

台灣電力公司核能廠用過核子燃料
乾式貯存設施建造執照申請案

「安全分析報告」之 安全審查報告

行政院原子能委員會放射性物料管理局
中華民國九十七年十二月

目 錄

安全審查報告總說明	- 1 -
第一章 綜合概述	- 4 -
第二章 場址之特性描述	- 9 -
第三章 設施之設計基準	- 20 -
第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	- 27 -
第五章 設施運轉計畫	- 30 -
第六章 設施之安全評估報告及預期之意外事故評估	- 35 -
第一節 臨界安全評估	- 35 -
第二節 結構評估	- 38 -
第三節 熱傳評估	- 49 -
第四節 輻射屏蔽評估	- 55 -
第五節 密封評估	- 63 -
第六節 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估	- 66 -
第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫	- 82 -
第八章 消防防護計畫	- 87 -
第九章 保安計畫及料帳管理計畫	- 89 -
第十章 品質保證計畫	- 91 -
第十一章 除役初步規劃	- 95 -
英文縮寫意義說明表	- 96 -
附件-重要管制事項彙整表	- 96 -

「核一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

核一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一廠內西南隅，場址總面積為 2,876 平方公尺，實際貯存護箱之承載筏基面積約 2,200 平方公尺(長約 70 公尺、寬約 35 公尺)，將安置 30 組護箱，共可貯放 1680 束用過核子燃料，場址之西側與北側為山坡地，東側則鄰接乾華溪。

該貯存設施設計使用 50 年，系統的主要組件有密封鋼筒、傳送護箱與混凝土護箱，此貯存系統稱為核研所高性能貯存系統(INER High Performance System, INER-HPS)，由核能研究所自美國 NAC 公司技術轉移並加以改良，係以美國核能管制委員會(以下簡稱核管會)核准，已有 7 年以上使用實績之 NAC-UMS 系統為基礎加以修改，以適應核一廠的作業條件與環境特性；修改的部分包括在不影響結構安全之條件下，將傳送護箱採取減重措施，以符合核一廠廠房吊車的載重限制，以及為了符合國內比美國嚴格的輻射劑量限制而設計的混凝土護箱外加屏蔽。

台電公司於 96 年 3 月 2 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(以下簡稱本會)申請核一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 3 月 29 日受理該申請案，並由本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。

核一廠用過核子燃料乾式貯存設施的安全分析報告，係依照本會「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：美國聯邦法規(10 CFR 50、

10 CFR 72)、美國核管會技術報告 1536 號 (NUREG 1536: Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems)與 1567 號(NUREG 1567: Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities); 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、核臨界、屏蔽與輻射防護、結構、熱傳、密封、意外事件、消防以及品質保證等共 10 個分組, 每個分組均設置召集人綜理該分組審查事項, 並視需要邀集委員加開分組審查會議; 審查期間物管局也適時召開全體審查委員會議, 審議重要與跨組性議題。另外, 物管局並針對結構耐震、熱傳分析與銲接檢驗等關鍵性議題, 與國內外學術及科技機構合作進行相關研究。國內部分包括國家地震中心及國立清華大學工程與系統科學系; 國外部分則包括美國能源部桑地亞(Sandia)國家實驗室, 以及日本原子力基盤機構(JNES)等; 另外也請美國核管會專家提供審查處理的經驗供參考。

核一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、入貯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 36,000 百萬瓦日/公噸鈾(MWD/MTU), 冷卻時間至少 10 年以上。
- 二、該設施總共設置 30 組護箱; 每 1 組護箱最多裝載 56 束用過核子燃料, 每組護箱之熱負載不得高於 14 千瓦(kW)。
- 三、該設施之輻射劑量限制為:(一)密封鋼筒(包含結構及屏蔽上蓋)頂部之平均表面劑量率 小於 3.0 毫西弗/小時(mSv/h);(二)傳送護箱側壁表面之平均劑量率小於 4.0 mSv/h;(三)混凝土護箱側壁表面之平均劑量率小於 0.5 mSv/h;(四)混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率小於 1 mSv/h;(五)混凝土護箱頂蓋表面之平均劑量率小於 0.5 mSv/h;(六)核一廠廠界的個人全身輻射劑量, 於發生意外事故時, 不得超過 50 mSv(毫西弗)。

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，本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。

本安全分析報告歷經五次審查，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，審查結論為「核一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」。

「核一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

第一章 綜合概述

一、概要

核一廠一號機燃料池將於 99 年貯滿，為能持續發電營運，台電公司決定在核一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。核一廠乾式貯存設施規劃貯存 30 組護箱（1680 束燃料），其配置詳如安全分析報告之圖 1.2-8 與圖 1.2-9。該設施位於核一廠內西南隅乾華溪下游左岸，呈南寬北狹之狹長狀分佈，規劃總面積為 2,876 平方公尺，西側與北側為山坡地，邊坡設置擋土排樁；東側鄰接乾華溪，亦在乾華溪護岸後側設置擋土排樁。

本章說明核一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。

核一廠用過核子燃料乾式貯存系統(簡稱為 INER-HPS 系統)採取美國 NAC-UMS 系統為基礎設計，經由技術轉移，並考量核一廠場址及環境之特性需求予以改良，其設計使用年限為 50 年。系統的主要組件有密封鋼筒、傳送護箱與混凝土護箱，其主要元件、使用材料、功能要求及設計準則彙整如表 1.1，INER-HPS 系統設計基準燃料條件彙整如表 1.2。另外，尚有因應貯存作業需求之輔助設備，包括傳送護箱吊軌、遙控/自動銲接機、現場銲接用臨時屏蔽板、氬氣供應系統、密封鋼筒排水與吹卸系統、真空乾燥系統、氬氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索、密封鋼筒吊掛系統、壓力測試系統、輔助油壓系統、傳送護箱環狀間隙充水系統、混凝土護箱運送車及防震設備等。

表 1.1 INER-HPS 系統主要組件特性

	密封鋼筒	混凝土護箱	傳送護箱
主要組成元件	鋼筒外殼、雙層上蓋、提籃、承載圓盤、導熱圓盤	護箱、內襯	護箱鋼筒、頂端保護環、屏蔽門、吊耳軸
使用材料	外殼：304L 不銹鋼 屏蔽上蓋：304 不銹鋼 結構上蓋：304L 不銹鋼 承載圓盤：SA-533, Type B, Class 2 低合金碳鋼 導熱圓盤：Type 6061-T651 鋁合金	護箱：鋼筋混凝土結構 (波特蘭二型水泥) 內襯：結構鋼板 屏蔽塞：碳鋼平板、混凝土 蓋板：碳鋼	內外殼板、保護環、底板：ASTM A588 低合金鋼 屏蔽門：A350 LF2 及 A588 低合金鋼及 NS-4-FR 吊耳軸：ASTM A350 LF2 低合金鋼
功能要求	維持密封性 提供燃料結構之支撐 提供主要的熱傳導 維持在次臨界狀況 易注水及排水	提供密封鋼筒在長期貯存之結構保護與屏蔽 抵抗環境災害 提供自然對流冷卻 中子及加馬輻射屏蔽 降低對環境之輻射強度	提供密封鋼筒從燃料池運送到混凝土護箱時之輻射防護
主要設計準則	ASME Code III, Div. 1, NB/NG	ACI 318 ACI 349	NUREG-0612 ANSI N14.6

表 1.2 INER-HPS 系統設計基準燃料條件

燃料特性	設計基準燃料
種類	GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8 及 GE9B
最大初始平均濃縮度	3.25 wt% ²³⁵ U
最大平均燃耗	36,000 百萬瓦日/公噸鈾(MWD/MTU)
最小冷卻時間	10 年
護箱熱負載	14 千瓦

二、審查發現

安全分析報告中引用的法規與設計準則，計 168 項。INER-HPS 乾式貯存系統設計引用美國機械工程師學會(ASME)2004 年出版的規範，審查委員認為部分關鍵條文應列入製造規範，並列為製造檢查之查核項目。

審查委員於安全分析報告中發現 1 項引用美國機械工程師學會(ASME)所發行的工業標準案例（Code Case N595）已經被美國核管會拒絕而須排除；審查委員另要求增列兩項美國法規指引 RG 1.84 Rev.33 及 RG 1.193 Rev.1，作為參考之依據。

INER-HPS 系統設計主要參考 NAC-UMS 系統最新版次(第 6.C 版-2007)之安全分析報告，並吸收過去所發展經驗，經評估可接受。

審查委員認為驗收測試及維修計畫內容，對於由設計、製造到使用測試的連貫性均十分重要，是台電公司及主管單位對保障成品好壞及其持續性十分重要的事先評估依據，經台電公司於第 5 章增列驗收測試及維修計畫後，審查委員確認可以接受。

在護箱熱負載方面，審查委員發現設計基準燃料的護箱熱負載為 14 千瓦，但部分分析採用 7 千瓦熱負載進行分析，包括溫度、容許作業時間、及工作人員劑量、護箱傾倒事故之劑量分析。因此要求台電公司以 14 千瓦補作分析，或傳送護箱應單獨申請 7 千瓦的設計基準。台電公司已依據審查委員意見提供燃料熱負載為 14 千瓦時，燃料短期裝填與傳送期間設施熱傳分析，以及 14 千瓦混凝土護箱傾倒事故劑量分析之結果，本項審查意見因涉及熱傳分析，已併入 I03-030-14-058 問題(詳見 6.2 節)。

混凝土護箱的空氣通道設計，每個空氣入口通道中，加裝四個半徑 5.08 公分的橫向實心碳鋼圓柱，這些橫向實心碳鋼圓柱可有效降低輻射滲流。其設計有別於 NAC 的原始設計，審查委員認為應加強評估是否會降低空氣流量，使原熱傳分析不夠保守。經台電公司提出分析結果，混凝土護箱空氣進氣口內裝設屏蔽結構物對密封鋼筒殼體溫度之影響低於 1%，顯示系統分析所得燃料護套及設施組件溫度與限值間尚有足夠之餘裕；空氣進氣口內裝設屏蔽結構物對燃料護套及設施組件，在溫度上之考量上安全無虞。

安全分析報告已列出 15 項文件清單，將於申請試運轉時提報。上述文

件要求將列於對應章節的重要管制事項。

三、審查結論

(一)安全分析報告引用國內、外法規與工業標準共計 168 項，其中引用美國機械工程學會相關規範之版次為 2004 年版，審查委員認為該版次部分關鍵條文應列入製造規範，並列為製造檢查之查核項目。

(二)核一廠用過核子燃料乾式貯存設施位於該廠廠區內，貯存設施系統設計由美國技術轉移後，依核一廠的作業要求配合進行部分修改。其中護箱熱負載部分原採用 7 千瓦進行分析，台電公司補作 14 千瓦之分析，經相關分組審查後同意每個護箱的熱負載限值修正為 14 千瓦。

(三)本章共有 2 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 1.3。

表 1.3 綜合概述重要管制事項摘要表

序號	項次	*章 節	內 容	確認時機	備註
1	1-1	1.2.4	在申請試運轉時，提報下列 15 項程序書： 1.核一廠乾式貯存系統：現場作業組織架構與行政作業管制程序書； 2.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒前置作業程序書； 3.核一廠乾式貯存系統：傳送護箱前置作業程序書； 4.核一廠乾式貯存系統：燃料啜吸檢驗作業程序書； 5.核一廠乾式貯存系統：反應器廠房內操作程序書； 6.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲接操作程序書； 7.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道非破壞檢測程序書； 8.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道洩漏測試程序書； 9.核一廠乾式貯存系統：混凝土護	試運轉計畫時確認	

		7.1	箱前置及運送作業程序書； 10.核一廠乾式貯存系統：貯存場作業程序書； 11.核一廠乾式貯存系統：再取出作業程序書； 12.核一廠乾式貯存系統：異常作業程序書； 13.核一廠乾式貯存系統：輔助設備操作手冊； 14.核一廠乾式貯存系統：輻射防護作業程序書； 15.核一廠乾式貯存系統：工安作業程序書。		
2	1-2	1.2	核一廠乾式貯存護箱組件的製造及驗收測試的誤差容允度。	興建期間 檢查及運 轉執照審 查	

*：章節編號以阿拉伯數字取代國字數字。

第二章 場址之特性描述

一、概要

本章說明貯存設施所在場址及區域之地形與地貌、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內容。

本設施場址所在地位於核一廠廠區內西南隅，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，得引用核一廠之場址資料。由於核一廠終期安全分析報告仍不足以完整呈現本貯存設施場址所在位置之地形、地質、水文及其地工特性等之描述需求，因此本章之審查，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，得以被合理地接受。

物管局針對本章審查之專業需求，成立場址特性描述之審查小組，進行書面審查及召開三次分組審查會議，提出涵蓋綜合性及各項技術性審查意見，共計 29 項。

二、審查發現

場址調查成果所進行之場址特性分析與參數評估，部分係採用與本案相關之環境差異分析報告及水土保持計畫書，惟該兩份報告之審查作業並未完成，屆時其相關結論如涉及重大變動，因而影響安全分析報告之規劃或分析，台電公司將遵照環境差異分析報告及水土保持計畫書之審查結論，對應修正安全分析報告之相關內容，並適時陳報主管機關。

以下依安全分析報告第二章之內容架構分別說明審查發現：

(一)地形與地貌

本節說明乾貯設施所在地形與地貌之審查，內容包含地形及區域特性。

本場址位於台北縣石門鄉乾華村之核一廠廠區內，地處台灣的最北端。主要水系包括石門溪、乾華溪及小坑溪，均發源自大屯火山區，設施場址位於乾華溪下游西岸。場址內平地部分呈南寬北狹之狹長狀分佈

，規劃總面積約為 2,876 m²(平方公尺)，實際貯存護箱之承載筏式基座面積約 2,200 m²，以整地高程約 22.5 m(公尺)，回填約 60 cm (公分) 厚之碎石級配及約 90 cm 厚之筏式基座，完成面高程約 24.0 m 為設計基準。區域特性描述則涵蓋聯外交通、附近地標、土地利用現況、核一廠廠內設施、地質災害敏感區及自然景觀。

針對場址及區域地形部分，有關計畫場址位置、地形、場界範圍、附近地貌與現況之說明及附圖，經台電公司修正後，已足以說明本場址現況。在區域特性部分，已說明對外交通與計畫區內運輸規劃、圖示說明場址鄰近之重要設施，並提供場址衛星影像說明場址所在集水區內無明顯之崩塌地。考量未來設施建造及運轉階段，乾華溪上游若有不當土地利用，可能對下游造成危害，台電公司承諾將加強監測工作與巡視，並且進行一年二次之福衛二號衛星影像變異監測；另提出邊坡穩定及土石流潛勢兩項地質災害敏感區議題，供後續安全評估進一步分析，以及對場址及鄰近區域特性之瞭解，審查委員認為可以接受。

(二)地質與地震

本節說明乾貯設施所在地質與地震之審查，內容包含地質、地震及海嘯：

1.地質

安全分析報告引述相關地質文獻、核一廠終期安全分析報告(2005)、環境影響說明書(1995)、水土保持計畫(2006)、工程地質調查與鑽探及試驗報告，說明區域地質及核一廠附近地質、場址地質、邊坡穩定及土石流潛勢，以及其分析與因應措施。審查說明如下：

(1)區域地質

區域地質描述對於活動斷層的考慮，主要是位置較接近之金山斷層。惟近年來對於山腳斷層之研究，認為其活動性甚為重要。經審查委員要求，台電公司已於安全分析報告將山腳斷層的描述補充說明於本節內容。

依據美國核管會審查規範(NUREG-1567)要求場址週圍 8 公里範圍內長度超過 300 公尺之斷層，必須審慎評估其活動性。安全分

析報告所引述之金山斷層與山腳斷層較接近本場址，與場址之距離則都在 8 公里以上，安全分析報告所引述資料與說明之保守及合理性，審查委員同意接受。

(2)場址地質

審查委員認為，該場址位於山坡與溪谷之間的狹隘空間，需要特別注意建物基礎與邊坡穩定相關問題，對於場址地區所有歷年鑽孔之地質資料，應整合研判並繪製詳細的岩盤面等高線圖，供作後續設計依據；同時亦應分析是否對場址設施造成穩定性的影響。台電公司依審查意見檢視鑽探資料，修正並分別繪製岩盤面等高線圖及代表性之地層剖面圖。經審查委員審閱後，同意接受有關場址地層剖面之說明。

(3)土壤/岩層承載力及土壤液化

分析結果，推算容許 5 公分沉陷之土壤容許承載力，介於 29~67 MT/m²(公噸/平方公尺)之間；而抵抗液化之安全係數多大於 1.25，但仍有部分表層，分析結果具土壤液化潛能。針對局部地區具土壤液化潛能之問題，台電公司對審查意見所提之答覆說明及因應措施，將採行土壤置換方式，對較高液化潛能之土層以碎石級配置換，以達設計規範要求，審查委員認為可接受。其安全分析詳細內容另列於安全分析報告第六章二、(六)、3.貯存場混凝土基座評估。

(4)排水設施及邊坡穩定分析

審查委員同意，台電公司採改善場址整地範圍內既有山溝系統，規劃移至西側坡趾擋土牆後方，再依地勢排入乾華溪，以避免於低窪區匯集無法排出。並接受，對原山溝處及有關鑽探發現之可能高水頭湧水區，增設降低邊坡地下水之排水設施橫向排水管，應可適當排除地表滲流及地下水問題。

審查委員同意，邊坡之穩定分析依農委會「水土保持手冊」之建議，整坡後邊坡穩定分析之安全係數在常時應大於 1.5，暴雨時應大於 1.1，地震時應大於 1.2。

穩定分析檢核結果顯示，無整地行為時，雖然安全係數皆大於

1.0，但部分邊坡在常時及地震狀況下仍小於規定值。針對安全係數不足之結果，必須採取適當防治措施，並使改善後之安全係數值符合規定。安全分析報告說明相關之改善措施，包含邊坡上方之原有道路面設置微型樁，道路上方坡面施設格樑地錨，並在坡趾處設置單排場鑄擋土排樁，以及道路至坡趾間邊坡之坡面搭配設置格樑地錨，以提高邊坡的穩定性。整地與施工方面則分兩區域進行，北邊(甲區)東側因臨近乾華溪，考慮貯存設施搬運荷載及填土構築對乾華溪護岸穩定性影響，對護岸將採取必要之強固設施。南邊(乙區)採坡度 $V:H=1:3$ 進行整地填方工程。

依安全分析報告所描述之場址地質環境，場址地區並無重要地質構造破碎帶及顯著不連續面存在，應有利於邊坡之穩定；且場址西側邊坡穩定性之分析，及必要之穩定工法，審查委員認為可以接受。對於本場址開發後將改變原有部分之地形地貌，為避免土壤沖蝕造成邊坡穩定受到破壞，規劃排水設施，並設計邊坡穩定設施強化場址穩定性之說明，審查委員認為可以接受。

基於對貯存設施之興建及運轉期間的安全要求，審查委員同意安全分析報告所提災害延遲及防護措施，於坡面道路上方設置防落石柵欄，於坡趾設置阻攔土石之擋土牆及預留 10 公尺緩衝區等，提供被動式阻攔功用，降低邊坡淺層崩落土石對基地之直接衝擊，以達到延遲及防護之目的。惟審查委員認為，仍應於設施整地興建及運轉期間，分別建置必要之臨時性與永久性邊坡穩定觀測系統，以及適當之管理與行動基準。

(5) 土石流潛勢

依據農委會水土保持局於 94 年 3 月全國現地調查所公告之資料，乾華溪上游有兩處土石流潛勢溪流，位於內阿里磅地區附近。兩條潛勢溪流在進入溪流匯流處附近，坡度驟降為約 $2^{\circ}\sim 4^{\circ}$ ，若上游地區發生土石流，則將在該地區產生沉降堆積作用，因而將潛勢溪流之終點被定於渠道匯流處稍微下游之河段，能造成之影響範圍並不大。本計畫場址距離上述乾華溪上游土石流潛勢溪流之堆積停

止段有 5 公里以上，不會受到土石流潛勢溪流之威脅。另乾華溪在土石流潛勢溪流堆積段與本計畫場址位置間之 5 公里渠道，坡度約為 $2^{\circ}\sim 3^{\circ}$ 之間，亦不足以提供土石大規模移動之動能，場址設施不會受到上游地區土石流災害之影響。

審查委員同意相關文獻之引述，以及場址設施不受土石流潛勢溪流威脅影響之說明。惟未來設施建造運轉時，台電公司應依審查意見之答覆說明，採不定期巡視及利用衛星影像進行變異監測，以加強監測工作。

2.地震

乾式貯存設施採用核一廠之設計基準地震 0.3 g 進行評估。根據核一廠歷年所測得之地震紀錄，地表最大加速度值以 88 年 921 地震與 91 年 331 地震期間測值為最大，分別為 0.037 g 與 0.023 g ，遠小於核一廠設計基準地震。

審查委員認為，針對本節對於地震及相關斷層，除了金山斷層外，山腳斷層也是在此區域非常重要的斷層，近年來相關之研究指向該斷層之活動性極為重要，應列入考慮及說明。

安全分析報告之補充說明，目前中央地質調查所與學術界之研究均指出山腳斷層可能延伸至金山地區。核一廠建廠時乃假設金山斷層為一活動斷層進行設計，而山腳斷層延伸之位置與金山斷層相近，仍在核一廠當初建廠之考量範圍之內。根據 2005 年 *Journal of Geophysical Research*, Vol.110, B08402 “Neotectonic architecture of Taiwan and its implications for future large earthquakes” 之研究，山腳斷層所可能引發之地震規模為 6.8，小於當初核一廠建廠之假設(假設金山斷層處發生地震規模 7 之地震)，故即使山腳斷層延伸至金山地區，其可能發生之地震規模仍在核一廠乾式貯存設施之設計考量範圍內。

