

原能會「核一廠除役計畫審查案」審查意見

第一章 綜合概述(共 5 項)

意見編號	01-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04、F21	1		結案
第 1 回合審查意見					
1.請說明核一廠的除役作業需新增哪些程序書？除役期間，程序書增修訂的方式與程序為何？					
2.在第 1-25 頁雖已提及相關之工程圖件之建立及保存，皆依核一廠程序書 110「品質管理手冊」辦理，惟除役時是否仍遵循此程序書辦理，亦或另有品保程序，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1.(1)依據「核子反應器設施管制法」之規定，核能電廠應於預定永久停止運轉前 3 年，檢附除役計畫向主管機關提出除役申請。由於核一廠目前仍處於運轉狀態，各項除役相關作業尚未進行發包，本公司未來將依實際除役現場作業規劃，於執行各作業前完成相關程序書之增修訂。					
(2)核一廠於除役階段程序書增修訂之方式與程序，將依核能一廠程序書 120「營運手冊程序書管制程序」之規定辦理。					
2.謝謝委員提醒，相關工程圖件之建立及保存，除役時將參照核一廠程序書 1117 系列之規定辦理，惟此程序書未來將依據當時之除役執行現況進行修訂及改版，已修訂第一章本文，如附件 01-001-A。					
第 2 回合審查意見					
均同意答覆，未來台電公司於執行除役相關作業前，應增訂各項程序書。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員。本公司將於執行除役相關作業前，依實際規劃之作業，增訂所需之各項程序書。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見	01-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編 號					
		F21	1		結 案
第 1 回合審查意見					
依據 102 年 8 月 22 日放射性物料臨時管制會議決議事項，台電公司應於核一廠除役之時，用過核子燃料池不可用之前 1 年，覓妥或設置乾式貯存之再取出作業場所。是以除役計畫中應提出具體規劃，以確保能備妥再取出場所。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提醒。有關再取出設施之規劃請參閱本計畫第九章、五.(三)節之說明，摘錄如下：					
核一廠運轉期間係規劃使用其用過核子燃料池進行再取出作業，在除役第一階段停機過渡期，因用過核子燃料池仍被保留供用過核子燃料的存放，故仍可沿用原有之用過核子燃料池進行再取出作業。到了除役第二階段中段，用過核子燃料完全移出用過核子燃料池之後，因用過核子燃料池循環水系統會停止運轉，池底燃料置放格架拆除，並會被用來作為水下切割場所，故需先完成再取出設施的興建。 再取出設施規劃設置於原氣渦輪機組區域，採取水池方式，尺寸約 44.2 m x 18.7 m，結構體採用鋼筋混凝土建造，地上一層及地下二層之構造物，外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射。設施內將裝置一部 100 MT 護箱吊車 (Single Failure Proof) 及一部核子燃料吊車，以供未來再取出作業使用，主要配置包括運送車輛操作區、護箱準備區、護箱池、用過核子燃料池及相關輔助設備區。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	01-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02	1	1-7	結案
第 1 回合審查意見					
依核子反應器除役計畫審查導則之要求，申請者必須詳實說明撰寫計畫時所採用之各種資料，其調查、分析、推估之方法；此處“(三)引用法規及設計準則”未說明，應予補充。					

第 1 回合審查意見回復					
本計畫各章節，已分別說明採用之資料，其調查、分析、推估之方法，所引用之法規及設計準則，並將其引用之法規及設計準則彙整列於「參考文獻」一節中。					
第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將此段說明文字放入該節中。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員，已依審查意見增補文字說明，如附件 01-003-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	01-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01, S02	1	1-7~1-13	結案
第 1 回合審查意見					
引用法規及設計準則請增列：					
(一) IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2, "Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material", 2008。					
(二) NUREG-1757, "Consolidated Decommissioning Guidance", 2006					
(三) IAEA General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6, "Safety Standards for Decommissioning", 2014					
第 1 回合審查意見回復					
已依審查意見增列，如附件 01-004-A。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	01-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02	1		結案
第 1 回合審查意見					
以下意見請修正或增加報告內容：					

1. Page1-2, 除役之廢棄物，宜先從來源減廢做起，儘量避免廢棄物產生，已產生者，亦應先適當分類，將其與非放射性廢棄物分離；之後施以切割、除污及有效工程管理等減量措施，以降低廢棄物產量，減少貯存空間及最終處置費用。2 目的之 (4) 建議修正。
2. Page1-4 本計畫毋須特別為“處置”一詞定義，且此處所定義者，似乎與處置不吻合；建議此處採用“最終處置”即可，且以放射性物料管理法之定義為準。
3. Page1-14 第一核能發電廠營運手冊程序書及行政院原子能委員會雙語詞彙二參考文獻，宜列版次及日期，以符合核子反應器除役計畫審查導則之要求。
4. Page1-14 低放射性廢棄物最終處置之現況，說明不足，請補充。
5. Page1-27 的圖 1-2 中放射試驗室等字，應以較為顯眼之顏色表示。
6. Page1-36~1-44 的圖 1-11~1-14 及圖 1-18~1-19 之圖片品質不佳，請改善。

第 1 回合審查意見回復

1. 已依審查意見修正，如附件 01-005-1-A。
2. 已依審查意見修正，如附件 01-005-2-A。
3. (1) 「第一核能發電廠營運手冊程序書」係所有程序書之總稱，包含 100 系列~1400 系列程序書，每份程序書皆有其獨立編號、名稱及版次。
(2) 「行政院原子能委員會雙語詞彙」為原子能委員網站上之資料，網址如本章所述，僅有核能安全、輻射防護、緊急應變、民生應用、環境偵測、放射性廢料營運、綜合業務等分類，無版次及發行日期。
4. 有關低放射性廢棄物最終處置之現況係詳述於本計畫第九章、四.(三)節中，摘錄如下：
根據「放射性物料管理法施行細則」，本公司業經提送主管機關報備之「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，低放射性廢棄物最終處置場接收我國所有的低放射性廢棄物，包括核一、二、三廠及龍門電廠等 8 部機組之運轉廢棄物、本公司所有相關核設施除役所產生除役廢棄物、核能研究所相關核設施運轉與除役產生之廢棄物、清華大學之研究用反應器運轉與除役產生之除役廢棄物，以及核能研究所接收全國小產源低放射性廢棄物等。於取得運轉執照後，即開始接收低放射性廢棄物。
5. 已依審查意見修正，如附件 01-005-5-A。

6.本章相關之工程圖件係複製核一廠原始圖件，已依審查意見儘量提升圖片品質，如附件 01-005-6-A。
第 2 回合審查意見
3.(2)行政院原子能委員會雙語詞彙請註明更新日期，及引用時之最新日期。 4.低放射性廢棄物最終處置之現況雖已詳述於第九章，此處亦須摘要說明，所提之摘錄不是現況，請再補充之。 除以上 2 點意見均同意答覆。
第 2 回合審查意見回復
3.(2) 已依審查意見加註更新時間(104 年 3 月 10 日)及引用時之最新日期(104 年 10 月)，如附件 01-005-3-B。 4. 謝謝委員提醒，將依審查意見配合現況修訂，本計畫第九章擬配合修訂如下： 低放射性廢棄物最終處置場接收將我國所有的低放射性廢棄物，包括核一、二、三廠等 6 部機組之運轉廢棄物、本公司所有相關核能設施除役所產生除役廢棄物、核能研究所及清華大學之研究或教學用反應器除役產生之除役廢棄物，以及核能研究所接收全國小產源低放射性廢棄物等。並於取得運轉執照後，即開始接收低放射性廢棄物。
第 3 回合審查意見
3. 同意答覆。 4. 第 1-14 頁，請修改『除役時產生之低放射性廢棄物，將暫存於廠內之貯存庫中，俟低放射性廢棄物最終處置場建置完成後，再運送至最終處置場進行處置。』為『除役時產生之低放射性廢棄物，將暫存於廠內之貯存庫中，俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物集中貯存設施建置完成後，併同運轉之低放射性廢棄物運送至最終處置設施進行處置或放射性廢棄物集中貯存設施貯存。』。
第 3 回合審查意見回復
4. 已依審查意見修訂本章第四、(三)節(p.1-14)，以及第九章、四、(三)節(p.9-48)。
審結意見
同意答覆。

第二章 設施及廠址環境說明(共 11 項)

意見 編號	02-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	2		結案
第 1 回合審查意見					
本章提到已完成許多報告，請台電公司列表說明，哪些報告是經由主管機關 審查通過？					
第 1 回合審查意見回復					
依審查意見辦理，茲列表整理除役計畫第二章所引用文獻資料之審核狀態， 如附件 02-001-A。					
審結意見					
同意答覆。					

意見 編號	02-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03	2	2-2	結案
第 1 回合審查意見					
參照環保署公告之「開發行為環境影響評估作業準則」附件五規定，應檢附大比例尺廠址地理位置圖、開發場所現況圖等，並詳細說明廠址地形、地貌等。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提醒，本章之格式內容係參照行政院原子能委員會 103 年 9 月 19 日發布之「核子反應器設施除役計畫導則」編寫。另本公司已依照「環境影響評估法」及「開發行為環境影響評估作業準則」等相關規定，提送「核能一廠除役計畫環境影響說明書」予主管機關審查(環保署)中。摘錄「核能一廠除役計畫環境影響說明書」第四章圖 4.2-2 本計畫之開發場所所在位置及開發範圍圖(1/5000 像片基本圖)，如附件 02-002-A，供委員參閱。					
第 2 回合審查意見					
應將環評說明書之相關地形圖資納入本案，並註明圖資來源、年份，藉以詳細說明廠址地形、地貌等。					
第 2 回合審查意見回復					
遵照辦理，本次修定將核一廠除役計畫環境影響說明書相關圖資補充至本章節中，如附件 02-002-B。					

審結意見					
同意答覆。					

意見編號	02-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02	2	2-7, 2-9, 2-14	結案

第 1 回合審查意見

核一廠海岸線附近預測最大海嘯高度介於海拔高 6.5 m 至 9 m 之間，因此，核一廠建廠時所用之設計海拔高度標準，為海拔高 10.73 m (9 m 海嘯高度加上 1.73 m 之暴風浪)；2-14 頁說，冬季發生之季風波浪波高在 0.8~5.2 m，最大波高可達 5.2 m，另依 50 年復現週期颱風波浪推算結果，侵襲本區之颱風波浪以東北方向波浪最大，達 10.91 m；2-9 頁又載，主要設施高程為 11.2m，請說明碰到上述狀況時，主要設施能否承受該影響。

第 1 回合審查意見回復

由於除役計畫導則對於第二章之要求僅對廠址環境的客觀事實與現況敘述，並不包含分析。而除役計畫第七章第二節「除役期間預期之意外事件安全分析」中已包括有地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害之分析，請委員參閱，因此，本章節並不重複說明波浪對於主要設施之影響。

第 2 回合審查意見

第七章分析所引用數據是否與此處吻合？

第 2 回合審查意見回復

除役計畫第二章蒐集有關海嘯的資料係引用自核一廠「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，經查該報告之內容係翻譯自「核能一廠終期安全分析報告(CSNPS-FSAR)，1988」之評估內容，海嘯高度介於海拔 6.5~9m 之間；而除役計畫第七章針對海嘯所造成之天然災害進行分析之部分係引用 101 年 04 月完成之「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，其評估海嘯高度介於海拔 4.11~5.47m 之間，此二研究成果由於年代不同，數據略有差異，惟核一廠區主要設施均位於地面高程 11.2m 以上，並不影響其分析。

審結意見

同意答覆。

意見	02-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S02	2	2-11	結案
第 1 回合審查意見					
本計畫於描述廠址及其周圍地區的地表水體，包含了位置、大小、形狀及其他河流、湖或沿海地區的水文，尚稱詳細；惟對現有及擬議中的水控制結構和改道(可能會影響到廠址的上游及下游)，並無說明，請補充之。					
第 1 回合審查意見回復					
審查導則所指「水控制結構」國內工程較慣以「水工結構物」稱之，已將核一廠現有之水工結構物描述，於第二章(一)3(4)廠址內外水工結構物一節說明。					
關於河川改道之說明如下，現今核一廠區內乾華溪已整治為人工河道，係乾華溪古河道經截彎取直後整治而成，惟古乾華溪截彎取直工程於核一廠建廠計畫初期即已完成，且歷經三十餘年之運轉並未發現有影響上下游環境之情事，故未有說明。					
第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。					
審結意見					
遵照辦理，將有關河川改道之說明補充於 DP 第二章二、(一)3.(1)河川一節中，如附件 02-004-B。					

意見編號	02-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02	2	2-11	結案
第 1 回合審查意見					
本計畫應對廠址排水設施其周邊流域之河流功能有所說明，包含重要的用水戶，尤其進水口是否可能受到從廠址的放射性核種遷移的不利影響，應予分析。請補充之。					
第 1 回合審查意見回復					
核一廠可能含有放射性核種之廢液均獨立收集處理，並不會與非放射性廢水混合，可能含有放射性核種之廢液最終至洗浴及雜項廢水處理系統處理，符合原能會及環保相關法令規定後排放，其承受水體為乾華溪，而排水口位於廠界內乾華溪下游處，距出海口不到 200 m，且乾華溪兩岸已整治為人工護岸，並無其他可能之用水戶於此段河流取水，經初步研判，縱有微量核種排放亦符合原能會排放法規要求，不會對一般民眾及廠內人員造成不利影響。					

第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。					
審結意見					
遵照辦理，將有關河川改道之說明補充於 DP 第二章二、(一)3.(1)河川一節中，如附件 02-005-B。					

意見編號	02-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	2.2.1.3	2-13	結案
第 1 回合審查意見					
請說明表 2-5 地下水觀測井 MW-19 缺少 1990-2002 年水位資料之原因，以及圖 2-11 地下水觀測井 MW-20 地下水位資料未列於表 2-5 之原因。					
第 1 回合審查意見回復					
原始資料中 MW-19 遺失，MW-20 井內坍塌，將在修訂版表 2-5 補充備註說明，如附件 02-006-A，另經查 MW-19 與 MW-20 井大約位於 35,000 公秉油槽區，不至影響圖 2-11 之地下水位判讀。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	02-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F01	2	2-13	結案
第 1 回合審查意見					
地下水文結構描述不夠完全，有關飽和層的測試資料、假設條件等，未見於報告中，請補充。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員，已補充二期乾貯場址之調查成果於除役計畫第二章二、(一)3.(2)地下水一節中，如附件 02-007-A，相關內容如下：					
「核一廠區有兩層地下水區域存在，一為上部之自由區域，另一為下部之拘限區域。上部區域為砂和礫石所組成河渠道內之水，這些材料均為高滲透性的。由 Halliburton NUS(1993)的報告中得知此上部自由含水層之三項地下水特性參數，地下水流速為 0.25 m/d，孔隙率為 0.25，水力傳導係數為 4.3×10^{-3} cm/s。					
依據「核一廠用過核子燃料第二期乾式貯存設施興建計畫補充場址地質					

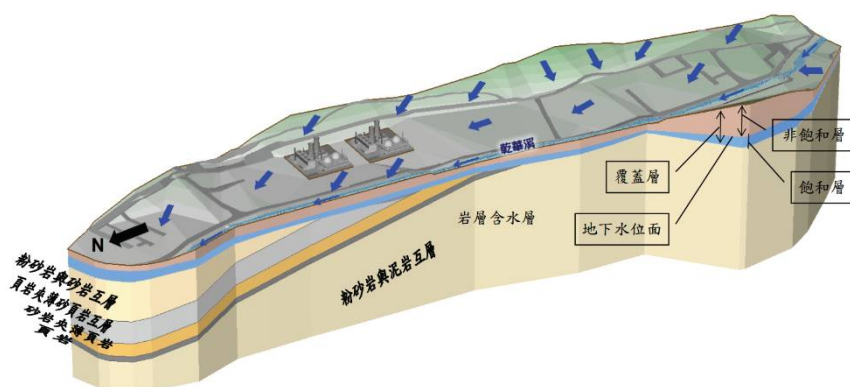
特性調查評估工作場址特徵審查專用報告」之評估成果，核一廠集水區之數值高程模型(DEM)及地質與地層特性調查成果，經設定邊界條件及以水位觀測井資料率定水文地質模型之水力傳導係數後，可模擬集水區內地下水位高程分佈如圖 2-14 所示。圖中顯示之地下水水位高程將由模擬範圍之南側山區逐漸向北側海濱遞減，於上游地區之地下水水位梯度較大，下游地區則相對較為平緩。其顯示於山區坡降較明顯區域有較大之地下水流速，河谷區域與場區周圍之流速明顯較低，全區平均流速僅約 0.048 m/d 相當於 5.56×10^{-7} m/s。」

第 2 回合審查意見

第一次意見中的水文結構是希望台電公司補充水文結構圖於除役計畫第 2 章，而非提供「第二期乾式貯存設施興建計畫補充場址地質特性調查評估工作場址特徵審查專用報告」之評估成果。由除役計畫第 2 章的圖 2-12 可以發現位於一號機與二號機廠房的地下水位線深度約 7.5m~10m，台電公司又說明核一廠區有兩層地下水區域存在，上部區域為砂和礫石所組成河渠道內之水，這些材料均為高滲透性的。若是未來拆除 2 部機組廠房時，因地下含水層上方壓力釋放後，是否會有地下水湧出之問題，請台電公司釐清。

第 2 回合審查意見回復

核一廠水文概念模式圖如下：



Ref:「建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式完成報告，民國 101 年 7 月」

依據文獻「建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式完成報告，民國 101 年 7 月」，核一廠建廠施工時，曾抽除上方非拘限含水層之地下水，以利進行工程。由於並無抽取下方拘限含水層地下水之相關記載，可初步判斷下方拘限含水層於建廠時並無湧出現象。依據目前除役規劃，聯合結構廠房及汽機廠房土木結構僅拆除至地表下 1m 處，地表下 1m 以下之混凝土基礎結構物仍

保留，由於廠房混凝土基礎透水性極低，且保留結構物之高程遠高於建廠時基礎開挖面，故除役期間拘限含水層地下水湧出之可能性將遠低於建廠時。綜合上述資料，研判反應器廠房及汽機廠房下方拘限含水層之地下水應無湧出之疑慮。

審結意見

同意答覆。

意見編號	02-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03	2	2-18	結案
第 1 回合審查意見					
生態環境說明引用 94 年核一乾貯調查資料，距今已約 10 年，期間生態是否有變異，應附近期調查資料加以說明，另海洋生態是否涵括在內亦請說明？					
第 1 回合審查意見回復					
本公司核一廠除役環評案近期提送之「核能一廠除役計畫環境影響說明書」，已包含 104 年度之水域、海域及陸域生態調查資料，摘錄重點如下：					
(一)陸域環境					
核一廠主要為既有廠區，廠內主要為人造設施，並有部分草地及水池等環境，人為干擾頻繁，鄰近地區以次生林環境為主，部分人造設施、水域環境及海洋...其用地範圍鄰近地區亦以次生林環境為主，並有高爾夫球場、海洋及人造設施等分布，調查記錄以赤腹松鼠、白頭翁、麻雀、黑眶蟾蜍、鉛山壁虎及藍灰蝶等為優勢物種，其中記錄遊隼 1 種瀕臨絕種保育類野生動物，7 種珍貴稀有保育類野生動物，5 種屬其他應予保育之野生動物。					
(二)水域環境					
W1 測站位於小坑溪出海口...第一次調查(103 年 11 月)，水流量少(水深約 50 cm)，流速緩慢，水質清澈。W2 測站則位於乾華溪電廠出水口的上游...第二次調查(104 年 4 月)水流量略少(水深約 80 cm)，水質清澈，水體受出水口之排水擾動；第三次調查(104 年 7 月)因調查前期缺乏降雨，水量較少，W1 河道內部份區域無水，有水部分形成淺瀨及淺流之棲地環境，W2 測站水深約 50 cm，其水體同樣受出水口之水體擾動。					
(三)海域環境					
第一次(103 年 11 月)海水溫度約 22~23 ℃，第二次(104 年 4 月)海水溫度約 24~25 ℃，第三次(104 年 7 月)海水溫度約 27~28 ℃。五個海域測站水深介於 6~8 m。五個潮間帶測站之 S1 測站位於入水口東側，底質以大塊					

礫石為主，礁石上附著部分微細藻類...僅零星分佈幾個小面積(< 10 m²)之潮池；S2 測站位於入水口西側，底質亦以大塊礫石為主，礁石上亦附著部分微細藻類...該測站有數個中型(約 10~25 m²)、大型(>25 m²)潮池；S3 測站位於乾華溪下游出海口東側，小坑溪出海口東側，該測站底質以小塊礫石為主，...該測站僅有一個小面積(< 10 m²)之潮池；S4 測站位於乾華溪下游出海口西側，該測站底質以岩盤與消波塊為主，無潮池...；S5 測站則位於龍門洞聖安宮旁，該測站以礫石、卵石為主...有數個大型(>25 m²)潮池。

惟此版本尚在環保主管機關初步審查中，細部調查內容待正式版本公告後，可參閱「核能一廠除役計畫環境影響說明書」第六章第三節生態環境一節之調查內容。

第 2 回合審查意見

應將環境影響說明書之近期生態調查資料納入本案。

第 2 回合審查意見回復

核一廠除役計畫環境影響說明書之相關生態調查資料補充至 DP 第二章二、(一)5.生態環境一節中，如附件 02-008-B。

審結意見

同意答覆。惟除役期間台電公司應加強場址特性條件環境監測，並適時更新場址環境特性資料，以強化天然災害應變作業能力，並列為重要管制事項。

意見編號	02-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02	2	2-25	結案
第 1 回合審查意見					
現在一般大眾對懸浮微粒的概念已非 PM10，而是 PM2.5，此處建議亦將近期內 PM2.5 的資料附上，以供參考。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 此處資料為本公司網站公告之核一廠用過核子燃料中期貯存計畫施工期間環境監測工作資料，該資料僅有 PM ₁₀ 而無 PM _{2.5} 之測項；本公司核一廠除役環評案近期提送「核能一廠除役計畫環境影響說明書」包含環保署萬里空氣品質測站監測結果統計表可供參考：					

年度		101 年	102 年	103 年	空氣品質
PM ₁₀ ³ (μg/m ³)	年平均値	42.29	49.75	49.94	65
	日平均最大值	191.38*	174.75*	172.46*	125
PM _{2.5} ³ (μg/m ³)	年平均値	15.91*	17.39*	18.92*	15
	日平均最大值	43.00*	85.25*	83.88*	35
SO ₂ (ppb)	年平均値	2.36	2.53	2.78	30
	日平均最大值	8.30	9.74	10.28	100
	小時平均最大值	26.00	23.00	27.00	250
NO ₂ (ppb)	年平均値	5.99	6.10	6.68	50
	小時平均最大值	42.00	45.00	47.00	250
CO (ppm)	小時平均最大值	1.73	1.19	1.99	35
	八小時平均最大值	0.99	0.98	0.75	9
O ₃ (ppb)	小時平均最大值	118.00	116.00	109.00	120
	八小時平均最大值	101.13*	94.50*	90.38*	60

註：1.環保署空氣品質監測資料，本公司計畫整理。

2.“*”表超過空氣品質標準。

惟此版本尚在環保主管機關初步審查中，細部調查內容待正式版本公告後，可參閱「核能一廠除役計畫環境影響說明書」第六章第二節二、空氣品質一節之調查內容。

2.由於除役計畫導則對於第二章之要求僅對廠址環境的客觀事實與現況敘述，並不包含分析，因此，建議噪音振動防範之相關評估納入除役計畫環評時討論，避免出現相同內容重複審查的情形。

審結意見

同意答覆。

意見編號	02-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F21	2	2-33	結案
第 1 回合審查意見					
圖 2-3 核一廠附近區域地質圖中，距廠址 8 km 範圍內地質顯示亦包含大範圍					

之安山岩，惟第二章未見相關地質說明。請於二(一)2.(1)及除役計畫相關章節中補充敘述。

第 1 回合審查意見回復

除役計畫主要著重於核一廠廠址內之除役範圍內，其中並無安山岩分布，且因安山岩之分布範圍距離核一廠界遙遠，建議不列入。

審結意見

同意答覆。

意見 編號	02-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、F03	2		結案

第 1 回合審查意見

以下意見請修正或增加報告內容：

1. Page2-1 中廠址的面積大小未以平方公尺為單位，請修正。
2. Page2-10 土石流潛勢初步分析說明依據水保局 94 公告資料，惟其說明附圖 2-9 為水保局 104 年網站資料(101 年調查資料)，存有時間落差，應更新。
另附圖 2-9 說明有關土石流潛勢溪流堆積段，應刪除堆積段相關文字。
3. Page2-32~2-40 的圖 2-2、2-3、2-9、2-10，其核一廠區範圍圈繪與第一章之廠區平面圖範圍(圖 1-3)不一致，應統一。
4. Page2-32 相關附圖其資料來源說明，應為原始資料，如圖 2-2 說明應為二萬五千分之一某版次、圖 2-3 說明應為地質圖資來源、圖 2-5 與圖 2-6 是否應為中央氣象局資料，應修正。另核一廠相關報告應為台電公司著作，而非行政院原子能委員會。
5. Page2-32~2-44 的圖 2-2、圖 2-4~圖 2-7、圖 2-10、圖 2-14 等資料，均採自 97 年核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，應使用近 3 年的圖資做為說明，以確保其為較新的場址資訊。

第 1 回合審查意見回復

1. 建議比照環評以公頃描述，以維持彈性，避免核一廠「除役計畫」與「除役計畫環境影響說明書」兩份報告彼此衝突。
2. 遵照辦理，如附件 02-011-2-A。
3. 遵照辦理，如附件 02-011-3-A。
4. 遵照辦理，如附件 02-011-4-A。

5.已盡可能更新圖 2-2 為民國 102 年所製作之圖面，圖 2-4 為 2012 年版本，圖 2-5 與圖 2-6 則更正圖源為 2005 年之研究報告，如附件 02-011-5-A。圖 2-7 與圖 2-10 由於核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告所使用之圖面係最為清晰之圖面，故予以沿用。圖 2-15(原圖 2-14)則是為說明表 2-6 之地下水監測井位置而選用，因而並未修訂。 6.另依 DP10 審查意見 10-01 文字修訂審查意見第 6 題，修改表 2-15，如附件 02-011-6-A。
第 2 回合審查意見
廠址的面積請依規定用平方公尺表示，可以加括弧註明公頃數。 其餘意見均同意答覆。
第 2 回合審查意見回復
遵照辦理，將以平方公尺補充表示之廠址面積，如附件 02-011-1-B。
審結意見
同意答覆。

第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響(共 20 項)

意見編號	03-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S17	第三章	3-1	結案

第 1 回合審查意見

「...整理廠址歷史調查結果提出結論，歸納出廠區受輻射影響之區域與範圍。」請增加「受輻射影響的分級」，以供後續第十七章之規劃。

第 1 回合審查意見回復

謝謝委員意見，依據 MARSSIM 建議之量測偵檢程序，受輻射影響之分級(1、2、3 級)必須在實際停機後，完成系統除污、廠址特定參數收集、全面性輻射調查及偵測後，再與依廠址特定參數所推導出之 DCGL 比較，方能進行分級，分級流程請參閱本計畫第 17 章圖 17-3 建物與土地污染分級流程(MARSSIM)，摘錄如下：

```
graph TD
    A[廠址歷史評估] --> B{地區受影響?}
    A --> C[初步假設為最終狀態  
偵測分類的第1級地區]
    B -- 否 --> D([不受影響區  
不需偵測])
    B -- 是/不確定 --> E[範圍偵測]
    E --> F{地區可能  
污染?}
    F -- 否 --> G([第3級最終狀態偵測])
    F -- 是/不確定 --> H[特性偵測]
    H --> I{地區污染?}
    I -- 否 --> G
    I -- 是 --> J{超過DCGLw  
的機率很小?}
    J -- 否 --> K[改善措施輔助偵測]
    J -- 是 --> L{超過DCGLemc  
的機率很小?}
    L -- 否 --> K
    L -- 是 --> M{充足的資料  
證明為第2級?}
    M -- 否 --> N([第1級最終狀態偵測])
    M -- 是 --> O([第2級最終狀態偵測])
    K --> N
```

上述受輻射影響的分級，本公司將於未來實際停機後，完成系統除污、廠址特定參數收集、全面性之輻射調查及偵測後，再與所推導出之 DCGL 比較，進行詳細之分級。

審結意見

同意答覆，並列為重要管制事項。

意見 編號	03-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、A05、S05	第三章二 (一)	3-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 受檢文件(廠址資訊報告、電廠運轉歷史、意外事件報告、輻射偵檢及活度評估、放射性廢棄物貯存狀況)經檢視後，應有檢視結果之敘述一節。 2. 有關電廠運轉歷史之受檢文件，除所述十年整體安全評估報告、運轉年報、偵測試驗結果紀錄、大修報告外，應將影響廠址輻射評估之重要安全審查報告如機組功率提升等納入受檢文件。 3. 「受檢文件」一節所述，執行核一廠廠址歷史資料評估作業需收集與查核數量相當龐大的報告、紀錄、以及相關的文件，請說明受檢文件的檢核程序，及過程中是否有任何查驗或覆核等任何品保把關程序。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員提醒，本章內容係依「核子反應器設施除役計畫導則」之要求編寫，已將受檢文件檢視結果，依據內容及性質進行分類描述，如：廠址資訊報告、電廠運轉歷史、輻射偵檢及活度評估、放射性廢棄物貯存狀況等相關內容，說明於本章第二、(二)節運轉歷史與廢棄物管理現況概述中；而電廠運轉歷史中意外事件部分及意外事件報告，則分別於本章第三、(一)、(二)節中描述。 2. 遵照委員意見，本公司已將機組功率提升報告列入受檢文件中，如附件 03-002-2-A。針對機組功率對廠址輻射影響，摘述說明如下：根據核一廠中幅度功率提升安全分析報告(101 年)，核一廠機組功率提升並不影響廠址輻射評估。參照 FSAR 表 3.11-1 之環境輻射劑量 EQ 值評估結果，其中累積中子通量及加馬劑量假設值係基於 100 %OLTP 運轉 40 年及 1.0 容量因數進行評估。皆高於實際運轉值，故可涵蓋 SPU(105 % OLTP)運轉情況。若僅考慮容積因數，因實際容量因數低於假設值 1.0(例如：89 年~97 年一、二號機平均容量因數分別為 87.6 %、88.8 %)，預期該值應低於 95 %。故該評估結果亦可涵蓋，SPU(105 % OLTP)、運轉 40 年及 0.95 容量因數之假設條件。故結論為核一廠機組功率提升，並不影響廠址輻射評估。 3. 謝謝委員提醒，本章節所進行的廠址歷史資料評估作業，皆依據核一廠除役計畫品質保證要求，以及相關程序書進行；報告之品保審查程序亦依照相關程序書要求進行，以符合品保程序。品保事項包含：廠址歷史評估的					

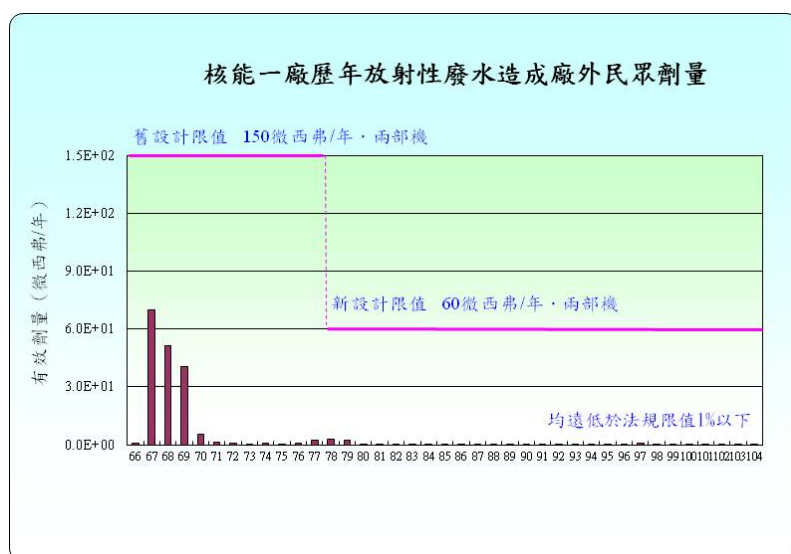
紀錄、分析、編撰、審核注意事項；報告的制定、審核、修訂、分發與回收、定期審查及管制等文件處理流程，則依核一廠除役計畫文件管制品質程序書規定處理。

第 2 回合審查意見

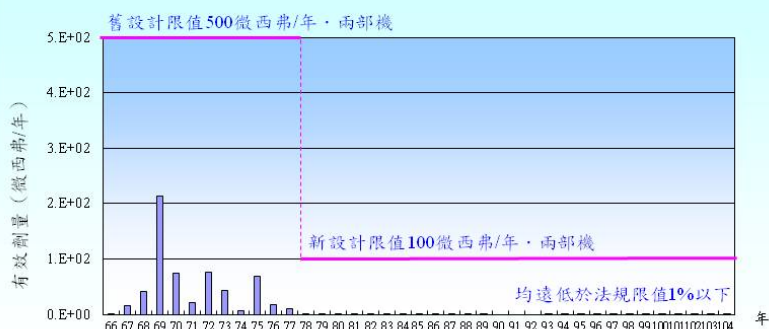
1. 同意答覆。
2. 有關核一廠 1、2 號機自 97 年小幅度功率提升 MUR 至 101.66%及 101 年中幅度功率提升 SPU 至 103.66%，請量化與運轉 40 年及容積因數比對結果，以確認涵蓋其評估結果。
3. 請明確說明現階段在執行廠址歷史資料評估作業時，受檢文件的品保檢核程序及目前的執行現況，而非僅述及該作業所依循的程序書。

第 2 回合審查意見回復

2. 為確認核一廠機組功率提升不影響廠址輻射評估結果以及比較機組功率對廠址輻射影響，以核一廠歷年排放(放射性廢水、放射性廢氣)與環測民眾劑量評估實測結果，並整理趨勢圖如下：



核能電廠歷年放射性廢氣造成廠外民眾劑量



核能一廠歷年環境實測廠外最大個人劑量



由上述結果分析，機組的兩次功率提升(97 年及 101 年)並沒對廠址外民眾並造成劑量的影響，故可推斷兩次機組功率提升對廠址輻射狀態並無特殊影響。

- 廠址歷史資料評估資料處理現況說明如下：原始文件資料已電子化整理(例如：運轉年報、RER 事件、相關參考文獻)；資料評估文件依程序書制定格式完成紀錄表單撰寫並保存(例如：人員訪談紀錄表、歷史資料檢視紀錄表)；廠址歷史資料研究報告及除役相關章節，依除役計畫品保程序進行品保審查、專業審查等至少四人以上審查核定。

審結意見

同意答覆。

意 見	03-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S17	第三章二 (一)3	3-3	結案
第 1 回合審查意見					
依據審查導則三(二)5，申請者必須詳實提供設施運轉期間曾經發生之重大事件，並須詳實描述發生地點、時間、污染情形、處理情形，以及對工作人員與環境之影響。所提供之資料應包括運轉日誌、異常事件報告等相關內容。請說明本頁中 RER 之報告全文名稱及其所包含之內容為何？。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提醒，RER 為 Reportable Event Report 之縮寫。RER 係指「核子反應器設施運轉期間異常事件報告」。該文件內容涵蓋核一廠廠址運轉期間內所發生之異常事件的經過、污染情形、人員環境影響、改正行動及預防再發生的預防措施等相關資訊。故該文件紀錄，已可充分做為重大事件及影響的分析依據。					
審結意見					
同意答覆。					

意見 編號	03-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S17	第三章	3-3 至 3-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 3-3 頁，請將「廠址歷史資料評估作業程序書」列入參考文獻。 2. 第 3-3 頁，運轉歷史部分中，請增加表列運轉之重要里程碑。 3. 第 3-3、3-4 頁，本章有提及台電公司將依據「廠址歷史資料評估作業程序書」及「程序書 806 CH-14)」執行核一廠廠址歷史評估之相關作業。為利於審查，請台電公司於計畫書中提供執行該項作業時所依據的相關作業程序書列表，並提供相關電子檔案供參。 4. 第3-7頁，核一廠貯存格架更新時所採用之「貯存格架除污、切割、裝桶、處置程序書 (NUC-SP-CU-0)」，該資料應納為參考文獻。 5. 第 3-23、3-25 頁，表格資料採用「核一廠第一~第三次十年整體安全評估審查報告及各年度運轉報告」之數據；第 3-27 頁表格資料採用「核能一廠除役規劃及作業研究報告」之數據，這些報告亦應納為參考文獻。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員意見，「廠址歷史資料評估作業程序書」已列入參考文獻 7。 2. 運轉歷史部分中，運轉之重要里程碑彙整如下：					

