

台灣電力公司核能二廠用過核子燃料
乾式貯存設施安全分析報告



安全審查報告

物管
FCMA

行政院原子能委員會放射性物料管理局
中華民國一〇四年四月

目錄

總說明	- 1 -
第一章綜合概述.....	- 4 -
第二章 場址之特性描述	- 7 -
第三章 設施之設計基準	- 21 -
第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	- 28 -
第五章 設施運轉計畫	- 31 -
第六章設施之安全評估，含預期之意外事故評估	- 37 -
第一節 臨界安全評估.....	- 37 -
第二節 結構評估	- 40 -
第三節 熱傳評估	- 62 -
第四節 輻射屏蔽評估.....	- 72 -
第五節 密封評估	- 87 -
第六節 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估.....	- 91 -
第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫.....	- 107 -
第八章 消防防護計畫	- 112 -
第九章 保安計畫及料帳管理計畫	- 115 -
第十章 品質保證計畫	- 117 -
第十一章 除役初步規劃	- 122 -
附件一 重要管制事項彙總表.....	- 124 -
附件二 品保管理事項彙總表.....	- 125 -

「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」

安全審查報告

總說明

核二廠用過核子燃料貯存池即將貯滿，台電公司決定於該廠內設置乾式貯存設施，規劃將部分貯存池中的用過核子燃料移置乾式貯存設施貯放。乾式貯存設施場址位於核二廠區內第一、二號機北邊緊急海水泵室(ECW)旁空地，場址面積為 0.84 公頃，包括貯存平台面積約 0.2 公頃及其他草坪面積約 0.64 公頃，貯存平台面積可細分為貯存設施基座平台面積 0.11 公頃及進場基座平台面積約 0.09 公頃。將安置 27 組護箱，共可貯放 2,349 束用過核子燃料。

核二廠乾式貯存設施設計使用 50 年，貯存設施使用美國 NAC 公司設計，並通過美國核能管制委員會(以下簡稱美國核管會)審查通過核准使用的 MAGNASTOR 混凝土護箱貯存系統(證號為 72-1031)，系統主要組件包括密封鋼筒、傳送護箱與混凝土護箱。為適應核二廠的作業條件與環境特性，進行修改的部分，包括為了符合國內比美國嚴格的輻射劑量限制而增加混凝土護箱的厚度。

台電公司於 101 年 2 月 14 日依放射性物料管理法第 17 條第 1 項規定，向行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)申請核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照，經本會查核申請文件、申請人資格及送審資料之完整性後，於 101 年 3 月 15 日受理該申請案，並由原能會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)籌組審查團隊進行安全分析報告審查。

核二廠用過核子燃料乾式貯存設施的安全分析報告，係依照原能會「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」規定之內容架構撰寫，其內容共 11 章。物管局對安全分析報告的審查，主要以國內與美國之相關法規與技術標準為根據。參照

之我國法規包括：放射性物料管理法及其施行細則、申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則、輻射防護法及其相關規定等；美國之法規與標準則包括：美國聯辦法規(10 CFR 72)、美國核管會技術規範 1536 號與 1567 號；另外參照我國與國際之相關工業標準，如國家標準(CNS)、美國機械工程師學會(ASME)標準、美國混凝土協會(ACI)標準、美國國家標準協會(ANSI)標準等。

安全分析報告的審查團隊由物管局邀集 30 位國內專家學者所組成，分成綜合、場址、運轉、核臨界、屏蔽與輻射防護、結構、熱傳、密封、意外事件以及品質保證等共 10 個分組，進行審查作業。每個分組均設置召集委員綜理該分組審查事項，並視需要邀集委員召開分組審查會議。另外，物管局並針對熱傳分析、屏蔽與輻射防護等關鍵性議題，與國內學術機構合作進行相關研究，且由財團法人國家實驗研究院地震工程研究中心(NCREE)平行驗證結構耐震安全，並邀請日本中央電力研究所(Criepi)協助確認密封鋼筒材料耐腐蝕等議題，另與美國核管會建立管道提供審查處理的經驗供參考。

核二廠乾式貯存系統之設計基準，亦即基本使用限制條件如下：

- 一、貯存之用過核子燃料必須為：(一)沸水式核能發電機組之用過核子燃料，且具備完整性；(二)鈾 235 最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 35,000 百萬瓦日/公噸鈾 (MWD/MTU)，冷卻時間最少 20 年。
- 二、該設施總共設置 27 組護箱；每 1 組護箱最多裝載 87 束用過核子燃料，每組護箱之熱負載不得高於 14.6 千瓦(kW)。
- 三、該設施之輻射劑量限制為：乾式貯存設施對位於廠界處的一般人所造成之年有效劑量，依「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 5 條規定，對設施外一般人所造成之

個人有效劑量，不得超過 0.25 毫西弗/年，並符合合理抑低原則。台電公司貯存設施之設計，在廠界處的一般人年有效劑量，不得超過 0.05 毫西弗/年。

安全分析報告歷經六次審查，並由台電公司針對審查意見逐項回覆說明(如附件)，已澄清審查委員所提出之安全相關意見，主管機關審查結論認為「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告經審查結果可以接受」，貯存設施依審查通過之安全分析報告興建，能符合安全要求，並足以保障公眾與設施之安全。

未來乾式貯存設施興建完成後，台電公司仍須提出運轉執照申請，經審查核准後始得運轉；有關運轉之限制與規定，原能會將依放射性物料管理法施行細則第 26 條之規定辦理審查。

第一章綜合概述

一、概要

台電公司為持續核二廠營運，在核二廠內設置乾式貯存設施，規劃將部分用過核子燃料移至乾式貯存設施貯存。核二廠乾式貯存設施規劃貯存 27 組護箱（2,349 束燃料），其配置詳如安全分析報告圖 1.2-5。貯存場預定場址西南側鄰近核二廠第一及第二號機組，東南側為第三號機預定地，北側跨過小山丘後為基金濱海公路及循環水出水口，計畫面積約為 0.84 公頃。

本章說明核二廠乾式貯存計畫之緣由與目的、引用法規與設計準則、位置、貯存系統概述與使用限制條件、使用年限、作業程序及設施配置等。

核二廠用過核子燃料乾式貯存系統，係參照美國 NAC 公司設計之 MAGNASTOR 貯存系統，並考量核二廠特定需求進行設計修改，其設計壽命年限為 50 年。本系統的主要組件有密封鋼筒、傳送護箱與混凝土護箱，核二廠用過核子燃料乾式貯存設施計畫貯存之用過核子燃料為完整的 GE8x8-2 和 ANF8x8-2 用過核子燃料，其鈾 235 最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 35,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 20 年，每一密封鋼筒最大設計熱負載為 14.6 kW。每一只護箱可裝載 87 束 BWR 用過核子燃料，本計畫設計可貯存 27 組護箱，共 2,349 束用過核子燃料。

為因應貯存作業需求之輔助設備，包括傳送護箱吊軌、密封鋼筒吊掛系統、遙控/自動銲接機、現場銲接用屏蔽板、密封鋼筒排水與吹洩系統、氬氣偵測系統、真空乾燥系統、氬氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索、壓力測試系統、輔助油壓系統、傳送護箱環狀間隙填充/循環水冷卻系統、多軸板車、傳送護箱防倒系統、防撞緩衝器及防震設備、及耐單一功能失靈之門型吊車等。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 11 項審查意見，經召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

(一)引用法規與設計基準

安全分析報告中引用的法規與設計準則，計 155 項。經審查發現台電公司原引用兩項美國法規指引 RG 1.38 及 RG 3.41，已被美國核能管制委員會(NRC)撤銷；台電公司說明 RG 1.38 於 2010 年撤銷，改以 ASME NQA-1 取代，本案品保規定必須符合 ASME NQA-1 要求；RG 3.41 已於 1986 年撤銷，並於 1998 年被 RG 3.71 取代，而 RG 3.71 內容為美國核管會表達接受 ANSI/ANS-8 制定之相關核能臨界安全標準，本案採用 ANSI/ANS-8 制定之 ANSI/ANS 8.17 及 8.21 標準為準則，並依據審查委員意見修訂為最新版次，刪除 RG 1.38、RG 3.41，不會影響該安全分析報告。另台電公司依照委員意見，重新逐項檢視報告中引用的法規與設計準則的合宜性，經重新修訂後計 123 項，修訂後之報告可以接受。

另材料規範 ANSI/ANS 57.9，經審查發現已被美國國家標準學會/美國核子學會撤銷。台電公司說明安全分析報告引用 ANSI/ANS 57.9 規範中之負載組合作為乾貯設施結構評估之依據，經查 NUREG-1536 Rev.1 (2010) 對於負載組合之內容與 ANSI/ANS 57.9 一致，據此刪除 ANSI/ANS 57.9 準則，不會影響該安全分析報告。修訂後之報告可以接受。

(二)貯存系統概述及使用限制條件

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」附錄之要求，安全分析報告應詳述「護箱吊昇高度限制及表面最大劑量限值」。台電公司說明本案執行傳送護箱(內含已裝載之密封鋼筒)吊舉之吊具為耐單一功能失靈吊車(single-failure-proof crane)，依據 NUREG-0612 無須考慮墜落分析。本案亦無混凝土護箱之吊舉作業，故無傳送護箱與混凝土護箱之吊昇高度限制。

若發生超過設計基準事故，造成混凝土護箱傾倒，且門型吊車無法作用時，台電公司說明可採用臨時門型吊車模組於現場組裝或採大型移動式吊車支援，如需拆除部份圍籬，將依現場保防、保安及輻防情況配合執行行政管制措施。行政管制措施、吊車扶正傾倒混凝土護箱相關處理措施、傾倒混凝土護箱底部輻射屏蔽及人員防護、500 噸以上移動式起重機支援協議及地面承載要求、拆除內外圍籬範圍及影響等，台電公司說明將納入

意外事件應變計畫書中說明。審查結果認為可以接受。

三、審查結論

本章之引用法規與設計準則、貯存系統使用限制條件、使用年限、作業時程規劃、作業程序及設施配置，審查結果認為可以接受。

第二章 場址之特性描述

一、概要

本章場址之特性描述，在於說明核二廠用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)所在場址及其附近區域之地形與地貌、地質與地震、水文、氣象、周圍人口概況，以及其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素等，並提出設施設計及安全分析有關之場址的特性評估。

乾貯設施場址所在地位於核二廠區內部，西南側鄰近核二廠第一及第二號機組，東南側為第三號機預定地，北側跨過小山丘後為基金濱海公路及循環水出水口，根據「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，本章內容之撰寫，得引用核二廠之場址資料。

本章之審查主要著重於調查資料之補充說明、相關引述文獻資料之更新、重要場址特性之分析評估等，期使貯存設施整體場址之特性描述結果能充分合理。

二、審查發現

本章審查成立場址特性描述審查分組，進行書面審查提出涵蓋綜合性及各項技術性審查意見，共計 30 項。審查委員召開五次分組審查會議，並就近期有關場址特性之新事證，審慎評估台電公司所提佐證資料後，確認審查意見及台電公司答復說明。本章之重要審查發現分述如下：

(一)在地形與地貌方面，針對區域及場址分別提供適當比例尺之地圖，標明貯存設施所有場界範圍與附近重要地理特徵。主要內容如下：

1. 核二廠位在新北市萬里區野柳里，萬里區東北濱太平洋，東南與基隆市臨界，西南隔著五指山與台北市士林區、新北市汐止區毗鄰，西北與金山區接壤，區境三面環山一方面海。原始地形均為大屯火山群熔岩流或火山碎屑堆積形成之火山台地地形。
2. 乾式貯存設施場址所在地位於核二廠區內第一、二號機北邊 ECW 旁的空地，場址基地外形呈不規則狀，最寬處約 120 公尺，屬於已經過人工整地之平地，地表植有人工草皮，地勢平坦開闊，地面高

程約 12 公尺，面積約為 0.84 公頃，貯存設施混凝土基座完成高程為 12.3 公尺。

3. 對外聯絡交通以公路為主，主要幹道為台 2 省道，大致傍海岸線蜿蜒而行。核二廠一、二號機組廠房，位於場址南方約 200 公尺處。貯存護箱預定運輸路線規劃，由一號機及二號機運出後，將先向東運送，到達清潔廢棄物倉庫後往北，繞過新建之洗衣房後，沿既有道路到達場址。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址所在地與核一廠相距不遠，區域特性描述資料應有一致性；(2)檢視核二廠營運迄今的文獻與內部報告，台電公司需對於場址不利之地理狀況加以說明。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)由於核一廠與核二廠兩廠區相距不遠，大尺度的場址特性資料並無不一致，惟在場址範圍仍有若干差異，已分別彙整提出場址區域特性異同之比較說明，以及場址附近地理狀況對場址影響之說明；核一、二廠乾式貯存設施皆位於台灣島北部濱海，可能影響設施安全的地質因素相近，核二乾貯場址為開闊的平坦地形，較為單純；另增加火山活動可能影響的補充說明。(2)針對附近地理狀況，在道路方面參照美國 10CFR 72.106 規定，核二乾式貯存設施符合至公路距離達 100 公尺的要求。依據最新降雨資料保守計算得到之洪峰流量小於東側排水渠道與西側排水渠道之設計流量。除了前述火山活動及海嘯影響另有說明外，其餘鄉鎮人口分布、山脈之山坡地地形、區域內湖泊分部、海岸線等地形現況均無對場址不利情形。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，有關火山活動及海嘯影響另有說明外，審查委員認為其區域地形與地貌等地理狀況之描述可以接受。

- (二)區域地質及核二廠附近地質描述，包含地層及地質構造調查資料彙整、場址地工特性評估結果、土壤/岩層承载力、土壤液化及場址設計參數。並對場址區域之土石流潛勢、邊坡穩定及火山活動提出說明。主要內容如下：

1. 區域地質：

核二廠地區出露的地層包括漸新世至中新世沉積岩層，以及更新世噴發覆蓋於前述沉積岩層之上的安山岩流或集塊岩等火山岩，地表分布為近代未固結的沖積層、砂丘及人為填土等。主要的斷層構造為場址東南方的崁腳斷層以及西北方的金山與山腳斷層。崁腳斷層距離場址約 4 公里，金山斷層距離場址約 5 公里，二者均非中央地質調查所發布的活動斷層；而位於場址西北方距離約為 5 公里之山腳斷層則經中央地質調查所發布為第二類活動斷層。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)台電公司核能電廠補充地質調查報告中已說明山腳斷層的長度較已知長許多，且可能再延伸至更長，需進行更多的調查，提出新事證更新資料。(2)說明場址位於正斷層上盤可能造成的影響。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)依台電公司 101 年 11 月完成「營運中核能電廠補充地質調查工作—地質調查成果總結報告」內容，新增山腳斷層陸域北段與海域推估之斷層跡圖說，範圍涵蓋海域 40 公里的延伸長度，並提出山腳斷層延伸長度約 74 公里的新調查事證；(2)山腳斷層之傾角在地表下一定深度內，由 62°變為約 30°，而對核二廠與山腳斷層破裂點之最短距離估算，係假設斷層傾角為 62°。另一般而言，災害性地震多屬於淺源地震(0~70 公里)，假設山腳斷層震源深度為 10 公里。本設施場址位於山腳斷層上盤，估算核二廠與山腳斷層之水平最短距離約為 4.89 公里。依 74 公里新調查事證，參照委託國立中央大學「核能電廠場址振動特性及地震反應研究」之相同方法進行評估，評估結果符合安全設計基準要求；另亦經由具公信力第三者國家地震中心進行耐震影響再評估報告。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清，審查委員認為區域活動斷層之特性描述可以接受，並經由具公信力第三者國家地震中心進行耐震影響再評估報告，做為乾式貯存設施安全設計之重要佐證。

另針對台電公司 101 年 11 月 16 日向原能會提報之補充地質調查報告結果，不排除山腳斷層有繼續向外海延伸之可能，若後續於新調查事

證經原能會核定，應立即檢視再評估結果，必要時強化其防震措施。

2. 場址地質：

乾貯設施場址地層依各鑽探孔位井錄及參照地球物理測線成果，繪製六條 1/500 之地質剖面圖；第一層表土層與回填層，回填層厚度約為 0.6~7.3 公尺，下方土層組成多以粉土質粗砂(SM)及礫質砂(SP)為主，依 SPT-N 值分布區分為三個區間；第二層岩層，場址岩盤出現在地表下約 8.9 公尺至 16.8 公尺處，地表下 45 公尺以內之岩層主要為砂岩或砂頁岩互層。

乾貯設施基礎土壤承载力介於 $36\text{MT}/\text{m}^2$ 至 $43\text{MT}/\text{m}^2$ 間，比較平鈹載重試驗與由理論值計算之土壤承载力，皆大於乾式貯存設施所需之基礎設計荷重。

場址以最大地表加速度 $0.78g$ 進行液化潛能分析，依據地下水位觀測紀錄、潮汐、連續降雨及歷史降雨量等因素，經綜合評估之後，採用地表下 6 公尺做為評估液化潛能之設計地下水位。

乾貯設施場址內之參數決定，係依據地質調查與鑽探資料，進行綜合研判與數據分析。簡化地層中之覆土層分層，大致以其深度 0-5 公尺、5-8 公尺及 8 公尺以下加以分層，並分別就其單位重、SPT-N 值、凝聚力、摩擦角、彈性模數、波森比及水平地盤反力係數加以擬定；其中彈性模數及水平地盤反力係數依 SPT-N 值，以經驗公式加以推估，波森比依據台電公司「核二廠用過核燃料乾式貯存場址特性調查評估綜合評估報告」建議值取 0.25；砂岩之單壓強度約介於 50 與 $108\text{kgf}/\text{cm}^2$ 之間，由於層面之傾角約 10° ，單壓試驗強度多為岩材控制，簡化參數為單壓強度 $50\text{kgf}/\text{cm}^2$ 、摩擦角 37° 及凝聚力 $1.5\text{MT}/\text{m}^2$ 。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)補附詳盡之核二廠區附近地質圖，清楚說明場址預定地地質剖面，繪製岩盤等高線及地下水面等深度線圖需妥適呈現；(2)地質鑽探資料描述需再詳實敘述，修正及補充說明場址地工特性；(3)說明液化潛能分析及相關因應。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)修正核二廠區附近地質圖，並依場址特性調查評估綜合評估報告，繪製 1/5000 地表地質圖；依各項工程地質及大地工程特性調查，參考現場鑽探及試驗，進行場址 1/500

工程地質圖及地質剖面圖繪製，包含岩盤高程及涵蓋場址預定地鄰近砂丘之較長剖面，重新修正地下水位高程分布圖。(2)已修正或補充相關地工特性，對場址土岩分層、土壤特性、岩石強度及其物理性質等均已彙整於報告中；(3)場址液化潛能分析結果顯示，本場址具液化潛能，乾式貯存設施基座加採樁基礎設計以作為因應對策。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明與修正，審查委員認為場址地質及土岩地工特性之描述可以接受。

3. 土石流潛勢：

依行政院農業委員會土石流防災資訊網資料顯示，本區域分布之土石流潛勢溪流共 4 條，其中編號新北 DF208、新北 DF209 之潛勢溪流比較接近核二廠，經進行核二廠集水區範圍土石流影響評估結果，溪流短影響範圍有限。

審查委員提出主要的審查意見，包括 (1)當發生高強度豪雨時，通常為複合型災害，甚至上游因崩塌形成堰塞湖之潰決等，均需進行較保守之評估；(2)乾貯設施地區之現場地形、地貌等資料之調查分析，及是否有發生崩滑形成堰塞湖之地形條件；(3)此兩條潛勢溪流上游集水面積內是否有崩塌、土石堆積等情況，以及評估當發生土石流時，其土石堆積範圍及對場址之影響等進一步說明。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)核二廠乾貯設施場址位於基隆沿海集水區之萬里磺溪子集水區範圍內，本集水區根據經濟部中央地質調查所之「集水區地質調查及山崩土石流調查與發生潛勢評估計畫(3/3)」資料顯示，民國 89 年至 99 年間，以衛星影像及正射航照判釋結果，歷年山崩面積均不大且多僅為表土沖蝕，另依據 100 年重現期距雨量所預測之山崩面積均偏小。由於山崩面積偏小，提供土砂來源有限，平均溪床坡度約為 7~15 度，中下游溪床多已降至 3~6 度，上游沖刷的土砂大多已於下游溪床堆積，較難形成嚴重土石流；(2)堰塞湖形成之自然條件包括容易發生山崩或土石流之區域，前述說明已排除此一條件。台電公司於場址環境進行現地踏勘覆核，沿核二廠主要排水渠道上游溪流踏勘成果發現，場址環境植被茂密，溪床短淺，坡度平緩，河谷開闊，場址環境無造成嚴重土石流災害及形成堰塞湖之條件，與前述經濟部中央地

質調查所的計畫成果內容一致；(3)編號新北 DF208、新北 DF209 兩條土石流潛勢溪流，為核二廠區西側小溪的上游，在核二建廠時期已被整治為廠區內的排水渠道。各土石流分析單元依據水土保持技術規範規定之谷口及(/或)溢流點位置與扇狀地角度進行劃設，扇狀地半徑長度則以池谷浩公式進行計算，扇狀區兩側並以實際地形加以編修，最後以扇狀區內坡度 2 度之等坡度線作為土石流之到達邊界。分析結果顯示，由於各溪流出口後坡度極為平緩，由等坡度線可知，大多在坡度 2 度以下，使得各土石流之影響範圍都很小。土石流潛勢溪流的影響範圍距離乾貯場址約 1.5 公里，並且西側排水渠道以緩坡降排水入海，即便或有些許土石，也無提供土石移動的位能，場址不受土石流潛勢溪流之威脅。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明及提出相關現地複核資料澄清，審查委員認為土石流潛勢之評估可以接受。

4. 邊坡穩定：

核二廠自興建營運以來，廠區範圍與鄰近坡地並無發生大規模土石崩落情事，乾式貯存場址地形係經過人工整地之平地，地勢平坦開闊。

審查委員提出主要的審查意見：依據核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建經驗，場址之邊坡安全為重要議題之一。本場址特性依地形描述，雖場址預定地為人工整地之平地，惟西側有狹長山丘，需評析邊坡穩定議題，確認是否進一步執行穩定分析與設計。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)核二廠區道路臨台二線公路之邊坡，也就是委員所指場址西側的狹長山丘，高約 40 公尺，出露岩層為木山層之砂頁岩互層與白色厚層砂岩。96 年曾經發生局部坍塌，經評估係自然風化現象之崩坍，受風化作用與高角度節理所控制，節理解壓後造成落石；下邊坡則為崖錐堆積，是上邊坡坍塌土石所堆積之暫態穩定邊坡，坡度約 2H:1V；(2)場址西側狹長山丘之邊坡，距廠區設備遠，有足夠腹地不至影響公路，目前坡面保護良好，坡趾未開挖且距離乾貯設施場址超過 100 公尺有足夠退縮距離，不致造成影響。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清，審查委員認為邊坡穩定之評估可以接受。

5. 火山活動：

大屯火山群位在計畫場址的西南方約10公里(場址與七星山距離)，分類雖屬於「活火山」但目前處於休眠火山狀態，短期內不會噴發。核二廠在第三次十年安全評估時，亦假設大屯火山群中距該廠最近之丁火朽山及湊子山爆發，廠址不在岩漿噴發後流動路徑上，不會受到威脅，對乾式貯存設施場址造成影響極低微。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)大屯火山群為核二廠近距離的區域活動構造。先前認為距離現在最近的爆發年代為幾十萬年，但新近的研究已顯示僅為六、七千年，亦即為活動的火山，針對火山活動可能之影響；(2)相關監測需補充說明；(3)考量既往海底火山調查事證以及海底火山對海嘯影響之評估。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)有關大屯火山之研究，已彙整相關文獻補充修正於報告內容。引述經濟部中央地質調查所文獻，以及99年召開之學者專家諮詢會議，大屯火山群歸類為「休眠活火山」，且大屯火山群兩次密集大規模噴發活動的間隔約為20萬年，最近一期大屯火山群的噴發時間約距今2萬年或5,500年，短期內應不會噴發。核二廠乾式貯存設施預計運轉50年，不致受到大屯火山群潛在可能噴發的影響。若是噴發，由於核二廠廠址不在熔岩流動路徑上，可能之影響為火山灰造成混凝土護箱進氣口完全堵塞，另依第六章相關意外事故與天然災害因應措施處理；(2)經濟部中央地質調查所自93年度起推動「大台北地區特殊地質災害調查與監測」計畫，已在大台北地區及大屯火山群建立長期監測站，持續進行多項包括溫泉水質、火山氣體成分、土壤氣體中二氧化碳通量、地下溫度以及微地震等觀測；(3)依「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究」報告，已考慮東北外海龜山島一帶的火山活動。龜山島位於淺海地形上，造成海嘯機率相對較低，對核二廠的威脅亦相對較低。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為區域性火山活動之場址特性描述可以接受。

(三)乾貯設施場址地震紀錄、活動斷層資料彙整結果及評估地震之影響。

主要內容如下：

1. 地震紀錄：

安全分析報告列出台灣地區 1972 年以前的地震資料，以徐明同(1980,1989)所整理之地震目錄為主，經尺度轉換後，表列距核二廠 161 公里(100 哩)範圍內之地震，並繪製地震規模及震央位置分布圖。另依中央氣象局地震觀測網資料，列出 1972 年至 2010 年期間之地震紀錄，繪製地震規模(3 以上及 6 以上)及震央位置分布圖。

2. 核二廠設計基準地震(DBE)：

核二廠建廠時訂定基礎岩盤之 DBE 為 0.4g。乾式貯存設施場址位於核二廠區內，乾式貯存設施之設計地震係以核二廠之設計地震相關參數為主要數據，經考慮場址地表土壤放大效應，分析至地表所得之加速度值，採保守訂定乾式貯存設施設計地表加速度為 0.88g。

3. 活動斷層：

台電公司於 101 年 11 月完成「營運中核能電廠補充地質調查工作」，並依原能會要求完成海域 40 公里範圍內調查，其中並無海底下實際鑽探，以及證實斷層活動性之證據。以保守假設發生最嚴重的狀況，也就是山腳斷層全長 74 公里同時發生錯動情節，乾式貯存設施場址之水平最大地表加速度(PGA) 仍小於其設計地表加速度。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)爰引核二廠設計基準做為乾式貯存設施設計基準，必須重新檢視其妥適性；補附利用定值法評估山腳斷層可能造成核二廠之地表最大加速度值之評估；(2)針對核二廠乾式貯存設施因應山腳斷層 74 公里之耐震安全再評估的評估作業，台電公司需參照核子反應器設施「地震危害度分析報告」之作法，請具有公信力的第三者進行評估；依 101 年 11 月台電公司提報之補充地質調查報告結果，不排除山腳斷層有繼續向外海延伸之可能，若後續於新調查事證經原能會核定，應立即檢視再評估結果，必要時強化其防震措施。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)依據定值法評估山腳斷層活動，可能造成核二廠乾式貯存設施場址之最大地表加速度值，以斷層總長度 74 公里，保守假設山腳斷層同時發生錯動時，可能引發的地震矩規模大小約為 $M_w = 7.3$ ，另根據吳逸民等以台灣地震紀錄建立之經驗公式，換算得芮氏地震規模 $ML = 6.9$ 。參照委託國立中央大學「核能電廠場址振

動特性及地震反應研究」之相同方法、參數，將斷層長度以 74 公里進行評估，算得核二廠乾式貯存設施場址地表的 PGA 為 0.60g，較乾式貯存設施之設計地表加速度 0.88g 為低；(2)依據審查要求及未來乾式貯存設施之耐震安全再評估，台電公司委託國家地震工程研究中心執行「核能二廠用過核子燃料乾式貯存設施因應山腳斷層新事證耐震安全再評估」，以保守假設山腳斷層帶延伸至棉花峽谷之條件，進行初步評估。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清，審查委員認為地震之場址特性描述可以接受。重點說明如後：(1)參照美國聯邦法規 10 CFR 72.212(b)(6)規定，核電廠內乾式貯存設施之設計基準應比照同廠址之核子反應器設施基準，目前核二廠耐震設計基準為 0.4g，乾式貯存設施設計基準已考慮場址地表土壤放大效應，採保守之設計地表加速度，審查委員認為可以接受；(2)台電公司於 101 年 11 月 16 日提送原能會有關山腳斷層 74 公里新調查事證，安全分析報告第二章場址之特性描述以 74 公里新事證描述符合要求。台電公司於 102 年 7 月 31 日委由國家地震工程研究中心簡報初步評估結果，以山腳斷層延伸分布至棉花峽谷評估條件，能涵蓋 74 公里，符合核二廠乾式貯存設施安全分析報告場址分組審查意見之要求，審查委員認為可以接受。(3)山腳斷層後續若有經原能會核定之新調查事證，台電公司應重新進行乾式貯存設施耐震設計檢視或再評估，必要時強化其耐震措施，以確保乾式貯存設施安全。

(四)在海嘯方面，分別說明場址鄰近地區海嘯紀錄及可能發生區域與核二廠鄰近地區之海嘯分析。主要內容如下：

1. 海嘯最早之歷史紀錄，為發生於 1867 年 12 月 18 日基隆大海嘯，係由於基隆外海地震引起。最高波高經推估為 7.5 公尺，此亦為東北海岸一帶至今所發生最大規模之海嘯。
2. 核二廠建廠時，預防海嘯採用之設計高程為 10.28 公尺 (9 公尺海嘯高度加上 1.28 公尺之最大潮汐高度)，預測造成最大海嘯 9 公尺係為參考歷史海嘯事件暨文獻蒐集資料後的保守預測。
3. 福島事件後，台電公司於 101 年 4 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，報告結論顯示海嘯溯上高度在高程 4.37 公尺至 4.66 公