依美國聯邦法規 10 CFR 72.103 所述地表水平加速度至少為 0.25g 之規定；垂直加速度依照 ASCE 4 之規定，為 $2/3$ 倍之水平加速度。安全分析報告於後續第六章.六、(三).9 地震事件說明設施之設計基準，在地震事件發生時，即以地震所造成混凝土基座最大加速度 0.5g ，並

且地震持續 20 秒的情況進行分析，不會對貯存設施的結構安全造成碰撞或傾倒的不利情況。

對於本節地震之描述與補充說明，審查委員認為可以接受，並就前述美國聯邦法規引述及地震設計基準，審查委員同意可供後續有關地震影響分析與設施之耐震設計。

3.海嘯

根據核一廠「終期安全分析報告」(2005)，預測所造成之最大海嘯高度介於海拔高 6.5 公尺至 9.0 公尺之間。因此，核一廠建廠時所用之設計海拔高度標準為海拔高 10.73 公尺(9.0 公尺海嘯高度加上 1.73 公尺之暴風浪)，審查委員認為應對所引述之資料，提出海嘯對本場址位置之安全性評估。台電公司答覆說明時，根據「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告」之資料，該研究利用 Imamura (1949)與 Wilson et al (1968)之經驗公式推算在海嘯強度為 2.257 (相當於地震規模 7.93)之情形下，海岸之溯上高度分別為 7.02 公尺與 7.54 公尺，另以數值方式模擬基隆東北方 134 公里的海底火山爆發所引起造成之海嘯，顯示當海嘯強度為 1.88(相當於地震規模 7.78)時，在東北海岸金山鄉沿岸一帶所造成之最大波高為 8.75 公尺。

由於場址所在地之高程平均為海拔 22 公尺，經整地後升高為海拔 24 公尺，遠較海嘯最大波高為高；其次，依場址地形及距離海岸 1 公里之外，即使發生海嘯，海嘯波之能量亦會被場址與海岸間地形所消耗，對於場址之安全並不致造成影響。針對上述說明，審查委員接受台電公司所提海嘯因素之評估。

惟安全分析報告所引用之參考資料「台灣電力公司核能四廠海嘯研究報告(1983)」，原作者在其他文章中曾提及：由於當時計算機容量不足及受到數值模式發展的限制，因此無法模擬海嘯的傳動，以及海嘯溯上與下刷的運動現象，該報告於結論中表示，過去大規模之海底地震很少在北部外海發生，基隆外海的海底火山自 1867 年後，至今未再爆發，但在設計上不能不慎重考慮。因此，審查委員要求台電公司對貯存設施於興建及運轉階段，進行安全分析報告更新時，需注意

相關海嘯資料及分析技術之更新。

(三)水文

本節說明水文之審查，內容包含河川、地下水與海水。

1.河川

本場址緊臨乾華溪西側，乾華溪源自大屯山區，河川主流長度 8 公里，流域面積 9.5 平方公里，出海位置位於石門鄉，約場址北方 1 公里。根據核一廠終期安全分析報告，乾華溪 1968 年至 1972 之流量紀錄所示，其年平均流量為 $1.48 \text{ m}^3/\text{s}$ (立方公尺/秒)，最大瞬時流量為 $86 \text{ m}^3/\text{s}$ ，最大日流量為 $25 \text{ m}^3/\text{s}$ ，最大月平均流量為 $2.69 \text{ m}^3/\text{s}$ 。

針對安全分析報告之設計洪峰流量，原先係引用核一廠建廠前安全分析報告之結果，審查委員認為應予更新，並就乾華溪是否因颱風期間之暴雨水患，導致河道溢流情形引發意外事件予以評估，並考量若土石流於最大洪峰同時發生之狀況及因應之道。

台電公司依審查委員要求，更新原使用之基隆、台北、淡水等測站雨量紀錄資料，改採距離乾華溪最近之富貴角雨量站記錄，據以估算洪流量，並說明相關評估及分析結果。

根據「台北縣政府 89 年度縣管河川(乾華溪)治理規劃報告」，推估重現期距 100 年之雨量，進而推求洪峰流量為 247.99cms，再以此流量推求渠道流量與水深之關係(其水力坡降值為 0.012；渠道面之曼寧 n 值為 0.034)，當暴雨發生時，乾華溪本段水深為 3.87 公尺；因渠道於場址附近有一凹岸地形，經計算後洪水於該處所產生之超高為 1.24 公尺，總計最高為 5.11 公尺的洪水深。於洪水位最高處之斷面，渠底高程為海拔 16.49 公尺。

依前述計算分析結果，審查委員認為，堤岸高程為海拔 24 公尺，發生洪水時，洪水位距堤頂仍有 2.40 公尺，不會有溢堤發生之評估結果，可以接受。

針對最大容許流速之限制，根據農委會水土保持技術規範第八十五條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為 6.1 m/s ，本段之設計流速在此一限制內，且現有護岸後方設置將護岸排樁，更可增加護岸

穩定性，審查結果可以接受。

2.地下水

本節說明引述之環境影響評估報告與環境差異分析所調查之資料，評估貯存設施對於鄰近地下水資源利用之影響。

依據安全分析報告第六章五、(二)密封之分析，密封鋼筒銲接的密封邊界應無放射性物質外釋之虞，符合美國聯邦法規 10 CFR 72.24 及 10 CFR 72.122 之要求。因此，審查委員接受對於地下水污染傳輸機制之安全分析與該意外發生的防治，並非地下水主要考慮重點。地下水的特性描述，需著重於地工特性及設施設計相關資料的呈現，其中包含場址地下水面及水頭異常分布現象之說明。

根據場址鑽孔探查所進行之水位或水壓觀測井觀測資料，部分觀測井顯示水頭高於地表，呈現自流現象，此現象有可能在坡趾累積孔隙水壓，而造成土壤有效應力降低。安全分析報告已對前述問題進行分析，並列於第六章二、(六)3.貯存場混凝土基座評估。依目前的設計，乾式貯存筏基下方土壤因增加護箱及筏基重量，使土壤增加應力平均達 5 MT/m^2 以上，亦即增加有效應力 5 MT/m^2 以上，將可有效克服超額孔隙水壓使土壤有效應力降低之疑慮。

依前述分析說明，審查委員同意接受相關地下水分析評估結果，以及對附近居民飲用水源影響之說明。

3.海水

有關場址附近之潮汐潮位與波浪引述相關資料文獻之分析結果，由波浪造成之海水水位仍低於場址計畫填置高程(EL.+24 m)，對場址設施不會造成影響，審查委員同意接受。

(四)氣象

本節主要審查內容包含氣候特徵與空氣品質，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、風向與風速、氣壓、日照時數、颱風及雷雨紀錄分析。空氣品質方面，蒐集核一廠附近地區設置環境空氣品質測站 82、83 年調查資料作為比較，並收集草里活動中心與五龍宮兩測站之二氧化氮、二氧化硫、一氧化碳、總懸浮微粒及懸

浮微粒等項目之空氣品質監測資料。

審查委員同意安全分析報告所提氣象資料之引述與分析，且場址附近之空氣品質測值遠低於現行空氣品質標準值，顯示場址附近之空氣品質現況相當良好，硫氧化物及氮氧化物的腐蝕作用，不致對本設施產生影響。

(五)周圍人口概況

安全分析報告對於周圍人口概況之描述，台電公司依據台北縣鄉鎮市戶政事務所網站資料，分析半徑 5 公里內之人口現況、人口成長概況、人口變遷及年齡結構，繪製場址半徑 5 公里內可能人口聚集處及行政區圖，並統計石門鄉、金山鄉與三芝鄉 93、94 年底人口現況、歷年人口數變動情形及現況差異、場址鄰近行政區 92 年人口動態及年齡分佈狀況。另外，補充說明核一廠附近於假日時的人口進出概況。

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。

6.其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素

本節主要審查噪音與震動、公共設施及交通等三項場址特性因素對設施設計與建造之影響。為瞭解該計畫基地聯外運輸道路交通狀況差異，經彙整監測結果，台 2 號省道的尖峰交通量通常發生在假日之午後，台電公司將來之施工運輸需避開此時段。

針對上述場址特性因素，審查委員同意接受其說明內容，並認為交通方面的分析，從未來施工運輸考量，符合本章節要求內容。

三、審查結論

(一)針對場址及區域地形部分，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)對於活動斷層影響之評估，主要考慮的是較近之金山斷層，惟近年來對於山腳斷層之研究，認為其活動性甚為重要，經審查要求將山腳斷層列入考慮及說明。台電公司就山腳斷層對於場址的影響，引述該斷層相關研究資料，並答覆說明山腳斷層所可能引發之地震規模，仍在核一廠原

始設計考量之內。對台電公司引述之資料及說明，經審查結果認為可以接受。

(三)場址位於山坡與溪谷之間的狹隘空間，應注意建物基礎與邊坡穩定相關問題。對於修正繪製之岩盤面等高線圖與代表性地層剖面圖，以及台電公司將採碎石級配置換方式，解決局部表層土壤液化潛能問題，經審查結果認為可以接受。

(四)對於場區低窪處可能匯集地表水而無法排出及鑽探發現有高水頭湧水現象，台電公司承諾改善場址整地範圍內既有山溝系統，以及增設降低邊坡地下水之排水設施作為因應，經審查結果認為可以接受。

(五)在邊坡穩定性方面，部分邊坡在平時及地震狀況下，安全係數小於規定值。台電公司承諾將採取邊坡適當防治措施及護岸設施之作法，提升邊坡之穩定性，以符合法規之要求，審查結果認為可以接受。

(六)針對乾華溪上游兩處土石流潛勢溪流，經台電公司對土石流成因、影響範圍、場址現地條件之評估結果，以及將採取之相關因應措施，場址目前不會受到該兩處土石流潛勢溪流之影響，審查結果認為可以接受。

(七)由 921 地震與 331 地震期間，對核一廠場區地表最大加速度實測值，仍遠小於核一廠設計基準地震 0.3 g。考量本設施場址位於核一廠區域內，本設施之設計基準地震參照核一廠之設計基準，審查結果認為可以接受。

(八)有關海嘯之評估，依據核一廠建廠設計之海拔高度標準，以及數值模擬，顯示海嘯造成最大波高，遠低於場址整地後之高程，審查結果認為可以接受。

(九)依據第六章相關密封之分析結果，密封鋼筒銲接的密封邊界並無放射性物質外釋之虞，本設施無須進行地下水污染傳輸之分析，審查結果認為可以接受。

(十)有關洪水影響之分析，以推估重現期距 100 年之雨量，推估洪峰流量；當暴雨發生時，綜合乾華溪本段水深、計算洪水於凹岸之超高，顯示洪水位距堤頂仍有 2.4 公尺之餘裕，審查結果認為可以接受。

(十一)有關氣象、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，對於台電公司所蒐集分析之資料，審查結果認為可以接受。

(十二)本章共有 4 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 2。

表 2 場址之特性描述重要管制事項摘要表

序號	項次	章 節	內 容	確認時機	備註
1	2-1	2.1.2.3	加強乾華溪上游監測工作與巡視，並進行一年二次福衛二號衛星影像變異監測。	運轉執照審查	
2	2-2	2.2.1.4	設施整地興建及運轉期間，分別建置必要之臨時性及永久性邊坡穩定觀測系統，以及適當之管理與行動基準。	興建期間檢查及運轉執照審查	
3	2-3	2.2.3	設施於興建及運轉階段進行安全分析報告更新時，需注意相關海嘯與地震資料及分析技術之更新，並追蹤評估。	運轉執照審查	
4	2-4	2.3.1.3	補充乾華溪洪流量計算分析之相關審查或驗算檢核報告	參照核定之水保計畫確認	

第三章 設施之設計基準

一、概要

本章說明核一廠用過核子燃料乾式貯存設施之設計及建造規劃，包括貯存護箱、構造安全、輔助系統與設備、公用系統與設備、輻射安全、作業安全、預防異常狀況或意外事故、利於未來除役作業等之設計、設施各結構系統與組件之分類及設計資料圖說等。核一廠用過核子燃料乾式貯存系統(INER-HPS)，係源自美國 NAC 公司設計之 UMS[®]貯存系統，並考量核一廠特有之情況與限制，進行部分設計修改，包括(1)傳送護箱之減重，以符合現有廠房吊車之載重限制；(2)混凝土護箱另設外加屏蔽，以符合廠址邊界劑量限制；(3)改善輔助系統及傳送吊具，以符合核一廠環境條件。貯存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 56 束沸水式用過核子燃料。

二、審查發現

(一)貯存系統設計

安全分析報告表 3.1.1-2 為本申請案待貯存用過核子燃料規格，表中燃料束最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 36,000 百萬瓦日/公噸鈾(MWD/MTU)，冷卻時間至少達 10 年以上，上述條件據以作為本申請案貯存護箱系統之設計基準。設計基準燃料經保守估算，每根燃料束之衰減熱均在 0.25 千瓦以內，以每組護箱裝載 56 束燃料，熱負載在 14 千瓦以內，此熱負載及對應之輻射源項即為核一廠乾式貯存護箱系統之設計基準。各燃料束依衰減熱大小排序，並區分成 A、B、C 三大類如安全分析報告圖 3.1.1-1 之燃料佈置圖，每組護箱選取一定比例之類別並做適當佈局，實際運貯時應提報用過核子燃料裝載計畫(loading plan)及行政管制進行管控。在設計貯存系統時，均採保守假設，以「極限涵蓋分析方法(bounding analysis method)」，對於臨界、熱流和屏蔽之評估，選用產生反應度、衰減熱及射源強度最強的燃料束來進行分析；對於結構評估，則選用整體重量最重和最長的燃料束來進行分析。

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、

混凝土護箱及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。

本章說明貯存系統主要結構物包括(1)密封鋼筒與燃料提籃，(2)混凝土護箱及其外加屏蔽，(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。另於安全分析報告表 3.1.1-8，說明取代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。經審查結果，符合本會「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」有關設施之設計基準要求內容。

審查委員發現主要組件設計使用年限為 50 年，但未說明影響其壽命因素？如何佐證獲得此數據？要求台電公司應釐清其設計基準及增補佐證資料；台電公司提出答覆說明及佐證資料後，審查委員同意接受其答覆內容。為確認密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱分析之保守度，審查委員要求各項尺寸參數應增加誤差容允度；台電公司增補安全分析報告表 3.1.1-5~7 各設計尺寸之公差值及文字說明，審查委員同意接受其答覆內容。另要求用過核子燃料應依據衰變熱不同，分三區存放於密封鋼筒內，以避免衰變熱梯度太大，其排列方式應列入運轉技術規範；台電公司承諾用過核子燃料吊運裝載佈局排列將列於運轉程序書中。

(二)構造安全設計

本節審查重點包括：設施土木設計、結構設計、防洪與排水設計、消防系統設計，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，以及遵循之法規與標準等內容。審查結果符合「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」之要求內容。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，均能滿足設計準則，詳細分析參見安全分析報告第六章第二節及第六節。

乾式貯存設施之地震設計基準，採用核一廠地震設計基準，其自由地表最大水平加速度為 0.3 g，以作為耐震分析之設計基準，詳細之靜態與動態耐震分析，詳見安全分析報告附錄 6.6.E。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 及 3.1.2-3，並依據 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。

審查委員要求貯存設施防洪設計中，應先決定乾華溪設計洪水標準，再依據設計洪水量，推估貯存場址處之河道流速與洪水位，若流速過大時，應考慮重建舊護岸；渠底需以混凝土保護，避免淘刷而損壞護岸結構；洪水位高於護岸時，應增設防洪牆，以避免洪水侵入貯存場阻塞護箱通風孔。台電公司於安全分析報告第二章三、(一)節河川中之洪流量，已重新評估乾華溪之洪流量。台電公司採用中央管河川標準之 100 年重現期計算設計洪水位，由富貴角雨量站資料推估洪峰流量(設計洪水量)為每秒 247.99 立方公尺，以曼寧公式推算設計洪水深為 3.87 公尺，對應之流速為每秒 5.79 公尺，並以水土保持手冊中之超高公式計算洪水於場址凹岸地形之超高為 1.24 公尺，總計最高洪水深達 5.11 公尺。分析結果顯示，洪水位距堤頂仍有 2.40 公尺安全餘裕，乾華新橋橋底高程為 EL.22.69 公尺，洪水位距離橋底 1.09 公尺，符合公路排水設計規範(2001)規定。另依據水土保持技術規範第 85 條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為每秒 6.1 公尺，該河段最大流速符合規範最大限值，又現有護岸後方將設置護岸排樁，可增加河岸穩定性，審查結果可以接受。

(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之傳送作業；主要包括傳送護箱吊軌、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(Drain/Blow Down System)、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(Slings)、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、混凝土護箱運送車、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索屬於品質分級 B 級外，其餘皆屬於 NQ 級。

傳送護箱吊軛(lifting yoke)為銜接起重機(90 公噸廠房吊車)吊鉤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。90 公噸廠房吊車經單一功能失效驗證(Single failure proof)後，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，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鉤銜接的吊具，其設計須符合 ANSI 14.6 規範要求，組裝完成(共 6 條吊索)須經 3 倍負載的安全測試。

由於輔助系統設備均用於運轉操作，審查委員同意接受其設計分析應於試運轉計畫申請時提送審查。

(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，審查委員同意詳細分析部分應於試運轉計畫申請時提送審查。

(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」之要求，以安全分類，區分為主要安全功能(Important to Safety)與次要安全功能(Non-Important to Safety)兩類。而安全分類與品質分級之對應為：主要安全功能(Important to Safety)對應品質分級之 A、B、C 三類，次要安全功能(Non-Important to Safety)則對應品質分級之 NQ 級。針對貯存系統各組件之品質分級，應依據 NUREG/CR-6407 之規定，判斷其結構之品質分級：A 類—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 類—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 類—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，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。每一系統之主要組件亦依其安全重要性，將其品質分級為 A、B、C 類或 NQ 級，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

本貯存場址位於核一廠內，系統與作業之設計主要以對廠界最近處之西南民家所造成的個人有效等效劑量低於 0.05 毫西弗/年為設計基準，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。另外，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等效劑量不得超過 50 毫西弗。貯存系統輻射屏蔽設計與分析，以及貯存系統之裝載、傳送與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

本節說明設施依場址、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，如何有利於未來除役作業。審查委員同意接受台電公司採用比原熱負載設計 14 千瓦更為保守的 23 千瓦沸水式

用過核子燃料作為設計基準燃料，計算所得各組件之活度，詳如安全分析報告表 3.1.9-1、表 3.1.9-2。惟核一廠乾式貯存設施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，各組件受中子活化量亦甚少。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

本節說明貯存設施之施工特性及施工計畫，在施工特性部分，主要說明施工規劃概要，包括所遵循之法規、標準與規範、施工階段與施工範圍等；施工計畫包括主要施工項目、時程及管理方法等。

三、審查結論

- (一)本章應載明之事項與內容，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」之規定。
- (二)台電公司所採用之設施設計基準及建造等各項規範及標準，審查結果認為可以接受。
- (三)本章共有 5 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 3。

表 3 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	備註
1	3-1	3.1.1.1	用過核子燃料裝載計畫>Loading Plan)，應依據各燃料束衰減熱高低，區分成 A,B,C 三大類，並做適當佈局。	試運轉計畫審查	
2	3-2	3.1.2.3	安全分析報告第二章三、水文章節內容，若因水土保持計畫書審查而有所變動，本章節應一併檢討修正。	參照核定之水保計畫確認	
3	3-3	3.1.3	輔助系統及設備之設計分析。	試運轉計畫審查	

4	3-4	3.1.4	公用系統及設備之設計分析。	試運轉計畫 審查	
5	3-5	3.2.1.3	大型運輸車輛及機具衝擊傳送道路及運轉廠房評估報告。	試運轉計畫 審查	

第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、概要

核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫由台電公司核後端處負責工程規劃，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，將交由核一廠負責執行貯存期間之例行監視及維護。貯存期間之管理組織架構，依照核一廠現行之行政組織，指派人員執行監視、檢查及管理。

本章說明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、核能安全處、核後端處、核能發電處、核能技術處、核能火力發電工程處、核一廠、北部施工處，以及承包商。

乾式貯存計畫依施工、安裝/吊運及貯存等階段，劃分人員編制，並說明編制員額、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、人員與車輛出入之污染管制、施工、安裝/吊運與貯存之維護管理、工安及品保。貯存設施施工階段及運轉階段之設備管制程序相同，係依核一廠 105 程序書「人員與設備安全」辦理。運轉期間的人員與車輛出入貯存場所之管制，應依第七章之輻射防護要求辦理。施工階段所有機械設備，在存放期間要求承包商應指定人員監工，依照供應廠家所推薦的方法維護，並依設備存放等級實施維護及保養。安裝/吊運及貯存階段之維護管理，應依核一廠 105 程序書「人員與設備安全」辦理。

乾式貯存計畫施工階段與安裝/吊運階段之審查與稽查，應依據核一廠 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，則參照核一廠 115 程序書「核能電廠專業人員訓練程序書」之考核管理規定辦理。

二、審查發現

在組織規劃部分，審查委員發現組織系統圖無法顯示承包商與事業單位的權責分工，建議台電公司於組織系統中，加入環安處對承包商勞安衛人員之指揮、監督、協調、諮詢及訓練協助之指導功能。相關內容經修正後，審查委員同意接受。台電公司承諾就組織系統部分，於申請試運轉計畫時，提送有關承包商與事業單位的權責分工詳細組織圖等資料。

有關人員編制方面，審查委員要求台電公司應針對不同階段之人員編制及權責，增列資格要求。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」規定，增訂各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員之權責與資格。至於檢驗員資格，依「檢驗員訓練及資格檢定作業程序書」(ISFSI-02-QAP-05035-02)，檢驗員資格共分初級、中級及高級等三級；其專業分土木、機械、配管、電銲、電氣、儀控、非破壞檢測及防護塗裝等八類，審查結果可以接受。