起始時間	重要里程碑
61 年	反應器施工(鋼筋排紮：一號機：61 年 2 月 1 日、二號機：62 年 8 月 13 日；混凝土澆置：一號機：61 年 6 月 2 日、二號機：62 年 12 月 7 日)
66 年	臨界(一號機反應器於 64 年 5 月完成吊裝，66 年 10 月裝填鈾燃料，10 月 16 日臨界，11 月 16 日併聯發電。二號機反應器則於 65 年 11 月完成吊裝，67 年 10 月裝填鈾燃料，11 月 9 日臨界，12 月 19 日併聯發電。)
67 年	商轉(一號機反應器與二號機反應器分別於 67 年 12 月 10 日、68 年 7 月 15 日開始商業運轉。)
88 年	低壓汽機轉子更換(一號機：88 年 11 月、二號機 88 年 6 月)
97 年	97 年 7 月 9 日二號機小幅度功率提升(自 1,775 MWt 提升至 1,804 MWt)
98 年	一號機 98 年 2 月 24 日小幅度功率提升(自 1,775 MWt 提升至 1,804 MWt)
101 年	第二次中幅度功率提升(自 1,804 MWt 提升至 1,840 MWt；一號機：101 年 11 月 23 日、二號機：101 年 11 月 29 日)
107 年	預計永久停機日(一號機及二號機預計永久停止運轉日期，預計分別為 107 年 12 月 6 日及 108 年 7 月 16 日。)

3. 「廠址歷史資料評估作業程序書」及「程序書 806」相關程序書檔案係本公司內部文件，且涉及承商之智慧財產權，依主管機關之慣例，程序書由本公司內部自我管理，並接受主管機關現場稽查時之審閱。

4. 謝謝委員意見。第 3-7 頁，核一廠貯存格架更新時所採用之「貯存格架除污、切割、裝桶、處置程序書 (NUC-SP-CU-0)」，經查該章節未直接引用該程序書，故建議不予以增列。

5. 謝謝委員意見。第 3-23、3-25 頁，表格資料所採用「核一廠第一~第三次十年整體安全評估審查報告及各年度運轉報告」之數據係來自於參考文獻 4；第 3-27 頁表格資料所採用「核能一廠除役規劃及作業研究報告」之數據係來自於參考文獻 5。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。

2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 嚴謹的報告，引用說明時，為方便讀者參考查讀，必須將參考資料的編號寫在該段文章附近。本段敘述明確提及所採用的程序書，本當列入參考文獻中，請仍須增列。
5. 如上意見，請分別於 3-23、3-25、3-27 的資料來源處，標明參考文獻號碼，以利審查。

第 2 回合審查意見回復

4. 依審查建議增列參考文獻：台電公司，「DCR-1771/1772 RERACK PROJECT: RACK AND MISCELLANEOUS VOLUME REDUCTION AND PROCESSING PROCEDURE」，88 年 4 月。
5. 依審查意見辦理，如附件 03-004-5-B。

審結意見

同意答覆。

意 見 編 號	03-005	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S05	第三章二	3-3	結案

第 1 回合審查意見

計畫書中提及廠址歷史評估作業將收集建物位置布置圖之相關資訊，以及確認下水道、水管、電線等管線位置。然除建物與下水道之外，本章內容並未述及廠內之水管與電線等相關資訊，請補充說明水管與電線等污染情形，並說明將如何進行該類物件之輻射特性調查。

第 1 回合審查意見回復

有關委員關切的水管與電線等污染情形，以及如何進行該類物件之輻射特性調查說明如下：

1. 水管及電線等物件可視為相關系統之附屬元件，依據該元件所屬之系統進行分類、調查及處理。故可根據所屬系統功能及運轉歷史初步判斷是否受到污染。若該系統可能受輻射影響，則分類為 C 類偵檢包；若不受影響則歸類為 D 類偵檢包(上述分類方法、分類結果及該類物件輻射特性調查之詳細說明，請參閱第四章特性調查方法之說明)。
2. 由於核一廠尚在運轉中，水管與電線等污染情形之調查，目前僅能配合大修作業，針對更換之閥件進行偵測；待永久停機後，本公司將會對系

統進行全面偵測，包含系統附屬的水管和電線。					
第 2 回合審查意見					
由於管路與電線遍及整個廠區，要進行範圍界定與分類實屬不易，請於除役計畫中補充說明水管與電線等物件的分類標準及未來的處置方案。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝委員建議，遍佈廠址內的水管及電線等物件可視為其相關系統之附屬元件，因此修訂計畫書第 3-3 頁、二、(一)、1 廠址資訊報告之系統與結構及其附屬組件(包含水管及電線等物件)。有關系統管線的處理原則，詳細請參照 DP 第 4 章之 C 與 D 類偵檢包。依委員建議修訂如附件 03-005-1-B。					
第 3 回合審查意見					
同意答覆，但請於除役計畫中補充說明該處理方法。					
第 3 回合審查意見回復					
處理方法相關作業如下： 水管及電線等物件可視為其相關系統之附屬元件，根據前述分類方法，依照可能受輻射影響與不受輻射影響，分類為 C 與 D 類偵檢包。 而偵測項目包含 1.貼近表面量測劑量率、2.表面污染拭跡試驗、3.液體樣品分析。 1.貼近表面量測劑量率：在管件兩端距表面 5 cm 處或管線洞口處量測輻射接觸劑量率。 2.表面污染拭跡試驗：執行表面拭跡取樣。樣品取回後，執行阿伐/貝他活度量測。 3.液體樣品分析：若該管線為受輻射影響且有殘留流體，將對該流體執行取樣作業。樣品取回後，送至實驗室執行阿伐/貝他活度量測及加馬核種分析。詳細流程請參閱除役計畫第四章第二、(三)節以及表 4-3。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見編號	03-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、A05、S05	第三章二 (二)1	3-6	結案
第 1 回合審查意見					
1. 燃料棒破損較多的週期，有無對照當週期的輻射記錄值是否有異常？請表					

- 列並說明之。另應將每次大修燃料填換 Reload 與 COLA 報告，以及破損評估等廠家 JCO 納入受檢文件。
2. 有關反應器運轉區域屬管制區，目前所述區域內可能貢獻輻射來源應屬固態及液態物質之影響，請澄清是否須考量汽機廠房空浮、主煙囪、廠房煙囪或機械真空泵排氣所造成落塵之影響。
 3. 計畫書中提及反應器運轉管制區內可能的污染物來源可分為兩種，包括：爐心周圍被中子活化之組件、分裂產物以及沉積在管線與設備系統內部之活化腐蝕產物，請說明如何估算這些污染物的活度及評估其可能造成的影響。

第 1 回合審查意見回復

1. 一號機在第 2、5、6、7、8、11、12 週期，分別有 6、2、1、3、7、2、1 根燃料棒破損；二號機在第 1、4、5、6、7、9、10、11、15 週期，分別有 1、3、3、17、1、1、1、1、1 根燃料棒破損。經由本公司核一廠每次大修量測再循環管路輻射增建(Radiation build up)狀況之量測紀錄得知，廠區內並未因燃料破損導致輻射紀錄值異常。因上述破損燃料週期，未因燃料破損導致輻射紀錄值異常；其餘正常運轉之燃料週期，更不應對廠區內造成重大輻射狀態影響。且反應器運轉歷史資料已針對各年度運轉年報相關紀錄進行檢視，故不另行增列燃料填換 Reload 與 COLA 報告以及破損評估等廠家 JCO 為受檢文件。
2. 汽機廠房空浮、主煙囪、廠房煙囪或機械真空泵排氣所造成之輻射影響，主要以短半化期的放射性惰性氣體為主，故初步研判對該區域的環境輻射不會造成長期影響。因電廠目前仍在運轉中，待停機後，本公司會針對主煙囪、廠房煙囪等因排氣造成的污染進行詳細的偵測。
3. 有關反應器中子活化之估算，目前本公司係採用合成多維確定性方法，即混合一維(ANISN)與二維(DORT)資訊進行中子遷移計算，以合成三維空間中子通量分布，再利用 ORIGEN-S 程式進行活化分析取得活化評估結果。其污染物活度評估方法及結果的詳細資訊，請參閱本計畫第九章、一、(二)、1.節之內容。至於沉積在管線與設備系統內部之活化腐蝕產物與分裂產物，則是根據量測或統計的該系統管件內流體核種組成，輔以管件設備附近量得之輻射劑量率，利用輻射屏蔽程式 MicroShield 推估內表面單位面積活度，最後乘上內表面面積，即可得到污染活度；其污染物活度評估方法及結果的詳細資訊，亦請參閱本計畫第九章、一、(二)、4.節之內容。

第 2 回合審查意見

1. 若有對照當週期的輻射記錄值是否有異常，請仍須表列並說明之，以利評

估輻射是否真無異常，不宜僅作概略描述即認定無問題。

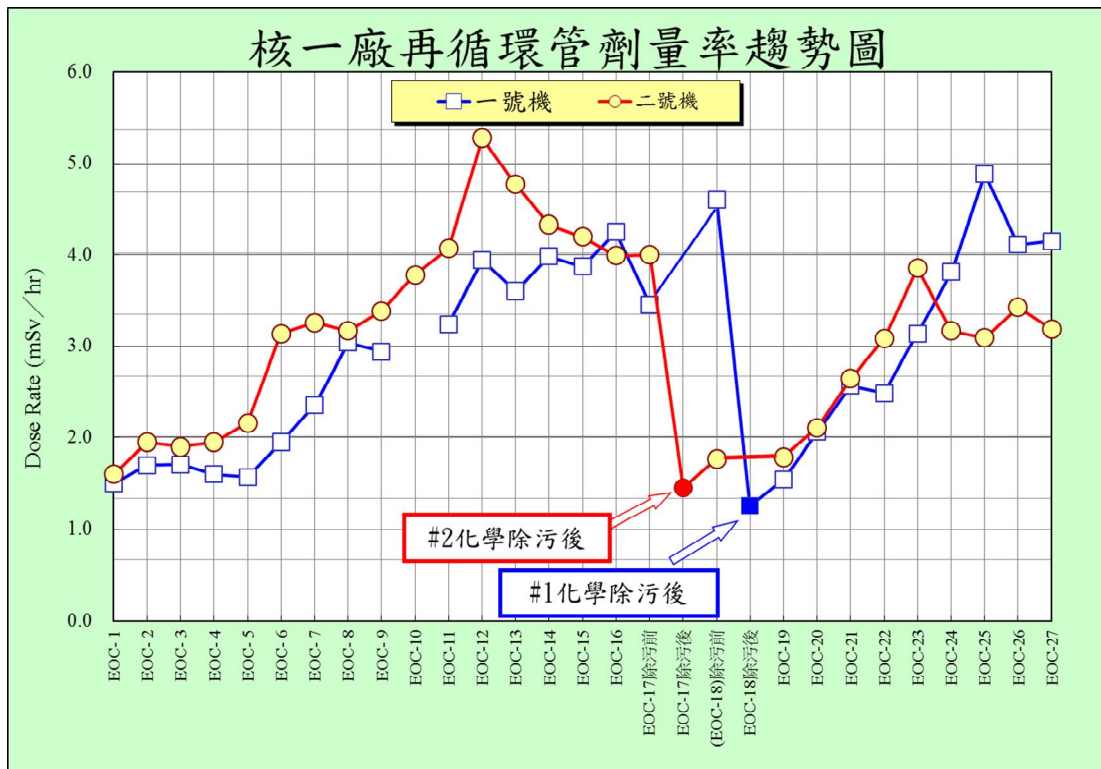
2. 請提出本項預定完成日期及時程規劃。

3. 同意答覆。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝委員意見，大修量測再循環管路輻射增建(Radiation build up)狀況之量測紀錄可參考以下圖表：

因廠址運轉，再循環管之劑量皆隨週期增加有上升的趨勢，並於 EOC-17 及 EOC-18 分別對 2 號機及 1 號機進行化學除污，並大幅減少其劑量率。對照曾發生燃料棒破損的週期(一號機在第 2、5、6、7、8、11、12 週期；二號機在第 1、4、5、6、7、9、10、11、15 週期)，可發現在上述週期中，再循環管路輻射劑量率趨勢並無明顯變化，故可判斷應無特殊輻射異常現象發生。



(註：一號機 EOC-10 無量測資料，EOC-17 及 EOC-18，兩部機組各做一次除污作業，故分別有除污前、後數據。)

運轉週期輻射增建因數列表

核一廠輻射增建因數		
運轉週期	一號機	二號機
EOC- 1	1.50	1.60

	EOC- 2	1.70	1.95
	EOC- 3	1.71	1.90
	EOC- 4	1.60	1.95
	EOC- 5	1.57	2.16
	EOC- 6	1.95	3.14
	EOC- 7	2.36	3.26
	EOC- 8	3.04	3.17
	EOC- 9	2.94	3.39
	EOC-10		3.78
	EOC-11	3.24	4.07
	EOC-12	3.94	5.27
	EOC-13	3.60	4.77
	EOC-14	3.98	4.33
	EOC-15	3.87	4.20
	EOC-16	4.25	3.99
	EOC-17 除污前	3.46	4.00
	EOC-17 除污後		1.45
	EOC-18 除污前	4.60	1.77
	EOC-18 除污後	1.25	
	EOC-19	1.54	1.79
	EOC-20	2.06	2.11
	EOC-21	2.57	2.65
	EOC-22	2.49	3.08
	EOC-23	3.14	3.85
	EOC-24	3.81	3.17
	EOC-25	4.88	3.09
	EOC-26	4.11	3.43
	EOC-27	4.15	3.19
2. 該項工作之時程規劃須配合除役計畫「第六章除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序」之除役各項工作要項之時程安排進行綜合規劃。依現階段的規劃為 109 至 110 年間執行全面性輻射特性調查，未來持續配合第六章除役時程的規劃修訂。			
審結意見			

同意答覆，並將意見編號 03-006-2 列為重要管制事項。

意見 編號	03-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S01	第三章二 (二)2	3-7	結案
第 1 回合審查意見					
請補充說明廢棄物壕溝、26、27、28 及 29 號廢棄物倉庫之現況。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員意見，上述區域現況(105 年 4 月)說明如下：					
廢棄物壕溝興建於民國 75 年，76 年啟用，貯存電廠≥ 20 mSv/h 固化桶。102 年搬遷 2,497 桶固化桶，103 年 3 月 31 日完成搬遷，目前廢棄物壕溝內污染拭跡值< 10 Bq/100 cm²。					
26 號廢棄物倉庫，建立於建廠時之倉庫或辦公場所改用，曾用來接收及處理舊冷凝銅管約 188,171 kg。目前主要接收來自輻防管制站內之清潔區(如汽機廠房)產生的廢棄物，至 105 年 3 月底，26 號廢棄物倉庫目前貯存量為 213,889.95 kg，比活度< 300 Bq/kg。					
27 號倉庫，曾用來接收低放射性廢棄物桶。於 98 年已獲原能會物管局解除列管，27 號倉庫現為一般倉庫，目前存放機械組及修配組 14 只貨櫃(內容物為金屬管件)。					
28 號廢棄物倉庫目前已解除管制，建立於建廠時之倉庫或辦公場所改用，曾用來接收廠內乾性廢棄物。目前主要接收來自輻防管制站內之清潔區(如汽機廠房)產生的廢棄物，至 105 年 3 月底，28 號倉庫目前貯存量為：< 300 Bq/kg 的大型廢金屬約 36,815 kg；< 100 Bq/kg 的廢金屬約 370 kg；一定活度或比活度以下外釋廢金屬(< 100 Bq/kg)約 32,389.8 kg，盛裝於 31 只內分櫃；非機組輻防管制站內產生之廢砂土約 4,758 kg，盛裝於 6 只內分櫃；另尚有 4 只 40 呎貨櫃盛放低放射性鷹架、閥體等廢棄物。					
29 號廢棄物倉庫目前已解除管制，建立於建廠時之倉庫或辦公場所改用，曾用來接收廠內乾性廢棄物。目前屬於核技及環化共用倉庫。					
第 2 回合審查意見					

請將上述廢棄物壕溝、26、27、28 及 29 號廢棄物倉庫之現況說明增列於除役計畫第 3 章運轉歷史與廢棄物管理現況概述之章節。

第 2 回合審查意見回復

依審查意見辦理，如附件 03-007-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	03-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	第三章二 (二)3	3-7、3-8、 3-27	結案
第 1 回合審查意見					
- 有關用過核子燃料貯存管理現況說明核一廠用過燃料池格架進行兩次 Re-racking 之改善案，應將相關 DCR 改善案等廠家評估納入受檢文件。 - 有關用過核子燃料貯存相關之潛在高輻射區域，其各區域相關輻射強度資料表 3-6 來源，為 98 年台電公司針對核一廠除役規劃及作業研究報告，惟當時劑量評估是否考量機組功率提升後，對潛在高輻射設備及貯存地點之輻射強度貢獻，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
- 對核一廠用過燃料池格架 Re-racking 改善案之相關 DCR 及廠家評估資料等說明如下，本章節係針對設施運轉歷史及重大事件進行討論，並對可能影響除役工作規劃或影響輻射安全之事件進行歷史資料評估。核一廠二次用過燃料池格架 Re-racking 改善案皆已接受主管機關之審查核准；因改善過程及結果並沒有造成輻射安全的疑慮，且為保證用過燃料之儲存安全，本公司核一廠依據 1019 程序書定期檢驗用過燃料池硼試片的尺寸及硼含量，以確認格架仍具有原設計之功能，因此除役工作規劃應不受該改善案對之影響，故在該改善案件不影響除役計畫整體規劃的前提下，建議可不需增列其 DCR 改善案於受檢文件中。 - 進行機組功率提升，對潛在高輻射設備及貯存地點之輻射強度貢獻說明如下。根據本公司核一廠利用每次大修量測再循環管路輻射增建(Radiation build up)狀況之量測紀錄得知，功率提升對潛在高輻射設備及貯存地點輻射紀錄值，無顯著差異。由此可知，功率提升後對潛在高輻射設備及貯存地點之輻射強度貢獻應屬有限。本公司於實際停機後，將再針對相關地區					

進行現場環境的輻射偵測。					
第 2 回合審查意見					
1. 請澄清本案輻射對環境影響之評估分析，是否已涵蓋核一廠用過燃料池格架 Re-racking 改善案之設計貯存容量。					
2. 請提出本項預定完成日期及時程規劃。					
第 2 回合審查意見回復					
1. Re-racking 改善案為變更設計貯存容量，於施作前皆完成相關評估並通過主管機關審核。故本案對輻射對環境影響之評估，應可涵蓋用過核子燃料池格架 Re-racking 的影響。實際完工後，核一廠亦對相關區域持續進行監測。用過核子燃料池格架位於水下具有良好屏蔽，後續例行監測結果，亦顯示並不對相關區域造成輻射狀態的影響。					
2. 該項工作之時程規劃須配合除役計畫「第六章除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序」之除役各項工作要項之時程安排進行綜合規劃。依現階段的規劃為 109 至 110 年間執行全面性輻射特性調查，未來持續配合第六章除役時程的規劃修訂。					
審結意見					
同意答覆，並將意見編號 03-008-2 列為重要管制事項。					

意 見 編 號	03-009	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S04	第三章二 (二)3	3-8	結 案
第 1 回合審查意見					
經估算一號機與二號機所有用過核子燃料至執照到期日 107 年及 108 年時，其主要放射性核種總活度分別約為 7.36×10^{18} Bq(1.99×10^8 Ci)及 7.18×10^{18} (1.94×10^8 Ci)，可能之污染放射性核種為：C-14、Cl-36、Ni-59、Ni-63、Se-79、Rb-87、Sr-90、Mo-93、Zr-93、Nb-94、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129、Cs-135、Cs-137、Sm-147、Th-232、U-236、Pu-240、Th-229、U-233、Np-237、Pu-241、Am-241、Cm-245、Ra-226、Th-230、U-234、U-238、Pu-238、Pu-242、Cm-246、Pa-231、U-235、Pu-239 與 Am-243。對應核種活度，何者最強？所佔比例為何？請表列說明之。					
第 1 回合審查意見回復					
遵照委員意見，對用過核子燃料核種之活度，已參照相關資料更新說明如下：根據 SNFD 2009 報告(2010 更新版)表 4-1 與表 4-2 得知，一號機用過核子燃料組件預估為 3,812 束(667 噸)；二號機用過核子燃料組件預估為 3,788 束(671					

噸)。經估算一號機與二號機所有用過核子燃料(初始鈾濃縮度 3.14 wt %，燃燒 35.9 GWd/MtU，以及 40 年的冷卻時間)，其主要放射性核種總活度分別約為 7.56×10^7 Ci 及 7.62×10^7 Ci)，可能之污染放射性核種為：C-14、Cl-36、Ni-59、Ni-63、Se-79、Rb-87、Sr-90、Mo-93、Zr-93、Nb-94、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129、Cs-135、Cs-137、Sm-147、Th-232、U-236、Pu-240、Th-229、U-233、Np-237、Pu-241、Am-241、Cm-245、Ra-226、Th-230、U-234、U-238、Pu-238、Pu-242、Cm-246、Pa-231、U-235、Pu-239 與 Am-243，其中活度主要貢獻者為 Cs-137，佔了約 42 % 的活度比例。

第 2 回合審查意見

同意部分答覆。惟表列各核種活度比例值部分未說明。

第 2 回合審查意見回復

針對表列各核種活度比例值補充說明如下：

依據完成審查核定之 SNFD 2009 報告(2010 更新版)的表 4-2 資訊，重新統計其主要核種比例值如下表(其餘核種貢獻活度比例低於 0.01%)。

核種活度比例表

核種活度比例	一號機	二號機
Ni-63	0.21%	0.21%
Sr-90	26.88%	26.90%
Tc-99	0.01%	0.01%
Cs-137	42.03%	41.99%
Pu-241	22.79%	22.83%
Am-241	3.94%	3.94%
Pu-238	3.23%	3.22%
Pu-239	0.31%	0.31%
Total Activity	100.00%	100.00%

審結意見

同意答覆。

意 見	03-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		A05、S03	第三章	3-8、3-14	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 3-8 頁，有關運轉或事件造成之掩埋區域，除因新增 5 號柴油機廠房而拆除舊洗衣房產生廢土掩埋外，請澄清說明核一廠廠區是否有其他類似廢土掩埋區域仍須進行特性偵測。 2. 第 3-14 頁，關於運轉或事件造成的掩埋區域，核一廠舊洗衣房拆除後所產生廢土之掩埋區，經核一廠土樣監測紀錄發現該區測得微量之 Co-60 及 Cs-137 核種，但均遠低於各核種之查驗值。請列出微量 Co-60 及 Cs-137 核種的濃度。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝委員意見，根據目前廠址歷史調查資料紀錄結果顯示，並無其他類似廢土掩埋區域。第四章第 4-30 頁 R00400 偵檢包描述提到「停車場及包商貨櫃區」，貨櫃區西北角曾有極低微的廢土堆放。該區域的廢土來源為 80 年~90 年間，廠址內之廢土來源為寒水機廠房、新修配大樓及廠區零星工程等建物興建時挖除的廢土。因上述廢土處理方式並非掩埋處理，且廢土來源及目前初步特性調查結果，亦沒有發現污染。因該事件不影響廠址內輻射狀態，故不列入本章節討論項目。 2. 根據歷史紀錄，該廢土測得之主要核種與活度分別為 Co-60 < LLD ~ 0.213 Bq/g、Cs-137 < LLD ~ 0.102 Bq/g。					
第 2 回合審查意見					
1. 建議應將貨櫃區西北角廢土納入特性偵測項目或再抽樣檢驗確認環境狀態。 2. 第 2 項答覆請修正為：...主要核種與活度分別為 Co-60：LLD ~ 0.213 Bq/g、Cs-137：LLD ~ 0.102 Bq/g。不可用<，並請列入除役計畫書內。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 感謝委員建議。目前已執行停車場及包商貨櫃區之特性偵測資料如下：「包商貨櫃區西北角曾有極低微的廢土堆放，偵測結果顯示空間劑量率為 0.03 ~ 0.11 μSv/h。土樣分析結果顯示僅於取樣點 3 與取樣點 6 表土及次表土分別測得 Nb-95(測值為介於 MDA ~ 5.52 Bq/kg)及 Cs-137(測值為介於 MDA ~ 4.21 Bq/kg)。」相關資料可參閱本計畫第 4 章。 2. 依審查意見修訂，如附件 03-010-B。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見編號	03-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S03、A05、A03	第三章三、圖 3-4、圖 3-5	3-9、3-18、3-19	結案
第 1 回合審查意見					
1. 未來核一廠停止運轉後宜應對曾發生重大事件區域進行詳細的廠址特性調查。 2. 第 3-9 頁，「以下根據歷史文件及人員訪談結果，分項說明核一廠特殊歷史事件及其造成之影響。」甚麼時候進行人員訪談?訪談那些人員?是否有訪談紀錄? 3. 有關曾發生之重大事件及影響，依第四章輻射特性調查結果及廠址污染分區規劃如圖 3-4、圖 3-5 區分受影響結構物及環境區域，惟相關區域並未將廢液地下埋管納入考量。 4. 第 3-9 頁，有關輻射污染事件是否有放射性污染物滲漏進入廠房結構內，於停機過渡階段，欲進行詳細建築結構鑽心取樣分析作業，取樣點數量、位置及深度如何決定?是否會影響既有設備之運作?					
第 1 回合審查意見回復					
1. 將依審查委員意見，本公司於核一廠停止運轉後，將對曾發生重大事件區域進行詳細之廠址特性調查。 2. 有關人員訪談相關事項說明如下： 歷史資料分析相關之人員訪談過程，皆依照「廠址歷史資料評估作業程序書」內容進行，進行訪談時間為 103 年 8~9 月間；人員訪談對象皆為在電廠工作約十年以上，熟悉電廠運作經驗的工作人員，其相關訪談過程文件皆依程序及品保要求進行妥善記錄與保存。 3. 由於核一廠目前仍在運轉中，地下埋管現階段無法且不宜執行偵檢。針對埋管量測，本公司將納入未來停機後量測之規劃。 4. 鑽心取樣之相關說明如下： 鑽心取樣分析作業係針對有污染滲漏處及有被中子活化處進行，該作業將會對建築結構完整性及設備運作造成影響，故應於停機後進行。其詳細取樣點數量、位置及深度，則應根據輻射掃描結果或活化分析驗證比對之需求進行規劃；另執行鑽心取樣作業時，亦會將停機後仍需維持運轉設備之安全納入考量，不會影響設備之安全運作。					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答覆，並列為重要管制事項。 2. 同意答覆。 3. 請依貴公司地下管線資料庫將放射性廢液與廢氣管線路徑納入圖 3-4、圖					

3-5，並列為重要管制事項

4. 執行鑽心取樣分析作業時，是否有將結構安全(如用過燃料池、二次圍阻體等)納入考量，請澄清，並列為重要管制事項。

第 2 回合審查意見回復

3. 感謝委員意見。

新增以下地下管線資料圖面，修訂如附件 03--B。



核一廠地下管線資料圖

4. 感謝委員提醒。未來停機後執行鑽心取樣分析作業時，包含事前規劃及現場作業都將考量結構安全進行作業。特別是影響安全的重要系統(例如：燃料池、二次圍阻體等)，都將特別注意鑽心取樣作業對結構完整性及系統運作的影響。

審結意見

同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	03-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、A01、A02	第三章三	3-9、3-13、3-14	結案

第 1 回合審查意見

1. 請說明標定圖 3-4 及圖 3-5 中受影響的結構物或環境區域的依據或標準為何，及如何確保不錯失重要事件資訊及受影響區域。另請說明如何確認受影響及未受影響區域？其判定標準為何？
2. 圖 3-4 與 3-5 出現在第 3-9 頁，而圖 3-3 出現在第 3-13 頁，請調整次序。
3. 第 3-14 頁，結語中述及：「...可能含有大於天然背景或輻射性落塵之殘餘放射性之受影響區域...，如圖 3-5 所示。」請檢視是否有漏列核一廠目前規劃之輻射區或污染區(例：26 號倉庫曾存放未除污冷凝銅管，但似未列入受影響區)，另建議以清單表示，俾利管理。

第 1 回合審查意見回復

1. 結構物或環境區域是否受影響，主要為依據廠址運轉的使用歷史及用途，以及意外事件的歷史紀錄，所進行的初步分類。重要事件資訊及受影響區域之確認程序係參考 MARSSIM 建議之方法，包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等程序。即為藉由調查及廠址考察，將收集資訊進行分析，判別該區域有無放射性污染可能性。具有無放射性污染證據之區域，即劃分為未受影響區。其餘區域若缺乏無放射性污染可能性之證據，或可能含有大於天然背景或具放射性之區域，應劃分為受影響區。上述初步分類結果已參考第四章的特性偵測結果，未來可由停機後的全面性廠址輻射特性調查結果來驗證，當不會有錯失重要事件資訊及受影響區域。
2. 謝謝委員指正。將修改 3-9 頁內容，如附件 3-012-2-A 所示，並摘錄如下：
本節說明核一廠曾經發生之特殊事件及影響；並分析歷年異常事件(事件數量如圖 3-3 所示)。有關各項重大事件改善行動後之輻射狀態偵檢結果說明，請參考本計畫第四章輻射特性調查結果。此外，因廠址污染分區規劃係根據污染洩漏及設施功能進行區域分類，故參照分區規劃結果中所標示的受影響區域範圍(如圖 3-4 及圖 3-5)，即可說明洩漏事件地點周圍環境或設施分布情況。
3. 感謝委員提醒，經查冷凝銅管之除污作業場所設置於乾華溪排水渠道上方，而 26 號倉庫係存放已除污後的冷凝銅管，故未列入受影響區。
根據歷史資料分析結果，可能受影響區域分類請參閱本章第四節結語。受影響區域摘述如下：
受影響之建築：一號機聯合結構廠房與汽機廠房、二號機聯合結構廠房與汽機廠房、主煙囪與煙道、廢氣廠房、放射試驗室、洗衣房、27、28、29 號倉庫、廢棄物壕溝、一號低放射性廢棄物貯存庫、二號低放射性廢棄物貯存庫。

受影響之土地：上述建築周圍土地及拆除舊洗衣房廢土掩埋場區域。					
第 2 回合審查意見					
1. 依據本次台電公司答覆所提供之數據，26 號倉庫目前所貯存之廢棄物的比活度與貯存量均較 28 號倉庫為高且多，然在本次的廠址初步歷史調查作業中，28 號倉庫被列為受影響區域，但 26 倉庫卻未被列入。由此可見，台電公司目前針對核一廠之受影響區域的判定上仍未有一致的標準或僅由主觀的判定，建議應建立明確的受影響區域之判定標準，並重新檢討目前的區域劃分是否完善。此外，雖然 26 倉庫所儲存之廢棄物的比活度 $< 300 \text{ Bq/kg}$，但其貯存量，仍具有潛在的放射物污染或傳播擴散的可能性，建議應列為受影響區域較為妥適。 2. 同意答覆。 3. 同意答覆。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝委員指正。 為充分掌握核一廠內輻射狀態及潛在的污染區域，應根據保守原則進行受影響區的判別。根據上述原則重新檢視廠址內區域劃分，將 26 號倉庫改列為受影響區(如附件 03-012-B)，後續停機後調查時亦將針對該區域規劃更詳細的特性偵測項目或再抽樣檢驗確認環境狀態。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見 編號	03-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03	第三章三 (一)1(2)	3-10、3-11	結案
第 1 回合審查意見					
第 3-10 頁，「...75 年 1 月 15 日與 16 日，二號機汽機廠房空浮濃度分別為 $1.18 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ ($3.19 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/cm}^3$)及 $7.59 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ ($2.05 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/cm}^3$)，此值雖已超過對工作人員之最高許可濃度，必須管制人員出入，但未達到疏散標準 $1.67 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$ ($4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/cm}^3$)。」意見如下： 1. 請確認單位換算之正確性，如： $1.18 \times 10^4 \frac{\text{Bq}}{\text{cm}^3} = 1.18 \times 10^4 \frac{\text{Bq}}{\text{cm}^3} \times \frac{\mu\text{Ci}}{3.7 \times 10^4 \text{ Bq}} = 0.319 \frac{\mu\text{Ci}}{\text{cm}^3}。$ 另請確認數據引用之正確性，並將 Bq/cm^3 改以現行單位「Bq/m^3」表示。 2. 請於適當處加註說明「最高許可濃度」之法源依據，若為舊制法源，請一併註明所對照之現行法源依據。					

3. 請於適當處加註說明「疏散標準」之管制規定依據，並補充說明達疏散標準之工作人員劑量率數值。
4. 第 3-10 頁，「核一廠空浮之主要核種為惰性氣體氬、氙之放射性同位素及其子核種，另外，含有一些放射性碘之同位素。…」上述的濃度是什麼同位素？

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝指正。經查 Bq/cm^3 係為筆誤，已修正為 Bq/m^3 ，如附件 03-013-1-A。相關段落之內容應修改為「...分別為 $1.18 \times 10^4 \text{ Bq}/\text{m}^3$ ($3.19 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 及 $7.59 \times 10^3 \text{ Bq}/\text{m}^3$ ($2.05 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)，...疏散標準 $1.67 \times 10^5 \text{ Bq}/\text{m}^3$ ($4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)」。
2. 「最高許可濃度」一詞為民國 75 年相關報告內所使用的名詞，可類比為目前法規所使用的「推定空氣濃度」。
3. 「疏散標準」一詞為 75 年相關報告中使用之名稱，定義為氣體中空浮濃度值達 $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 。

依據當時法規針對空浮濃度之管制值應為「最高許可濃度」(MPC)，以 Co-60(較保守)對輻射工作人員之 MPC 值為 $9.0 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ，如配戴送氣式呼吸防護面具(PF=2,000)，則可以在 $1.8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 的環境下作業(每週 40 小時)；為更保守管制以其 25 %(即 $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)做為電廠空浮管制濃度，當超過該濃度時按 902 程序書規定，應由保健物理組通知值班部門共同配合，採取適當因應行動，將空氣濃度降至本限值之下，再供保養部門進行維護工作，意即其他工作人員不得進入工作，如有達到 $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 之區域必須疏散該區工作人員。

工作人員劑量率數值估算之說明如下：

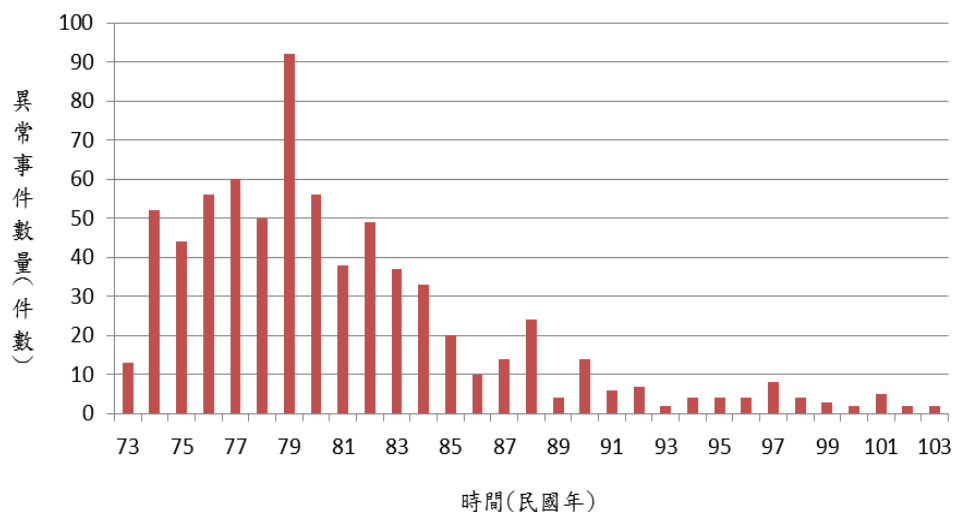
- (1). 在 CO-60 濃度為 $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 之區域，按電廠規定必須配戴送氣式呼吸防護面具(PF=2,000)，其吸入濃度為 $2.25 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ，為 MPC 值的 25 %，故所造成的體內劑量每年(累積 2,000 小時)約為 1.25 倫目(12.5 mSv)，相當於 0.006 mSv/h。(當年之空浮放射性核種多為惰性氣體，其 MPC 限值較高，以 Co-60 做管制依據屬較嚴謹的管制作為)。
 - (2). 年實際空浮情況多為惰性氣體(Kr、Xe 之同位素)，應採體外劑量評估，以 Kr-88 的劑量轉換因數 $8.4 \times 10^{-9} (\text{Sv}/\text{d}/\text{Bq}/\text{m}^3)$ 為代表(較保守，請參閱游離輻射安全標準附表三之十)， $4.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ($1.665 \times 10^5 \text{ Bq}/\text{m}^3$)，每天(24 小時)的體外劑量為 1.40 mSv，相當於 0.06 mSv/h。
4. 該段落所述之濃度應為空氣內空浮核種之總和，非指單一核種或同位素。