尺之間不等，低於核二廠區平均高程 12 公尺。乾式貯存設施場址之高程在 12 公尺以上，評估海嘯不會造成安全上的影響。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)場址之海嘯分析除了地震型海嘯撰述外，亦請考量既往對海底火山及海底山崩對海嘯影響之調查事證；(2)有關引用行政院國家科學委員會(以下簡稱國科會)針對可能影響台灣之最大海嘯震源評估，請台電公司於報告內補充說明 Shanjiao1(為山腳斷層靠內陸之區段)與 Shanjiao2 (為山腳斷層靠外海之區段)之相關參數內容；有關海嘯在淺水中傳遞速度較慢，無法說明振幅會相對較低；淺海水量較少，相對於深海可能有較小之振幅，這部份論述在過去的文獻是少有模擬數據，請修正；(3)海嘯設計基準採核二廠現行 10.28 公尺；另請台電公司參照國內核能電廠現有安全防護體制全面體檢方案總檢討報告，依現行設計基準水位提高 6 公尺之海嘯規模，分析其對乾式貯存設施的影響；(4)有關核二廠乾式貯存設施海嘯的安全性評估，請採保守方式進行湧潮與護箱交互作用之模擬評估。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1) 921 地震之後，已執行「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究工作」(2001)，研究台灣北部基隆外海地區地震伴隨的海嘯災害，評估基隆外海發生規模(M_w)分別為 7.0、7.5、8.0 的地震時，結果對核一、核二廠並不構成太大威脅；針對台灣北部外海海底火山可能引起的海嘯，由於台灣北部外海的火山活動區，大多屬於淺海地形，外海海底火山活動引起的海嘯對核二廠應無威脅；(2)依 101 年 4 月完成「核能發電廠海嘯總體檢評估—第二核能發電廠第二階段期末報告書」，並採用國科會研究之 22 個海嘯震源，其中 Shanjiao1(為山腳斷層靠內陸之區段)、Shanjiao2(為山腳斷層靠外海之區段)、Shanjiao1+2(考慮山腳斷層之兩個子斷層同時錯動所可能造成之海嘯威脅)等震源區進行評估，結果顯示核二廠區最大溯升水位在高程 4.37 公尺至 4.66 公尺之間；(3)台電公司另委託中興工程顧問公司執行海嘯安全性評估，針對超過現行設計基準 10.28 公尺水位提高 6 公尺之海嘯規模，採保守方式進行湧潮與護箱交互作用之模擬評估，以涵蓋海底火山、海底山崩等不確定性因素，海嘯夾帶大量泥砂比重大於海水，直接衝撞混凝土護箱並分析對乾式貯存設施之影響。模擬分析結果顯示，海嘯對設施混凝土護箱仍在安全設計容許範圍以內。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清，審查委員認為海嘯之場址特性描述可以接受。重點說明如後：(1)參照美國聯邦法規 10 CFR 72.212(b)(6)規定，核電廠內乾式貯存設施之設計基準應比照同廠址之核子反應器設施基準，目前核二廠之設計海拔高度標準為 10.28 公尺，乾式貯存設施場址高程，審查委員認為可以接受；(2)針對超過設計基準發生意外事故之情節，台電公司依場址條件採較保守之情境，以二維模擬分析結果，顯示海嘯對核二廠乾式貯存設施混凝土護箱仍在設計考慮範圍內，審查委員認為可以接受。

(五)乾貯設施場址區域水文特性的描述包括場址附近之地表水文、地下水文、洪水、附近居民飲用水源及海水等。安全分析報告對前述項目已提出相關數據、圖表及分析說明，包括核二廠附近河川分布、區域及場址地下水位高程分布、核二廠及本貯存設施場址地下水流向分析、地下水位觀測資料、防洪及防水評估、核二廠區之設計洪峰流量與各項設計參數。主要內容如下：

1. 場址地下水位約在地表下 7.2~9.5 公尺間，水位起伏約在 2 公尺內。地下水流向主要自廠區南側丘陵沿東西兩側野溪向北流入北側海濱，場址範圍內之地下水則由南側邊界往北北東方向流出邊界，場址內地下水之最大流速約為 0.03 m/day。
2. 核二廠排水幹道有兩條-西側排水渠道(Creek A)與東側排水渠道(Creek B)。洪峰流量皆小於東側排水渠道出海口設計流量 114cms、西側排水渠道出海口設計流量 138cms 與西側排水渠道至基金公路交叉口設計流量 90cms。
3. 依「台灣北部地區居民生活環境與飲食習慣調查總結報告」顯示，核二廠周圍五公里內附近居民飲用水源調查，近年來核二廠附近居民自來水用戶顯著增加，其他飲用水源減少，其中明顯減少溪水以及抽水井的飲用。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)在豐水期（或暴雨情況），其地下水位短期之上升高度，是否會在地表下 6 公尺以上，若有此情況需評估土壤液化；(2)請檢核目前設計之排水渠道斷面是否能負荷設計流量，另請提供渠道之原始設計斷面、設計坡度及流速等，並據以探討是

否容許報告中所述之頻率排水；(3)需進行乾式貯存設施地下水汙染監測工作。

台電公司相關答覆說明內容指出：(1)在 102 年已針對場址地下水位進行補充量測，測得水位多在地下 8 公尺附近，場址液化評估採地下 6 公尺進行計算已為相對保守。台電公司並擬訂後續地下水位監測計畫及做好自主管理，於施工建造期間仍持續進行地下水位的量測。未來有監測到地下水位超出原始設計水位時，將適時回饋分析評估，視需要提出因應改善措施；(2)廠區主要排洪設施為西側排水渠道(Creek A)，在廠區大門區段斷面上寬約 6 公尺、底寬約 4 公尺、高約 5 公尺；在出口區段斷面上寬約 9 公尺、底寬約 8 公尺，平均坡度約 2.48%。參照 99 年完成之「核二廠放射性廢棄物貯存設施對防洪及防水評估報告」，以及水土保持技術規範第 16 條無因次降雨強度公式推估降雨強度，並取基隆氣象站近 5 年與近 15 年內的最大平均降雨(分別為 4078.6mm、5438.1mm)進行評估。計算出 10,000 年重現期距之洪峰流量，皆小於東側排水渠道出海口設計流量 114cms、西側排水渠道出海口設計流量 138cms 與西側排水渠道至基金公路交叉口設計流量 90cms；(3)核二廠乾式貯存設施場址於設施運轉後必要時將加強地下水汙染監測。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清，審查委員認為水文之場址特性描述可以接受。

(六)在氣象方面，主要審查內容包含氣候特徵與空氣品質，安全分析報告在氣候特徵方面，特性描述包括降水量與降水日數、氣溫、相對濕度、風速與風向、氣壓、日照時數、颱風及雷雨紀錄分析。在空氣品質方面，進行乾貯場址地區空氣品質資料蒐集分析以及空氣品質調查作業。場址懸浮微粒(PM10)、二氧化硫(SO₂)、二氧化氮(NO₂)及一氧化碳(CO)屬於空氣污染防治區劃分之二級防制區，臭氧(O₃)屬於空氣污染防制區劃分之三級防制區。並提出背景空氣品質調查分析結果。

審查委員提出主要的審查意見為：氣候特性蒐整中央氣象局台北、基隆、淡水氣象測站 90-99 年之氣候資料，以及空氣品質部分僅使用 95-99 年之資料，請予以補強，並確認涵蓋目前最新且至少三年以上之資料。

經台電公司補充修正，確認為最新且至少三年以上資料。審查委員同意安全分析報告所提氣象資料之引述與分析。

(七)在周圍人口概況方面，安全分析報告對於周圍人口概況之描述，涵蓋距離核二廠乾貯計畫場址中心 5 公里範圍內之行政區。分析半徑 5 公里內之人口現況、人口成長概況及年齡結構。繪製場址半徑 5 公里內可能人口聚集處及行政區圖，並統計新北市萬里區、金山區與基隆市中山區、安樂區迄 99 年底人口現況、歷年(89 年至 99 年)人口數變動情形及現況差異。

審查委員認為，前述安全分析報告周圍人口概況之內容，足夠描述場址鄰近區域人口資訊。

(八)其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素，主要包含噪音與震動、公共設施及交通運輸等三項場址特性因素對設施設計與建造之影響。針對上述場址特性影響因素內容，審查委員同意接受其說明內容，符合本章節要求內容。

三、審查結論

(一)本設施場址及區域之地形與地貌部分，計畫場址位置、地形、場界範圍、附近地貌與現況之說明及附圖，經審查結果認為可以接受。

(二)本設施場址附近之山腳斷層為最主要的區域地質構造，依台電公司提出更新之海陸域總長 74 公里活動斷層特性描述，經審查結果認為可以接受。於山腳斷層錯動 74 公里之條件下，定值法評估獲得之地表加速度小於乾式貯存設施之設計值，審查結果認為可以接受。

(三)本設施場址地質特性提供地表與地下地質探查資料、液化潛能評估、邊坡穩定評析與火山活動影響等，審查結果認為可以接受。

(四)本設施上游兩處土石流潛勢溪流，經台電公司對土石流成因、場址現地條件踏勘覆核結果及影響範圍之評估，場址環境無造成嚴重土石流災害及形成堰塞湖之條件，審查結果認為可以接受。

(五)依據核能電廠海嘯總體檢評估顯示，海嘯溯上高度不致影響設施場址之評估結果，審查結果認為可以接受。另針對超過設計基準發生意外

事故之情節，台電公司採較保守之情境模擬分析，顯示海嘯對核二廠乾式貯存設施混凝土護箱之影響仍符合安全設計要求，審查結果認為可以接受。

(六)本設施場址水文、氣象、周圍人口概況及其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素，審查結果認為可以接受。

(七)本章重要管制事項 1 項，摘要列於表 2-1，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。

表 2-1 場址特性重要管制事項

序號	項次	章節	內容	確認時機
1	2-1	2	場址未來若有活動斷層、海嘯之新事證經原能會核定，或地下水位監測結果發現高於設計地下水位時，台電公司應重新驗證評估，必要時應提出改善措施，並更新安全分析報告。	興建期間

第三章 設施之設計基準

一、概要

本章敘述台電公司核二廠用過核子燃料乾式貯存設施之設計及建造，內容說明設施之設計及設施建造規劃等，確保乾式貯存設施之設計基準，皆能符合法規之要求。

核二廠乾式貯存設施內將置放 27 組貯存護箱，此護箱系統係依經美國核能管制委員會(NRC)核准使用的美國 NAC 公司 MAGNASTOR 混凝土護箱貯存系統加以部分設計修改而得。每個護箱盛裝最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 20 年、鈾 235 最大初始鈾濃縮度 3.25 wt%及熱負載低於 14.6 kW(千瓦)，以符合核二廠用過核子燃料條件。本系統主要由密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱所構成，每個護箱可貯存 87 束沸水式用過核子燃料。

核二廠乾式貯存設施及貯存護箱之設計基準的審查內容包括：貯存護箱設計、構造安全設計、輔助系統及設備設計、公用系統及設備之設計、設施各結構系統與組件之分類、輻射安全設計、作業安全設計、預防異常狀況或意外事故之設計，利於未來除役作業之設計及設計資料圖說等。

二、審查發現

本章之審查共提出 21 項審查意見，審查委員召開三次分組審查會議，確認審查意見及台電公司答復說明。本節之重要審查發現分述如下：

(一) 貯存護箱設計

貯存系統主要設計基準及接受準則詳列於安全分析報告表 3.1.1-4，同時包括主要天然災害設計基準及接受準則。密封鋼筒與燃料提籃、混凝土護箱、傳送護箱等主要組件之設計參數與依據規範等分別表列於安全分析報告表 3.1.1-5~7。

本章說明該貯存設施主要結構物包括(1)密封鋼筒與燃料提籃，(2)混凝土護箱，以及(3)傳送護箱等重要系統之安全功能設計與遵循法規及標準。另如安全分析報告表 3.1.1-8 則說明不適用美國機械工程師學會鍋爐與壓

力容器規範(ASME B&PV Code)之替代方案。經審查後發現，符合「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」有關設施之設計基準須說明事項。

審查委員要求台電公司應特別考量美國核管會資訊通告(Information Notice 2012-20)之建議，將應力腐蝕劣化(SCC)列為密封鋼筒長期密封性能應考量之安全議題，並指出在沿海貯存環境下，必須建立一套有效的維護與監測計畫(Maintenance and Surveillance program)。因此，要求台電公司應考量溫度對 304/304L 腐蝕及孔蝕之效應，及鹵素離子濃縮對密封鋼筒不銹鋼應力腐蝕劣化問題。

台電公司說明為確保乾式貯存設施長期貯存之安全性，並為加強民眾之信心，於申請試運轉許可時，將提出核二乾貯設施之維護與監測計畫，採取持續且嚴密的監測，其中有關環境測試試片位置，將整體評估 SCC 效應後，再檢討確認，而該計畫內容亦將研析國內沿海環境發生 SCC 之閾值，以確認核二乾貯環境試片安裝位置有效性。此外，核二乾貯設施維護與監測計畫亦將參考美國及日本在 SCC 長期研究計畫成果，進行必要之修正。

(二) 構造安全設計

審查重點包括：設施土木設計、結構設計、防洪及排水設計、消防系統設計，以及設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性及耐磨損性等之系統概述、設計及運轉參數，及遵循之法規與標準等內容。審查後發現符合「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」有關設施之設計基準應說明事項。貯存設施結構在各種負載的不同組合與天然災害的情況下，均需滿足設計準則，詳細分析參見第六章第二及六節。

因為乾式貯存場為一獨立結構物，在考量土壤結構互制(SSI)效應後，應評估貯存護箱及外加屏蔽是否因地震造成滑動或傾倒。為保守計算，另要求護箱設計地震加速度不得低於 0.78 g。因土壤結構互制效應，在地震分析中以 0.88 g 的水平加速度與 0.78 g 的垂直加速度作為混凝土護箱基座的地震加速度，評估混凝土護箱是否傾倒。安全分析報告表 3.1.2-1 說明貯存場混凝土基座設計參數及依據規範；依據美國機械工程師學會鍋爐與

壓力容器規範第三部第 NB 及 NG 子部、美國國家標準協會 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 等設計規範表列說明密封鋼筒各組件之結構設計分類及其應力接受準則，如安全分析報告表 3.1.2-2，安全分析報告表 3.1.2-3 乃依據 NUREG-1536 與 NUREG-0800 之要求，說明正常、異常及意外情況下之密封鋼筒之設計負載組合；另安全分析報告表 3.1.2-4 為 ANSI/ANS-57.9 及美國混凝土協會(ACI-349)所建議之混凝土護箱之設計負載組合分析。

審查委員要求說明「表 3.1.1-4 本系統主要設計基準及接受準則」所列混凝土最高可接受溫度高達 93.3°C，惟混凝土結構物於長期高溫狀態下使用，其材料、力學、化學特性皆可能改變，如何評估其長期有效性？台電答復依據 NUREG-1536 的說明，混凝土護箱在設計壽命期間正常條件下的混凝土可接受溫度上限為 93.3°C，經台電公司答復說明澄清後，審查委員認為溫度設計基準可以接受。

(三) 輔助系統及設備之設計

輔助設備用於密封鋼筒之燃料裝載、密封，以及反應器廠房內外傳送作業；主要包括有傳送護箱吊軌、自動銲接機、現場銲接用臨時屏蔽板、密封鋼筒排水與吹卸系統、氫氣偵測系統、真空乾燥系統(Vacuum Drying System, VDS)、氫氣測漏系統(Leakage Test System, LTS)、密封鋼筒翻轉架與吊索、密封鋼筒吊索與操作工具、壓力測試系統、輔助油壓系統、傳送護箱環狀間隙填充系統、傳送護箱運送車、防震設備，以及雜項吊索與吊具附件等。除傳送護箱吊軌及密封鋼筒吊掛系統屬於品質分級 B 級外，其餘皆屬於 NQ 級。

傳送護箱吊軌為銜接起重機(燃料廠房吊車或貯存場門型吊車)吊鈎與傳送護箱吊耳軸的吊具，其設計應符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 規範要求。燃料廠房護箱吊車已改善成耐單一功能失靈吊車(single-failure-proof crane)，該吊車即使發生單一零組件失效，仍不會喪失制動與懸吊緊要荷重之能力，其功能將可防止密封鋼筒墜落事故之發生；另外，密封鋼筒吊索為裝滿燃料束的密封鋼筒進入混凝土護箱作業時與起重機吊鈎銜接的吊具，其設計須符合 ANSI 14.6 規範要求，組裝完成須經

3 倍負載的安全測試。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)乾式貯存場使用的門型吊車(gantry crane)，如何設計防止單一失靈(single-failure-proof)？(2)請補充說明密封鋼筒吊掛系統有關門型吊車之設計需符合 NUREG-0554, NUREG-0612 及 ASME NOG-1 等應適用之內容，另鏈條捲揚機亦同；在此應增加說明此門型吊車應符合 single-failure-proof 之安全設計。

台電公司答覆說明：(1)使用複置(redundant)結構與機制，當某一設備失效時，不會導致整個系統失去其原設計功能。在本案中，吊舉設備將依據 NUREG-0612, section 5.1.6 (1)的說明，須有高於 2 倍的設計安全因子。(2)門型吊車的氣動鍊條捲揚機與所有的吊具皆須由 2 倍以上的設計負載強度。門型吊車油壓裝置由 230 公噸的抬升能力可提舉總重量約 100 公噸滿載用過核子燃料的 TSC 與 TFR。該氣動鍊條捲揚機用以將滿載用過核子燃料的 TSC 吊放置 VCC 中，滿載的 TSC 重量約為 47 公噸，故該氣動鍊條捲揚機滿足法規要求。

經台電公司答復說明澄清後，審查委員認為門型吊車係為輔助設備且為商用品，應併入第五章處理，並要求另案提出門型吊車專案報告送原能會審查。

(四) 公用系統及設備之設計

公用系統及設備包括通訊、電力、供水、供氧、照明、一般廢棄物處理、通風與排氣、以及接地裝置等。安全分析報告僅初步說明各項公用系統或設備之規劃，詳細分析部份應於試運轉計畫申請時提出以供審查。

(五) 設施各結構、系統與組件之品質分類

設施各結構、系統與組件應依據「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」要求，以安全分類來區分為主要安全功能(Important to Safety)與次要安全功能(Non-Important to Safety)等兩類。而安全分類與品質分級之對應為：主要安全功能對應品質分級之 A、B、C 三項，次要安全功能則對應品質分級之 NQ。針對貯存系統各組件之品質分級，依據 NUREG/CR-6407 之規定來判斷結構之品質分級：A 級，表示屬安全運轉之關鍵組件，當失效或喪失功能時會直接對操作安全、燃料完整

性或民眾健康與安全造成負面之影響。B級，屬對安全運轉有重大影響之組件，當失效或喪失功能時會間接對操作安全、燃料完整性或民眾健康與安全造成負面之影響。C級，屬失效時不會顯著降低系統功能之組件，當失效或喪失功能時不太可能對操作安全、燃料完整性或民眾健康與安全造成負面之影響。NQ級，屬對安全運轉無影響之組件，當失效或喪失功能時亦不致對操作安全、燃料完整性或民眾健康與安全造成負面之影響。每一系統主要組件依其安全重要性，將其品質分級為 A、B、C 類或 NQ，詳如安全分析報告表 3.1.5-1 及表 3.1.5-2 所示。

(六) 輻射安全設計

本貯存場址位於核二廠內，系統與作業之設計主要以對廠界最近處所造成的個人總有效劑量低於 0.05 毫西弗/年為設計準則，以便能符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第五條規定不得超過 0.25 毫西弗/年之限值。此外，若發生意外事件時，距離廠界最近處任一位置的民眾，其全身所接受的有效劑量不可超過 50 毫西弗。貯存系統輻射屏蔽設計與分析，及貯存系統之裝載、傳送和貯存期間之工作人員與民眾降低輻射曝露所採用的設計和操作考量等，詳如安全分析報告第六章第四節。

(七) 作業安全設計

針對系統與作業安全設計提出一般設計準則，包括核臨界安全、燃料束之吊裝、傳送護箱之運送與處理、混凝土護箱之貯存、安全防護，以及輻射防護等階段工作，這些準則之驗證與實踐將反應在各項安全分析與系統設計章節中，如核臨界安全分析詳列於安全分析報告第六章第一節、作業之安全設計詳述於第五章。

(八) 預防異常狀況或意外事故之設計

說明設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之設計，考慮的項目包括有火災、爆炸、放射性氣體外釋、排水系統失效、入滲量異常增加或設施內積水等。另外，針對燃料吊卸及貯存作業期間可能發生之異常及意外事故分析則詳列於安全分析報告第六章第六節。

(九) 利於未來除役作業之設計

貯存系統主要組件為混凝土護箱和密封鋼筒，本節分別描述混凝土護箱、密封鋼筒及混凝土基座之利於未來除役之考量，並以 BWR 設計基準燃料計算而得各組件活度，詳如安全分析報告表 3.1.9-1 及表 3.1.9-2，惟核二廠乾式貯存實際裝載燃料發出之中子射源強度，至少為 NAC 原型設計基準燃料之十分之一以下，由於中子通率相當低，各組件受活化量應甚少。其除役規劃內容詳見安全分析報告第十一章。

(十) 設計資料需附適當比例尺之詳細圖說

各主要組件、結構及系統設計圖目錄如安全分析報告表 3.1.10-1，各設計圖可參見安全分析報告附錄 3.A。

(十一) 設施之建造

安全分析報告就貯存設施之施工特性及施工計畫分別敘述。施工特性說明施工規劃概要，包括所遵循之法規、標準及規範、施工階段及施工範圍等；施工計畫則就貯存設施之建造施工計畫，包括主要施工項目、時程及管理方法等。安全分析報告僅提出概要說明，詳細內容將列於相關施工計畫書中。

審查委員認為表土沖積層的厚度不大且具有液化潛能，即使基礎採混凝土基座加基樁設計，是否應考慮進行地盤改良，減低液化機率。台電公司指稱依據核能法規 RG1.198 及國內建築物耐震設計規範之規定，地下水位以上非飽和砂土不需考慮土壤液化，故本場址沖積層並非全面發生液化。經由設計最大地表加速度檢討土壤液化潛能，進一步考慮土壤參數之折減，如僅靠土壤支承之筏式基礎，由於土壤局部液化，將產生不均勻沉陷，為避免此現象，故於筏式基礎置放混凝土護箱位置處，加設 27 支直徑 1.8m 深入岩盤 1.8m 之基樁。並於樁基礎設計條件上，以土壤垂直及水平地盤反力係數乘以液化折減係數模擬，已實際考慮地震及液化影響。

審查結果同意接受地下水位以上非飽和砂土不需考慮土壤液化問題，且基礎設計時已將地下水位以下之土壤液化影響納入設計考量，分析結果顯示基樁最大水平變位僅 1.65cm，且基樁貫入岩盤，其垂直沉陷可控制在容許範圍內，故基礎設計採用混凝土基座加基樁即可克服液化問題，不

需進行地盤改良。

三、審查結論

- (一)本設施之設計基準符合「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」有關設施之設計基準應說明內容規定。
- (二)本設施之設計及建造各項設計基準與依據規範及標準，審查結果認為可以接受。
- (三)本設施樁基礎之設計分析，採用土壤垂直及水平地盤反力係數乘以液化折減係數，已考慮地震及液化影響，審查結果認為可以接受。
- (四)本章重要管制事項 1 項，摘要列於表 3-1，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。
- (五)本章重要品保管理事項 1 項如表 3-2，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 3-1 設施之設計基準重要管制事項摘要表

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	3-1	3	乾式貯存設施密封鋼筒應進行應力腐蝕劣化 (SCC) 監測。	試運轉作業申請

表 3-2 設施之設計基準重要品保管理事項摘要表

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	3-1	3	乾式貯存大型運輸車輛及機具對傳送路徑及燃料廠房結構評估報告。	試運轉作業申請前提出

第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、概要

本章說明核二廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫的組織規劃、行政管理及人員訓練計畫。在組織架構方面，本計畫由台電公司核能後端營運處負責工程規劃，承包商負責本設施之設計、整地、建造、製造、測試及吊運，完成混凝土護箱之安裝及吊運後，將交由核二廠負責執行貯存期間之例行監測及維護。貯存期間之管理組織架構，依照核二廠現行之行政組織，指派人員執行監測、檢查及管理維護。本案之核子保防與核子保安亦由核二廠負責。

本計畫執行之相關單位與承包商之責任及權責，涵蓋台電公司總經理、核能營運副總經理、企劃行政副總經理、營建工程副總經理、核能安全處、核能後端營運處、核能發電處、核能技術處、環境保護處、工業安全衛生處、核二廠、以及承包商。

核二廠乾式貯存設施計畫依施工、安裝/吊運及貯存等階段劃分人員編制，及其編制員額、職稱、運轉班次人數、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等，相關人員編制皆須依據實際作業需求適時調整。

乾式貯存計畫之行政管理列明貯存設施安全運轉相關作業活動之管理程序，包括設備管制、人員與車輛出入貯存場所之污染管制、施工、運貯與貯存階段之維護管理、工安及品保等管理程序內容，以及審查與稽核內容。本計畫涉及之設備管制、人員與車輛出入貯存場所之污染管制、施工、運貯與貯存階段之維護管理、工安及品保，主要依照核二廠相關程序書辦理，包括 105 程序書「人員與設備安全」、700 程序書「保養維護程序概述」、151 程序書「動火許可證申請」、113.3 程序書「災害(事故)緊急處理程序」等。乾式貯存計畫施工階段與安裝/吊運階段之審查與稽查，依據核二廠 120 程序書「營運手冊程序書管制程序」之規定辦理；稽核作業應依據 DNS-A-18.1 程序書「稽查作業程序書」、DNS-G-18.1 程序書「駐電廠安全小組制度稽查作業程序」及 DNS-G-18.2 程序書「駐電廠安全小

組設備稽查作業程序」之規定辦理。

施工、安裝/吊運及貯存階段之人員訓練計畫，主要包括用過核子燃料之吊卸、裝填、運搬、接收及貯存等重要作業之人員訓練規劃。訓練成效評估及資格檢定，則參照核二廠 161 程序書「核二廠承包商各類技術工作人員訓練與資格檢定程序」之考核管理規定辦理。

二、審查發現

審查委員審查安全分析報告第四章後，共提出 3 項審查意見，經召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

在組織規劃部分，審查委員認為組織系統圖無法顯示台電總公司相關部門之橫向作業聯繫與督導關係及承包商與事業單位的權責分工，並應增述承攬商需執行事項。相關內容經修正後，審查委員同意接受。

有關人員編制方面，審查委員要求台電公司應增列安裝/吊運階段之吊車操作員與指揮手資格要求、貯存階段作業人員資格要求及發生事故時指揮應變與通報人員權責，相關內容經補充後，審查結果認為可以接受。

審查委員要求台電公司應針對安裝/吊運階段之現場潛在危害作業，進行安全評估，內容應包括潛在操作危害因子分析與評估及解決危害之對策；並於施工期間提出安全衛生計畫，內容應包括政策、組織設計、規劃與實施、評估及改善措施、採購管理、變更管理、承攬管理及緊急應變等。台電公司承諾於試運轉申請前，提出「現場施工作業安全評估報告」及「安全衛生計畫」送審，審查委員同意接受。

審查委員要求台電公司建立個人防護計畫、曝露評估計畫及健康臨場服務計畫之相關程序書，經台電公司說明核二廠 902/903/906/906.3/908 程序書已含括前述三項計畫。審查委員要求台電公司應於核二廠乾貯設施建造執照取得後，將前述程序書之適用範圍納入乾貯設施，並符合屆時相關法規規定。審查結果認為可以接受。

在人員訓練計畫方面，審查委員認為應於本設施興建計畫各階段，增列人之可靠度分析及行為安全觀察計畫，以建構消除虛驚事故之工安與核

安文化，並於施工與貯存階段，增加核工原理之專業訓練時數，以確保安全。相關內容經修正後，審查委員同意接受。

三、審查結論

- (一)本設施興建計畫有關之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫，主要依據核二廠目前執行中的相關程序書作業，審查結果認為可以接受。
- (二)本設施之組織（自台電公司總公司核能部門至施工、運轉、維護與承包單位之組織架構及責任職掌）以及相關之人員編制，審查結果認為可以接受。
- (三)本設施之施工、安裝、吊運及貯存階段人員，將由檢定合格或取得專業證照之人員負責，行政管理與人員訓練計畫，審查結果認為可以接受。
- (四)本設施之施工、安裝、吊運及貯存階段人員訓練，請台電公司依安全分析報告之訓練時程辦理並做好自主管理工作。
- (五)本設施興建之安全衛生計畫及施工安全評估，請台電公司依據相關主管機關規定確實辦理，並副知原能會。

第五章 設施運轉計畫

一、概要

台電公司依據「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」之要求撰擬設施運轉計畫，主要內容包括用過核子燃料之吊卸裝填、鋼筒與護箱之運搬與傳送、接收及貯存等作業程序、貯存期間之檢視作業、作業流程輔助系統及設備之運轉、公用系統及設備之運轉、設施各項系統及設備之維護保養、申請運轉執照時須檢附設施運轉程序書清單等。

吊卸裝填作業程序審查重點包括用過核子燃料檢驗、吊卸裝填燃料、密封鋼筒封銲、填充氬氣並完成靜置冷卻等之各項作業，包括待裝填之用過核子燃料完整性檢測方法與判定標準、燃料束識別確認程序、裝備接收與準備、裝填燃料與查驗、安裝密封上蓋、自燃料池移出傳送護箱、銲接密封上蓋、排水、乾燥與充填氬氣、銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏、現有廠房樓板結構評估、燃料廠房內作業防傾倒措施。

運搬與傳送作業程序審查重點包括將已完成銲接密封之密封鋼筒使用傳送護箱運送至貯存場，再將密封鋼筒由傳送護箱吊運至混凝土護箱內之各項作業，包括傳送護箱與運搬輔助機具之除污、裝載、吊卸操作、維持熱移除能力及次臨界與輻射防護之措施、運搬規劃路線、地下埋設物種類及埋設深度、運搬方法、護箱傳送、運搬吊卸作業、人員及車輛之污染管制措施等。

接收與貯存作業程序審查重點包括接收、貯存及再取出作業。混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次。貯存期間主要藉由監測器確認混凝土護箱之熱移除功能，另定期巡視確認混凝土護箱外觀結構完整性，並進行貯存場輻射監測。

輔助系統及設備審查重點包含密封鋼筒燃料裝載、密封及反應器廠房內外之傳送作業，主要作業設備與系統包括傳送護箱吊軌、遙控或自動銲接機、現場銲接用屏蔽板、排水與吹洩系統、氬氣偵測系統、真空乾燥系統、水壓測試系統、氬氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索、密封鋼筒吊掛系統、輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門開關動力)、傳送護箱環狀間隙充

水系統、環狀間隙循環水冷系統、牽引式多軸板車、防傾倒設備、雜項吊索與吊具附件、門型吊車等。

公用系統及設備審查重點包括通訊、電力、供水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風與排氣，以及接地等。

乾式貯存設施各項系統及設備之驗收測試與維護保養計畫審查重點包括混凝土護箱、密封鋼筒、傳送護箱與銜接器、傳送護箱吊軌、輔助吊索與吊具組等主要系統及設備的維護保養導則與維護保養計畫。

台電公司就申請運轉執照時須檢附設施運轉程序書清單，計列出 11 項一般性程序書，另承諾將針對實際作業所需，將另行建立運轉操作程序書，並向主管機關申請運轉執照。

二、審查發現

本章主要參照美國用過核子燃料乾式貯存設施法規與審查規範 NUREG-1568 及 ISG 等進行審查，審查委員共提出 36 項審查意見，經召開 6 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