審查委員要求台電公司應針對火災、爆炸、起重機吊運等整體風險管理制度，依危險場所審查檢查之評估技術與管理納入安全分析報告內。台電公司承諾將分別依據核一廠 731 系列營運程序書之管理消防系統維護作業；189.1 營運程序書之爆炸性氣體及儲存槽放射性監測計畫；782 系列營運程序書之管理各種裝吊設備維護作業等相關規定，執行危險場所審查檢查之評估與管理，審查結果可以接受。

審查委員要求安全管理計畫除依台電公司及核一廠現有規定外，應重新對本工程之進行加以研訂，從政策承諾、實施運作、管理層級審查等機制，提出有系統且具制度化的安全衛生管理；另針對施工、安裝、吊運作業可能產生之風險鑑識，應建立風險評估，找出危害嚴重點、危害等級，以實施危害風險控制工作，並納入行政管理及運轉操作內容。台電公司承諾遵照現行勞工安全法規相關規定，並依據核一廠現有勞工安全衛生規則，於申請試運轉計畫時，提出安全管理計畫送審。

審查委員要求澄清本案安裝/吊運階段之審查與稽核作業有關審查之權責單位，經台電公司說明依據「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」，本案審查的權責單位為台電公司總處各處室、北部施工處及核一廠等單位。審查之範圍包括品保計畫、品質文件、本專案設計、第三者檢驗計畫、報告與相關文件、人員訓練與銓定辦法、定期審查(承包商執行本品保計畫所需的各項作業程序書或辦法之執行狀況及適用性)等，所依據的程序書為「用過核子燃料乾式貯存設施設計文件審查管制作業程序書」、「承包商文件審查作業程序書」、「廠商稽查作業程序書」及「內部品質稽查作業程序書」，審查結果可以接受。

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，主要依據核一廠目前執行中的相關程序書作業。
- (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，經審查結果認為可以接受。
- (三)本設施之施工、安裝/吊運及貯存人員，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，經審查結果認為可以接受。
- (四)本章共有 5 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 4.1。

表 4.1 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫重要管制事項摘要

序號	項次	章 節	內 容	確認時機	備註
1	4-1	4.1	承攬商與事業單位的權責分工詳細組織圖。	試運轉計畫審查	
2	4-2	4.2	本設施安全管理計畫。	試運轉計畫審查	
3	4-3	4.3	依施工階段之人員訓練計畫實施訓練。	興建期間檢查	
4	4-4	4.3	依安裝/吊運階段之人員訓練計畫實施訓練。	試運轉計畫審查	
5	4-5	4.3	依貯存階段之人員訓練計畫實施訓練。	試運轉計畫審查	

第五章 設施運轉計畫

一、概要

本章台電公司依據「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，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、接收及貯存等作業程序。

吊卸裝填作業程序包括用過核子燃料檢驗、吊卸裝填至完成密封鋼筒結構上蓋銲接檢測為止之各項作業。包括欲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、安裝屏蔽上蓋、由燃料池移出傳送護箱、銲接屏蔽上蓋、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，以及銲接結構上蓋，並執行非破壞檢測。

運搬作業程序係將密封鋼筒由傳送護箱吊運至混凝土護箱，再將混凝土護箱運搬到貯存場之各項作業。包括傳送護箱與運搬輔助機具之檢查、裝載、除污、吊卸操作；維持熱移除能力與次臨界及輻射防護之措施；運搬規劃路線與地下埋設物種類及埋設深度；運搬方法；現有廠房樓板結構評估；反應器廠房內作業之防傾倒措施；運搬吊卸作業；以及人員及車輛之污染管制措施等。

接收與貯存作業程序包括接收、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，溫差需小於 36.6℃。貯存期間藉由目視檢視混凝土護箱之熱移除功能及外觀結構，並進行貯存場輻射監測。

輔助系統及設備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、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、密封鋼筒吊掛系統、氣壓測漏系統、輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門動力)、傳送護箱環狀間隙充水系統、多軸油壓板車、防震設備，以及雜項吊索與吊具附件等。

公用系統及設備包括通訊、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，說明混凝土護箱、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。表 5.1 為乾式貯存設施主要系統及設備的維護保養導則。

表 5.1 乾式貯存設施主要系統及設備的維護保養導則

	週期檢查	年度保養
混凝土護箱	每日檢查通氣出口溫度監測器，確認溫差小於 36.6℃	目視檢查混凝土護箱外加屏蔽外觀
密封鋼筒	無須週期檢查	無須年度保養
傳送護箱與銜接器	每一次操作前，目視檢查傳送護箱本體、傳送護箱屏蔽門、銜接器	1. 運貯作業期間，傳送護箱應在不超過 12 個月的期間內，執行目視、尺寸量測及非破壞檢驗等年度保養 2. 須對吊耳軸與內外箱體銲道、屏蔽門內軌道銲道等，執行液滲(PT)或磁粉(MT)檢測 3. 傳送護箱若未連續使用，在重新使用前，應依年度保養要求執行檢查維護
傳送護箱吊軌	1. 每一次使用前目視檢查有無損傷或變形。 2. 每三個月目視檢查吊軌及連接插銷有無損傷或變形。	1. 傳送護箱吊軌應在不超過 12 個月的期間內，執行目視檢查 2. 若未連續使用，在重新使用前，若距離前次年度保養已超過一年，則應依年度保養要求執行檢查維護
輔助吊索與吊具組(含吊耳)	1. 每一次使用前目視檢查有無磨耗、變形或螺孔損傷。 2. 每三個月目視檢查有無磨耗、斷線、變形或螺孔損傷	使用前間每年執行檢查。若未連續使用，在重新使用前亦須執行同級保養檢查

二、審查發現

有關用過核子燃料完整性檢測，係依據 ISG-1 之定義，先由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，對欲進行乾式貯存之用過核子燃料進行檢驗。審查委員要求提出「用過核子燃料完整性檢測規劃」，台電公司已提送相關規劃，另承諾於試運轉計畫時，提出「核一廠乾式貯存設施之用過核子燃料完整性檢測計畫」送審，審查結果可以接受。

乾式貯存護箱系統主要組件之驗收測試及維護計畫內容，對於由設計、製造到使用測試的連貫性均十分重要，台電公司依據審查意見於附錄 5.A 本系統主要組件驗收測試計畫，增補驗收測試及維護計畫，審查委員認為可以接受。

在排水與乾操作業方面，由於水的飽和蒸汽壓在 10°C、15°C 及 20°C 分別為 9.2、12.8 及 17.5 毫米汞柱(mm-Hg)，為確保密封鋼筒內沒有殘留水分，一般需抽真空到 3~4mm-Hg 以下，並測試是否壓力會因有殘留水份而上升，因為達到飽和需相當長時間。原技轉廠商訂為 3 mm-Hg 以下，保持 30 分鐘，台電公司改採抽真空至 10 mm-Hg 以下，保持 10 分鐘，審查委員要求台電公司說明如何確保水分已抽乾。台電公司解釋原廠商已申請修訂密封鋼筒真空乾燥操作條件，由原本小於 3 mm-Hg 維持至少 30 分鐘，改為小於 10 mm-Hg 維持至少 10 分鐘，再增列操作程序之警告事項，同時說明真空乾燥後，仍將執行氬氣回填，此時抽真空之程序則採用 5 mm-Hg 維持 10 分鐘後，再抽真空至小於 3 mm-Hg 兩次。經由上述之說明，審查委員認為可以接受。

有關密封鋼筒抽真空作業台電公司計提出抽真空時間、抽真空乾燥壓力、氬氣回填壓力、密封鋼筒於傳送護箱內最長留置時間、氬氣洩漏率等 5 項運轉之限制條件。其中密封鋼筒抽真空時間（LCO 3.1.1）係以熱負載 7 千瓦評估，審查委員要求台電公司應進行 14 千瓦之作業時間評估。台電公司依審查意見提出燃料短期裝填與傳送過程中，設施熱傳分析之方法及結果說明，並修正運轉限制條件後，審查委員認為可接受。

對於混凝土護箱表面劑量限值之運轉限制條件（LCO 3.2.2），台電公司採用平均劑量，審查委員建議採用最高劑量。經台電公司說明「進行混凝土

護箱表面逐格之劑量率量測，以獲得混凝土護箱表面劑量率之平均量測值」，係在實際裝填燃料後，針對混凝土護箱逐格進行劑量率量測，再按其量測之面積做平均，其目的乃為驗證混凝土護箱是否符合輻射屏蔽之接受準則，即表面平均劑量率應小於設計限值，意即該平均劑量率係作為屏蔽分析之「設計基準」；至於涉及工作人員之輻射劑量，則須以局部之最高劑量率進行評估，審查委員認為可以接受。由於護箱接收標準係採平均劑量，若護箱於裝填後發現有局部高劑量，而其平均劑量仍然合格時，台電公司承諾將於貯存護箱上標註高劑量位置，提醒並保護維護人員，以減低工作人員劑量。

由於搬運承載系統屬於安全系統，審查委員要求台電公司澄清係採用「氣墊系統」或「滾輪系統」。經台電公司說明尚未裝載的混凝土護箱將利用氣墊系統移動至多軸油壓板車上，再利用多軸油壓板車運送至反應器廠房內，進行裝載。至於完成裝載(含密封鋼筒及用過核子燃料)之混凝土護箱，將由廠房內利用多軸油壓板車直接運送至貯存場後，再利用氣墊系統移至定位之作業方式，審查委員認為可以接受。

混凝土護箱通風出口與周圍溫度差之 36.6°C 之限值，由台電公司之說明分析顯示，在空氣通道進出口溫差為 36.6°C 狀況下，燃料護套與設施組件溫度分析結果，其數據顯示燃料護套及設施組件溫度均低於材料容許溫度，審查委員認為可以接受。

對於再取出程序中，審查委員發現裝載燃料的鋼筒灌水卸載時，水溫及水壓均會上升，實際操作經驗為量測出口溫度較量測出口壓力為簡單、迅速，因此建議將監測方式修改為量測出口溫度。台電公司回復本作業內容包含流量與水溫量測，審查委員認為可以接受。

有關各項公用系統及設備依據核一廠現有規定辦理，審查委員認為可以接受。

乾式貯存設施主要系統及設備的維護保養導則，包含週期性檢查與年度保養，經彙整如表 5.1，審查委員認為可以接受。

三、審查結論

(一)本設施運轉規劃及吊卸作業（吊卸裝填燃料至完成密封鋼筒密封銲接），經審查結果認為可以接受。

(二)密封鋼筒的抽真空作業，台電公司將採用技轉廠家相同作業標準，經審查結果認為可以接受。

(三)作業流程、輔助系統及其設備之運轉、公用系統及其設備之運轉、設施之各項系統及設備之維護保養等，經審查結果認為均可以接受。

(四)本章共有 4 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 5.2。

表 5.2 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	備註
1	5-1	5.1.1	試運轉之裝運及測試計畫。	試運轉計畫審查	
2	5-2	5.1.1	核一廠用過核子燃料完整性檢測計畫。	試運轉計畫審查	
3	5-3	5.1.1	設施運轉技術規範(含裝填操作時,確保用過核子燃料貯存池水溫度低於 41 °C)。	試運轉計畫審查	
4	5-4	5.1.2	運搬規劃路線、地下埋設物種類及埋設深度之勘查及道路補強。	試運轉計畫審查	

第六章 設施之安全評估報告及預期之意外事故評估

第一節 臨界安全評估

一、概要

臨界安全評估之目的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。在實務上，則採用燃料格架之幾何構形及永久固定之中子吸收材(毒物)達成臨界安全。並利用分析模式，考量核一廠可能存放之不同燃料型式、必要之計算程式偏差值及所有之不準度，於正常、異常及意外事故時，在 95%信賴水準下，有效中子增殖因數(k_{eff})皆應小於或等於 0.95。

台電公司採用三維蒙地卡羅(Monte Carlo)程式 MCNP5 (2005)，搭配連續能量中子截面庫，作為臨界安全分析之計算工具。MCNP5 為美國核管會認可之分析程式。

異常分析項目則考慮提籃結構的機械性偏移、傳送護箱內部不同水位高度、混凝土護箱內外浸水、護箱傾倒及誤裝填其他高濃縮度燃料等， k_{eff} 皆能維持在 0.95 以下。至於燃料型式部分，則分析 GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B 及 SPC8×8 等四種不同燃料型式，另外也評估尚未退出爐心之 ATRIUMTM-10 燃料。

分析所考慮之誤差包括 MCNP5 計算之偏差及簡化分析模式所產生之誤差；考慮之不準度則為統計誤差所產生之不準度。基本上，分析中結合極限涵蓋分析法的邏輯，採用最保守的組態設置和參數值設定，以增加計算之保守度，如：

- (一)使用新燃料，不採計燃耗效應，忽略具有強烈中子吸收性的分裂產物 Xe-135。
- (二)除了燃料匣之外，忽略具有中子吸收性的次要結構元件（如燃料棒間隔板和上下端板），改以水取代。
- (三)不採計燃料束內的可燃中子吸收材。
- (四)採用最高的燃料密度 10.45 g/cm^3 。
- (五)設計基準燃料，採用較預期存放燃料為高之軸向最高面平均濃縮度 4.0

wt% ^{235}U 。

- (六)燃料束採用均勻化之初始軸向最高面平均濃縮度。
- (七)採用最佳的緩和劑為室溫下密度 1.0 g/cm^3 之純水。
- (八)固定中子吸收物(BORAL)，僅採計 75%之 ^{10}B 含量。
- (九)事故情況下，保守假設 100 %燃料護套破損，水注入燃料丸與護套間空隙。
- (十)採用軸向無限延伸、徑向無限列陣的三維無限軸向模式，亦即不考慮任何徑向或軸向方面的中子洩漏。

二、審查發現

本節之審查，主要參酌美國聯邦法規 10 CFR 72.24(c)(3), 72.24(d), 72.124, 72.236(c)和 72.236(g)及美國核管會 NUREG-1536 第 6 章對用過核子燃料貯存臨界安全評估之接受準則。綜合安全分析報告內容及對主管機關審查意見之答覆，主要發現彙整如下：

- (一)台電公司已針對 GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B 與 SPC8×8 四種可能存放之燃料型式進行分析，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，在 95%信賴水準下，最大有效中子增殖因數 (k_{eff})皆小於 0.95，能維持次臨界且保有相當安全餘裕，符合要求。
- (二)全分析報告附錄 6.6.C 混凝土護箱於 61 cm 高度墜落分析計算，確認在事故情況下，燃料格架之幾何構形不會改變，符合要求。
- (三)固定之中子毒物在事故情況下不會脫落，且 ^{10}B 含量之耗乏極低，可維持 50 年貯存期之有效性，符合要求。
- (四)基準比較所選用之 133 組臨界實驗，考量 ^{235}U 濃縮度、燃料棒間距、水鈾體積比和 Boral ^{10}B 含量因素，大體與本案護箱設計相近，並確認偏差計算是可接受的。
- (五)萬一發生誤裝填較高濃縮度(4.372 wt% ^{235}U)燃料 ATRIUMTM-10 狀況時，其最大有效中子增殖因數(k_{eff})仍小於 0.95，可維持次臨界，符合要求。
- (六)意外事故狀況下，採計面密度 75%之 ^{10}B 含量，仍保留有 14mk 的餘裕。

，可接受。

三、審查結論

- (一)本設施臨界安全評估結果，符合法規維持次臨界之要求，並保有足夠之安全餘裕。
- (二)未來若貯存本分析以外的新型式用過核子燃料時，台電公司應重新進行臨界安全分析，並提出分析報告送原能會審查。
- (三)本節共有 1 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 6.1。

表 6.1 臨界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	備註
1	6-1-1	6.1.3-2	加強固定中子吸收物(BORAL)之硼密度品質測試。	興建期間檢查	

第二節 結構評估

一、概要

本節主要敘述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，分別進行正常貯存狀態之結構安全評估。貯存設備評估包含密封鋼筒(Transportable Storage Canister, TSC)、混凝土護箱(Vertical Concrete Cask, VCC)及外加屏蔽(Add-on Shielding, AOS)於貯存時的結構安全分析。吊運設備評估包含傳送護箱(Transfer Cask, TFR)及相關吊運組件於裝載情況下之結構安全分析。此外，貯存設施混凝土基座的承載力與沉陷量，亦在本章節中評估。

二、審查發現

(一)設計準則與工業標準

貯存設施之結構設計主要是遵循美國聯邦法規第 72 部(10 CFR 72)之要求，而系統主要組件之設計係依據美國核管會 NUREG-1536 及 NUREG-1567 的規定，並符合下列規範之要求。

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。
2. 鋼筋混凝土結構－美國國家標準協會(ANSI/ANS 57.9)與美國混凝土協會(ACI 349)
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(ASME B&PV Code Section III)。
 - (2)非依美國機械工程師協會規範設計之結構、系統與組件－美國國家標準協會(ANSI/ANS-57.9)。
 - (3)吊運設備－NUREG-0612，美國國家標準協會(ANSI- N14.6)。

密封鋼筒各組件適用規範之部分規定如安全分析報告表 6.2.2-1；傳送護箱各組件適用規範之部分規定如表 6.2.2-2；混凝土護箱各組件適用規範之部分規定如表 6.2.2-3。

另外，引用 NUREG-0800 有關天然災害分析要求；風、雪及雨負載，以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)之要求；地震分析則參照美國土木工程師學會(ASCE 4)相關規定進行分析；另依據 NUREG-1536 表 3.1 進行載重組合(Load Combination)分析評估。

(二)設計特性

1. INER-HPS 系統各組件重量及重心

安全分析報告表 6.2.3-1 詳列 INER-HPS 貯存系統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。

2. 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、中子吸收材及中子屏蔽材等材料，評估在製造及運轉期間，發生化學、電位及其他反應之可能性。

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管會公告資訊(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。

(三)材料性質

1. 主要組件材料

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附錄 6.2.A 貯存系統之材料機械性質，表 6.2.A-1 至表 6.2.A-14 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。表格內大部分數據均參照美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第二部第 D 部分之材料機械性質，少部分採自其他參考文獻。

審查重點為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，審

查結果同意接受附錄 6.2.A 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。審查重點係依據 ASME B&PV Code Section III Subsection NF 第 2311 條對破壞韌性之規定。由於密封鋼筒和提籃之主要結構材料為不銹鋼，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，審查結果同意接受貯存系統使用之不銹鋼金屬，無須考量金屬之破壞韌性(fracture toughness)。混凝土護箱頂部的吊耳(lifting lug)是由 A-537 Class 2 製造；在每個吊耳底部連接一組固定錨，亦由 5 公分(2 英吋)厚之 A-537 Class 2 鋼板製成；金屬之最小允許設計溫度為 $-20.6^{\circ}\text{C}(-5^{\circ}\text{F})$ 。由於混凝土護箱 VCC 上舉吊耳限制使用於周圍溫度大於或等於 $-17.8^{\circ}\text{C}(0^{\circ}\text{F})$ ，因此，不需做衝擊試驗(impact testing)。另外，提籃承載圓盤為 1.6 公分(0.625 英吋)厚之 SA 533 Type B Class 2 碳鋼，依 ASME B&PV Code Section III Subsection NG 第 2311 條之規定，厚度小於或等於 1.6 公分之材料不需做衝擊試驗。

(四)分析程式

關於貯存設施在結構方面的分析方式，係使用有限元素結構力學評估程式 ANSYS 9.0、LS-DYNA 970，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。

針對台電公司提供之 ANSYS 及 LS-DYNA 安全分析程式驗證計算報告進行審查，每冊計算書均就程式使用目的、程式來源及計算分析方法，和美國 NAC 公司分析方法之比較等，分別進行審查。審查發現台電公司除沿用 NAC 原採用之案例外(軟體驗證，熱傳 5 例與固體力學 1 例/硬體安裝測試 46 例)，另增加 6 個固體力學的軟體驗證及 12 個硬體安裝測試案例，如圓柱壓力容器及彎矩驗證等，更能反應本申請案實際條件。

LS-DYNA 程式驗證部分，則進行 NUREG/CR-6608 中有關實驗的墜落及傾倒分析，分析模式及材料參數完全仿照 NUREG/CR-6608，並獲得與 NUREG/CR-6608 實驗結果相吻合的分析數據(相對誤差 2.1%以

下)。審查結果確認安全分析報告本節使用之分析程式可以接受。

(五)分析計算及結果

1.吊運狀況下各組件之結構分析

密封鋼筒使用吊環(hoist rings)如安全分析報告圖 6.2.6-1；混凝土護箱使用千斤頂(lift jacks)及氣墊(jacks and air pads)作為底部運送，使用吊耳作為頂部吊運，如圖 6.2.6-3；傳送護箱使用吊耳軸(trunnions)，如圖 6.2.6-2。各項結構物之結構分析條列如下：

(1)密封鋼筒中吊運組件之結構分析

密封鋼筒之吊運設備包括吊環、結構上蓋，以及介於結構上蓋與密封鋼筒外殼之銲接。吊運方式為使用 6 個均勻栓於結構上蓋頂部之吊環，分別進行吊環應力及密封鋼筒外殼之結構分析。

審查重點包括採用複置設計分析使用 3 個吊環之情形，驗證吊環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 3 倍與極限強度 5 倍以上；結構上蓋與密封鋼筒外殼之銲接則採用非複置系統設計，驗證結構上蓋節點最大應力安全係數須大於材料降伏強度 6 倍與極限強度 10 倍以上。分析時使用滿載之密封鋼筒，重量為 34,470 公斤(76,000 磅)，且須依 ANSI 45.2.15 要求載重需外加 10%之動態因子。考慮螺牙應嚙合長度 5 公分(2 吋)的情形下，計算結構上蓋頂部螺紋剪應力為 19.88MPa（百萬帕斯卡）即 2,883 磅/平方吋(psi)，以及降伏強度安全係數為 4.0、極限強度安全係數為 10.6。依據 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 之規定，5 公分（2 英吋）螺紋之螺栓吊環，符合設計需求。