第 2 回合審查意見					
請將「民國 75 年最高許可濃度 MPC 值為 $9.0 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 」列入計畫書中。					
第 2 回合審查意見回復					
依審查意見修訂如附件 03-013-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見 編號	03-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	第三章三 (一)2	3-12	結案
第 1 回合審查意見					
請說明曾用來進行冷凝銅管除污之乾華溪海水渠道上方除污作業場所，及目前用來存放已除污冷凝銅管之 26 號倉庫是否已被劃定為受影響區域。					
第 1 回合審查意見回復					
乾華溪海水渠道上方之除污作業場所因已拆除，並恢復成無污染區域，故不列入受影響區域；26 號倉庫曾接收及處理已完成除污之冷凝銅管，目前主要接收來自輻防管制站內之清潔區(如汽機廠房)產生的廢棄物，至 105 年 4 月貯存量為 213,889.95 kg，比活度 $< 300 \text{ Bq/kg}$ ，故亦不列入受影響區域。					
審結意見					
併入意見編號 03-012 第 1 項。					

意見 編號	03-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	第三章三 (二)	3-13	結案
第 1 回合審查意見					
有關意外事件報告說明，分析核一廠歷年異常事件報告至 104 年 6 月 30 日止，惟圖 3-3 有關 RER 數量統計僅提供 80 至 102 年間資料，請針對近年 RER 資料進行更新，另雖 80 年以前每年發生異常事件數量較多，但仍應思考如何將此數據統計呈現。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員建議。RER 數量統計圖資料更新(73~103 年)如下。另補充說明：RER 紀錄始於 74 年；73~74 年早期稱為 RO 報告，圖中 73~74 年之異常事件					

統計件數係依據各年之運轉年報異常事件紀錄所得；惟 73 年前運轉年報並無針對異常事件數量統計，故無法於圖中呈現。



第 2 回合審查意見

同意答覆，針對 73 年前運轉年報並無針對異常事件數量統計部分，應於報告論述說明。另對於未來 RER 資料統計應持續進行更新。

第 2 回合審查意見回復

修訂如附件 03-015-B，補充說明：「RER 紀錄始於 74 年；73~74 年早期稱為 RO 報告，圖中 73~74 年之異常事件統計件數係依據各年之運轉年報異常事件紀錄所得；惟 73 年前運轉年報並無針對異常事件數量統計，故無法於圖中呈現。」

依照委員意見，未來將持續更新 RER 以提供完整歷史資訊。

審結意見

同意答覆。

意見編號	03-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	第三章三(二)1	3-13	結案

第 1 回合審查意見

計畫書中提及氣體洩漏或空浮事件對環境應不會造成滲漏及長期的污染，但仍需注意是否造成放射性物質附著於牆壁、天花板及通風系統中。請補充說明未來那些區域需要進行空浮物質附著的影響調查及其執行方式。

第 1 回合審查意見回復

對可能有空浮物質附著之影響區域、調查及其執行方式，說明如下：

依本計畫第四章所述，可能有污染之區域將列為 A 類偵檢包。 對於附著於牆壁、天花板及通風系統中之污染，可於未來停機後執行輻射特性調查時，進行擦拭取樣分析，以確認是否有空浮污染，依據區域分類的不同，相關執行方式，請參閱本計畫第四章、二、(三)節之評估方法。					
第 2 回合審查意見					
此意見關切的問題為如何進行天花板及通風系統的擦拭取樣，以及擦拭取樣是否有訂定標準的操作流程，請再補充說明。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝委員意見，現階段於調查計畫中已制定擦拭取樣操作流程。該擦拭取樣流程說明如下：於各個表面活度直接量測位置用擦拭紙擦拭待測表面 100 cm² 的面積，將收集的擦拭樣品，送至實驗室進行總阿伐、總貝他活度分析。為確認量測到的阿伐活度是否來自於短半化期的核種所造成，擦拭樣品在分析前至少要靜置 24 小時以上的時間，以避免分析結果受到短半化期天然核種的干擾。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	03-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03	第三章三(二)2	3-14	結案
第 1 回合審查意見					
「核一廠五號柴油發電機地基的位置，曾於 79 年因二號機廢液排放管破裂，造成該區域土壤受到約 1.66×10^6 Bq(44.8 μ Ci)的污染...。」意見如下：					
1. 所列活度是總活度嗎？					
2. 79 年二號機廢液排放管破裂時間多久？請加以敘述。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 該活度為總活度。					
2. 經查證相關紀錄文件後，補充說明如下：					
二號機廢液排放管破裂事件發生於 79 年 12 月 17 日，相關時序如下：					
14:58 發現破裂取水樣分析並準備接水；					
15:00 水樣分析判斷為放射性污染廢水；					
15:02 以 55 加侖廢料桶接水，暫停#2 廢液排放並追查水源；					

15:30 查知為#2 放射性廢液排放管； 16:00 配合廢料處理值班人員掛卡隔離。 由上述紀錄可歸納發現廢液排放管破裂後，經歷約 4 分鐘後，即以 55 加侖廢料桶接水和暫停廢液排放，並進行後續的污染隔離及清理處理。
第 2 回合審查意見
還是無法了解「土壤受到約 1.66×10^6 Bq(44.8 μ Ci)的污染」？活度如何估算？
第 2 回合審查意見回復
已查證民國 79 年該事件相關 RER 報告，並無上述活度實際估算過程之紀錄。根據核一廠相關工作人員經驗，上述活度估算應為由水樣分析結果及水流時間、流量等資訊估算而得。故該活度應為根據水樣分析和 4 分鐘內流量，扣除已承接的水量後，估算滲漏至土壤中的活度。
審結意見
同意答覆。

意見編號	03-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A03、A04	第三章	3-14	結案
第 1 回合審查意見					
經瞭解美國 Indian Point 核電廠在除役期間執行乾式貯存起重機安裝工程時，發現該廠 2 號機用過燃料池壁有兩道裂縫，經收集裂縫上水樣，分析顯示，滲出水的放射性物質主要為氫，與用過燃料池水成份相近，經後續水文調查發現，已造成廠區附近地下水污染，其他美國核電廠亦有放射性液體滲漏案例。請說明國外相關經驗如何反映在核一廠除役期間或除役計畫之作為。					
第 1 回合審查意見回復					
目前核一廠歷史資料及環境監測報告結果，均顯示並無地下水污染的情形發生。然而根據國外相關經驗，為進一步確認有無污染的可能，本公司已參考國外廠區地下水污染及放射性液體滲漏案例制定「地下水監測計畫」，並於該計畫書內制定放射性液體滲漏及地下水污染相關調查方法。待主管機關核定該計畫後，本公司將依據核定之計畫內容執行調查，以確認是否有污染物的存在，若發現地下水污染則將根據實際調查結果制定污染處理辦法。					
第 2 回合審查意見					
1. 請說明「地下水監測計畫」目前辦理情形。					

2. 針對答覆說明”若發現.....制定汙染處理辦法”，請概述處理原則。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 本公司自 99 年第 1 季開始即依原能會核准之「核一廠地下水防護方案(修訂三版)」執行廠區地下水監測。 目前本公司已依委託核能研究所完成之核能一廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告結論，預計 105 年 12 月底前，完成新增 4 口監測井設置與恢復現有廠區內必要之 6 口監測井正常監測功能，自 106 年開始每月取樣分析一次，預計 107 年 3 月底前，依 106 年監測結果完成監測井位置與監測頻次之調整評估報告，做為修訂現行地下水防護方案之依據。 2. 未來若於除役過程中發現可能有地下水汙染情況發生時，制定汙染處理辦法將根據以下原則處理： (1)追查來源並改善；(2) 加強監測頻次。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	03-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S04、S17	第三章	3-8 至 3-19	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 3-8 頁，有關用過核子燃料貯存管理現況中，「...經估算一號機與二號機所有用過核子燃料...，其主要放射性核種總活度分別約為 7.36×10^{18} Bq(1.99×10^8 Ci)及 7.18×10^{18}(1.94×10^8 Ci)，可能之污染放射性核種為...。」意見：(1)7.18×10^{18}後面，請加 Bq。(2)這些用過核子燃料內的放射性核種，不是污染所造成；所以「可能之污染放射性核種」，建議刪除污染兩字。 2. 第 3-13 頁（二），「含非污染性之溢出及洩漏，68 年至 104 年 6 月，電廠異常事件中發生之液體洩漏、氣體洩漏及環境相關事件共 54 筆資料」。建議改為「含非污染性之溢出及洩漏，68 年至 104 年 6 月，電廠異常事件中發生之液體洩漏 28 件、氣體洩漏 20 件及環境相關事件 6 件，共 54 筆資料」。 3. 第 3-15 頁，參考文獻格式請一致。 4. 第 3-15 頁，「台灣電力公司核能一廠，“核能一廠程序書 120「營運手冊程序書管制程序」120.1-03”，99 年 9 月。請改成：台灣電力公司，核能一廠，					

“核能一廠程序書120「營運手冊程序書管制程序」120.1-03”，99年9月。」 5. 第3-15頁，參考文獻9.不完整，請參考第4-34頁參考文獻2。 6. 第3-15頁，五、參考文獻中，請更正9 .MARSAME NUREG 編號為NUREG-1575 Supp. 1，同時增列EPA與DOE的編號分別為EPA 402-R-09-001與DOE/HS-0004。 7. 第3-17頁，「圖3-2可能污染物掩埋位置圖」。這樣的稱呼不好，建議請正名為「微量污染廢土掩埋位置圖」。 8. 第3-19頁，圖3-5紅色區域未有標示說明，並與圖3-4有重複之虞。比較兩者僅有一處不同，建議可合併，並如圖1-3一般，清楚的標示建物說明。					
第1回合審查意見回復					
1. 依審查意見修訂，如附件 03-019-1-A。 2. 依審查意見修訂，如附件 03-019-2-A。 3. 依審查意見修訂，如附件 03-019-3-A。 4. 依審查意見修訂，如附件 03-019-4-A。 5. 依審查意見修訂，如附件 03-019-5-A。 6. 依審查意見修訂，如附件 03-019-6-A。 7. 依審查意見修訂，如附件 03-019-7-A。 8. 謝謝委員建議，圖 3-4 及圖 3-5 說明如下： 圖 3-5 為受影響的環境區域之標示(廠址區域的土地分類)；而圖 3-4 為受影響的結構物(場址內的建物分類)。上述圖面可分別說明建物及土地的分類結果，並應用至本計畫第四章特性調查分類。且微量污染廢土掩埋位置僅影響環境區域分類，故僅標註於圖 3-5 中。根據上述原因，建議仍維持圖 3-4 及圖 3-5，以作為後續第四章特性調查規劃與比對之依據。					
審結意見					
同意答覆。					

意見 編號	03-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、A01、A02、 F05	表 3-1、表 3-7	3-20 至 3-60	結案
第1回合審查意見					
1. 第 3-20 頁，表 3-1 一號機運轉時間及能量，缺 EOC-27 資料，請補充。 2. 表 3-7「溢出及洩漏相關異常事件報告列表」之(1)「液體洩漏異常事件」乙節中，序號 01~07、12~16、18、20~22、24~26、28 疑似污染系統洩漏，然該表卻顯示無可能污染物，請對此再行確認。 3. 第 3-30 頁，表 3-7 (1) 序號 08 二號機管路更換工程管理不善導致之輻射污水外洩事件，其「污染核種」欄位為空白，請補正。					

4. 第 3-59 頁，表 3-7 (3) 序號 04 之清潔區之輻射強度超過 0.25 $\mu\text{R/h}$ 之事件，於事件經過欄位敘述：「...核一廠中與槽清出之廢料桶輻射較高亦為輻射升高之原因。」請確認文中所提及之「中與槽」是否為文字誤植？
5. 第 3-60 頁，表 3-7 (3) 序號 05 核一廠曾發生廢料車滑落到乾華溪事故，為何第三章三(二)節沒有敘述？請補充。

第 1 回合審查意見回復

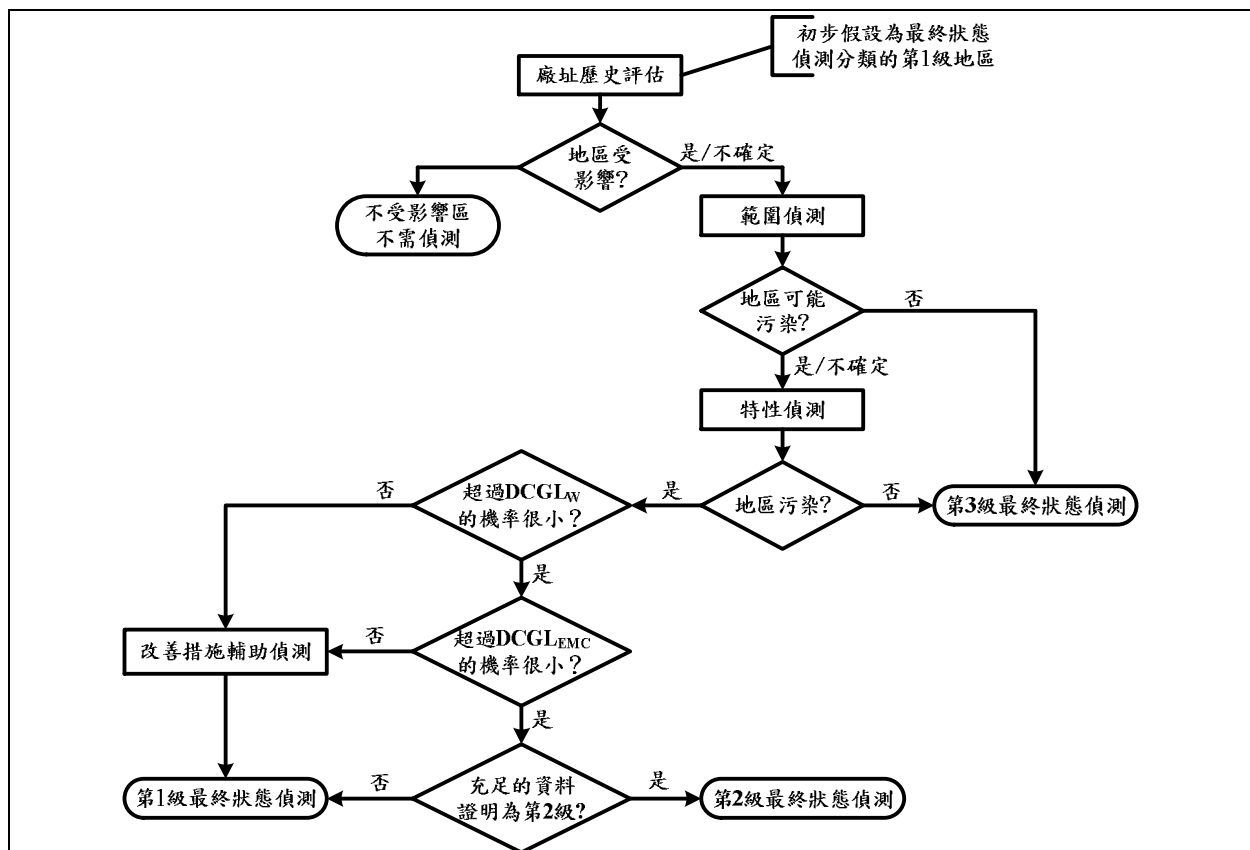
1. 遵照辦理，一號機 EOC-27 資料已於確認後補充修訂，如附件 03-020-1A。
2. 「液體洩漏異常事件」列表查證結果說明如下：
 序號 01~07：68 年至 74 年間意外事件資訊係參照該年度運轉年報及核能一廠除役規劃及作業研究期初、期中、期末報告。根據上述事件之除污報表記錄，上述事件僅造成現場地面污染，且經去污處理後現場地面恢復清潔。故修改上述事件可能污染物欄位為「僅造成現場地面污染，經去污處理後現場地面恢復清潔」，如附件 03-020-2-A。
 序號 12~16、18、20~22、24~26、28：查證相關 RER 事件文件後，皆無放射性物質外洩記錄，故維持表格原文。
3. 經查證資料該事件污染核種為：Cs-137，已依審查意見修訂，如附件 03-020-3-A。
4. 謝謝指正，該處「中與槽」為「中和槽」之筆誤，已依審查意見修訂，如附件 03-020-4-A。
5. 該事件經沙土取樣偵測結果僅墜落處有少許沙土有微量污染，已立即清除，且微量污染遠低於法規規定之提報值。另根據乾華溪下游連續輻射偵測器偵測結果，事件發生前後輻射均為背景值，且水樣偵測均無污染，本事件僅有微量放射性物質釋出，對廠內外環境亦無影響。經研判此事件僅為單一意外事件，且並無對環境造成影響之疑慮，故建議仍不列入本文中而僅以列表紀錄。

審結意見

同意答覆。

第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果(共 20 項)

意見編號	04-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S17、A06、S04、S16	第四章前言、第一節	4-1、4-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-1 頁，調查範圍與範圍偵測是一樣的嗎？ 2. 第 4-1 頁，範圍偵測：對廠內各區域進行初步的輻射與污染分級，本章的結果未進行第一、二、三級的分級，請補充之。 3. 第 4-1 頁，「改善措施輔助偵測」說明過於簡略，請說明其執行時機並具體量化其目標。 4. 第 4-2 頁，「調查範圍」，除考慮發生重大事件及影響之建物與結構及土地外，建議也考量可能受放射性氣體及液體排放之影響區域，例如西南民宅、乾華溪沿岸、模擬訓練中心、第一、二期用過核子燃料乾式貯存設施、緊急海水泵室等，也納入「調查範圍」。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 調查範圍為說明輻射特性調查之範圍所包含的區域；而廠址輻射特性調查依目的及需求之差異，分為範圍偵測(Scoping Survey)、特性偵測及改善措施輔助偵測等調查作業。範圍偵測之目的為驗證廠址歷史評估的調查結果，並對廠內各區域進行初步的輻射與污染分級，做為放射性廢棄物的初步盤點和人員劑量評估的參考；因目前核一廠仍在運轉，本章特性調查之目的比較接近於範圍偵測，本公司將於未來機組停止運轉後，進行全面性的輻射特性偵測。故依上述說明，兩者意義不同。 2. 同審查意見編號 03-001 之回復，說明如下： 依據 MARSSIM 建議之量測偵檢程序，受輻射影響之分級(1、2、3 級)必須在實際停機後，完成系統除污、廠址特定參數收集、全面性輻射調查及偵測後，再與依廠址特定參數所推導出之 DCGL 比較，方能進行分級，分級流程請參閱本計畫第十七章圖 17-3 建物與土地污染分級流程(MARSSIM)，摘錄如下：					



上述受輻射影響的分級，本公司將於未來實際停機後，完成系統除污、廠址特定參數收集、全面性之輻射調查及偵測後，再與所推導出之 DCGL 比較，進行詳細之分級。

3. 「改善措施輔助偵測」目的為輔助補救措施的進行，用以確認補救措施(除污)的成效，決定廠址是否可以執行最終狀態偵檢，並提供最新廠址特定參數的估計值，以規劃最終狀態偵檢(請參考前項意見回復之圖說或本計畫第十七章圖 17-3)。故其偵檢時機為停機後且全面性之特性調查偵測完成後，當發現有某區域之偵檢值過高(Hot-spot)，需進行除污或敲除等改善措施時，才予以配合執行。
4. 謝謝委員提醒，委員建議納入調查範圍之項目，目前皆已涵蓋，請參閱本章第二、(一)節調查項目，說明如下：
 - (1) 環境類別之調查範圍包含廠區內的土地區域、排水途徑、海灣、地下水井等廠房外圍區域，故可能受放射性氣體及液體排放之影響區域已納入調查範圍內。
 - (2) 由本章圖 4-6 R 類偵檢包劑量率分布圖，可看出其調查範圍已包含西南民宅。

(3) 本章圖 4-8 水樣取樣分布圖之調查範圍，已包含乾華溪沿岸。 (4) 模擬訓練中心已包含於 B00100(表 4-13)、R01000(表 4.A-5)偵檢包之調查範圍。 (5) 一、二號廢棄物貯存庫等建物已包含於 R00800(表 4.A-5)偵檢包之調查範圍。 (6) 緊急泵室已包含於 R00400(圖 4-6) 偵檢包之調查範圍。					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答覆，並列為重要管制事項。 2. 同意答覆，並列為重要管制事項。 請將未來將輻射與污染分級之如何分級定義(如第一級、第二級、第三級之定義)明確列於本章計畫書內容中，並說明 DCGL 值之應用範圍及應用時機。 3. 「當發現有某區域之偵檢值過高(Hot-spot)，需進行除污或敲除等改善措施時，才予以配合執行。」，請說明 Hot-spot 之數值為何？如何訂定？ 4. 同意回復說明 4.(1)、(2)、(4)、(5)、(6)。針對回復說明 4.(3)，乾華溪沿岸之調查，除水樣外，亦應包含土壤。					
第 2 回合審查意見回復					
2. (1)依建議列入承諾事項。 (2)依建議修訂計畫書如附件 04-001-2-B。 3. MARSSIM 並未定義高輻射點(Hot-spot)數值，依據核一廠 907『廠內輻射偵測與記錄程序』程序書規定，凡接觸位置之劑量率超過比周圍高五倍以上者為高輻射點。實務上，在執行改善措施輔助偵測時，只要發現較周圍背景疑似偏高地點都可進行除污作業，以符合外釋標準。 4. 乾華溪沿岸屬 R00900 偵檢包，此次調查已取 2 個沉積物分析結果 Cs-137 活度介於 MDA~3.91 Bq/kg，參見表 4-19 R 類土樣分析結果。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	04-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、A06、S15	第四章二	4-3、4-4	結案
第 1 回合審查意見					
關於調查項目所列之各類偵檢包，意見如下：					
1. 廠址特性調查強調應針對不同污染程度之標的物，執行不同程度的偵測或					

調查，然而本計畫之輻射特性調查規劃僅將建物、結構物、設備、系統管線、以及環境概分為受輻射影響及不受輻射影響兩類，**請檢討是否針對受輻射影響之標的物，依其污染程度再做分類，或針對污染顯著區域提出相對應的偵測機制。**

2. 請說明如何區分「受輻射影響」及「初判不受輻射影響」之標準，及如何決定 A、B、C、D、R 類偵檢包中之偵檢單元範圍。
3. 第 4-4 頁 2. (B 類偵檢包)，「此類偵檢包所涵蓋之區域，係於審閱核一廠程序書及歷史運轉資料後...。」請說明包括核一廠那些程序書？
4. 第 4-4 頁 3. (C 類偵檢包)，經查程序書 1103.1 附件三十六系統清單僅列出系統名稱，並無相關管閥及設備資料，**建議應參考 P&ID 圖為宜。**
5. 請說明為何將受輻射影響及不受輻射影響的環境歸為同一類 (R 類)。
6. 針對不同類別的偵檢包，是否有對應的偵檢策略？
7. 針對 C、D 類之系統管線，僅依運轉操作經驗來進行分類是否有欠妥適？
8. 請補充說明如何進行反應器壓力槽及爐心內部組件的輻射特性調查作業。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員提醒。本章所提出之偵檢包廠址特性調查概念，係參考美國已除役核電廠之實際作業規劃，該規劃及其偵檢結果也經美國 NRC 審核同意；與國外電廠除役是停機後再進行特性偵測的作法不同的是，由於核一廠仍在運轉中，目前調查受輻射影響之標的物，在電廠停止運轉後還會進行系統除污，受影響的程度還會有所變化，故現階段僅概分為受輻射影響及不受輻射影響兩類。本公司於停機後，將會再進行全面性之特性調查作業，並再進行更詳細之分級(分類)。另現階段之廠址輻射特性調查，已針對污染較顯著之區域進行現場取樣，並將樣品送回實驗室進行分析。
2. 「受輻射影響」及「初判不受輻射影響」之區分標準係參考本計畫第三章之評估結果(請參閱第三章、三節曾發生之重大事件及影響)，主要依照各項目之特性及受輻射影響之範圍及程度，將其加以分區及分類。A、B、C、D、R 類偵檢包中之偵檢單元範圍則在各偵檢包的調查範圍內，另以房間或管線區段為單位，將輻射特性相近的局部區域或管線，進一步細分為個別的偵檢單元(Survey Unit)。
3. 謝謝指正，B 類偵檢包係參閱歷史運轉資料，修正如附件 04-002-3-A。
4. 謝謝委員建議。因核一廠目前尚在運轉中，針對 C、D 類偵檢包，於本階段中僅能規劃偵測作業，但暫無法執行(請參閱本章第二、(三).3.(3)節

及本章第二、(三).3.(4)節)。現階段僅能配合電廠大修期間於該組件拆解維修或更換閥件時，執行劑量率之量測與取樣等偵測作業，以初步了解輻射污染的狀況。C、D 類偵檢包規劃清單及偵檢單元已參考 P&ID 圖號，詳見附錄 4.A 表 4.A-3 與附錄 4.A 表 4.A-4。表 4-15 為 C、D 類相關閥件與泵的分析結果。

5. 參考歷史資料及現有調查結果，環境區域污染可能性極低，故無特別分類，執行輻射偵檢時仍針對運轉歷史可能受影響的局部區域加強偵檢即可。本作法係參考美國電廠除役的經驗，並根據其步驟執行。
6. 不同偵檢包的偵檢策略於本章「二、(三)、3.污染活度偵測」已有說明。並針對各類偵檢包，皆制定各別偵檢程序。
7. 謝謝委員建議。C、D 類系統管線依運轉操作經驗先進行分類為「可能受輻射影響的系統管線」與「不受輻射影響的系統管線」，未來於停機後執行特性偵檢若發現原有分類不適宜時，將依照實際偵測結果重新分類。
8. 目前電廠尚在運轉中，現行作法係採用合成多維確定性方法，即混合一維(ANISN)與二維(DORT)資訊進行中子遷移計算，以合成三維空間中子通量分布，再利用 ORIGEN-S 程式進行活化分析取得活化評估結果。有關建立之中子活化分析方法，請參考本計畫第九章、一、(二)、1.節。基於輻射安全考量，停機後將針對該區域局部取樣分析，以驗證活化分析結果。

第 2 回合審查意見

1. 請說明目前的廠址歷史特性調查結果與未來停機之後的全面性廠址特性調查作業之間的關聯性？未來停機之後會重新執行廠址歷史特性調查嗎？已判定不受影響之區域在未來會有進一步的調查行動嗎？已判定為受影響之區域未來停機之後的調查策略為何？
2. 同意答覆。
3. 針對回復說明 3.，請說明審閱哪些核一廠歷史運轉資料？
4. 針對回復說明 4.，未來核一廠停機後，應重新提送詳細資料，並列為重要管制事項。
5. 由圖 4-6 之 R 類偵檢包劑量率分布圖顯示 R01000 的偵檢包在靠近 R0600 偵檢包邊緣的區域，仍有部分區域屬於高輻射劑量的區域。因此，R 類之 R01000 偵檢包部分區域仍應劃定為受影響區域，僅將 R0600 與 R0800 列為受影響區域似乎有欠妥適。

6. 同意答覆。
7. 同意答覆。
8. 意見一：此類組件的輻射特性調查目前僅能依據中子遷移計算的結果，計算的準確度將是影響此類放射性廢棄物活度估算的重要因素，請詳細說明未來將如何進行該計算方法的驗證工作。

意見二：對於第 8 項答覆，利用一維+二維結果來合成三維結果(Three dimension synthesis method)對於爐心附近的中子通率計算是一合理的近似，但是對於遠離爐心地方的中子通率估算會有相當誤差。與距離爐心很近的 RPV 快中子通量分析不同，除役活化分析需要評估相當大的範圍，請討論此合成法可能造成的誤差範圍、提供文獻或補充說明相關計算的驗證過程。

本計畫第九章、一、(二)、1.節(9-11 頁的 9-1 式)：

$$\Phi(R,Z,\theta,E_g) = \Phi(R,\theta,E_g) \times SF(R,Z,\theta,E_g)$$

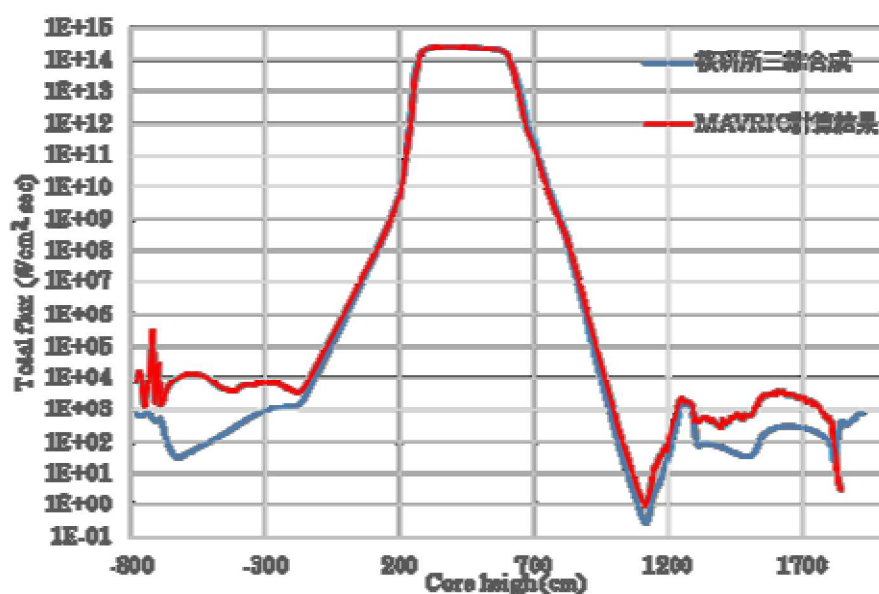
式中有兩個多餘的”符號，另外能量的符號不符常規不易閱讀，E_g 建議修訂為 E_g (g 下標)。

第 2 回合審查意見回復

- 1.(1). 目前完成的廠址歷史資料評估及特性調查作業，除了提供廠址內輻射狀態分佈與潛在污染位置的資訊之外，亦可提供除役作業放射性廢棄物的活度及數量評估。上述廠址歷史資料評估與特性調查結果之工作經驗，皆可回饋至未來停機後的全面性廠址輻射特性調查作業。因目前部分區域受限於電廠尚在運轉，部分高輻射與有工安虞慮或無法接近區而無法執行調查作業，停機後將會全面執行廠址輻射特性調查。
- 1.(2). 目前廠址歷史資料評估作業，已完成對核一廠運轉歷史及曾發之重大事件之調查，詳細內容請參閱除役計畫第三章。
- 1.(3). 目前已判定不受影響之區域在未來停機後，依照目前規劃的偵檢包進行分類(如 B 類與 D 類)，並依照其分類原則進行處理。未來不受影響區域皆可參考本次運用運轉操作經驗所規劃的佈點進行量測及取樣。
- 1.(4). 目前已判定受影響之區域在未來停機後，依照除役計畫排程，進行系統除污，再依照目前所規劃的偵檢包進行分類(如 A 類或 C 類)，並依其分類原則進行處理。未來受影響區域之量測及取樣位置，皆可參考本次運用運轉操作經驗所規劃的佈點。並且視需求，進行系統管線拆解並進行量測與取樣。
3. 所參考的核一廠歷史運轉資料，詳列於除役計畫第三章、二、(一)受檢文件。包含：1. 廠址資訊報告 2. 電廠運轉歷史 3. 意外事件報告 4. 輻射

偵檢及活度評估 5. 放射性廢棄物貯存狀況。

4. 依委員建議納入承諾事項列表。
5. 感謝委員建議，R00600 偵檢包為一、二號機組之周邊區域，R00800 偵檢包為一、二號低放射性廢棄物貯存庫等建物之周圍區域，並且依據 HSA 而規劃為受影響區域，而 R01000 偵檢包為模擬中心及生水池周圍區域，依據 HSA 資料顯示此區應為未受影響區域，部分區域可能受運轉中廠房的影響而測得劑量率，因此，本次特性調查將 R01000 規劃為不受影響區。未來停機後的全面性廠址輻射特性調查作業將依照建議，若 R01000 偵檢包部分區域仍測得劑量率時，則將 R01000 偵檢包規劃為受影響區域，或以最妥適方式重新劃分相關偵檢包以及周圍區域，如 R00600 與 R01000。
- 8.(1) 因核一廠仍為運轉狀態，現階段僅能以程式進行反應爐中子遷移計算與中子活化分析。未來於核一廠除役作業階段，反應爐永久停機後，將對反應爐組件及生物屏蔽進行取樣進行活度量測，並與程式運算結果進行比較。
- 8.(2) 台電公司已委請清華大學以蒙地卡羅法計算機程式進行三維合成法之平行計算驗證，針對部分組件進行中子通量計算與比較。在燃料區部分，三維合成法與蒙地卡羅法計算之中子通量並無太大差異，差異約在 10 % 以內。在遠離爐心的部分，則有較大差異，其差異如下圖。惟由於以 RPV 及其內部組件而言，總活度在中心部分約佔有 99.9% 以上，即使在兩端差距有 10 倍以上，對整體而言影響不大。



8.(3) 感謝委員建議，依建議修訂。

第 3 回合審查意見

1. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 判別受影響區域應盡量採取保守原則來進行，且 MARSSIM 手冊中也建議：具有無放射性污染證據之區域，即劃分為未受影響區。其餘區域若缺乏無放射性污染可能性之證據，或可能含有大於天然背景或具放射性之區域，應劃分為受影響區。此次初步的廠址調查既然已確定有測得較高的劑量率，即不應待停機之後再做決定，建議應將 R01000 偵檢包列為受影響區域，或重新檢討 R00600 與 R01000 的範圍。
8. 同意答覆，並列為重要管制事項。

第 3 回合審查意見回復

5. 依審查建議重新檢討並修訂 R00900 及 R01000 的範圍，額外區分 R00900-01 及 R01000-01 為受影響區，一併修訂計畫書內文，修訂於第三.(五)、四節與圖 4-6。摘敘如下：
此外，R00900 及 R01000 部分區域可能受運轉中廠房的影響而測得劑量率為 $0.76\mu\text{Sv/h}$ 及 $0.66\mu\text{Sv/h}$ ，因此規畫 R00900-01 及 R01000-01 為受輻射影響區。