(一) 燃料裝填作業

審查委員要求釐清核二廠乾式貯存設施待裝填之用過核子燃料完整性檢測方法與判定標準。台電公司說明本案擬裝填之用過核子燃料僅限完整燃料，規劃之燃料完整性檢查方法或判定標準，均符合美國核管會 ISG-1 Rev.1 及 Rev.2 要求。先依燃料運轉紀錄進行貯存燃料篩選，搭配其他檢驗方法如啜吸試驗，對待運貯之用過核子燃料進行檢驗。

審查委員要求於試運轉計畫前提出經由核二廠運轉審查委員會議 (SORC) 審議之「燃料完整性評估與檢驗計畫書」及「用過核子燃料啜吸檢驗之抽樣計畫書」，台電公司已承諾遵照辦理。審查結果認為可以接受。

(二) 運轉限制條件

核二廠乾式貯存設施提出三項運轉限制條件 (LCO)，分別為 LCO 3.1.1：密封鋼筒經真空乾燥再以氬氣回填之時間限制；LCO 3.1.2：混凝土護箱熱移除系統；LCO 3.3.1：混凝土護箱之表面劑量率限制。審查委

員認為 LCO 3.1.1：密封鋼筒經真空乾燥再以氬氣回填之時間限制應區分為 LCO 3.1.1-A：環狀間隙循環水冷系統(ACWS)失效，以及 LCO 3.1.1-B：密封鋼筒氬氣洩漏率。經台電公司重新分析以假設鐸道 2×10^{-7} 至 2×10^{-4} cm^3/sec 等固定速率，洩漏氬氣 25 天(600 小時)，密封鋼筒氬氣喪失體積百分比分別為：0.0000069%至 0.0069%。當密封鋼筒發生上述假設洩漏時，保守分析估計氬氣減少 40%，燃料最高溫度將上升約 50°C ，達到 300°C ，此溫度距離正常狀況之燃料護套溫度限值 400°C ，仍有相當餘裕。台電公司依據分析結果，增列「排水與排氣內層孔蓋與密封上蓋間之鐸道」之氬氣洩漏率限值，於氬氣洩漏率高於 2×10^{-7} cm^3/sec 時，應執行氬氣測漏及相關鐸道修補，確使密封鋼筒氬氣洩漏率於 25 天內符合限值後，方可進入貯存階段。對於混凝土護箱之表面劑量率運轉限制條件 (LCO 3.3.1)，審查委員要求增列出氣口(圓周相隔約 90° 為 1 處，共 4 處)，及護箱側面中央高度(圓周相隔約 90° 為 1 處，共 4 處)之輻射量測位置，並說明平均表面劑量率之計算方式。經台電公司增列前述量測位置及劑量限值，並說明平均劑量，係以頂部直徑約 150cm 處或側面中央高度處共 4 處數據，及進、出氣口共 8 處數據，平均計算以求得平均劑量。

前述「ACWS 失效」、「密封鋼筒氬氣洩漏率」及混凝土護箱之表面劑量率之運轉限制條件，審查結果可以接受。

(三)貯存期間的檢視作業

原安全分析報告混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，確定其符合運轉限制條件 LCO 3.1.2 之規定，出口溫度與環境溫度之溫差需小於 60°C 。

審查委員認為根據熱傳分析結果，正常貯存狀態時，核二乾貯設施環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異應不高於 40°C ，因此要求出口溫度與環境溫度之溫差需小於 40°C 。台電公司承諾以乾貯設施環境溫度(連續 24 小時平均)及混凝土護箱 4 個排氣口平均溫度之差異不高於 40°C ，作為運轉限制條件，並將依據乾貯設施之熱測試結果，於熱測試完成後，再檢討運轉溫度監控限值 (LCO 3.1.2) 之合宜性。

審查結果認為混凝土護箱通氣出口溫度監測可以接受。

(四)輔助系統與設備

核二乾式貯存設施輔助系統及設備，包括傳送護箱吊軌、遙控或自動銲接機、現場銲接用屏蔽板、排水與吹洩系統、氫氣偵測系統、真空乾燥系統、水壓測試系統、氫氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索、密封鋼筒吊掛系統、輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門開關動力)、傳送護箱環狀間隙充水系統、環狀間隙循環水冷系統、牽引式多軸板車、防傾倒設備、雜項吊索與吊具附件、門型吊車等十七項。其中，門型吊車將安裝於貯存場，係用以將裝載密封鋼筒的傳送護箱由多軸板車上吊起，並放置在已安裝於混凝土護箱頂端的銜接器上，將密封鋼筒由傳送護箱中放置於混凝土護箱中。乾式貯存輔助系統已說明其基本設計、安全功能、法規依據及規範標準，可作為台電公司設備採購安裝作業之依循，審查委員要求其設備結構安全評估及設備之設計分析，應於試運轉作業申請提報主管機關核備。

乾貯設施的輔助系統與設備審查結果可以接受。

(五)設施系統與設備驗收測試

核二廠乾式貯存設施主要系統及設備的驗收測試，包括密封鋼筒、傳送護箱及混凝土護箱重要組件。

有關傳送護箱屏蔽測試，原未列於安全分析報告中，審查委員要求傳送護箱屏蔽製造完成後，各護箱表面會畫格線，並使用適當強度之測試用射源置入護箱，逐格檢驗護箱表面劑量率，完全符合標準才驗收。屏蔽測試方式係利用輻射強度衰減之原理，其接收標準為：各護箱表面畫格線(50 cm × 50 cm)，使用適當強度之輻射源置入護箱內，逐格檢驗護箱外表面劑量率，將其與護箱材質相同、已知密度之標準試體所測得之劑量率比較，以推算護箱各量測點之密實度值。於經評估護箱表面 1m² 平均密實度完全符合屏蔽密度設計之要求後才驗收，詳細驗收程序將明訂於施工規範中。台電公司承諾會依審查委員意見修正。傳送護箱審查結果可以接受。

有關中子吸收劑之驗收測試，審查委員要求台電公司應提出相關查核計畫送審，並於製造安裝中子吸收劑時，確實執行查核計畫。台電公司說明將訂定並執行相關查核計畫，並針對密封鋼筒於安裝中子吸收劑之過程，訂定停留檢查點，以確保中子吸收劑品質。審查結果認為可以接受。

為確保乾貯設施之長期貯存安全性，審查委員要求台電公司於申請運轉許可時，提出密封鋼筒之維護與監測計畫。台電公司說明，將於混凝土護箱進、出氣口裝設碳鋼之環境測試試片。環境測試試片位置，將於維護及監測計畫中，整體評估應力腐蝕劣化（SCC）效應後檢討確認，並研析沿海貯存環境發生 SCC 之閾值，以確認環境測試試片安裝位置之有效性。該維護與監測計畫，亦將參考美國核管會有關 SCC 之長期研究計畫結果，適時進行必要修正。

乾貯設施之設施系統與設備驗收測試審查結果認為可以接受。

三、審查結論

- (一)本設施作業程序，包含吊卸裝填、運搬與傳送、貯存及接收等作業，審查結果認為可以接受。
- (二)本設施貯存期間的檢視作業，包括混凝土護箱熱移除功能、混凝土護箱外觀結構及輻射監測，審查結果認為可以接受。
- (三)本設施輔助系統及公用系統及相關設備之運轉，設施各項系統及設備之驗收測試與維護保養等，審查結果認為可以接受。
- (四)本章重要管制事項 2 項，摘要列於表 5.1，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。
- (五)本章重要品保管理事項 1 項如表 5.2，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 5.1 設施運轉計畫重要管制事項摘要表

序號	項次	章 節	內 容	確認時機
1	5-1	5	乾式貯存輔助系統設備結構安全評估及公用系統設備之設計分析。	試運轉作業申請
2	5-2	5	乾式貯存設施「燃料完整性評估與檢驗計畫書」及「用過核子燃料啜吸檢驗之抽樣計畫書」。	試運轉作業申請

表 5.2 設施運轉計畫重要品保管理事項摘要表

序號	項次	章 節	內 容	確認時機
1	5-1	5	乾式貯存設施運轉相關程序書。	試運轉作業申請

第六章設施之安全評估，含預期之意外事故評估

第一節 臨界安全評估

一、概要

本節主要敘述台電公司核二廠用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)臨界安全評估，在於確認用過核子燃料在密封鋼筒、傳送護箱及混凝土護箱之操作、包裝、運送及貯存時皆能維持在次臨界，以確保安全性。

核二廠乾貯設施臨界安全的審查，參照美國聯邦法規用過核子燃料貯存設施審照要求 10 CFR 72 及美國核管會之用過核子燃料乾式貯存設施審查基準 NUREG-1567 第 8 章及 NUREG-1536 rev.1 第 7 章有關臨界要求，審查內容包括：臨界設計規範、待貯存之用過核子燃料性質、臨界計算、臨界基準驗證，以確認用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業均能維持次臨界狀態。

二、審查發現

本節之審查共提出 12 項臨界基準與分析審查意見，審查委員召開五次分組審查會議，確認審查意見及台電公司答復說明。本節之重要審查發現分述如下：

(一)台電公司採用三維蒙地卡羅(Monte Carlo)程式 MCNP5，搭配連續能量中子截面庫，作為臨界安全分析之計算工具。分析中結合極限涵蓋分析法的邏輯，採用保守的組態設置和參數值設定，以增加計算之保守度。

審查委員請台電公司確認以 B8_62A 燃料型式分析二種可能存放之燃料型式(GE8x8-2 與 ANF8x8-2)個別設計參數的差異。台電公司提供委託清華大學執行之核臨界安全平行驗證，考量必要之程式偏差值與所有之不準度，在正常、異常及意外事故情況下，最大有效中子增殖因

數(k_{eff})皆小於 0.95，維持次臨界且保有相當安全餘裕，審查委員認為可以接受。

- (二) 審查委員請台電公司考量就結構強度、熱傳、腐蝕等面向，比較 Boral、MMC 與 Borated aluminum alloy 三種中子吸收劑材質於壽命期內（正常、異常與意外情形下）之持續有效性，選擇優先使用之中子吸收劑材質。

台電公司說明三種材料的結構強度、熱傳、腐蝕特性均類似，且本案 27 組護箱，採用相同中子吸收劑材質，審查委員認為可以接受。

- (三) 審查委員請台電公司確認在事故情況下，中子吸收板維持固定，不會脫落，及分析 ^{10}B 含量之耗乏，可維持 50 年貯存期之有效性。

台電公司說明在結構評估中已經證實銲接釘承受中子吸收板組成的 60g 負載時，銲接釘不會斷裂，中子吸收板不會移位。且 ^{10}B 原子在 50 年後減少率為 7.6×10^{-7} ，消耗是可忽略的，審查委員認為可以接受。

- (四) 標準臨界實驗之選擇會影響 USLSTATS 程式所計算出的臨界上限值 (Upper Subcritical Limit, USL)，審查委員請台電公司說明本分析中所選用的 186 個實驗與核二廠用過核子燃料待貯存之 GE8x8-2 及 ANF8x8-2 二種燃料型式之差異。

台電公司說明挑選二氧化鈾燃料、濃縮度小於 5 wt%、圓柱形燃料棒、方形陣列、含中子吸收板、緩和劑為水之臨界實驗，沒有任何參數對於 USL 呈現明顯的相關性，採用所有實驗參數利用 USLSTATS 程式計算出 USL，再從中取最小的 USL 做為臨界安全分析上限，審查委員認為可以接受。

- (五) 審查委員請台電公司確認燃料束幾何尺寸製造公差對於反應度的影響。

台電公司說明 GE8x8-2 與 ANF8x8-2 加上製造公差也尚在 B8_62A 的涵蓋範圍內，且所有製造公差造成反應度上升皆在 3σ 以內，與 USL 尚有許多安全餘裕，審查委員認為可以接受。

(六)審查委員請台電公司確認中子毒素濃度(有效面積密度) 0.02 g/cm^2 之安全餘裕。

台電公司提供資料說明 ^{10}B 有效面積密度以 0.02 g/cm^2 計算可得到 B8_62A 最大允許貯存濃縮度為 3.5 wt%，較本案待乾式貯存燃料束最大面平均濃縮度 3.25 wt% 高，並計算安全餘裕，審查委員認為可以接受。

三、審查結論

(一)本設施之臨界安全設計基準符合「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，貯存護箱設計及作業安全設計應說明內容之規定，審查結果認為可以接受。

(二)本設施貯存二種用過核燃料為 GE8x8-2 與 ANF8x8-2 型式的臨界分析，考量必要之程式偏差值與所有不準度，在正常、異常及意外事故情況下，最大有效中子增殖因數(K_{eff})皆小於 0.95，維持次臨界且保有相當安全餘裕，符合安全設計要求，審查結果認為可以接受。

(三)本章重要品保管理事項 1 項如表 6.1，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 6.1-1 臨界重要品保管理事項

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	6.1-1	6.1	乾式貯存設施 27 組護箱應採用相同中子吸收劑材質，並應加強品保測試，確保固定中子吸收物之 ^{10}B 有效面積密度符合設計要求 $0.02 \text{ }^{10}\text{B g/cm}^2$ 。	試運轉作業申請

第六章第二節 結構評估

一、概要

本節主要敘述台電公司核二廠用過核子燃料乾式貯存設施之結構評估，將相關組件區分為貯存設備及吊運設備，分別進行正常貯存、異常貯存與意外事故狀態下之結構安全評估。貯存設備包含密封鋼筒(Transportable Storage Canister, TSC)及混凝土護箱(Vertical Concrete Cask, VCC)；吊運設備包含傳送護箱(Transfer Cask, TFR)及相關吊運組件。

核二廠乾式貯存設施及貯存護箱系統結構評估的審查內容包括：設計基準與工業標準、分析方法、材料性質及評估結果說明(護箱一般準則、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、燃料棒及混凝土基座結構評估等)，以確認乾式貯存設施於裝載與傳送期間及貯存各階段符合結構完整性之要求。

二、審查發現

本章之審查共提出 24 項審查意見，審查委員召開三次分組審查會議，確認審查意見及台電公司答復說明。本節之重要審查發現分述如下：

(一) 設計準則與工業標準

整體貯存設施的設計須遵循美國聯邦法規標題 10 第 72 部(10CFR72)要求，而系統主要組件之設計係依據美國核能管制委員會標準審查規範如 NUREG-1536 及 NUREG-1567 的規定。而貯存設施中各項重要設備及組件之工業標準如下：

1. 密封鋼筒－美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第三部(ASME B&PV Code Section III)。
2. 鋼筋混凝土結構－美國混凝土協會(ACI 349 及 ACI 318)。
3. 其他安全重要系統組件
 - (1) 鋼結構－美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第三部。
 - (2) 非依美國機械工程師協會規範設計之結構、系統與組件－美國核能管制委員會標準審查規範(NUREG-1536)。

(3)吊運設備—NUREG-0612, 美國國家標準協會(ANSI- N14.6)。

另外，引用 NUREG-0800 有關天然災害分析要求；風、雪及雨負載，及颱風風速轉換壓力之計算等依據美國土木工程師學會(ASCE 7)要求；地震分析則參考美國土木工程師學會(ASCE 4)相關規定進行分析；另依據 NUREG-1536 Section 3.0 進行載重組合(Load Combination)分析評估。

(二) 設計特性

1. MAGNASTOR 系統各組件重量及重心

核二廠用過核子燃料乾式貯存系統(MAGNASTOR)各重要組件重量及重心計算結果，各組件重心位置均位於護箱垂直軸方向，並以最大重量及重心位置評估意外事故時之貯存護箱穩定性。下列分述各重要系統之設計特性：

(1) 混凝土護箱

混凝土護箱為一外直徑 4,250 mm (167.3 in)、高度約 5,950 mm (234.3 in)之中空鋼筋混凝土圓柱，其中間為一厚度 100 mm (3.94 in)且內直徑為 2,020 mm (79.5 in)之碳鋼內襯，且有 24 支 3x7 1/2 S 型樑銲接於內襯之內徑處。而中空腔體則具有 1,867 mm (73.5 in) 直徑的開口。內襯的厚度除了以輻射屏蔽為主要設計考量外，在設置上同時也需要配合混凝土護箱側邊混凝土厚度(1,015 mm)之設計。

混凝土護箱外殼使用波特蘭 II 號水泥，其室溫下的平均密度為 2,323 kg/m³(145 lb/ft³)，抗壓強度為 27.58 MPa (4,000 psi)，並藉由垂直以及水平鋼筋組成了混凝土護箱內外部鋼筋組件。

藉由混凝土護箱底部的進氣口以及上部頂蓋的出風口，在混凝土護箱內襯以及密封鋼筒之間的環形空間形成氣體流場。經由自然對流的作用，冷空氣由底部的進氣口進入，吸收密封鋼筒外殼的熱量後，再由頂部的出風口排出。混凝土護箱的進氣口及出風口均是由碳鋼材料製造而成。混凝土護箱進氣孔加裝過濾網防止污泥、樹葉或寄居生物進入。

(2) 密封鋼筒

密封鋼筒是由金屬外殼及頂部密封上蓋組件所組成的中空圓柱體。鋼筒底部為 69.9 mm (2.75 in)厚的不銹鋼板，其與鋼筒外殼銲接，因此

密封鋼筒形成內含用過核子燃料提籃組件的密封邊界。此外，密封鋼筒內之用過核子燃料提籃的設計符合用過核子燃料組件的幾何外型。

材料方面，密封鋼筒是由 SA240 Type 304/304L 不銹鋼製造而成，密封上蓋的材料可為 SA336 Type 304/304L 不銹鋼 或 SA240 Type 304/304L 不銹鋼；但若使用 SA336 不銹鋼，其降伏強度和極限強度必須等於或大於 SA240 不銹鋼之降伏強度和極限強度。

幾何外型方面，密封鋼筒的外殼厚度為 12.7 mm (0.5 in)、外直徑為 1,829 mm (72 in)，密封上蓋則為 228.6 mm (9 in)厚的不銹鋼板。為了讓上蓋完全密封此鋼筒，利用穿透式槽銲(penetration groove weld)的方式結合上蓋以及鋼筒外殼，以完整構成密封鋼筒的密封性。

系統的燃料提籃為可裝填 87 束沸水式燃料束的設計，提籃係利用 SA537 Class 1 碳鋼製造而成，其主要的三個組件分別為燃料方管、彎角支撐銲件以及側邊支撐銲件。燃料方管內側的四邊皆安裝中子吸收物與中子吸收物保護板，為公稱內徑 148.8 mm (5.86 in)的方形管，45 支燃料方管經由螺栓與彎角支撐銲件以及側邊支撐銲件連結組合後，可形成燃料提籃的幾何外型，並提供 87 束燃料之貯放位置。

(3) 傳送護箱

傳送護箱與吊軛(yoke)是密封鋼筒主要的屏蔽與吊運設備，提供裝載用過核子燃料後的密封鋼筒的生物屏蔽(biological shielding)，並提供密封鋼筒在進出燃料池以及混凝土護箱之間的垂直傳送。傳送護箱的屏蔽層採用多層設計(鋼/鉛/NS-4-FR/鋼)，並且可運送最重達 524,864 N (118,000 lb)裝載用過核子燃料後的密封鋼筒。

在設計、製造以及負載測試上，傳送護箱必須滿足 ANSI N14.6 以及 NUREG-0612 的要求。在傳送護箱吊運作業中，傳送護箱底部的屏蔽門為關閉狀態，且利用螺栓插銷固定屏蔽門以防止作業中突然打開。在傳送密封鋼筒至混凝土護箱時，利用液壓缸將屏蔽門打開，使密封鋼筒緩慢落於混凝土護箱中。

審查重點為確認混凝土護箱、密封鋼筒及傳送護箱之功能設計、所採用材料以及法規相符性等。審查結果同意接受該護箱系統符合 NUREG-1536 的規定。

2. 設計準則

本系統的結構設計準則於第三章中即已說明，如 MAGNASTOR 貯存系統的正常運轉、異常運轉以及意外事故下的組合負載評估，均須符合 NUREG-1536 及 ACI 349 規範要求。其中，形成密封鋼筒密封邊界之組件以及銲件的評估結果，須符合 ASME Code, Section III, Subsection NB 對第 1 類組件(Class 1)的要求；燃料提籃評估結果應符合 ASME Code, Section III Subsection NG 及 Appendix F 的要求；燃料提籃的挫屈分析則符合 NUREG/CR-6322 的要求；而傳送護箱以及吊舉設備的設計則應符合 NUREG-0612 與 ANSIN 14.6 之要求。

(三) 材料性質

1. 主要組件材料

系統主要貯件為密封鋼筒、混凝土護箱與傳送護箱，其材料性質評估附錄於安全分析報告第六章第二節附錄 B 中。貯存系統各項重要組件材料機械性質詳列於安全分析報告表 6.2.3.B-1 至表 6.2. 3.B-29 中，包括不銹鋼、碳鋼、高合金鋼螺栓材料、鋁合金、混凝土及 NS-4-FR 中子屏蔽等。表格內大部份數據均參考美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第二部第 D 部份之材料機械性質，少部份採自其他參考文獻。

審查重點為平行驗證安全分析報告表列主要組件材料之機械性質，確認隨溫度變化之容許應力、彈性模數、泊松比、密度及熱擴散係數等後，同意接受附錄六.二.B 所有機械材料性質表。

2. 破壞韌性考量

探討不銹鋼及碳鋼材料於作業溫度下有無發生破壞韌性之可能性。

審查重點為根據 ASME B&PV Code Section III Subsection NF 之第 2311 條對破壞韌性之規定，同意接受密封鋼筒結構材料為不銹鋼，不銹鋼材料不會因實際溫度變化而造成材料由延展性轉化為脆性的情況。因此，不銹鋼金屬不須考量金屬之破壞韌性(fracture toughness)；另燃料提籃主要由 ASME Code SA537, Class 1 碳鋼製成的銲接燃料方管與支撐所組成，其結構材料需符合 ASME Code section III, NG-2300 對於材料衝擊測試的要求，並且需要依據 NG-2320 進行破裂韌性測試。

3. 銲接設計與規範

密封鋼筒、燃料提籃、混凝土護箱之鋼構元件(即內襯(liner)、與底板(baseplate))及傳送護箱皆由銲接製程完成，其銲接程序、過程、與銲接人員資格與認證工作皆依照 ASME Section IX 或 ANSI/AWS D1.1 相關規定辦理。

審查重點包括密封鋼筒與燃料提籃特定的銲接與測試要求，必須依照 ASME Code, Section III 進行，其中密封鋼筒適用於 NB 規範，燃料提籃則適用於 NG 規範，混凝土護箱鋼元件則須依 ASME Code, Section VIII, Division 1, Part UW 或 ANSI/ANS D 1.1 的銲接設計準則相關規定辦理，另傳送護箱的銲接設計與規範要求則應符合 ASME Code, Section III, NF 的銲接設計準則規定。此外，銲道填充材料與銲接程序應依照 ASME Code, Section II Part C 要求，其中，美國銲接協會 AWS ER 308L 與 AWS E308LTX-X 的銲接程序分別可符合 ASME Code, Section II Part C, SFA 5.9 與 SFA 5.22 規定。審查結果認為上述各項組件之銲接工作的檢驗與測試的要求、及可接受的準則，符合 NUREG-1536 規範規定。

4. 化學及電位反應

安全分析報告第六章第二節分別針對組件運轉環境、不銹鋼、非鐵金屬、碳鋼、塗層、混凝土、中子吸收材、加馬及中子屏蔽材等材料，評估在製造及運轉期間化學、電位及其他反應發生之可能性。

MAGNASTOR 貯存護箱供應商(NAC Intl.)與美國核能管制委員會(NRC)均推斷鋁合金元件浸泡在用過核子燃料池時，易燃性氣體(主要為氫氣)可能由化學反應與/或輻射照射所產生。進一步評估顯示鋁合金/池水反應產生的氫氣，有可能集中在密封鋼筒中接近甚至超過百分之四氫含量的低易燃極限(Lower Flammability Limit, LFL)，這種現象在高於 65.6-71.1 °C(150-160°F)的溫度時較易發生。所以，密封鋼筒在燃料裝填與移除時，因為燃料提籃中的鋁合金中子吸收器與用過核子燃料池水之間的化學反應，會產生少量的易燃氣體(主要為氫氣)是合理的結論，但產生易燃氣體的現象會因為移除密封鋼筒中的水份與乾燥鋁合金表面而停止。

因此在密封鋼筒上蓋銲接與密封鋼筒燃料再取出時，密封上蓋根部銲道(pass root)移除操作中，必須實施氫氣的低易燃性限制的監測。如果氫氣濃度超過低易燃極限的 60% (即 2.4% H_2)時，以上操作就必須停止，並且進行改善直到氫氣降到可接受的濃度。所以在密封鋼筒的各階段操作期間，宜採取嚴密監控措施，應不會有可燃性氣體累積至可燃或具爆炸氣體數量的不利情況發生。

審查重點包括運轉之所有階段—裝載 (loading)、卸載 (unloading)、操作 (handling)、貯存時之正常(normal)、異常 (off-normal) 或意外事故 (accident)等作業，特別需確認不同材料接觸時，可能導致組件表面腐蝕或引發可燃氣體之化學或電位反應。審查結果發現符合美國核能管制委員會 (NRC) 佈告資訊(Bulletin 96-04)之要求，證實設計使用年限內沒有潛在反應會對傳送護箱、混凝土護箱、燃料提籃及密封鋼筒之完整性造成影響。

(四) 分析程式

關於本貯存設施在結構方面的分析方式是使用有限元素結構力學評估程式 ANSYS 10、LS-DYNA 971，經程式計算求得各項結構組件之應力，再與組件相關規範比較是否符合規範。結構評估所用程式 ANSYS、LS-DYNA、SHAKE、SASSI 與 SAP2000 皆經過程式驗證與檢核 (Verification and Validation, V &V) 程序，並經過品質保證(QA)程序，亦同時獲得美國核管會核准的分析工具。主管機關審查結果確認上述分析程式應用於安全分析報告各項分析工作是適當的。

(五) 分析計算及結果

1. 護箱一般準則

(1) 密封性能

密封鋼筒以一 12.7 mm (0.5 in)的 J 形槽銲道結合上蓋以及外殼，根據 ANSI N14.6/ NUREG -0612 規定，密封上蓋及其與密封鋼筒外殼銲道，在密封鋼筒裝載燃料下必須具備 6 倍以上相對於材料降伏強度之安全係數，以及 10 倍以上相對於材料極限強度之安全係數的能力。12.7 mm (0.5 in) 喉深的槽銲結合密封上蓋及密封鋼筒，密封環則置於密封上蓋以及

外殼的槽中，並分別與密封上蓋及密封鋼筒外殼銲接，密封環的雙重銲接提供鋼筒密封邊界複置的密封(redundant sealing)效果。

上蓋上方設有二個孔，用於排水、真空乾燥以及氬氣充填。每一個孔有兩個孔蓋(port cover)銲接於孔上端提供雙重的密封邊界。孔蓋板銲接與密封環銲接皆為現場銲接(field welds)，其最終銲接(final weld)必須做銲道液體滲透測試(liquid penetrant, PT)；密封鋼筒的上蓋密封銲接亦為現場銲接，包含根部銲接(root weld)、中間層銲接(midplane weld)與最終銲接，也必須做銲道液體滲透測試。接受標準係要求密封上蓋銲接銲道處之缺陷尺寸小於 8.38 mm (0.33in)。

審查委員認為密封上蓋銲接後，並通過銲道液體滲透測試合格之密封鋼筒的密封性能滿足 ANSI N14.5 對於洩漏率必須低於 2×10^{-7} std cm^3/sec 的要求，此時的密封鋼筒已經符合 ISG-15 的要求，則該密封邊界銲道應視為無洩漏。若以此標準進行氬氣洩漏量計算，密封鋼筒使用 50 年間的洩漏總量將不超過 $1,706 \text{ cm}^3$ ($2 \times 10^{-7} \times 50 \times 365 \times 24 \times 60 \times 60 \times 79.5 / 14.7 = 1,706 \text{ cm}^3$)，約佔原氬氣總量($6.315 \times 10^6 \text{ cm}^3$, 79.5 psig) 的 0.027%，並且系統貯存 50 年後的燃料溫度已明顯低於貯存初期，因此微量氬氣質量差異不足以影響系統熱傳特性。

(2) 吊運設備

密封鋼筒使用密封上蓋上的螺栓孔與螺栓的組合，以及傳送護箱上的吊耳軸來進行吊運作業，本系統的吊舉操作組件之安全係數需符合 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 之規定。各項結構物之結構分析條列如下：

A. 密封鋼筒吊舉

密封鋼筒的吊舉分析，包括密封鋼筒的密封上蓋及其螺栓孔之螺紋、密封上蓋及鋼筒外殼間的銲道，其分析結果均應符合 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 的要求。分析時考慮密封鋼筒重量為 533.8 kN (120,000 lb)，該重量可涵蓋密封鋼筒可能的最大重量 458.1 kN (103,000 lb)；分析時按 ANSI N45.2.15 規定考慮動態負載因子為 10%。

密封鋼筒由頂部密封上蓋的 6 支螺栓吊舉，每一個螺栓孔的螺紋

負載(F_y)以 151,232 N (34,000 lb)保守評估，這相當整個密封鋼筒的負載只由 4 支螺栓所承受($120,000 \times 1.1/4 = 33,000$ ，分析時使用 34,000 lb)。審查重點包括採用非複置設計分析使用 4 支螺栓受力情形，驗證螺栓應力必須符合美國國家標準協會(ANSI N14.6)對安全係數之要求，其安全係數須大於材料降伏強度 6 倍與極限強度 10 倍以上之數值。以最小嚙合長度 70 mm (2.75 in)進行分析，審查結果同意接受所得結果符合 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 對無複置系統的要求。由於 6 倍承載之密封鋼筒涵蓋重量 3,202.6 kN ($6 \times 120,000$ lb)大於傳送護箱加上承載時之密封鋼筒重量 943.0 kN (109,000 lb + 103,000 lb)，因此以上分析能涵蓋密封鋼筒由傳送護箱傳送至混凝土護箱時的吊舉意外的螺孔螺紋剪力分析。

安全分析報告附錄六.二.A.2 節敘述利用有限元素法評估密封鋼筒之密封上蓋組件及其銲接部份的結構分析，在密封鋼筒吊舉且受到重力的過程中，應額外考慮 ANSI 45.2.15 規定之 10%動態載重。保守考慮在密封鋼筒僅以三點上舉的過程中，發生最大應力強度的位置與數值之結果，顯示密封鋼筒外殼最大應力 10.45MPa (1,516psi)、封蓋銲道部分 9.78MPa (1,418psi)，材料降伏強度安全係數為 14.78、極限強度安全係數為 43.67。審查結果認為可接受分析結果符合 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 中對於非複置吊舉系統的要求。