安全分析報告圖 6.2.6-5 為密封鋼筒吊舉有限元素模型，吊運架構包含 6 個均勻栓於結構上蓋頂部之吊環，模擬分析時應額外考慮 ANSI 45.2.15 規定之 10%動態載重。分析結果顯示密封鋼筒各部分最大應力為結構上蓋 21.07MPa (3,055.4psi)、結構上蓋銲道 8.62MPa (1250.3 psi)、密封鋼筒外殼為 20.41MPa (2,959.9psi)。最大應力 20.70 MPa (3,002psi)下之材料降伏強度安全係數為 6.28、極限強度為 20.03，符合 NUREG-0612 及 ANSI N14.6 中非複置系統之規定。

(2) 混凝土護箱中吊運組件之結構分析

底部上舉評估

底部上舉分析項目包含：混凝土承載壓應力分析、底部 Nelson studs 張力分析、底座鉸件之立管(pedestal ring)分析以及底部支撐氣墊分析等。混凝土護箱(含滿載密封鋼筒)重量為 142,610 公斤(314,400 磅)，均勻分佈在四個千斤頂上，為保守計對評估所受負載採 149,490 公斤(330,000 磅)，以 ACI-349 及 ANSI N14.6 為設計規範。

審查委員審查分析計算結果後，同意在所有載重情況下分析所得最大節點應力值皆小於容許應力值，符合規範要求。

頂部吊運評估

混凝土護箱頂部有一組吊運組件，包含 2 個吊耳組件，每個吊耳組件連接一個固定錨並埋入混凝土內。鋼製吊耳相關組件以 ANSIN 14.6 的 3 倍及 5 倍的材料降伏強度與極限強度的要求為分析規範。吊舉用固定錨則依 ACI-349 為分析依據，須滿足正值安全餘裕的要求。混凝土護箱最大載重(含滿載密封鋼筒)為 142,610 公斤(314,400 磅)，評估採用 147,225 公斤(325,000 磅)，乘以動態載重因子 1.1，每個吊耳組件中之插銷孔處所承受力為： $(147,225 \times 1.1) / 4 = 40,487$ 公斤，保守假設所受力為 40,600 公斤(89,500 磅)。結構分析項目包含：吊耳容許降伏承載應力分析、固定錨頂板分析、固定錨拉應力分析、固定錨在混凝土內之剪力分析、各組件鉸接分析、底部 Nelson studs 張力與錨定分析，以及混凝土護箱底座分析等。

審查委員審查各項分析項目計算過程與結果後，同意在所有載重情況下分析所得最大節點應力值皆小於容許應力值，足可驗證混凝土護箱頂部吊運結構完整性。

(3) 傳送護箱中吊運組件之結構分析

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鉸接，其示意結構如安全分析報告圖 6.2.6-2，圖 6.2.6-7 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 中對非複置吊運系統之規定。傳送護箱總重量(含滿載之密封鋼筒加水重)為 88,910 公斤(196,000 磅)，分析時保守使用 95,130 公斤(210,000 磅)再加 10%動態因子；因屬對稱結構，採用 1/4 模擬分析，故載重為 $210,000 \times 1.1 / 4 = 26,161$ 公斤(57,750 磅)，為作用於吊耳軸之向上力。

審查安全分析報告表 6.2.6-4 到 6.2.6-7 所述傳送護箱內外壁體頂部及底部表面前 30 大應力受力節點，表中除了吊耳軸於內外壁體間之局部應力區域，經審查後符合 ASME B&PV Code Section III 第 3213.10 之規定，其餘皆符合 NUREG-0612 與 ANSI N14.6 對於非複置系統之要求，其降伏與極限強度之安全係數須大於 6 及 10。計算所得最大線性化吊耳軸彎矩張力為 20.36MPa(2953psi)，依 A350, Grade LF2 比較降伏與極限強度，分別得 10.8 與 23.7 之安全係數。

本節亦分析傳送護箱負載承壓組件之應力安全餘裕，包括保護環及保護環螺栓之分析、內外壁與底板銲接之分析、傳送護箱滑門、門軌與銲接之分析等，其中內外壁與底板銲接分析之降伏應力及極限應力安全係數分別為 29.5 及 47.9。銲接設計符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 對於非複置系統之規定。

根據安全分析報告之內容，審查委員要求台電公司確認傳送護箱加勁板為結構組件或非結構組件。台電公司澄清並補充資料，說明加勁板係銲接於傳送護箱內外殼板，並未與吊耳軸銲接，因此可視為非結構組件；依 NUREG -1536 第 3-15 頁，使用有限元素分析法進行結構分析時，對非結構組件可不納入分析模型，但須將其重量納入分析。審查委員同意接受台電公司之答覆說明。

2.正常貯存狀況分析

本節針對密封鋼筒與燃料提籃、混凝土護箱及其外加屏蔽，使用 ANSYS 有限元素模式分析。

(1)密封鋼筒及提籃分析

核一廠用過核子燃料乾式貯存系統之密封鋼筒，係完全參照技轉廠家 NAC 公司的 UMS 貯存護箱系統之第五種(Class 5)密封鋼筒設計涵蓋核一廠之待貯存用過核子燃料。本節根據 NAC UMS 系統之涵蓋範圍條件 (bounding condition)，進行各組件結構應力及載重組合分析，密封鋼筒及提籃各項結構分析條件表列於安全分析報告表 6.2.6-8，共進行 11 項結構分析包括：密封鋼筒熱應力分析、靜載重分析、內壓力 15psi 分析、吊運分析、負載組合、材料疲勞評估、壓力試驗、承載圓盤評估、提籃鉚件評估、燃料管分析及密封鋼筒封鉚評估等項目。

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 16 個軸向截面示意圖如安全分析報告圖 6.2.6-13，最大熱應力值分析結果如表 6.2.6-10；密封鋼筒靜重之主薄膜應力(P_m)與主薄膜應力加彎曲應力(P_m+P_b)之分析結果，分別表列於表 6.2.6-11 及表 6.2.6-12，表中顯示每個角度位置 16 個軸向截面之最大應力值，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；表 6.2.6-13 及表 6.2.6-14 顯示密封鋼筒於 15 psig 內壓力狀況下 16 個軸向截面之主薄膜應力(P_m)、主薄膜應力加彎曲應力(P_m+P_b)分析結果。審查委員審查後，同意接受密封鋼筒於 15 psig 內壓力時，鋼筒中各處的應力強度因子在頂部與底部彎角處有相對高值，但比對於材料降伏強度時，該受力依然輕微；吊運分析結果分別如表 6.2.6-15 及表 6.2.6-16 所示，表中顯示 16 個軸向截面之最大應力值分析結果。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。關於負載組合之應力分析結果則表列於安全分析報告表 6.2.6-17 至表 6.2.6-19，分析結果顯示主薄膜應力(P_m)、主薄膜應力加彎曲應力(P_m+P_b)及主薄膜應力+彎曲應力+熱應力(P_m+P_b)等應力安全餘裕皆維持正值(最小安全餘裕為 0.08)。審查委員接受安全分析報告分析結果，確認正常貯存作業時，密封鋼筒可維持其結構完整性。

密封鋼筒系統組件依據 ASME B&PV Code Section III NB

3222.4 及 NG-3222.45 對於往復性負載分析之要求，審查委員接受密封鋼筒及提籃不需進一步作疲勞分析。

提籃係以 ANSYS 進行結構分析，除靜重與吊運負載(10 %靜重)之外，正常、異常(41.1°C(106°F)至-4.4°C(-40°F)周圍溫度)及運送狀況下所引發的熱應力也應併同考量。其應力相關要求係根據 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 Level A。提籃承載圓盤之有限元素模式如安全分析報告圖 6.2.6-15 所示，應力分析結果如表 6.2.6-20 及表 6.2.6-21，表中列出前 40 高的主薄膜應力+彎曲應力(Pm+Pb)、主薄膜應力+彎曲應力+剪力應力(Pm+Pb+Q)及相對之應力安全餘裕，分析結果皆呈正值。

提籃鉸道應力分析規範參照 ASME B&PV Code Section III Subsection NG，除了鉸件本身自重外，另考慮吊運時 10 %動態負載，鉸件熱應力分析假設頂部鉸件中心點溫度為 273.9°C (525°F)，外徑邊緣溫度為 107.2°C (225°F)，底部鉸件中心點溫度為 246.1°C (475°F)，外徑邊緣溫度為 93.3°C (200°F)。頂部及底部鉸件模式參見圖 6.2.6-17 及圖 6.2.6-18 所示，最大應力強度及安全餘裕如表 6.2.6-22 所列。最小安全餘裕 0.29，發生在底部鉸件位置。燃料管由密封鋼筒底板支撐，可自由地軸向及徑向膨脹以排除熱應力，僅承受本身自重，在考慮自重及熱膨脹下之應力分析結果遠小於 304 不銹鋼材料降伏強度。

審查委員要求台電公司重新確認安全分析報告中，有關密封鋼筒封鉸瑕疵尺寸之計算，以及結構上蓋鉸道以 0.95 公分熔填厚度即執行一次液滲檢測(PT)之理由。台電公司依據 ASME B&PV Code 內容，說明執行漸層式液滲檢測之鉸道，強制規定鉸接作業期間，當鉸道熔填深度達到 1.27 公分或 1/2 鉸道設計熔填厚度時(兩者取較小值)，必須執行液滲檢測，以確保鉸道品質。然依據 pc-CRACK 程式計算，結構上蓋鉸道最大容許裂縫深度為 1.12 公分，但若依液滲檢測能力特性，每 1.27 公分鉸道熔填深度執行一次液滲檢測

，顯然有保守度不足之疑慮。台電公司答覆將採用每 0.95 公分鋁道熔填深度，即須執行液滲檢測，作為漸層式液滲檢測的強制要求；審查委員同意接受其答覆說明。

(2) 混凝土護箱分析

主要分析正常貯存狀況下，混凝土護箱由靜負載、活負載及熱負載所造成之應力。分析護箱在 32°C(90°F)下的鋼筋及混凝土應力，並保守採用比安全分析報告第六章第三節熱流分析結果之溫度梯度較大之梯度進行分析。

依據 ANSI/ANS 57.9 對於組合負載之要求，計算所得應力值參考安全分析報告表 6.2.6-23，混凝土護箱之應力值與 ACI-349-85 要求之比較如表 6.2.6-24，顯示靜負載與活負載所產生壓應力相對小。但熱應力分析中，護箱混凝土部分承受圓周及垂直方向壓應力，計算所得最大圓周向壓應力 0.795MPa(115.3 psi)發生在距護箱底部 366 公分處，最大垂直向壓應力 4.50MPa(653 psi)發生在距護箱底部 346.3 公分處。表 6.2.6-24 說明混凝土與鋼筋最大應力，混凝土最小安全餘裕為 2.03，鋼筋的應力安全餘裕較大。基於上述分析結果，審查委員同意在正常作業條件下，混凝土護箱之結構設計可以接受。

(3) 混凝土護箱外加屏蔽

依據安全分析報告內容說明利用有限元素法分析外加屏蔽在正常、異常及意外溫度狀況下，鋼筋及混凝土之熱應力，表 6.2.6-27 即顯示外加屏蔽於不同狀況下內外表面之最大溫差統計表。

中間環狀屏蔽、外加屏蔽蓋板及底板之鋼筋與混凝土應力分析統計結果如表 6.2.6-28，其中最大之混凝土應力為 3.08 MPa (447.3 psi)，發生在中間環狀屏蔽，最小安全餘裕為 5.26；最大之鋼筋應力為 27.3 MPa (3,959.6 psi)，發生在屏蔽蓋板之環狀鋼筋，最小安全餘裕為 12.6。所有安全餘裕均為正值，符合設計要求，審查委員接受分析結果，認為外加屏蔽在正常、異常及意外狀況下，均不會產生開裂。

審查發現有關混凝土護箱與外加屏蔽間之銜接設計與分析、間隔塊細部設計及負載組合等說明內容，無法證明地震過程中的碰撞行為。台電公司澄清並補充說明銜接設計原理外，並補提外加屏蔽之配筋、間隔塊細部設計及負載組合分析結果如安全分析報告附錄 6.6E、6.6F 及 6.6G。審查委員審查後接受其分析結果，確認間隔塊強度可承受 0.5g 地震強度所引發護箱與外加屏蔽間之推擠力量。

3.貯存場混凝土基座評估

貯存場規劃總面積約為 2,876 平方公尺 (長 86 公尺、寬 35 公尺)，其中南側 16 公尺寬道路與貯存場筏式基座間設伸縮縫，結構不連續，故實際貯存護箱之承載基座面積約 2,200 平方公尺(長 70 公尺、寬 35 公尺)。由於基座設計容量為置放 30 個護箱，須考量基座之結構設計及地層之承載能力與沉陷量，是否符合標準，以及地盤液化潛能評估。

依據我國建築法與建築技術規則，並參考美國混凝土協會(ACI 349)及美國聯邦法規第 72 部(10 CFR 72)之相關規定，以極限強度設計法進行配筋設計，分析軟體為 STAAD Pro 2004，分別針對混凝土材料及鋼筋進行分析。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，皆應符合我國國家標準(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，抗拉強度為 2,800 公斤/平方公分 (40,000 psi)；#6 (含)以上，抗拉強度為 4,200 公斤/平方公分(60,000 psi)。基座與土層接觸之鋼筋保護層厚度採 7.6 公分(3 英吋)，其餘位置之鋼筋保護層厚度則採 5.1 公分(2 英吋)。

分析結果顯示基座上 30 個護箱之重量與地盤反力在變形與力之平衡下，使 90 公分厚混凝土基座基座斷面承受彎矩與剪力，鋼筋混凝土基座以#10@18 公分雙層雙向配筋時，彎矩之安全係數為 1.69。其單位寬度極限抗剪能力安全係數為 2.16，符合載重要求。

依據建築物基礎構造設計規範 4.4.8 節之建議，筏式基礎土壤總壓

密沉陷量不超過 5 公分，且基礎之容許角變量應小於建築物不容許裂縫產生的安全限度(含安全係數)之角變量容許標準 1/500 為原則，以進行基座設計。參考安全分析報告表 6.2.6-31、表 6.2.6-32 基座東、西側混凝土護箱局部區域立即彈性沉陷計算表，其沉陷量各為 2.09 公分及 0.56 公分，若加計護岸排樁之側向變位而產生之地表沉陷量後，最大總沉陷量為 2.266 公分，均小於筏式基礎之容許沉陷量，故貯存場之筏式基礎沉陷量均在容許範圍內。其間差異沉陷量 $\delta=1.53$ 公分，角變量 $=1/1,144 (<1/500)$ ，均符合相關規範之要求。審查委員接受上述基座之設計分析結果。

三、審查結論

- (一)各重要結構組件之評估結果，顯示貯存設施之密封鋼筒及混凝土護箱在正常貯存的各項情況，皆滿足設計需求與相關規範要求。另外，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、沉陷量與結構分析結果，顯示均能符合相關設計規範要求。
- (二)密封鋼筒在正常貯存狀態之各種負載組合作用下，燃料提籃各組件，包含頂部/底部鉸件與承載圓盤等之設計分析均能符合 ASME Code 的要求。
- (三)混凝土護箱、混凝土外加屏蔽之分析結果，符合結構混凝土設計規範及美國混凝土協會(ACI 349)等規範之要求。
- (四)傳送護箱在有複置 (Redundant) 負載路徑條件下或無複置負載路徑條件下之分析結果，顯示皆能符合 ANSI 14.6 與 NUREG-0612 之要求。
- (五)貯存設施混凝土基座之配筋設計，符合結構混凝土設計規範及美國混凝土協會(ACI 349)等規範之要求。
- (六)本節無重要管制事項。

第三節 熱傳評估

一、概要

本節說明用過核子燃料乾式貯存設施於正常、異常及事故狀況下之熱傳評估與分析，分析對象包括 NAC 公司通用多用途鋼筒系統（NAC UMS 系統）設計基準燃料、本設施設計基準燃料及本計畫待貯燃料，其中正常貯存狀況分析考量之燃料為本設施設計基準燃料；在異常與事故狀況中，針對空氣進出口全堵塞事件，分析時亦考量本設施設計基準燃料，而對於其它異常及事故事件，分析時考量之燃料則為 NAC UMS 系統設計基準燃料；至於在短期裝填與傳送過程之分析，除計算不同作業階段下之設施溫度外，另亦需評估各作業階段容許之作業時間，因此考量之燃料為本設施設計基準燃料及本計畫待貯燃料。

密封鋼筒內部之熱傳機制包括(1)熱傳導、(2)熱輻射及(3)充填氬氣之自然對流。由於密封鋼筒內部之自然對流尚缺乏足夠測試數據，目前美國核管會暫不接受此項熱傳機制之考慮。因此，密封鋼筒之熱傳分析僅考量鋼筒內部各組件間之三維熱傳導及熱輻射。而密封鋼筒外部之熱傳機制包括(1)密封鋼筒與混凝土護箱間空氣通道之空氣自然對流熱傳及(2)密封鋼筒與混凝土護箱間之輻射熱傳。至於混凝土護箱外加屏蔽結構體對於外在環境之熱傳機制則包括(1)外加屏蔽結構體頂部及側面之空氣自然對流熱傳及(2)外加屏蔽結構體外側之輻射熱傳。密封鋼筒內部用過核子燃料之衰變熱移除，即經由上述多重熱傳機制傳至周遭環境。

二、審查發現

(一)設計基準

依據 NRC ISG-11 Rev. 3 [2]之要求，為能確保燃料護套之完整性，設施之設計須符合下列三項要求：

- 1.對於所有燃耗之用過核子燃料，在正常貯存(normal storage condition)及短期裝填操作(short-term loading operations)狀況下，燃料護套溫度不得超過 400°C (752°F)。
- 2.於短期裝填操作時，重覆性之熱循環不得超過 10 次，且每一次之溫度升降變化不得超過 65°C (117°F)。

3.在設施發生異常或事故之狀況下，燃料護套溫度不得超過 570 °C (1058°F)。

各重要組件材料在長期及短期狀況下之容許最高溫度亦應詳列。安全分析報告本節中詳列了混凝土、燃料護套、鋁合金、中子屏蔽、化學銅鉛、不銹鋼、碳鋼及中子毒素材料等組件材料於長期與短期操作之溫度限值，符合設計基準之要求。

(二)燃料束技術規格與材料熱傳特性

材料之安全操作溫度影響組件之設計功能，而其熱傳特性則與衰變熱移除能力相關。

安全分析報告本節中詳列了護箱與外加屏蔽結構體的混凝土，傳送護箱的鉛屏蔽與中子屏蔽，以及密封鋼筒提籃結構中的鋁導熱圓盤及碳鋼承載圓盤等材料之安全操作溫度範圍，並已考量保守性；而熱傳分析所引用之材料，其熱傳特性亦以表列說明，符合要求。

(三)熱負載與環境狀況

熱負載為熱傳評估衰變熱之起始值，熱傳分析應以此值作為衰變熱之初值，計算各作業階段，重要安全組件之溫度是否滿足相關限值之要求；並於燃料短期裝填與傳送狀況下，評估各階段容許之作業時間。

而此貯存護箱於核一廠特定環境下，正常、異常及事故狀況之熱行為，以及周圍溫度、日照及空氣進出口狀態，皆會影響護箱系統之熱移除效率，故應一併考量。

安全分析報告本節中詳列了熱傳分析之邊界條件，包括貯存狀況、熱負載、周圍溫度、日照及空氣進出口狀況，並針對燃料短期裝填與傳送，列出其所容許之最長作業時間。

審查委員發現用過核子燃料於短期裝填與傳送之熱傳評估，其熱負載為 7 千瓦，因此核一廠乾式貯存設施，僅適用於熱負載小於 7 千瓦的用過核子燃料，若要存放熱負載大於 7 千瓦的用過核子燃料，台電公司應另提供短期裝填與傳送期間之相關熱傳評估。針對此項意見，台電公司說明核一廠符合 7 千瓦/護箱的用過核子燃料共有 1,860 束，而此設施規劃貯放 1,680 束，應可滿足，故屆時將只存放 7 千瓦/護箱以下者。為

保守起見，台電公司亦提出 14 千瓦燃料之短期裝填與傳送期間設施熱傳分析方法及結果，審查委員接受台電之答覆說明。

由表 6.3.4-1 中提及中央氣象局所提供的資料，近 21 年來台北、基隆及淡水等三地區之歷史最高溫度為 38.8 °C，而夏日地區之溫度常超過 35°C，審查委員發現台電公司於報告中指出在正常貯存狀況下周圍溫度為 32°C，並不適當；且台灣夏季經常有持續高溫出現，是否會影響熱移除功能，台電公司應針對該設施之高溫狀態做暫態分析（heatup tracing），並提供暫態分析中所有重要組件之溫度變化數據。針對此意見，台電公司提出以 39°C 為周圍溫度，每日持續 6 小時做高溫狀態暫態分析，其餘 18 小時之周圍溫度仍為 32°C。審查委員接受台電之答覆。

表 6.3.4-1 中提及熱傳評估中池水溫度採 41°C 來作分析，為確保能符合此條件，審查委員認為未來 INER-HPS 系統進行裝填操作時，應確實依第五章所述執行相關管制配合措施，並將其列於運轉技術規範中。

在正常周圍溫度方面，採用較台北、基隆及淡水等三地區每年最高日平均溫度之近 21 年平均值 31.83 °C 更為保守之 32 °C；異常高溫採較台北、基隆及淡水等三地區近 21 年最高日平均溫度 33 °C 更為保守之 41.1 °C；極高溫則採較台北、基隆及淡水等三地區近 21 年之日最高溫度 38.8 °C 更為保守之 56.1 °C。同時考量台灣夏季經常持續高溫，而假設每日持續 6 小時之 39 °C 做暫態分析，並加入全球暖化影響之評估，審查委員認為可以接受，且足夠保守。

(四)分析方法

分析技術架構應說明評估所使用之程式、程序及應用項目，保守假設以簡化程式計算亦應敘明。重要分析模式應載明熱傳情境及相關參數。安全分析報告本節中已詳述其分析技術架構，亦將重要分析模式及重要經驗公式予以敘明。