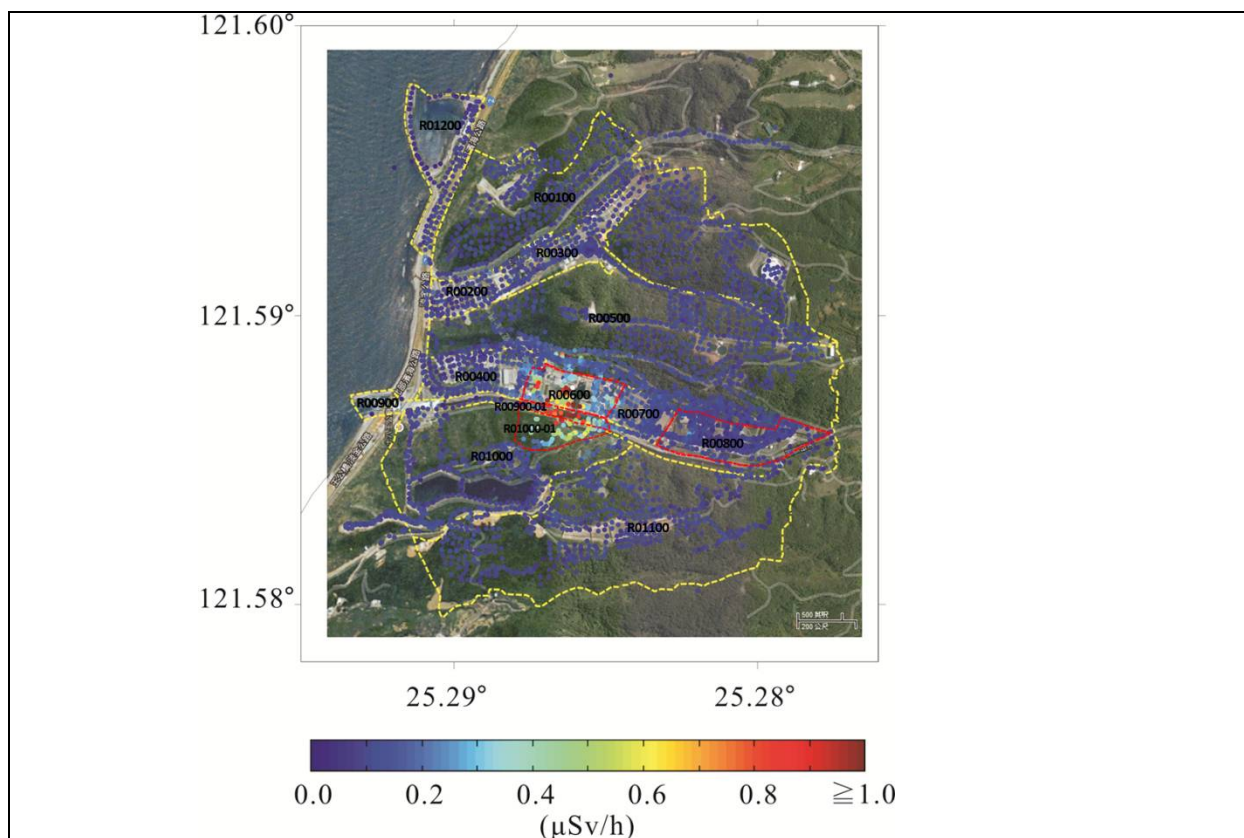


圖 4-6 R 類偵檢包劑量率分布圖

審結意見

同意答覆。

意見編號	04-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S05、A06、S16	第四章二	4-5、4-8	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-5 頁（二），輻射特性調查基準係以核一廠程序書 903「進出管制程序」5.1.1 節輻射區域劃分(如表 4-1)中之示警區劃分標準(如表 4-2)，作為調查基準。意見如下： (1) 這句話是甚麼意思？超過才調查嗎？ (2) 請說明如何參照此程序書來作為調查基準？並說明這些標準直接套用於除役電廠是否妥適？ (3) 經查其中示警區係位於管制區內，但 R 類偵檢包涵蓋的範圍包含廠房外圍土地、水體、道路等區域，係位於監測區，因此本節參考之資料似乎不適宜。 2. 第 4-5 頁(三)，本節提及「...於平面配置圖及 P&ID 圖上標示偵測位置。」，					

請將相關資料列為本章附件。

3. 第 4-5 頁 (三)，水樣取樣(包括...井水...)。該井水取自地下水觀測井，請說明井水與地下水有何不同？
4. 第 4-5 頁 (三)，本節提及在偵檢包的調查偵測作業程序係依「核一廠廠址輻射特性調查作業程序書」。經查該程序書中有多項作業係參考核一廠及放射試驗室之作業程序書，請說明該程序書是否有經台電公司審查，其內容與現行作業有無不符之處？
5. 第 4-8 頁，本節提及台電公司將依據「核一廠廠址輻射特性調查作業程序書」、核一廠輻射特性調查現場偵檢方案、以及其它相關的程序書來執行輻射特性調查作業。為利於審查，請於計畫書中提供執行該項作業時所依據的相關作業程序書列表，並提供相關電子檔案供參。
6. 第 4-8 頁，有關偵檢方案、現場量測及取樣等作業，是否應重新建立相關的作業程序書，而非延用現有的版本？
7. 第 4-8 頁，本節有關污染活度偵測，提及「廠內輻射偵測與記錄程序」及核一廠 907 程序書，請列出程序書編號及 907 程序書名稱。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝委員的建議。
 - (1)否，並不是超過才調查，其語意應為「作為調查結果比較的基準」。
 - (2)未來電廠停機後會再進行全面性的輻射特性調查，依照 MARSSIM 的作法，比較的基準應採用 DCGL 值；由於現在電廠仍在運轉中，未來的輻射影響分佈仍有可能變化，故本章節的目的主要為驗證廠址歷史評估的調查結果，並對廠內各區域進行初步的輻射與污染分級，以利放射性廢棄物的初步盤點和人員劑量的評估，所以僅以核一廠現有示警區劃分標準作為比較參考。
 - (3)為避免誤解，本段內容建議修改為「輻射特性調查基準係依區域特性，參考核一廠程序書 903「進出管制程序」5.1.1 節之輻射區域劃分(如表 4-1)和示警區劃分標準(如表 4-2)，作為調查結果的比較基準。」修訂如附件 04-003-1-3-A。
2. 因考量本章節所提之平面配置圖及 P&ID 圖資料繁多，相關圖資多達 200 多頁，故建議不納入除役計畫書中作為本章附件，如委員對於特定圖資及測點安排有所疑慮，本公司將配合釐清說明。
3. 感謝委員寶貴的建議，井水乃地下水觀測井取出亦屬於地下水。此外，於 R01100 為自然湧出地下水的取樣，二者皆為地下水。

4. 感謝委員寶貴的建議。該程序書以除役計畫為目的，進行廠址、設備輻射狀態資訊之輻射特性調查，經審閱修訂後重新建立或沿用，該程序書本公司已事先審查，原則上符合現行的作業。

5. (1)遵照委員意見相關程序書與偵檢方案列表如下：

程序書列表	
1	核一廠程序書 1103.01「電廠設計修改管制程序書」
2	核一廠程序書 903「進出管制程序」
3	核一廠程序書 907「廠內輻射偵測與記錄程序」
4	核一廠廠址輻射特性調查作業程序書
5	核一廠輻射特性調查現場偵檢方案
6	廠址歷史資料評估作業程序書
7	廠內輻射偵測與記錄程序書
8	核一廠 1100 系列「品質管制程序」
偵檢方案列表	
1	核一廠輻射特性調查現場偵檢方案 A(可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面)
2	核一廠輻射特性調查現場偵檢方案 B(初判不受輻射影響之建築結構表面)
3	核一廠輻射特性調查現場偵檢方案 C(可能受輻射影響及不受輻射影響的環境)
4	核一廠輻射特性調查現場偵檢方案 D(可能受輻射影響及不受輻射影響的系統管線)

(2)相關程序書檔案係本公司內部文件，且涉及承商之智慧財產權，依主管機關之慣例，程序書由本公司內部自我管理，並接受主管機關現場稽查時之審閱。

6. 感謝委員意見，第 4-8 頁所提之相關作業程序書，皆係配合除役計畫目的重新訂定，並經本公司審查同意，而非沿用。

7. 907 程序書名稱為「廠內輻射偵測與記錄程序」，二者為同一份文件。

第 2 回合審查意見

1. 第 1(1)項，同意答覆。

第 1(2)項，請說明此調查基準在目前的廠址歷史特性調查作業的應用情形，並說明其與本章所訂定之各類偵檢包的污染活度偵測之關聯性。

同意回復說明 1.(3)。					
2. 同意答覆。					
3. 針對回復說明 3.，二者皆為地下水，請修訂計畫書內容。					
4. 同意答覆。					
5. 同意答覆。					
6. 同意答覆。					
7. 針對第 7 點，請於計畫書內容列出完整名稱與編號，一併修正說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1(2). 根據 MARSSIM 內容：「調查基準」(Investigation Level)是以外釋標準為基礎，對特定放射性核種所制訂的行動水平值，一旦超過調查基準則須進一步調查或採取改善行動。設施除役初期可訂出調查基準值，以確認需要進一步調查的地區，調查基準值可採用 DCGL 值。 當發現超過調查基準時，首先確認原始的量測/樣品分析是否確實超過特定的調查值，可能需要採取進一步的量測，以決定高殘留活度的面積所造成的輻射劑量與危險度是否符合外釋標準。再依據進一步調查行動的結果，偵檢區可能需要重新分類輻射等級、執行補救措施或再偵檢。未來電廠停機後進行全面性的輻射特性調查，依照 MARSSIM 的作法，比較的基準應採用 DCGL 值；然而目前電廠仍在運轉中，未來的輻射影響分佈仍有可能變化，故目前僅以參考 903 號程序書之核一廠示警區劃分標準作為比較參考。主要為驗證目前的廠址歷史特性調查作業之調查結果，若發現劑量率超過示警區標準，則採取進一步調查行動，例如重新進行偵檢，或增加量測點數目。					
3. 依建議修訂除役計畫內容如附件 04-003-3-B。					
7. 依建議修訂除役計畫內容列出完整名稱與編號如附件 04-003-7-B。					
審結意見					
同意答覆，並將意見編號 04-003-1(2)列為重要管制事項。					

意見編號	04-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S17、S16	第四章	4-5、4-16、 表 4-10 至表 4-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 在游離輻射防護法第 2 條第七款對背景輻射已有定義，指下列之游離輻					

射：

- (一) 宇宙射線。
- (二) 天然存在於地殼或大氣中之天然放射性物質釋出之游離輻射。
- (三) 一般人體組織中所含天然放射性物質釋出之游離輻射。
- (四) 因核子試爆或其他原因而造成含放射性物質之全球落塵釋出之游離輻射。

根據上述定義，對於第 4-5 頁 2.「背景水平調查」意見如下：

- (1)「...，而核一廠目前仍處於運轉狀態，故本章使用廠址歷史評估收集之資料，作為核一廠現階段背景水平之資訊。」什麼叫做「現階段背景水平」？應該使用核一廠建廠前之環境輻射偵測值或未受核一廠影響區域的環境輻射偵測值，作為背景輻射。
 - (2) 貴公司核一廠環境監測近四十年，所採用的背景參考地區與背景水平不能直接引用，為何須另行選擇背景參考地區並進行背景水平偵測？
 - (3) 所有的背景水平資料，請以平均值與標準差(註明可信度)列出。
2. 第 4-16 頁 (一)，「輻射背景值現況調查方面，可分為廠址區域與環境區域(廠外)。...」利用各測站的資料，當作輻射背景值；這是不符合游離輻射防護法「背景輻射」的定義。尤其在廠區測得微量 Co-60 核種；在環境區某測站測得 Cs-137 最高達 32.6 Bq/kg，雖低於調查基準，但已不是正常值；各測站可能已受到其他輻射源的影響，各測站的資料怎可當作輻射背景值？
3. 有關表 4-10 至表 4-12 之「背景劑量率」，意見如下：
- (1) 表 4-10 中偵檢包 A10700 之背景劑量率為 0.12 mSv/h，背景劑量率怎會如此高？
 - (2) 表 4-10 中之背景劑量率 0.00007~0.12 mSv/h，為什麼變化這麼大？
 - (3) 表 4-11 中之背景劑量率 0.00007~0.004 mSv/h，相差 57 倍，為什麼變化這麼大？
 - (4) 表 4-12 中之背景劑量率 0.00008~0.0035 mSv/h，相差 4 倍多，為什麼有好幾倍的變化？
- 以上這些都不符合背景輻射的定義！

第 1 回合審查意見回復

1. (1)感謝委員寶貴的建議。參照除役計畫審查導則及 MARSSIM 之相關程序，「背景水平」建議係指背景參考地區之輻射劑量率與法規定義的「背景輻射」不同。而根據 MARSSIM 的程序，建立背景水平並確認與評估背景核種對廠址運轉所造成的貢獻，並與輻射偵檢單元輻射狀況相比較，

需要在一個或以上的參考地區執行偵檢。廠址背景參考地區應與除役廠址有相似的物理、化學、地質、放射性與生物學特性，一般選擇未受輻射影響的鄰近地區。此外，核一廠運轉前三年所進行的「建廠前背景調查報告」及「歷年環境輻射監測報告」中的偵測結果，亦可作為背景水平的參考。

(2)目前特性調查「背景水平」係以廠址歷史評估收集之運轉前資料與歷年環境輻射監測報告作為背景水平的參考。

未來核一廠永久停機後，考量 40 年的時空變遷，建議以核一廠未受影響區域的環境輻射偵測值，作為背景水平較為恰當。目前暫訂小坑區作為「背景參考地區」，並視實際情況調整。

(3)遵照辦理。

2. 感謝委員的提醒，本節「放射性存量評估結果」之「輻射背景值」，係整理核一廠近五年廠區與環境之各項輻射監測結果，說明電廠除役前之輻射狀況，並以此作為未來除役階段偵測數據之比對參考，與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」不同。經檢討，為避免兩者混淆，擬將此節標題修訂為「運轉期間之廠區與環境輻射監測」，修訂如附件 04-004-2-A。測站測得 Cs-137 數值說明如下，經查證「第一核能發電廠 99 年環境輻射監測報告」(節錄如下表所示)，運轉前 Cs-137 變動範圍介於 2.69 Bq/kg 至 48.8 Bq/kg，因此環境區域(廠外)於 99 年測得 Cs-137 最高達 32.6 Bq/kg 尚屬合理變動範圍內。

試樣別	放射性分析類別	平均值最高站 (變動範圍)	運轉前平均值 (變動範圍)	單位
土壤	銫-137	31.7 (30.7 - 32.6)	24.2 (2.69 - 48.8)	Bq/kg

3. 表 4-11 至 4-13 之「背景劑量率」係指管制站輻射劑量率的紀錄，為進行偵檢單元量測前於鄰近管制站區域進行測試並予以紀錄，此為偵檢程序的一部份目的為確認偵檢儀器數值是否正常，與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」不同。經檢討，為避免兩者混淆，擬將修訂為「管制站輻射劑量率」。

(1)感謝委員的建議。原文偵檢包 A10700 之背景劑量率已修訂為管制站輻射劑量率，查證資料後該劑量率修訂為 0.006 mSv/h。修訂如附件 04-004-3-1-A。

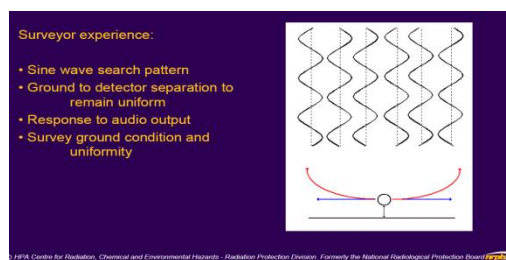
(2)表 4-10 至表 4-13 之「管制站輻射劑量率」，因核一廠尚在運轉中，各管制站之劑量率數值受鄰近廠房及作業的影響，故劑量率有較大的

變化。 (3)同(2)之回復內容。 (4)同(2)之回復內容。 上述「管制站輻射劑量率」相關修訂如附件 04-004-3-2-A。					
第 2 回合審查意見					
1. (1)同意答覆，並同意以核一廠運轉前三年所進行的「建廠前背景調查報告」作為背景水平的參考。 (2)意見一：其他廠區內的"背景參考地區"，必須與(1)項資料執行無母數統計推論判定，確定背景參考地區與(1)項資料一致，才能引用。 意見二：建議建廠前背景調查可沿用，未來如考量 40 年的時空變遷，應選擇距核電廠廠區一定距離外之場所作為「背景參考地區」，避免選擇廠區內地區以免遭受該區有可能汙染之嫌的爭議。 (3)同意答覆。 2. 同意答覆。 3. 同意答覆。					
第 2 回合審查意見回復					
1(2).感謝審查委員。背景水平的參考將根據除役計畫第十七章審查意見回覆相關議題，同步更新為「建廠前背景調查報告」作為背景水平的參考。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	04-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F07、S05、S17、A06、S16	第四章二(三) 3.	4-6 至 4-7	結案
第 1 回合審查意見					
關於依偵檢包分類說明污染活度偵測作業，意見如下：					
1. 牆面較不易附著污染，量測佈點時應與地面量測之網格尺寸不同。					
2. 請補充說明如何進行人員無法到達區域（熱區）及難測核種的偵測方式。					
3. 若偵測過程發現有劑量率或污染程度異常高的區域，是否有制定標準的處置程序？					
4. 第 4-6 頁（1），A 類偵檢包提及「...由於核一廠仍在運轉中，執行此類偵檢包之偵測作業時，各量測點之讀值極易受到附近具放射性管線或設備之					

干擾...」，請澄清此偵測作業為活度或劑量率量測。

5. 第 4-6 頁 (2)，本節有關污染活度偵測，對於 B 類偵檢包，如果量測值較高或於屋頂區域量到有放射性污染，將如何分類？
6. 第 4-6 到 4-7 頁 (1) 至 (5)，請完整列出現階段已量及未量清單，並提供未量測的部分在未來核一廠正式停止運轉之後的工作時程規劃。
7. 第 4-7 頁 (5)，執行 R 類偵檢包時，除了本節所討論的方法外，請增加以手提碘化鈉偵檢器快速掃描環境，以補圖 4-1 之不足。可參考英國做法如下圖概示。



第 1 回合審查意見回復

1. 感謝委員的建議，網格尺寸係參考 MARSSIM 的建議值，表列如下：

偵檢單元 網格大小(m)	建物	土地區域
受影響 (第一、二級)	1 ~ 2	10 ~ 20
受影響(第三級)	5 ~ 10	20 ~ 50

2. 現階段核一廠仍在運轉中，目前人員無法到達的在未來永久停機後，本公司會再進行全面性的輻射特性調查，現行熱區的輻射劑量應會降低，屆時將採用適當的偵檢儀器或視現場狀況進行人員防護，來進行量測。而難測核種將取樣送回實驗室進行分析，或建立比例因數推估核種活度。
3. 現階段的偵測目的僅作為是否受輻射影響，以及放射性廢棄物初步盤點和人員劑量評估的參考，因電廠仍在運轉中，故不會有訂定處置程序或標準。未來除役時，會依據 MARSSIM 的作法，推導出相關的 DCGL，若偵測過程發現有劑量率或污染程度異常高於 DCGL 的區域，會進一步執行相關的輔助改善措施（除污）的處置程序。
4. 感謝委員寶貴的建議。澄清此作業為劑量率量測。
5. B 類偵檢包若偵測結果發現該區域的量測值較高，將依實際的偵測數據調整為受輻射影響，未來在永久停機後所進行的輻射特性偵檢，將其列

入 A 類偵檢包。

6. 感謝委員寶貴的建議。附錄 4.A 為目前各偵檢包詳細的調查結果，而表 4-15 相關閥件與泵為大修期間拆解或更換部份零組件之調查結果。規劃清單如附表 4.A-3 C 類與 4.A-4D 類偵檢包及偵檢單元列表。待未來永久停機後之特性調查時，將會重新全面進行量測。
7. 感謝委員的建議，英國的作法值得納入本公司未來永久停機後之特性調查的參考。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。唯未來實際執行偵檢前，仍請先界定網格尺寸。
2. 此處所提之熱區係指即便在核電廠停止運轉之後，輻射劑量率仍可能偏高致使人員無法到達之區域。請補充說明有哪些區域係屬於該類區域，並請詳細說明未來將如何進行該類區域的偵測。另，請說明目前台電公司是否已建置難測核種相關的取樣分析技術。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆，針對第 4 點，請修訂計畫書內容。
5. 同意答覆。
6. 同意答覆，並列為重要管制事項。
7. 如認同英國的作法，則請於計畫書中增列作法。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝建議，網格尺寸擬依照 MARSSIM 的建議值規劃。
- 2.(1) 未來人員無法到達之區域可能有：1. 反應器廠房的乾井區域內生物屏蔽(包括 RPV 內部組件)、2. 高劑量率廢棄物收集槽(爐水淨化分向槽)。
- 2.(2) 熱區偵測未來將在化學除污作業後，待熱區輻射降低，考慮使用遙控機具拆除或水下進行，並利用屏蔽或水下偵測，另將大件物品切成小塊，移至適當場所或利用水下進行偵測。
- 2.(3) 台電公司於民國 83-87 年由核能研究所技轉放射試驗室建置分析技術、技轉各核能電廠建置取樣技術。難測核種之選定係依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條之規定進行分析，用以判定低放射性廢棄物之分類。
4. 依委員建議修訂如附件 04-0-4-B。
7. 感謝委員建議修訂如附件 04-005-7-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	04-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A06、S05	第四章二(三) 4	4-8、4-9	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本節有關中子活化評估，有關建立之中子活化分析方法，於本計畫第九章、一、(二)、1.節說明。其中參考 IAEA 技術報告 TRS-389，特別針對除役評估中的爐心內部組件中子活化分析，提供方法指引及使用程式建議。惟未明確說明評估方法與輻射特性調查，建議於本節中略述中子活化分析與污染活度偵測之關聯性。 2. 內文提及將採用相關的程序或軟體來進行中子活化分析及 DCGL 的計算，請說明這些計算的程序並如何針對計算結果進行驗證。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 因目前核一廠仍在運轉，只能進行中子活化分析，分析方法通常是利用程式進行評估；未來於永久停機後，在 RPV 或生物屏蔽進行鑽心取樣分析其活度，並與理論計算值進行驗證比較；故中子活化分析亦屬輻射特性調查範圍，詳細請參第九章一、(二)、1.節。 2. 中子活化分析的計算程序請參第九章一、(二)、1.節說明，其驗證須等永久停機後，在 RPV 或生物屏蔽進行鑽心取樣分析，再做驗證比較。而 DCGL 的計算程序請參第十七章三、(一)節，其驗證可採用 RESRAD 內建的檔案或其他除役電廠的案例進行驗證。					
第 2 回合審查意見					
1. 針對回復說明 1，請修訂計畫書內容，概述中子活化分析與污染活度偵測之關聯性。 2. DCGL 計算需要輸入非常多的參數，請清楚說明如何正確地獲取 RESRAD 程式中與地質、水文、以及生化等相關的參數，以及如何進行 DCGL 計算結果的驗證。					
第 2 回合審查意見回復					

1. 依審查委員建議，修訂計畫書內容如附件 04-006-1-B。
- 2.(1) 先進行參數靈敏度分析，確定必要之廠址特定參數，收集現有資料，不足處則進行現地調查，以取得適當參數。若無法調查取得之參數，則採用 RESRAD 預設值。
- 2.(2) DCGL 計算結果的驗證方式，為利用推導出的 DCGL 值進行反向回推劑量值，以比較此劑量值是否符合劑量限值。

第 3 回合審查意見

1. 同意答覆，並列為重要管制事項。
- 2.(1) 同意答覆。
- 2.(2) 以 DCGL 回推劑量限值的作法似乎僅能驗證 RESRAD 程式的計算能力，但並無法評估 DCGL 計算結果的合理性。請考量是否可使用其它同類型的計算程式，並將其結果與 RESRAD 的結果進行相互驗證。

第 3 回合審查意見回復

- 2.(2) RESRAD 程式的驗證說明如下：
1994 年，Halliburton NUS Corporation 完成獨立驗證(RESRAD 5.03)請參考：Verification of RESRAD - A code for Implementing Residual Material Guidelines.
1994 年，美國 NRC(核管會)准許 RESRAD 程式的應用評估包含：除役證照核發與否的劑量評估、廢棄物處置要求的評估、場址的劑量評估。
1996 年，美國 EPA(國家環境保護局)對於清理受放射性污染的場址，在其規則制定中，採用 RESRAD 計算。
1996 年，車諾比事件之收集資料，RESRAD 為 11 個測試模型之一。(IAEA-TECDOC-904)
1999 年，RESRAD 與 DandD 進行標竿分析(benchmarking)。結論為 DandD 以篩選為目的而開發，而 RESRAD 則考量更多計算劑量及風險評估的細部。(NUREG/CR5512-4)
RESRAD 經過美國相關單位廣泛測試、驗證和確認的程序，應是回推導出濃度指引水平（DCGL）值最有效及使用度最高的工具。

審結意見

同意答覆。

意見編號	04-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05、A06、S05、S03、S04、A07	第四章二(四)	4-9 至 4-13	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-9 頁 (四)，針對使用儀器的說明，未來除役期間可能會有更具實用性的儀器開發與使用，因此建議不要僅限定於計畫書內陳述之數項儀器。建議可列出各類儀器所需規格需求，作為未來替代使用儀器的參考依據，以保留彈性。 2. 第 4-9 頁 (四)，本節有關特性調查計畫所使用的儀器，臚列部份輻射偵測儀器規格、性能與量測原理，請說明各儀器量測前有无確認適用該地點之輻射特性？ 3. 第 4-9 頁 (四)，現場量測儀器型號及功能不一，應明確定義各種儀器的使用範圍及使用時機。 4. 第 4-10 頁 (2)，碘化鈉閃爍偵檢器之 B.量測原理：「...為無機閃爍偵檢器的一種，常用於加馬射線能譜分析。當輻射進入碘化鈉閃爍體生成快速電子，其減速過程產生激發、游離及制動輻射，而激發和游離作用產生內轉換，形成可見的閃爍光子。」什麼是「內轉換」？如何形成可見的閃爍光子？ 5. 第 4-11 頁，碘化鈉閃爍偵檢器之 C.儀器特性：據附件所示，RADEYE PRD 與 RADEYE PRD-ER 之靈敏度應相同，請再確認。 6. 第 4-11、4-13 頁，除役計畫中描述半導體偵檢器(高純鍺、矽面障)的偵測原理，有二處提到「脈衝訊號的大小與輻射量成正比」，請確認此說法是否正確？ 7. 第 4-11、4-13 頁，純鍺、矽面障二種儀器皆可用來鑑別放射性核種能譜，儀器特性參數僅提效率，卻未提到解析度，請補充。 8. 第 4-13 頁，矽面障阿伐能譜分析儀之量測原理，未說明如何可測阿伐粒子。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 如委員所言，未來除役期間可能會有更具實用性的儀器開發與使用，本計畫書 4-10 頁(四)內容所提到的儀器，主要是現階段用以執行本章節特性調查作業時所用儀器，唯為保留外來除役時的使用彈性，內容說明亦可選用相同功能的儀器進行輻射偵測分析作業。 2. 感謝委員寶貴的建議。各儀器量測前皆有參考電廠現行作業、使用儀器及程序書，確認適用該地點之輻射特性。					

3. 感謝委員寶貴的建議。現場量測各種儀器的使用範圍及使用時機如表 4-5 所示。

使用範圍及使用時機	儀器類型
管制區域 現場偵測 (聯合結構廠房、汽機廠房等)	蓋革管
非污染區 現場偵測 非污染區(辦公室、環境區域等)	碘化鈉
環境級試樣之實驗室樣品分析(擦拭紙、土樣、水樣等)	加馬能譜分析
	液體閃爍計數儀
	氣流式比例計數儀
中低活度試樣之實驗室樣品分析(擦拭紙、土樣、水樣等)	加馬能譜分析
	液體閃爍計數儀
	氣流式比例計數儀
	阿伐能譜儀

4. 「內轉換」與「閃爍光子」係輻射偵測原理內之專有名詞，依審查建議說明「內轉換」：原子核通過發射軌道電子從激發態到較低能態的躍遷稱為內轉換。內轉換過程放出來的軌道電子稱為內轉換電子。「閃爍光子」：指降激發過程中發射的可見光，即在禁戒帶的電子可降激回到價帶而發射光子。由於能量小於整個禁戒帶隙，其轉移可產生可見光子，而為閃爍過程的基礎。(參考「原子與原子核物理」教科書)
5. 依審查建議修訂靈敏度，如附件 04-007-5-A。
6. 此處是指「脈衝訊號的大小與入射輻射能量成正比」。
7. 一般純鍺解析度半高寬(FWHM)約為：2.1 keV@鈷-60；矽面障解析度半高寬(FWHM)約為：20 keV，前者用於量測加馬能譜，後者用於量測阿伐能譜。
8. 矽面障半導體偵檢器量測阿伐粒子之說明：當阿伐射線進入矽面障半導體內，因游離作用而將在導電帶和價帶中形成可移動的電子-電洞對，經外加電場將二者分離，並為兩端的電極所收集，而於外電路電阻上感應一脈衝訊號，脈衝訊號的大小與入射輻射的能量成正比。(參考游離輻射防護彙萃 14.3.2 節)

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 建議應再進一步地針對欲偵測之輻射種類 (如： α 、 β 、 γ 、中子)、偵測物件性質與尺寸、調查偵測方案、調查數量等類別來界定其相對應適合採用的輻射偵測儀器。
4. 原子核通過發射軌道電子從激發態到較低能態的躍遷，會產生 X 光，怎麼會稱為「內轉換」？根據 Wikipedia 百科：Internal conversion is a radioactive decay process(核蛻變) wherein an excited nucleus(激發態原子核，會射出 γ -ray) interacts electromagnetically(γ -ray 是電磁波) with one of the orbital electrons of the atom. This causes the electron to be emitted (ejected) from the atom.所以簡單說：放射性核種蛻變，產生的 γ -ray 與軌道電子作用，將軌道電子射出原子且 γ -ray 不見了，此過程才稱「內轉換」。所以 Wikipedia 百科也敘述：The energy of the emitted gamma ray is a precise measure of the difference in energy between the excited states of the decaying nucleus. In the case of conversion electrons, the binding energy must also be taken into account: The energy of a conversion electron is given as $E=(E_i-E_f)-E_b$, where E_i and E_f are the energies of the nucleus in its initial and final states, respectively, while E_b is the binding energy of the electron. 因此

輻射進入碘化鈉閃爍體生成快速電子，...，而激發和游離作用產生內轉換。這是錯誤的描述，請不要誤用專有名詞！

5. 針對回復說明 5.，依據上述附件 04-007-5-A 之修正，RADEYE PRD 的靈敏度 4,000 cps/ μ Sv/h 仍見優於 RADEYE PRD ER 的靈敏度 150 cps/ μ Sv/h，與原廠規格文件不符，請加以說明。不過，再查附件 04-018-7-A 又有另一修正版本，究竟要以何修正版本為主，請再確認並重新提出。
6. 對於第 6 項，請於報告中修正為正確說法。
7. 對於第 7 項，請於報告中增加補充說明。
8. 依照第一次的回覆，二極體偵檢器也是「因游離作用而將在導電帶和價帶中形成可移動的電子-電洞對，經外加電場將二者分離，並為兩端的電極所收集，而於外電路電阻上感應一脈衝訊號，脈衝訊號的大小與入射輻射的能量成正比。」還是沒有說明矽面障半導體偵檢器如何量測阿伐粒子？

第 2 回合審查意見回復

3. 不同偵測項目對應採用的輻射偵測儀器說明如下：

(1) 偵測之輻射種類整理如下表

儀器類型 \ 輻射種類	α	β	光子	中子	範圍下限	範圍上限
蓋革管	尚可	良好	不良	不良	30-60 keV	1-2 MeV
碘化鈉	不適用	不良	良好	不適用	40-60 keV	1.3-3 MeV
加馬能譜分析	不適用	不適用	良好	不適用	>30 keV	< 3MeV
液體閃爍計數儀	良好	良好	不適用	不適用	α 3-10 MeV	β 0- 2 MeV
氣流式比例計	良好	良好	不良	不良	5-50	8-9 MeV

數儀					keV	
阿伐能譜儀	良好	不適 用	不適 用	不適 用	>3 MeV	<10 MeV

(2) 待偵測物件的性質及適用儀器整理如下表。取樣樣品則依照性質進行後續分析；土樣採用加馬能譜分析；水樣採用液體閃爍計數儀；擦拭紙採用氣流式比例計數儀。

待偵測物件的性質及適用儀器

輻射強度	高輻射(>1 mSv/h)	極低輻射(<1 μ Sv/h)	可能具高貝他輻射
適用儀器	遠距遙測儀 Telltector6112	環境級靈敏偵檢器 RADEYE PRD	使用具備貝他窗儀器 SE 或 RO-2A

待偵測物件的尺寸及適用儀器

尺寸	大型尺寸	小型尺寸
適用儀器	以手提蓋格偵檢器偵測	可置入箱型偵檢器 WCM-10PC 偵測

(3) 不同調查偵測方案的偵檢儀器選擇如下：

使用範圍及使用時機	儀器類型	偵檢方案
管制區域 現場偵測 (聯合結構廠房、汽機廠房等)	蓋革管	A、C、D 類偵檢包
非污染區 現場偵測 非污染區(辦公室、環境區域等)	碘化鈉	B、R 類偵檢包

(4) 本次調查中，調查數量多寡並不影響偵檢儀器的選擇。

4. 感謝委員指正。修訂碘化鈉閃爍偵檢器如下：「碘化鈉閃爍偵檢器為無機閃爍偵檢器的一種，對光子的偵測效率極高，常用於加馬能譜分析。」

碘化鈉閃爍偵檢器由閃爍體及光電倍增管組成，光電倍增管是一種真空管，由光入射窗、光陰極、倍增級和陽極組成。入射輻射(加馬射線或 X 光)的能量經由碘化鈉閃爍晶體轉變成可見光或紫外光，光子通過光窗照射到光陰極上，光陰極發生光電效應產生光電子，然後被加速與聚集，進入倍增系統，在倍增極電子通過二次發射發生倍增，二次發射在每個倍增極上重複，導致陽極接收到的電子數倍增 10^6 到 10^7 倍，放大電子脈衝訊號。」並修訂內文如附件 04-007-4-B。

5. 感謝委員指正，根據儀器使用手冊修訂 RADEYE PRD 與 RADEYE PRD-ER 儀器靈敏度約為每 150 cps/ μ Sv/h(662 keV 光子、Cs-137)。並修訂內文如附件 04-007-5-B。
6. 依委員建議修訂內文如附件 04-007-6-B。
7. 依委員建議修訂內文如附件 04-007-7-B。
8. 矽面障偵檢器為半導體偵檢器的一種，因其輻射粒子入射窗的厚度非常薄，常用於偵測阿伐粒子或其他短射程帶電粒子。當高能量阿伐粒子射入偵檢器內，藉由阿伐粒子的電磁力作用，於阿伐粒子在偵檢器內的行動軌跡上產生大量電子—電洞對；而於產生電子-電洞對的同時，阿伐粒子的動能亦迅速降低，一般而言，阿伐粒子在矽半導體的射程約數十微米。電子-電洞對產生的數量正比入射阿伐粒子的能量，利用外加電場及訊號收集與放大電路，將收集到的電子與電洞轉化為脈衝訊號，脈衝訊號的震幅高度與阿伐粒子的能量成正比，再利用多頻道分析儀分析脈衝訊號高度，可得出阿伐粒子能譜。矽面障偵檢器的特徵是無感層很薄，例如約 0.05 mm 厚的無感層，氧化物膜與金屬也可做得很薄，能使阿伐粒子穿透進入靈敏體積。這種偵檢器可用來偵檢帶電重粒子，矽面障偵檢器採用真空蒸鍍法將厚度約 $100 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ 的金蒸鍍於矽晶片上，其 P-N 結合區的空間電荷形成主要是依金屬與半導體間的整流作用。
在實際使用矽面障偵檢器量測阿伐粒子能譜時，由於阿伐粒子射程短，為降低射源的自我屏蔽效應與空氣衰減，量測樣品需盡可能薄(一般使用電鍍法製作量測樣品)，且樣品與偵檢器間保持真空，才能獲得好的量測結果。

第 3 回合審查意見

3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 同意答覆。
6. 同意答覆。
7. 同意答覆。附件 04-007-7-B 內之頁首卻標示為附件 04-007-8-B，請修正。

8. 請將答覆內容，列入計畫書。

第 3 回合審查意見回覆

7. 謝謝指正，已依審查意見修訂，摘錄如下：

附件04-007-7-B

化鈉閃爍晶體轉變成可見光或紫外光，再經由光敏裝置(例如光電倍增管)將光子轉換成電子，並放大電子脈衝訊號。

C. 儀器特性：

RADEYE PRD 能量範圍：60 keV ~ 1.3 MeV、偵測範圍：0.01 μ Sv/h ~ 250 μ Sv/h、靈敏度約為每150 cps/ μ Sv/h(662 keV光子、Cs-137)。