B. 傳送護箱吊舉

傳送護箱使用吊耳軸作為其吊運設備，吊耳軸與內外壁體使用全滲透銲接，安全分析報告圖 6.2.A.4-1 為傳送護箱外壁體及吊耳軸之有限元素模型。設計分析需滿足 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 中對非複置吊舉系統之規定，滿載傳送護箱的設計重量為 1,023.0 kN (230,000 lb)，評估時以 1,067.5 kN (240,000 lb)作為傳送護箱的涵蓋重量，並保守以 1,174.3 kN (264,000lb)($1,067.5 \times 1.1$ 動態負載因子)作為有限元素分析時的負載，採用 1/4 模擬型式，故載重為 $264,000 / 4 = 66,000$ 磅，為作用於吊耳軸之向上力。

重點審查安全分析報告表 6.2.6.1-1 及 6.2.6.1-2 摘錄吊耳軸與頂部

環(top ring)七處截面位置的應力強度值，以及傳送護箱內殼、外殼及底部環(bottom ring)的應力值整理。各表均包括最大主薄膜應力強度(P_m)以及最大主薄膜應力強度加上彎矩應力強度($P_m + P_b$)與容許應力的比較。審查結果皆符合 NUREG-0612 與 ANSI N14.6 規定，即對於非複置系統考量，要求其降伏與極限強度之安全係數須大於 6 及 10。

安全分析報告亦同時分析傳送護箱負載承壓組件之應力安全餘裕，包括傳送護箱屏蔽門、滑軌與鉸道分析等。其中屏蔽門滑軌鉸道之降伏應力及極限應力安全係數分別為 7.51 及 17.07。因此，鉸接設計符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 之非複置吊舉系統之規定。

為預防密封鋼筒由傳送護箱傳送至混凝土護箱時，因密封鋼筒須先微微吊舉，以利傳送護箱屏蔽門打開，在此作業過程中，可能發生密封鋼筒過度吊舉時，有可能會一併吊舉傳送護箱，而傳送護箱的重量將由傳送護箱內部上方裝配於傳送護箱頂部環的 A588 碳鋼保護環(retaining ring)所承受。利用有限元素法以及工程計算式將可計算出保護環在異常事件下之結構分析，保護環之有限元素模型及其邊界條件詳述於安全分析報告附錄六.二.A.4 節中。最大主薄膜應力強度(P_m) 62.81 MPa，以及最大主薄膜應力強度加上彎矩應力強度($P_m + P_b$) 254.08MPa 與容許應力的比較後，安全係數分別為 3.84 及 1.42。審查結果認為應力狀態滿足 ASME Code, Section III,服役狀況(Service Level)C 之要求。

2. 正常情況

本節針對密封鋼筒、燃料提籃及混凝土護箱使用 ANSYS 有限元素模式分析。

(1) 密封鋼筒在正常運轉情況下之評估

在正常貯存情況下，以 ASME Code, Section III, Subsection NB 服役狀況(Service Level) A 作為密封鋼筒的允許應力評估依據。安全分析報告附錄六.二.A 之表 6.2.A.2 -1 到 6.2.A.2-6 為密封鋼筒詳細分析結果，涵蓋密封鋼筒熱應力分析、靜載重、最大內壓、吊運負載、載重組合以及材料疲勞分析等。

密封鋼筒之有限元素熱應力分析所採用的溫度涵蓋所有密封鋼筒在異常貯存狀況(環境溫度 41°C (106°F)及-40°C (-40°F))及傳送情況之溫度梯度。密封鋼筒 15 個軸向截面示意圖如安全分析報告圖 6.2.A.2-2，各截面熱應力值分析結果如安全分析報告表 6.2.A.2-6，最大熱應力值分析結果如安全分析報告表 6.2.6.2-1。

安全分析報告第六.二.(六).2.(1).E 節中的密封鋼筒在正常操作加上正常內壓的負載狀況可以涵蓋最大密封鋼筒靜載重應力。密封鋼筒 15 個軸向截面主薄膜應力(P_m)、主薄膜應力加彎矩應力(P_m+P_b)之分析結果，分別表列於安全分析報告表 6.2.A.2-4 及表 6.2.A.2-5。分析結果顯示密封鋼筒承受自身重量時鋼筒中各處的應力值非常低。

安全分析報告表 6.2.6.2-2 及表 6.2.6.2-3 顯示密封鋼筒於 110 psig 內壓力狀況下 15 個軸向截面之主薄膜應力(P_m)、主薄膜應力加彎矩應力(P_m+P_b)分析結果，內壓力涵蓋了所有正常運轉情況下之最大內壓負載。審查委員審查後，同意接受密封鋼筒於 110 psig 內壓力時，鋼筒中各處的應力強度因子在於底部彎角處(截面 3)有相對高值，但比對於材料降伏強度時，該受力依然輕微。

安全分析報告附錄六.二.A.2 節描述了裝載燃料後的密封鋼筒在吊運負載下之有限元素模型，透過密封上蓋上的節點來模擬三吊舉點在正常吊運下之情況，並在模型的中心軸方向施加 1.1g 加速度負載(相對於靜載重 10%的動態負載因子)。審查結果認為同意接受密封鋼筒在吊運時，鋼筒各處材料受力值仍遠小於材料降伏強度。

安全分析報告表 6.2.6.2-2、6.2.6.2-3 及 6.2.6.2-4 分別為密封鋼筒在負載組合下之主要薄膜應力(P_m)、主薄膜應力加主彎矩應力(P_m+P_b)，以及與熱應力之負載組合分析結果。在模型中的每一切割角度的方位，評估 15 處截面應力，各應力截面位置如安全分析報告六.二.A.2 節中圖 6.2.A.2-2 所示，其應力安全係數皆維持正值。審查委員同意安全分析報告分析結果，認為正常貯存作業，密封鋼筒可維持其結構完整性。

有關係統組件是否必要進行疲勞分析？審查委員審查依據 ASME B&PV Code Section III NB 3222.4 及 NG-3222.4 對於往復性負載分析

之要求，同意接受密封鋼筒不須進一步作疲勞分析。

(2) 正常運轉情況下之燃料提籃評估

本案審查期間，台電公司另於 102 年 3 月 22 日提報燃料格架設計修正補充文件，主要修正內容包括(1)以燃料方管延伸角(extended tube)取代原聯結插梢組件(connector pin assembly)，以增加燃料裝填作業時安全可靠度，減少燃料裝填作業時發生干涉的可能性。(2)減少側邊鉸件頂部板厚度縮小為 3/8 英吋，以增加燃料裝填作業時安全可靠度。(3)將中子吸收板保護板固定於燃料方管的頂部，以增加燃料裝填作業時安全可靠度。(4)在彎角鉸件(corner support weldment)之彎角處新增一溝槽，以增進鋼板彎曲成型之製造精度等。審查委員針對上述設計修正內容進行安全審查，共計提出 17 項意見，最終審查結果認為各組件於正常運轉、異常或意外事故情況下，其應力強度安全係數符合 ASME 要求。

上述設計變更也經承包廠商(美國 NAC Intl.)各技術部門與台電公司詳細嚴密的獨立審查，同時，透過原能會與美國核管會之合作平台，諮詢美方管制實務，經評估後，確認本次設計變更除提升效能與可靠度外，不影響貯存護箱系統安全性，符合美國聯邦法規 10 CFR Part 72.48 的規定，審查結果認為可以接受。

提籃係以 ANSYS 進行結構分析，除靜重及吊運負載(10 %靜重)之外，正常、異常(41.1°C(106°F)至-40°C(-40°F)周圍溫度)及運送狀況下所引發的熱應力也同時合併考量。其應力強度要求係根據 ASME B&PV Code Section III 第 NG 子部規定，在正常狀況下，其容許應力等級為服役等級 A (Service Level A)。

本系統之燃料提籃可容納 87 束 BWR 燃料束，於正常貯存狀態下，密封鋼筒底板直接支撐燃料束重量，而提籃僅承受自重。在正常操作情況下，以 1.1g 重力慣性計算燃料提籃呆載重以及搬運負載。由於燃料束之重量直接由密封鋼筒底部承受，在燃料提籃中共有 45 個燃料方管，假設燃料提籃的重量由 45 個燃料方管延伸角(fuel tube extension)所支撐，並保守假設無彎角及側邊支撐鉸件支撐。

審查委員認為燃料方管軸向應力安全係數為 52.8，密封鋼筒底板與燃料方管延伸角承壓負載安全係數為 51.8，相關分析結果符合材料應力強度要求。

側邊支撐鉸件及彎角支撐鉸件的重量由燃料提籃下方密封鋼筒底板處所支撐。彎角支撐鉸件受力較側邊支撐鉸件大，經分析結果顯示彎角支撐鉸件承壓應力安全係數達 34.5。此外，側邊及彎角支撐鉸件係由螺栓固定於燃料方管上，結果顯示側邊及彎角支撐鉸件之螺栓抗拉安全係數為 3.0。該螺栓設計應力強度為 23.3ksi(160.65MPa)，存在於螺紋中之剪應力為 3.84 ksi (26.46 MPa)，因此，其螺栓螺紋剪力安全係數為 3.65。

(3) 混凝土護箱分析

安全分析報告六.二.(六).2.(3).C 節為混凝土護箱在結合熱應力、靜載重、活載重以及風力負載下之結構評估。而受到風力負載而產生的應力計算則敘述於安全分析報告六.二.(六).4.(3).B 中。

依據 ANSI/ANS 57.9 對於組合負載之要求，計算所得混凝土護箱應力值參考安全分析報告表 6.2.6.2-5、6.2.6.2-6 及 6.2.6.2-7。審查其分析過程與結果顯示，混凝土容許壓應力為 2,590 psi (17.86 MPa)，由表 6.2.6.2-6，混凝土最大壓縮應力為 15.87 MPa (2,301 psi)，因此，在正常情況下混凝土安全係數為 1.13；混凝土最大容許張應力為最大容許壓應力的 8%到 15%，故最大容許張應力為 207 psi (1.43 MPa)，而混凝土在熱負載下之最大張應力為 0.69 MPa (0.1 ksi)，並採取熱應力加權因子 1.275，混凝土在熱應力下之張應力強度安全係數為 1.65，另鋼筋在熱應力下強度安全係數為 2.23。

3. 異常事件

本節利用有限元素法以及工程計算式計算出系統中燃料提籃以及密封鋼筒在異常事件下之應力結果。異常事件係指無日照下-40°C (-40°F)、日照下 41.1°C (106°F)以及進氣口半堵塞之事件。

(1) 密封鋼筒異常事件

根據安全分析報告表 3.1.2-3 之組合負載情況，進行下列二種異常

負載之評估分析：(1) 異常內壓 + 正常操作負載 + 熱負載 (ASME Code, Level B)，(2) 正常內壓 + 異常操作負載 (ASME Code, Level C)。

在鋼筒正常吊舉時，以 1.1g 加速度進行結構分析，另模擬異常內壓，設定鋼筒內表面、底板以及封蓋壓力為 896.4 kPa (130 psig)。在熱負載分析方面，則考慮組件所涵蓋的溫差範圍(詳參安全分析報告第六.二.A.2 節)。分析結果顯示，密封鋼筒最大主薄膜應力結果列於安全分析報告表 6.2.6.3-1 中、最大主薄膜應力加上彎矩應力列於安全分析報告表 6.2.6.3-2 中，而安全分析報告表 6.2.6.3-3 則列出了其與熱應力的組合負載分析結果。最小安全係數 1.18 之 $(P_m + P_b)$ 發生於截面 3 之位置。審查結果認為可接受以上的分析結果符合 ASME 規範要求。

安全分析報告第六.二.A.2 節描述密封鋼筒在吊舉作業時的有限元素分析，考慮施加 0.5g 之加速度負載於三個方向(x、y 及 z)，並施加 1g 之加速度負載於吊舉負載中。經計算，密封鋼筒在此異常負載下側向之合成加速度為 0.707g，而軸向之合成加速度為 1.5g (0.5g + 1g)。同時，設定鋼筒內表面、底板及封蓋壓力為 110 psig(正常內壓)。分析結果顯示，密封鋼筒最大主薄膜應力結果列於安全分析報告表 6.2.6.3-1 中、最大主薄膜應力加上彎矩應力列於安全分析報告表 6.2.6.3-2 中，而安全分析報告表 6.2.6.3-3 則列出了其與熱應力的組合負載分析結果。最小安全係數 1.27 之 $(P_m + P_b)$ 發生於截面 3 之位置。審查結果可接受以上的分析結果符合 ASME 規範要求。

(2) 燃料提籃異常事件

燃料提籃 0° 及 45° 之有限元素模型及其邊界條件描述於第六.二.A.1 節中。燃料提籃之安全係數需符合” ASME Code, Section III, Subsection NG, 服役狀況(Service Level) C”之要求。在異常事件下結構之重力慣性負載方面，假設提籃之垂直加速度為 1.5g；側向加速度為 0.707g。

安全分析報告圖 6.2.A.1-11~ 16 所示為應力分析時組件各關鍵截面及部位之編號。保守考慮最大組合應力強度(S_{tot})為最大軸向應力

(S_{tube})與最大側向應力(S_{tran})的加總。在此異常事件下，容許薄膜應力為 $1.5S_m$ 、容許薄膜應力加上彎矩應力為 $2.25S_m$ ，各組件組合應力之安全係數分布於 3.16~17.64。

此外，燃料方管延伸角與密封鋼筒底部之承壓安全係數為 42.24；側邊支撐鉸件及彎角支撐鉸件之重量係由密封鋼筒底板之燃料提籃部份所支撐，鉸件之承壓應力安全係數為 25.88；螺栓螺紋之剪應力安全係數為 5.46；殼螺紋剪應力安全係數為 6.03；殼鉸道安全係數為 1.87。在異常事件下，殼之最大剪力負載(P)為 671.95 N (151 lb)，參考提籃殼材料設計應力強度為 18.1 ksi，經計算結果殼剪應力安全係數為 50.91。審查結果接受以上的分析結果符合 ASME 規範要求。

(3) 混凝土護箱在異常事件下評估

安全分析報告第六.二.(六).2.(3).A 節已評估混凝土護箱在正常運轉情況下之熱應力分析，該分析已保守採用異常事件下之溫度，為分析時的溫度梯度(106°F, 41.11°C)，因此，熱應力分析結果已涵蓋此異常事件。

4. 意外事故

(1) 密封鋼筒在意外事故下之評估

考慮密封鋼筒分別在意外壓力、60g 垂直負載、混凝土護箱傾倒、洪水及颱風與颱風投射物等假設意外事故下進行分析。

密封鋼筒在 250 psig 意外壓力之評估結果列於安全分析報告表 6.2.A.2-12 到表 6.2.A.2-13，所有安全係數皆大於 1.0。由分析結果可知，當發生意外壓力的情況時，因燃料棒破損所增加的內壓力並不會影響鋼筒結構之安全性。在地震意外事故情況下，另考慮 60 g 的垂直負載，來涵蓋地震時的地表與混凝土護箱對密封鋼筒所產生之垂直作用力。分析結果如安全分析報告表 6.2.A.2-16~17 所示，各截面應力值與安全係數於安全分析報告表 6.2.6.4-1 與表 6.2.6.4-2，所有安全係數皆大於 1.0。

(2) 燃料提籃之貯存意外事故評估

混凝土護箱傾倒意外下的提籃結構應力分析的有限元素模型(安全分析報告第六.二.A.1)及燃料提籃穩定度分析的有限元素模型(安全分析報告第六.二.A.8)皆為三維局部(periodic)模型，與提籃兩端的邊界條件(原聯結插銷組件或變更設計後的延伸角)並無相關。所以此提籃設計變更對於燃料提籃在側向負載作用下的結構分析結果並無影響。

在彎角支撐鉸件的彎角處之中心線上增加溝槽，溝槽處的厚度會稍微變小進而降低其勁度，為證明此設計變更對整個提籃在側向負載作用下的結構應力負載影響，台電公司特別將燃料提籃在假想的護箱傾倒時的結構分析(如安全分析報告第六.二.(六).4.(2).B章節內容)予以重新評估，將原有限元素分析模型中彎角支撐鉸件的彎角處之厚度減為設計更新後的0.3英吋，對提籃進行0度與45度二種方位傾倒時的結構評估。重新分析後的結果顯示如安全分析報告表3.2-1，混凝土護箱傾倒意外下之燃料方管之薄膜應力(P_m)與薄膜加彎矩應力($P_m + P_b$)之最小安全係數為1.07；安全分析報告表3.2-2所列為彎角支撐鉸件之彎角板的薄膜應力(P_m)與薄膜加彎矩應力($P_m + P_b$)的最小安全係數為1.16，仍可滿足ASME規範要求。

(3) 貯存意外事故下之混凝土護箱評估

混凝土護箱在貯存意外下之結構評估包含有：極端溫度、颱風、颱風投射物、洪水、地震以及傾倒意外。

A. 極端溫度

在極端溫度條件上，假設分析分析溫度為 56°C (133°F)，使用安全分析報告圖 6.2.A.3-1 的有限元素模型，進行混凝土護箱在熱負載意外下之結構分析。分析結果顯示混凝土抗拉應力之安全係數為 2.07。

B. 颱風及颱風投射物

根據 ANSI/ASCE 7-93, "Building Code Requirements for Minimum Design Loads in Buildings and Other Structures" 之最速哩風速 (fastest-mile wind speed) 之評估方法，將颱風風速換算成混凝土護箱面上之等效壓力。假設最大風速 360 mph，換算得最大等效壓力為 331.8 psf (lb/ft^2)，混凝土護箱投影面積之總風負載為 59,850 lb，因此由颱風

所產生的彎矩負載 (M_w) 為 5.84×10^5 ft-lb，但在包含密封鋼筒、燃料提籃但無燃料負載下之混凝土護箱穩定彎矩為 2.58×10^6 ft-lb。依據 ASCE 7-93 要求，除非結構被錨釘固定住，否則因颱風而產生的傾倒彎矩不能超過 2/3 的呆載重造成的穩定彎矩。因此，颱風時發生混凝土護箱傾倒之最小安全係數為 2.9。

貯存時的滿載混凝土護箱重量為 521,500 lb，如表 6.2.3.2-1 所示，混凝土護箱與基座間的摩擦係數假設為 0.35，計算摩擦力為 182,525 lb。因為颱風時總風負載 59,850 lb，混凝土護箱摩擦力大於總風負載，因此，混凝土護箱不致因颱風而滑動，並且固定樁亦不受力。

混凝土護箱在設計上必須能承受 NUREG-0800, Section 3.5.1.4.III.4, Spectrum I missiles 投射物的衝擊如下：

- 具有巨大動能的投射物(17.8 kN (1,814 kg(4,000 lb))重的車輛，具有 1.86 m^2 (20 ft^2)的撞擊變形面積)。
- 質量 1.25 kN (280 lb)，直徑 203.2 mm (8 in)之颱風投射物。
- 25.4 mm (1 in)直徑的實心鋼球。

在評估上，將假設上述之投射物以 126 mph 的速度(35%的最大颱風風速 360 mph)對護箱造成最大撞擊損傷方式進行分析。其中審查委員針對第一項高能量投射物加上颱風組合負載進行審查，發現經由高能量投射物撞擊後，混凝土護箱之旋轉角僅為 0.97° ，且在結合颱風以及高能量投射物之負載條件下，混凝土護箱將不會發生傾倒，其安全係數為 3.1。混凝土外殼亦具有抵抗高能量投射物撞擊之剪力強度。審查結果接受其分析結果。

C. 洪水

設計基準為假設洪水狀況為深 15.24 m (50 ft)、流速 4.6 m/s (15 ft/s)，可完全淹沒混凝土護箱。以古典流體力學分析護箱，視其為一剛體，並計算其阻力 F_D (drag force)。針對滑動及傾覆狀況的分析，採用 1.1 之安全係數，碳鋼及混凝土間摩擦係數假設為 0.35。

審查委員同意接受由於滿載混凝土護箱重量為 521,500 lbf (如安

全分析報告表 6.2.3.2-1)，洪水中的混凝土護箱浮力 F_b 為 144,000 lb，當混凝土護箱與基座間的摩擦係數假設為 0.35，其摩擦力為 $(521,500-144,000) \times 0.35 = 132,125$ lb。第 6.2.6.4.(3)C 節計算洪水對護箱的牽引力 $F_{D15}=41,600$ lb。所以混凝土護箱摩擦力遠遠大於洪水對護箱的牽引力($132,125$ lb \gg $41,600$ lb)，故洪水時混凝土護箱不會滑動。因為摩擦力已足以抵禦洪水對護箱的牽引力，所以固定樁不受力。

D. 地震

核二廠設計基準地震(DBE)為 0.4g 地震加速度，當 0.4g 的地震加速度由岩盤往貯存場址(地表設施)傳遞時，地震波經過岩盤與混凝土基座間的土壤影響，有放大地震加速度的可能，必須執行土壤結構互制(soil-structure interaction, SSI)分析，以利後續評估混凝土護箱在混凝土基座上之地震行為。

核二乾貯現階段工作預計在一長條型(長 77.5 m \times 寬 13.5 m \times 厚 1.0 m)混凝土基座(concrete pad)上，以兩排混凝土護箱並列的方式，共設置 27 個混凝土護箱。每一個混凝土護箱位置的基座底下，皆有一支直徑 1.8 m、長 10.5 m~13.5 m 的混凝土樁連結岩盤與基座，以增進基座的穩定性。土壤結構互制分析時，為了涵蓋整個護箱設置的進度，共進行 3 種狀況評估，分別為 27 個裝填護箱(loaded cask)、14 個裝填護箱與 13 個空護箱、1 個裝填護箱與 26 個空護箱。每一種狀況皆以最佳估算(best estimate, BE)、下界限(lower bound, LB)及上界限(upper bound, UB)等 3 種土壤特性評估，經由 SASSI 程式的計算得到該參數組合下的所有護箱所在位置處的基座表面與各個護箱重心的地震加速度歷時，相關分析模型詳如安全分析報告附錄 6.2.A.5 節。

由安全分析報告附錄 6.2.A.5 節貯存場址之分析模型，以 SASSI 程式計算得土壤結構互制結果如安全分析報告表 6.2.6.4-11 所示。在護箱裝載中期(14 個裝填護箱與 13 個空護箱)與上界限(UB)條件下，有最大水平加速度 0.880 g，其相對應的垂直加速度為 0.474 g。表中所列

各加速度為 BE、LB 與 UB 狀態下的整個基座模型中各方向最大加速度。

在混凝土護箱穩定性分析方面，透過有限元素軟體 LS-DYNA，對混凝土護箱在混凝土基座上之設計基準地震事件下之穩定性進行分析。混凝土護箱設計以 4 支直徑 152.4 mm (6 in) 鋼質固定樁 (retaining bar) 限制在基座上的特定位置，避免護箱因地震而滑移。詳細之混凝土護箱在混凝土基座上的有限元素地震分析模型如安全分析報告圖 6.2.A.6-1。固定樁不是永久固定在基座上，而是活動式組件，亦即 4 支固定樁是安插於護箱旁基座上的 4 個孔，必要時可以移除，詳安全分析報告圖 6.2.A.6-2 至圖 6.2.A.6-4。評估重點為護箱在地震中是否會傾倒、固定樁的剪力強度評估等。

在地震加速度的選用上，以安全分析報告表 6.2.6.4-11 之 BE 與 UB 狀況，共 6 筆混凝土基座之土壤結構互制計算的基座表面地震加速度歷時曲線，作為混凝土護箱地震穩定性評估之地震加速度輸入資料。這些地震加速度足以涵蓋混凝土基座各位置的地震加速度值。安全分析報告表 6.2.6.4-12 中部份水平加速度大於 0.78 g，部份則小於 0.78 g。如水平加速度大於 0.78 g 時，以實際評估所得進行後續地震評估，若小於 0.78 g 時，則放大至 0.78 g；垂直加速度則皆小於 0.78 g，但後續之混凝土護箱地震評估則皆放大至 0.78 g 進行評估，符合 ASCE-4 之垂直加速度值不可低於水平加速度值三分之二的規定與核二廠建廠廠址設計基準地震之要求。

評估結果顯示地震過程中護箱最大傾斜角度僅為 2.8 度。安全分析報告表 6.2.6.4-12 中的 BE-Full 與 BE-Initial 數據計算，分別有最大的固定樁剪力與最大的混凝土護箱垂直位移量，其剪力與垂直位移相對於地震的時間關係如安全分析報告圖 6.2.6.4-5 與 6.2.6.4-6 所示。安全分析報告圖 6.2.6.4-6 的混凝土護箱最大垂直位移 297.2 mm (11.7 in) 造成護箱 4.0 度的傾斜量 ($167.3 \times \sin(4.0^\circ) = 11.7 \text{ in}$)，但仍不足以造成護箱傾倒。

對於固定樁的剪力負載評估，依據 ASME Section III-Appendix F 之 F1341.1 規定，服役狀況(Service Level) D 負載情形下，評估固定樁的剪力負載安全係數為 1.1。因此，審查結果同意接受混凝土護箱不會發生傾倒意外，且用以固定混凝土護箱之固定樁分析結果滿足 ASME Section III-Appendix F 設計要求。

E. 傾倒

混凝土護箱的傾倒為一非機械因素造成(non-mechanistic)之假設性意外事故，該分析用以作為安全評估的涵蓋分析(bounding analysis)，因依各種假設性意外事件分析結果均不會造成混凝土護箱傾倒。

透過 LS-DYNA 軟體針對混凝土護箱發生傾倒意外進行顯式非線性動態結構分析。為確定混凝土護箱傾倒時，燃料提籃頂部及密封上蓋頂部所產生之加速度值，分別以二種基座尺寸進行靈敏度分析，寬度均為 9.14m (30 ft)，長度則分別為 9.14m (30 ft) 以及加長的 18.29m (60 ft) 幾何模型，以評估混凝土基座尺寸大小對於護箱傾倒時的加速度影響，如安全分析報告圖 6.2.6.4-3 與圖 6.2.6.4-4 所示。分析結果得到燃料提籃頂部最大加速度值為 26.6g、密封上蓋頂部為 29.6g，均小於燃料提籃與密封鋼筒在意外事件分析之承受值 35 g 及 40 g 加速度。審查委員認為傾倒之後的混凝土護箱並不會導致重大的不利影響，混凝土護箱、密封鋼筒、及提籃皆維持結構的完整性；屏蔽、幾何形狀、臨界控制以及密封狀態也維持了設計基準的要求。

(4) 傳送護箱傾倒意外事故

傳送護箱傾倒之示意圖如安全分析報告圖 6.2.6.4-7 所示，透過 LS-DYNA 程式可計算得到傳送護箱在各極端溫度下發生傾倒時之加速度以及最大應力強度，而經由 ASME Section III-Appendix F, Subsection F-1341.2，在此意外事件下傳送護箱之主薄膜應力加彎矩應力需滿足 0.9 倍抗拉強度之要求。

各狀況之加速度、最大應力強度以及安全係數列於安全分析報告表 6.2.6.4-13 中。在此傾倒事件下，傳送護箱之最大加速度值為 25.7g；防撞緩衝器最大潰縮深度以及潰縮應變值分別為 373.4 mm (14.7 in) 以

及 73.5%，而吊耳軸與撞擊面之最小剩餘間距為 7.6 mm (0.3 in)。審查委員審查結果發現，由安全分析報告表 6.2.6.4-13 所列安全係數結果可知傳送護箱在傾倒事件下之應力結果皆能滿足 ASME Section III-Appendix F, Subsection F-1341.2 之規定。此外，由於傳送護箱發生傾倒時之最大速度為 25.7g，該值小於安全分析報告第六.二.(六).4.(1).B 節中混凝土護箱傾倒意外事故下伴隨密封鋼筒之 29.6g 加速度，因此傳送護箱傾倒所造成的密封鋼筒各部元件應力值可被混凝土護箱傾倒意外事故下的密封鋼筒分析所涵蓋，該分析結果已在安全分析報告第六.二.(六).4.(1).B 中證實密封鋼筒與燃料提籃皆符合 ASME Section III, Subsection NB 與 NG 規定。

此外，亦考量傳送護箱若自由站立在多軸板車並遭遇 50 加侖油箱爆炸意外時，傳送護箱也不會傾倒。因為實際傳送護箱之多軸板車運送過程中，傳送護箱與防撞緩衝器經由 8 條粗壯鋼索牢牢固定在多軸板車上，更加強化傳送護箱在 50 加侖油箱爆炸意外時的抗傾倒能力。

5. 燃料棒

用過核子燃料運貯過程中，因為吊運及可能的異常或意外事故造成燃料棒軸向或側向受力，而引發燃料棒結構完整性的顧慮。在燃料棒挫屈分析中(軸向)，考慮護套管厚度因氧化層縮減 120 μm (0.0047 in)，由 LS-DYNA 計算所得的最大應力強度(maximum stress intensity)為 289.11 MPa，對於降伏強度的安全餘裕為 1.86。結果確認燃料棒在底部受 45g 加速度衝擊負載時，在燃料束底部至底部第一個燃料格架的最大距離 1,524 mm 的條件下，仍可保有燃料棒結構的完整性。另一方面，假設燃料提籃側邊墜落的評估是沿著燃料提籃長度方向均勻施加 60g 的側向負載，分析證實燃料棒在 60g 的側邊墜落情況下，仍可保有結構完整性，此分析亦可涵蓋傾倒意外狀況下的燃料棒受力情況。

6. 混凝土基座結構評估

用過核子燃料乾式貯存設施之混凝土基座長 77.5m、寬 13.5m，基座下方以基樁承載其垂直載重及地震力，該混凝土基座結構是採用極限強度設計法，係將線性結構受各項基本載重(如自重、活載重、地震力、風載

重等)乘上載重因子(load factor)當成設計載重，同時考慮地下水位以下土壤，因液化而使土壤對基樁側向束制能力減低之行為。其中地震力必須依據土壤結構互制分析(SSI)結果，混凝土基座表面水平最大地表加速度為0.88g 作為設計值。

分析結果顯示，基樁最大水平位移量，依分析模式在承載設計載重下，為 1.65 公分；各種載重條件下的配筋鋼筋最大受力為：基座最大受力配筋 #9 @9.0cm，基樁最大受力配筋 84-#9，hoop 2-#5 @8 cm。採用波特蘭第 II 型水泥，混凝土強度為 280 公斤/平方公分 (4,000 psi)，粗細骨材、水、摻料、配比等，皆應符合中國國家標準(CNS)、美國混凝土協會(ACI)或美國材料試驗協會(ASTM)等規定；使用鋼筋性質為：#5 (含)以下之抗拉強度為 2,800 公斤/平方公分(40,000 psi)；#6 (含)以上之抗拉強度為 4,200 公斤/平方公分(60,000 psi)。審查結果接受上述樁基礎貯存基座之設計分析結果。

三、 審查結論

以上各節保守分析結果顯示，貯存設施的設計不論是正常貯存狀態或遭遇異常狀況、意外事故或假想天然災害時，貯存設施均能維持正值之安全餘裕，表示貯存設施的設計皆能滿足相關法規要求。另對於吊運設施之傳送護箱及相關組件在裝卸的分析結果，以及對混凝土基座之承載力、水平位移量與結構分析結果，顯示符合相關設計規範要求。