審查委員認為 6.3.5-7 中提及密封鋼筒內壓之計算基準，係採用 NAC-UMS 系統設計基準燃料，應說明此計算基準是否適用於本計畫待貯燃料。台電公司答覆指出，本報告第 6.3.5-7 頁所提之密封鋼筒內壓計算基準，其主要係用以計算燃料棒分裂氣體之莫耳數。燃料棒分裂氣體

莫耳數越大，則計算之密封鋼筒內壓值越保守。而燃料束荷重、燃耗及冷卻時間愈大，則燃料棒分裂氣體莫耳數愈大。於本計畫四種待貯用過核子燃料中(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8 及 GE9B)，燃料束荷重最大值為 0.1863 MTU；燃耗最大值為 36,000 MWD/MTU；冷卻時間最大值為 30 年。而計算密封鋼筒內壓時採用 NAC UMS 系統之設計基準燃料，其燃料束荷重為 0.1880 MTU；燃耗為 60,000 MWD/MTU；冷卻時間為 40 年，均較本計畫四種待貯用過核子燃料之最大值為大，故可有保守之密封鋼筒內壓計算結果。審查委員接受其說明。

審查委員認為 6.3.5-8 中提及燃料束均質化等效熱傳特性計算模式，係採用 GE8×8-2 用過核子燃料作為計算的案例，然核一廠目前產生之用過核子燃料還有 SPC8×8-2、GE9B、GE12 等，上述 GE8×8-2 計算模式是否能保守涵蓋其他用過核子燃料(6.3.7-2)，若不能涵蓋，應再補充提供相關分析資料。台電公司說明經由比較本計畫四種待貯用過核子燃料(GE8×8-1、GE8×8-2、SPC8×8 及 GE9B)之等效熱傳導係數可知(見表 6.3.5-1 及圖 6.3.5-9 所示)，GE8×8-2 燃料之值為最保守，故本計畫設施熱傳分析模式採用 GE8×8-2 燃料之均質化等效熱傳特性進行計算，可得較保守之熱傳分析結果，且可涵蓋本計畫四種待貯用過核子燃料。審查委員接受其說明，並要求未來採用之用過核子燃料型式應列於運轉技術規範中。

(五)模式校驗

此設施採用之重要模式與原護箱設計廠商所使用之模式應予以比較及校驗，以確認所採用模式之合適性。

台電公司已針對 NAC 公司之原始設計，完成平行計算校驗工作，並於安全分析報告中提出各項模式校驗之綜合結論。審查委員認為台電公司之模式校驗結果符合要求且足夠保守。

(六)分析假設與結果

分析之假設合理或保守與否，與分析之結果影響甚鉅，而分析結果是否符合規定，攸關評估之成敗，是以所有之分析假設及結果應予以詳述，並確認評估合乎規定。

安全分析報告本節中已詳述各項分析之假設及結果，並將熱傳分析結果與相對應限值予以比較，確認皆合於規定，符合要求。

審查委員認為圖 6.3.7-1 用過核子燃料軸向功率分布中，於 0.6 相對爐心高度之燃耗並不連續。台電公司說明所用之用過核子燃料軸向功率分布，是以美國 Washington Public Powers Washington 2 Unit 燃耗大於 30 GWD/MTU(十億瓦日/公噸鈾)的實際量測燃料軸向燃耗分布為依據，如所附圖之虛線標示，為了簡化和涵蓋此虛線，實線用兩段水平線來做極限涵蓋分析 bounding，爐心高度 55 %處剛好為兩段水平線的分段點。實線下所涵蓋的面積為 1。審查委員接受其說明，並要求應以核一廠實際燃耗圖為之。

安全分析報告 6.3.7-7 中提及設施頂表面日照熱通量為 387.6 W/m^2 (瓦/平方公尺)，側表面為 193.8 W/m^2 ，以及 6.3.7-8 中提及本計畫設施熱傳分析考量之日照熱負載約為 13.5 千瓦，審查委員要求台電說明上述日照熱通量與熱負載如何求得。台電公司說明本計畫採用之日照熱通量係依據美國聯邦法規 10 CFR Part 71 所給定之值，並依據美國核管會 NUREG- 1536 取 24 小時平均推算而來。審查委員接受其說明。

安全分析報告本節所提之空氣進口半堵塞評估，審查委員認為並未說明是四個進口各 50%，還是二個各 100%堵塞，另二個正常，此二種情境評估結果可能有所不同。台電公司說明四個進氣口先通往一環狀室，再循通道往上至出氣口，故空氣進口半堵塞狀況，二者情境相同，只需評估其一即可。審查委員接受其說明。

審查委員認為表 6.3.7-4 顯示導熱圓盤於熱負載 14 千瓦時不會超過限值，但 NAC 原設計為 23 千瓦，該圓盤會受熱膨脹而頂到密封鋼筒筒壁，而使導熱效果較佳，若衰變熱為 14 千瓦其膨脹度較低，熱移除效果可能受影響。台電公司說明其評估時即假設圓盤完全不接觸筒壁，故膨脹多寡並不會影響評估結果。審查委員接受其說明。

審查委員認為 RELAP5-3D 自然對流計算之檢驗結果，在 ANSYS+RELAP5-3D 耦合進行密封鋼筒與混凝土護箱整合計算後，流量值比 NAC 用 ANSYS+FLOTRAN 計算結果小約 10%，要求台電提出說

明。台電公司說明於密封鋼筒與混凝土護箱模式(ANSYS & RELAP5-3D)整合計算校驗中，空氣通道自然對流流量係以設施設計流量 0.4536 kg/s 做為校驗基準，此值較 NAC 模式(ANSYS & FLOTRAN)計算之流量低約 10 %。在採用相同燃料熱負載及空氣通道入口空氣溫度條件下，若空氣通道流量越低，則空氣通道進出口空氣溫差越大，即空氣通道內有較高之空氣溫度分布，故可得保守之燃料護套及設施組件溫度評估結果。審查委員接受其說明。

三、審查結論

- (一)本設施於正常、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。
- (二)燃料護套、承載圓盤、導熱圓盤、密封鋼桶殼體、混凝土護箱及外加屏蔽結構體等重要組件之溫度，均未超過限值。
- (三)未發現重大安全疑慮。
- (四)本節共有 2 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 6.3。

表 6.3 熱傳評估重要管制事項摘要表

序號	項次	章節	內 容	確認時機	備註
1	6-3-1	6.3.4	設施運轉技術規範（含裝填操作時，確保用過核子燃料貯存池水溫度低於 41 °C）。	試運轉計畫審查	
2	6-3-2	6.3.5	4 種待貯存用過核子燃料之型式，應納入運轉技術規範中。	試運轉計畫審查	

第四節 輻射屏蔽評估

一、概要

本節之審查目的，在於確認乾式貯存設施與貯存護箱(INER-HPS)系統所採用之屏蔽，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，以降低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。

乾式貯存設施內將置放 30 個 INER-HPS 系統之貯存護箱，此系統係依經美國核能管制委員會(NRC)核准之 NAC-UMS 系統貯存護箱(美國 NAC 公司設計)加以部分設計修改而得。每個護箱盛裝最大燃耗度 36,000 MWD/MTU(百萬瓦日/公噸鈾)、最少冷卻時間 10 年、²³⁵U(鈾 235)初始平均濃縮度 1.9 ~ 3.25 wt%(重量百分比)及熱負載低於 14 千瓦之用過核子燃料。INER-HPS 系統貯存護箱組件之輻射屏蔽設計基準符合下列輻射劑量限值：

- (一)密封鋼筒(包含結構及屏蔽上蓋)頂部之平均表面劑量率小於 3.0 mSv/h (毫西弗/小時)；
- (二)傳送護箱側壁表面之平均劑量率小於 4.0 mSv/h；
- (三)混凝土護箱側壁表面之平均劑量率小於 0.5 mSv/h；
- (四)混凝土護箱空氣進/出口表面之平均劑量率小於 1 mSv/h；
- (五)混凝土護箱頂蓋表面之平均劑量率小於 0.5 mSv/h。
- (六)核一廠廠界(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，參照美國聯想法規「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，不可超過 50 mSv(毫西弗)。

INER-HPS 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等效劑量，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等效劑量，不得超過 0.25 mSv/yr(毫西弗/年)，並符合合理抑低原則。惟台電公司於 84 年對本案環境影響評估

之承諾，在廠界（西南民家）處的一般人年有效等效劑量，須低於 0.05 mSv/yr。

2.核一廠內的所有設施對廠界的個人有效等效劑量，須低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定之 0.5 mSv/yr，以符合游離輻射防護安全標準第 10 條規定，一般人之輻射劑量限度，一年內之有效等效劑量小於 1 mSv。

3.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」(92 年 1 月 30 日公布)第 6 條規定，個人每連續 5 年週期之有效等效劑量不得超過 100 mSv；且個人任何單一年內之有效等效劑量不得超過 50 mSv，眼球水晶體之等效劑量不得超過 150 mSv，皮膚或四肢之等效劑量不得超過 500 mSv。

乾式貯存設施及 INER-HPS 系統貯存護箱之輻射屏蔽評估的審查內容包括：設計基準、屏蔽評估程式、輻射源項(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及貯存作業各階段是否能符合輻射安全之相關要求。

二、審查發現

本節之審查共提出 14 項審查意見，審查委員除召開三次分組審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明外，另召開輻射屏蔽評估驗證之專案審查會議，以確認輻射屏蔽計算結果之品質。本節之重要審查發現分述如下：

(一)確認 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統貯存護箱之輻射屏蔽差異，包括其設計修改及設計基準修改：

1.設計修改：

(1)INER-HPS 系統混凝土護箱外加輻射屏蔽，其中混凝土護箱側面增加 35 cm(公分)混凝土，頂部增加 30 cm 混凝土。考量因素為符合廠界年劑量限值 0.05 mSv 之設計基準要求(法規年劑量限值為 0.25 mSv)；

(2)INER-HPS 系統混凝土護箱每個空氣入口通道內，加裝四根橫向實

- 心碳鋼圓柱，NAC-UMS 原設計為四根橫向空心碳鋼圓柱。考量因素為實心碳鋼圓柱屏蔽效果較佳，可減低護箱空氣入口輻射劑量；
- (3) INER-HPS 系統混凝土護箱將 NAC-UMS 系統頂部之 NS-3 中子屏蔽材料替換為混凝土。考量因素為混凝土具有較佳之熱移除能力、材料取得較容易及製程也比較簡單；
- (4) INER-HPS 系統傳送護箱之側面鉛屏蔽較 NAC-UMS 系統減少 2.2 cm、底部不銹鋼屏蔽門厚度亦減少 3.0 cm。考量因素為符合廠房吊車載重限制。

2.設計基準修改：

- (1) INER-HPS 系統傳送護箱之各項設計限值係參考 NAC-UMS 系統之設計規範所訂定，惟 INER-HPS 系統傳送護箱側壁之平均劑量率小於 4.0 mSv/h 和 NAC-UMS 系統之小於 3.0 mSv/h 不同，此係因 INER-HPS 傳送護箱之側面鉛屏蔽厚度為符合核一廠廠房吊車載重限制而減少 2.2 cm；
- (2) 廠界劑量設計基準限值 0.05 mSv/yr 和 NAC-UMS 系統之 0.25 mSv/yr 不同；0.25 mSv/yr 為美國的法規限值，亦為國內的法規限值；0.05 mSv/yr 則為台電公司對本案環境影響評估之承諾值。

審查委員提出二項相關審查意見，包括請台電公司說明(1) INER-HPS 和 NAC-UMS 屏蔽設計之差異及考量因素；(2) 所列各項設計限值之原因為何？是否與 NAC 公司所採用者相同，亦或有其他考量。為何依此限值設計可使廠界劑量符合 5×10^{-2} mSv/y 的規定？貯存設施至最近廠界之個人年有效等效劑量，列入屏蔽設計基準。台電公司之答覆說明經審查後同意接受。本章節之輻射屏蔽設計及輻射屏蔽設計基準修改，係為符合台電公司之合理抑低承諾及因應實際作業需要，審查委員認為其修改可以接受。

- (二) INER-HPS 系統貯存護箱之輻射源項評估，採用和 NAC-UMS 相同的 SAS2H/ORIGEN-S 評估程式，惟採用較新的 SCALE 4.4a 版本。INER-HPS 系統貯存護箱之屏蔽評估，則採用 MCNP 5 (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。SAS2H/ORIGEN-S 及 MCNP 程式均為美國核管會 NUREG-1536 與 NUREG-1567 所建議使用的輻射屏蔽評估程式。

審查委員提出一項審查意見，對於屏蔽評估採用 MCNP 程式，由評估過程與結果中能否看出由天空散射所貢獻的比例？與 NAC 公司採用 Skyshine-III 程式評估天空散射占全部劑量率比例有多大的差異？此一部分如何確認評估是保守的？請台電公司說明其差異性。台電公司之答覆說明經審查後同意接受，並認為該兩項評估程式可以接受。

(三) INER-HPS 系統貯存護箱屏蔽設計所選用的輻射源項，是以貯存護箱裝載 56 束 BWR(沸水式反應器)用過核子燃料及每護箱熱負載限值 14 千瓦，作為屏蔽設計與評估之燃料設計基準。

本節輻射屏蔽設計與分析採用上述設計基準燃料之最保守條件，以產生最大(最保守)之輻射源項，包括最大燃耗度 36,000 MWD/MTU、最少冷卻時間 10 年、 ^{235}U 初始平均濃縮度 1.9~3.25 wt% 等，進行輻射源項評估。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。BWR 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，而 ^{59}Co 的雜質含量參考美國核管會所接受之假設值 1.2 g/kg(克/公斤)。

審查委員提出二項相關審查意見，包括用過核子燃料之熱負載、燃耗及初始平均濃縮度之疑義；屏蔽設計各環節之保守假設為何？並與 NAC-UMS 之設計進行比較。台電公司之答覆說明經審查後同意接受，並認為其使用之輻射源項相對保守可以接受。

(四) INER-HPS 系統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. 混凝土護箱模型包括不銹鋼材質的密封鋼筒、混凝土護箱之碳鋼內襯及混凝土護箱外殼。INER-HPS 系統混凝土護箱模型主要採用

NAC-UMS 混凝土護箱之設計。為符合核一廠廠界年劑量設計限值 0.05 mSv/yr 要求，在原 NAC-UMS 混凝土護箱側面增加 35 cm 厚的一般混凝土屏蔽，以及在原 NAC-UMS 混凝土護箱頂部增加 30 cm 厚的一般混凝土屏蔽，且混凝土護箱頂部之 NS-3 中子屏蔽材料更換為混凝土。

2. 傳送護箱模型以沿用 NAC-UMS 系統之設計為主，惟因 NAC-UMS 標準型傳送護箱重量不符合核一廠廠房吊車載重 90 MT 之限制，因此將原 NAC-UMS 標準型傳送護箱之側面鉛屏蔽厚度減少 2.2 cm，並將底部不銹鋼屏蔽門之厚度減少 3.0 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 NAC-UMS 系統設定之材質組成。

審查委員提出有關貯存護箱系統之幾何結構與組成材料及中子屏蔽材料等二項審查意見，台電公司之答覆說明經審查後同意接受，並認為 INER-HPS 系統貯存護箱所使用之屏蔽評估模型可以接受。

(五) 輻射屏蔽評估之驗證是在進行 INER-HPS 系統輻射屏蔽評估前，先以 NAC-UMS 系統為參考案例，驗證 INER-HPS 系統所採用之評估程式、評估模式及評估結果，以確認評估方法的正確性。 INER-HPS 與 NAC-UMS 兩系統護箱使用之評估程式及驗證項目如下：

1. INER-HPS 系統輻射屏蔽評估所使用的程式包括：(1) 輻射源項評估使用 SAS2H/ORIGEN-S 程式；(2) 傳送護箱及混凝土護箱屏蔽分析使用 MCNP 程式；(3) 廠界劑量評估使用 MCNP 程式。
2. NAC-UMS 系統輻射屏蔽評估所使用的程式為：(1) 輻射源項分析使用 SAS2H/ORIGEN-S 程式；(2) 傳送護箱及混凝土護箱表面劑量評估使用 SCALE 程式集的 SAS4 程式；(3) 混凝土護箱進氣及出氣口表面劑量評估使用 MCBEND 程式；(4) 廠界劑量評估使用 NAC 公司自行修改的 SKYSHINE-III 程式。
3. 驗證比較項目包括：(1) BWR 燃料之輻射源項；(2) NAC-UMS 系統混凝土護箱表面之劑量率；(3) NAC-UMS 系統混凝土護箱空氣進/出口表面之劑量率；(4) NAC-UMS 系統標準型傳送護箱表面之劑量率；(5) 單一 NAC-UMS 系統混凝土護箱對不同距離處之廠界劑量。

審查委員提出一項有關評估程式之審查意見，另召開輻射屏蔽評估驗證專案審查會議，確認輻射屏蔽計算結果之品質，經審查委員同意台電公司之答覆說明，並認為台電公司之輻射屏蔽評估驗證可以接受。

(六)輻射屏蔽設計基準符合情形評估包括密封鋼筒與傳送護箱表面劑量率評估、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及意外事故之劑量率評估等分述如下：

1. INER-HPS 系統之密封鋼筒與傳送護箱，在 14 千瓦/護箱熱負載設計基準燃料條件下，密封鋼筒（包含結構及屏蔽上蓋）頂部之表面平均劑量率為 2.05 mSv/h，低於設計準則所要求的 3.0 mSv/h；傳送護箱(密封鋼筒內不含水)側壁之平均劑量率為 3.24 mSv/h，符合設計準則所要求的小於 4.0 mSv/h。
2. INER-HPS 系統的混凝土護箱，在 14 千瓦/護箱熱負載設計基準燃料條件下，混凝土護箱在未增加外加屏蔽時，護箱頂部表面的平均劑量率為 0.192 mSv/h，護箱側邊表面的平均劑量率為 0.113 mSv/h，皆符合設計準則所要求的小於 0.5 mSv/h。混凝土護箱空氣進/出口表面的平均劑量率為 0.695 mSv/h，亦符合設計準則所要求的小於 1 mSv/h。
3. INER-HPS 系統之混凝土護箱經評估不會發生傾倒，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；對於前往處理之工作人員會造成 19 mSv/人之劑量，符合年劑量限值小於 50 mSv 之規定。對於廠界民眾造成之劑量為 0.45 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。

審查委員提出二項審查意見，包括(1)混凝土護箱傾倒後之底面劑量率及如何處理；(2)輻射劑量評估的名詞疑義。台電公司之答覆說明經審查同意接受，並認為其輻射屏蔽各項設計基準符合情形評估可以接受。惟要求台電公司應於申請試運轉前，訂定「核一廠用過核子燃料貯存護箱運送傾倒處理作業程序」，納入本案之意外事故應變計畫，此一要求已列為管制事項。

(七)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. INER-HPS 系統之混凝土護箱增加外加屏蔽厚度後，可使 30 個貯存護箱對最近廠界所造成的年有效等效劑量降至 0.0484 mSv/yr，符合 0.05 mSv/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等效劑量，不得超過 0.25 mSv/yr，並符合合理抑低原則之規定。
2. 核一廠評估最近 5 年(2002 年~2006 年)現有設施運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值為 0.00837 mSv/yr，未來在乾式貯存設施運轉後評估合計最大為 0.05677 mSv/yr，因此，核一廠所有設施對廠界的個人年有效等效劑量可低於「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 10 條規定，一般人之輻射劑量限度，一年內之有效等效劑量小於 1 mSv。

審查委員提出二項審查意見，包括評估程式的保守性及廠界劑量之疑義。台電公司之答覆說明經審查同意接受，並認為其輻射屏蔽各項法規限值符合情形之評估可以接受。

(八)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. 每執行一個密封鋼筒之裝載、封銲及傳送護箱傳送及混凝土護箱之運送作業，工作人員之集體劑量為 23.95 person-mSv(人-毫西弗)，其中以密封鋼筒之壓力測試人員所接受的 4.78 person-mSv/canister(人-毫西弗/鋼筒)，以及銲接密封鋼筒屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.20 person-mSv/canister 較高，必須依據核一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六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等效劑量不得超過 100 mSv、且任何單一年內之有效等效劑量不得超過 50 mSv。
2. 乾式貯存設施例行運轉期間工作人員之集體劑量為 0.175 person-mSv/yr(人-毫西弗/年)，可符合游離輻射防護安全標準第六條之規定。

審查委員提出一項有關乾式貯存設施整項工作期間工作人員集體

劑量預估之審查意見，台電公司之答覆說明經審查同意接受，並認為其工作人員劑量符合法規限值之評估結果可以接受。惟要求台電公司應於申請試運轉前，應修訂核一廠核子反應器設施終期安全分析報告 FSAR 9.1.2.3 有關用過燃子燃料吊卸裝填之作業規範，並經提報主管機關核准，此一要求已列為管制事項。

三、審查結論

- (一)貯存護箱(INER-HPS)系統之輻射屏蔽設計，係採用美國 NRC 核准之 NAC-UMS 系統的輻射屏蔽設計為主。
- (二)貯存設施及 INER-HPS 系統之輻射屏蔽設計及設計基準的修改，係台電公司為符合合理抑低承諾及因應實際作業需要，審查結果認為可以接受。
- (三)輻射屏蔽所使用之評估程式、評估模式、輻射源項以及評估驗證結果，審查結果認為可以接受。
- (四)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)本節共有 2 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 6.4。

表 6.4 輻射屏蔽評估重要管制事項摘要表

序號	項次	章節	內 容	確認時機	備註
1	6-4-1	6.4	訂定核一廠用過核子燃料貯存護箱運送墜落與傾倒處理作業程序，並納入意外事故應變計畫中。	試運轉計畫審查	
2	6-4-2	6.4	修訂核一廠核子反應器設施終期安全分析報告 FSAR 9.1.2.3 有關用過燃子燃料吊卸裝填之作業規範，並須提報主管機關核准。	試運轉計畫審查	