RADEYE PRD-ER 能量範圍：60 keV ~ 1.3 MeV、偵測範圍：0.01 μ Sv/h ~ 100 mSv/h、靈敏度約為150 cps/ μ Sv/h(662 keV光子、Cs-137)。

2. 實驗室分析儀器

(1) 純鍺偵檢器

A. 廠牌型號：

ORTEC GMX30P4-70、Canberra GC4020/GC2520。

B. 量測原理：

純鍺偵檢器是半導體偵檢器的一種。當輻射進入半導體內，因游離作用而產生電子-電洞對，再利用外加電場在電子與電洞間形成一電子流，並為兩端的電極所收集，而於外電路電阻上感應一脈衝訊號，脈衝訊號的大小與入射輻射能量成正比，半導體偵檢器即利用此特性來度量輻射。系統結構主要包含鍺半導體偵檢器、前置放大器、屏蔽體、多頻道分析儀(Multichannel Analyzer, MCA)、電源供應器及個人電腦分析軟體等。

8. 已依審查意見增補於第二、(四)2 節(p.4-13)。

審結意見

同意答復。

意見編號	04-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S04、A06、A07、S16	第四章二(四)	4-13、4-14	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-13 頁，3.「...直接量測總貝他活度、表面污染擦拭量測及核種比活度分析等三種，其最小可測計數率將參考美國多部會實驗室分析手冊、MARSAME 及 MARSSIM，對於偵測靈敏度之要求。」此段文字似乎語焉不詳！最小可測計數率到底如何決定？請說清楚。					
2. 第 4-13 頁，3.審查本章第二節有關最小可測活度，所用儀器之其最小可測計數率將參考美國多部會實驗室分析手冊、MARSAME 及 MARSSIM，對於偵測靈敏度之要求。監測結果大於可接受最小可測量，					

結果應予記錄。惟依核一廠現行作業，偵測結果大於 MDA 值，即予以記錄，並非大於 AMDA 值方予以記錄，請澄清除役期間之作法。

3. 第 4-14 頁，4.本節有關儀器校正與品質管制，說明所使用之偵測儀器與分析系統須定期校正，儀器校正與量測追溯依各實驗室品保作業程序實施。執行試樣分析的實驗室需經財團法人全國認證基金會或國際實驗室認證組織認證。

(1)請說明現階段執行試樣分析的實驗室是否台電公司放射試驗室及其 TAF 認證之編號，未來執行試樣分析的實驗室應經 TAF 認證。

(2)原能會對執行試樣分析的實驗室之認證，目前僅接受 TAF 認證，對於國際實驗室認證組織認證，尚未接受，本章節有關之內容請一併檢討修正。

第 1 回合審查意見回復

1. 第 4-13 頁，3.之說明：「...現場直接量測總貝他/加馬計數率和實驗室表面污染擦拭量測及核種比活度分析等三種。其中現場直接量測總貝他/加馬計數率的最小可測計數率(MDCR)，將參考美國多部會實驗室分析手冊、MARSAME 及 MARSSIM，對於偵測靈敏度之要求」，其定義如下：

$$MDCR = \frac{d' \times \sqrt{b_i \times i}}{i \times \sqrt{P}}$$

式中

d' = 效能水平，選用 95 % 真的正感應、25 % 假的正感應為可接受之偵測效能水平，參考 MARSSIM(第 6 章)，其值為 2.32。

b_i = 量測計數時間之背景計數率(counting rate, cps)

i = 量測計數時間(s)

P = 偵測者效率(≤ 1)，保守假設 $P=1$ 。

2. 感謝委員之建議。第 4-13 頁，3.審查本章第二節有關最小可測活度(AMDA)，應指的是現場擦拭汲取樣送實驗室進行分析部分。依法規規定，偵測結果大於 AMDA 值須予以紀錄，但 AMDA 值只是一個參考限值，現行作法均是大於實際量測時的 MDA 值($MDA \leq AMDA$)即予以記錄。

3. (1)感謝委員之建議。現階段執行試樣分析的實驗室皆通過 TAF 認證，未來執行試樣分析的實驗室亦應經 TAF 認證。

(2)感謝委員寶貴之建議。依審查建議保留未來的彈性，建議修訂為「執行試樣分析的實驗室需經財團法人全國認證基金會或原能會認可之國際實驗室認證組織認證。」					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答覆，並請將答覆說明補充進第四章之內文中。 2. 現行法規要求應為：實測之 MDA 須小於或等於 AMDA，而當數值超過紀錄基準時必須予以紀錄，當數值超過調查基準時必須予以調查原因。另請說明除役期間之作法。 3. 針對回復說明 3.(1)，請說明現階段執行試樣分析的實驗室是否為台電公司放射試驗室。針對回復說明 3.(2)，台電公司對審查意見仍未提出說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 依委員建議修訂內文如附件 04-008-1-B。 2. 除役期間的規劃為原則上仍會參照運轉中規定進行修訂，記錄實際量測結果(實測之 MDA 須小於或等於 AMDA)。當數值超過 DCGL 值時須進行改善措施作業(如除污)。 3.(1) 針對核一廠除役計畫所需之輻射特性調查作業，係由核研所執行(含樣品分析)。 3.(2) 依審查委員建議修訂為「執行試樣分析的實驗室需經財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, 以下簡稱 TAF)認證。」並修訂如附件 04-008-3-2-B					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	04-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F08、A06、S05、A07、F07	第四章二(五)	4-15、4-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-14 頁，有關輻射特性調查之品保，美國 MARSSIM 的作法是參照 DQO (Data Quality Objectives) Process 進行規劃及偵檢，以增進輻射調查的有效性與效率。請說明本章輻射調查是否比照美國的作法進行，本章二、(五)品保計畫的範疇是否與 DQO Process 相同？					
2. 本節有關品保計畫內容，請說明目前已執行調查紀錄，有無偵檢地區的繪圖？偵檢地區的照片？加馬能譜分析報表？					

3. 第 4-15 頁(9)紀錄管制：會指定專人負責，並訂有量測分析結果與儀器校正記錄之保存年限，惟未見有訓練紀錄之保存年限及紀錄之保存地點及保存方式。各項量測作業的原始數據，需經相關主管審核後，將結果歸檔至相關偵檢包檔案中。對於量測、審查、核定人員的簽名之說明，說明不足，請澄清下列事項：
 - (1)請說明訓練紀錄之保存年限？
 - (2)請說明訓練文件、儀器校正紀錄及偵測紀錄之保存地點及保存方式。
 - (3)請說明本章節之品保人員編制。(包括各項作業程序書審查、紀錄審查之人員及流程)
 - (4)請說明量測人員的簽名，是否包括環境樣品取樣人員之簽名。
4. 第 4-16 頁 C.記錄保存年限，因除役作業預期的時程極長，各項紀錄保存年限 (如：量測分析紀錄表單 10 年) 似乎稍嫌過短，請檢討並修正。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝委員之建議。DQO 程序不只包含品保要求，並包含整體流程如下：
 - 1.陳述問題；2.確定研究目的；3.確定資料輸入；4.定義研究邊界；5.制定分析方法；6.指定性能和驗收標準；7.制定詳細計畫以獲取數據。
 本計畫依據 MARSSIM 方法建立，且因 MARSSIM 提供的調查方法設計流程皆已考量 DQO Process 方法為基礎。故本計畫所設計之輻射特性調查已納入 DQO 程序之原理與精神，故符合 DQO 程序。
2. 謝謝委員之建議。目前已執行調查紀錄之偵檢地區繪圖、照片與加馬能譜分析報表皆有保存歸檔，符合品保內容。
3. (1)訓練紀錄之保存年限係參照核一廠程序書 1117.02「品保紀錄類別目錄」，訓練紀錄保存年限為 10 年。
 (2)本章節係委託核能研究所執行相關的輻射偵測作業，相關的訓練文件、儀器校正紀錄及偵測紀錄現均保存於核能研究所，未來計畫結束後，將資料燒錄光碟移交本公司保存。
 訓練文件、儀器校正紀錄及偵測紀錄之保存地點及保存方式皆參照本公司核一廠程序書 1117.04「品保紀錄之存檔」與 1117.06「品保紀錄安全管制」之規定辦理。
 (3)本章節之品保編制含實驗室負責人、品質主管、技術主管和報告簽署人等負責各項程序書及作業的審查、紀錄審核和報告簽署等，將依除役計劃第 12 章之表 12-2「核一廠除役各階段人員編制與其權責」相關內容辦理，如下表；各項作業程序書審查、紀錄審查之人員及流程等詳細作業規定則

皆參照本公司核一廠程序書 1117.01~1117.07 相關規定辦理。

表 12-2 「核一廠除役各階段人員編制與其權責」摘述

單位/部門	停機過渡階段	除役拆廠階段
品質組	1. 負責本除役計畫有關之執照申請。 2. 負責除役作業有關的安全分析。 3. 負責除役作業對工作人員及環境之輻射影響分析。 4. 負責各項品質保證作業之執行及執行內部稽查。 5. 品管人員： - 品質管制程序及品管工作計畫之擬定。 - 廠內設備之設計、採購、製造、施工、試驗、運轉、維護品質文件之控制及管理。 - 系統設備維護之品質管制及實績追蹤。 - 設備修改、設計變更、設定點變更施工品質管制及追蹤。 6. 督導運轉之用過核子燃料池及其相關支援之系	1. 負責本除役計畫有關之執照申請。 2. 負責除役作業有關的安全分析。 3. 負責除役作業對工作人員及環境之輻射影響分析。 4. 負責各項品質保證作業之執行及執行內部稽查。 5. 品管人員： - 品質管制程序及品管工作計畫之擬定。 - 廠內設備之設計、採購、製造、施工、試驗、運轉、維護品質文件之控制及管理。 - 系統設備維護之品質管制及實績追蹤。 - 設備修改、設計變更、設定點變更施工品質管制及追蹤。

	統/設備，依據「台灣電力公司核能營運品質保證方案」，進行相關品質管制作業。	

(4)包含環境樣品取樣人員之簽名。

- 感謝委員的建議。本階段調查作業，係利用除役前電廠大修時進行之輻射特性調查作業，現階段已調查結束並據以完成本章內容，本文中所述記錄保存年限應屬合適。

第 2 回合審查意見

- 同意答覆。
- 請確實說明目前已執行之調查紀錄其保存方式及歸檔位置。
- 針對回復說明 3.(1)，因除役過程長達 25 年，訓練紀錄保存年限僅為 10 年，似有不足。
同意回復說明 3. (2)、(3)、(4)。
- 意見一：針對回復說明 4.，未來於廠址最終狀態偵檢作業甚或改善偵檢作業時，這些作業可能皆需要回顧參照輻射特性調查作業留存之偵測紀錄，因此延長保存年限以利存查似乎較為妥適，請再予以考量。
意見二：紀錄一直是品保作業非常重要的一環，與廠址特性調查作業相關的紀錄文件理應至少保存至最終狀態調查完成或至廠址釋放為止。本答覆的說法似乎意謂此次廠址歷史調查作業的相關量測紀錄在此即已告一段落，與未來停機之後的全面廠址特性調查作業不會有任何關聯，抑或完全沒有任何參考價值，若是如此則請說明執行此次的廠址歷史調查作業的意義為何？

第 2 回合審查意見回復

- 偵檢地區的繪圖、偵檢地區的照片、加馬能譜分析報表目前保存於核研所，將於核一除役計畫委託作業完成後交由本公司保存。相關紀錄範例如附件 04-009-2-B。
- 核一廠程序書 1117.02「品保紀錄類別目錄」包含運轉中各項重要訓練，考慮比例原則及除役偵測紀錄保存至除役完成。建議訓練紀錄保存年限仍依核一廠程序書 1117.02「品保紀錄類別目錄」為 10 年，將一併修訂

至「除役計畫第十二章二（四）訓練紀錄之維護保存」，如附件 04-009-3-B。					
4. 依審查委員建議並考量後，修訂廠址輻射特性調查作業之量測紀錄保存年限至除役完成。					
第 3 回合審查意見					
2. 請說明相關紀錄由台電公司哪個單位負責保存。					
3. 同意答覆。					
4. 同意答覆，並請修訂於除役計畫中。					
第 3 回合審查意見回覆					
2. 原有已執行部分將存於本公司規劃合約執行單位(核後端處)，並送副本供執行單位參考。後續執行單位重新規畫執行之紀錄，將於輻射特性調查計畫提出時述明保存方式。					
4. 已依審查意見增補於第二、(五)3.C 節(p.4-17)。					
審結意見					
2. 同意答覆。					
4. 本項列為重要管制事項。除役計畫相關文件保存年限，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘應至少保存至除役完成後 10 年。另法規有明文規定者，得從其規定。					

意見編號	04-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A06、A07、S03、F05、S16	第四章三(二)	4-18 至 4-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-18 頁(二)，本節有關 A 類偵檢單元的空間劑量率及表面污染之說明，請補述各偵檢單元的關鍵核種及使用之偵測儀器。請說明 A 類偵檢包各偵檢單元之背景劑量率係以何位置為背景？					
2. 第 4-19 頁，(3) A10300/20300-汽機廠房之測值範圍為 0.00006~0.0095mSv/h，對照表 4-10，該範圍並未包含一號機之測值範圍，請再確認數值範圍。					
3. 第 4-18~4-22 頁，(1)~(17)各小標題後面所接數字如：-17.25'、-39.83'...。請敘明其所代表意義為何？對照本章後附之表，除了-0.83'外，其餘均沒					

有負號。

4. 第 4-21 頁，(12)「...發現偵檢單元 01「壓榨間」不需額外獨立為一單元，故將單元 01 併入單元 04。...。」但從表 4.A-1 的 A21200 發現「壓榨間」沒有併入單元 04，上述文字須修正。
5. 第 4-21 頁 (13)，為何漏斗狀儲存槽的空間劑量率與表面污染都較高？
6. 第 4-24 頁，文中對 A00200 偵檢包討論敘述：「...各偵檢單元測得 β 表面污染，其測值範圍為小於 $MDA \sim 26.6 \text{ Bq}/100 \text{ cm}^2$ 。」對照表 4.A-1 所列之 A00200， β 表面污染皆 $< MDA$ ，與文中所述不符，請確認後修正。
7. 第 4-24 頁 (3)，從表 4.A-1 的 A00300 偵檢包，發現洗衣廠房量到 β 表面污染，故不可敘述「本區域污染值皆小於 MDA 」。
8. 第 4-25 頁 (7)，從表 4.A-1 的 A00700 偵檢包，發現偵檢單元 02、03、04、06 顯示無數據，且 06 廢料壕溝之土壤分析，都含有 Co-60 與 Cs-137 核種，故不可敘述「本區域污染值皆小於 MDA 」。

第 1 回合審查意見回復

1. (1)關鍵核種以 Co-60、Cs-137 為主，難測核種以比例因數推算；(2)量測關鍵核種所使用儀器為純銻偵檢器；(3)「背景劑量率」係指該偵檢包鄰近管制站輻射劑量率的紀錄，因原文「背景劑量率」一詞易與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」混淆，故修訂為「管制站輻射劑量率」。相關修訂如同附件 04-004-3-2-A。
2. 依審查建議訂正最大值，如附件 04-010-2-A。
3. 各小標題後面所接數字為各偵檢單元之廠房區域的標高。「-0.83'」、「17.25'」指核一廠樓層的標高，為國際(尤其美國)慣用的核電廠樓層稱呼，如「-0.83'」為地下樓層 B2，「17.25'」為地下樓層 B1。此外，負號表示位置的標高在海平面以下，除了-0.83'外，其餘均沒有負號。
4. 感謝委員寶貴的建議。僅 A11200 之「壓榨間」併入偵檢單元 04，而 A21200 之「壓榨間」則無，依審查建議修訂如附件 04-010-4-A。
5. 漏斗狀儲存槽為濕性廢棄物經離心脫水後中繼盛裝之容器，因此測值略高。
6. 感謝委員的建議。此為筆誤，誤植「A00200-放射試驗室(含廢水池)」與「A00300-洗衣廠房」之污染敘述，修訂二廠房敘述如附件 04-010-6-A。

7. 本題一併修訂於 04-010-6-A。
8. 感謝委員的建議修訂，如附件 04-010-8-A。
審結意見
同意答覆。

意見編號	04-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、A07、S05、S03、S17、S16	第四章三	4-18~4-32	結案
第 1 回合審查意見					
1. 根據原能會「核設施周圍偵測---台灣地區核能設施環境輻射監測」104 年輻安預警自動監測結果，核一廠第一、二、三季環境背景輻射變動範圍分別為 0.046 至 0.160μSv/h、0.047 至 0.121μSv/h、0.048 至 0.136 μSv/h。雖然現場環境偵檢儀器的偵測範圍最低達 0.01μSv/h，然而除役計畫中所量測到二號機汽機廠房的背景值為 0.0001 mSv/h，其空間劑量率測值範圍 0.00001~0.8 mSv/h 的低值不合理。同樣情形亦發生在三(二)1.(2)、三(二)1.(20)，其值相對應於表 4-11(第 4-59 頁)，請說明。 2. 各偵檢單元之偵測結果：有些區域之空間劑量率量測值低到接近於 0，如：A20100 的測值範圍低者至 0.00001 mSv/h，比一般常見天然環境背景值變動範圍(0.04~0.15 μSv/h)還低，似乎不合常理。試請說明使用何種儀器量測？量測區域位置為何？ 3. 背景劑量率如何定義？如何得出？比較背景劑量率之目的為何？ 4. 除役計畫中多次(共 46 處)提到「皆相當或略高於背景值劑量率」。但有些區域劑量率測值範圍的高值，確實比背景值劑量率高出不少，如第 4-18 頁提到的 0.8 mSv/h 為背景值 0.0001 mSv/h 的 8000 倍，並非略高於背景值劑量率，故實不宜以如此制式化的語詞，重複下判斷。若測值範圍的高值確實較背景值劑量率高出許多，則應修正其說法。 5. 此外，於「皆相當或略高於背景劑量率」後的括弧說明，多處列有兩個背景劑量率，是否一為一號機的背景劑量率，另一為二號機的背景劑量率？若是，則請於文中加以說明，避免誤解同一區域有兩個背景劑量率。 6. 所量測到的數據以最小值到最大值的範圍表示，請改以(平均值$\pm$標準差)					

表示，以利後續的應用與統計推斷。

第 1 回合審查意見回復

1. 「背景劑量率」係指該偵檢包鄰近管制站輻射劑量率的紀錄，因原文「背景劑量率」一詞易與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」混淆，故擬將表 4-11 至 4-13 「背景劑量率」修訂為「管制站輻射劑量率」。
該數據經確認後應為筆誤，正確值為 0.00019 ~ 0.0002 mSv/h。
2. (1)承上題，依委員建議已確認該處空間劑量率之量測數據是人為誤差造成，正確值為 0.00019 ~ 0.0002 mSv/h。(2)量測儀器為蓋革計數器(THERMO FH 40 F2)。(3) A20100 測得 0.00001 mSv/h 的區域為汽機廠房設備 24。
3. 表 4-11 至 4-13 「背景劑量率」係指管制站輻射劑量率的紀錄，為進行偵檢單元量測前於鄰近管制站區域進行測試並予以紀錄，此為偵檢程序的一部份目的為確認偵檢儀器數值是否正常，與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」不同。經檢討，為避免兩者混淆，擬將修訂為「管制站輻射劑量率」。相關修訂如同附件 04-004-3-2-A。
4. 關於廠區與廠房內可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面，因未來除役階段將進行拆除作業，拆除前必須依其表面污染與輻射劑量率偵檢結果進行規劃，故參考國外電廠既有做法，將依照系統特性及受輻射影響之範圍及程度分為不同之「偵檢包」(Survey Package)。經檢討，此等量測結果為目前廠區與廠房內建物之輻射現況，因同一偵檢包涵蓋數個輻射劑量率高低不同之區域，且目前核一廠仍在運轉中，故報告中呈現量測結果之變動範圍相當大，而此等偵測結果與前述「輻射背景值」無關，不適合進行比較，故擬刪除類似「皆相當或略高於背景值劑量率」之文字內容，如附件 04-011-4-A。
5. 感謝委員的建議。原文如委員所述，前者為一號機的各偵檢包鄰近管制站輻射劑量率，後者則為二號機的各偵檢包鄰近管制站輻射劑量率；且承意見編號 04-011 第 4 題之回復：量測結果為目前廠區與廠房內建物之輻射現況，與前述「輻射背景值」無關，不適合進行比較，故擬刪除此類似管制站輻射劑量率之文字內容，相關修訂如同附件 04-011-4-A。
6. 考慮取樣位置於偵檢單元不同位置，且偵測點數量多，量測結果顯示並非均勻分佈，若直接以平均值 $\pm$ 標準差表示，恐難以表現少數區域的異

常劑量率(hot-spot 會被平均稀釋掉)，因此，建議仍維持數據以最小值到最大值的範圍表示。
第 2 回合審查意見
1. 同意答覆。 2. 同意答覆。 3. 同意答覆。 4. 同意答覆。 5. 同意答覆。 6. 最小值至最大值的範圍，無法顯示數據的統計特性。若無法以平均值±標準差表示，請將所獲得的數據以箱型圖(或稱盒鬚圖，boxplot)表示。
第 2 回合審查意見回復
6. 平均值與標準差皆有列於「核一廠特性調查作業」報告中。除役計畫因考量偵測位置於偵檢單元不同位置，且偵測點數量多，量測結果顯示並非均勻分佈，故僅列出最大值與最小值的偵檢結果，若以箱型圖表示又恐使整體資料量過於繁多，經本公司再次評估數據呈現之合適性，將依審查委員建議，將第四章偵檢結果增列平均值±標準差之表示方式，詳如附件 04-011-6-B。
第 3 回合審查意見
同意答覆。惟附件 04-011-6-B 數據的有效位數太多，將來定稿的報告有效數字最多以三位為宜，並請用科學記號表示。
第 3 回合審查意見回覆

感謝委員建議，遵照辦理，修訂於表 4.A-6 與表 4.A-7 (p. 4-113~4-117)。摘錄如下：

表 4.A-6 A 類偵檢包及其偵檢單元平均劑量率與標準差

偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (mSv/h)	偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (mSv/h)	偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (mSv/h)
A10100	01	0.001±0.001	A10700	01	0.259±0.23	A11300	01	0.8±0.1
	02	0.00019±0.00004		02	0.92±0.4		02	0.785±0.615
	03	0.003±0.001		03	0.367		03	0.005±0.002
	04	0.016±0.02		04	4.669±4.663		04	0.01±0.003
	05	0.002±0.003		05	0.002±0.001		05	0.001±0.0008
A10200	01	0.001±0.0008	A10800	06	0.045±0.04	A11400	01	0.395±0.47
	02	0.003±0.001		01	0.7±0.163	A11500	02	0.002±0.002
	03	0.0002±0.00003		02	0.29±0.237		01	0.002±0.002
	04	0.0002		03	0.218±0.403	A11600	01	0.001±0.001
	05	0.00046		04	0.017±0.016	A11700	01	0.0025
								0.001±0.0004

表 4.A-7 B 類偵檢包及其偵檢單元平均劑量率與標準差

偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (μSv/h)	偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (μSv/h)	偵檢包編號	偵檢單元編號	平均劑量率與標準差 (μSv/h)
B00100	01	0.07±0.01	B00500	01	0.072±0.013	B01200	01	0.044±0.006
	02	0.06±0.009		02	0.063±0.012		02	0.048±0.007
	03	0.07±0.012		03	0.082±0.021		03	0.057±0.006
	04	0.065±0.01	B00600	01	0.0360.007		04	0.041±0.007
	05	0.058±0.001		02	0.063±0.025		05	0.061±0.008
	06	0.069±0.014		03	無此區域		06	0.083±0.01
	07	0.066±0.019		04	0.04±0.005		07	0.083±0.014
B00200	01	0.051±0.006	B00700	01	0.066±0.015		08	0.06±0.006
	02	0.069±0.008		02	0.047±0.011		09	0.072±0.004
	03	0.054±0.007		03	0.043±0.01		10	0.055±0.006
	04	0.056±0.01	B00800	01	0.063±0.01		11	0.063±0.013
	05	0.059±0.013		02	0.07±0.01		12	0.061±0.009
B00300	01	0.05±0.015		03	0.071±0.017		13	0.0657±0.011
B00400	01	0.056±0.011	B00900	04	0.079±0.013		14	0.062±0.004
	02	0.076±0.023		05	0.062±0.014		15	0.049±0.006
	03	0.068±0.016		01	0.067±0.009	B01300	01	0.0481±0.012
	04	0.054±0.011	B01000	02	0.082±0.013		02	0.0732±0.151
	05	0.072±0.019		03	0.077±0.017		03	0.047±0.012
	06	0.089±0.039		04	0.081±0.013		04	0.042±0.007
	07	0.095±0.04		01	0.067±0.016		05	0.05±0.009
	08	0.01±0.05		02	0.06±0.014		06	0.089±0.278
	09	0.01±0.09		03	0.051±0.008		07	0.052±0.012
	10	0.065±0.018		01	0.071±0.01		08	0.062±0.019

審結意見

同意答復。

意見編號	04-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、A06	第四章三(二)2	4-23、4-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-23 頁 (1),「...;濾器房為廢氣排放前,所經過的處理房舍...。」請再詳述濾器房內的設備。 2. 第 4-23 頁 (1),「...本區域污染值皆小於 MDA。」由於主煙囪未偵測且從表 4.A-1 的 A00100 偵檢包內的煙囪道無表面污染數據,所以不可敘述「本區域污染值皆小於 MDA」。 3. 第 4-23 頁 (1),請說明因工安問題暫不進行偵測之「煙囪」與表 4.A-1 之主煙囪是否同一個?未來之偵檢時機為何? 4. 第 4-24 頁 (5),A00500-二號廢棄物貯存庫之六個偵檢單元,都進行偵測了嗎?廢棄物貯存區沒有廢料桶嗎?對於表面污染都沒有數據,量了那些地方?那些地方未偵測,請說清楚。					
第 1 回合審查意見回復					

1. 濾器房(filter house)係指主煙囪下方的建築物，房內設備包含廢氣過濾器及空氣壓縮機。
2. 感謝委員的建議。依審查建議修訂敘述「...本區域污染值除了主煙囪於現階段無法偵測之外，其餘偵測結果皆小於 MDA。」，修訂如附件 04-012-2-A。
3. (1)為同一煙囪；(2)未來於永久停機後之特性調查將會進行偵檢。
4. A00500 之二號廢棄物貯存庫之六個偵檢單元皆完成偵測，偵檢包規劃如下表，表面污染之擦拭取樣因現場狀況(工安、輻安)考量故無進行量測。本公司將規劃於停機後，另進行輻射特性調查偵測。

偵檢包 編號	偵檢包 名稱	偵檢單元 編號	偵檢單元名稱
A00500	二號廢棄物貯存庫	01	貯存庫 B1F
		02	貯存庫 1F
		03	貯存庫 2F
		04	貯存庫 3F
		05	貯存庫 4F
		06	貯存庫 5F

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆，並列為重要管制事項。
4. 同意答覆。

第 2 回合審查意見回復

3. 依委員建議納入承諾事項列表。

審結意見

同意答覆。

意見 編號	04-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、F05、S16	第四章三 (五)	4-29、4-30	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-29 頁，「R00600 及 R00800 分別為機組周圍區域及一、二號廢棄物貯存庫等建物之周圍區域，為主要的受輻射影響區。」則網格應更密，但看不到偵檢單元，請說明。
2. 第 4-30 頁，R00400 偵檢包敘述：「...。HSA 顯示 28 號及 29 號倉庫曾存放廢料桶，且貨櫃區西北角曾埋放污染物質。...」查閱除役計畫第三章，並未提及貨櫃區西北角曾埋放污染物質，請補充說明此處理放污染物質之事件始末及處理經過，並考慮於第三章增列說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 執行偵檢單元的網格密度合乎 MARSSIM 的要求且更緊密。詳細網格資料記載於相關偵檢方案規劃。MARSSIM 之網格密度要求如下表：

偵檢單元 網格大小(m)	建物	土地區域
受影響 (第一、二級)	1 ~ 2	10 ~ 20
受影響(第三級)	5 ~ 10	20 ~ 50

2. 有關第 4-30 頁 R00400 偵檢包描述提到「停車場及包商貨櫃區」貨櫃區西北角曾埋放污染物質乙節，經查該區僅有極低微的廢土堆放。該區域的廢土來源為 80 年~90 年間，廠址內的廢土來源為寒水機廠房、新修配大樓及廠區零星工程等建物興建時挖除的廢土。因上述廢土處理方式並非掩埋處理，且廢土來源及目前初步特性調查結果亦沒有發現污染，建議修改如附件 04-013-2-A。因該事件不影響廠址內輻射狀態，故第三章不列入此項目討論。

第 2 回合審查意見

1. 第 1 項的答覆，請列入計畫書。
2. 同意答覆。

第 2 回合審查意見回復

1. 依委員建議補充如附件 04-013-1-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	04-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A07、S05	第四章	4-18 至 4-33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 對於初判不受輻射影響之區域(廠區)或 HSA 資料顯示未受輻射影響之區域(環境)，當經偵測後發現有輻射污染情形時：(1) 是否進一步調查原因並列入廠址歷史紀錄？(2) 偵檢包是否重新分類？ 2. 對於初判不受輻射影響之區域(廠區)或 HSA 資料顯示未受輻射影響之區域(環境)，當經偵測後初步確認無輻射污染情形時，這些區域是否考慮列為背景參考地區？ 3. 請敘明清楚將如何使用各偵檢單元之輻射特性調查結果。 4. 在放射性存量評估結果中，大部分都僅陳述各偵檢包的偵檢結果，建議應該更有系統性地統整及呈現這些數據，深入地評析這些偵測結果，具體地檢視現階段偵檢作法的缺失及未來可加強改進之處，並由這些數值評估可能的廢棄物總量及未來除役拆除可採取的策略，而非僅是直白的描述這些結果。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1)現階段所有偵測紀錄，不管有無發現污染，均會列為未來電廠停止運轉後進行全面特性調查的廠址歷史紀錄(HSA)。 (2)若於未受輻射影響區發現有污染情形，於未來進行全面特性調查時，會將該區的偵檢包重新分類。惟依目前之偵檢結果，尚未有需將偵檢包重新分類之情形。 2. 感謝委員的建議，若能符合 MARSSIM 選擇背景參考地區所建議的條件，這些地區未來可考慮列為背景參考地區。 3. 調查結果的應用，如第四章、三節所述：「特性調查取樣資料能提供各系統放射性廢棄物之核種組成資訊，配合劑量率量測結果可推估放射性活度，進而推估各類廢棄物數量。」亦提供建立各分區之比例因數(Scaling Factor)，請參閱第九章一節之說明。 4. 感謝委員寶貴的建議。根據國外的核電廠除役的廠址輻射特性調查，皆是於永久停機且管線設備洩水與除污後，才開始進行。由於電廠仍在運轉中，輻射分佈的調查結果在永久停機之後，仍有可能變化，目前的作					

法所獲得的數據，屬相對保守的。故對於這些大量偵測結果深入評析意義不大。不過，透過核一廠的廠址輻射特性調查，本公司已建立詳細偵測作業程序與規劃的實務經驗與初步的輻射現況瞭解，並以此結果提供放射性廢棄物的初步盤點和人員劑量的保守評估，未來會將現階段的執行經驗回饋於停機後的輻射特性調查作業。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 建議在目前的除役計畫之中，於放射性存量評估結果的章節中適當地陳述現階段所獲取的寶貴經驗，及其可用於放射性廢棄物初步盤點和人員劑量評估的參考資訊。再者，也應根據目前所獲取的檢測結果，評估檢討目前各類偵檢包的範圍與分類是否妥適。

第 2 回合審查意見回復

4. 依建議陳述現階段所獲取的經驗：目前除役計畫特性調查所獲取如偵檢包與偵檢單元的劃分、特性調查偵檢方法、因應電廠大修期間所進行的特性調查經驗，以及核一廠廠址歷史資料評估(HSA)之現階段所獲取的寶貴經驗，除了提供放射性廢棄物初步盤點及人員劑量評估的參考資訊外，也可供未來停機後的全面廠址輻射特性調查作業執行時，進行一、二、三級之污染分級時之參考。而對特性調查偵檢作業而言，有良好事前設計與規劃及有效進行各類偵檢包之調查，可符合降低人員劑量。修訂內文如附件 04-014-4-B。

根據目前所獲取的檢測結果，檢討各類偵檢包的範圍與分類妥適如下，A、B、C、D 類偵檢包之分類與偵檢符合。R 類偵檢包如同 04-002-第二次回覆-5，依據 HSA 資料顯示此區應為未受影響區域，部分區域可能受運轉中廠房的影響而測得劑量率，因此，本次特性調查將 R01000 規劃為不受影響區。未來停機後的全面性廠址輻射特性調查作業，若 R01000 偵檢包部分區域仍測得劑量率時，則將 R01000 偵檢包規劃為受影響區域，或以最妥適方式重新劃分相關偵檢包及周圍區域。

第 3 回合審查意見

4. R 類偵檢包之分類請參考 04-002 第 5 項審查意見辦理。

第 3 回合審查意見回覆					
4. 有關 R 類偵檢包之分類議題，同 04-002-5 之答覆。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	04-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A07、S03、S04、S17、S16	表 4-3、4-5、4-6、4-16、4-17	4-51 至 4-69	結案
第 1 回合審查意見					
1. 表 4-3 中「可能受輻射影響及不受輻射影響的環境(R 類偵檢包)」：(1) 其偵測項目欄位中有多項重複列出，請再確認。(2) R 類如何執行劑量率量測？ 2. 表 4-5，管制區域現場偵測(聯合結構廠房、汽機廠房等)使用蓋革管，非污染區現場偵測非污染區(辦公室、環境區域等)使用碘化鈉。為什麼高輻射區(管制區)使用高靈敏的蓋革管？通常蓋革管用於尋找輕微輻射；為什麼低輻射區(非污染區)使用低靈敏的碘化鈉(通常碘化鈉偵檢器的光陰極產生一光電子約需要 1000eV 的輻射能量)？ 3. 表 4-6，有些監測點核種活度濃度數據 (如 Mn-54 與 Co-60)低於最低可測值，請說明有何意義。 4. 表 4-16，「半化期五年內核種」是否應為「半化期五年內阿伐核種」？ 5. 表 4-16，依據半化期五年以上阿伐核種的分析結果，0 的值是否應為 MDA？ 6. 表 4-16、4-17 同為 C、D 類偵檢包，但核種卻差異極大？請解釋。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1)感謝委員指正，該欄表示各偵檢包於不同位置所執行的偵測項目，經查證確認後刪除重複項目。 (2)R 類執行劑量率量測，係以手持輻射偵檢儀器的方式，量測離地面 1 m 高度的輻射劑量率。 2. 管制區為抑低工作人員偵測時接受之劑量，故使用可伸縮長桿遠距離偵測儀器，如 Automess 6112/ 6112B，其偵測範圍：0.01 mSv/h ~ 10 Sv/h 符合管制區適用範圍。非污染區使用碘化鈉偵檢器，主要以 RED EYE 偵檢器能搭配 GPS 定位系統的連線，紀錄不同位置的偵檢資料，有利資					