- (一)本設施貯存護箱之結構設計基準及使用之材料特性，審查結果認為可以接受。
- (二)本設施密封鋼筒、燃料提籃及混凝土護箱在正常貯存狀態各種組合負載之分析結果，顯示具有相當安全餘裕，符合 ASME B&PV Code、建築法、建築技術規則及美國混凝土協會(ACI 349)等規範要求。
- (三)傳送護箱分析結果，顯示符合 ANSI 14.6 與 NUREG-0612 在無複置負載路徑條件之安全係數要求，審查結果認為可以接受。
- (四)混凝土護箱在異常或意外事故中之屏蔽功能，及密封鋼筒結構完整性之分析評估，審查結果認為可以接受。

(五)本設施在各種正常、異常或意外事故假設條件下，密封鋼筒可維持結構完整性，無破損洩漏之虞，審查結果認為可以接受。

(六)本節重要品保管理事項 1 項如表 6.2-1，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 6.2-1 設施運轉計畫重要品保管理事項摘要表

序號	項次	章節	內容	確認時機
1	6.2-1	6.2	傳送護箱於燃料廠房內操作之廠房樓板結構評估報告。	試運轉作業申請

第六章第三節 熱傳評估

一、概要

本章節為核二廠用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)的熱傳設計，在正常、異常及事故狀況下，其密封鋼筒、傳送及貯存護箱的分析結果，能符合美國聯邦法規 10 CFR 72 及美國核管會(NRC)之用過核子燃料乾式貯存設施審查基準 NUREG-1567 有關熱傳之要求。

核二廠乾貯設施內將放置 27 組貯存護箱，此護箱系統係由美國 NAC 公司 MAGNASTOR 混凝土護箱貯存系統加以部分設計修改而得，MAGNASTOR 貯存系統業經美國核管會審查核准。MAGNASTOR 混凝土護箱主要包含密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱等組件。在貯存階段，用過核子燃料裝載於密封鋼筒內之燃料提籃，藉由混凝土護箱所提供之輻射屏蔽與自然對流來滿足長期貯存之條件。而傳送護箱主要用以確保密封鋼筒於裝載與傳送期間，具有充足之屏蔽與熱移除能力，使得裝載作業皆能符合相關設計與法規要求。

裝載於密封鋼筒之用過核子燃料，其衰變熱將會透過與燃料提籃之間的對流、傳導及輻射機制，向外側之提籃與燃料組件傳遞。另熱傳機制亦會影響燃料提籃、密封鋼筒殼體及混凝土護箱內襯或是傳送護箱內殼體表面之間的熱傳能力，進而影響各元件之溫度值。基於長期貯存之安全性考量，本系統採用被動式散熱概念來進行設計，藉由衰變熱對空氣加熱後所造成的空氣密度差，令受熱空氣由混凝土護箱頂部之出氣口流出，並促使混凝土護箱底部之進氣口吸入低溫空氣，而形成對流效果，進而達到移除用過核子燃料衰變熱之目的。本系統單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 14.6kW (裝載 87 束用過核子燃料，每束 168W)；但為保守起見，台電公司採用 17.0 kW(每束 195W)作為熱傳分析基準。

核二廠乾式貯存設施及貯存護箱系統熱傳評估的審查內容包括：設計基準、分析方法、材料與熱傳性質、假設與邊界條件、評估結果說明(燃料短期裝填與傳送、正常貯存狀態、異常貯存狀態、事故狀態、密封鋼筒內部壓力計算)等，以確認乾式貯存設施於裝載與傳送期間及貯存各階段是否符合熱傳安全之相關要求。

二、審查發現

本節之審查共提出 31 項審查意見，經審查委員召開了三次分組審查會議，最後確認台電公司之答覆符合審查意見之要求。本節之重要審查發現分述如下：

(一)核二廠乾式貯存護箱系統組件之熱傳設計基準，符合相關規範標準及限值：

1. 本系統用於裝載單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 14.6kW (87 束用過核子燃料,每束 168W);但為保守起見,採用 17.0 kW(每束 195W)作為分析基準。
2. 核二廠貯存護箱系統之材料容許溫度，詳列於安全分析報告表 6.3.2-2。
3. 依據 ISG-11 之要求，燃料護套之最高溫度需滿足：
 - (1)用過核子燃料之燃料護套溫度於正常貯存及短期裝填操作狀況下不得超過 400 °C。
 - (2)在系統發生異常或事故之狀況下,燃料護套溫度不得超過 570 °C。
4. 對於混凝土製元件最高容許溫度，則依循 ACI-349 與 NUREG-1567 之限值進行訂定。
5. 中子屏蔽材質最大操作溫度，乃依據製造商所訂定之溫度限值為之，以確保其具有足夠的中子屏蔽能力。
6. 鉛屏蔽之安全操作範圍，以避免鉛達到熔點為準。
7. 對於提籃與密封鋼筒之鋼製元件，其溫度限值則依循 ASME Code Section II, Part D、ARMCO、ASME Code Case N-707 以及 ASTM Standard。
8. 傳送護箱溫度限值為 454.4°C，異常事件及意外事故的溫度限值則為 537.7°C。
9. 密封鋼筒內部壓力於各種貯存或是傳送階段下，皆不得超過結構分析壓力。本系統之壓力限值可歸納如下：
 - (1)正常狀態下，密封鋼筒內部壓力不得超過 100psig；

(2) 異常狀態(包含溫度異常及 10%燃料破損)下，密封鋼筒內部壓力不得超過 130 psig；

(3) 意外事故狀態之壓力(包含 100%燃料破損與全阻塞)，密封鋼筒壓力不得超過 250 psig。

審查委員所提出的主要意見，包括(1)如何避免鉛達到熔點之溫度限值；(2)各項中子屏蔽材質的溫度限值；(3)混凝土溫度限值長期為 93.3°C (整體)與 148.8°C (局部)，與核一廠乾貯設施混凝土溫度限值為 65.5°C (整體)93.38°C (局部)差異性之說明。

台電公司答覆說明：(1)在傳送階段時燃料最高溫度為 317.8°C，此時傳送護箱(TFR)內表殼表面最高溫度只有 168°C，由於鉛板位於傳送護箱內表殼外側，因此鉛板之溫度將會低於傳送護箱之內表殼溫度，不會超過鉛之容許溫度限值 315.5°C (熔點為 327°C)。故鉛板無熔化現象發生，屏蔽功能將不會受到影響。(2) TFR 屏蔽材料為 NS-4-FR，溫度限值為 148.8°C。(3)核二乾貯系統溫度限值係引用美國 NRC 用過核子燃料乾式貯存審查導則 NUREG-1567 及 NUREG-1536 之溫度限值進行設定為 93.3°C 與 149°C，與 NAC MAGNASTOR 系統採用相同設定。

本項審查發現有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其熱傳設計基準及使用之材料熱傳特性可以接受。

(二)確認貯存護箱於核二廠特定環境下，正常、異常及事故狀況之熱傳行為，以及周圍溫度、日照及空氣進出口狀態等假設及邊界條件，可維持護箱系統之熱移除效率。系統於核二廠特定廠址環境中之正常、異常及事故狀態下，周圍溫度、日照考量與否及空氣進出口狀態則如安全分析報告表 6.3.2-1 所示。

審查委員所提出的主要意見，包括(1)應列出核二廠前 21 年之溫度紀錄，並加以計算後訂出周圍溫度；另外考量台灣夏季常有持續高溫出現，建議驗證該現象是否會影響乾貯設施之熱移除功能。(2)針對核二廠之高溫做暫態分析 (heatup tracing)。(3)對全球暖化之現象影響周圍溫度之可能性，建議參考聯合國政府間氣候變化專家委員會 (Intergovernmental Panel on Climate Change, IPCC) 之評估報告。

台電公司答覆說明：(1)所有溫度皆比照核一廠案例，採用中央氣象局 21 年來（台北、基隆及淡水地區）之溫度紀錄，且經比較後，台北基隆淡水三地每年最高日平均溫度之近 21 年(1984 年~2012 年 8 月)平均值為 31.9°C，因此設計基準在 32°C 可以保守涵蓋；異常狀態下，台北在 2003 年之日平均最高溫度為 33.0°C，淡水在 1991 年發生日平均最低為 6.6°C，因此異常高溫 41°C 與異常低溫-40°C 可以保守涵蓋；極高溫下，環境溫度為 56.1°C，台北在 2003 年發生之時最高溫為 38.8°C，因此可保守涵蓋。(2)針對核二廠高溫進行暫態分析之建議，台電公司表示本乾式貯存系統為一對環境放熱之系統，且單一乾貯系統重量為 150 公噸，起始的熱流慣性與整體比熱較大，因此造成系統溫度上升一度所需之熱量較高，故在每日最高溫的條件下加熱兩小時對系統溫升影響有限。外界溫度在兩小時內的變化對系統之影響，可用異常高溫 41°C 來保守涵蓋。(3)針對全球暖化對周圍溫度之影響，台電公司根據聯合國政府間氣候變化專家委員會，於 2007 年提出之評估報告得知，其 2100 年暖化程度約為 1.1°C ~6.4°C，溫度上升約為每年 0.07°C，50 年後約為 3.5°C。但在考量 50 年之長期貯存時間下衰變熱大概下降 56%，已足以彌補全球暖化所造成的大氣溫升效應。

本項審查發現有關之審查意見經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為核二廠特定環境下，正常、異常及事故狀況之熱傳行為，以及周圍溫度、日照及空氣進出口狀態等假設及邊界條件可以接受。

(三)確認核二廠貯存護箱系統與 MAGNASTOR 系統之熱傳設計差異，其設計修改為：MAGNASTOR 系統原設計之 BWR 熱負載為 33 kW，核二廠貯存護箱系統申照之熱負載為 14.6 kW，並保守以 17.0kW 進行分析。

審查委員所提出的主要意見，包括(1)所有設計變更之處，是否已納於分析報告中或於原有分析被保守評估。(2)貯存燃料束數量與不同功率燃料束之擺放情形，是否已有其對密封鋼筒內熱對流行為之影響，進行評估分析。(3)單一密封鋼筒內之最大總熱負載為 14.6 kW，且本分析採用 17.0 kW 作為分析基準，未來實際運轉時，密封鋼筒最大總熱負載的行政限制值為何。

台電公司答覆說明：(1)MAGNASTOR 乾貯系統原設計熱負載為 33 kW，核二乾貯申照之熱負載為 14.6 kW，並保守以 17.0kW 進行分析，所有系統之熱負載變更分析都已於安全分析報告中適當反應。(2)本分析係採用最高衰變熱 17.0 kW 做安全熱流分析，而本案申照之最大總熱負載為 14.6 kW。且於實際裝載 87 束用過核子燃料的總熱負載將低於 14.6 kW，因此不同擺放情形下的總熱負載皆將低於 14.6 kW。在總熱負載不超過 14.6 kW 下，17.0kW 的熱負載可保守評估。分析時假設 87 束燃料均為最高的 195 W，而實際情形則大部分會低於 168W，故以 195W 均勻分布考慮應屬保守。(3)本案採單一密封鋼筒內最大總熱負載 14.6kW 為設計基準，在熱傳章節保守涵蓋使用 17.0kw，未來執行乾貯作業時，仍需限制單一燃料束之最高熱負載為 168W 以下，即裝載功率需同時滿足設計總負載與單束最高負載之雙重條件。

本項審查發現有關之審查意見經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其熱傳設計變更可以接受。

(四)確認核二廠貯存護箱系統分析方法、模式校驗等結果及分析過程所採用之假設，是否合理並符合相關要求。

本系統之熱傳評估所使用之熱流分析技術，主要是由 ANSYS 10.0 以及 FLUENT 6.3 兩分析軟體建構而成，並已獲美國核管會核准。

核二乾貯系統的設計熱負載為 14.6kW，本章前述各節皆保守使用 17.0kW，針對用過核子燃料在裝載與傳送、正常貯存、異常與事故等不同狀況下，所採用之假設及熱流分析結果，彙整如後：

1. 本系統於充水階段時，由於環狀冷卻系統的持續運轉，因此無作業時間之限制。
2. 本系統於真空乾燥作業階段時，保守假設忽略提籃內部之對流效應及以充水階段之密封鋼筒表面溫度作為邊界條件，進行穩態求解。分析結果顯示燃料護套及燃料提籃之最高溫度值分別為 261.1°C 及 253.3°C，皆未達其溫度限值，因此真空乾燥時間並未受到限制。
3. 充氬階段時保守假設密封鋼筒內部為層流、密封鋼筒上蓋及傳送護箱外側假設為絕熱。分析結果顯示燃料護套及密封鋼筒外側之最高溫度值分別為 147.84°C 及 45.80°C，皆未達其溫度限值，因此最大

作業時間並無限制。

4. 於傳送階段時，已拆除環狀間隙循環水冷系統之傳送護箱，其通道中將會填充空氣，並因為加熱所導致的密度差而形成自然對流。分析結果顯示，在達到穩態後，其燃料護套最高溫度仍僅有 317.8°C，因此本系統於傳送作業期間並無時間限制。
5. 本系統於正常貯存狀態下，假設通氣道底部為絕熱、均質化燃料區內流體假設為層流、空氣流通道假設為紊流、提籃溫度等同於燃料護套之溫度、混凝土護箱側表面放射率及視因子分別為 0.9 及 0.182、混凝土護箱頂部表面放射率及視因子分別為 0.8 及 1，以進行分析，分析結果如安全分析報告表 6.3.6-5。分析結果顯示，在正常貯存下之各元件溫度皆滿足元件本身之容許溫度。在異常高溫、異常低溫、進氣口半阻塞及極高環境溫度之情境下，分析結果如安全分析報告表 6.3.6-6 及 6.3.6-7。結果顯示，所有元件之溫度皆能符合相關法規與設計限值之要求。
6. 本系統於火災之情境下，分析系統溫度狀況時採用下列假設：
 - (1) 因載具油箱內之燃油而引起之火災，保守假設其火災距傳送護表面為 2m(油箱距護箱表面最近距離為 6m)，此時最大輻射熱通率約為 29.3kW/m²；
 - (2) 輸入熱源分佈為保守假設自 TFR 底部往上 1m 處皆保持最大熱通量 29.3kW/m²；
 - (3) 在限制燃油為 50 加侖之條件下，其燃燒時間為 3.5 分鐘；
 - (4) 熱通量共施加 210 秒，隨後將其移除並維持 30 分鐘的暫態分析；
 - (5) 保守假設傳送護箱表面對火災輻射熱通率之吸收率為 1。

分析結果顯示，傳送護箱殼體溫度僅上升約為 51°C，NS-4-FR 溫度上升為 40°C。考量護箱在傳送階段的穩態分析，加上火災分析的升溫，NS-4-FR 最高溫度為 118°C，仍小於 NS-4-FR 的溫度限值 148.8°C。因此，NS-4-FR 並無失效之顧慮。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，系統組件不會有超出溫度限值之疑慮。

7. 正常貯存狀態下之密封鋼筒內部壓力計算結果顯示，在正常貯存條

件下，內部壓力為到 5.41atm (gauge，相當於 79.5 psig)；且同時考慮 1%燃料破損時，僅會造成小於 1 psi 的內部壓力變化。其內部最大壓力，可被本報告第 6.2 節應力分析所採用之正常貯存狀態之壓力限值(110 psig)所涵蓋。

8. 異常貯存狀態下之密封鋼筒內部壓力計算結果顯示，在高氣體溫度下且同時考慮 10%燃料破損時，其內部最大壓力可被本報告第 6.2 節中，應力分析所採用之異常貯存狀態之壓力限值(130 psig)所涵蓋。
9. 事故條件下之密封鋼筒內部壓力計算結果顯示，不論系統發生 100% 燃料破損(132.5psig)或是通氣口全阻塞之事故(102.6psig)，內部壓力皆遠低於 250psig 之設計限值。
10. 當燃油火災發生後，傳送護箱之外殼體最高僅增加 52°C，故火災對於傳送護箱內之 NS-4-FR 並不會導致任何破壞。基於以上所述，有關法規 NUREG-1536 對用過核子燃料乾式貯存系統熱傳評估之要求，核二乾貯系統均能符合。

審查委員所提出的主要意見，包括(1)使用之軟體與方法論是否有充足之校驗或分析報告，以證明其軟體適用性與模式之保守度。(2)由於密封鋼筒裝載在傳送護箱時，係採用 FLUENT 與 ANSYS 所建立之複合模式進行分析；且於不同階段下涉及暫態變換。由於不同模式間，當網格相異時，需將計算結果重整，以供另外一個模型作為初始條件，故應考量初始條件不致因為模式之不同而失去保守性。(3)分析模式所使用之網格系統是否已經過靈敏度測試，以排除網格差異所造成之誤差。

台電公司答覆說明:(1)本分析技術所使用之 ANSYS 和 FLUENT 軟體，在乾貯系統熱傳分析的適用性，可由 NRC 對此系統所核發之執照獲得印證。ANSYS 軟體已包含於 NAC UMS 系統之申照分析中；本分析所使用的 FLUENT 6.3 版與原能會已核准的 TITRAM 方法論中使用的 FLUENT V12.0 並無不同，兩者皆採相同學術研究成果進行發展，並經多方驗證，因此其軟體適用性應無問題。為確認此方法論於乾貯系統之適用性與保守度，安全分析報告採用美國乾貯系統 VSC-17 與 TN-24P 乾貯系統之實驗結果進行校驗，結果證實採用二維軸對稱模式之分析方法論，可作為乾貯

系統熱流分析之用，而其模擬結果透過 VSC-17 與 TN-24P 實測數據之比對後，亦可確認本方法論對密封鋼筒內溫度預估之保守度，搭配邊界條件之保守假設，即可提供具有充分保守度之結果。(2)本次申照分析模式主要分為三維真空乾燥模式、二維傳送護箱模式與二維混凝土護箱模式。資料交換處理在於將二維傳送護箱模式的邊界值，用於三維真空乾燥模式，因此 FLUENT 與 ANSYS 的混合模式分析，資料的交換主要被限定在邊界面上且為單向傳遞，並非整個計算域皆做資料交換，此外，將在 FLUENT 模式中計算所得的 TSC shell 最高溫度，定為 ANSYS model 中的整個 TSC shell 的溫度是保守的。(3)分析模式於網格加密後計算得到之最高燃料溫度僅差異 0.56°C (1°F)，而密封鋼筒之最高溫度差亦僅有 1.11°C (2°F)。最大差異百分比僅約 0.14%與 0.4%。因此本分析所使用網格系統已通過靈敏度測試，排除網格差異之誤差。

本項審查發現有關之審查意見經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為核二廠貯存護箱系統分析及模式校驗等結果與相對應限值之比較可以接受。

(五)確認全阻塞情況下，各重要元件之溫度不超過相關溫度限值，以確保用過核子燃料之貯存安全。

對於全阻塞情況下，各重要元件之溫度隨時間上升曲線，以及達到穩態和元件溫度限值之時間，台電公司分析時認為若環境溫度於其他邊界條件不改變下，全阻塞發生時密封鋼筒熱量將藉由熱傳導及輻射傳至混凝土內襯，再經由熱傳導傳至混凝土外側，最後將利用輻射及對流將熱移除至外界中，此過程將滿足熱平衡；且於全阻塞事故下，混凝土在第 100 小時之溫度最高為 170°C (低於容許值： 176.6°C)；TSC 溫度為 238°C (此時燃料溫度為 353°C)。另外，台電公司亦已針對運轉不同階段各重要元件之最高溫度進行分析；且完成正常貯存、異常貯存與事故狀態時，空氣通道進、出口空氣溫度之熱傳分析，俾日後監測檢視之依據。

審查委員所提出的主要意見，包括(1)系統在進氣口全阻塞時，達到「穩態」需歷時之時間，以及達到「穩態」之意義。(2)對於乾貯系統使用之中子屏蔽材料 NS-4-FR 而言，在進氣孔全阻塞事故時，達到該材料溫度限值之時間為何。若溫度持續升高，高溫對於該中子屏蔽材料有何影響。(3)

正常運轉與半阻塞事故下之氣體出口溫度相差 1°C 之原因。(4) 有關台電公司構想於空氣通道出入口設置溫度量測點以監測空氣通道狀態，台電公司應充分說明其監測位置與檢驗方式。

台電公司答覆說明：(1)若環境溫度於其他邊界條件不改變下，全阻塞發生時，密封鋼筒之熱量藉由熱傳導及輻射傳至混凝土內襯，再經由熱傳導傳至混凝土外側，最後將利用輻射及對流將熱移除至外界中，此過程將滿足熱平衡達到穩態，溫度維持定值且不再上升。根據暫態分析結果估計，在全阻塞情況下，燃料護套及提籃的溫升率約為 0.4 °C/hr，至少 200 小時才會到達穩態，此時溫度約為 402°C。而全阻塞發生後 101.5 小時，混凝土護箱溫度將達到其限值(176.6°C)，其餘各元件皆不會超過其溫度限值，因此將修正第六章第六節中，關於混凝土護箱進氣口全阻塞之矯正措施：「此狀況會在 24 小時內發現（每日定時檢視監測數據至少一次，或是每日以目視方式檢查進出口處是否有異物堵塞），並於事故發生後 100 小時內清除進、出口堵塞物，以恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態。」(2)通氣口全阻塞發生之時機為貯存階段，中子屏蔽材料係用於 TFR 上，VCC 在此時已沒有中子屏蔽材料 NS-4-FR，因此在此沒有中子屏蔽材料過熱之問題。而 TSC 內之中子吸收材料，其溫度限值約為 537.7°C 左右，元件溫度與其限值尚有很大之餘裕。(3)空氣通道所能帶走熱量約為總熱量的 85%，半阻塞狀況下與正常情況下其帶走之熱量差距約為 1%，因此相同熱負載下，達熱平衡時所需帶走之熱量與正常狀況下相當，因此在達到穩態時，其入出口相較於正常狀況只相差 1°C。其他內部元件之內部對流與輻射熱傳機制皆沒有改變，因此其內部元件之溫度也無明顯差異。(4)由於溫度分布在出口地方為一拋物線形式，在中間部分曲線趨緩，並有其最大之出口溫度，因此在出口通道(約 3cm)中間將放置溫度計，並做為溫度量測之依據以增加保守值。

本項審查發現有關之審查意見經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為全阻塞情況下之熱傳特性可以接受。

(六)原能會採平行獨立驗證方式，檢驗核二乾貯護箱系統熱傳評估計算結果之合理性，經委託公正第三者進行「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施熱傳安全驗證研究」，以有效提升審查品質，平行獨立驗證的主要

項目及結果如下：

1. 台電安全分析報告中採用均質化模式進行處理，可能造成的功率密度下降之疑慮，已做成審查意見要求台電提供分析模式中的功率分佈模式，經再確認後，已證實其功率密度符合分析保守性。
2. 傳送階段之平行驗證工作結果，顯示台電公司送審之安全分析報告中所載之熱傳模式分析結果，雖與本平行驗證所得數值略有差異，但兩者之誤差係於可接受範圍之內。
3. 本平行驗證中，於正常貯存、環溫改變案例(高溫)以及進口半阻塞等案例之結果，與台電公司提供之安全分析報告差異有限，且相關差異值，可由兩者之假設與模式選用獲得合理解釋，故台電所提交之安全分析報告所附分析結果係可接受。

三、審查結論

- (一) 本設施貯存護箱之熱傳設計基準及使用之材料熱傳特性，審查結果認為可以接受。
- (二) 本設施貯存護箱相關之周圍溫度、日照及空氣進出口狀態等假設及邊界條件，審查結果認為可以接受。
- (三) 本設施貯存護箱採用之分析方法及模式校驗等結果，審查結果認為可以接受。
- (四) 本設施貯存護箱於正常、異常及事故狀況下之熱傳評估與分析，審查結果認為可以接受。
- (五) 本設施貯存護箱之熱傳設計經平行獨立驗證結果認為可以接受。

第六章第四節 輻射屏蔽評估

一、概要

本章節審查目的在於確認核二廠乾式貯存護箱系統之屏蔽設計，在貯存作業各階段(吊卸裝填、運搬、接收及貯存)皆能提供適當的防護，屏蔽用過核子燃料所釋出之輻射，確保在正常或意外事故狀況下，工作人員及公眾所接受之輻射劑量，皆能符合法規之要求。

核二廠乾式貯存設施內將置放 27 組貯存護箱，此護箱系統係依經美國核能管制委員會(NRC)核准之美國 NAC 公司 MAGNASTOR 混凝土護箱貯存系統(以下簡稱 MAGNASTOR 系統)加以部分設計修改而得。每個護箱盛裝最大燃耗度 35,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 20 年、²³⁵U(鈾 235)最大初始鈾濃縮度 3.25 wt%及熱負載低於 14.6 kW(千瓦)。

核二廠乾式貯存設施及貯存護箱系統之輻射屏蔽評估分析的審查內容包括設計基準、屏蔽評估程式、輻射源(加馬及中子)、屏蔽評估模式、廠界劑量評估、混凝土護箱表面劑量率評估、混凝土護箱空氣進/出口表面劑量率評估、傳送護箱表面劑量率評估、意外事故劑量率評估及貯存作業各階段之工作人員劑量評估，以確定乾式貯存設施包括吊卸裝填、運搬、接收及貯存各階段符合輻射安全之相關要求。

二、審查發現

本節之審查共提出 23 項審查意見，審查委員召開四次分組審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本節之重要審查發現分述如下：

(一) 核二廠乾式貯存護箱系統組件之輻射屏蔽設計基準如下：

1. 核二廠乾式貯存護箱系統在傳送與貯存期間，工作人員及民眾所接受的輻射劑量，須符合下列國內放射性物料管理法及游離輻射防護法之相關規定：

- (1) 乾式貯存設施對位於廠界處的一般人所造成之年有效劑量，依「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 5 條規定，對設施外一般人所造成之個人有效劑量，不得超過 0.25

mSv/yr(毫西弗/年)，並符合合理抑低原則。

- (2) 核二廠內的所有設施對廠界的個人有效劑量，不得超過「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5 mSv/yr，以符合游離輻射防護安全標準第 12 條規定，一般人之輻射劑量限度，一年內之有效劑量小於 1 mSv。
 - (3) 台電公司依 85 年 9 月環保署對本案環境影響評估同意備查之承諾：(1)運送階段：貯存設施操作運轉階段，核能二廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，不得超過「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5 mSv/yr；(2) 正常運轉階段：貯存設施在廠界處的一般人年有效劑量，不得超過 0.05 mSv/yr。
 - (4) 乾貯設施正常操作或例行運轉的工作人員職業輻射曝露，須符合「游離輻射防護安全標準」(94 年公布)第 7 條規定，個人每連續 5 年週期之有效劑量不得超過 100 mSv；且個人任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv，眼球水晶體之等價劑量不得超過 150 mSv，皮膚或四肢之等價劑量不得超過 500 mSv。
2. 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率小於 15 μ Sv/h(微西弗/小時)。
 3. 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率小於 3 μ Sv/h。
 4. 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率小於 20 μ Sv/h。
 5. 傳送護箱頂端及側面輻射劑量率小於 3×10^3 μ Sv/h。
 6. 貯存場圍籬處的輻射劑量率，低於 5 μ Sv/h；而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率，低於 2.5 μ Sv/h。
 7. 核二廠廠界(以下簡稱廠界)處的個人全身輻射劑量，在發生設計基準意外事故時，參照美國聯邦法規「用過核子燃料及高放射性廢棄物獨立貯存設施審查規範」(10CFR 72.106)之規定，不得超過 50 mSv(毫西弗)。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)說明核二廠乾貯和 NRC 核照之 MAGNASTOR 系統，有關輻射屏蔽評估之法規劑量限值及設計基準異同分析？(2)相較於核一廠乾式貯存系統，為何核二廠乾貯混凝土護

箱表面及進出氣口，與傳送護箱表面及進出氣口未建立輻射限值設計基準，而 NRC 核照之 MAGNASTOR 系統是否建立，其值為何？(3) 核二廠用過核子燃料中期貯存計畫環評審查，對於貯存傳送護箱於核二廠內運送作業所造成的廠界輻射劑量限值規定為何？

台電公司答覆說明：(1)核二廠乾式貯存護箱系統的輻射屏蔽設計基準，在傳送與貯存期間，民眾及工作人員所接受的輻射劑量，除依國內「游離輻射防護法」、「游離輻射防護安全標準」及「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」等法規要求及本計畫環境影響評估承諾值，亦參照美國 10 CFR 20 游離輻射防護安全法規與 10 CFR 72 乾式貯存設施安全法規要求，以及合理抑低各項輻射劑量。(2) 參照建立核二廠乾貯混凝土表面護箱表面及進出氣口，與傳送護箱表面及進出氣口輻射限值設計基準(3) 貯存傳送護箱於核二廠內運送作業，核二廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，須低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5 mSv/yr。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其輻射屏蔽設計基準可以接受。

(二)核二廠貯存護箱系統與 MAGNASTOR 系統之輻射屏蔽差異，其設計修改如下：

1. 核二廠混凝土護箱側邊屏蔽厚度由 67.31 cm 增為 101.5 cm，增加 34.19 cm。
2. 核二廠混凝土護箱碳鋼內襯屏蔽厚度由 4.45 cm 增為 10.0 cm，增加 5.55 cm。
3. 核二廠混凝土護箱頂蓋設計混凝土厚度由 11.67 cm 增為 66.4cm，增加 54.73 cm。
4. 核二廠混凝土護箱空氣出口通道採階梯形式設計，而原 MAGNASTOR 系統為直線通道設計；混凝土護箱進氣口與原始 MAGNASTOR 系統設計則保持相同，均設置有 17 根直立鋼柱作為屏蔽。

審查委員提出主要的審查意見：相較於 NRC 核照之 MAGNASTOR

系統，核二廠乾貯輻射屏蔽之設計變更為何？其主要的考量亦請述明。

台電公司答覆說明：核二廠乾貯輻射屏蔽設計修改，係為符合台電公司對本計畫環境影響評估之承諾，貯存設施正常運轉階段在廠界處的一般人年有效劑量，須低於 0.05 mSv/yr。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其修改可以接受。

(三)核二廠乾式貯存護箱之輻射源評估，採用採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 評估程式，惟採用較新的 SCALE 4.4a 版本。核二廠貯存系統貯存護箱之屏蔽評估，則採用 MCNP 5 1.3a (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) 程式；MCNP 使用 ENDF B-VI 的連續能譜截面資料庫 (continuous-energy cross section)，作為追蹤粒子遷移計算時所需的反應作用截面資料。核二廠乾式貯存系統之廠界輻射劑量率評估，採用 NAC-CASC 程式計算。NAC-CASC 程式為 NAC 公司的 SKYSHINE-III 程式修改版本。SAS2H/ORIGEN-S、MCNP 及 SKYSHINE-III 等程式，均為美國核管會 NUREG-1536 與 NUREG-1567 乾式貯存審查基準，所建議使用的輻射屏蔽評估程式。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)本節屏蔽分析所使用的程式，需詳細說明所使用程式及其截面庫的版本。(2)NAC-CASC 程式於修改過程中，每一個修改步驟進行驗證計算，均須加以確認程式的正確性，必需提供 NAC-CASC 程式驗證計算資料加以佐證。