第五節 密封評估

一、概要

本貯存設施所採密封鋼筒可用以長期貯存核一廠用過核子燃料，並確保內部放射性物質不致外洩。密封鋼筒第一層密封邊界是由密封鋼筒外殼、底板、屏蔽上蓋及兩個穿孔蓋所構成，用銲接來結合；第二層密封邊界是由密封鋼筒外殼上緣與結構上蓋所構成，也是用銲接結合。第一層與第二層密封邊界均不使用螺栓或其他機械式封閉裝置。

密封鋼筒之主要組件，包括密封鋼筒外殼、底板、屏蔽上蓋及結構上蓋。密封鋼筒外殼呈直立之圓筒狀，由厚度 16.0 mm (0.625 in) 的不銹鋼 (304L) 板滾製並以全滲透銲接結合；底部則以厚度 44.5 mm (1.75 in) 的不銹鋼 (304L) 板銲接結合，以達成密封功能。密封鋼筒的內外徑分別為 1,671 mm 與 1,703 mm，高度為 4,835 mm。現場裝載燃料後執行屏蔽上蓋 (304 厚度 178 mm) 與結構上蓋 (304L 厚度 76 mm) 的封銲。

第一層的密封體在屏蔽上蓋上方有兩個穿孔（裝配快速接頭），供抽水與排氣作業使用，其中一孔 (排水孔) 有連接水管延伸至筒底，用以排出筒內的積水，另一孔 (通氣孔) 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，此孔將用以真空乾燥及回填氦氣。回填氦氣完成後，兩個孔均用蓋板予以封銲，封銲後孔道將不再使用。最後將結構上蓋蓋上，並與密封鋼筒外殼上緣封銲接合形成第二層密封邊界。結構上蓋與密封鋼筒外殼沒有任何穿孔存在。

密封鋼筒裝載燃料後，在現場安裝屏蔽上蓋與結構上蓋，並分別予以銲接密封。密封鋼筒需經以下測試，以確保符合相關規定：

1. 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)。
2. 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)。
3. 密封鋼筒外殼製造完成後，需實施液壓測試。

4.屏蔽上蓋封銲完成(含孔蓋封銲)後，需用氦氣洩漏測試來驗證屏蔽上蓋銲接的密封性。

二、審查發現

有關密封鋼筒筒身與結構上蓋及屏蔽上蓋間之銲道非破壞檢測方法，審查委員建議台電考量實施超音波檢測。台電公司答覆其檢測方法係依據美國核管會 ISG-4 技術導則，對於沃斯田鐵不鏽鋼材質的封閉銲接，採用超音波檢測可能會面臨相當的困難與不確定性，而漸層式液滲檢測已被認為具有足夠安全的技術，特別是對沃斯田鐵不鏽鋼進行檢查時，能對缺陷鑑定提供合理的保證。由於核一廠貯存護箱係引進美國核管會核准之設計，經主管機關諮詢美國核管會具有實務審查經驗的專家結果，美國核管會對密封鋼筒筒身與結構上蓋及屏蔽上蓋間之銲道非破壞檢測接受採漸層式液滲檢測方式。本項意見經本分組審查委員多次討論後，亦同意美國核管會專家之看法。台電公司採用之檢測方法，審查結果可以接受。

有關密封鋼筒外殼之周向及縱向之銲道之非破壞檢測，審查委員建議台電考量實施超音波檢測。台電公司答覆其檢測方法係依據美國 ASME Code 之要求採用射線照相檢測。本項意見經主管機關諮詢美國核管會具有實際審查經驗的專家結果，美國核管會對密封鋼筒外殼之周向及縱向之銲道係要求進行射線照相檢測；本項意見經本分組審查委員多次討論後，亦同意美國核管會專家之看法。台電公司對密封鋼筒外殼之周向及縱向銲道之檢測方法，經審查結果可以接受。

密封鋼筒（TSC）密封邊界之「多層次銲接」承製廠商將依據密封鋼筒銲接程序書（WPS）執行，內容有層間溫度範圍、銲接入熱量及銲接次數（含修補）等規定，實際施作時會遵照程序並留下紀錄，審查結果可以接受。

嗅覺式（sniffer）洩漏測試之合格標準為 5×10^{-5} std cm³/sec，測試儀器靈敏度為 1×10^{-5} std cm³/sec，符合 ASME 法規要求(1×10^{-4} std cm³/sec)，且採更嚴格之作業標準，審查結果可以接受。

密封鋼筒外殼製造完成後，實施 19 psig 的液壓測試，係依據 ASME

NB-6221 minimum hydrostatic test pressure 之要求執行(即等於設計壓力 15 psig $\times 1.25 = 18.75$ psig 之進位值)。另保守假設在 100%內裝用過燃料均破損時，產生之壓力 65 psig，經結構應力分析與評估，TSC 仍能維持其結構完整性，安全無疑慮，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，審查結果認為可以接受。
- (二)密封邊界是藉由雙層封釐所構成，在正常貯存的情況下，不會有任何密封邊界的損壞，審查結果認為可以接受。
- (三)為確保貯存之用過核子燃料及相關組件不會腐蝕劣化，密封鋼筒內填充的氬氣最低純度要求為 99.9%(依體積估算)，審查結果認為可以接受。
- (四)本節無重要管制事項。

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」要求與 NUREG-1567 第 15 章規範，說明貯存設施在廠內運送及貯存時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或二十年貯存期間至少可能發生數次之事件(Design Event II, ANSI/ANS 57.9)，如貯存時周圍溫度異常、進氣口堵塞或儀器故障等。意外事件是指發生機率極低，但在生命週期可能發生一次之事件，考慮貯存期間極不可能發生(occur infrequently)之事件(Design Event III)。另外，也評估假想貯存期間發生之天然災害事件(Design Event IV)。

除上述事件之分析外，也特別針對核一廠乾式貯存設施場址各特定因素，假想下列事件並採取「極限涵蓋分析方法(bounding analysis method)」加以評估：

- (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)颱風過後之焚風造成異常高溫：可由意外周圍溫度(56℃)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)核一廠風力發電葉片斷落撞擊護箱：可由颱風及其拋射物分析涵蓋。
- (五)貯存場附近柴油槽或變電箱爆炸：可由火災情節分析所涵蓋。
- (六)淺層土石流淹沒護箱氣進口：可由護箱進氣口完全堵塞的分析所涵蓋。
- (七)落石擊中護箱：可由颱風投射物分析所涵蓋。
- (八)密封鋼筒外殼表面沾附污泥而影響其散熱能力：進、出氣口裝設有護網，污泥不易進入混凝土護箱，不會影響密封鋼筒的散熱能力。
- (九)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。
- (十)貯存設施運送過程之假想事故：混凝土護箱在電廠內運送之意外事故影響分析，應於試運轉計畫時檢附評估報告。
- (十一)運送之道路狀況：需確保運送途中不致發生路面承载力不足造成運送機具及貯存設施翻覆事故。

(十二)廠房吊運之墜落狀況：反應器廠房吊車為經單一功能失效驗證(Single Failure Proof)，無意外墜落情況之疑慮。

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°C (106°F)之間；由安全分析報告第六章第三、(五)節建立之熱流分析模式，評估貯存系統在更保守的 23 千瓦熱負載時，各組件的受力狀況；各組件在異常周圍溫度下的溫度分析結果與容許溫度詳見表 6.6.2-1；並針對混凝土護箱、密封鋼筒及燃料提籃組件之熱應力狀況進行分析。

由表 6.6.2-1 顯示各組件於周圍溫度異常時之分析結果，皆在材料容許範圍內；有關混凝土護箱、密封鋼筒及燃料提籃熱應力分析等，審查結果接受得以「假設進氣口一半堵塞」之異常事件來涵蓋，所有應力皆滿足安全分析報告附錄 6.2.A 貯存系統之材料機械性質之要求。該附錄表列數據，經審查結果符合美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範(ASME B&PV Code)第二部第 D 部分(Section II, Part D)之材料機械性質要求。審查結果可以接受。

2.混凝土護箱進氣口一半堵塞

考量進氣口可能因吸入碎片或穴居動物入侵而造成半堵塞，因減少空氣對流，造成溫度上升的異常事件，各組件因此狀況造成溫度上升之溫度分析結果與容許溫度整理於安全分析報告表 6.6.2-2；另進行密封鋼筒及燃料提籃組件熱應力分析，及混凝土護箱之混凝土拉應力分析計算等。

由表 6.6.2-2 可確認各組件最高溫度皆在材料容許範圍內；密封鋼筒及燃料提籃熱應力與其他異常應力結合(如密封鋼筒內壓及操作負載)之密封鋼筒的應力分析結果如表 6.6.A-5，顯示最小安全餘裕為 0.52；混凝土護箱之混凝土拉應力分析結果列於表 6.2.6-25，顯示最小安全餘裕為 0.31，發生於進氣口半堵塞時之軸向應力。上述各項應力分析

結果均顯示為正值安全餘裕，所有應力皆滿足 ASME B&PV Code Section II, Part D 之材料特性要求。審查結果可以接受。

3.密封鋼筒異常操作負載

假想因吊車操作錯誤或操作者的疏忽所發生的非預期載重，評估密封鋼筒於載入混凝土護箱，或由混凝土護箱或傳送護箱內取出時，密封鋼筒的操作負載。詳細計算列於安全分析報告附錄 6.6.A。

以 ANSYS 有限元素分析法進行本項目分析，分析模式包含燃料提籃中的承載圓盤(Support disk)及銲件(Weldments)，圓盤以 SHELL63 元素建立，將負載從燃料提籃傳到密封鋼筒外殼，燃料提籃與密封鋼筒外殼區域以 CONTAC52 元素模擬。密封鋼筒異常吊運操作負載為假設三個軸向為 0.5g，最終之側向加速度為 0.7071g，垂直方向加速度為 1.5g。審查密封鋼筒、承載圓盤、燃料提籃頂部與底部銲件等最大應力、容許應力及安全餘裕，參考 ASME B&PV Code 第三部第 NG 子部 (Section III, Subsection NG) 有關 Level C 之容許應力評估(1.5 倍降伏應力)，審查結果接受密封鋼筒及相關組件於異常操作條件下仍可維持正值安全餘裕。惟本異常事件發生時，台電公司必須立即停止作業，並應依相關輻射防護規定進行管制作業。

(二)貯存時或操作意外事件分析與結果

1.最大預期熱負載

假設在極不可能發生的氣候異常條件下，評估乾式貯存系統在最大預期熱負載 56°C (133°F) 周圍溫度下所造成的影響。分析方法同「貯存時周圍溫度異常」的分析模式，但邊界條件改為周圍溫度為 56°C 時的狀況。

由安全分析報告表 6.6.3-1，確認在 56°C 周圍溫度時，各組件最高溫度仍在容許範圍內。因周圍溫度 56°C 時的熱負載狀況，可以被周圍溫度 32°C 下，且半個進氣口堵塞(23 千瓦)時的情況所涵蓋，故混凝土護箱之混凝土拉應力、密封鋼筒及燃料提籃熱應力分析均等同於半個進氣口堵塞之異常事件應力分析結果。審查結果接受在 56°C 周圍溫度下，貯存設施不會有結構安全之顧慮。

2. 意外壓力

假設密封鋼筒中所有燃料棒 100% 皆破損時，燃料棒中之分裂性氣體釋放至密封鋼筒中，使密封鋼筒內部壓力上升。本節即分析此意外壓力對密封鋼筒造成最大應力的影響。其分析詳見安全分析報告附錄 6.6.B 意外壓力分析計算。

保守計算 23 千瓦燃料棒 100 % 破損時的密封鋼筒內壓力為 326.37 KPa (47.3 psig)，但安全分析報告將該壓力提高到 448.50 KPa (65 psig) 進行評估，已可涵蓋上述之 326.37 KPa (47.3 psig)。附錄 6.6.B 表 6.6.B-1、表 6.6.B-2 分別列出密封鋼筒 16 個截面位置的主薄膜應力 P_m 、主薄膜應力加彎曲應力 $P_m + P_b$ 。另針對結合正常吊運情況及最大意外內壓 448.50 KPa (65 psig)，其應力分析結果及安全餘度整理如表 6.6.B-3 及表 6.6.B-4，顯示最小應力安全餘裕為 0.05。上述各項應力分析結果均顯示為正值安全餘裕，所有應力皆滿足 ASME B&PV Code Section II, Part D 之材料特性要求。審查結果接受安全分析報告之分析結果，於正常吊運情況及最大意外內壓 448.50 KPa (65 psig) 負載下，對密封鋼筒不會造成不良影響。

3. 混凝土護箱進、出氣口完全堵塞

假想貯存場受土石流、落石、穴居動物等之影響，導致混凝土護箱被掩埋，使進出氣口阻塞。分析於正常周圍溫度 32°C (90°F) 下，混凝土護箱進、出氣口完全堵塞時，密封鋼筒、燃料提籃及混凝土護箱達到其設計溫度限值之時間。

假設密封鋼筒在正常貯存狀況下，突然失去對流冷卻機制，熱量經由輻射及傳導進入混凝土護箱鋼內襯及混凝土，以 ANSYS 有限元素模型分析熱負載 14 千瓦，各組件於全堵塞事故發生 72 小時之最大溫度，分析結果如安全分析報告圖 6.6.3-1、表 6.6.3-2，顯示在事件發生 72 小時內，各部組件材料之溫度，仍低於容許溫度；但混凝土護箱在 85 小時以上時，將超過容許溫度。台電公司評估堵塞物清理作業 2 小時所造成之最大劑量為 2.12 毫西弗，並承諾於 85 小時內完成清理作業。審查結果可以接受。

4.儀器故障

混凝土護箱四個出氣口處，裝設有電子式溫度感應設備，可連續讀取每天 24 小時之溫度記錄。由於儀器可能因零件故障，或其他意外事件造成電力中斷、儀器或讀數器損壞，而導致其功能失效。本項台電公司評估結果，最有可能造成混凝土護箱溫度上升之狀況，為進氣或出氣口堵塞，即如前項分析結果，各組件於狀況發生後，到達容許溫度限值的時間皆超過 85 小時，故在達到各組件溫度限值前，台電公司已承諾將完成清理，並修復儀器或提供可用之替代機具。審查委員結果可以接受。

5.混凝土護箱於 61 公分高度墜落分析評估

混凝土護箱使用移動式吊運設備時，若發生吊運設備或吊耳失效，將造成混凝土護箱掉落。本分析即假設混凝土護箱從 61 公分高度掉落時，衝擊發生在混凝土護箱底部表面，混凝土護箱將因吸收衝擊能量而局部破壞，混凝土護箱進氣口亦會產生變形。61 公分高度墜落時可能造成密封鋼筒的最大加速度為 57.4 g，小於其設計容許負載 60 g，本節所有分析均以 60g 為負載設計，分別進行對混凝土護箱變形分析、密封鋼筒加速度、應力、挫屈分析、燃料提籃應力分析、繫桿應力分析、繫桿間隔環應力分析及燃料管應力分析等項目。分析結果列於安全分析報告附錄 6.6.C 混凝土護箱於 61 cm 高度墜落分析計算。

(1)混凝土護箱

分析假設條件包括混凝土護箱底板為剛性材、忽略混凝土破裂時內部骨材摩擦吸收的能量、密封鋼筒不吸收能量。由能量平衡方程式計算出混凝土護箱進氣口變形量 0.37 公分。審查委員接受其分析結果。

(2)密封鋼筒

審查委員審查分析模型之負載與邊界條件之應用，包括各組件間隙與接觸面，審查結果可以接受。LS-DYNA 的分析結果顯示，銲接底板的最大變形量為 2.54 公分，遠小於 30.5 公分進氣口高度，因此墜落事故不會造成進氣口堵塞。密封鋼筒各組件之應力值表

列於表 6.6.C-1 到 6.6.C-5，均符合美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第三部第 NB 子部應力強度之限制。另外，安全分析報告採用美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範 Code Case N-284-1 分析密封鋼筒挫屈行為，其最終挫屈反應方程式比值之分析結果如表 6.6.C-7，結果顯示比值都小於 1.0，滿足 Code Case N-284-1 的挫屈驗證要求，證明密封鋼筒在 61 公分護箱墜落事故時不會發生挫屈行為。審查結果接受安全分析報告本項之分析結果。

(3)燃料提籃

依據 ASME B&PV Code Section III, Subsection NG 的 Level D 之容許應力，其薄膜應力 P_m 及薄膜應力加彎曲應力 P_m+P_b 所對應的容許應力值分別為 $0.7S_u$ 及 S_u (極限應力)。分析結果如表 6.6.C-6，最小安全餘裕為 0.6；鉀件的應力分析結果詳如表 6.6.C-3，分析結果顯示頂部鉀件及底部鉀件的最小安全餘裕分別為 0.88 及 0.26。審查結果可以接受。

(4)燃料管

由於燃料束係由密封鋼筒之底板所支撐，燃料管沒有支撐燃料束的重量，計算燃料管承載應力安全餘裕為 2.18，證實燃料管幾何形狀及中子吸收板仍能保持結構完整性。

(5)繫桿與繫桿間隔環

審查繫桿與繫桿間隔環分析計算，最大負載發生在底部鉀件的間隔環上，分隔間隔環之最大負載發生在燃料提籃底部以上的第 10 片承載圓盤上。對護箱進行 61 公分高度的墜落事故分析結果，仍可保持組件結構完整性。

(6)外加屏蔽吊裝時掉落意外事故評估

評估外加屏蔽於混凝土護箱垂直上方吊運時，若不慎掉落對於混凝土護箱的可能衝擊。審查結果接受可由颱風及颱風拋射物對混凝土護箱的撞擊分析予以涵蓋。外加屏蔽吊運時，安全分析報告承諾採取管制措施限制其吊運高度不可高於混凝土護箱上空 85 公分 (33.4 英吋) 高度，並且吊運時，應避免底座外加屏蔽外緣尖角處行

經混凝土護箱頂蓋上方，以排除墜落時外加屏蔽尖角處撞擊混凝土護箱頂蓋的顧慮。上述管制措施將納入外加屏蔽吊運操作程序中。

審查委員提出墜落時也有可能是非正面撞擊行為，角隅接觸使得局部受力更大，損壞情形將更嚴重，應增補分析角隅撞擊行為，方能證明垂直撞擊分析為最保守。台電公司參考 Savannah River Technology Center 技術文件 WSRC-MS-97-0303 進行傾斜墜落分析後，顯示混凝土護箱中含滿載用過燃料時的密封鋼筒在 61 公分傾斜墜落時，系統所受的衝擊加速度為 10.5 g，對護箱側邊與底部各約造成 5.09 g 與 9.21 g 的加速度，造成 14.5 公分的混凝土護箱邊角的破損，然皆遠小於傾倒與垂直墜落時的 30 g 與 60 g 的設計加速度，故傾倒與垂直墜落分析已可涵蓋角隅墜落。又混凝土護箱是作為屏蔽及保護密封鋼筒功能之結構，為可更換的元件，且台電公司允諾於本案運轉作業前，訂定相關作業程序書，將採所有工程作為(如運送輔助固定裝置等)，使護箱傾斜墜落可能性降至最低。審查結果可以接受。

6. 混凝土護箱傾倒

混凝土護箱傾倒為一假設意外事件情況。分析計算密封鋼筒及燃料提籃在護箱傾倒意外事件後之應力變化、矯正行動及其輻射影響。分析項目包括密封鋼筒、承載圓盤應力、承載圓盤挫屈評估、燃料管與密封鋼筒封銲評估等。詳細分析參考本節附錄 6.6.D 混凝土護箱傾倒分析計算。

分析方法的驗證係參照 NUREG/CR-6608，計算鋼柱(steel billet) 放置在混凝土底座的傾倒測試結果做比對，確認護箱傾倒 LS-DYNA 分析模式是適當的，分析模型列於安全分析報告第 6.6.D-3 頁、比較表列於第 6.6.D-8 頁。分析模式中混凝土基座尺寸 9.14 公尺×9.14 公尺×0.914 公尺。中央支撐著一個混凝土護箱，基座下的土壤尺寸考慮為 10.66 公尺×10.66 公尺×3.05 公尺。由 LS-DYNA 程式決定傾倒過程中最大的加速度值，以進行本章節後續之護箱及密封鋼筒結構的安全評估。採用分析模式中混凝土護箱鋼內襯的最大加速度值作密封鋼筒及燃料提

籃的負載評估，因該面代表鋼內襯與密封鋼筒的交界面，即衝擊面，如下表：

對應組件位置	自混凝土護箱底座之高程(毫米)	加速度(g)
頂部承載圓盤	4,645.66	26.9
頂部結構蓋板	5,415.28	29.8

(1)密封鋼筒

圖 6.6.D-1～圖 6.6.D-6，為評估密封鋼筒及燃料提籃在傾倒意外事件的有限元素模型，保守應用 30g 至整個模式中，依據美國機械工程師協會鍋爐與壓力槽規範第三部第 NB 子部與附錄 F 比較密封鋼筒及燃料提籃各組件之截面應力和容許應力。密封鋼筒應力評估標準採用 ASME B&PV Code Section III, Subsection NB。又因為銲接材料的最大拉力超過底部金屬強度，故依據 ISG-15, Rev. 0，於結構上蓋與密封鋼筒殼銲接的容許應力應使用 0.8 的銲接折減係數。由表 6.6.D-1 和 6.6D-2 密封鋼筒軸向 13 處截面應力可知，在護箱傾倒意外事件中，應力分析結果顯示密封鋼筒主薄膜應力之最小安全餘裕為 0.58(90°墜落時)、主薄膜應力加上彎曲應力之最小安全餘裕為 0.55(31.82°墜落時)。這些應力餘裕皆為正值，上述分析結果可接受。