料分析。且碘化鈉偵檢器符合適用範圍，(如 RADEYE PRD-ER 偵測範圍：0.01 μ Sv/h ~ 10 mSv/h)。					
3. 由於 99 年至 103 廠區土樣監測數據所使用的測量儀器並不相同，設備的最低可測值也不相同。本表以最低可測欄數值係取 99 年至 103 年之歷年來的最高值(如表 4-6 之註 4)提供參考。然有些監測點核種活度濃度數據(如 Mn-54 與 Co-60)低於最低可測值，表示該次使用設備之最低可測值更低。					
4. 否，「半化期五年內核種」表示半化期五年內所有核種。					
5. 感謝委員建議，0 的值應為 MDA，依審查建議修訂如附件 04-015-5-A。					
6. 核種差異原因：C、D 類偵檢包係利用核電廠例行大修時，對拆解或更換不同系統的部份零組件執行量測或取樣，為降低對電廠大修工作的干擾並抑低工作人員劑量，考量組件位置等因素，僅選取數個剛好大修時有拆解的閥件與泵，進行擦拭取樣與分析工作。因取樣位置及系統的不同，所測得核種組成也會有所不同。					
第 2 回合審查意見					
1. 針對 1.(2) 請將回覆說明增列於表 4-3 中。					
2. 同意答覆。					
3. 請調整表 4-6 之最低可測值(MDA)表示方式，使之更清楚、避免誤解；或比照表 4-7 至 4-9，不明列 MDA 值(刪除表 4-6 中之最低可測值欄位)。					
4. 同意答覆。					
5. 同意答覆。					
6. 同意答覆，並請將說明加入相關章節或附表中。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 依委員建議辦理。修訂說明增列於表 4-3 如附件 04-015-1-B。					
3. 依委員建議辦理，調整表 4-6 刪除表 4-6 中之最低可測值欄位。如附件 04-015-3-B。					
6. 依委員建議修訂如附件 04-015-6-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意 見	04-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S03、S04、S05、 S17、A06、S16	附錄 4.A	4-78 至 4-108	結案
第 1 回合審查意見					
- 本章多著重於二章所提到的廠址與設施的輻射特性調查，偵測結果用以估算核一廠廠區環境與設施污染或活化之程度、範圍及廢棄物分類。特性調查取樣資料用以提供各系統放射性廢棄物之核種組成資訊，配合劑量率量測結果可推估放射性活度，進而推估各類廢棄物數量。並將估算結果列於計畫書第九章、表 9-15、表 9-16 所示。詳細廢棄物分類估算結果，則列於計畫書第九章、一、(三)節。但在評估放射性存量時，設施及設備面積、管件數量、材料種類等，對於放射性存量評估及放射性廢棄物之核種組成分析，十分重要，以上資訊是否包含於附錄 4.A 中？ - 表 4.A-1 A 類偵檢包(可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面)只進行空間劑量率與表面污染偵測是不夠的，尤其在反應器廠房內的結構物可能受到中子活化，未來應加做結構物之中子活化分析與量測。 - 請統一表 4.A-1 及表 4.A-2 中空間劑量率的單位為 $\mu\text{Sv/h}$。 - 表 4.A-1，請說明 A20100 之其餘區域中測得空間劑量率最高為 0.8 mSv/h 之位置在何處？ - 依據表 4.A-1 及 4.A-2，表面污染欄位有部分結果顯示「未採樣」、「無數據」或「無此區域」差別為何？有「工安疑慮」的部分未來將如何補足？ - 附錄 4.A 各偵檢包詳細的調查結果，既然是詳細結果，為何 C 類偵檢包與 D 類偵檢包只列出偵檢單元？ - 第 4-2 頁（一）調查項目提及「環境：包含廠區內的土地區域、排水途徑、海灣、...。」，查第四章附錄 4.A，表 4.A-5 環境項目(R 類)之偵測結果，為何沒有「海灣」項？ - 第 4-108 頁，表 4.A-5 R 類偵檢包之偵測結果中，如何決定各偵檢包的背景劑量率？請在表 4.A-5 下方加註說明。 - 第 4-108 頁，根據表 4.A-5，請說明空間劑量率、背景劑量率、平均劑量率三者間的關係。					
第 1 回合審查意見回復					
- 委員所述資訊並沒有列於附錄 4.A 中，而是列於第九章表 9-11 各污染系統設備及組件內表面積中說明。 - 由於電廠仍在運轉中，所以本公司係採用合成多維確定性方法，即混合一維(ANISN)與二維(DORT)資訊進行中子遷移計算，以合成三維空間中子通量分布，再利用 ORIGEN-S 程式進行活化分析取得活化評估結果。有					

關建立之中子活化分析方法，請參考本計畫第九章、一、(二)、1.節。未來於停機後會加做鑽心取樣分析。

3. $\mu\text{Sv/h}$ 與 mSv/h 僅為倍數關係，建議維持原單位。
4. 測得空間劑量率 0.8 mSv/h ，位於樹脂儲存槽室(Resin Storage Tanks)。
5. (1)依審查建議修訂，未採樣與無數據皆為工安疑慮(如危險、劑量過高的區域)而無法進行採樣。”無此區域”表示規劃取樣點與現場實際狀況不同。
(2)有工安疑慮區域，未來待核一廠永久停機後之特性調查，將全面執行。
6. C、D 類偵檢包之閥件與泵調查結果如表 4-15。此外，因核一廠尚在運轉中，此次利用例行大修進行調查，C、D 類偵檢包大多無法進行調查，因此，列出 C、D 類偵檢包偵檢單元規劃於附表。未來待核一廠永久停機後之特性調查，將全面執行。
7. 海灣包含於 R00900 乾華溪與其出水口及 R01200 進水口周圍區域。
8. 依審查委員建議補充說明，表 4-10 至 4-13 A 類及 B 類偵檢包之背景劑量率係指管制站輻射劑量率，定義為進行偵檢單元量測前於管制站外選擇一地區進行量測。然表 4.A-5 R 類偵檢包之背景劑量率偵測方式，定義為在進行偵檢單元量測之前，於主警衛室附近選擇一地區進行量測，為偵檢程序的一部份，目的皆為確認偵檢儀器數值是否異常，與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」不同。經檢討，為避免兩者混淆，擬將表 4.A-5 之「背景劑量率」修訂為「主警衛室輻射劑量率」。修訂如附件 04-016-8-A。
9. 說明空間劑量率、背景劑量率、平均劑量率三者間之關係：空間劑量率是該偵檢包範圍內的空間劑量率變動範圍，背景劑量率為進行偵檢單元量測之前，於管制站附近選擇一地區所量測的劑量率，平均劑量率則是空間劑量率變動範圍的平均劑量率。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆，並請將說明加入附錄 4.A，以增加報告之聯貫性。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 請在表底，加註「未採樣」與「無數據」之原因。
6. 同意答覆，並列為重要管制事項。
7. 同意答覆，請將回復內容補述於除役計畫中。

8. 同意答覆。
9. 同意答覆。
第 2 回合審查意見回復
1. 依委員建議於「三、放射性存量評估結果」說明，修訂如附件 04-016-1-B。
5. 依委員建議修訂，此外，將「未採樣」與「無數據」皆列為「未採樣」，修訂如附件 04-016-5-B。
7. 依委員建議修訂如附件 04-016-7-B。
審結意見
同意答覆。

意見 編號	04-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	第四章		結案
第 1 回合審查意見					
1. 廠址特性調查未來請多考量阿伐(Alpha)污染問題。					
2. 放射性源項調查的結果是反應器除役工程設計的重要依據，除役反應器放射性活化源項計算有無與源項實測值比較？以確認評估源項理論計算結果的精確度。					
3. 國際原子能總署正於 2014-2016 年計畫發展核設施除役期間職業輻射防護與風險管理導則，並規劃在 2016 年出版相關技術文件及安全標準，請計畫單位注意其發展。					
4. IAEA 積極推動核設施除役知識管理，台電公司除核一廠 1 號機除役外，尚有其他機組待除役，如何作好現階段核能電廠除役的知識管理是一重要課題，請說明台電公司目前如何作好核能電廠除役的知識管理。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，未來將納入考量。					
2. 如同第九章之審查回覆：由於電廠仍在營運，各組件實際量測之活化數據難以取得，故建議待未來除役時，再用組件局部取樣分析方式與評估結果進行驗證。在除役切割作業開始之前，亦會進行內部組件的特性調查，以驗證電腦分析數據。					
3. 感謝審查委員建議，未來將持續注意其發展。					

4. 本公司已規劃建立「核一廠除役計畫知識管理系統」，未來在除役不同階段各項工作流程與項目之相關程序書說明或產出的文件，皆會納入此系統管理。知識管理系統主要功能為協助本計畫妥善管理相關程序書與產出的文件，以利後續之知識或工作經驗傳承。
審結意見
同意答覆。

意見編號	04-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A07、S03、S04、F05	第四章	4-4 至 4-107	結案
第 1 回合審查意見					
文字及圖表修訂審查意見如下：					
1. 第 4-4 頁，「C 類偵檢包之擬定，係依據核一廠程序書 1103.1「電廠設計修改管制程序書」附件三十六系統清單，...。」經查程序書編號應為 1103.01，請確認後修正。					
2. 第 4-4 頁，倒數第 4 行「...其詳細清單及區域劃定分如附錄...」，贅字請刪除。					
3. 第 4-5 頁，(三)第 9 行「...並在所有取樣及量測之位置拍照紀錄。」請改為「記」。					
4. 第 4-5 頁，(三).1 第 3 行「...相關評估節結果...」，贅字請刪除。					
5. 第 4-9 頁，(四)倒數第 5 行「查需之求...」請改為「之需求」。					
6. 第 4-10 頁，(1)C.第 5 行「...GM 管發出訊號...」，請加中文「蓋格管」					
7. 第 4-11 頁，第 2 行「光電倍增管將為微弱的光訊號...」，贅字請刪除。					
8. 第 4-14 頁，第 7 行「...Taiwan Accreditaion Foundation...」請改為 Accreditation。					
9. 第 4-16 頁，「...核一廠廠址與環境之輻射背景現況調查結果，統整於表 4-6~表 4-9；...。」從各表顯示：表 4-6 廠區土樣監測結果、表 4-7 廠區地下水監測結果、表 4-8 環境土樣監測結果、表 4-9 環境水樣監測結果，都含有人造核種，不符合游離輻射防護法「背景輻射」的定義。建議將「背景」兩字刪除。					
10. 第 4-17 頁，文中敘述：「...水樣取自 9 個海水監測站、7 個飲水監測站、.....以及圖 4-12 核能一廠各類水樣取樣站分布圖所示。」由圖 4-12 可看出水樣亦有取自地下水監測 2 站，文中卻無敘述，請確認後補正。					

11. 第 4-17 頁，第 13 行「...廠區土樣監測測站之各放射性...」、第 21 行「...廠區地下水監測測站之各放射性...」，是否為贅字？
12. 第 4-17 頁，第 16-17 行「...均遠低環境調查基準...」，請改為「遠低於」。
13. 第 4-17 頁 2.環境區域，「由表 4-8 環境土樣(包括土壤、岸砂及海底沉積物)監測結果，.....Pu-238 最高值為 0.0448 Bq/kg；...」經查表 4-8 所列 Pu-238 最高值為 0.448 Bq/kg，與文中所述不符，請查證後改正。
14. 第 4-18 頁，第 2 行「...環境土樣監測測站之各放射性...」、第 8 行「...環境水樣監測測站之各放射性...」，是否為贅字？
15. 第 4-18 頁，(1)「...；除了「汽機潤滑油貯存槽室」外，於一號機的四個偵檢單元均測得 β 表面污染，其測值範圍為小於 MDA $\sim$ 7.6Bq/100 cm²。...於二號機的五個偵檢單元均測得 β 表面污染，其測值範圍為小於 MDA $\sim$ 18.8 Bq/100 cm²。」從(1)到(18)各節都用測值範圍「小於」，這不是「小於」，而應修正為「介於」。文章中很多這種敘述！請務必全部檢視修正！不再提出此種意見。
16. 第 4-21 頁，(10)~(14)「本區域涵蓋廢料廠房廠房...的範圍」，贅字請刪除。
17. 第 4-21 頁，(10)第 3 行(0.006、0.00035 mSv/h)，對照表 4-11，數值不相符，請再確認。
18. 第 4-21 頁，(11)「...。除了「WST SLUDGE TK 區」未測得污染外，各偵檢單元皆測得 β 表面污染，...。」但從表 4.A-1 的 A21100 發現「WST SLUDGE TK 區」測得 β 表面污染，上述文字須修正。
19. 第 4-22 頁，(15)「...此區內的設施與放射性相當輕微，...。」這是什麼意思？設施是名詞、放射性是形容詞，設施與放射性，是指什麼？
20. 第 4-28 頁，倒數第 5 行「...於 E11 系統測得本區最大污染值(6.68...」，請增修為「...於一號機 E11 系統測得本區最大污染值(6.68...」。
21. 第 4-29 頁，倒數第 2 行「僅於取樣點 3 與取樣點 9 之表土...」，對照表 4-19，取樣點標示不相符，請再確認。
22. 第 4-31 頁，第 12-13 行「...與廠區土壤監測結果相當之 Cs-137...」，語意不清，請確認原意。
23. 第 4-31 頁，第 13 行「...另於一貯庫前之廢棄...」，語意不清，請確認原意。
24. 第 4-34 頁，參考文獻 3.，為 66 年 9 月台電「第一核能發電廠運轉前環境輻射背景測量報告」。是否有核一廠運轉後環境輻射背景測量報告，可作為參考？
25. 第 4-34 頁，參考文獻 2.，請將「MARSAME $\rightarrow$ MARSAME.」。

26. 第 4-44 頁，圖 4-7 的圖例有標示水下沉積物，但圖中卻找無水下沉積物標示點；此外，對照表 4-19，R00500 於圖 4-7 上應有 10 點表土取樣標示，但在該圖上卻只有 9 點，請確認後補正。
27. 第 4-45 頁，對照表 4-20 及圖 4-8，R00100 於圖上標示的溪水取樣點位置似乎誤植至 R00300，請確認後修正。
28. 第 4-47~4-49 頁，圖 4-10 土壤取樣站共 15 站，圖上卻只有 14 站有標示點；圖 4-11 岸砂取樣站共 9 站，圖上卻只有 8 站有標示點；圖 4-12 海水取樣站共 9 站、飲水取樣站共 7 站、池水取樣站共 5 站，圖上卻只標示海水取樣站 8 站、飲水取樣站 6 站、池水取樣站 4 站。請重新檢視後補正。
29. 第 4-53 頁，表 4-5 之「環境級試樣之實驗室樣品分析」中，其加馬能譜分析所需儀器之型號「GMX30Pa-70」，請改為 GMX30P4-70。
30. 第 4-58~59 頁，表 4-10 和表 4-11 之編號 4「一/二號機反應器廠房...&17.33」改為 17.33'。
31. 第 4-83 頁，表 4.A-1 之 A20800 偵檢單元編號 04，其 β 表面污染數據空白，請查明後補正。
32. 第 4-85 頁，表 4.A-1 偵檢包編號「AA00200」改為 A00200。
33. 第 4-78 頁，表 4.A-3、表 4.A-4 的說明與實際表格說明不一致，請更正。
34. 第 4-86 頁，偵檢包 A00600 之偵檢單元名稱，用廠房 1F、廠房 2F、廠房 3F 不夠明確，請修正為氫氣產生廠房 1F、廢氣廠房 2F、廢氣廠房 3F。
35. 第 4-88 頁，表 4.A-2 之 B01200，其 1 號至 10 號倉庫與 B01400 所含之一號至十號倉庫屋頂，兩者所指是否為同一建物？若是，建議統一數字大小寫用法，並連同內文一併修改，避免混淆。
36. 第 4-91~4-107 頁，表 4.A-3、表 4.A-4 中，P&ID 為何？宜說明之。
37. 第 4-92~4-97 頁中的表說明有誤，請更改之。(表 A-3 C → 表 4.A-3 C)

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員指正，一併修訂，如附件 04-018-1-A。
2. 同第 1 項回復說明。
3. 感謝審查建議，一併修訂，如附件 04-018-3-A。
4. 同第 3 項回復說明。
5. 感謝審查委員指正，修訂如附件 04-018-5-A。
6. 感謝審查建議，修訂如附件 04-018-6-A。
7. 感謝審查委員指正，修訂如附件 04-018-7-A。
8. 感謝審查委員指正。修訂如附件 04-018-8-A。

9. 感謝審查委員建議，本節「放射性存量評估結果」之「輻射背景值」，係整理核一廠近五年廠區與環境之各項輻射監測結果，說明電廠除役前之輻射狀況，並以此作為未來除役階段監測數據之比對參考，故稱之為「輻射背景值」，與游離輻射防護法中定義之「背景輻射」不同。經檢討，為避免兩者混淆，擬將此節標題修訂為「運轉期間之廠區與環境輻射監測」。本題一併修訂於附件 04-004-2-A。
10. 感謝審查委員指正，如附件 04-018-10-A。
11. 感謝審查建議。一併修訂，如附件 04-018-11-A。
12. 同第 11 項回復說明。
13. 同第 11 項回復說明。
14. 同第 11 項回復說明。
15. 依照委員建議辦理，如附件 04-018-15-A。
16. 感謝審查指正。修訂贅字，如附件 04-018-16-A。
17. 同第 16 項回復說明。
18. 感謝審查委員指正，確認後刪除「除了「WST SLUDGE TK 區」未測得污染外，」，一併修訂於附件 04-018-16-A。
19. 此為筆誤，修訂為「本區設施的放射性相當輕微，」，如附件 04-018-19-A。
20. 依審查委員建議修訂，如附件 04-018-20-A。
21. 確認結果應修訂為：「僅於取樣點 6 與取樣點 9 之表土...」，如附件 04-018-21-A。
22. 「此區土壤大多測得比活度值，與廠區土壤監測結果相當之 Cs-137」。本句語意為：「此區土壤測得比活度值，此比活度值與廠區土壤之監測結果相當，本區測得 Cs-137(測值範圍為介於 MDA ~ 5.15 Bq/kg)。」
23. 「一貯庫」為「一號廢棄物貯存庫」的簡稱。
24. 有關核一廠運轉後環境輻射背景測量報告，本篇參考「99 年至 103 年台電核一廠輻射安全年報」。
25. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-25-A。
26. 依照委員建議辦理。
27. 修正 R00100 之溪水取樣誤植至 R00300。感謝委員指正。



28. 參考第一核能發電廠 103 年第 3 季環境輻射監測報告，補充宜蘭站取樣站如下圖，岸沙取樣站為 SS100、土壤站為 SL100、海水站為 SW100、飲水站為 DW100 及池水為 PW100。

29. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-29-A。

30. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-30-A。

31. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-31-A。

32. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-32-A。

33. 感謝委員指正，修訂說明為一致，如附件 04-018-33-A。

34. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-34-A。

35. 感謝委員指正第 4-88 頁、表 4.A-2 之 B01200，其 1 號至 10 號倉庫與 B01400 所含之一號至十號倉庫屋頂，兩者所指為同一建物，並統一數字用法，並連同內文一併修改。修訂如附件 04-018-35-A。

36. P&ID 圖是 Piping & Instrument Diagram 的簡稱，也就是工程上管道及儀錶的流程圖。

37. 感謝委員指正，修訂如附件 04-018-37-A。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 同意答覆。
6. 同意答覆。
7. 同意答覆。
8. 同意答覆。
9. 同意答覆。
10. 同意答覆。
11. 同意答覆。
12. 同意答覆。
13. 同意答覆。

14. 同意答覆。	
15. 同意答覆。	
16. 同意答覆。	
17. 同意答覆。	
18. 同意答覆。	
19. 同意答覆。	
20. 同意答覆。	
21. 同意答覆。	
22. 同意答覆。	
23. 同意答覆。	
24. 請將「99 年至 103 年台電核一廠輻射安全年報」加入參考文獻，並將本答覆說明加入報告中。	
25. 同意答覆。	
26. 請補上修正附件。	
27. 請補上修正附件。	
28. 同意答覆。	
29. 同意答覆。	
30. 同意答覆。	
31. 同意答覆。	
32. 同意答覆。	
33. 同意答覆。	
34. 同意答覆。	
35. 同意答覆。	
36. 同意答覆。	
37. 同意答覆。	
第 2 回合審查意見回復	
24. 依委員建議加入參考文獻，修訂如附件 04-018-24-B。	
26. 依委員建議修訂如附件 04-018-26-B。	
27. 依委員建議修訂如附件 04-018-27-B。	
審結意見	
同意答覆。	

意 見	04-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S04、S05、S17、 A06、F05	第四章	4-5 至 4-34	結案
第 1 回合審查意見					
有關列入參考文獻項目、增列資料及法源依據，意見如下：					
- 第 4-5 頁(三)提到"核一廠廠址輻射特性調查作業程序書"，請將本程序書列入參考文獻。 - 第 4-17 頁，廠址區域部分，針對 Cs-137、Co-60、Mn-54 核種量測結果顯示遠低於提報值，另針對地下水監測結果，顯示遠低於環境調查基準。請於文中增註提報值及環境調查基準之法源依據。 - 輻射特性調查所使用的儀器，其最小可測計數率(Minimum Detectable Counting Rate) 係參考美國多部會實驗室分析手冊「Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual, MARLAP, NUREG-1576, 2004」作分析依據，故該手冊十分重要，宜將 MARLAP 列入參考文獻中。 - 本章有關輻射特性調查之偵檢儀器資料，皆須列出為參考文獻，以利查閱。請補列之。 - 內文中有多處提及參考國外除役案例或經驗，請標註參考資料或國外電廠資訊。 - 所述及之程序書、輻射安全年報、環測報告及法規建議列入參考文獻。					
第 1 回合審查意見回復					
- 依審查委員建議修訂，將該程序書列入參考文獻。如附件 04-019-1-A。 - 廠區內環境調查基準係依據「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準(89.07.06)」，廠外環境輻射調查基準係依據環境輻射監測規範之附件六「環境試樣放射性分析之預警措施基準」。 - 依審查委員建議修訂，將 MARLAP 列入參考文獻。一併修訂如附件 04-019-1-A。 - 各偵檢儀器皆參考廠商提供的儀器操作說明書，建議不需列出參考文獻。 - 國外除役案例或經驗參考自 MARSSIM、MARSAME、美國 Big Rock Point 電廠、Connecticut Yankee 電廠、Maine Yankee 電廠、Rancho Seco 電廠、Saxton 電廠、Three Mile Island 2、Trojan 電廠、Zion 電廠的除役經驗。 - 依審查委員建議，增列參考文獻。一併修訂於附件 04-019-1-A。					

第 2 回合審查意見					
1. 同意答覆。 2. 同意答覆，並請將答覆說明加註於除役計劃中。 3. 同意答覆。 4. 核輻儀器在除役中的廠址輻射特性調查十分重要，其研發過程中，經常會公開於期刊中發表，故仍請增列其資料於參考文獻中。 5. 請將相關可供參酌的文件列於參考文獻之中。 6. 同意答覆。					
第 2 回合審查意見回復					
2. 依委員建議修訂如附件 04-019-2-B。。 4. 依委員建議修訂如附件 04-019-4-B。 5. 依委員建議辦理，將主要參考之文獻 MARSSIM、MARSAME、MARLAP、Maine Yankee 列於參考文獻。如附件 04-019-5-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	04-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S16	第四章	4-17 至 4-97	結案
第 2 回合審查意見					
1. 第 4-17 頁，倒數第二行，環境土樣含有 Cs-137 核種，這可能是受到中國在 1972 年以前進行密集大氣核爆落塵的影響，到目前為止北海岸地區的表土中仍普遍留有該核種，因此建議與廠外環測的結果作相比說明，以免遭不明者誤解。 2. 從 4-18 頁最後一行起，劑量率偵測值的單位以 mSv/h 為單位，對於低劑量率的測值以及背景劑量率，都是小數點後面一串的 0，容易記錯也容易看錯，因此宜改為 μSv/h 單位。但 某些劑量率較高的場所則仍可保留 mSv/h 單位。 3. 第 4-55 頁，表 4-7 中氙，總貝他和總阿伐所顯示的偵測值範圍，與表 2-9(2-60 頁)不太相符，請說明。 4. 第 4-16 頁，第 13 行「...，本章提供水樣、土樣之核種比活度，分別以 Bq/kg 及 Bq/L 表示；...」，使人直覺誤認為水樣之核種比活度單位為 Bq/kg、土樣之核種比活度為 Bq/L，請改為「...，本章提供水樣、土樣之核種比活度，分別以 Bq/L 及 Bq/kg 表示；...」。					

5. 第 4-31 頁，第 17 行偵檢包 R00900(乾華溪及其出水口)之空間劑量率偵測結果最大值為 0.76 uSv/h，數值雖不高，但約高於正常背景值數倍，其原因為何？
6. 第 4-54 到 4-56 頁，表 4-6~4-8 之數據中，有呈現監測點自 99 年至 103 年(共 5 年)之檢測結果平均值與最大值，而部分數據中呈現平均值與最大值相同，即表示該監測點位置 5 年檢測數據全部均相同，此部分請予確認相關數據是否有誤植。
(表 4-6: Mn-54: 監測點 1、監測點 4，Co-60: 監測點 12；
表 4-7: 總阿伐: 監測點 MW-01、監測點 MW-04；
表 4-8: Pu-238: 監測點-岸沙、Pu-239: 監測點-岸沙)

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝委員建議，4-17 頁廠址區域為廠內監測站之監測結果，整理如表 4-6 與表 4-7，而環境區域即為廠外環測結果如表 4-8 與表 4-9，依據民國 99 至 103 年核一廠環境輻射監測報告指出，99 年於內阿里磅站之土壤測得 Cs-137 測值為 32.6 Bq/kg，此測站位於核一廠南方 4-5 km。101 年第一季於草埔尾站土壤測得 Cs-137 測值為 33.6 Bq/kg，此測站位於核一廠東南方 3-4 km。103 年第一季於山脊民家站之土壤測得 Cs-137 測值為 15.5 Bq/kg，此測站位於核一廠南方 3-4 km。此外，第四章審查意見 04-004-2-第一次回覆中，比較運轉前 Cs-137 變動範圍與環境區域 Cs-137 之最大值的結果，尚屬合理變動範圍內。
另將該段文字「廠內與廠外之土樣皆含有 Cs-137 核種，可能是受到中國在 1972 年以前進行密集大氣核爆落塵的影響，到目前為止北海岸地區的表土中仍普遍留有該核種。」，增修至除役計畫內文中，並作成附件 04-020-1-B，請委員審閱。
2. 感謝委員建議。關於劑量率的單位係配合表 4-10 至表 4-12、4-15，A、C、D 類偵檢包以 mSv/h 單位，以利呈現空間劑量率的最小值與最大值。而表 4-13 與 4-18，B、R 類偵檢包則以 μ Sv/h 單位的規則進行撰寫，符合數據的呈現。
3. 經查證後本表 4-7 數據為筆誤，並且修訂表 4-7 註 1；此外，修訂表 4-6 的數據如附件 04-020-3-B。
4. 依委員建議修訂如附件 04-020-4-B。
5. 偵檢包 R00900(乾華溪及其出水口)之空間劑量率偵測結果最大值為 0.76 μ Sv/h，此劑量原因為運轉中汽機廠房的輻射影響。
6. 依委員建議檢查表 4-7 之數據，一併修訂於附件 04-020-6-B。此外，本

表計算平均值係將大於 MDA 之值才列入計算，因此，當平均值與最大值的數據相同時，代表該核種歷年來僅測得一筆大於 MDA 的數據，或大於 MDA 的數據相同。

審結意見

同意答覆。

第五章 除役期間仍須運轉之重要系統(共 34 項)

意見編號	05-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A08、A14	5	5-1,5-10,5-26	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請具體明確說明“FSAR 3.1.1”保留維持用過核子燃料的安全貯存，以及防止放射性污染擴散有關的項目。 2. 依據申請之計畫內容，未包含機組停機但爐心仍有燃料之狀態下，台電公司只敘述風險與商轉期間相同，未來停機後台電公司是否會將現有之 FSAR 與運轉規範申請修改，請澄清說明。 3. 依計畫敘述未來 FSAR 3.1.1 節有關 GDC 之規定將保留與防止輻射污染擴善有關之項目，因此 2 次圍阻體及 SBGT 系統是否維持納入請說明。 4. 有關除役過渡期間之運轉規範及 FSAR，其相關修改方式及內容請台電公司單獨送會審查。 5. 運轉電廠之結構、系統與組件之安全分類係載明於 FSAR 第三章表 3.2-1 中。請澄清:(1)停機過渡階段前期，是否維持 FSAR 第三章表 3.2-1 之分類?(2)停機過渡階段後期，部分結構、系統與組件將停用或調降安全分類之等級。請列表比較 FSAR 第三章表 3.2-1 與本報告之安全分類等級並具體說明調降之理由。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池貯存，反應器爐穴(Cavity)與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d 時(即停機過渡階段後期)，始會申請放寬“FSAR 3.1.1”至僅保留維持用過核子燃料池內的用過核子燃料安全貯存，以及防止放射性污染擴散有關的項目。依據美國電力研究院 EPRI 1000892 “Decommissioning Regulatory Process Interactions in 2000 - EPRI Support to NEI for NRC Proposed Decommissioning Rule Revision”建議，用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，所需一般設計準則(General Design Criteria, GDC)如下所示： Criterion 1, Quality standards and records Criterion 2, Design bases for protection against natural phenomena					

Criterion 3, Fire protection

Criterion 4, Environmental and dynamic effects design bases

Criterion 5, Sharing of structures, systems, and components

Criterion 61, Fuel storage and handling and radioactivity control

Criterion 62, Prevention of criticality in fuel storage and handling

Criterion 63, Monitoring fuel and waste storage could continue to apply

用過核子燃料暫存在用過核子燃料乾式貯存設施(ISFSI)，則另外需兩項 GDC：

Criterion 60, Control of releases of radioactive materials to
the environment

Criterion 64, Monitoring radioactivity releases

核一廠初版之除役期間 FSAR 及運轉規範，預定在永久停機前一年提送大會審核；屆時亦將提出申請放寬 FSAR 3.1.1 的 GDC 項目。

2. 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。
3. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，停機 60 d 後發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，且備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBT)與主控制室空調通風系統不可用之情況下，假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口及主控制室空調通風系統進入包封區域，其放射性污染的外釋，亦不會超出有關法規的限值。因此，自停機過渡階段後期起，二次圍阻體及備用氣體處理系統(108)雖依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此將其重新分類為非安全相關系統。
4. 謝謝審查委員建議，遵照辦理。
5. 在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，部分 SSC 將停用，如除役計畫第五章表 5-9 停機過渡階段後期停止運轉系統所示，其理由為經過 RES 評估結果，判定 8 項 RES 準則均不適用，故可以停用；部分維持運轉之 SSC 將重新分類為非安全相關，如表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全相關所示，其理由為不再需要維持原設計之安全功能或經依意外分析結果，最壞之情況下(用過核子燃料池之重物墜落撞擊)，其放射性污染的排放，亦不會超出有關法規的限值。

第 2 回合審查意見

1. 暫無進一步意見。

2.

(1)針對停機過渡階段前期仍須納入除役計畫管控範圍，應於除役計畫承諾並提出有關各種可行方案及配套措施及另案報請主管機關審核，其 FSAR 與運轉規範申請修改規劃時程為何請澄清。

(2)如果另案處理，應於該案辦理完成後回饋本案，並考量將其列為核一廠除役計畫審查內容。

3. 有關停機過渡階段前期，即反應爐內部仍保有用過燃料時，相關系統設備仍須依循運轉技術規範，因此所述 60d 所指何段時間應加以明述。

4. 同意答覆說明。

5.

(1)停機過渡階段前期，是否維持 FSAR 第三章表 3.2-1 之分類?並未回復，請澄清。

(2)停機過渡階段後期，部分結構、系統與組件將停用或調降安全分類之等級。請列表比較 FSAR 第三章表 3.2-1 與本報告之安全分類等級並具體說明調降之理由。已有回復，但請進一步澄清:Storage Equipment 包括: Fuel storage racks 與 Defective fuel storage container 在目前 FSAR 中被歸類為安全等級，停機過渡階段後期是否仍應歸類為安全等級。

(3)另有關答覆說明部分維持運轉之 SCC 將重新分類為非安全相關，應再考量為減緩或降低放射性劑量排放，仍應適切保留相關 SCC 為安全相關，以確保除了不會超出法規限值外，也能兼顧放射性物質排放對於周遭環境之社會經濟與心理衝擊，並請表列 SCC 重新分類之篩選依據。

第 2 回合審查意見回復

2. (1) 在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，其安全分析報告與運轉規範規劃於運轉執照到期前一年提送原能會進行審查，建議不納入除役計畫追蹤事項。

(2) 建議核一廠除役計畫審查依原計畫進行，而在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項辦理完成後將回饋本案。

3. 所述 60 d 為自機組運轉執照到期開始起算。

5. (1) 在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，其安全分析報告(含參照 FSAR 第三章表 3.2-1 之分類)與運轉規範規劃於運轉執照到期前一年提送原能會進行審查，建議不納入除役計畫追蹤事項。

(2) 停機過渡階段後期，Storage Equipment 包括: Fuel storage racks 與

Defective fuel storage container，因直接與用過核子燃料安全貯存相關，仍應歸類為安全相關。 (3) 歸類為安全相關系統設備，主要以能：a. 保持用過核子燃料安全貯存及挪移；b. 在可能發生之意外事件中，能防止造成輻射外釋超出法規限值要求。部分之 SCC 不再需要維持原設計之安全功能，或經依最壞情況下之或依意外分析結果，其放射性污染的排放，亦不會超出有關法規的限值，故重新分類為非安全相關，但於停機過渡階段前期仍保留。如除役計畫第五章表 5-5，在需要時仍可運轉，可避免放射性物質排放對於周遭環境之社會經濟與心理衝擊。
第 3 回合審查意見
05-001-2： 有關核一廠除役期間停機過渡階段 SAR 及 TS 修訂尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 設計基準，此項要求應於除役計畫內中述明。另針對除役停機過渡階段前期與後期 TS 修訂申請，除應依原運轉執照文件內容進行比對修訂外，並應考量除役階段順序，合理提出各案送審時程規劃。 05-001-3： 有關二次圍阻體、備用氣體處理系統及主控制室通風系統是否於停機 60d 後改列為不須可用狀態，並重新分類為非安全相關系統，相關系統評估及分類請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理，並依承諾之維護法規及老化管理方案執行相關設備維護與測試。另廠外及控制室輻射劑量評估尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 設計基準列為安全相關系統，並修訂除役計畫內容。 05-001-5： (1) 有關停機過渡階段前期部分，同意另案報請主管機關審核，並列入承諾事項。 (2) 有關停機過渡階段後期部分，Fuel storage racks 與 Defective fuel storage container，同意歸類為安全相關，並請修訂除役計畫第五章表 5-4 內容。 (3) 有關除役期間系統設備安全分類除應符合法規要求外，亦考量公眾安全及環境影響，並應對除役停機過渡階段前/後期仍須運轉之重要系統之安全分類重新修訂。
第 3 回合審查意見回復
2. (1) 依據核一廠除役期間爐心仍有用過核子燃料的情況，將於運轉執照到期前一年提送停機過渡階段 SAR 與 TS 進行審查。核一廠除役期間停機過渡階段 SAR 及 TS 未經核准前，將依主管機關之安全管制要求，依

循原 FSAR 及 TS 設計基準接受管制。除役計畫第五章第 0 節(p.5-1)之修訂將依審查意見所述之文句辦理。

- (2) 停機過渡階段前期爐心仍有燃料情況之 PDTs(Pre-Defueled TS)，將遵照審查意見要求，依原運轉規範內容進行標註(Markup)修訂，預定於運轉執照到期前一年提送主管機關進行審查。停機過渡階段後期之 DTS(Defueled TS)，則將依除役計畫之進展，適時提送主管機關審查。
3. (1) 依據除役計畫第七章分析結果，於核一廠停機過渡階段後期，備用氣體處理系統(含二次圍阻體)、主控制室通風系統過濾元件(CREF)及控制室通風輻射偵測系統列為不須可用狀態。
- (2) 針對停機過渡階段後期，主控制室通風系統空調(CRAC)依現行運轉規範 TS 3.7.4 之 BASE 註明是要維持控制室溫度；依 BASE 說明，機組在 MODE 5 時，CRAC 可以不須可用，只有在某些可能有顯著輻射物質釋出且須將控制室隔離 (如 FHA 事件) 之情況下，控制室空調以封閉迴路循環，沒有換氣的情況下須維持 CRAC 以調節控制室溫度。然而在除役計畫第七章 FHA 安全分析中，控制室係以正常取外氣循環模式下運轉，不考量控制室隔離，控制室人員劑量仍可符合法規限值。分析結果顯示，停機 60d 後，控制室無須隔離之情況下，人員劑量就可符合限值；因此依第七章之安全分析條件下，CRAC 與 CREF 相同無須維持可用。另考量除役期間主控制室之角色，已不若運轉期間須由控制室完成安全相關系統功能之操作；針對停機過渡階段後期，最須考量的是用過核子燃料貯存之安全，核一廠用過燃料池冷卻系統之操作都可在現場完成，控制室非達成安全功能之必要條件，故 CRAC 與 CREF 相同無須列為可用狀態。修訂如除役計畫第五章第一、(一)1.節(p.5-3)、一、(二)1.節(p.5-5)、第二、(三)2.(1)節(p.5-15)、第四、(一)1.(2)節(p.5-30~32)以及第六節(p.5-43)。
- (3) 上述備用氣體處理系統、主控制室通風系統(包含 CREF 及 CRAC)及控制室通風輻射偵測系統，依法規及安全分析結果列為不須可用；基於進一步保守考量，仍已列於除役計畫第五章表 5-5 及表 5-6 需維持運轉系統-非安全相關，對應表 5-5 及表 5-6 之除役期間將保留置於使用或備用中，且相關設備維護與測試將依除役計畫第五章之監視維護計畫及老化管理方案執行。
- (4) 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，將提送燃料吊運事故(FHA)及潛在洩漏之相關分析，待審查核可後回饋於除役計畫。
5. (1) 遵照辦理。

(2) 遵照辦理，修訂如除役計畫第五章第二、(三)2.(1)節(p.5-51)之表 5-4 停機過渡階段後期需維持運轉系統-安全相關。 (3) 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。停機過渡階段後期，需維持運轉之非安全相關系統係因不再需要維持原設計之安全功能，或經除役計畫第七章意外分析結果，放射性污染的劑量不會超過法規限值，然本公司仍將考量公眾安全及環境影響，於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中。					
審結意見					
2. 同意答復，並列為重要管制事項。					
3. 同意答復，並列為重要管制事項。					
5. 同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
			5	5-1、5-36	結案
第 1 回合審查意見					
1. 前述狀態下台電公司是否仍依照現有維護制度、程序書等進行機組設備之維護，包含大修制度設備、維護週期、測試週期、測試項目、適用之維護法規例如 ASME 等，請澄清說明。 2. 有關設備監視與維護計畫部分，依據計畫說明將參考程序書 600 與 700 系列執行，請說明現有程序書內容是否將進行修改或全盤接收使用，若需進行修改則未來修改之依據為何？請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。 2. 參考 R.G. 1.184 所規定維護法規(Maintenance Rule, 10 CFR 50.65)，僅要求用過核子燃料有關結構、系統或組件(SSCs)使其處於安全狀態，設備本身維護計劃將視除役期間法規之適用性而定。例如，五號柴油發電機雖規劃為預備電源，但已非運轉期間之「緊急」電源，如運轉期間 10 CFR 50.63 係考慮電廠全黑(Station Blackout)時，機組仍能於特定時間內(Coping Time)維持爐心冷卻功能，此項要求對於除役電廠應該不適用。因此，除役期間五號柴油機之相關要求，例如：啟動負載時序(Load Sequence)或 Redundancy					

等應取消；但是新增用過核子燃料池冷卻系統或用過核子燃料池冷卻淨化系統不管除役期間與運轉期間角色不變，部份設備歸類為 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Class 3，則仍應依照 ASME Section XI 執行營運期間檢測(ISI)與營運期間測試(IST)。

第 2 回合審查意見

1.同第 05-001 第 2 小項審查意見，其機組設備之維護制度，包含大修制度設備、維護週期、測試週期、測試項目、適用之維護法規例如 ASME 等為何請澄清。

2.