台電公司答覆說明：(1)SAS2H/ORIGEN-S 評估程式用較新的 SCALE 4.4a，MCNP 5 採用 1.3a；MCNP 使用 ENDF B-VI 的連續能譜截面資料庫。(2)NAC 公司於 MAGNASTOR 系統設計分析與申照均使用 NAC-CASC 為整體申照方法論分析工具之一，作廠界輻射劑量分析計算，計算模式與分析結果經美國 NRC 審查合格。NAC-CASC 程式於進行本計畫之廠界輻射劑量率計算前已完成程式之驗證計算，並驗證每一個修改步驟以確認 NAC-CASC 程式計算結果之正確性，同時並提供 NAC-CASC 程式修改佐證文件。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為

其使用之輻射屏蔽評估程式可以接受。

(四)核二廠乾式貯存護箱屏蔽設計所選用的輻射源，要能包括貯存護箱裝載 87 束 BWR(沸水式反應器)用過核子燃料，每個護箱盛裝最大燃耗度 35,000、最少冷卻時間 20 年、 ^{235}U 最大初始鈾濃縮度 3.25 wt%及熱負載低於 14.6 kW(千瓦)，以作為屏蔽設計與評估之輻射源。

核二廠貯存用過核子燃料依照 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度及其相對平均燃耗度可分為：3.15 wt%(35,000 MWD/MTU)、2.84 wt% (34,000 MWD/MTU)、2.19 wt%(29,000 MWD/MTU)、1.76 wt% (19,000 MWD/MTU)及 0.71wt%(5,000 MWD/MTU)等五種燃料條件組合。屏蔽分析之輻射源採用 SCALE 程式集中的 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算，計算時使用 44 能群的 ENDF/B-V 截面資料庫。射源的計算包括：燃料所產生的熱負載、燃料所產生的中子射源、燃料所產生的加馬射源，以及其他結構物經活化後所產生的加馬射源。因在相同 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度條件下，平均燃耗度較高之用過核子燃料束，可得到較保守的燃料加馬射源；而在相同平均燃耗度時，較低 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度條件下，可得較高的燃料中子及結構加馬射源。核二廠乾式貯存護箱系統屏蔽分析選取前述五種組合中最高的輻射源項進行評估，用以涵蓋核二廠全部待運貯用過核子燃料束之條件。例如燃料加馬射源以 3.15 wt%(35,000MWD/MTU) 組合為最高，燃料中子射源以 2.84 wt% (34,000MWD/MTU) 組合為最高，而結構加馬射源則以 2.19 wt%(29,000MWD/MTU)組合為最高。

為保守計算核二廠用過核子燃料的射源，核二廠用過核子燃料束軸向天然鈾包覆 (axial blanket) 之高度符合美國核管會之要求 (低於 6 吋)，以不含天然鈾包覆之設計基準燃料計算射源。另 SAS2H/ORIGEN-S 評估程式計算時，將燃料束的功率密度再提升 10%，以容納反應器爐心的功率尖峰因素。燃料束其他結構物之活化之計算，採用 SAS2H/ORIGEN-S 程式所產生的中子能譜，並以典型的 BWR 燃料棒中子軸向分布加權評估。其他結構物之材料假設為 SS304 不銹鋼， ^{59}Co 的雜質含量 1.2 g/kg(克/公斤)。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)燃料條件組合平均燃耗度 35,000MWD/MTU 之 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.15wt%，是否較規格條件之 3.25wt%獲得更保守的射源進行屏蔽計算？(2)各分類燃料束的平均初始鈾濃縮度與平均燃耗度得到保守的射源，為什麼不是取各分類燃料束的最低初始鈾濃縮度與高燃耗度當作射源評估基準？(3)其他結構物假設為 SS304 不銹鋼，其 ^{59}Co 的雜質含量保守採用 1.2 g/kg，為什麼 1.2 g/kg 是保守的？

台電公司答覆說明：(1)燃料條件組合平均燃耗度 35,000MWD/MTU，以 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.15 wt%代替 3.25 wt%來進行射源計算，於相同燃料平均燃耗及相同冷卻時間之情況下，中子射源強度增加 6.5%，其他結構物活化射源強度增加 2.3%，衰變熱增加 0.05%，用過核子燃料產生之加馬射源強度僅降低 0.33%，其降低的程度極微，整體輻射源強度仍較 ^{235}U 平均初始鈾濃縮度 3.25 wt%之輻射源保守。(2)採分類燃料束的最低初始鈾濃縮度(0.71 wt%)與高燃耗度(35,000MWD/MTU)評估會造成過度保守的射源，採核二廠待貯運用過核子燃料條件組合方式評估，已可有效涵蓋核二廠乾式貯存待運貯之用過核子燃料束之要求。(3)其他結構物之材料假設為 SS304 不銹鋼，而 ^{59}Co 的雜質含量 1.2 g/kg(克/公斤)較美國核管會所接受之 0.82 g/kg 保守。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其輻射源評估可以接受。

(五)核二廠貯存護箱所使用的屏蔽評估模型(model，大小尺寸及組成材料)

分為混凝土護箱及傳送護箱模型兩大部分：

1. 核二廠混凝土護箱為符合核二廠廠界年劑量設計限值 0.05 mSv/yr 要求，混凝土護箱已採部份設計修改，詳如審查發現(二)。混凝土護箱模型側面徑向屏蔽由密封鋼筒殼 1.3 cm、內襯 10.0 cm 及混凝土外殼 101.5 cm 所組成；軸向混凝土護箱頂部屏蔽則由密封鋼筒上蓋 22.9 cm、頂蓋鋼屏蔽 5.6 cm，以及頂蓋混凝土屏蔽 66.4 cm 所組成。
2. 傳送護箱模型以沿用 MAGNASTOR 系統之設計為主，傳送護箱模型的徑向加馬屏蔽由不銹鋼製密封鋼筒殼 1.3 cm、傳送護箱內層與外

層鋼殼 5.1 cm，以及傳送護箱內的厚鉛殼 8.2 cm 所組成；徑向中子屏蔽由中子屏蔽材料 NS-4-FR 5.7 cm；底部屏蔽由密封鋼筒底板 7.0 cm 與傳送護箱厚鋼門 12.7 cm 所提供；頂部屏蔽則由密封鋼筒上蓋之厚鋼材所提供 22.9 cm。

3. 密封鋼筒、傳送護箱及混凝土護箱所使用的不銹鋼、混凝土、碳鋼等材質組成，則採用 MAGNASTOR 系統設定之材質組成為主。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)混凝土護箱內襯與密封鋼筒間是否有材料存在?(2)核二廠乾式貯存系統之混凝土護箱用來降低空氣進口/空氣出口劑量的主要屏蔽結構為何?

台電公司答覆說明：(1)混凝土貯存護箱內襯與密封鋼筒間，設置有 H 形鋼，其目的為引導空氣對流垂直升降及密封鋼筒置入貯存護箱時可確保密封鋼筒位於護箱中央位置，但未考量其屏蔽效果。(2)核二乾貯混凝土護箱空氣進口主要有 17 根直立鋼柱作為輻射屏蔽，在空氣出口的部分，混凝土護箱採用階梯式之通道設計，以降低空氣出口處之輻射劑量率。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其貯存及傳送護箱所使用的屏蔽評估模型可以接受。

(六)核二廠貯存護箱系統的屏蔽計算模式分為混凝土護箱與傳送護箱及貯存設施分析等部分：

1. 核二廠乾式貯存系統混凝土護箱與傳送護箱的表面輻射劑量率評估，採用 MCNP 程式計算。護箱裝載 87 束 BWR 用過核子燃料束，用過核子燃料束所產生之射源包括燃料加馬、燃料中子、以及其他結構物區產生之活化加馬等射源。除傳送護箱與混凝土護箱表面輻射劑量率之外，混凝土護箱空氣進口與空氣出口處的輻射劑量率亦包含於屏蔽分析計算之內。
2. 傳送護箱表面劑量率計算，其狀態為密封鋼筒內部抽出水，作為保守模擬銲接作業時的狀態，此時水位距密封鋼筒上蓋底部 12 cm。廠內運送至混凝土護箱貯存時，傳送護箱採用密封鋼筒內部無水、未設置銲接用屏蔽板之狀態，廠界偵測點與傳送護箱中心軸之距離保

守設為 100 m，高度為 0.9 m。

3. 核二廠之廠界劑量分析使用 NAC-CASC 程式。核二廠乾貯設施基座長 77.5 m，寬 13.5 m，混凝土貯存護箱配置為 2×13 之陣列，另端側加設一組貯存護箱，共計 27 組。貯存護箱中心軸之間的距離為 5.25 m，最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心 107.25 m，廠界偵測點高度為 0.9 m。最近工作處距離貯存設施中心 59.56 m，內外圍籬則分別距離基座邊緣約 4.25 m 與 10.25 m，偵測點高度均為 0.9 m。年輻射劑量率以 8,760 小時計算，並確保最近廠界處之最大個人年有效劑量低於 0.05 mSv。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)廠界輻射劑量分析，如何將護箱表面劑量率轉換成 NAC-CASC 程式點射源強度？一個護箱轉換成幾個點射源？(2)請說明在相同條件下之 2×10 護箱陣列配置，NAC-CASC 和 MCNP 程式計算結果的差異？對 2×10 貯存護箱配置，將後排護箱視為黑體之假設，此假設對廠界輻射劑量之計算是否保守？(3)廠界偵測點高度為何分別取為 0.9 m 及 5.5 m？並請說明劑量評估結果的誤差範圍。

台電公司答覆說明：(1)MCNP 程式亦將混凝土護箱頂端與側邊表面之中子與加馬粒子資訊（如能量、位置、方向等）加以記錄，作為廠界輻射劑量率分析時的射源使用。NAC-CASC 程式在計算混凝土護箱陣列時，每一護箱均由一頂部圓盤面射源與一側面圓柱射源組成。(2)「A Comparison of Skyshine Computational Methods」文獻中針對 SKYSHINE III 程式（即 NAC-CASC 程式）與 MCNP 程式之比較驗證，其結果亦顯示出兩者計算結果相匹配，因此 NAC-CASC 程式與 MCNP 程式計算結果應仍相符合。另 MAGNASTOR 系統設計分析與申照均使用 NAC-CASC 為整體申照方法論分析工具之一，作廠界輻射劑量分析計算，計算模式與分析結果經美國 NRC 審查合格。(3)就廠界輻射劑量率之評估而言，高度 5.5 m 為考慮貯存設施廠址與部分廠界之高度差後，再加上 0.9 m 之結果。NAC-CASC 程式廠界輻射劑量率計算之不確定度，在廠界處則均小於 1%。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其屏蔽計算模式可以接受。

(七)傳送護箱、混凝土護箱、貯存場周邊圍籬及最近工作場所及意外事故等劑量率評估，符合輻射屏蔽設計基準情形分述如下：

1. 核二廠貯存系統傳送護箱，在 14.6 kW /護箱熱負載設計基準燃料條件下，傳送護箱頂部表面平均劑量率為 2,646 $\mu\text{Sv/h}$ ，符合設計基準所要求的小於 3×10^3 $\mu\text{Sv/h}$ ；傳送護箱(密封鋼筒內不含水)，未設置銲接外加屏蔽側壁之平均劑量率為 1,856 $\mu\text{Sv/h}$ ，符合設計基準所要求的小於 3×10^3 $\mu\text{Sv/h}$ 。
2. 核二廠貯存系統的混凝土護箱，在 14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件下，混凝土護箱頂部表面的平均劑量率 9.22 $\mu\text{Sv/h}$ ，符合設計基準所要求的小於 15 $\mu\text{Sv/h}$ ；護箱側邊表面的平均劑量率為 1.6 $\mu\text{Sv/h}$ ，符合設計基準所要求的小於 3 $\mu\text{Sv/h}$ 。混凝土護箱空氣進/出口表面的劑量率最大者為進口表面之 17.27 $\mu\text{Sv/h}$ ，進/出口表面平均劑量率為 8.93 $\mu\text{Sv/h}$ ，符合設計準則所要求的小於 20 $\mu\text{Sv/h}$ 。
3. 貯存場周邊內圍籬處之輻射劑量率為 0.224 $\mu\text{Sv/h}$ ，外圍籬處則為 0.133 $\mu\text{Sv/h}$ ，均低於設計基準之 5 $\mu\text{Sv/h}$ 。而距離貯存場最近工作處之輻射劑量率為 0.0159 $\mu\text{Sv/h}$ ，亦符合設計基準低於 2.5 $\mu\text{Sv/h}$ 之要求。
4. 核二廠貯存系統傳送護箱及混凝土護箱經評估不會發生傾倒，但為保守起見，仍然以發生可能性較高的傳送護箱傾倒作為設計基準意外事故；對於前往處理之工作人員造成劑量為 1.975 mSv，符合年劑量限值小於 50 mSv 之規定。對於廠界之民眾造成之劑量為 0.0938 mSv，符合若發生設計基準意外事故，廠界上的個人全身輻射劑量不可超過 50 mSv 之規定。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1) 混凝土護箱側邊表面劑量率在出氣口處為何未出現高劑量率？(2) 貯存設施對於圍籬及最近工作處之劑量率是如何評估？空氣進出口處劑量是否有納入評估？是否採用均值化的方法來分析；(3) 請提供密封鋼筒側面、底部及頂

部表面及 1m 處之中子、 γ 及總和劑量率，以做為緊急應變輻射防護人員劑量計算之用；意外事故應變之輻射劑量率評估，僅考慮傳送護箱發生傾倒，請增加混凝土貯存護箱傾倒部分。

台電公司答覆說明：(1) 核二廠乾貯系統混凝土護箱因空氣出口通道幾何與位置之設計，與原本 MAGNASTOR 系統之設計不同，該設計可產生二次階梯的迷道效果，故可大幅降低空氣出口之劑量率。(2) 貯存設施對於圍籬及最近工作處之輻射劑量率，與計算廠界輻射劑量率之方式相同，以 NAC-CASC 程式進行評估。NAC-CASC 程式的輸入資訊由 MCNP 程式計算而得，MCNP 程式進行屏蔽分析時已考慮空氣進出口之滲流效應，故兩處之輻射劑量率已將空氣進出口之影響納入考量。計算圍籬及最近工作處之輻射劑量率時，貯存設施仍以 27 組混凝土護箱之幾何模型進行計算。(3) 假設混凝土護箱傾倒，以造成最大表面輻射劑量率之燃料條件組合 2 射源項，經 MCNP 程式屏蔽分析的結果顯示，護箱底部表面之最大輻射劑量率約為 5.546×10^4 $\mu\text{Sv/h}$ ，距離護箱底部表面 1 m、2 m、4 m 處之最大劑量率則分別為 1.541×10^4 $\mu\text{Sv/h}$ 、 8.52×10^3 $\mu\text{Sv/h}$ 、 5.05×10^3 $\mu\text{Sv/h}$ 。混凝土護箱之設計經評估結果不會發生傾倒，但為保守起見，仍然以可能發生傾倒，作為設計基準意外事故；對於處理傾倒事故工作人員之個人輻射劑量為 7.71 毫西弗，低於工作人員年劑量限值 50 mSv。發生傾倒事故對廠界民眾造成之劑量為 0.37 毫西弗，低於廠界一般人全身輻射劑量之意外事故設計基準要求 50 mSv。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其傳送護箱、混凝土護箱、貯存場周邊圍籬及最近工作場所及意外事故等劑量率評估結果可以接受。

(八)乾式貯存設施造成廠界一般人輻射劑量之法規限值符合情形評估分述如下：

1. 核二廠用過核子燃料貯存場 27 組混凝土護箱對 107.25 m 處之廠界最高年有效劑量為平均燃耗度 34,000 MWD/MTU 之燃料條件組合所造成，其值為 4.58×10^{-2} (0.0458)mSv/y，符合 0.05mSv/yr 的設計準則

要求及「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 5 條規定，設施外一般人所造成之個人有效劑量，不得超過 0.25 mSv/yr，並符合合理抑低原則之規定。

2. 密封鋼筒表面 β - γ 粒子與 α 粒子的殘留污染限值雖分別為 180 Bq/100 cm²與 1 Bq/100 cm²，但由於傳送護箱環狀間隙充水系統與循環水冷系統之隔離作用，密封鋼筒表面污染遠低於限值，對廠界（距離貯存場東北方向 100 公尺）處造成之最大總有效劑量約為 5.72×10^{-4} mSv/y。因此，其污染外釋對廠界劑量的影響極微。
3. 核二廠乾貯設施於運送階段，傳送護箱對距離 100 m 處造成之廠界輻射劑量率為 0.399 μ Sv/h。傳送護箱自反應器燃料廠房運出至密封鋼筒傳入混凝土護箱為止共計需 13 小時，保守假設一年內完成 27 組護箱裝載，則此期間對 100 m 廠界個人有效劑量值為 0.14 mSv。
4. 核二廠評估申照前最近 5 年(95 年~99 年)現有設施運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值，依「核能設施環測結果民眾劑量評估導則」之評估方法估算為 3.85×10^{-3} mSv/y。乾式貯存設施在接收作業的運送階段，其廠界最大個人劑量為 1.40×10^{-1} mSv/yr，合併估計為 1.44×10^{-1} mSv/yr；而正常運轉階段廠界最大個人劑量為 4.58×10^{-2} mSv/yr，合併估計為 4.965×10^{-2} mSv/yr。因此，核二廠所有設施對廠界的個人年有效劑量可低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定 0.5 mSv/yr 的要求，亦符合游離輻射防護安全標準第 12 條規定，一般人之輻射劑量限度，一年內之有效劑量小於 1 mSv。

審查委員提出主要的審查意見，包括(1)廠界輻射劑量分析，如何將其它護箱視為黑體？頂端與側邊表面通率是否分別轉換成點射源？第二排護箱點射源如何決定？(2) 為驗證劑量評估結果的正確性及增進民眾的了解，請台電至少繪製設施至廠界之的輻射劑量 2D 平面空間分布圖 (3) 請台電公司依美國電廠使用 MAGNASTOR 系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋，於核二廠乾貯設施申請試運轉前，於運轉作業程序書中研訂密封鋼筒及傳送護箱表面污染除污作業程序，送主管機關備查，以合理抑低人員劑量。

台電公司答覆說明：(1)廠界輻射劑量分析時，直接於混凝土護箱表面（護箱頂端為圓盤面、護箱側邊為圓柱面）進行輻射源項之位置取樣。NAC-CASC 程式可模擬護箱間的自屏蔽效應，故可將非射源護箱視為黑體，單一護箱進行廠界輻射劑量率計算時，會將其他護箱視為黑體。由於廠界輻射劑量率最主要的貢獻均來自於前排未受自屏蔽的混凝土護箱，且後排護箱產生之輻射經前排護箱散射至偵測點的機率極微，因此將護箱視為黑體而非實體護箱的模型設定對廠界輻射劑量率計算結果的影響實可忽略。(2) 繪製設施至廠界之二維平面空間輻射劑量率分佈圖，並修訂於安全分析報告。(3) 台電公司於核二廠乾式貯存設施試運轉申請時，提出核二廠乾式貯存輻射劑量合理抑低計畫及輻防作業程序書。行政管制內容亦依美國電廠使用 MAGNASTOR 系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其廠界一般人輻射劑量結果可以接受，並要求台電公司於核二廠乾式貯存設施試運轉申請時，提出核二廠乾式貯存輻射劑量合理抑低計畫。行政管制內容亦依美國電廠使用 MAGNASTOR 系統及核一廠乾貯除污作業經驗回饋。

(九)貯存作業各階段工作人員輻射劑量之法規限值符合情形評估分述如下：

1. 核二廠乾貯護箱系統每執行一個運送作業，可分為共 7 個工作項目進行估算工作人員劑量，包括有(1)裝填燃料及安裝密封上蓋；(2)傳送護箱移出燃料池；(3)銲接密封上蓋；(4)排水、乾燥及充填氬氣；(5)銲接排水與排氣接頭封口蓋及氬氣測漏；(6)運搬至貯存場；(7)密封鋼筒傳入混凝土護箱。密封鋼筒之裝載、封銲及傳送護箱傳送運送作業。每執行一個運送作業工作人員之集體劑量為 2.1894×10^{-2} 人-西弗(person-Sv)，其中以運搬至貯存場的 6.442×10^{-3} 人-西弗最高，其次分別為密封鋼筒傳入混凝土護箱的 4.038×10^{-3} 人-西弗，以及銲接密封鋼筒屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.037×10^{-3} 人-西弗。高輻射作業必須依據核二廠工作人員輻射劑量紀錄及輻射工作許可

(RWP)之規定執行輻射管制，以符合游離輻射防護安全標準第七條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量限度規定，每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv、且任何單一年內之有效劑量不得超過 50 mSv。

2. 乾式貯存設施例行運轉期間主要工作為檢查、監測與維修。評估工作人員在執行各項作業時工作位置之輻射劑量率，得採用混凝土護箱空氣進口處平均輻射劑量率之 4 倍數值代表工作位置之輻射劑量率，工作人員之集體劑量為 1.453×10^{-3} 人-西弗/年，可符合游離輻射防護安全標準第七條規定的輻射工作人員職業曝露之劑量規定。

審查委員提出主要的審查意見，包括工作人員劑量之評估結果，請說明劑量來源包括那些項目，是否已包含其他設施所造成之劑量貢獻？工時是如何評估？

台電公司答覆說明：核二廠乾貯工作人員之劑量評估之輻射劑量來源為用過核子燃料，對於工作之人員，應位於低輻射的位置，參照作業場所的歷史輻射偵測資料，安裝與吊運階段，其所在位置（燃料廠房周邊地區）之劑量率，採用保守的 0.01 mSv/h；於貯存場之混凝土護箱作業期間，則採用 0.005 mSv/h，另裝填燃料及安裝密封上蓋時，工作人員在燃料池上方之吊車工作，偵測點採用燃料池上方吊車之最高劑量率 0.05 mSv/h 評估。而各階段工作人員之工作時間，係依乾貯全程主要作業作保守估算，由於未來用過核子燃料裝載時，預計熱負載較本評估報告為低，以及實際工作時間將可隨經驗累積有效縮短之情形下，實際工作人員劑量將較本報告之評估結果為低。

本項有關之審查意見，經台電公司答覆說明澄清後，審查委員認為其貯存作業各階段工作人員輻射劑量結果可以接受。

(十)原能會採平行獨立驗證方式，檢驗核二廠乾貯護箱系統輻射屏蔽評估計算結果之合理性，經委託公正第三者進行「核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽安全驗證研究」，以有效提升審查品質，平行獨立驗證的主要項目及結果如下：

1. 核二廠乾貯輻射源項評估採用 SCALE4.4 版中的 SAS2H/ORIGEN-S，

貯存護箱輻射劑量率評估採用 MCNP 5 1.3a 程式，廠界輻射劑量率評估採用 NAC-CASC 程式計算。平行驗證輻射源項評估，採用最新版的 SCALE6.0/TRITON，貯存護箱及廠界輻射劑量率評估，亦採最新版的 SCALE6.1/MAVRIC。目的是使用不同版本程式，以驗證用過核子燃料射源項分析的可靠度。

2. 用過核子燃料產生的燃料中子射源二者的差異只有 2.5%；對於各種加馬射線輻射源，二者的符合程度更好，只有 0.5% 以下的差異。結果證明台電公司核二廠乾貯安全分析報告所採用之輻射源項可以被合理接受。
3. 貯存護箱側面及頂部輻射劑量率以 MAVRIC 分別針對燃料中子、燃料光子及結構光子三種射源項之計算進行比較，結果三種射源項對貯存護箱表面所貢獻之劑量率分布皆與安全分析報告大致吻合，雖有部分區域之劑量率有些許差異，若進一步將上述三種射源項之表面劑量率加總，更發現總劑量率分佈相當吻合並無明顯差異，可以確認貯存護箱表面劑量率屏蔽分析之正確性。
4. 廠界年有效劑量以 MAVRIC 分析之結果為 4.09×10^{-2} mSv/y，較分析報告之 4.58×10^{-2} mSv/y 為低，顯示台電公司之計算結果相對保守可以接受。

「核二廠用過核子燃料乾式貯存護箱系統輻射屏蔽安全驗證研究」平行獨立驗證結果，認為台電公司之輻射屏蔽評估結果之合理性可以接受。

三、審查結論

- (一)本設施護箱系統之輻射屏蔽設計，主要參採美國核管會 NRC 核准之 MAGNASTOR 乾貯系統的輻射屏蔽設計，審查結果認為可以接受。
- (二)本設施護箱系統之輻射屏蔽設計基準修改，係台電公司為符合合理抑低及環境影響評估承諾需要，審查結果認為可以接受。
- (三)本設施護箱系統輻射屏蔽所使用之評估程式、評估模式、輻射源以及

評估驗證結果，審查結果認為可以接受。

(四)本設施護箱系統輻射屏蔽之各項設計基準及法規限值符合情形評估，審查結果認為可以接受。

(五)本設施護箱系統之輻射屏蔽設計，經平行獨立驗證結果認為可以接受。

(六)本節重要品保管理事項共 2 項如表 6.4-1，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 6.4 -1 輻射屏蔽評估重要品保管理事項

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	6.4-1	6.4	乾式貯存輻射劑量合理抑低計畫。	試運轉作業申請
2	6.4-2	6.4	依美國電廠 MAGNASTOR 系統乾貯護箱使用及核一廠用過核子燃料乾式貯存除污作業經驗回饋，於運轉作業程序書建立除污作業行政管限制值。	試運轉作業申請

第六章第五節 密封評估

一、概要

核二廠貯存設施採用密封鋼筒貯存核二廠用過核子燃料，以確保內部放射性物質不致外洩。第一層密封銲接是指密封鋼筒外殼上緣內側與密封上蓋、密封上蓋與兩個穿孔(排水孔/排氣孔)之內層孔蓋的銲道所構成；第二層密封銲接是指密封環與密封鋼筒外殼上緣內側、密封環與密封上蓋、密封上蓋與兩個穿孔之外層孔蓋的銲道所構成。密封邊界不使用螺栓或其他機械式方法封閉。

密封鋼筒包含之主要組件，分別為鋼筒外殼、底板及密封上蓋。密封鋼筒外殼呈直立之圓筒狀，由厚度約 12.7mm (0.5in) 的不銹鋼(304/304L)板滾製並以全滲透銲接結合，底部則以厚度約 69.9 mm (2.75in) 的不銹鋼(304/304L)板銲接結合，以達成密封功能。密封鋼筒的內外徑約分別為 1,803.4 mm (71 in)與 1,828.8 mm (72.0 in)，高度約為 4,871.7 mm (191.8 in)。現場裝載用過核子燃料後執行密封上蓋及兩個穿孔蓋的封銲。

密封體在密封上蓋上有兩個穿孔（裝配快速連接頭）供排水與排氣作業使用，其中排水孔有連接水管延伸至筒底，用以排出筒內的積水，排氣孔則用以灌入空氣或惰性氣體至密封鋼筒內以協助排水，當排水完成後，此孔將用以真空乾操作業及回填氬氣。回填氬氣完成後，兩個穿孔均用雙層孔蓋予以封銲，封銲後穿孔即不再使用。密封鋼筒需經以下測試，以確保符合相關規定：

- (一) 整體所有可看見的鋼筒外殼銲接結合部分需做目視檢查。
- (二) 密封鋼筒外殼軸向及周向銲道需執行射線照相檢查(RT)與液滲檢測(PT)。
- (三) 密封鋼筒外殼與底板銲接結合部分需執行液滲檢測(PT)及超音波檢測(UT)。

- (四) 密封鋼筒在裝載用過核子燃料及完成第一層密封銲接第一部分的封銲後，於排水孔及排氣孔之內層孔蓋封銲前，執行 130 psig 的水壓測試。
- (五) 內層孔蓋與密封上蓋之封銲完成後，需用氦氣洩漏測試來驗證內層孔蓋銲接的密封性。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 10 項審查意見，經召開 3 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

(一)密封鋼筒材料

有關密封鋼筒(含上蓋)使用材料種類，審查委員認為台電公司應使用相同材質之鋼材，以避免因不同材質之差異造成伽凡尼腐蝕(Galvanic corrosion)。台電公司答覆其密封鋼筒選用材質的化學性質皆符合 SA240, Type 304L 的規範，由於材料皆具有相同化學性質，所以不會有伽凡尼腐蝕，藉由後續的加工也將滿足 SA240, Type 304/304L (板材) 與 SA336, Type 304/304L(鍛造)的要求；且為避免 304/304L 因碳含量之差異而造成可能的伽凡尼腐蝕，同一密封鋼筒將使用同型鋼材(具有相同的化學組成)製作。審查結果可以接受。

(二)銲接與非破壞檢測

有關密封鋼筒外殼之周向及縱向之銲道之非破壞檢測，審查委員認為台電公司考量增列音洩檢測(Acoustic Emissions Testing, AET)。台電公司答覆不銹鋼密封鋼筒的非破壞銲接檢查中，採用 ASME Section III NB 規範要求之目視檢測(VT)、超音波檢測(UT)、射線照相檢查(RT)與液滲檢測(PT)，藉由相關測試間的搭配，可滿足本設施非破壞檢查相關的要求，並確保相關銲道的銲接完整性，此外，再由氦氣洩漏測試，確保密封鋼筒的

漏密性與密封邊界的完整性；符合 ASME 及美國核管會相關技術規範之規定。審查結果可以接受。

有關密封鋼筒銲接方式及銲接型態，審查委員認為台電公司增加說明開槽方式、銲接層次、入熱量、以及施工方式。台電公司答覆除密封上蓋相關的銲接外，密封鋼筒密封邊界的銲道皆為全滲透銲接，在密封上蓋部分，密封上蓋對密封鋼筒內側的銲接至少需三層銲接，另銲接程序與參數將在相關的銲接程序規範書(WPS)中顯示，而全滲透銲接及至少需三層銲接的說明也將在相關的 WPS 中敘述；又密封邊界是藉由雙層封銲所構成，在正常貯存的情況下，不會有任何密封邊界的損壞。審查結果可以接受。

(三) 設施維護與監測計畫

為確保乾式貯存設施長期貯存之安全性並為加強民眾信心，台電公司承諾於申請運轉許可時，將提出核二廠乾貯設施維護與監測計畫，持續嚴密的監測以確認貯存安全，其中有關環境測試試片位置，將於維護及監測計畫中整體評估應力腐蝕劣化(SCC)效應後再檢討確認，而該計畫內容亦將研析沿海貯存環境發生 SCC 之閾值，以確認核二廠乾貯環境試片安裝位置有效性。審查結果可以接受。