(2)承載圓盤

承載圓盤應力評估為依據 ASME B&PV Code Section III, Subsection NG。表 6.6.D-4 列出在護箱傾倒各種撞擊角度之最大應力，顯示 77.92°掉落方向之承載圓盤產生最小安全餘裕，主薄膜應力最小安全餘裕為 0.30，主薄膜應力加上彎曲應力最小安全餘裕為 0.02。

基於 NUREG/CR-6322 之方程式 31 與 32 進行承載圓盤繫帶的挫屈評估。這兩個方程式採用「限度分析設計」(limit analysis method)方法，考慮軸向力與彎矩，表 6.6.D-5 為 5 個撞擊角度之挫屈評估結果，77.92°中產生最小挫屈安全餘裕 0.14，證實承載圓盤

滿足 NUREG/CR-6322 挫屈要求。

(3) 燃料管

燃料管結構評估考慮在側撞下，減加速度為 60 g，此負載涵蓋護箱傾倒意外事件中的燃料提籃最大負載 30g。為評估燃料管應力與變形量，安全分析報告考慮兩種負載情況。第一種情況考慮燃料束負載在燃料管內表面為一均佈壓力。第二種假定燃料束格架座落於承載圓盤跨距中點，並且在有效格架面積上產生局部均佈負載。考慮 Type 304 不銹鋼燃料管材料的降伏強度，在 398.9°C (750°F) 溫度下為 1,211kg/cm²(17.3 ksi)，計算燃料管最大總應變為 0.10 公分/公分，小於不銹鋼的彈-塑性材料破壞應變 0.40 公分/公分。確認燃料管在側向傾倒事件中仍可維持設計功能。

(4) 外加屏蔽連同混凝土護箱傾倒評估

本評估目的在有外加屏蔽的傾倒狀況是否能被單純的混凝土護箱（內含密封鋼筒及燃料）傾倒分析所涵蓋。分別對以下四參數進行評估：傾倒時的重心落差、傾倒時護箱著地瞬間速度、傾倒時混凝土護箱動能以及傾倒時的撞擊勁度。審查委員審查上述四項參數在有無外加屏蔽之傾倒狀況分析方法及結果，接受安全分析報告之分析結果。

由於傾倒會嚴重影響護箱之空氣冷卻效果，審查委員要求台電公司增補分析計算混凝土護箱傾倒後多久會造成鋼筒內組件或燃料溫度過高，及傾倒後之護箱底部輻射強度，包含 14 千瓦及 7 千瓦情形，並依此建立輻射防護之注意事項，尤其需考量高輻射環境的特殊處理方式及機具等。台電公司說明保守假設護箱處於最壞的「空氣進出口全堵塞」狀況下，評估混凝土護箱傾倒後，鋼筒內組件及燃料溫度，依熱傳分析結果，混凝土護箱之混凝土將於 85 小時後達到法規限值。另由 MCNP 程式計算結果顯示：14 千瓦時，護箱底部表面之最大劑量率約 676 毫西弗/小時，護箱底部表面之平均劑量率約 356 毫西弗/小時；7 千瓦時，護箱底部表面之最大劑量率約 98 毫西弗/小時，護箱底部表面之平均劑量率約 52 毫西

弗/小時。

因混凝土溫度會在 85 小時達到法規限值，故在護箱萬一傾倒時，對護箱進、出氣孔應採取適當清理措施及保持通風，如採強制送風等措施，以增加護箱之空氣對流。台電公司另補充說明混凝土護箱傾倒時之應變作業，並估計工作人員可能接受之輻射劑量，低於法規規定之年劑量限值 50 毫西弗。審查委員接受其答覆說明。

7.爆炸

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。本項分析延用 NAC-UMS 系統之分析，保守假設爆炸發生時，對混凝土護箱產生之壓力達 151.8 KPa (22 psig)，此數值與洪水產生之壓力設計值相同。審查結果接受安全分析報告之分析結果，因爆炸所產生之壓力低於 15.24 公尺(50 呎)深洪水壓力 151.8 KPa (22 psig)，不會影響密封鋼筒之功能。

8.火災意外

火災意外可能由易燃物或運輸車輛所造成，另貯存場邊坡之灌木林因天然或人為因素亦可能引起火災。有關貯存設施的火災意外評估，係假設以 50 加侖的汽油散佈於貯存設施及廠址邊坡灌木林火災二種狀況進行分析。兩者均假設火場溫度為 801.7°C，火災持續時間分別是 8 分鐘及 2 小時進行評估。分析結果及容許溫度詳見表 6.6.3-3。

在燃油火災中，評估結果外加屏蔽將產生 518.3°C 的局部高溫，根據 NUREG-1536 所述，在火災狀況下，容許混凝土溫度超過美國混凝土協會(ACI-349)要求之限值。惟密封鋼筒內之燃料護套溫度上升並不明顯，其最高溫仍遠低於 570.0°C 的限值。在灌木林火災方面，外加屏蔽局部高溫可達 748.3°C，但整體外加屏蔽溫度僅達 159.7°C。審查結果接受台電公司之分析結果及其所採行之改正行動。

9.地震事件

對於貯存設施之混凝土護箱及外加屏蔽在地震事件中的安全性，係採力學理論之靜態分析，經由土壤結構互制(Soil Structure Interaction)效應分析後，再以 LS-DYNA 之顯性動態分析方法來評估混

凝土護箱之地震反應。

另外，針對傳送護箱在燃料池中操作時，地震力對燃料池中工字樑及燃料池壁等結構的影響進行安全性評估。分析時採用之地震加速度是以核一廠零週期水平加速度為 0.3g 時的燃料池水中工字樑所處高程的地震加速度 0.692 g 作為計算依據。詳細之分析計算列於本節附錄 6.6.E 地震對密封鋼筒與外加屏蔽之混凝土護箱及燃料池結構物分析計算。

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」、美國核管會標準審查計畫 NUREG-0800 (第一版)第 3.7.2 章節, Subsection II, 6 及美國土木工程師協會 ASCE4-98 等規範要求，分別以靜力分析及動態分析計算，分析核一廠乾式貯存護箱在設計基準之地震力作用下，是否會產生滑動或傾倒。本案設計基準採用 0.3g (294 gal)作為場址岩盤地震加速度，利用 Shake91 及 SASSI 2000 程式計算土壤結構互制效應，傳遞至混凝土基座之自由地表水平加速度最大值為 0.48g (470 gal)，取保守值 0.5g (490 gal)作為分析輸入值。

(1)靜力分析

分別考量護箱底部鋼板與混凝土貯存基座間之摩擦係數為 0.35 及 0.4，由靜力摩擦方程式計算不發生滑動之水平加速度為 0.29g (284 gal)及 0.32g (314 gal)，且須符合 ANSI/ANS-57.9 規定安全係數應 ≥ 1.1 ，故不產生滑動之水平加速度分別為 0.26g (255 gal)、0.29g。但設計加速度為 0.5g，安全係數 $FS < 1$ ，會產生滑動，其滑動量由 LS_DYNA 動態分析獲得。

(2)動態分析

評估之目的在於分析含外加屏蔽之整體組件在地震外力下，是否會產生滑動或傾倒，以及與相鄰護箱碰撞之可能行為。分析結果顯示，在最大地震規模 0.5g 與 40 秒地震歷時下，考慮護箱底部鋼板與混凝土貯存基座間之摩擦係數為 0.2 及 0.8 時，貯存護箱最大水平滑動距離為 4.2 公分，護箱之間並無相互碰撞或傾倒之虞。

審查委員為平行驗證台電公司之分析結果，採用有限元素分析

軟體 ABAQUS/Explicit，建立考慮界面摩擦行為之貯存護箱-基座-土壤互制模型，進行貯存護箱受震行為分析。分析時採用兩個模擬地震案例，包含(A)89年9月21日集集大地震地震規模 7.3 及(B)91年5月15日地震規模 6.2(震央在蘇澳外海)等，以金山國小測站(TAP084)地震實測紀錄，調整為符合核一廠設計地震反應譜，分別進行靜力分析及動態分析。利用 Shake91 程式計算土壤結構互制效應後，傳遞至混凝土貯存基座之自由地表水平加速度值分別為(A)東西向 590.8gal、南北向 716.7gal 及(B)東西向 577.6gal、南北向 593.6gal。考慮護箱底部鋼板與混凝土貯存基座間之摩擦係數為 0.55 時，靜力分析結果顯示，在兩個模擬案例之地震力作用下，貯存護箱與基座間會發生相對滑動，但不致發生傾倒現象。動態分析結果顯示，貯存護箱最大水平滑動距離為 2.9 公分，遠小於外加屏蔽底座外緣間距 1.3 公尺，且護箱之間並無相互碰撞或傾倒之虞。

10.洪水

設計基準為假設洪水狀況為深 15.24 公尺(50 呎)、流速 4.6 公尺/秒(15 呎/秒)，可完全淹沒混凝土護箱。以古典流體力學進行分析，將貯存護箱視為一剛體，計算其阻力 F_D (drag force)。針對滑動及傾覆狀況進行分析，採用 1.1 之安全係數，護箱底部鋼板與混凝土貯存基座間之摩擦係數假設為 0.35。詳參安全分析報告附錄 6.6.F 洪水分析計算。

安全分析報告附錄 F 說明以 ANSYS 有限元素分析計算洪水作用在密封鋼筒及混凝土護箱上所有應力，分析結果顯示，所有應力（含靜載重、活載重、熱載重及洪水造成載重）的不同組合，其主薄膜應力(P_m)及主薄膜應力加彎曲應力(P_m+P_b)分析結果如表 6.6.F-1、表 6.6.F-2，其應力強度皆在容許範圍內。

審查委員要求貯存設施防洪設計中，應先決定乾華溪設計洪水標準後，再依據設計洪水量，推估貯存場址處之河道流速與洪水位，若流速大時，應考慮重建舊護岸，且渠底以混凝土保護，避免淘刷而損壞護岸結構，洪水位高於護岸時應增設防洪牆，避免洪水侵入貯存設

施阻塞護箱通風孔。台電公司於安全分析報告第二章三、(一)節河川中之洪流量，已重新評估乾華溪對貯存設施之影響。本河段採用中央管河川標準之 100 年重現期計算設計洪水位，以富貴角雨量站資料推估洪峰流量(設計洪水量)為每秒 247.99 立方公尺，以曼寧公式推求設計洪水深為 3.87 公尺，對應之流速為 5.79 公尺/秒，並經水土保持手冊中之超高公式計算洪水於場址凹岸地形之超高為 1.24 公尺，總計最高洪水深達 5.11 公尺。分析結果顯示，洪水位距堤頂仍有 2.4 公尺安全餘裕，乾華新橋橋底高程為 EL.22.69 公尺，洪水位距離橋底 1.09 公尺，符合公路排水設計規範(2001)之規定。另依據水土保持技術規範第 85 條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為 6.1 公尺/秒，該河段最大流速符合規範最大限值；又現有護岸後方將設置護岸排樁，可增加河岸穩定性。

11. 雷擊

本節分析閃電擊中混凝土護箱所造成之影響。雷擊會造成碳鋼內襯短暫的具穿透性及導電性，相較於電流會平均分佈於表面上，本分析保守假設電流會聚集在表面一小面積內（圓柱體 90°之表面積），分析閃電會導致護箱溫度上升程度。審查同意接受由焦耳定率計算尖峰電流造成之溫度上升約 2.6°C，相對於整個碳鋼的體積而言，上升溫度應在 0.56°C 以內。

12. 颱風及颱風投射物

此節分析混凝土護箱及外加屏蔽，在最大颱風及颱風投射物衝擊負載下之影響。混凝土護箱在颱風下之穩定性，是基於風壓力作用於混凝土護箱外殼的影響評估。評估方法參考美國國家標準協會 ANSI/ASCE 7-02 規範，並利用自由穩定分析法。參考 NUREG-0800 第 3.3.1 及 3.3.2 節計算風荷重；至於颱風投射物的負載評估則參考 NUREG-0800 第 3.5.1.4 節相關規範。混凝土護箱外殼受衝擊及所需之最小厚度評估，參考美國國防研究委員會(National Defense Research Committee, NDRC)所發展之公式；衝擊深度之計算則參考 EPRI Report NP-440 之試驗結果。混凝土護箱外殼局部剪力強度評估，參考 ACI 349

第 6.6.11.2.1 章節相關規範，其抗剪能力則參考 ACI 349 第 11.7 章節。詳見安全分析報告附錄 6.6.G 颱風與颱風投射物分析計算。

分析項目包括：(1)混凝土護箱颱風荷重情況。(2)混凝土護箱之颱風投射物負載。(3)混凝土護箱外殼局部破壞分析(穿透投射物)。(4)封板局部破壞分析(穿透投射物)。(5)颱風投射物整體破壞分析(高能量投射物)。(6)颱風及投射物組合負載(高能投射物)。(7)混凝土護箱外殼局部剪力強度(高能投射物)。(8)颱風作用力對混凝土間隔塊的影響評估。(9)核一廠風力發電機組葉片破斷彈射貯存設施評估。

考慮以颱風風速 160.2 公尺/秒(360 哩/小時)所產生之風壓力 30.6 千磅(kips)作用在混凝土護箱，避免傾倒之安全餘裕 2.99，及滑移需要之最小摩擦係數為 0.1，已知鋼板與混凝土間之摩擦係數為 0.35，故其安全餘裕為 2.5。由此可知風壓不會造成護箱之傾倒及滑動，此計算結果可接受。

計算由 126.8 公斤(280 磅)、直徑 20.32 公分(8 英吋)之剛性體，以速度 56 公尺/秒(126 英哩/小時)衝擊混凝土護箱產生之穿透深度為 14.6 公分(5.75 英吋)，實際之混凝土殼厚度為 71.8 公分(28.25 英吋)，故投射物不會穿透混凝土護箱外殼。又以上述投射物以 56 公尺/秒之速度撞擊混凝土護箱鋼質封板，穿透深度為 1.33 公分(0.523 吋)，但封板設計厚度為 3.8 公分(1.5 英吋)，故投射物撞擊結果，不會穿透護箱鋼質封板。

由重量 1,812 公斤(4000 磅)之高能量颱風投射物，以速度 56 公尺/秒撞擊混凝土護箱，分析結果護箱會旋轉 3.1° 。假設高能量投射物以 462.5 千磅撞擊在護箱外殼頂部，評估混凝土剪力強度之分析結果，審查委員接受混凝土具有充分之剪力強度，能抵抗高能量投射物衝擊之結論。

颱風時混凝土間隔塊的負載組合，為颱風負載與熱負載的組合，其分析結果顯示在颱風速度為 160.2 公尺/秒對外加屏蔽的衝擊，造成混凝土間隔塊受力時的安全餘裕為 2.08。

13.飛機撞擊評估

本節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，台電公司蒐集核一廠附近民用機場起降次數、禁航區範圍、核一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。詳細分析結果詳如安全分析報告附錄 6.6.H 飛機撞擊機率分析計算。

審查委員接受台電公司參照 NUREG-0800 之要求，蒐集核一廠附近民用機場起降次數、禁航區範圍、核一廠附近飛航路線等資訊，經評估結果判定核一廠乾式貯存設施受到飛機撞擊的機率小於 1×10^{-7} /年，無須進行飛機撞擊後果評估。

14.燃料底部撞擊評估

當混凝土護箱內裝有用過核子燃料束的密封鋼筒，因操作意外由 61 公分(24 吋)高度墜落時，密封鋼筒底部衝擊力會傳遞至用過核子燃料，本節即計算用過核子燃料在密封鋼筒與混凝土護箱 61 公分(24 吋)垂直墜落時的燃料棒挫屈(Buckling)分析。以 ANSYS 有限元素程式進行燃料棒挫屈分析，包含護套與燃料丸的一般燃料棒的分析模式，與只有燃料護套管的分析模式。討論 GE 8x8、GE 9x9 與 GE 9x9 護套的挫屈極限負載。詳細分析參見附錄 6.6.I 燃料底部撞擊評估。

以 ANSYS 有限元素分析程式進行挫屈模態分析，護套含燃料丸及護套本身之挫屈分析結果詳參表 6.6.I-2，分析結果顯示所有型式之臨界挫屈加速度皆大於 60 g。審查委員接受計畫貯存之燃料棒受端部墜落時，不會發生燃料挫屈。

三、審查結論

- (一)各種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。
- (二)分析結果顯示，最小安全餘裕出現在護箱傾倒事故。密封鋼筒承載圓盤的最小安全餘裕為 0.02，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。
- (三)護箱傾倒後底部表面之最大劑量率約 676 毫西弗/小時，底部表面平均劑量率約 356 毫西弗/小時，工作人員可能接受之輻射劑量低於法規之年劑

量限值 50 毫西弗。

(四)分析證實貯存設施對於洪水、雷擊、颱風及颱風拋射物之襲擊等，具備良好的抗災能力。

(五)本節共有 5 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 6.6。

表 6.6 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	備註
1	6-6-1	6.6.3.3	混凝土護箱進、出氣口完全堵塞事件之矯正措施，應納入運轉技術規範中。	試運轉計畫審查	
2	6-6-2	6.6.3.5	訂定核一廠用過核子燃料貯存護箱運送墜落與傾倒處理作業程序，並納入意外事故應變計畫中。	試運轉計畫審查	
3	6-6-3	6.6.3.6	混凝土護箱在電廠內運送至貯存場間之意外事故影響分析。	試運轉計畫審查	
4	6-6-4	6.6.3.6	混凝土護箱傾倒假想事件之矯正措施與防範作為，應訂定作業程序書，採所有工程作為(如運送輔助固定裝置等)，將護箱傾斜墜落可能性降至最低。	試運轉計畫審查	
5	6-6-5	6.6.3.10	安全分析報告第二章三、水文章節內容，若因水土保持計畫書審查而有所變動，本章節應一併檢討修正。	參照核定之水保計畫確認	

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，在於確認貯存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；並能即時發現異常輻射狀況加以防範處理，同時提供民眾正確透明之環境輻射資訊。

依第六章第四節輻射屏蔽及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)貯存設施對廠界最近處之西南民家所造成的個人年有效等效劑量為 0.0484 mSv/yr(毫西弗/年)，低於設計準則 0.05 mSv/yr 及法規限值 0.25mSv/yr。
- (二)每執行一次貯存護箱之貯存作業，工作人員之集體劑量約為 23.95 person-mSv(人-毫西弗)；其中以洩放、乾燥與回填密封鋼筒作業之壓力測試人員所接受的 4.78 person-mSv/canister (人-毫西弗/密封鋼筒)，以及銲接屏蔽上蓋之非破壞測試人員所接受的 3.20 person-mSv/canister 兩者為較高。
- (三)貯存設施例行運轉期間，工作人員之集體劑量約為 0.175 person-mSv/yr(人-毫西弗/年)。
- (四)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 19 mSv(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 0.45 mSv，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。
- (五)貯存設施場址位於核一廠內，依第六章第五節密封評估，貯存護箱之密封鋼筒設計，可用以長期貯存核一廠的用過核子燃料，並可有效限制放射性物質於密封鋼筒內，不致外洩。

貯存設施依游離輻射防護法第七條規定，設施經營者應依其輻射作業之規模及性質，依主管機關之規定，擬訂輻射防護計畫，報請主管機關核准實施後，始得為之。

貯存設施依游離輻射防護法第十條規定，設施經營者應依主管機關規定，按其輻射工作場所之設施、輻射作業特性及輻射曝露程度，劃分輻射工作場所為管制區及監測區。場所劃分、管制、輻射監測及場所外環境輻射監測，應擬訂計畫，報請主管機關核准實施後，始得為之。

二、審查發現

審查委員審查本章後，共提出 11 項審查意見，主管機關召開三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一廠內，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。核一廠輻射防護計畫為該廠內所有設施輻射作業之依據，並已於 93 年 9 月提報主管機關同意備查在案，可作為貯存設施各作業階段輻射防護作業之依循。

審查委員提出一項審查意見，要求台電公司將核一廠相關程序書或其他文件，摘錄於安全分析報告相關內容；另針對廠外環境輻射監測作業，於安全分析報告中敘明監測內容。台電公司之答覆說明經審查後同意接受，並認為乾式貯存設施採用核一廠輻射防護計畫可以接受；惟亦應採用核一廠 900 系列輻射防護之相關程序書，執行貯存設施有關之輻射防護作業。

- (二)台電公司依核一廠輻射防護計畫及乾式貯存設施之輻射作業特性，擬訂乾式貯存設施之輻射防護作業計畫，內容包括輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性廢棄物處理、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。

審查委員提出有關污染管制標準、廠內運送之管制措施、工作人員輻射防護及醫務監護，以及裝卸過程所產生放射性廢水、廢氣及廢棄物之處理等四項審查意見，台電公司之答覆說明經審查後同意接受。惟要

求台電公司應於申請試運轉前，另訂用過核子燃料乾式貯存作業之輻射防護作業程序書，以確保乾式貯存作業各階段之輻射安全。此一要求已列為管制事項。

- (三)依第六章第四節輻射屏蔽評估，工作人員之輻射劑量以密封鋼筒壓力測試人員所接受的 4.78 person-mSv/canister，以及密封鋼筒屏蔽上蓋封鉀之非破壞測試人員所接受的 3.20 person-mSv/canister 兩者為較高，此二項工作人員之輻射劑量有必要加以合理抑低。

每執行一個貯存護箱之貯存作業，工作人員之集體劑量為 23.95 person-mSv。乾式貯存設施總共將貯放 30 個貯存護箱，合計工作人員在正常操作情況下接受之集體劑量為 $23.95 \times 30 = 718.6$ person-mSv，應依核一廠輻射防護計畫第九篇合理抑低規定，任何單項作業預估集體劑量達 250 person-mSv 時，應送輻射防護管理會審議，並提出必要的建議或改進事項後，始得進行該作業。

審查委員提出有關工作人員職業曝露合理抑低措施及該措施之作為與策略二項審查意見，台電公司之答覆說明經審查後同意接受。但要求台電公司應於申請試運轉前，訂定用過核子燃料乾式貯存作業工作人員之輻射曝露合理抑低作業計畫。此一要求已列為管制事項。