(1)被界定為安全等級之儀電設備，未來更換是否仍將沿用原安全與耐震等級之設備，請澄清。

(2)另所述仍應依照 ASME Section XI 執行營運期間檢測(ISI)與營運期間測試(IST)，是否包含獨立第三人機構之監督例如 ANII。

第 2 回合審查意見回復

1. 同 05-001 第 2 小項答覆，在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，建議不納入除役計畫追蹤事項。

2. (1) 如 10 CFR 50.49 所要求考慮發生 DBA 事故時/期間/後位於嚴苛環境 (Harsh Environment)之電氣組件，適用於電廠商轉期間。電廠永久停機後，本公司將檢討 10 CFR 50.49 適用之範圍，若有符合之項目仍將依照法規要求辦理，仍會依原有判定之耐震等級需求執行維護策略。

(2) 有關 ANII 之角色，主要在確保業主的責任符合 ASME Section XI 的強制性要求，包含：a. 系統壓力測試；b. 非破壞檢測程序、修理更換計畫；c. 確認目視檢測之執行及記錄保存等。電廠除役期間不屬於 ASME Section XI 所要求強制性需執行範疇內，相關之檢測及測試應可依本公司品保制度，以確保依程序書執行。除役計畫第五章 5-16 頁：「依據 ASME Sec XI 之運轉期間檢測(In-Service Inspection, ISI)工作，在沒有申請豁免或減少以前仍繼續執行。」擬修改為「電廠除役期間不屬於 ASME Section XI 所要求強制性需執行範疇內，ASME Sec XI 之相關檢測(In-Service Inspection, ISI)及測試(In-Service Testing, IST)工作，將以本公司品保制度確保依程序書執行。」。

第 3 回合審查意見

05-002-1：

有關除役期間仍需使用之設備之維護與測試，請依除役計畫第五章承諾之維護法規及老化管理方案執行。

05-002-2：
有關除役期間仍需使用之設備之維護與測試，請依除役計畫第五章承諾之維護法規及老化管理方案執行。
第 3 回合審查意見回復
1. 感謝審查委員建議，核一廠除役期間將依除役計畫第五章之監視維護計畫及老化管理方案執行。
2. 「除役期間仍需使用設備之維護與測試」相關議題，同 05-002-1 之答覆。
審結意見
1. 同意答復。
2. 同意答復。

意見編號	05-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06	5	5-2	結案
第 1 回合審查意見					
請說明禁制區及低密度人口區之劑量分析是以一個或二個機組同時發生事故？除役過渡期間有可能同時二部機組發生事故，請說明本計畫如何避免？					
第 1 回合審查意見回復					
依除役計畫第七章之除役期間意外分析，最嚴重之情況為用過核子燃料池之重物墜落撞擊事件，其分析是僅考慮一個機組發生事故。其理由為在除役時，不允許二部機組同時進行用過核子燃料之操作(Handling)，故可避免二部機組同時發生用過核子燃料池之重物墜落撞擊事件。					
第 2 回合審查意見					
請澄清說明“不允許二部機組同時...”是法規強制或是台電公司的承諾，並說明如何加以管控。					
第 2 回合審查意見回復					
核一廠一號機與二號機的運轉執照到期時間相差半年，因此全爐心退出用過核子燃料時不會二部機組同時進行。待用過核子燃料全部移出用過核子燃料池時，離永久停機時間至少已經八年，二部機組同時發生重物墜落撞擊事件所產生的劑量已經相當低，可以被除役計畫第七章僅考慮一個機組發生事故的劑量(永久停機後 60 天)所涵蓋。					
第 3 回合審查意見					
05-003：					

答覆與第一次不一致，請補充說明兩部機同時發生重物墜落撞擊事件所產生劑量進行評估或承諾相關行政管制。

第 3 回合審查意見回復

如兩部機同時發生重物墜落撞擊事件，可保守疊加單一機組之劑量分析結果進行預估。參考除役計畫第七章分析結果，停機後 90 d 單一機組發生重物墜落撞擊用過核子燃料池，廠界全身有效劑量、甲狀腺等價劑量為 0.4 mSv、7.1 mSv，低密度人口區全身有效劑量、甲狀腺等價劑量為 0.046 mSv、0.0009 mSv，主控制室全身有效劑量、甲狀腺等價劑量為 0.98 mSv、19.46 mSv。如考慮兩部機組同時發生重物墜落撞擊事件，保守疊加後亦不會超出有關法規的限值。因此，核一廠承諾將以行政管制於停機後 90 d 內，兩部機組不會同時吊運用過核子燃料。

審結意見

同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A08	5	5-2、5-5	結案

第 1 回合審查意見

1. 有關安全分析部分，台電公司應於該章節中簡要說明為何無乾貯箱吊運期間發生掉落之事件安全分析。
2. 用過核子燃料乾式貯存設施之第一期仍未啟用，第二期似亦未有具體之規劃，除役拆廠如何進行？請說明相關的具體規劃。
3. 除役拆廠後期，依規劃所有用過核子燃料移至乾貯設施，但輻射源(雖有緩慢降低)在廠區，防護之措施亦改變，“廠區輻射安全總風險更低於前一個階段”宜有適當的分析支持。

第 1 回合審查意見回復

1. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，為防止於吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱於進行乾貯傳送作業時，發生用過核子燃料墜落事件，已依據 NUREG-0554 之相關規定，於 102 年完成一號機/二號機反應器廠房吊車升級為具有防止單一失效功能，以因應用過核子燃料乾式貯存設施之吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱進行傳送作業需求。又該項作業屬於乾式貯存計畫，相關分析結果已獲主管機關審查核定。
2. 本公司現已規劃集中式貯存設施作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施。相關細節將另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役

計畫範圍。
3. 此為定性之敘述。除役拆廠後期之安全分析如用過核子燃料乾式貯存設施之安全分析，相對於前一個階段(停機過渡階段後期)，除輻射降低外，最主要為用過核子燃料已在用過核子燃料池內冷卻 5 年以上，超過用過核子燃料之最低冷卻時間(Minimum Cooling Time)，故「廠區輻射安全總風險更低於前一個階段」應為適當。
第 2 回合審查意見
1. 同意答覆說明。 2. 乾式貯存與電廠除役相關，請再提出說明。 3. 除役拆廠後期，其防護之措施亦改變，宜進一步分析，並請澄清停機過渡階段後期，最主要為用過核子燃料已在用過核子燃料池冷卻 5 年以上之定義依據為何。
第 2 回合審查意見回復
2. 如果用過核子燃料乾式貯存設施之第一期、第二期始終無法啟用，用過核子燃料只能繼續貯存於用過核子燃料池與反應爐中，依據核一廠除役計畫規劃，除役拆廠作業皆無法執行。 3. 依據核一廠除役規劃，停機過渡階段共為 8 年。在除役拆廠階段後期，所有用過核子燃料已在用過核子燃料池內冷卻 5 年以上，超過用過核子燃料之最低冷卻時間(Minimum Cooling Time)(參考 NUREG-1437, Addendum 1)，輻射劑量率已大幅降低，故其廠區核能或輻射安全風險低於前一個階段(停機過渡階段後期)。
第 3 回合審查意見
05-004-2： 有關第二期用過核子燃料乾式貯存設施興建對除役計畫第五章仍須運轉之重要系統影響評估為何，請澄清。 05-004-3： 同意答覆。
第 3 回合審查意見回復
2. 第二期用過核子燃料乾式貯存設施初步評估對除役計畫第五章仍須運轉之重要系統沒有影響，未來第二期用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫將有另案審查機制。
審結意見
同意答復。

意見編號	05-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、A08	一、(一)、1	5-2、5-29	結案
第 1 回合審查意見					
1. 依除役期間重物墜落撞擊用過燃料池之意外分析停機 60 天後，將 SBGT、主控制室通風系統及通風輻射偵測系統重新分類為非安全相關系統。為考量 1.該分析未針對一、二號機同時發生天災、意外作分析。2.確保主控制室人員安全。3.天災意外實有其不確定性，建議暫不將上述系統改變分類。 2. 依據計畫之安全評估分析，假設無 SBGT 系統運轉下未過濾之氣體漏至外面之分析仍符合法規限值，依據分析其假設二次圍阻體應是保持完整，所以二次圍阻體於除役期間應保持完整性，請澄清未來核一廠是否對於二次圍阻體之測試及管制，亦應依據現行運轉規範執行，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1) 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，最嚴重之情況為用過核子燃料池之重物墜落撞擊事件，其分析僅考慮一個機組發生事故之理由為在除役時，不允許二部機組同時進行用過核子燃料之挪移作業，故可避免二部機組同時發生用核子過燃料池之重物墜落撞擊事件。而二部機組同時因地震等天災意外之損壞，應乘以其發生頻率與用過核子燃料池受損之機率，故非嚴重之情況。 (2) 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，停機 60 d 後發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，且備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBGT)與主控制室空調通風系統不可用之情況下，假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口及主控制室空調通風系統進入包封區域，其放射性污染的外釋，亦不會超出有關法規的限值。因此，自停機過渡階段後期起，備用氣體處理系統(108)、主控制室空調通風系統(HVAC)及控制室通風輻射偵測系統(D11)雖依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此將其重新分類為非安全相關系統。 2. 在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，依相關之意外分析(主要為用過核子燃料池之重物墜落撞擊)結果，在不經空氣過濾功能直接排放至環境中之情況下，已可低於「核子反應器管					

制法施行細則」第3條之限值。因此，不需要二次圍阻體之測試及管制，以保持二次圍阻體完整。

第2回合審查意見

1. 備用氣體處理系統 SBGT、主控制室通風系統及輻射偵測系統係為運轉人員及民眾安全而設置，除役期間重物墜落撞擊用過燃料之意外分析，停機60天後，除役計劃將該等系統由原安全系統改分類為非安全系統，針對此意外分析之方法及分析結果是否符合法規要求，對於複合式災害議題，應加以考量因應策略，因此對於主控制室通風系統及備用氣體處理系統，應審慎再評估考量。
另若依據回復意見所述 SBGT、CRHP 系統依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，則前述系統是否應有定期測試與維護，其依據準則為何請澄清說明。
2. 依據 05-001 第3小題台電公司之答覆，於用過核子燃料池吊運燃料時，仍應維持二次圍阻體完整性及 SBGT、CRHP 可用，並適當規劃相關拆除程序。另請於用過核子燃料全部移出用過核子燃料池前，持續維持二次圍阻體完整性及 SBGT、CRHP 可用，以確保公眾健康與安全或環境生態受到保護。

第2回合審查意見回復

1. (1) 除役期間重物墜落撞擊用過核子燃料之意外分析，係引用原能會於91年04月12日以會核字第0910006523核備之「核一、二廠申請使用 ATRIUM-10 燃料執照」案之核一廠二號機週期十九填換核心執照分析相關專題報告。有關 ATRIUM-10 燃料墜落分析(Fuel Handling Accident)，燃料自最高可能之30呎直接掉落至爐心(上述FHA事件安全分析可涵蓋燃料在用過核子燃料池之掉落事件分析)，其輻射劑量計算評估結果遠低於我國「核子反應器管制法施行細則」第3條有關禁制區(Excluded Area Boundary, EAB)與低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)(同10 CFR 100)之限值。故針對此意外分析之方法及分析結果皆符合法規要求。
(2) 除役期間複合式災害，最重要防護在於用過核子燃料池水位，除原先正常補水外，福島事件後本公司在核一廠新增相關補水措施，已可確保燃料池水位。用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，相關補水措施亦都予以保留。
(3) 依系統安全分類原則，除役期間需維持運轉的系統分為安全相關與非

安全相關。所謂設備 Available 狀態，係藉以說明功率運轉期間的若干安全相關系統，雖經除役期間意外分析結果，可歸類為非安全相關，但於除役各階段仍將保留為需維持運轉之非安全相關系統(詳如除役計畫第五章表 5-5 至 5-8)，並仍依相關程序書進行系統/設備/組件之監測、維護方式及定期檢查，確保於需運轉期間發揮預期之功能。

2. 依除役計畫第五章及第七章，用過核子燃料全部移出用過核子燃料池前，以反應器停機 60 天後之輻射源項條件，假設用過核子燃料挪移時發生墜落意外，不經空氣過濾功能直接排放至環境中(即在無二次圍阻體防護、SBGT 及 CRHP 未運轉過濾情況下)，分別進行禁制區、低密度人口區民眾劑量與控制室人員劑量分析，其輻射劑量計算評估結果符合我國「核子反應器管制法施行細則」第 3 條有關禁制區與低密度人口區(同 10 CFR 100)之限值，足以確保公眾健康與安全或環境生態受到保護。

第 3 回合審查意見

05-005-1：

針對除役計畫第七章有關用過核子燃料挪移時發生墜落意外之安全分析，並未說明相關假設事故之控制室人員劑量分析符合本會「核子反應器設施安全設計準則」第 17 條之規定，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

本項二次圍阻體、備用氣體處理系統、主控制室通風系統及控制室通風輻射偵測系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

(1)除役期間重物墜落撞擊用過核子燃料之意外與其引用 ATRIUM-10 燃料墜落分析之情況不盡相同，其分析結果亦會不同，請評估。(2)除役期間發生複合式災害之狀況相當複雜，用過核子燃料池之補水只是其中之一。(3)除輻射劑量評估分析符合法規要求外，應再考量目前社會氛圍及輻射外釋影響民眾安全等議題。

05-005-2：

本項二次圍阻體、備用氣體處理系統、主控制室通風系統及控制室通風輻射偵測系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

第 3 回合審查意見回復

1. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
 - (1) 除役計畫第七章有關用過核子燃料挪移時發生墜落意外之安全分析，僅參考引用 ATRIUMTM-10 燃料墜落分析報告，引用燃料自最高可能之

30 呎直接掉落至爐心之射源項，假設分裂產物經由池水除污因子(Pool decontamination factors)為 100，相當於過濾掉 99%的碘族，而不會過濾惰性氣體，且不經空氣過濾功能，而直接排放至環境中。另外，主控制室劑量評估部份則不考慮緊急通風過濾元件(CREF)對碘族的過濾功能，處於正常通風模式(未經過濾)之條件。

- (2) 除役計畫第七章之除役期間意外分析，已考慮各種除役期間可能發生災害及應對方式。除役計畫第五章係依據其分析結果，以維護用過核子燃料安全貯存為優先考量，除規劃足夠的冷卻系統與備用電源外，用過核子燃料補水也是必要措施之一。
- (3) 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。停機過渡階段後期，需維持運轉之非安全相關系統係因不再需要維持原設計之安全功能，或經除役計畫第七章意外分析結果，放射性污染的劑量不會超過法規限值，然本公司仍將考量社會氛圍及輻射外釋影響，於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中。

2. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A08	第 5 章 一(一)1(2) 及四(一)1	5-2、5-29 及 5-30	結案
第 1 回合審查意見					
1. 主控制室人員甲狀腺劑量 258.87 mSv，接近限值 300 mSv。請說明模式之不確定性。宜考慮主控制室之適居性的維持。					
2. 主控制室空調通風系統宜維持為安全系統，維持控制室適居。					
3. 台電公司針對除役期間之事故劑量分析，其對控制室人員劑量之評估是否有考量控制室包封完整性，其分析所用之依據為何？請澄清說明。					
4. 台電公司未來是否依據承諾執行 GL-2003-01 執行控制室完整性，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1) 除役計畫第七章之燃料吊運事故(FHA)分析，係假設除了主控制室空調					

通風系統以外，主控制室包封體完整性於事故期間仍能維持。

- (2) 以核一廠 FSAR 之燃料吊運事故原始分析為基礎，根據 R.G. 1.25 及電廠設計參數，使用 RADTRAD v3.03 程式建立放射性核種傳輸、移除及劑量分析模型，計算主控制室之劑量。R.G. 1.25 及 RADTRAD 為核管單位接受之法規指引及程式，在劑量分析之程序上是保守的，足以涵蓋模式之不確定性。
2. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，停機 60 d 後發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，且備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBGT)與主控制室空調通風系統不可用之情況下，假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口及主控制室空調通風系統進入包封區域，其主控制室人員劑量，亦不會超出有關法規的限值。因此，自停機過渡階段後期起，主控制室空調通風系統(HVAC)雖依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此將其重新分類為非安全相關系統。
3. (1) 除役計畫第七章之燃料吊運事故(FHA)分析，係假設除了主控制室空調通風系統外，主控制室包封體完整性於事故期間仍能維持。
(2) 以核一廠 FSAR 之 15.1.30 節的燃料吊運設計基準事故輻射劑量(DBA FHA)原始分析，以及 R.G. 1.25 為基礎，使用核一廠 Reload 廠家分析報告「ATRIUM™-10 Fuel Handling Accident Analysis for Chinshan Units 1 and 2」中所用之活度盤存量。又主控制室之大氣擴散因子是根據 R.G. 1.194，使用 ARCON96 程式加上依據 R.G. 1.23 所建立之 99~103 年氣象數據，考量排放位置相對於取氣口各種組態的計算結果，並使用最嚴重組態做為主控制室人員輻射劑量分析之輸入數據。在劑量轉換因子方面，則是使用國內現行標準 ICRP 60(參考美國聯邦指引報告 FGR13/12)。
4. GL-2003-01 之目的是進一步強化控制室包封體，防止放射性物質進入主控制室，讓運轉員於正常運轉情況下安全操作，事故情況下使反應爐處於安全狀態。
(1) 在停機過渡階段前期，當要自反應爐內移動用過核子燃料到用過核子燃料池時，控制室包封體與主控制室空調通風系統(HVAC)均仍須維持可用，將遵照核管案件 GA-0-10201「核一廠主控制室邊界完整性驗證與建立主控制室適居性方案」辦理。

- (2) 在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，且閘門已經關閉，此時已無反應爐安全性的議題，即可不再遵循 GL-2003-01 控制室完整性驗證要求。

第 2 回合審查意見

1. 請具體說明保守的程度，以確定其“足以涵蓋模式之不確定性”。
另建議台電公司是否考慮保守性決策，於用過核子燃料池吊運燃料時，仍應維持二次圍阻體完整性及維持 SBGT、CRHP 可用，以維護若發生事故時廠內外人員劑量安全，台電公司並應適當規劃相關拆除程序保留需可用設備之完整與可用性。
2. 請澄清說明意外分析結果歸類為可用(Operable)狀態與可利用性(Available)狀態之維護、測試及修理更換之差異為何。
3. GL-2003-01 之目的是驗證控制室之包封完整性，因此相關測試請台電公司仍應執行。
4. GL-2003-01 之目的是驗證控制室之包封完整性，因此相關測試請台電公司仍應執行。

第 2 回合審查意見回復

1. 除役計畫第七章計算 FHA 對主控制室人員劑量，係以保守確定性之評估方法，用以確定在現行主控制室之設計下，仍能確保對控制室人員之安全。相關模式之保守條件，例如計算 χ/Q 係遵循 R.G. 1.194 所提供之計算事故期間對廠內主控制室之導則。而工具程式則採用 ARCON96 (NUREG/CR-6331)，在考量核一廠 5 年的氣象條件下，考慮事故之進展而計算不同時序下的 χ/Q 。這些 χ/Q 均利用百分之九十五(95th percentile)平均相對濃度方法求得，藉以涵蓋事故發生時可能所處的較差氣象條件，同時對於源項之參數保守假設為 2 小時內即全部釋出至環境中，並設定為地面排放。另在呼吸率之假設，採用 R.G. 1.195，考量事故處理而具備較大的呼吸率進行劑量計算，且 0-2 小時佔用因子設定為 1。故本評估方法具有其保守性，足以涵蓋模式之不確定性。
基於上述保守條件，假設用過核子燃料挪移時發生墜落意外，不經空氣過濾功能直接排放至環境中(即在無二次圍阻體防護、SBGT 及 CRHP 未運轉過濾情況下)，分別進行禁制區、低密度人口區民眾劑量與控制室人員劑量分析，其輻射劑量計算評估結果符合我國「核子反應器管制法施行細則」第 3 條有關禁制區與低密度人口區(同 10 CFR 100)之限值，足以確保公眾健康與安全或環境生態受到保護。
2. (1) 依系統安全分類原則，除役期間需維持運轉的系統分為安全相關與非安

全相關。所謂設備 Available 狀態，係藉以說明功率運轉期間的若干安全相關系統，雖經除役期間意外分析結果，可歸類為非安全相關，但於除役各階段仍將保留為需維持運轉之非安全相關系統(詳如除役計畫第五章表 5-5 至 5-8)，並仍依相關程序書進行系統/設備/組件之監測、維護方式及定期檢查，確保於需運轉期間發揮預期之功能。

(2) 安全相關系統/設備/組件，其監測、維護方式及定期檢查，原則上遵照核一廠除役持照基準之管制程序與法規要求；未來除役期間有修訂更新時，依更新核准版本接受管制。非安全相關系統/設備/組件，由於不涉及用過核子燃料的安全貯存，其監測、維護方式及定期檢查，可參考程序書 600 系列與 700 系列所要求項目，除役期間視實際需求進行修訂。

3. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，假設停機 60 d 後若發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，控制室緊急通風系統過濾元件(CREF)不可用的前提下，放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口，由主控制室空調通風系統保持正常抽氣量進入主控制室空間。

上述分析情境為，沒有控制室緊急通風系統過濾元件(CREF)可發揮過濾放射性物質的前提下，主控制室保持在正常由大氣進氣通風循環狀態(而不是需包封完整之密閉循環)，且分析結果顯示主控制室人員劑量可符合法規的限值，代表停機 60 d 後主控制室已不需具包封完整性，故無需驗證控制室之包封完整性。

4. 同第 3 小項答覆。

第 3 回合審查意見

05-006-1：

本項二次圍阻體、備用氣體處理系統、主控制室通風系統及控制室通風輻射偵測系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

05-006-2：

本項二次圍阻體、備用氣體處理系統、主控制室通風系統及控制室通風輻射偵測系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

05-006-3：

依據 GL-2003-01 說明，引用 ASTM E741 進行 ΔP 偵測試驗以驗證主控制室

邊界完整性測試結果顯示該測試方法並非可靠測試方法，美國核能電廠依 ASTM E741 執行主控制室邊界完整性驗證結果，發現部分電廠之內漏 (inleakage) 數值超出原事故分析假設，故 NRC 要求美國電廠建立主控制室適居性方案，並納入運轉技術規範。相關案件要求請依核管案件 GA-0-10201 管制要求辦理。另相關控制室人員劑量評估分析依據，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

05-006-4：

依據核一廠除役計畫時程規畫說明，停機過渡階段前期至除役拆廠階段執行用過燃料池移置期間均有可能發生墜落意外，因此，主控制室包封完整性仍請依核管案件 GA-0-10201 管制要求及除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

第 3 回合審查意見回復

1. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
2. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
3. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理。「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
4. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理。「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復，並列為重要管制事項。
4. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見 編號	05-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、A08	第 5 章 —(一)3~4	5-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關“沸騰”啟始之假設為何？如以池水達到飽和溫度為基準，可能不夠保守，池水可能發生次冷態沸騰。					
2. 依分析，最後一週期全爐心用過核子燃料已完全退出之條件下，用過燃料池池水於 9.36hr 達沸騰，停機 30 天後 14.9hr 達沸騰。當發生用過燃料池					

- 喪失冷卻水能力或冷卻水流失時，其緊急補水、水溫監測等作業須補充說明，非上班期間如何確保用過燃料池安全無虞。
3. 有關用過燃料池冷卻水流失事件，為何未將現有機組疑似用過燃料池底鈹滲漏之狀況納入說明與分析，請補充。
 4. 依據用過核子燃料池喪失冷卻能力事件分析，監測用過核子燃料池水溫、水位之設備與緊急補水作業是屬於安全分析後為必須可用之設備，因此依據計畫分類原則，控制室警報窗與盤體等屬安全設備。為維持控制室可用，所以緊要寒水機、CSCW 與 ESW 系統必須屬於安全相關，請重新分類。
 5. 緊要寒水機、CSCW 與 ESW 系統等是否需要因應設備大修因此需要有 Redundant 之要求，請澄清說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，沸騰啟始係以一大氣壓之下的飽和溫度作為基準，燃料水面約在燃料頂部上方 7 m，由於加上靜水壓，燃料區域局部位置的沸點會更高，更不易有局部的次冷態沸騰產生。如是考慮喪失外電導致用過核子燃料池之冷卻相關系統不可用的狀況，其重點在於評估池水達到飽和溫度的時間，而非局部變化，估算出的時間可作為現場人員實際應變時間的參考。
2. 當發生用過核子燃料池喪失冷卻水能力或冷卻水流失時，運轉員可依程序書 511.2.19「儀器架 120-8 燃料池警報」、511.2.54「LCP-143-1(S)新增燃料池冷卻系統警報盤操作程序書」及水位監視攝影機、水位儀等，以及除役計畫第五章規劃保留之三項緊急補水措施，採取緊急補水、水溫監測等作業。因由喪失冷卻至沸騰、進而至用過核子燃料受損，運轉員採取應變時間甚長，且可配合在主控制室內操作，故即使是非上班期間(主控室 24 小時上班)，亦可確保用過核子燃料池安全無虞。
3. 除役期間用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏監測的管控機制仍與機組運轉中相同。核一廠是藉由用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏分析與結果進行不鏽鋼板完整性之監測。當不鏽鋼板滲漏偵測系統的任一偵測點偵測到有水液累積時，目前設定約為 15 cc，控制室與現場均將產生警報，值班員會將水樣送環化組進行分析，以判定是否是池水滲漏。相關程序書為 511.2.19 與 511.2.6。現有機組用過核子燃料池之收集水，經推測及研判後為冷凝水，並無破裂而產生滲漏，故分析時可忽略不計。
4. 依除役計畫第七章之除役期間意外分析，停機 60 d 後發生重物墜落撞擊

用過核子燃料池之意外，且備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBT)與主控制室空調通風系統不可用之情況下，假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口及主控制室空調通風系統進入包封區域，其主控制室人員劑量，亦不會超出有關法規的限值。針對主控制室空調之需求，雖依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此，緊要寒水機、CSCW 與 ESW 系統不再需要維持為安全相關。

5. 因 SFPACS 在停機 60 d 後的條件下，僅需用一串即可冷卻用過核子燃料之衰變熱，另一串 SFPACS 可作為 Redundant 之安全餘裕，且其最終熱沉為氣冷式之冷卻水塔，故實務上不需用到緊要寒水機、CSCW 與 ESW 系統。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆說明，但“燃料水面”應為“燃料池水面”。
2. 當爐心燃料最後一週期全部退至用過燃料池時發生用過燃料池喪失冷卻能力或冷卻水流失，用過燃料池水於 9.36 小時達沸騰,喪失冷卻能力或冷卻水流失祇故障，有可能不是運轉人員單一可操作恢復正常，為顧及意外發生，於例假日期間是否建立緊急動員維護人員進廠維修之能力與計劃。
3. 在肇因未清楚與澄清之前，台電公司應保守假設燃料池有破漏可能，因此相關補水設備與監測設備仍應保留及維持可用。
4. 台電公司說明設備可用性(Available)狀態之確切定義為何？若為可用性其相關支援系統為何？請詳細說明與澄清。
5. 台電公司說明一串 SFPACS 可作為 Redundant 之安全餘裕，若 SFCU 系統需可用則 CSCW 與 ESW 系統就必須可用，否則台電公司是否有其他替代冷卻系統請澄清說明？即使利用新增燃料池系統冷卻亦需 EDG 提供緊要電源，因此 CSCW 與 ESW 系統也必須可用，請再澄清詳細說明所謂氣冷式之冷卻水塔其緊要電源為何？其冷卻能力是否足夠？另請澄清此處 60d 所指為何。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員建議，原答覆內容“燃料水面”修訂為“燃料池水面”。
2. 為因應核一廠萬一發生緊急事故之處理需要，特設立核子事故緊急應變專責單位。相關應變方案詳如除役計畫第十六章。
3. 用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，用過核子燃料池水位儀與水溫

測量等設備皆會保留，相關補水措施亦都予以保留。

除役計畫第五章內文中，「燃料更換設備(吊車)(F15)」擬修改為「燃料更換設備(F15)」，表 5-4 停機過渡階段後期需維持運轉系統-安全相關、表 5-10 除役拆廠階段後期停止運轉系統、附錄 5.A 核一廠除役期間運轉所需重要系統評估清單，皆同步修改。

除役計畫第五章內文中，有關停機過渡階段後期需維持運轉之安全相關系統，「主控制室控制盤(H11)、警示窗(217)」擬改列為非安全相關，原列於第五章、三、(一)之運轉說明改移至第五章、四、(一)之運轉說明，表 5-4 停機過渡階段後期需維持運轉系統-安全相關、表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全相關、表 5-10 除役拆廠階段後期停止運轉系統，皆同步修改。

4. 依系統安全分類原則，除役期間需維持運轉的系統分為安全相關與非安全相關。所謂設備 Available 狀態，係藉以說明功率運轉期間的若干安全相關系統，雖經除役期間意外分析結果，可歸類為非安全相關，但於除役各階段仍將保留為需維持運轉之非安全相關系統(詳如除役計畫第五章表 5-5 至 5-8)，並仍依相關程序書進行系統/設備/組件之監測、維護方式及定期檢查，確保於需運轉期間發揮預期之功能。
5. (1) 依除役計畫第五章，於永久停機 60 d 後，運轉一串 SFPACS 即足以移熱，另一串 SFPACS 可作為 Redundant 之安全餘裕。因此，SFPCCS 即可重新分類為非安全相關，而 SFPACS 除正常電源外，其備用電源為五號柴油發電機而非 EDG，CSCW 與 ESW 因已無任何安全相關之負載，故可隨 SFPCCS 一併重新分類為非安全相關。另尚規劃有三項緊急補水措施以確保用過核子燃料池內之用過核子燃料得到適當冷卻。
- (2) SFPACS 由兩座氣冷式之冷卻水塔來冷卻，不需由 CSCW 與 ESW 來支援，而氣冷式冷卻水塔之緊要電源為 MCC 3A-7、MCC 4A-7。除役計畫第五章規劃，除役期間所需電源仍由外電供給，喪失外電時可改由五號柴油發電機作為備用電源。五號柴油發電機可單獨供電至一號機或二號機，或經負載管理可同時供應一號機與二號機之緊要匯流排 Bus #3 或 Bus #4。依據除役計畫第五章表 5-1 與表 5-2，除役期間五號柴油發電機供給 4.16 kV 系統 Bus #3 與 Bus #4 之負載，足以供給除役期間用過核子燃料池冷卻系統所需負載容量。

第 3 回合審查意見

05-007-1：	
同意答覆。	
05-007-2：	
同意答覆。	
05-007-3：	
同意答覆說明。惟所提「燃料更換設備(吊車)(F15)」擬修改為「燃料更換設備(F15)」與「主控制室控制盤(H11)、警示窗(217)」擬改列為非安全相關與本案無關，請另案說明。	
05-007-4：	
有關緊要寒水機、CSCW 與 ESW 系統是否重新分類為安全相關以確保主控制室通風系統安全功能，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。	
05-007-5：	
若依除役計畫表 5-5 將緊要寒水機、CSCW 與 ESW 等系統於停機過渡階段後期需維持運轉系統重新分類為非安全相關，但相關系統因應設備大修仍應具備 Redundant 設計。	
第 3 回合審查意見回復	
3. 遵照辦理。針對前述相關議題，依管制要求列自行勘誤辦理。	
4. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。	
5. 若緊要寒水機、CSCW 與 ESW 等於停機過渡階段後期需維持運轉系統分類為非安全相關，無需具備 Redundant 設計。	
審結意見	
3. 同意答復。	
4. 同意答復，並列為重要管制事項。	
5. 同意答復。	

意見編號	05-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A14	第 5 章、一、(二)、1 節	5-4、5-5	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請清楚定義停機過渡階段與除役拆廠階段，及二者之前後期。停機過渡階段之前期，原置於爐心的用過核子燃料可能尚未完全移至燃料池。					
2. 請具體明確說明“部份與用過核子燃料安全貯存及防止放射性污染擴散有					

關之系統，視需要維持運轉”之“系統”及何種“需要”。

3. 請明確說明停機過渡階段規劃保留之“行政措施”。

4. 文中敘述在停機過渡階段後期之條件：(1)用過核子燃料是否已全部退出爐心移至用過核子燃料池；(2)反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門是否關閉；(3)反應器永久停機是否至少 60 d。

停機過渡階段除了後期外，應該都屬於前期。前述 3 條件各有 2 個選項：符合或不符合，經組合後，共有 8 種不同組合之情境。扣除停機過渡階段後期應為前述 3 條件均符合之情境，停機過渡階段之前期，仍有 7 種不同組合之情境。

但是，文中也有以下敘述：「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料」。

依據此說明，停機過渡階段之前期，除前述(1)用過核子燃料未全部退出爐心移至用過核子燃料池之條件固定外，仍有(2)反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門是否關閉；(3)反應器永久停機是否至少 60 d 之兩條件及 4 種不同組合之情境。前後之敘述有矛盾之嫌，另外，RPV 是否開蓋也會影響安全分析，請澄清停機過渡階段之前後期定義。