三、審查結論

- (一) 密封鋼筒之密封系統、作業說明及密封分析符合 ASME 及美國核管會相關技術規範之規定，審查結果可以接受。
- (二) 密封邊界是藉由雙層封銲所構成，在正常貯存的情況下，不會有任何密封邊界的損壞，審查結果可以接受。
- (三) 本章節重要管制事項 1 項如表 6.5-1，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。

表 6.5-1 密封評估重要管制事項摘要

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	6.5-1	6.5	乾貯設施維護與監測計畫	試運轉作業 申請

第六章第六節 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估

一、概要

本章節依據「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，並參照美國核管會(NRC)之乾式貯存設施審查導則 NUREG-1567 第 15 章要求，審查貯存設施運轉中的異常及意外狀況之分析。異常事件係指一年可能發生乙次之事件，如貯存時周圍溫度異常、混凝土護箱進氣口一半堵塞、密封鋼筒異常操作負載、儀器故障等。意外事故是指發生機率很低的事，其在整個運轉生命週期中可能只發生一次，或者可能對周圍環境造成極大影響的假設性意外事故(postulated accident)。另亦就核二廠乾式貯存設施場址特性加以考量，主要的事項如下：

- (一)貯存場內積水：其影響可由護箱進氣口堵塞與洪水分析之結果所涵蓋。
- (二)焚風造成異常高溫：可由最大預期環境溫度(56°C)之穩態分析所涵蓋。
- (三)貯存場附近電塔倒塌：不影響貯存設施之運作。
- (四)貯存場附近柴油槽火災或變電箱爆炸：可由爆炸情節分析所涵蓋。
- (五)火災造成中子屏蔽喪失：評估結果火災不會造成中子屏蔽喪失。
- (六)土石流：對貯存設施場址無影響。
- (七)落石擊中護箱：無落石擊中之顧慮。
- (八)人員疏失：需以模擬演練及嚴守作業程序規定，排除人員疏失所造成之意外事故。
- (九)道路塌陷：需確保運送不會因道路塌陷造成意外。
- (十)廠房內吊運墜落：反應器廠房吊車為耐單一失靈吊車，依據 NUREG-0612 及 ANSI-14.6 規定，無意外墜落之疑慮。

二、審查發現

(一)貯存時異常事件分析與結果

1.貯存時周圍溫度異常

貯存設施之正常周圍溫度設定為 32°C，而異常溫度則設定為-40°C (-40°F)及 41.1°C (106°F)之間，由安全分析報告表 6.6.2-1 顯示各組件於周圍溫度異常時之分析結果，皆在容許範圍內；有關混凝土護箱、密封鋼筒及燃料提籃熱應力分析等，審查結果得以「最大預期環境溫度」之意外事故來涵蓋，異常狀況下熱應力與各種載重組合下均有足夠的安全餘裕。審查結果可接受。

2.混凝土護箱進氣口一半堵塞

由安全分析報告表 6.6.2-1 可確認混凝土護箱進氣口一半堵塞下各組件最高溫度皆在材料容許範圍內；密封鋼筒、燃料提籃組件及混凝土護箱之熱應力與其他異常應力組合亦均在容許範圍內。審查結果可接受。

3.密封鋼筒異常操作負載

以 ANSYS 有限元素分析法進行本項目，假設三個軸向均增加了 0.5g，最終之側向加速度為 0.707g，垂直方向加速度為 1.5g。審查密封鋼筒、燃料方管在異常操作下，最小的安全係數分別為 1.27 及 1.87，審查結果密封鋼筒及相關組件於異常操作條件下仍可維持安全餘裕。

審查委員認為密封鋼筒除污時，必須瞭解密封鋼筒上端污染。台電公司答復，合理假設密封鋼筒頂部表面輻射劑量率可用保守計算之傳送護箱頂部表面輻射劑量率作為代表，密封鋼筒頂部表面最大輻射劑量率為 567 $\mu\text{Sv/h}$ 。審查委員同意答復。

4.儀器故障

混凝土護箱每個出氣口處，裝設有電子式溫度感應設備，可連續讀取每天 24 小時之溫度紀錄。最有可能造成混凝土護箱溫度上升之狀況為進氣口堵塞，依「混凝土護箱進氣口完全堵塞」之意外事故分析結果，

所有組件於穩態下之最高溫度仍低於其對應之允許溫度，因此，當事故發生時，仍有足夠的時間確認及修正儀器。審查結果可接受。

(二)貯存時或操作意外事故與天然災害分析與結果

有關意外事故之安全分析，審查委員要求台電公司參照現行國際標準訂定事故內容(包括天然災害)及類別，建立因應措施及緊急應變程序，於試運轉作業申請前提報審查。另就各項意外事故及天然災害安全分析結果如下：

1.意外壓力

安全分析報告第六章三、(六).6 節，保守計算 17 kw 燃料棒 100 % 破損時的密封鋼筒內壓力為 132.5 psig，遠低於意外條件下的設計內壓 250psig。

審查委員認為燃料破損有許多發生的可能性，如燃料強度低於預期、鋼筒內水未抽乾，或鋼筒操作時發生碰撞。如何在發生狀況後避免繼續裝載，才是避免發生雙重事故的方法。如不能避免，應作「100%燃料破損+燃料最高溫度狀況」的分析。

台電公司答復，用過核子燃料裝載前皆經過相關檢驗(書面紀錄與抽檢)，故其強度與完整性可以確保。此外本系統乾燥度之要求極高(真空壓力 10 torr)，如發生無法達成情形經工程判斷則須重回水池將燃料移除，應不至於發生殘水導致破損事件，而且所有起重設備皆屬 single failure proof 等級，無鋼筒墜落重碰撞之可能。因此無須進行「100%燃料破損+燃料最高溫度狀況」的分析。當計算正常及異常狀況下之內壓時，已分別考慮 1%及 10%之燃料破損。如將 100%破損加上因全阻塞造成最高氬氣溫度(299°C)則內壓僅達 176 psig，仍遠小於 250 psig。顯示系統在此條件下仍然安全無虞。審查委員表示，燃料破損釋出之分裂氣體會使氣體熱傳變差，氣體最高溫度會再上升。但即使再增加此項考慮，由於餘裕度仍大，溫度及壓力仍應在安全範圍，答復可接受。

另審查委員認為人為執行不能完全排除可能發生之疏漏因素，尤其

密封鋼筒內之氦氣含量對於熱傳特性之改變具有相當之影響，是否應定期辦理漏失偵測之必要？

台電公司答復，一旦密封鋼筒經封焊通過各種測試，進入貯存階段後，唯一洩漏之途徑為材料及焊道的老化及腐蝕。此時，可以透過材料及焊道監測計畫加以監測，只要材料及焊道具完整性，則無洩漏之虞。假設密封鋼筒發生洩漏，內壓降低，雖然熱對流功能降低，但熱輻射及熱傳導功能不變。保守估計氦氣減少 40%，燃料最高溫度將上升約 50 °C，達到 300°C，此溫度距離限值 400°C 仍有餘裕。因此，本系統在 17.39 kW 熱負載狀況下，在上述情節下仍然安全無虞。審查委員同意答復。審查結果於意外壓力下，對密封鋼筒不會造成不良影響。

2. 誤裝新燃料

假想由於操作員操作失誤或操作程序錯誤，誤裝 87 束新燃料至密封鋼筒。依安全分析報告第六章一節的臨界分析中，評估了 87 束未用過的 BWR 燃料，分析結果顯示，最大的 K_{eff} 仍少於次臨界上限(upper subcritical limit, USL=0.9372)。因此，在誤裝新燃料下，並無不利影響。審查結果可接受。

3. 爆炸意外

貯存設施可能因工業意外或設施附近其他移動車輛或固定設備爆炸，對貯存設施安全造成影響。依安全分析報告第六章六、(三).7 節洪水分析中，本系統可承受 151.8 kPa (22 psi)，於本項分析中，因爆炸所產生之壓力低於深洪水壓力 151.8 kPa (22 psig)，不會影響密封鋼筒之功能。

另審查委員認為，由於針對混凝土護箱(VCC)及傳送護箱(TFR)之分析，只作 2m 的爆炸源，建議增加行政管制措施。台電公司答復，運貯時將進行行政控管，禁止任何車輛靠近混凝土護箱及傳送護箱 2m 以內。審查委員同意答復，並請台電公司將答復內容補充於安全分析報告中。

4. 火災意外

火災意外可能由多軸板車之油箱發生油料外洩、乾貯設施或運送設施附近之大型貯油槽發生火災、變壓器爆炸、緊急發電機爆炸所引起。可能造成貯存場火災的唯一火源為運貯車輛 50 加侖油料之油料箱洩漏所造成的火災。分析結果顯示，燃料護套溫度僅上升了 1.7°C(3°F)，其最高溫度為 252.7°C，仍遠低於 570°C 的限值。密封鋼筒外殼溫度則上升了 31°C(55°F)，其最高溫 195°C 仍然遠低於最高容許溫度 426.6°C。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，對乾式貯存設施不會有不利影響。另考慮 65 萬公升及 15 萬公升儲油槽發生火災對混凝土護箱的影響，由於貯存場距離這兩個儲油槽分別達 124m 及 126m 之遙，經評估對於乾式貯存設施不造成影響。

有關火災對傳送護箱的影響，考量 50 加侖油料之油箱洩漏引發之火災，分析結果顯示，傳送護箱殼體溫度僅上升 51°C，NS-4-FR 溫度上升 40°C，NS-4-FR 最高溫度為 118°C，仍小於 NS-4-FR 的溫度限值 148.8°C，因此 NS-4-FR 並無失效之顧慮。故可推測若發生 50 加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利影響。另考慮儲油槽火災，由於運貯車輛具有可移動性，因此儲油槽火災發生時可迅速離開，分析結果顯示，儲油槽火災對運貯設施不會有不利影響。

綜上，火災意外評估審查結果可接受。

5.最大預期環境溫度

由安全分析報告表 6.6.3-1，確認在 56.1°C 周圍溫度時，各組件最高溫度仍在容許範圍內。混凝土之最大熱應力、壓應力及拉應力之安全係數分別為 2.70、1.31 及 2.07。審查結果在 56.1°C 周圍溫度下，貯存設施不會有結構安全之顧慮。審查結果可接受。

6.地震

核二廠乾貯系統的混凝土護箱係以現場灌注方式安置於貯存場，為防止滑動發生，於混凝土護箱周圍每隔 90°設置了四根直徑 15.24cm (6inch)的固定樁。分析時假設設計基準地震之最大水平加速度為 0.88g，垂直加速度為 0.78g，並以顯式有限元素軟體 LS-DYNA 進行非線性動

力分析。

分析結果顯示，當設計基準地震發生時，混凝土護箱產生的最大傾角僅 4.0°，護箱雖有些微滑動，但不至於傾倒，並且仍被限制於四根固定樁內。此外，固定樁的最大剪力為 282.17ton (6.222x10⁵lb)。最小安全係數為 1.1。審查結果在設計基準地震發生時，貯存設施安全無虞。

原能會物管局為求謹慎並基於安全考量，要求台電公司應另外執行核二廠乾貯設施耐震設計平行再驗證。台電公司遂委託財團法人國家地震工程研究中心執行擬靜力分析及地震動態分析。

根據分析結果，貯存護箱頂部之位移反應皆較底部之位移反應為大，致使貯存護箱在分析中產生搖擺與晃動之現象，護箱最大搖擺角度分別為 4.57 度以及 2.04 度。其底部外緣之最高抬升高度分別達到 34.74cm 以及 16.67cm，對應之抬升角度分別為 4.69 度與 2.25 度，較安全分析報告分析所得者略大，不會引發傾倒事故。位移限制器因抵抗貯存護箱移動所承受之最大剪力分別為 2684.6 kN 以及 2387.4 kN，較安全分析報告分析所得者為高；位移限制器之安全係數分別為 1.11 與 1.24，仍保有安全餘裕。

根據貯存護箱傾倒分析之結果可以發現，提籃頂部與密封鋼筒密封上蓋頂部之最大之加速度為 30.0g 與 32.7 g，在加長基座尺寸案例中則分別為 31.3 g 及 32.4 g，均低於核二廠乾貯安全分析報告針對提籃及密封鋼筒之相關結構檢核所分別採用之 35 g 及 40 g 加速度值。

另審查委員依據 101 年 10 月 9 日放射性物料臨時管制會議第 3 項決議：「對於山腳斷層後續再擴大調查可能之新發現，乾式貯存設施應採保守之結構耐震設計，現階段應預留乾貯設施未來耐震強化的因應措施，以確保貯存設施安全。」，要求台電公司應依山腳斷層後續再擴大調查新事證，再驗證設施耐震安全並修訂安全分析報告，並將本議題列為重要管制事項。

7.洪水與海嘯

設計基準假設洪水狀況為深 15.24m (50ft)、流速 4.6 m/s (15ft/s)，可

完全淹沒混凝土護箱。核二廠乾貯設施的防海嘯設計基準高度採核二廠終期安全分析報告（FSAR）第十九版，海嘯可能上溯高程 10.28 公尺為設計基準，並要求台電公司依現行持照設計基準水位再提高 6 公尺（即 16.28 公尺），評估乾貯設施超出設計基準時之安全性。而核二廠乾貯場址的海拔高程為 12.3m。

詳細洪水事件分析見安全分析報告第六章二、(六).4 節。發現要將混凝土護箱推倒所需的最少洪水流速為 9.0m/sec (29.55ft/sec)，其大於設計基準洪水流速 4.6 m/s (15ft/s)。分析中亦發現，15.24m 水深的洪水將造成作用於密封鋼筒及混凝土護箱外殼壓力達 0.152MPa(22psi)。分析結果顯示，洪水造成的水壓並不會危及密封鋼筒的結構安全，亦不會造成混凝土護箱滑動或傾倒。

若保守不考慮混凝土護箱固定樁之約束效應，分析後發現要將混凝土護箱推倒所需的最少洪水流速為 9.0m/sec，保守使用公式 $V = \sqrt{gH}$ ，可以反算得到可抵抗之海嘯造成之越堤洪水高度為 8.25m，加上場址海拔高程 12.3m，足以對抗 16.28m 高的海嘯衝擊。

綜上，洪水及海嘯意外評估審查結果可接受。

8. 雷擊

分析時假設閃電擊中混凝土護箱最上方的金屬表面，最大尖峰電流為 260 μ s 內通過 250kA，連續電流為 2s 內通過 2kA。

經分析計算得出尖峰電流造成之溫度上升為 2.6°C (4.7°F)，連續電流造成之溫度上升極小，可忽略。據此可得，對於整個碳鋼的體積而言，上升溫度應在 0.56°C (1°F) 以內。審查結果可接受。

9. 颱風及颱風投射物

(1) 颱風風力載重

依 ANSI/ASCE 7-93 所提供之程序，保守考慮以颱風風速 576km/h(360mph)，轉換成作用在混凝土護箱之風力載重，由安全分

析報告第六章二、(六).4 節，混凝土護箱抵抗傾倒及滑動之安全係數分別為 2.9 及 3.05。由此可知風壓不會造成混凝土護箱之傾倒及滑動，此計算結果可接受。

(2) 颱風引起之投射物撞擊

核二廠乾貯之混凝土護箱考慮了 NUREG-0800, Section 3.5.1.4.III.4, Spectrum I missile 中所列舉之假設性投射物之撞擊，包括巨大動能之投射物(1,814kg(4,000lb)重之車輛，撞擊時產生 $1.858\text{m}^2(20\text{ft}^2)$ 的變形面積)、穿甲彈(127kg(280lb)重，口徑20.32cm(8in))及直徑2.54cm(1in)之實體鋼球，皆保守以201.6km/h之撞擊速度，並以造成混凝土護箱最大損傷的方式進行分析。除散熱通風口外，混凝土護箱並無其它開口。混凝土護箱上部的通風口之配置則以2.54cm(1in)直徑的實體鋼球無法直接撞擊密封鋼筒為原則。另由於密封鋼筒在混凝土護箱內安置於一鋼製底座上，因此投射物亦無法從護箱底部直接撞擊密封鋼筒。

(3) 混凝土護箱外殼局部損傷預測(穿透式投射物)

依經驗公式計算得到貫穿深度為21.0cm(8.29in)，而防止疤落的最小厚度必須為貫穿深度之三倍，亦即63.2cm(24.87in)。由於混凝土護箱外殼殼厚達101.6cm(40in)，安全係數為1.6。

(4) 護箱頂蓋局部損傷之預測(穿透式投射物)

依 NUREG-0800 所提供之三種投射物分別進行分析後，得到最大貫穿深度為0.81cm(0.32in)，安全係數為3.9。

(5) 混凝土護箱整體損傷預測(高動能投射物)

混凝土護箱為一自由站立的結構，因此必須考量遭受高動能投射物撞擊傾倒的可能性。根據安全分析報告第六章二、(六).4 節分析結果所示，混凝土護箱抵抗傾倒之安全係數為13.1。

(6) 風力與投射物撞擊聯合作用(高動能投射物)

安全分析報告第六章二、(六).4 節已針對投射物撞擊護箱造成的轉動進行分析。比對投射體撞擊動能以及護箱傾倒的動能後，可計算出護箱抵抗傾倒之安全係數為 3.11。

(7)護箱混凝土外殼的局部剪力強度(高動能投射物)

基於 ACI349-85 的混凝土剪力強度評估公式，安全分析報告第六章二、(六).4 節已針對投射物撞擊護箱頂部造成的損傷進行評估。依 BC-TOP-9A 之方法，考慮的投射物為重量 1,816kg 的車輛，以 56.4m/sec (185ft/sec)的速度撞上護箱頂部。計算時保守忽略鋼筋對強度的貢獻，結果顯示混凝土護箱抵抗撞擊的安全係數為 2.15。

(8)颱風對密封鋼筒的影響

本項分析所假設的颱風風力載重及投射物撞擊，並不會造成護箱的傾倒，也不會貫穿混凝土護箱外殼。因此，颱風對密封鋼筒結構並無影響。

綜上，颱風及颱風投射物意外事故發生時，不會造成混凝土護箱傾倒，亦不會貫穿混凝土護箱之外殼。本項分析之審查結果可接受。

審查委員請台電公司說明門型吊車分析中風力為何不採用與混凝土護箱分析相同的 360mph？台電公司答復，一般來說，當風速超過 30 mph 時，核電廠戶外的吊車操作是禁止的，所以門型吊車並不會在颱風發生時進行操作。風速超過 30 mph 時的運轉限制將加入核二廠乾貯的運轉程序書。另外，在門型吊車結構評估時已經依照 ASME NOG-1-2010, Section 4140 負載組合中的 (c) Severe Environmental Loads, 考慮惡劣天候下 156 mph (70.0 m/sec)風速對門型吊車的作用力。審查委員同意答復。

10.混凝土護箱傾倒

(1)混凝土護箱傾倒

安全分析報告第六章六、(三).6 節已就傾倒意外事故作了詳細說

明，分析時，使用了較保守的燃料高度、密封鋼筒長度、凝土地板厚度及土壤密度。經分析後，提籃頂部最大加速度為 26.6g，密封鋼筒密封上蓋最大加速度則為 29.6g。

(2) 傾倒時密封鋼筒與燃料提籃的應力分析

安全分析報告第六章二、(六).4 節已分別就傾倒撞擊時密封鋼筒及提籃的結構進行應力分析。分析結果，密封鋼筒及燃料方管的結構應力皆滿足了 ASME Section III, Subsection NB 及 NG 的相關規範要求。

密封鋼筒的結構應力分析結果顯示，傾倒撞擊時，最小安全係數為 1.08。考慮 0.8 倍的銲接品質因子，密封鋼筒封銲銲道的最小安全係數為 1.39。至於燃料提籃的應力分析，各重要部位的安全係數如安全分析報告表 6.6.3-3 所示，其中，燃料方管最小安全係數為 1.07。因此，在傾倒事故下，各相關構件仍保持完整性。

中子吸收板、固定條及角夾分別使用 LS-DYNA 及人工運算進行分析，LS-DYNA 的分析結果顯示，中子吸收板在傾倒撞擊時仍然保持在材料彈性範圍。此外，銲接釘、保護板、角夾，以及相關的銲接皆有足夠的安全係數。因此中子吸收板及固定條應力皆在容許範圍內。

審查委員認為，傾倒過程中可能伴隨護箱上蓋脫離，並使密封鋼筒離開混凝土護箱的保護與屏蔽。

台電公司答復，在假設的混凝土護箱傾倒意外發生時，密封鋼筒將承受約 15g 的側向加速度，密封鋼筒外殼與混凝土護箱碳鋼內襯都會有些微的變形並緊密接觸，必然產生相當的摩擦力，保守採用摩擦係數 0.74 (取自 Marks Mechanical Handbook) 的 50%，密封鋼筒外殼與混凝土護箱碳鋼內襯間的摩擦力仍然遠大於密封鋼筒滑出混凝土護箱內襯的力量，因此密封鋼筒不會在混凝土護箱中滑動並衝撞混凝土護箱頂蓋，更不會滑出混凝土護箱。審查委員同意答復。

綜上，混凝土護箱傾倒意外事故審查結果可接受。另經評估，上述處理作業所接受的個人劑量不會有個人一次超過 50mSv 劑量限制之情事發生。

11. 傳送護箱傾倒

分析時假設在重力場下，考慮對傳送護箱頂部可能造成的最大撞擊速度。根據能量守恆定律公式計算後，得一角速度 1.75rad/sec 作為分析初始條件，詳細計算過程如安全分析報告第六章二、(六).4 節。

傳送護箱的傾倒撞擊分析軟體為 LS-DYNA。分析時考量 -20°F 低溫狀況、140°F 高溫狀況、-20°F 低溫狀況且發泡材料強度增加 15%、140°F 高溫狀況且發泡材料強度增加 15% 等四種狀況。

就上述四種狀況分析結果，防撞緩衝器之最大潰縮應變(crush strain)為 73.5%，最大潰縮深度(crush deep)為 0.8cm。故傳送護箱撞擊地面時並無觸及傳送護箱的吊耳軸。傳送護箱傾倒撞擊所產生的最大應力強度為 230.06MPa，安全係數為 1.89。另一方面，傳送護箱頂部最大加速度為 25.7g，低於密封鋼筒的設計值 40g 及提籃的設計值 35g。

綜上，假設發生傳送護箱傾倒意外事故時，所有的內部構件於傾倒時皆仍在安全範圍內，審查結果可接受。另經評估，扶正作業工作人員所接受之個人劑量為 1.955mSv，遠低於年劑量限值 50 mSv。

12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞

進氣口全堵塞意外事故之評估詳見安全分析報告第六章三、(六).4 節。分析時假設初始狀態為正常貯存狀態，並突然中斷混凝土護箱中之密封鋼筒冷卻對流機制，以模擬全堵塞事件。分析結果顯示，在全堵塞發生後，系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件之最高穩態溫度仍低於設計限值，如安全分析報告表 6.6.3-4 所示。此外，在利用計算所得密封鋼筒內部氣體之平均溫度進行內部壓力計算後發現，雖然全阻塞事故所導致的溫度上升將使壓力大幅增大，但仍遠低於本系統之設計限值，相關壓力詳如安全分析報告第六章三、

(六).6 節所示。

綜上，混凝土護箱進氣口完全堵塞意外事故審查結果可接受。另如需要開啟混凝土護箱以清理進氣口堵塞物，工作人員可能接受部分的輻射劑量，經評估每位工作人員接受劑量 0.13816 μ Sv，仍遠低於工作人員年劑量限值(50mSv)。

13. 飛機撞擊評估

本項分析飛機撞擊混凝土護箱之可能性。依據美國核管會 NUREG-0800 之要求，台電公司蒐集核二廠附近民用機場起降次數、禁航區範圍、核二廠附近飛航路線等資訊，研判貯存設施受飛機撞擊機率大小或撞擊後果評估等。經評估結果判定核二廠乾式貯存設施受到飛機撞擊的機率小於 10^{-7} /年，無須進行飛機撞擊後果評估。

審查委員請台電公司說明分析所引用之數據來源。台電公司答復，進行飛機撞擊機率分析時，已經考量國內之民用、軍用及直昇機起降之次數及航道距離貯存場址距離等相關本土數據。核二廠乾貯場址為禁航區，不可能發生飛機失事撞擊事故。考慮飛機失事之機率分析乃屬 NUREG0800 第二階段分析，本評估在第一階段已證明撞擊機率小於 10^{-7} /年，因此無須再進行第二階段分析。飛機撞擊機率分析引用之數據為民國 92 年到民國 99 年之數據，引用之數據並未包含 50 年後之預估數據。審查委員同意答復，審查結果可接受。

(三)其他情節分析與結果

1. 護箱傾倒及廠房內吊運墜落

台電公司傳送護箱在廠內運送時，以耐單一功能失靈(single-failure-proof)吊車吊運至多軸板車上，並以固定繫桿(tie down system)將其固定於多軸板車上，且頂部配置了防撞緩衝器。經分析證實，當裝載傳送護箱的多軸板車遭遇 SSE 等級之地震時，仍未發生翻覆，傳送護箱亦無墜落之狀況。即便如此，台電公司仍進行了假設性的傾倒分析，結果證實傳送護箱的最大加速度值仍在安全範圍。

審查委員表示，福島第一核能電廠事故後，核安的考量為嚴重事故後之對策。因此日本對於用過核子燃料傳送護箱要進行 10 米墜落實驗，密封鋼筒要進行 6 米墜落實驗。台電公司僅表示以耐單一功能失靈 (single-failure-proof) 吊車在 DBE 時不會墜落，故請台電公司針對若發生超過 DBE 的事故，提出對策分析說明。

台電公司表示，核二廠系統傳送護箱的設計目的是在廠內密封鋼筒的傳送，因此無須滿足 10 CFR 71 的法規進行 10m 墜落試驗。此外，運貯時傳送護箱的吊運高度不高，而且使用具有 single-failure-proof 的吊車，因此不可能發生墜落意外。電廠設計基準地震 DBE 為假設電廠營運四十年所必須抵抗的最大地震；從地震危害度(seismic hazard)觀點來看，相較於電廠營運週期，傳送密封鋼筒的時間相當短暫，因此遭遇 DBE 等級地震的機率遠比電廠還低；換言之，使用 DBE 地震力來設計相關運貯吊裝設備，已經比電廠設計還保守。除了各種計算評估的輸入皆經由層層保守的假設，並獲致安全餘裕之外，對於預估中不可能發生的意外事故，也有因應的應變措施，詳細之恢復程序、措施將在試運轉申請時提出。審查委員同意答復。

2. 用過核燃料再取出作業

有關用過核燃料再取出作業，審查委員認為由於核二廠乾貯與核一廠乾貯係不同廠商承包，經驗回饋無法確認有效，台電公司應提供美國多家電廠採用 MAGNASTOR 在試運轉階段不需執行再取出作業能力驗證之佐證資料。另基於核二廠乾貯與核一廠乾貯傳送操作有所不同，要求台電公司應提報再取出模擬測試計畫，並於熱測試前將模擬測試結果送物管局核備。

3. ACWS 漏水

審查委員要求台電公司針對 ACWS 漏水或是破裂之相關評估辦法與處理方式，訂定於相關試運轉作業程序書中，並列為重要管制追蹤事項。針對乾貯設施之維護與監測，要求台電公司提送維護與監測計畫(含混凝土護箱出氣口溫度自動監測規劃、監測試片安裝)，以確保不鏽鋼

密封鋼筒長期密封性能及混凝土護箱碳鋼組件的長期完整性。

三、審查結論

- (一)本設施貯存護箱在各種異常事件、意外事故及天然災害評估，貯存設施在各種保守假設條件下，密封鋼筒仍能維持結構完整，無破損洩漏之虞，審查結果認為可以接受。
- (二)本設施有關意外事故及天然災害事件分析結果顯示，最小安全係數出現在混凝土護箱傾倒意外事故。密封鋼筒結構應力的最小安全係數為 1.08，燃料提籃應力分析之最小安全係數為 1.07，位於燃料方管處。可知整體密封鋼筒及內部燃料提籃均能保持結構完整，無放射性物質洩漏之虞，審查結果認為可以接受。
- (三)混凝土護箱傾倒為意外事故中出現最大輻射劑量率者，意外事故處理工作人員，每人可能接受之輻射劑量為 7.71mSv，低於法規之年劑量限值 50mSv，審查結果認為可以接受。
- (四)本設施對於洪水、海嘯、雷擊、颱風及拋射物之襲擊等，具備良好的抗災能力，審查結果認為可以接受。
- (五)本節共提列 3 項重要管制事項，摘要列於表 6.6-1，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。
- (六)本節重要品保管理事項共 3 項如表 6.6-2，請台電公司確實辦理，並做好自主管理，並提報原能會備查。

表 6.6-1 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估重要管制事項摘要表

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	6-6-1	6.6	參照現行國際標準訂定事故內容(包括天然災害)及類別，建立因應措施及緊急應變程序；且護箱掩埋及護箱傾倒意外事故之相關處理，應備有廠外大型吊車支援處理；於試運轉作業申請提報意外事件應變計畫。	試運轉作業申請
2	6-6-2	6.6	試運轉計畫應含括用過燃料再取出作業，並檢附再取出作業程序書，進行實體模擬測試。	試運轉作業申請
3	6-6-3	6.6	乾式貯存設施維護與監測計畫，應含混凝土護箱出氣口溫度自動監測、混凝土護箱碳鋼試片監測及密封鋼筒不鏽鋼試片監測。	試運轉作業申請

表 6.6-2 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估重要品保管理事項

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	6-6-1	6.6	傳送護箱環狀間隙水冷系統(ACWS)漏水或破裂之評估及處理方法，應於運轉程序書訂定作業程序。	試運轉作業申請
2	6-6-2	6.6	傳送作業現場風速超過 13.41m/s (30mph) 時的運轉限制應納入運轉程序書。	試運轉作業申請

3	6-6-3	6.6	傳送護箱(TFR)防撞緩衝器製造時應取樣存證。	興建期間
---	-------	-----	-------------------------	------

第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫

一、概要

本章輻射防護作業與環境輻射監測計畫之審查目的，在於確認核二廠用過核子燃料乾式貯存設施(乾貯設施)具備適當的輻射防護與環境輻射監測作業，能確保貯存設施於各作業階段(吊卸裝填、運搬、接收及貯存)，無論在正常或意外的情況下，工作人員及公眾所接受之輻射劑量，皆能符合法規的要求，且能有效合理抑低工作人員的輻射劑量；並能即時監測且對異常輻射狀況做及時處理，同時提供民眾正確透明之環境輻射資訊。