- (四)乾式貯存設施經以 14 千瓦/護箱熱負載評估乾式貯存設施周邊(圍籬)共 8 點之劑量率，分析結果最高點為 11 μ Sv/h(微西弗/小時)，位於靠近橋邊之貯存場圍籬處，其餘各點介於 2.7~10 μ Sv/h 之間。依核一廠輻射防護計畫第五篇地區管制之規定，將乾式貯存設施圍籬內劃定為管制區；乾式貯存設施圍籬外則依實際劑量之高低，再劃分為管制區或監測區。乾式貯存設施周邊之圍籬，將懸貼警告標誌並禁止非工作人員接近等行政管制措施。

核一廠將以乾式貯存設施附近之後山輻射管制站(洗衣廠房)，管制乾式貯存設施之輻射作業；並以乾式貯存設施為中心，於其周圍設置適當數量熱發光劑量計 (TLD，含加馬及中子輻射監測之 TLD) 及 2 具高壓游離腔 (HPIC)，用以監測乾式貯存場區之輻射劑量。

審查委員提出有關(1)貯存設施場區(含邊界)空間劑量分布；(2)貯存

設施輻射管制及廠內輻射監測二項審查意見，台電公司之答覆說明經審查後同意接受。但要求台電公司應於申請正式運轉前，檢討修訂核一廠監測區之監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並經提報主管機關核定後施行。此一要求已列為管制事項。

(五)乾式貯存設施場址位於核一廠內，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。

核一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，評估核能一廠所有設施運轉期間所造成之民眾最大個人年劑量，切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。

核能一廠環境輻射監測計畫，以核一廠廠址為中心，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。

核一廠環境監測之內容，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，並在距離核能一廠較遠之適當地區設立對照站。

核一廠現有環境監測、取樣站數計有 171 站。以 95 年度為例，預計執行監測、取樣分析約 46,183 樣次，分別為直接輻射監測約 43,949 樣次、空氣樣 1,720 樣次、落塵 12 樣次、水樣 326 樣次、生物樣 97 樣次及累積效應試樣 79 樣次。

核一廠近 5 年(91~95)之環境監測評估結果，廠外民眾的最大個人劑量值為 0.00837 mSv/y。在乾式貯存設施操作運轉後，核一廠所有設施對廠界的個人年有效等效劑量，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。

審查委員提出(1) 廠外環境輻射監測作業內容；(2) 監測取樣點與頻次(3) 環境輻射監測之名詞疑義修正等三項審查意見，台電公司之答覆說明經審查同意接受，並認為乾式貯存設施依核一廠環境監測計畫加以監測可以接受。惟要求台電公司應於申請正式運轉前，檢討修訂核一廠環境輻射監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並經提報主管機關核定後施行。此一要求已列為管制事項。

三、審查結論

- (一)本設施之輻射防護作業，採用核一廠動態級核設施之輻射防護計畫，審查結果認為可有效執行靜態級貯存設施之輻射防護作業。
- (二)本設施位於核一廠內，採用核一廠之環境監測計畫，審查結果認為可有效監測本設施之環境輻射狀況。
- (三)本章共有 4 項審查意見列為重要管制事項，摘要列於表 7。

表 7 輻射防護作業與環境輻射監測計畫重要管制事項摘要表

序號	項次	章 節	內 容	確認時機	備註
1	7-1	7.1	訂定用過核子燃料乾式貯存作業之輻射防護作業程序書。	試運轉計畫審查	
2	7-1	7.1	訂定用過核子燃料乾式貯存作業工作人員之輻射曝露合理抑低作業計畫。	試運轉計畫審查	
3	7-2	7.1	檢討修訂核一廠監測區之監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並提報主管機關核定。	運轉執照審查	
4	7-3	7.2	檢討修訂核一廠環境輻射監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並提報主管機關核定。	運轉執照審查	

第八章 消防防護計畫

一、概要

本章說明消防工作之組織及行政管理、初步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。

火災災害分析及影響評估，以假想火災情境一：運送車於卸載混凝土護箱時，發生碰撞導致油箱中之汽油洩漏引火，情境二：貯存設施周邊之邊坡灌木林因煙蒂丟棄引起火災，情境三：大型柴油貯槽因意外發生火災為假想火災情境。評估方法使用美國國家標準技術協會(National Institute of Standards and Technology, NIST)開發完成的 FDS 4.0 (Fire Dynamics Simulator 4.0)程式模擬火災分析。

二、審查發現

本設施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，均架構在核一廠消防工作組織及行政管理，審查結果可以接受。

審查委員發現安全分析報告中「8.火災意外(5)輻射影響」應考量萬一發生火災事件，而未能及時控制消弭所造成之相關衝擊。台電公司答覆說明，考慮三個火災情境，包含 50 加侖汽油於混凝土護箱週邊燃燒、場址邊坡灌木林火災與大型柴油貯槽的火災情境評估。其中考慮 50 加侖汽油火災為汽油全部燒完，結果未對貯存設施安全造成危害；大型柴油貯槽的火災則引起場址溫度至少提升為 33.444°C ，但低於灌木林火災對貯存護箱之輻射熱通量 $6,456 \text{ kW/m}^2$ ；經保守評估灌木林火災，評估結果顯示不會對貯存設施安全造成危險；因此大型柴油貯槽引發的火災，在未受到控制時，亦不致對貯存設施安全構成威脅。而灌木林火災情境中，保守假設灌木林環繞混凝土護箱燃燒 2 小時(事實上灌木林只存在於場址一側，且與最近的護箱至少有 5 公尺以上距離)，以場址邊坡灌木林生長規模，在經歷 2 小時火災後，應已不具威脅性，故即使灌木林火災未能及時控制，亦不致影響貯存設施安全。審查結果可以接受。

審查委員要求針對電廠主變壓器火災，增加分析評估說明，台電公司答

覆說明，主變壓器事故經與運輸載具火災情境比較，運輸載具火災與貯存設施零距離，並且是包圍設施燃燒。而主變壓器與乾式貯存設施有 8 公尺之距離。運輸載具火災之燃料為汽/柴油，而主變壓器使用機油，其熱值小於汽油之熱值。審查結果可以接受。

有關柴油火災與邊坡灌木林火災輻射熱之比較，審查委員要求就柴油火災之強度持續性及災例而言，再加強其合理性說明。台電公司答覆在灌木林火災計算中，採用比實際更嚴格之設定條件，即假設林火是緊包圍著貯存設施燃燒，雖然實際情況是單一側面燃燒。灌木林火災對貯存設施之視角係數（view factor），遠大於柴油貯槽火災。故依據上述假設計算輻射熱時，其結果即呈現灌木林火災大於柴油貯槽火災之情況。審查結果可以接受。

本設施各項管理、火警偵測、防火及消防有關之人員訓練，納入核一廠消防工作組織，並與台北縣政府消防局第四大隊簽訂消防救災護支援協定。審查結果可以接受。

貯存設施為不可燃之混凝土護箱，設施內因無可燃物、易爆裂物之陳設，及所採用材料，皆為不可燃材料。而本設施設有 5 只手提式滅火器，審查結果可以接受。

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，已納入核一廠消防工作組織。

(二)依核一廠與台北縣政府消防局第四大隊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，綜合審查結果認為可以接受。

(三)本章無重要管制事項。

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

貯存設施各項管理與訓練計畫、警報監視系統、保安紀錄保存等，已納入核一廠 106 程序書「台電第一核能發電廠保安計畫」執行，審查結果可以接受。

依據國際原子能總署的核物料分類（IAEA INFCIRC /225/Rev. 4）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，審查結果可以接受。

依據核一廠 1001 程序書「特種核物料移轉與存量之管制」，核一廠現行特種物料平衡區分為 TW-D（一號機）及 TW-E（二號機），其中各包括乾式貯存設施、用過核子燃料池、反應爐、反應器廠房五樓特定區、新燃料倉庫及其他廠內之特定區等六個緊要量度點(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(DIQ)，並正式申請成立新的 KMPs。

台電公司核一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」，以及依核一廠 1010 程序書「照射過核子燃料檢漏測量」，填具「核物料移動查對表」。

核一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，審查結果可以接受。

三、審查結論

(一)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。

(二)本章無重要管制事項。

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、系統和組件之設計、採購、製造、組合、建造、檢驗、測試、試運轉及使用，能提供適當品質保證及管制，防範輻射意外，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研訂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」。

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、特殊製程管制；十、檢驗；十一、試驗管制；十二、量測及試驗設備管制；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：10CFR Part 72 Subpart G 及 NUREG-1536 等，作為本章審查的重要參考依據。

本章的內容描述核一廠用過核子燃料乾式貯存設施建造之品質保證要求，可分為四個部分，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「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」。本項已於 95 年 7 月由主管機關審查核備在案。
- (二)主要承攬商之品質保證計畫：此計畫全名為「核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝品保手冊」，由台電公司審查核准，其作業內容係依

據 10CFR Part72 Subpart G，並參照國際標準組織文件 9001(簡稱 ISO-9001)及公共工程施工品質管理作業要點之要求研訂，內容共區分為二十章。其基本架構除符合核能品質保證十八條準則之要求外，另參照 ISO-9001 之規範增加訓練及服務兩章節，分別說明對於人員訓練及服務要求或抱怨之處理。

二、審查發現

本章審查委員所提審查意見、台電公司的答覆說明及處理結果，概述如下：

- (一)鑑於本章的內容中，台電公司執行本專案之品質保證計畫僅敘述品保之宗旨，主要承攬商之品質保證計畫僅摘述核能品保十八條與訓練及服務兩項之內容要旨，故要求台電公司應將「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫」、承攬商「核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝品保手冊」，列為本章之附錄 A、附錄 B，以維持品保計畫的完整性。本項台電公司已承諾遵照辦理。
- (二)為確認依本章內容應建立相關程序書之完備性，要求台電公司提供本案已建立或引用之程序書清單，包括台電公司品保計畫第六章及承攬商所提品保手冊第六章二部分，並要求彙集全部應建立的各項程序書清單，列為本章之附錄 C，俾利未來相關安全管制作業之參考。本項台電公司已承諾遵照辦理。
- (三)為確認於提出本申請案前之相關設計作業是否依其專案品保計畫、品保手冊之規定辦理，要求台電公司提供本案迄今(96.04.23)已產生之品質保證紀錄清單及已執行之稽查清單(註明稽查單位、被稽查單位、稽查日期、稽查報告編號等)。經審閱台電公司與承攬商提供之品質保證紀錄清單與稽查清單，確認可符合其品保作業規定。
- (四)基於品質保證計畫的重點係針對「對安全重要之結構、系統和組件」，要求台電公司說明本案之品保計畫，是否採用與安全重要性一致之分級(Graded Methodology)概念。台電公司答覆說明，本章品保計畫係依據 NUREG/CR 6407 之品質分級概念制訂，且依此訂定「品質分級管制作業程序書」並據以實施，詳細之品質分級資料載於第 3.1.5 節內。審查

結果可以接受

(五)由於本案將製作之貯存護箱係國內首次製造，故針對台電公司是否建立合格供應商名冊(Qualified and Approved Suppliers List，簡稱 QASL)、哪些項件和技術服務應向 QASL 內之廠家採購、是否採用商業級產品(Commercial Graded Items，簡稱 CGI)、哪些項件允許使用 CGI 暨如何管控其品質、採用 ASME 認證材料的部分將由何部門認可，其規定及作業依據與流程為何、銲接檢查員之資格須符合品保相關程序書之要求暨如何確保及驗證等實務問題，要求台電公司提出說明。經審閱台電公司之答覆說明資料，均可接受。

(六)對於主要承攬商之品質保證計畫，提出之意見如下：針對(三)設計管制，建議增列：「針對相關法規所提出之申請豁免事項將逐項評估，並經適切之審查及核定過程。」；針對(十)檢驗，建議增列：「檢驗計畫之內容至少應包括下列項目之逐項檢驗核對表含可接受標準：a.燃料提籃製造；b.密封鋼筒製造；c.混凝土護箱製造及施工；d.密封鋼筒相關作業，並於設計、製造、安裝、測試及運轉作業前，完成品管計畫及查核表。」；針對(十一)試驗：本段內容並未提及「試運轉」相關之內容，請澄清試運轉階段之品質管理作業。針對(十九)訓練，建議增列：「各項工作人員包括品保人員、品管人員、勞安衛管理員、輻射防護員、起重機操作員、銲接人員、非破壞性檢測員、護箱運送車駕駛等，將訂定其資格要求如學經歷及證照要求。」。台電公司已依上述審查意見，修訂安全分析報告相關內容，審查結果可以接受。

(七)針對本案所使用或建立之全部分析工具或電腦程式，要求提供清單並列表分別載明其用途、驗證(Verification)及確認(Validation)的作法及結果，並要求說明是否已遵照 IEEE Std 1012 建立相關軟體驗證程序。經審閱台電公司提供之清單及答覆說明資料，可接受。

除上述所提審查意見、台電公司答覆說明及處理結果外，本章其他審查發現如下：

(一)本章所載的品質保證計畫內容，已描述說明各項要求、程序及管制，如落實執行後，可符合「核子反應器設施品質保證準則」及 10 CFR Part 72

Subpart G 的要求，將可據以執行於核一廠乾式貯存設施安全之設計、採購、製造、組合、建造、檢驗、測試與試運轉，並確保其品質及安全。

- (二)組織結構與各項活動的權責劃分，可確保執行單位據以執行工作並達成與該工作相關的特定品質要求。
- (三)為確保品質保證計畫所描述的各项要求之實際達成，將由具資格、且與該活動無直接相關的台電核安處進行稽查及驗證。核安處已被賦予足夠的權力及組織體系上的獨立自主性，可向主管階層報告，且不受預算與進度壓力之干預。
- (四)品質保證計畫文件齊備，對各項可能影響品質的作業及對安全重要的結構、系統和組件，依其對安全的相對重要性，均可提供充分的品質管制，符合分級實施(Graded Approach) 品質保證的原則。

三、審查結論

- (一)本章品質保證計畫，相關文件齊備，對各項可能影響品質的作業及對安全重要的結構、系統和組件，依其對安全的相對重要性，均可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 Part 72 Subpart G 的要求，審查結果認為可以接受。
- (二)本章品質保證計畫內容，已詳細說明核能品質保證十八條準則的各项要求、程序及管制，惟重點仍在於落實執行。原能會在核發建造執照後，應參照工程進度，執行必要之品質保證計畫執行情形檢查，以驗證其作業符合品質保證計畫之要求。
- (三)本章無重要管制事項。

第十一章 除役初步規劃

一、概要

本章概述除役時機、除役目標、放射性廢棄物處理、財務規劃及提出除役計畫書之日期。

台電公司除役目標為移除設施、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。

密封鋼筒設計為可直接最終處置 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

本章審查，主要參酌美國聯邦法規 10 CFR 72.130 對用過核子燃料貯存設施除役之接受準則。主要審查發現如下：

- (一)貯存設施之結構/設備容易去污、拆除，放射性廢棄物產生量少，符合要求。
- (二)除役所需經費將由核能發電後端營運基金支應，符合要求。

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，經原能會核准後實施。
- (三)本章無重要管制事項。

英文縮寫意義說明表

號次	章節	英 文 縮 寫	英 文 全 名	中 文 意 義
1	1	NAC-UMS	NAC Universal MPC System	NAC 公司通用 MPC 系統，MPC 為 Multi-purpose Canister，即多用途鋼筒之意。
2	2	MT/m ²	metric ton per square meter	公噸/平方公尺(單位面積之載重)
3	2	g	gravitational acceleration	重力加速度
4	2	EL.	elevation	高程
5	3	NQ	Non-Quality Classification	品質分類之一，為「與品質無關」
6	4	ISFSI	Independent Spent Fuel Storage Installation	用過燃料獨立貯存設施
7	4	QAP	quality assurance program	品質保證計畫
8	5	LCO	Limiting Condition of Operation	運轉限制條件
9	6.1	BORAL	商標名	碳化硼鋁合金
10		ATRIUM TM	商標名	核子燃料
11	6.2	MPa	megapascal	百萬帕斯卡
12	6.2	KPa	kilopascal	千帕斯卡
13	6.2	NRC	Nuclear Regulatory Commission	美國核能管制委員會
14	6.5	psig	psi gauge	表壓力
15	6.6	gal	gal is named after Galileo Galilei	伽，振動加速度的單位 1gal = 0.98 公分/秒 ²

「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」審查結果
重要管制事項彙整表

序號	項次	*章 節	內 容	確認時機	備註
1	1-1	1.2.4	在申請試運轉時，提報下列 15 項程序書： 1.核一廠乾式貯存系統：現場作業組織架構與行政作業管控制程序書； 2.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒前置作業程序書； 3.核一廠乾式貯存系統：傳送護箱前置作業程序書； 4.核一廠乾式貯存系統：燃料啜吸檢驗作業程序書； 5.核一廠乾式貯存系統：反應器廠房內操作程序書； 6.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲接操作程序書； 7.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道非破壞檢測程序書； 8.核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道洩漏測試程序書； 9.核一廠乾式貯存系統：混凝土護箱前置及運送作業程序書； 10.核一廠乾式貯存系統：貯存場作業程序書； 11.核一廠乾式貯存系統：再取出作業程序書； 12.核一廠乾式貯存系統：異常作業程序書； 13.核一廠乾式貯存系統：輔助設備操作手冊； 14.核一廠乾式貯存系統：輻射防護作業程序書； 15.核一廠乾式貯存系統：工安作業程序書。	試運轉計畫時確認	
		7.1			

*：章節編號以阿拉伯數字取代國字數字。

2	1-2	1.2	核一廠乾式貯存護箱組件的製造與驗收測試的誤差容允度。	興建期間 檢查與運 轉執照審 查	
3	2-1	2.1.2.3	加強乾華溪上游監測工作與巡視，並進行一年二次福衛二號衛星影像變異監測。	運轉執照 審查	
4	2-2	2.2.1.4	設施整地興建及運轉期間，分別建置必要之臨時性及永久性邊坡穩定觀測系統，以及適當之管理與行動基準。	興建期間 檢查與運 轉執照審 查	
5	2-3	2.2.3	設施於興建及運轉階段進行安全分析報告更新時，需注意相關海嘯資料及分析技術之更新，並追蹤評估。	運轉執照 審查	
6	2-4	2.3.1.3	補充乾華溪洪流量計算分析之相關審查或驗算檢核報告	參照核定 之水保計 畫確認	
7	3-1	3.1.1.1	用過核子燃料裝載計畫>Loading Plan)，應依據各燃料束衰減熱高低，區分成 A,B,C 三大類，並做適當佈局。	試運轉計 畫審查	
8	3-2	3.1.2.3 6.6.3.10	安全分析報告第二章三、水文章節內容，若因水土保持計畫書審查而有所變動，本章節應一併檢討修正。	參照核定 之水保計 畫確認	
9	3-3	3.1.3	輔助系統及設備之設計分析。	試運轉計 畫審查	
10	3-4	3.1.4	公用系統及設備之設計分析。	試運轉計 畫審查	
11	3-5	3.2.1.3	大型運輸車輛及機具衝擊傳送道路及運轉廠房評估報告。	試運轉計 畫審查	
12	4-1	4.1	承攬商與事業單位的權責分工詳細組織圖。	試運轉計 畫審查	
13	4-2	4.2	本設施安全管理計畫。	試運轉計 畫審查	
14	4-3	4.3	依施工階段之人員訓練計畫實施	興建期間	

			訓練。	檢查	
15	4-4	4.3	依安裝/吊運階段之人員訓練計畫實施訓練。	試運轉計畫審查	
16	4-5	4.3	依貯存階段之人員訓練計畫實施訓練。	試運轉計畫審查	
17	5-1	5.1.1	試運轉之裝運及測試計畫。	試運轉計畫審查	
18	5-2	5.1.1	核一廠用過核子燃料完整性檢測計畫。	試運轉計畫審查	
19	5-3	5.1.1 6.3.4	設施運轉技術規範（含裝填操作時，確保用過核子燃料貯存池水溫度低於 41 °C）。	試運轉計畫審查	
20	5-4	5.1.2	運搬規劃路線、地下埋設物種類及埋設深度之勘查及道路補強。	試運轉計畫審查	
21	6-1-1	6.1.3-2	加強固定中子吸收物(BORAL)之硼密度品質測試。	興建期間檢查	
22	6-3-1	6.3.5	4 種待貯存用過核子燃料之型式，應納入運轉技術規範中。	試運轉計畫審查	
23	6-4-1	6.4 6.6.3.5	訂定核一廠用過核子燃料貯存護箱運送墜落與傾倒處理作業程序，並納入意外事故應變計畫中。	試運轉計畫審查	
24	6-4-2	6.4	修訂核一廠核子反應器設施終期安全分析報告 FSAR 9.1.2.3 有關用過核子燃料吊卸裝填之作業規範，並須提報主管機關核准。	試運轉計畫審查	
25	6-6-1	6.6.3.3	混凝土護箱進、出氣口完全堵塞事件之矯正措施，應納入運轉技術規範中。	試運轉計畫審查	
26	6-6-2	6.6.3.6	混凝土護箱在電廠內運送至貯存場間之意外事故影響分析。	試運轉計畫審查	
27	6-6-3	6.6.3.6	混凝土護箱傾倒假想事件之矯正措施與防範作為，應訂定作業程序書，採所有工程作為(如運送輔助固定裝置等)，將護箱傾斜墜落可能性降至最低。	試運轉計畫審查	
28	7-1	7.1	訂定用過核子燃料乾式貯存作業	試運轉計畫	

			工作人員之輻射曝露合理抑低作業計畫。	畫審查	
29	7-2	7.1	檢討修訂核一廠監測區之監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並提報主管機關核定。	運轉執照審查	
30	7-3	7.2	檢討修訂核一廠環境輻射監測計畫，設置所需之監測點、取樣點，並提報主管機關核定。	運轉執照審查	