依安全分析報告第六章第四節輻射屏蔽及安全分析報告第六章第五節密封之評估，貯存設施之輻射防護作業及放射性物質外釋特性分述如下：

- (一)貯存設施對最近廠界(舊基金公路)所造成的個人年有效劑量為 0.0458 毫西弗/年(mSv/yr)，低於設計準則 0.05 mSv/yr 及法規限值 0.25 毫西弗/年。
- (二)每執行一個貯存護箱之貯存作業，工作人員之集體劑量約為 21.9 人-毫西弗 (person-mSv)；其中以運搬至貯存場的 6.44 人-毫西弗最高，其次分別為密封鋼筒傳入混凝土護箱的 4.04 人-毫西弗，以及銲接密封鋼筒屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.04 毫人-西弗。貯存設施例行運轉期間，工作人員之集體劑量約為 1.45 人-毫西弗/年。
- (四)傳送護箱依評估不會發生傾倒，萬一傾倒，並以此作為設計基準意外事故；對於前往處理之工作人員個人劑量會有 1.975 毫西弗，低於年劑量限值 50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為 0.0938 毫西弗，符合若發生設計基準意外事故，廠界上的個人有效劑量，不可超過 50 mSv 之規定。
- (五)混凝土護箱之設計經評估結果不會發生傾倒，但為保守起見，仍然以可能發生傾倒，作為設計基準意外事故；對於處理傾倒事故工作人員之個人輻射劑量為 7.71 毫西弗，低於工作人員年劑量限值 50 mSv。發生傾倒事故對廠界民眾造成之劑量為 0.37 毫西弗，低於廠界一般人全身輻射劑量之意外事故設計基準要求 50 mSv。

(六)貯存設施場址位於核二廠內，依安全分析報告第六章第五節密封評估，貯存護箱之密封鋼筒設計，可用以長期貯存核二廠的用過核子燃料，並可有效限制放射性物質於密封鋼筒內，不致外洩。

輻射防護作業與環境輻射監測計畫之審查內容包括輻射防護管理組織、權責區分、人員防護、醫務監護、地區管制、放射性廢棄物、意外事故處理、合理抑低措施、輻射偵測紀錄保存及環境輻射監測，以確定乾式貯存設施包括吊卸裝填、運搬、接收及貯存各階段是否符合輻射防護及監測之相關要求。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 9 項審查意見，主管機關召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

(一)貯存設施場址位於核二廠內，依「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」第七章規定，如貯存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輻射防護作業計畫。核二廠輻射防護計畫為該廠內所有設施輻射作業之依據，台電公司已於 93 年 9 月提報主管機關同意備查，並依修正需求提報更新版備查，可作為貯存設施各作業階段輻射防護作業之依循。核二廠輻射防護計畫，包括輻射防護管理組織、人員防護、醫務監護、地區管制、放射性廢棄物處理、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存等。

審查委員認為乾式貯存設施採用核二廠輻射防護計畫可以接受。惟亦可採用核二廠 900 系列輻射防護之相關程序書，做為執行乾貯設施有關之輻射防護作業之基礎，並要求台電公司應於申請試運轉前，依核二廠乾貯設施作業特性及核一廠乾式貯存設施輻防作業經驗，研訂核二廠乾式貯存輻防作業程序書，以精進乾式貯存之輻射防護作業。

(二)乾式貯存設施作業之輻射劑量合理抑低措施，台電公司已對「內盛裝密封鋼筒之傳送護箱移出燃料池」、「內盛裝密封鋼筒之傳送護箱廠內運送」、「密封鋼筒傳送至混凝土護箱」及「內盛裝密封鋼筒之混凝土

護箱長期貯存」等階段之合理抑低措施進行分析，並參照美國核管會 NUREG-1567 有關合理抑低措施要求進行檢討，以合理抑低人員輻射劑量。

審查委員認為乾式貯存設施作業之輻射劑量合理抑低措施可以接受。惟鑑於乾式貯存作業之劑量較高，仍應請台電公司於申請試運轉前，依第六章第四節輻射屏蔽評估審查重要品保管理事項要求，就核二廠乾式貯存設施作業特性及核一廠乾式貯存設施作業經驗，研訂核二廠乾式貯存設施輻射劑量合理抑低計畫，以更有效抑低輻射工作人員劑量。

(三)乾式貯存設施場址位於核二廠內，依「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」第七章規定，如乾式貯存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環境監測作業計畫。

核二廠廠區內的乾式貯存設施環境輻射監測，基本上依核二廠環境輻射監測計畫執行，同時台電公司對乾式貯存設施之輻射監測新增環境輻射監測設備，包括(1)施工前階段將增設連續輻射監測站(高壓游離腔輻射偵測器)1站(中期貯存站)，位於乾式貯存設施西北側；(2)啟用階段熱測試前於本乾式貯存設施邊界每30公尺增設1站 TLD(熱發光劑量計)偵測站(根據本案設計圖，乾式貯存設施內圍籬總長約218m，假設 TLD 偵測站沿著內圍籬每30m增設1站)；(3) 施工前階段設連續空浮監測器1站，位於乾式貯存設施南側(廠區修配工場)；(4)用過核子燃料裝載期間，將在場址附近增加3點土壤偵測點，每半年取樣一次，並執行 ^{239}Pu 核種分析；(5)核二廠將在乾式貯存設施運轉前，每季使用現有中子偵檢器執行中子背景調查。

審查委員認為核二廠廠區內的乾式貯存設施環境輻射監測作業可以接受。惟鑑於強化乾式貯存作業之廠內環境監測作業，要求台電公司(1)增設乙部可移動式之連續空浮監測器，於不同風向季節時於下風處進行監測；(2) 乾式貯存設施運轉期間，中子偵測頻率改為每月偵測；(3) 依第二章場址特性分析審查要求，執行乾式貯存設施之地下水污染監測；(4)並於申請試運轉前，研訂「核二廠乾式貯存設施輻射偵測作業程序書」，含括環境輻射監測發現異常之後續輻射偵測作業，以有效落實乾式貯存

設施之廠內環境輻射監測作業。

(四)核二廠為掌握所有設施運轉期間對周圍環境之輻射影響情形，依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，每年 11 月前應先擬定下年度之環境輻射監測計畫，並提送主管機關審查，俟核准後據以執行各項環境輻射監測作業，並根據各項環境輻射監測結果，評估核二廠所有設施運轉期間所造成之民眾最大個人年劑量，確實掌握環境中各試樣之放射性物質含量變化，以確保環境及民眾之輻射安全。

核二廠環境輻射監測計畫，以核二廠廠址為中心，於其附近 5 公里範圍內設置輻射監測及取樣站，以監測環境直接輻射與環境中放射性物質含量之變化情形。核二廠環境監測之內容，分別針對與民眾生活相關之空氣、水、生物、土壤等環境試樣，於代表性如人口稠密處、農漁作物產區或關鍵性的下風向地區建立監測站及取樣點，進行直接輻射、空氣、水（海水、雨水、地下水、河水、池水等）、生物樣（家禽、稻米、茶葉、蔬菜、果類、魚類及海藻）、土壤、岸沙及指標生物等項目的輻射監測，並在距離核二廠較遠之適當地區設立對照站。

核二廠環境監測 99 年度取樣站數計有 154 站。99 年度總計執行監測、取樣分析為 45,649 樣次，其中直接輻射監測為 43,938 樣次、空氣樣 1,184 樣次、落塵 24 樣次、水樣 328 樣次、生物樣 83 樣次及累積效應試樣 92 樣次。

核二廠近 5 年(95~99)之環境監測評估結果，廠外民眾的最大個人劑量值為 0.00385 mSv/y。在乾式貯存設施操作運轉後，核二廠所有設施對廠界的個人年有效劑量，仍可符合「核能電廠環境輻射劑量設計規範」小於 0.5 mSv/yr 的規定。

另台電公司為強化乾式貯存設施有關之廠外環境輻射監測作業，核二廠附近萬里國小及金美國小兩處人口密集地區設置環境高壓游離腔環境輻射監測站，並經原能會核准納入核二廠 100 年度環境輻射監測計畫中實施；另於核二廠廠址東北東方基金公路旁增設土壤監測站並執行銻 239 核種分析，並經原能會核准納入核二廠 100 年度環境輻射監測計

畫中實施。

審查委員認為乾式貯存設施環境監測，依核二廠環境監測計畫加以監測，並增設加強之監測措施，可以接受。

三、審查結論

- (一)本設施之輻射防護作業，採用核二廠動態的核設施之輻射防護計畫，審查結果認為可有效執行靜態的貯存設施之輻射防護作業。
- (二)本設施位於核二廠內，採用核二廠之環境監測計畫，並增設加強之監測措施，審查結果認為可有效監測本設施之環境輻射。
- (三)本章重要品保管理事項共 2 項如表 7-1，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 7-1 輻射防護作業與環境輻射監測計畫重要品保管理事項

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	7-1	7	乾式貯存輻防作業程序書。	試運轉作業申請
2	7-2	7	乾式貯存輻射偵測作業程序書。	試運轉作業申請

第八章 消防防護計畫

一、概要

本章消防防護計畫說明消防工作之組織及行政管理、火災災害分析與影響評估、防火設計與消防設備、火警偵測與消防能力評估、相關單位之消防與救護支援、防火與消防有關設備之維護與管理、防火及消防有關人員訓練等。

消防工作之組織及行政管理說明本計畫之消防工作組織，及管理權人、防火管理人、防火消防管理人員之權責區分。

火災災害分析及影響評估，以假想火災情境一：乾式貯存設施運貯車輛燃料箱發生爆炸燃燒，情境二：乾式貯存設施附近之大型柴油貯槽發生火災，情境三：乾式貯存設施附近之變壓器爆炸，情境四：乾式貯存設施附近緊急發電機爆炸。評估方法使用美國國家標準技術協會(National Institute of Standards and Technology, NIST)發展的 FDS (Fire Dynamics Simulator)程式 5.6.3 版模擬火災分析；使用美國國家海洋及大氣管理局(National Oceanic and Atmospheric Administration)與美國環境保護署(Environmental Protection Agency)聯合開發的 ALOHA (Areal Locations of Hazardous Atmospheres)程式 5.4.1.2 版、以及由 Baker 提出 Strehlow 再修正之爆炸壓力波計算方法(Baker-Strehlow method)及 TNT 理想爆炸曲線，模擬分析及評估爆炸影響。

防火設計與消防設備說明防火設計及消防設備，核二廠乾式貯存設施已增設五只手提式滅火器(手提式滅火器需定期更換)。若於異常與緊急狀況時，則將由核二廠已有之消防系統支援。

火警偵測與消防能力評估說明核二廠乾式貯存設施已規劃設置 CCTV 作為設施監視保全之用，同時每個混凝土護箱均設有冷卻空氣進出口溫度偵測裝置，且其信號均即時送至現場監測中心，可達火警偵測及消防保全之目的。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 7 項審查意見，主管機關召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

- (一)核二廠乾貯設施消防工作之組織及行政管理，包括消防工作組織及管理權人、防火管理人、防火消防管理人員責任與權限，均架構在核二廠消防工作組織及行政管理。有關消防工作組織之編組、任務分工及緊急應變組織，經審查委員要求強化說明，再經台電公司增補相關內容後，審查結果認為可以接受。
- (二)核二廠乾貯設施火災災害分析及影響評估，因貯存場場址無火源，台電公司在進行火災意外分析時，係以假想情境進行火災危害評估，包括乾式貯存設施運貯車輛燃料箱發生爆炸燃燒、乾式貯存設施附近之大型柴油貯槽發生火災、乾式貯存設施附近之變壓器爆炸、乾式貯存設施附近緊急發電機爆炸等四種情境，以了解貯存場鄰近設施發生火災爆炸時，所產生之過壓、熱輻射及溫度，對於貯存設施或運送設備或人員所產生的危害或影響。

針對本案使用的火災爆炸分析軟體，包括美國國家標準技術協會發展的 FDS 程式 5.6.3 版模擬火災分析，及使用美國國家海洋及大氣管理局與美國環境保護署聯合開發的 ALOHA 程式，審查結果認為可以接受。

審查委員認為針對假想情境模擬，應進行 FDS 評估程式之格點分析。經台電公司補充格點分析達 5,472,000 格點，分析結果顯示延伸格點前後的輻射熱與溫度的差異性不大，分析結果可以接受。

審查委員針對本乾式貯存系統對爆炸時產生最大壓力設計基準為 22 psi 之依據，台電公司說明該耐壓值 22 psi 係引用密封鋼筒在洪水意外事故，所假設 15.24 m (50 ft) 洪水深度時之靜水壓，在此假設壓力下混凝土護箱不會滑動或傾倒，洪水所產生水壓也不會對密封鋼筒造成顯著應力。於爆炸分析中，針對 50 加侖油箱發生爆炸分析所求得最大值為 14.5 psi，爆炸產生壓力低於 22 psi，審查結果認為可以接受。

審查委員認為情境一「假設火源設置於距離乾式貯存設施 1 公尺」，

該假設並不保守，應考慮「火焰直接對貯存設施加熱」之火災評估。台電公司經重新分析後，分析結果顯示燃料護套及密封鋼筒外殼溫度仍低於最高容許值，審查結果認為可以接受。

(三)核二廠乾貯設施的防火設計與消防設備，因貯存場設施為不可燃之混凝土護箱，設施內因無可燃物或易爆裂物之陳設，且所採用材料，皆為不可燃材料。火警偵測、防火及消防有關之人員訓練及設備維護與管理，納入核二廠消防工作組織，並與新北市政府消防局簽訂消防救災支援協定。審查結果認為可以接受。

三、審查結論

(一)本設施消防防護之各項管理、火警偵測、防火及消防有關之人員訓練及設備維護與管理，已納入核二廠消防工作組織，審查結果認為可以接受。

(二)依核二廠與新北市政府消防局簽訂之消防救災防護支援協定，足以因應本設施發生火災事件之處理，審查結果認為可以接受。

第九章 保安計畫及料帳管理計畫

一、概要

本章保安計畫係為維護貯存設施人員及設備安全所設保安組織之目的、編組、管理與訓練、周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統、門禁管制、進出人員查核、保安通訊設備、及保安系統測試維護與各項紀錄保存。料帳管理計畫則說明料帳管理要求、料帳管制作業、待貯存用過核子燃料特性及核子燃料移動程序等。

本章審查的目的在於確認台電公司所研訂之保安計畫及料帳管理計畫，符合主管機關「核子保防作業辦法」及國際原子能總署「核子保防協定輔助辦法」之規定

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 4 項審查意見，主管機關召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

貯存設施各項管理與訓練計畫、入侵偵測及警報監視系統、保安紀錄保存等，已納入核二廠 106 程序書「第二核能發電廠保安計畫」執行，審查結果認為可以接受。

依據國際原子能總署的核物料分類(IAEA INFCIRC /225/Rev.5)規定，用過核子燃料為第二類核物料。台電公司已依據國際原子能總署的核物料分類規定，將貯存設施列為保護區。

台電公司核物料料帳與控制系統，是依據國際原子能總署的國家核物料料帳系統(State Systems of Accounting for and Control of Nuclear Materials, SSAC)所訂定。保管核子保防物料、料帳資料、設計資料問卷及設施附屬文件，依據台電公司「核物料保防作業」、「核子保防管制作業」程序書規定，定期向主管機關提報特種核物料移動表、核物料平衡區存量配置圖及核物料存量摘要表。符合國際原子能總署的核子保防物料料帳規定，審查結果認為可以接受。

依據核二廠 271.1 程序書「特殊核物料控制」，核二廠現行特種物料平衡區分為 TW-F（一號機）及 TW-G（二號機），每個物料平衡區內再區分為數個關鍵量測點(Key Measurement Point, KMP)。目前與國際原子能總署的核子保防協定輔助辦法中，僅有 4 個 KMP，分別為新燃料貯存區、反應爐爐心、用過核燃料貯存（池）及其他特定區。台電公司已完成本乾式貯存場之物料平衡區申請作業（代碼為 TW-U），並將於展開運貯作業至少兩年以前，備妥貯存作業設計資料問卷(Design Information Questionnaire, DIQ)。

台電公司核二廠用過核子燃料運貯前，為進行池邊檢驗而進行之搬運作業，將依規定填具「特種核物料移動表」。

核二廠乾式貯存設施的核子保防作業規劃，符合主管機關「核子保防作業辦法」及國際原子能總署「核子保防協定輔助辦法」的規定，審查結果認為可以接受。

三、審查結論

本章內容符合核子保防作業辦法及國際原子能總署對核物料保安的要求與核子保防的規定。

第十章 品質保證計畫

一、概要

本章為描述本項專案適用之品質保證計畫，其目的在確保對安全重要之結構、系統及組件之規劃、設計、採購、製造、搬運、輸送、暫貯、組立、安裝、檢驗及測試等相關作業，能提供適當品質保證及管制，防止發生輻射意外，確保公眾健康與安全。

本章審查的目的在於確認台電公司所訂定之品質保證計畫符合相關法規的要求，包括：「放射性物料管理法及其施行細則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及「核子反應器設施品質保證準則」等。

針對「品質保證」內容的審查重點與接受基準，包括一、組織；二、品質保證方案；三、設計管制；四、採購文件管制；五、工作說明書、作業程序書及圖面；六、文件管制；七、採購材料、設備及服務之管制；八、材料、零件及組件之標示與管制；九、特殊製程之管制；十、檢驗；十一、試驗管制；十二、量測及試驗設備之管制；十三、裝卸、貯存及運輸；十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制；十五、不符合材料、零件或組件之管制；十六、改正行動；十七、品質保證紀錄；十八、稽查等，即所謂的核能品質保證十八條準則，係參照「核子反應器設施品質保證準則」之要求。另參考「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」及美國核管會相關法規與技術規範，包括：10 CFR 72 Subpart G、10 CFR 50 Appendix B 及 ASME NQA-1 等，作為本章審查的重要參考依據。

本章的內容描述核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造之品質保證要求，可分為三個部分，摘述如下：

(一) 台電公司執行本專案之品質保證計畫：直接引用該公司之「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫(第一版)」，該計畫已於 99 年 8 月以物三字第 0990002299 號函由主管機關審查核備在案；另於 101 年 10 月以物三字第 1010002571 號函同意核備該品質保證計畫之修訂三版。

(二) 主承包商(NAC 及俊鼎公司)之品質保證計畫：執行本專案之承包商為

美國 NAC 公司及俊鼎公司，俊鼎公司負責貯存組件、運貯相關設備之製造及貯存場之設計與建造，以及運貯工作之執行，其餘工作均由 NAC 公司負責。NAC 及俊鼎公司對於本專案之品保手冊，由台電公司審查核准，其作業內容係依據 10 CFR 72 Subpart G、10 CFR 50 Appendix B 及 ASME NQA-1，並參照公共工程施工品質管理作業要點之法規要求撰寫而成。其中除 NAC 公司因未執行製造工作，故刪除品保手冊中的「試驗管制」及「裝卸、貯存及運輸」等兩個章節外，其餘內容基本架構均符合核能品保十八條之要求。另外，台電公司核能安全處亦於 100 年 11 月就美國 NAC 公司之品保作業執行專案稽查，並完成稽查報告書。稽查結果發現，NAC 公司確實依據品保手冊執行品質相關作業，經確認符合品保要求。

- (三) 主承包商之分(下)包商之品質保證計畫：分(下)包商之品質保證計畫將遵循主承包商品保計畫之架構與規定實施。

二、審查發現

本章之審查作業，審查委員共提出 11 項審查意見，經過三次分組審查會議討論後，於第四次審查意見中全數結案。重要的審查意見、台電公司之答覆說明及處理結果，概述如下：

- (一) 本案的關鍵製程，台電公司將聘請第三者執行檢驗。對此，審查委員要求應清楚界定檢驗範圍及項目，並於報告中敘明第三者檢驗人員或機構之資格要求，以及檢驗計畫、檢驗報告及停留查證點之規劃。其中有關檢驗計畫的部份，台電公司承諾將於發包後，要求負責檢驗的廠商提出品質巡查計畫書，內容包括計畫組織、工作計畫流程、工作預定進度表、工作人力計畫、辦公處所、檢驗報告表等項目。該計畫書須先經過台電公司內部審查核可後，再提送主管機關備查。
- (二) 本專案未限制不得採用核能同級品，即當使用之設備或組件為市面上唯一販售或其它特殊情形時，本案將採用核能同級品。對此，審查委員要求，台電公司應當依據核能同級品檢證規定進行查驗，主管機關亦將於設施建造期間確實查證。
- (三) 有關主承包商之分(下)包商之品質保證作業，台電公司將如何進行品

質管理。對此，台電公司承諾將依實際需求，要求承包商、分包商於作業前先提出符合有關規定之品質保證方案，並須經過台電公司的審查核可後方可開始作業；亦會透過品質巡查及稽查作業管理，查證(查核)次級分包商之品質保證作業。

(四) 有關各區塊、層級之品質保證方案，藉由實際執行之經驗與成效，回饋修訂品質保證方案之機制極為重要，台電公司應對此提出具體之執行方法。台電公司承諾將定期與不定期檢討本專案品質保證計畫之執行狀況及適用性，即當各相關單位、部門於執行專案品保計畫時，若提出修訂建議；或核安處執行本專案稽查時，發現品保計畫須進行修訂，主辦部門將依規定程序進行檢討與評估，提出修訂內容，並會各相關單位、部門協助審查。當審查意見整合一致後，將修訂新版品保計畫，陳請台電公司副總經理核准，並提送主管機關備查。另外，有關主承包商及分(下)包商之品保方案修訂，將依據上述原則辦理，並須提送台電公司審查核備。

(五) 有關本專案之非破壞檢測作業，即 PT(液滲檢測)、MT(磁粒檢測)、UT(超音波檢測)與 RT(射線檢測)應設定停留查證點，並由台電公司或第三者執行檢驗。其中的射線檢測，尤其是密封鋼筒的射線檢測，應全數執行目視 RT film 設定並拍照存證，以確保該項作業確實執行。對此，台電公司承諾將確實辦理，亦會將本項意見列入契約文件，要求第三者檢驗承包商執行 RT film 設定品質巡查時應確實拍照存證，並列入品質巡查計畫書內確實執行。另外，在密封鋼筒製造過程中，將使用複片照相執行射線檢測作業；台電公司亦將聘請具有 RT Level-III 資格之非破壞檢測人員，執行 100%RT film 品質之複判工作。

除上述審查意見、台電公司答覆說明及處理結果外，本章其它審查發現如下：

(一) 本章所撰述之品質保證計畫內容，已詳細說明各項要求、程序及管制方式，若確實執行，可符合「核子反應器設施品質保證準則」及 10 CFR 72 Subpart G 之要求，亦可據以執行核二廠乾式貯存設施安全之設計、採購、製造、搬運、輸送、暫貯、組立、安裝、檢驗及測試等相關作

業，並確保其品質與安全。

- (二) 組織結構與各項作業之權責劃分，可確保執行單位、部門據以執行工作，並達成該工作相關之特定品質要求。
- (三) 為確保品質保證計畫所描述之各項要求可確實達成，將由具備適當資格且與該作業無直接相關之台電核安處執行稽查與驗證作業。核安處被賦予足夠權力且具備組織體系上的獨立自主性，可直接向主管階層報告，亦不受預算與進度壓力之干預。
- (四) 本品質保證計畫，對於各項可能影響品質之作業及安全相關之重要結構、系統與組件，均依其安全相關之重要性，將品質等級分類為 A、B、C 及 NQ，並制定各組件之品質分級表(詳安全分析報告表 3.1.5-1、表 3.1.5-2)，以提供對應且充分的品質管制要求，符合分級實施品質保證之原則。

三、審查結論

- (一) 本章品質保證計畫，對各項可能影響品質之作業及安全相關之重要結構、系統與組件，均依其對應之重要性，提供充分的品質管制，符合分級管理原則。本章內容符合「核子反應器設施品質保證準則」及 10 CFR 72 Subpart G 之要求，經審查結果認為可以接受。
- (二) 本章品質保證計畫內容，已詳細說明如何規劃符合核能品保十八條準則之各項要求、程序及管制，台電公司應依照品質計畫書落實各項品保作業，以確認其作業符合品質保證計畫之要求。
- (三) 本章重要品保管理事項 3 項如表 10-1，請台電公司依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。

表 10-1 品質保證計畫重要品保管理事項

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	10_1	10	乾式貯存關鍵製程應執行第三者檢驗，其品質巡查計畫書須先完成品保自主審查。	興建期間
2	10_2	10	專案品質保證計畫應定期與不定期檢討執行狀況及適用性。	興建期間
3	10_3	10	密封鋼筒的射線檢測應使用複片照相，且全數執行目視射線檢測底片設定(RT film setup)並拍照存證。	興建期間

第十一章 除役初步規劃

一、概要

本章概述乾式貯存設施除役時機、除役目標、除役準則、放射性廢棄物處理、財務規劃及提出除役計畫書之日期。

台電公司乾式貯存設施除役目標為乾式貯存設施移除設施、設備，並採取適當措施使符合清潔區之標準，以做為無限制用途使用。

台電公司乾式貯存設施之設計符合 10 CFR 72.130 除役準則之要求，為(1)結構/設備容易去污；(2)放射性廢棄物及污染設備最少量；以及(3)放射性廢棄物及污染材料容易拆除等設計要求。

密封鋼筒 50 年貯存所接受總中子通量相當地低，造成之活化放射性物質活度濃度亦十分低。混凝土護箱及混凝土基座應不會污染，其混凝土或金屬之活化亦低。鋼筋可回收再利用，土石可作為路基填料再利用。

未來貯存設施除役所需之經費，將由核能發電後端營運基金支應。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 7 項審查意見，召開 4 次分組審查會議確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現分述如下：

有關乾式貯存設施的除役準則，台電公司僅引用 10 CFR 72.130 除役準則之要求，審查委員要求應同時適用放射性物料管理法第 23 條規定，經台電公司參酌修正報告後，審查結果認為可以接受。

鑑於核二廠預定於民國 109 年開始除役，134 年完成除役，屆時核二廠乾式貯存設施仍於運轉執照期內，審查委員要求台電公司說明核二廠與核二廠乾貯設施之執行時程與規劃。台電公司答覆說明，除役計畫中將規劃除役作業完成後之保留區域，俾將乾式貯存設施配置於保留區域內，並規劃在核二廠完成除役前，建置獨立之環境輻射監測及保防、保安等相關措施與系統，以確保乾式貯存設施安全。審查結果認為可以接受。

有關本設施除役經費的預估，台電公司說明依經濟部於 100 年 3 月 7 日經營字第 10002603550 號函審查同意之「核能後端營運總費用估算與每

度核能發電分攤率計算總結報告」，有關本設施估算之未來除役經費約為新台幣 2 億 7,433 萬元。另，由於放射性廢棄物最終處置及核能電廠拆廠等核能後端營運作業，屬長期性工作，為確保未來後端營運工作執行之經費無虞，台電公司每 5 年會就核能發電計畫規模、物價波動、放射性廢棄物產量、本設施之運轉維護費用與未來除役費用、處置方式與設施規模及利率波動等因素，進行核能後端營運總費用之估算與計算每度核能發電應提撥之分攤率，並陳報經濟部核定後，由台電公司依分攤率逐年提撥金額至核能發電後端營運基金帳戶內，以確保未來核能後端營運之財務健全。審查結果認為可以接受。

三、審查結論

- (一)本章所提除役初步規劃，經審查結果符合法規要求。
- (二)本設施未來永久停止運轉時，台電公司應依據放射性物料管理法第 23 條規定，提出除役計畫送審，經主管機關核准後實施。

附件一 重要管制事項彙總表

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1	2-1	2	場址未來若有活動斷層、海嘯之新事證經原能會核定，或地下水位監測結果高於設計地下水位時，台電公司應重新驗證評估，必要時應提出改善措施，並更新安全分析報告。	興建期間
2	3-1 6.5-1 6.6-3	3 6.5 6.6	乾式貯存設施維護與監測計畫，應含括輻射監測、混凝土護箱出氣口溫度自動監測、混凝土護箱碳鋼試片監測、密封鋼筒不鏽鋼試片監測及應力腐蝕破裂(SCC)監測。	試運轉作業申請
3	5-1	5	乾式貯存輔助系統設備結構安全評估及公用系統設備之設計分析。	試運轉作業申請
4	5-2	5	乾式貯存「燃料完整性評估與檢驗計畫書」及「用過核子燃料啜吸檢驗之抽樣計畫書」。	試運轉作業申請
5	6.6-1	6.6	參照現行國際標準訂定事故內容(包括天然災害)及類別，建立因應措施及緊急應變程序；且護箱淹埋及護箱傾倒意外事故之相關處理，應備有大型吊車廠商協議支援處理；於試運轉作業申請提報意外事件應變計畫。	試運轉作業申請
6	6.6-2	6.6	試運轉計畫應含括用過燃料再取出作業，並檢附再取出作業程序書，進行實體模擬測試。	試運轉作業申請

備註：乾式貯存設施重要管制事項，台電公司應依專案品保規定確實辦理，並提報原能會核備。

附件二 品保管理事項彙總表

序號	項次	章節	內 容	確認時機
1.	3-1	3	乾式貯存大型運輸車輛及機具對傳送路徑及燃料廠房結構評估報告。	試運轉作業申請
2.	5-1	5	乾式貯存設施運轉相關程序書。	試運轉作業申請
3.	6.1-1	6.1	乾式貯存設施 27 組護箱應採用相同中子吸收劑材質，並應加強品保測試，確保固定中子吸收物之 ^{10}B 有效面積密度符合設計要求 $0.02\ ^{10}\text{B g/cm}^2$	試運轉作業申請
4.	6.2-1	6.2	傳送護箱於燃料廠房內操作之廠房樓板結構評估報告。	試運轉作業申請
5.	6-4-1	6.4	乾式貯存輻射劑合理抑低計畫。	試運轉作業申請
6.	6-4-2	6.4	依美國電廠 MAGNASTOR 系統乾貯護箱使用及核一廠用過核子燃料乾式貯存除污作業經驗回饋，於運轉作業程序書建立除污作業行政管制限值。	試運轉作業申請
7.	6.6-1	6.6	傳送護箱環狀間隙水冷系統(ACWS)漏水或破裂之評估及處理方法，應於運轉程序書訂定作業程序。	試運轉作業申請
8.	6.6-2	6.6	傳送作業現場風速超過 13.41m/s (30mph)時的運轉限制應納入運轉程序書。	試運轉作業申請
9.	6.6-3	6.6	傳送護箱(TFR)防撞緩衝器製造時應取	試運轉作

			樣存證。	業申請
10.	7-1	7	乾式貯存輻防作業程序書。	試運轉作業申請
11.	7-2	7	乾式貯存輻射偵測作業程序書。	試運轉作業申請
12.	10-1	10	乾式貯存關鍵製程應執行第三者檢驗，其品質巡查計畫書須先完成品保自主審查。	興建期間
13.	10-2	10	專案品質保證計畫應定期與不定期檢討執行狀況及適用性。	興建期間
14.	10-3	10	密封鋼筒的射線檢測將使用複片照相，且應全數執行目視射線檢測底片設定（RT film setup）並拍照存證。	興建期間

備註：乾式貯存設施重要品保事項，台電公司應依專案品保規定做好自主管理，並提報原能會備查。