第 1 回合審查意見回復

1. (1) 停機過渡階段前期：機組永久停機後，未滿足下述三個條件之任一項時，屬於停機過渡階段前期。

(2) 停機過渡階段後期：定義為「用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d，以上三個條件皆需符合」。以上三個條件皆未達到之前，則一律屬於停機過渡階段前期。

(3) 除役拆廠階段前期：定義為「自用過核子燃料開始移至乾式貯存設施起。」

(4) 除役拆廠階段後期：定義為「自用過核子燃料已全部移至乾式貯存設施起。」

2. 所謂「視需要」，即除役期間用過核子燃料之安全貯存，以及防止放射性污染擴散之需要。

(1) 與用過核子燃料之安全貯存相關者：主要為新增用過核子燃料池冷卻系統(Spent Fuel Pool Additional Cooling System, SFPACS)(116)及其支援系統，如第五台緊急柴油發電機(111)、廠用/儀用空氣系統(107)、新增之獨立寒水系統(130)等安全/非安全相關系統/支系統等。

(2) 與防止放射性污染擴散有關者：主要為廢液處理系統(110)及固體廢棄

物處理系統(110)，及其支援系統，如廠用/儀用空氣系統(107)、新增之獨立寒水系統(130)等安全/非安全相關系統/支系統等。 3. 「行政措施」為 RES 之第(2)項準則，包含於核一廠運轉規範 16.6 節「行政管制」中，適用於整個停機除役期間，但其範圍可能隨除役之進度而逐漸限縮、甚或不再需要。其項目例如：16.6.8.A.4「保安計畫」、16.6.8.A.6「防火計畫」、16.6.8.E.3「廠外輻射劑量計算手冊(Offsite Dose Calculation Manual, ODCM)」、16.6.8.E.6「放射性物質排放管制計畫」、16.6.8.E.9「爆炸性氣體及儲存槽放射性監測計畫」、16.6.8.E.13「水質管理及控制計畫」、16.6.8.E.14「核能一廠氣象監測計畫」、16.6.8.E.15「輻射(防護)計畫」等。 4. 停機過渡階段前期之操作相對電廠大修停機期間之操作簡單，故其組態(Plant Operation Status, POS)數亦較電廠大修停機期間之 POS 數為少，且均可被包含。且因已永久停機，故不需有一串設備在維修之情況。因此，停機過渡階段前期各 POS 之風險，可定性採用電廠大修停機期間相對應 POS 之風險作為上限。	
第 2 回合審查意見	
1. 請澄清除役拆廠階段前後期定義，若用過燃料非移至乾式貯存設施貯存，是否與定義有不符情形，並將上述定義依意見答復修訂除役計畫內容。 2. 請台電公司具體補充說明「視需要」維持運轉系統，並修改至送審報告中。 3. 同意答覆說明。 4. 同意答覆說明。	
第 2 回合審查意見回復	
1. 感謝審查委員建議，除役拆廠階段前期定義，擬修改為「用過核子燃料已開始移出用過核子燃料池，但用過核子燃料池內仍有用過核子燃料」；除役拆廠階段後期定義，擬修改為「用過核子燃料已全數移出用過核子燃料池」，修正如附件 05-008-1-B。 2. 感謝審查委員建議，前述「視需要」維持運轉系統，皆已完整論述在除役計畫第五章、二、(三)2.中。	
第 3 回合審查意見	
05-008-1： 第 1 回合審查意見回復： (1) 停機過渡階段前期：機組永久停機後，未滿足下述三個條件之任一項時，屬於停機過渡階段前期。 (2) 停機過渡階段後期：定義為「用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核	

子燃料池，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d，以上三個條件皆需符合」。以上三個條件皆未達到之前，則一律屬於停機過渡階段前期。

以上(1)與(2)針對停機過渡階段前期定義不一致情形，請統一修正。

第 2 回合審查意見回復：

同意答覆。

05-008-2：

同意答覆。

第 3 回合審查意見回復

1. 遵照辦理，修訂如除役計畫第五章第二、(三)1.節(p.5-14)。

(1) 停機過渡階段前期：機組永久停機後，以下任一條件未達到之前，屬於停機過渡階段前期。

(2) 停機過渡階段後期：定義為「用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d，以上三個條件皆需符合」。以上任一條件未達到之前，屬於停機過渡階段前期。

審結意見

1. 同意答復。

意見編號	05-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A14	第 5 章 一(二)1	5-4、5-5	結案

第 1 回合審查意見

1. 建議在進行安全分析時，針對停機過渡階段前期各個不同組合之情境，分別評估其可能面對之潛在風險。

2. 當爐心內仍有用過核子燃料且反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門處於開啟狀況下，如果發生電廠全黑或在主冷卻水系統發生冷卻水流失事故，爐心內之核子燃料與用過核子燃料池內之核子燃料將同時接受挑戰。請澄清此情況下，核子燃料(爐心內、用過核子燃料池內)損毀之風險是否與商轉期間相同或更小。同上，如果閘門長期開啟，利用 PRA 所估算之爐心熔毀風險是否會高於正常停機期間所估算之爐心熔毀風險？

第 1 回合審查意見回復

1. 同前述(05-008-4)之回覆，停機過渡階段前期之風險，可定性採用電廠大修停機期間相對應 POS 之風險作為上限。應不需再針對停機過渡階段前期各

個不同組合之情境，分別評估其可能面對之潛在風險。

2. (1) 「當爐心內仍有用過核子燃料且反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門處於開啟狀況下，如果發生電廠全黑或在主冷卻水系統發生冷卻水流失事故，爐心內之核子燃料與用過核子燃料池內之核子燃料將同時接受挑戰。」，此情況為電廠大修停機期間之其中一個 POS，已考慮在電廠大修停機期間之風險評估中。一般而言，停機過渡階段前期之風險，因沒有前述(05-008-4)之一串設備在維修之情況，故會比電廠大修停機期間對應 POS 之風險更小。因此，停機過渡階段前期各 POS 之風險，可定性採用電廠大修停機期間相對應 POS 之風險作為上限。
- (2) 密封閘門僅在有燃料挪移時才開啟，不會長期處於開啟狀態，且如前述，此為電廠大修停機期間風險評估中之一個 POS，故不會高於正常停機期間所估算之爐心熔毀風險。因此，停機過渡階段前期各 POS 之風險，可定性採用電廠大修停機期間相對應 POS 之風險作為上限。

第 2 回合審查意見

1. 請將上述定義修改至送審報告中。
2. 請將上述「密封閘門僅在有燃料挪移時才開啟，不會長期處於開啟狀態」之說明修改至送審報告中。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員建議，惟配合在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，其安全分析報告與運轉規範規劃於運轉執照到期前一年提送原能會進行審查。故同 05-016-2 之回覆，除役計畫第五章 5-4 頁：「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險可保守假設與商轉期間相同。」擬修改為「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險評估將另案報請主管機關審核。」。
2. 感謝審查委員建議，惟配合在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，其安全分析報告與運轉規範規劃於運轉執照到期前一年提送原能會進行審查。故同 05-016-2 之回覆，除役計畫第五章 5-4 頁：「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險可保守假設與商轉期間相同。」擬修改為「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險評估將另案報請主管機

關審核。」。
第 3 回合審查意見
05-009-1： 同意該風險評估另案報請主管機關審核，並列入承諾事項。
05-009-2： 請澄清說明除役停機過渡階段前/後期，爐心與用過燃料池間密封閘門開啟或關閉狀態為何。
第 3 回合審查意見回復
1. 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。
2. (1) 在停機過渡階段前期，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門初步規劃為開啟狀態，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。
(2) 在停機過渡階段後期，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門規劃為關閉狀態，已列於除役計畫中。
審結意見
1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06	第 5 章 一(二)4	5-6	結案
第 1 回合審查意見					
廠址復原階段。本階段仍有用過核子燃料乾貯於廠內，“放射性污染擴散的可能性將趨於無”可能言過其實。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝審查委員建議，擬修改為：本階段之放射性污染源均已處理完畢，分別貯存於乾式貯存設施及放射性廢料貯存庫，因此，放射性污染擴散的可能性大為降低，更低於前一個階段。如附件 05-010-A。					
第 2 回合審查意見					
所提答復應具體說明乾貯分析結果。					
第 2 回合審查意見回復					
相關分析已於經主管機關核定的：「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分					

析報告」第六章第五節密封評估中說明，節錄如下：密封鋼筒可以有效防止放射性內容物的洩漏，並防止外部氣體的滲入，以避免所貯存的用過核子燃料的護套損壞。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。而銲接的作業方式亦經過 NRC 審查通過的標準作業方法，且依 ISG-5 之要求，銲接的密封邊界無放射性物質外釋之虞，因此，不須密封監測。又同樣經主管機關核定的：「核一廠用過燃料乾式貯存設施採購帶安裝」意外事件應變計畫中說明，節錄如下：經評估若發生墜落或傾倒事件時，密封鋼筒仍能維持其密封性且無放射性物質外釋之虞，所以不會造成人員與環境污染。

故除役計畫第五章內文中，「因此，放射性污染擴散的可能性大為降低，更低於前一個階段」之敘述，尚屬適當。

第 3 回合審查意見

05-010：
同意答覆。

審結意見

同意答復。

意見編號	05-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08、A14	第 5 章 一(二)4 及 二(三)	5-6、5-11、 5-12	結案
第 1 回合審查意見					
- 計畫內有關係統安全分類，其定義是否符合 R.G.1.26 及 R.G.1.29，請澄清說明。 - 依據計畫電廠將設備分類為安全與非安全設備，區分之後各自應遵循之法規為何？請澄清說明。若定義為安全等級之設備其後續維護與更換是否應遵循 ASME-XI、EQ 環境驗證要求，或其他法規，國外之作法為何？請澄清說明。 - EPRI 1013510 所建議 Required Equipment Status (RES) 準則如本報告頁碼 5-11 所示，其中第(1)~(7)項為系統是否仍須運轉的判定條件。EPRI 在進行判定時，被評定的對象包括結構、系統與組件，而本報告中被評定的對象則僅有系統，請針對此項差異加以澄清/說明。另外，在 EPRI 1013510 中有一項分類等級為 Augmented Quality (AQ)，請問本報告中結構、系統與組件不採用 Augmented Quality 分類之理由為何？					

第 1 回合審查意見回復

1. 有關系統安全分類，其定義仍符合 R.G. 1.26 及 R.G. 1.29，但內容則將隨除役之進度，依核准後之除役期間 FSAR 及運轉規範，逐漸申請放寬或豁免。例如在停機過渡階段後期，因反應器內已無用過核子燃料，故安全停機冷卻、防止 LOCA 及保護 RCPB 等要求，即可申請放寬或豁免。核能電廠屬於安全相關(Safety Related)之 SSC，係在當發生設計基準事故時，或一旦設計基準事故發生之後，可藉以確保：(1)反應器冷卻水壓力邊界的完整性、(2)反應爐停機能力，以及維持在安全停機狀態的能力、及(3)防止事故發生的能力，或一旦發生事故，能夠減緩事故後會導致廠外曝露劑量超過法規額訂標準(依照 10 CFR 100.11)結果的能力。依據 10 CFR 50.82，前兩項定義在用過核子燃料永久移出反應器後即不存在，而第三項則由新的設計基準事故分析所決定。
2. 同上所述，隨除役之進度有些安全設備或可能申請放寬或豁免。依據設備分類重新區分後之設備，將各自遵循其現行適用之法規。其後續維護與更換，仍應遵循 ASME-XI、EQ 環境驗證要求等法規。以美國之作法為例，依據 10 CFR 50.12 申請豁免或依據 10 CFR 50.59 申請放寬。
3. (1) 除役計畫第五章頁碼 5-11 所示之 RES 準則，所有 8 項均為判定是否仍須運轉的條件(其中第(1)~(7)項為「可用」，第(8)項為「功能性」)。
(2) 除役計畫第五章被評定的對象，依據除役計畫導則為系統、設備與組件，故在各表中僅提重要系統，結構與組件並未明顯列入。
(3) 在 RES 準則第(8)項即為整合在 EPRI 1013510 中，如維持適居性、廠房空調過濾、消防、通訊、儀用空氣及電力等，未被列入 RES 之第(2)項準則「行政措施」之系統。因此，除役計畫第五章未在 RES 準則第(8)項號稱 AQ 分類(而僅用「功能性」)，其主要之理由為依據 EPRI 1013510，AQ 屬於 NSR 的子集合，但於核一廠 FSAR 內並無 AQ 分類，故未使用於除役期間的安全類別，而歸屬於 NSR。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆說明。
2. 同意答覆說明。
3. Augmented Quality (AQ)雖不一定要區分為單獨一類，但仍建議依 EPRI 1013510 之原條文(摘錄如下)，檢視結構、系統與組件是否有需要適用較嚴格的要求(相對於非安全類)
Augmented Quality (AQ) - Augmented Quality is an optional subset of the

classification category of non-safety related. It refers to those items that are not SR but are subject to requirements imposed by the NRC or the utility. SSCs related to the following should be evaluated for classification as AQ.

- Fire Protection System
- Radioactive Waste Management System
- Station Black Out
- Spent Fuel Cooling
- ALARA
- Environmental Qualification
- Seismic Qualification

第 2 回合審查意見回復

3. 在 RES 準則第(8)項即為整合 EPRI 1013510，如維持適居性、廠房空調過濾、消防、通訊、儀用空氣及電力等，未被列入 RES 之第(2)項準則「行政措施」之系統。因此，EPRI 1013510 中之 Augmented Quality (AQ)項目，已被考慮在 RES 準則第(8)項及第(2)項準則「行政措施」中，相對於非安全類已適用較嚴格的要求。

第 3 回合審查意見

05-011-3：

第 1 回合審查意見回復:” 除役計畫第五章被評定的對象，依據除役計畫導則為系統、設備與組件，故在各表中僅提重要系統，結構與組件並未明顯列入。” 既然要求評定之對象不只系統，為何僅提重要系統，不提結構與組件？

第 1 回合審查意見回復:” 依據 EPRI 1013510，AQ 屬於 NSR 的子集合” 然而 EPRI 1013510 原文” There are three Defueled SSC Safety Classifications: Safety Related (SR), Augmented Quality (AQ) and Non Safety Related (NSR). Non Safety Related (NSR) - The NSR classification applies to all items that are not classified as SR or AQ.” 從原文看來 AQ 並不是 NSR 的子集合，請澄清。

第 2 回合審查意見回復:” Augmented Quality (AQ)項目，已被考慮在 RES 準則第(8)項及第(2)項準則「行政措施」中”。但是，RES 準則第(8)項條文為:“(8) 此系統是否為具有維持適居性、廠房空調過濾、消防、通訊、儀用空氣及電力系統等“功能性”系統？”並無法涵蓋所有列於 Augmented Quality 之項目。例如: Station Black Out, Spent Fuel Cooling, Environmental Qualification, Seismic

Qualification...等，請澄清在何處已被考慮。
第 3 回合審查意見回復
(1) 我國法規要求之除役計畫，僅是核電廠進入除役前的初步規劃，故依據除役計畫導則的評定對象是以核一廠系統為主(重要設備輔之)。針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段前期安全分析報告(含參照 FSAR 第三章表 3.2-1 之分類)與運轉規範。屆時該分類結果將依據 FSAR 第三章表 3.2-1 架構，完整呈核一廠結構、系統與組件之除役期間分類。 (2) 現行核一廠商轉期間持照基準文件之結構、系統與組件分類結果中，即沒有 Augmented Quality (AQ)項目，故除役期間也無須採用。
審結意見
3. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A08	第 5 章 二(一)2	5-8、5-9	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關用過核子燃料池之緊急補水，請說明福島事故後強化之設施有關燃料池的部份如何維持。 2. 請說明如何確保 500 kW 固定式柴油發電機在“必要時”可有效供電給用過燃料池冷卻用。 3. 電廠規劃利用 5 號柴油發電機同時支援 1、2 號機的緊要匯流排，此存有兩項問題（1）缺少 Redundant 之安全餘裕，有 single failure 風險（2）單一柴油發電機則此項設備如何進行大修，請澄清說明。 4. 若必須增加一台柴油發電機則其相關支援系統亦必須重新分類為安全相關，請重新分類。 5. 電廠規劃利用屋頂 480V EDG 作為替代 5 號柴油發電機，但屋頂 480V EDG 為非安全有關設備，如何能替代安全有關設備。 6. 依據送會之用過燃料池移熱運轉規劃，一串 SFPACS 或兩串 SFPCCS 必須可用，因此未來規劃機組設備可用性時，是否有考慮 Redundant 之安全餘裕，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 除役計畫第五章規劃保留有關福島事故後強化之用過核子燃料池之三項緊急補水設施：					

- (1) 反應器廠房五樓南面牆另配置兩組水帶，由消防水箱接水帶；反應器廠房北側及東側室內之消防栓管線各配置一組水帶。上述四組水帶可直接注水進用過核子燃料池，注水流量為 500 gpm，亦可噴灑到用過核子燃料池。
- (2) 增設兩條抗震 SSE 等級常備硬管式消防注水管路及噴灑系統，可直接從廠房外接消防車等注水工具或消防栓。其中一條直接注水進用過核子燃料池，注水流量為 500 gpm；另一條直接噴灑到用過核子燃料池，噴灑流量為 200 gpm。
- (3) 抽水引接消防水車，並佈線接至機組廠房內，直接對用過核子燃料池補水；或打開二次圍阻體卡車雙重門，消防水車開進反應器廠房，拉水帶對用過核子燃料池補水。抽水引接點可由廠區南側第一抽水站取水口、乾華溪或小坑溪抽水。

在緊急時可補水至用過核子燃料池，故在用過核子燃料完全移出用過核子燃料池之前，仍繼續維持。

2. 福島事故後加設之 500 kW 固定式柴油發電機(每部機組)，每二個月執行一次維護保養檢查，每年執行一次加載測試 1 h。在必要時規劃作為五號柴油發電機之後備，故亦在用過核子燃料完全移出用過核子燃料池之前，一台 500 kW 固定式柴油發電機仍繼續維持其維護保養及測試。
3. 除役計畫第五章規劃以一台福島事故後加設之 500 kW 固定式柴油發電機(每部機組)，作為五號柴油發電機之後備。同前述(05-005-1)之回覆，在除役期間不允許二部機組同時進行用過核子燃料之挪移作業，且五號柴油發電機大修時不進行用過核子燃料之挪移作業，故無缺少 Redundant 之安全餘裕，及無法進行大修之疑慮。
4. 依 LCO 3.8.2 在 Mode 5 時，僅要求一串外電及一台柴油發電機(EDG)；且在無法符合時，僅限制不可進行用過核子燃料之挪移作業。進入除役階段後，正常電源(廠外 69 kV/345 kV)均仍須運轉，且已無 ECCS 泵等大型之負載，故規劃以 DCR 修改使五號柴油發電機可同時支援一、二號機的緊要匯流排，並利用 500 kW 固定式柴油發電機(每部機組)作為五號柴油發電機之後備。同前述(05-005-1)之回覆，在除役期間不允許二部機組同時進行用過核子燃料之挪移作業，故並無需再增加一台柴油發電機。
5. 在電廠設計上，亦有以非安全有關設備，在緊急時作為安全有關設備之替代的情況，例如：以非安全之消防水系統作為 ECCS 之後備注水。規劃保

留一台 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，且仍有緊急補水設施再為後備。況且在最壞情況下，僅必須暫時停止用過核子燃料之挪移作業而已。

6. 在停機過渡階段後期，一串 SFPACS 已足可負擔用過核子燃料池之熱負載，另一串 SFPACS 可作為 Redundant 之安全餘裕。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆說明。
2. 所提 500kW 柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，應先評估除役各階段仍須運轉設備之電力負載管控，確認能符合負載需求，並納入重要系統清單。
3. 依據回復說明有關 5 號柴油發電機大修期間將無緊要電源，此段期間電廠若喪失外電，用過燃料池如何確保安全與熱沉，控制室如何維持適居性，請澄清。
4. 依據回復說明有關 5 號柴油發電機大修期間將無緊要電源，此段期間電廠若喪失外電，用過燃料池如何確保安全與熱沉，控制室如何維持適居性，請澄清。
5. 規劃保留一台 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，其負載能力是否足夠請澄清(請附詳細計算，依據表 5-1 之負載明顯超過 500 kW)，另失電時台電僅說明停止吊運燃料，此與用過燃料池監測、熱沉帶走、控制室設備可用等均毫無關聯，請依據電廠設備與系統均喪失時，運轉員如何應對？並請搭配分析此時用過燃料池之狀態進行相關說明。
6. 台電公司說明一串 SFPACS 可作為 Redundant 之安全餘裕，若 SFPACS 系統需可用則 EDG 必須可用，CSCW 與 ESW 系統就必須可用，且兩串 SFPACS 各自負載需兩台 EDG，此部分之電源分配與供給請台電公司再說明未來除役期間之作法。

第 2 回合審查意見回復

2. 除役計畫第五章規劃 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，僅在用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，即停機過渡階段後期與除役拆廠階段前期。待用過核子燃料全部移出用過核子燃料池，接續除役工作即無備用電源的必要性。
「500 kW 固定式柴油發電機」於停機過渡階段後期仍為後備電源，擬納入除役計畫第五章表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全相關，表 5-10 除役拆廠階段後期停止運轉系統、附錄 5.A 核一廠除役期間運轉所需重要系統評估清單，皆同步修改。因此，除役計畫第五章共計評估 137 項

系統。

3. 五號柴油發電機大修時不進行用過核子燃料之挪移作業，此段期間電廠若喪失外電，將由 500 kW 固定式柴油發電機供電給新增用過核子燃料池冷卻系統(MCC 3A-7 或 MCC 4A-7)使用。
4. 五號柴油發電機大修時不進行用過核子燃料之挪移作業，此段期間電廠若喪失外電，將由 500 kW 固定式柴油發電機供電給新增用過核子燃料池冷卻系統(MCC 3A-7 或 MCC 4A-7)使用。
5. 若喪失廠外電源及備用電源時，規劃 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，僅供給迫切需要運轉之安全相關設備之電力負載，主要為新增用過核子燃料池冷卻系統(MCC 3A-7 或 MCC 4A-7)一項，其電力負載分別為 163 kW/146 kW，並切除其他非迫切需要運轉設備之電力負載。五號柴油發電機不可用時，除停止吊運用過核子燃料外，用過核子燃料池之移熱仍能夠維持可用，並可待外電修復後，再恢復外電供電即可。
6. SFPACS 之冷卻系統為閉路循環氣冷式，不需依靠 CSCW 與 ESW 冷卻。喪失外電時，SFPACS 可由五號柴油發電機或 500 kW 固定式柴油發電機供電，此時 EDG、CSCW 與 ESW 系統不須可用。

第 3 回合審查意見

05-012-2：

同意答覆。

05-012-3：

台電公司規劃以 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之 Redundant 設備，應參考國外除役電廠案例進行安全分類。另請列表說明 500 kW 固定式柴油發電機所提供相關下游設備如新增用過燃料池(MCC 3A-7 或 4A-7)等負載能力。

05-012-4：

本項有關 500 kW 固定式柴油發電機及其相關支援系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-012-3 之審查結果辦理。

05-012-5：

本項有關 500 kW 固定式柴油發電機及其相關支援系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-012-3 之審查結果辦理。

05-012-6：

同意答覆。

第 3 回合審查意見回復

3. (1) 根據除役實務，除役期間最須考量的是用過核子燃料貯存安全，就用過核子燃料池冷卻功能而言，核一廠除了列為安全相關的新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)具備兩串冷卻支系統以外，用過核子燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)亦具備兩套冷卻迴路及三台冷卻水泵，核一廠基於保守考量，於除役開始至除役拆廠階段前期均保留 SFPCCS，列於除役計畫第五章表 5-5 需維持運轉系統-非安全相關，除役期間 SFPACS 備用，正常使用 SFPCCS 即可有效控制用過核子燃料池之池水溫度。
- (2) 就用過核子燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)的電源而言，正常使用的 SFPCCS 可以由兩路廠外電源供電或是五號柴油發電機供電；另除役運轉規範亦已規劃，用過核子燃料池內之燃料尚未挪出之前，要求至少一路外電以及五號柴油發電機須保持可用，可保障 SFPCCS 之電源可靠。
- (3) 就新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)的電源而言，正常置於備用的 SFPACS 除了具備上述可靠的電源以外，另有福島事故後新增之 500 kW 固定式柴油發電機，其中編號 EDG-480V-12 之柴油發電機專門提供 SFPACS 電力所需，下游設備只有 SFPACS A 串(MCC 3A-7，負載 163 kW)及 SFPACS B 串(MCC 4A-7，負載 146 kW)，足以做為用過核子燃料池冷卻之備援電力。其原設計保守設置編號 EDG-480V-10 之相同柴油發電機，可以做為 EDG-480V-12 之後備，更加確保用過核子燃料池冷卻電力無虞。修訂如除役計畫第五章第二、(一)2.節(p.5-10)、第三、(一)2.節(p.5-23)、第三、(一)2.(1)節.(p.5-24)。
- (4) 除役期間，五號柴油發電機規劃為喪失外電之備用電源，其地位與商轉期間之 EDG 完全不同，沒有 Redundant 之法規依據。而將 500 kW 固定式柴油發電機列為非安全相關，做為五號柴油發電機之後備支援，更已超過國外作法，如 Vermont Yankee Nuclear Power Station (VY) 並沒有 500 kW 固定式柴油發電機之後備支援。
- (5) 綜上所述，就除役實務考量用過核子燃料貯存安全，核一廠於除役計畫中規劃之用過核子燃料冷卻系統(包括 SFPCCS 及 SFPACS)、電源(包括兩路外電、五號柴油發電機以及兩部 500 kW 固定式柴油發電機)，可確保有效控制用過核子燃料池水溫度。另外，福島事故後有關用過核子燃料池之三項補水設施仍然保留，足以確保用過核子燃料得到適當冷卻。

4. 「停機過渡階段後期備用電源安全分類」相關議題，同 05-012-3 之答覆。
5. 「停機過渡階段後期備用電源安全分類」相關議題，同 05-012-3 之答覆。
審結意見
3. 同意答復，並列為重要管制事項。
4. 同意答復，並列為重要管制事項。
5. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08、A05、S06	5	5-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 台電公司核一廠機組於運轉 40 年到期後，爐心若仍存有燃料，尚無法完全退出爐心狀態下，台電公司之承諾事項為何，請補充相關承諾與資料。					
2. 依本會「核子反應器設施除役計畫審查導則」第五、(二)、1 項，台電公司並未提供 SSCs 安全分析相關文件等資訊供細部技術審查。					
3. 請提供“其程序與用過核子燃料喪失冷卻能力事件之事件處理相同”之相關章節或有關文獻。另外，前述“事件之事件”是否重複。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。					
2. 除役計畫第五章之安全分析，僅引述自除役計畫第七章之除役期間意外分析，其安全分析相關文件最主要為涵蓋「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis for ATRIUM™-10 Fuel」分析報告之核一廠用過核子燃料吊運墜落撞擊用過核子燃料池貯存格架意外事件(Fuel Assembly Drop Accident)之分析，已獲主管機關審查同意在案。					
3. 本段敘述引自除役計畫第七章之除役期間意外分析。又原文係指「用過核子燃料池冷卻水流失事件」之事件處理，其程序與「用過核子燃料喪失冷卻能力事件」之事件處理相同，因此，並無重複。					
第 2 回合審查意見					
1. 同 05-001 第 2 小項審查意見，請補充相關承諾與資料。					
2. 答覆所提安全分析報告屬第五、一、(一)、1 節重物墜落撞擊用過核子燃料					

池部分，惟針對本章節其他所引用第七章之除役期間意外分析應補充說明，包括第五、一、(一)、3 節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、第五、一、(一)、4 節用過核子燃料池冷卻水流失事件、第五、一、(一)、5 節地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，以及第五、一、(二)節除役各階段安全分析等。

3. 同意答覆說明。

第 2 回合審查意見回復

1. 同 05-001 第 2 小項答覆，在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，建議不納入除役計畫追蹤事項。
2. 除役計畫第五章之安全分析，包括：第五章、一、(一)、1 節重物墜落撞擊用過核子燃料池、第五章、一、(一)、3 節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、第五章、一、(一)、4 節用過核子燃料池冷卻水流失事件、第五章、一、(一)、5 節地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，均對應引用自除役計畫第七章除役期間意外分析之結果。又第五章、一、(二)節除役各階段安全分析部分，則僅在除役計畫第五章以定性分析說明下階段之風險低於前一階段之風險。

第 3 回合審查意見

05-013-1：

本項除役期間停機過渡階段 SAR 及 TS 修訂部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-2 之審查結果辦理。

05-013-2：

請將除役計畫第五、一、(一)、3~5 及五、一、(二)節各階段安全分析報告名稱簡要說明，並修訂於除役計畫內容。

第 3 回合審查意見回復

1. 「停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料」相關議題，同 05-001-2 之答覆。
2. 除役計畫第五章、一、安全分析，其中第(一)節均對應參考除役計畫第七章、二、與用過核子燃料貯存相關之意外事件，並引用其分析結果。「除役計畫第五章、一、安全分析」與「除役計畫第七章、二、與用過核子燃料貯存相關之意外事件」之對應關係，修訂如除役計畫第五章第一、(一)節(p.5-1)：
(1) 第 1 節重物墜落撞擊用過核子燃料池引述自第七章、二、(一)，詳見第 7-4 頁。修訂如除役計畫第五章第一、(一)1.節(p.5-2)。

(2) 第 2 節臨界引述自第七章、二、(二)，詳見第 7-9 頁。修訂如除役計畫第五章第一、(一)2.節(p.5-3)。 (3) 第 3 節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件引述自第七章、二、(三)，詳見第 7-10 頁。修訂如除役計畫第五章第一、(一)3.節(p.5-4)。 (4) 第 4 節用過核子燃料池冷卻水流失事件引述自第七章、二、(四)，詳見第 7-13 頁。修訂如除役計畫第五章第一、(一)4.節(p.5-4)。 (5) 第 5 節地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件引述自第七章、二、(五)，詳見第 7-15 頁。修訂如除役計畫第五章第一、(一)5.節(p.5-4)。 除役計畫第五章、一、安全分析，其中第(二)節則以定性分析方式，說明各階段之風險低於前一階段之風險，僅在除役計畫第五章單獨論述。					
審結意見					
1. 同意答復，並列為重要管制事項。 2. 同意答復。					

意見編號	05-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-11	結案
第 1 回合審查意見					
有關係統可用之定義依據計畫評估方法第 2 點，要求依據電廠運轉規範與 TRM 判定可用，請問除役期間之運轉規範與 TRM 所用之版本為何，請澄清說明。若須使用 defueled 運轉規範，請說明何時送會？於核准前電廠是否仍應依據現有運轉規範與 TRM 執行可用性認定，並請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，始會有除役期間 FSAR 及運轉規範，其所用之版本將配合除役之進度，至少每二年進行更新一次。初版之除役期間 FSAR 及運轉規範，預定在永久停機前一年提送大會審核。					
第 2 回合審查意見					
1. 台電公司仍未答覆與承諾 defueled 運轉規範，於核准前電廠是否仍應依據現有運轉規範與 TRM 執行可用性認定，並請澄清說明。					
2. 另針對爐心仍有燃料階段，其運轉規範依循運轉模式亦應澄清說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 「停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料」之安全分析報告及運轉規範，規劃於運轉執照到期前一年提送原能會進行審查，運轉執照文件到期					

後據以開始適用。停機過渡階段後期(爐心內用過核子燃料已全數退出)之安全分析報告及運轉規範，將視實際除役作業進度再行提送。Defueled 運轉規範與 TRM 於核准前應使用版本，將配合當時除役進度或修訂之版本執行可用性認定。
2. 同 05-001 第 2 小項答覆，在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，建議不納入除役計畫追蹤事項。
第 3 回合審查意見
05-014： 本項除役期間停機過渡階段 SAR 及 TS 修訂部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-2 之審查結果辦理。
第 3 回合審查意見回復
「停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料」相關議題，同 05-001-2 之答覆。
審結意見
同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A08	第 5 章、 二、(三)節	5-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請說明 SORC 與 SDRC 是否為台電的功能委員會，亦或是其下所設立的工作小組。					
2. 依據計畫說明未來將有 SDRC 電廠組織代替現有之 SORC，其組織成員及其權責分工為何？另相關法規依據為何？國外電廠作法為何請澄清說明。					
3. 未來除役期間之設計修改案 (DCR)，將由電廠 SDRC 進行審查，電廠未來 DCR 之審查機制是否依循 10CFR.50.59 之規定請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 是的，仍為本公司的功能委員會，只是 SORC 改變名稱為 SDRC(Station Decommissioning Review Committee)，其相關作業流程圖，以及組成與運作機制，請參見本計畫第十二章。					
2. SDRC 仍與目前 SORC 的審查機制一樣，只是改變名稱。國外亦有此組織之編制作為。					

3. 是的，除役期間之設計修改案(DCR)，將由 SDRC 進行審查，其審查機制必須參照核一廠停機後相關程序書及依循 10 CFR 50.59 之規定。
第 2 回合審查意見
1. 同意答覆說明。 2. 同意答覆說明。 3. 同意答覆說明。
審結意見
同意答復。

意見編號	05-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、A14	第 5 章 二(三)、2	5-13、5-15 及 5-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段應還有用過核子燃料乾貯系統。“本階段沒有需維持運轉之安全相關系統”之敘述恐不妥。 2. 第 5-13 頁提及「在停機過渡階段前期，爐心內仍有用過核子燃料，因此，需維持運轉之系統與商轉階段相同。」然而，停機過渡階段預期有許多系統(例如主蒸氣系統)將不運轉。當爐心內仍有用過核子燃料時，請列表說明需維持運轉之系統有哪些?其中，並請澄清主冷卻水迴路之再循環水系統是否會運轉。請澄清福島後之強化措施，是否也屬於「需維持運轉之系統與商轉階段相同」之範圍。 3. 第 5-4 頁提及停機過渡階段之前期，爐心內仍有用過核子燃料，其風險可保守假設與商轉期間相同，其前題為需維持運轉之系統與商轉階段相同如第 5-13 頁。如果爐心內仍有用過核子燃料之情況持續很久，請確認維持運轉之系統其數量、範圍與維修規格是否長期比照商轉階段。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 在廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，雖然還有用過核子燃料乾式貯存設施，但用過核子燃料乾式貯存設施另有其運轉執照，與核一廠除役期間需維持運轉系統無關聯。而且，自除役拆廠階段後期起，需維持運轉系統是以放射性液體廢料及固體廢棄物處理相關系統/支援系統為主，皆是屬於非安全相關，因此，「本階段沒有需維持運轉之安全相關系統」之敘述，尚屬適當。 2. (1) 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已					

組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。 (2) 反應爐再循環系統雖不必維持原來的設計功能，但其管路為爐水淨化系統之進口管路，為配合爐水淨化功能及反應爐水位調整控制，皆在除役拆廠階段後期、爐內組件拆除工作結束後，方能停止運轉。 (3) 福島後之強化措施如與用過核子燃料池有關，例如：除役計畫第五章規劃保留的三項緊急補水措施，以及 500 kW 固定式柴油發電機，在停機過渡階段前期，亦屬於「需維持運轉之系統與商轉階段相同」之範圍。 3. 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。	
第 2 回合審查意見	
1. 請澄清說明“用過核子燃料乾式貯存設施另有其運轉執照”，或用“除...之外”說明之。 2. 同 05-001 第 2 小項審查意見，當爐心內仍有用過核子燃料時，請列表說明需維持運轉之系統。 3. 同 05-001 第 2 小項審查意見，請確認維持運轉之系統其數量、範圍與維修規格是否長期比照商轉階段。	
第 2 回合審查意見回復	
1. 感謝審查委員建議，「本階段沒有需維持運轉之安全相關系統」擬修改為「本階段除用過核子燃料乾式貯存設施之外，沒有需維持運轉之安全相關系統」。 2. 同 05-001 第 2 小項答覆，在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，建議不納入除役計畫追蹤事項。 (1) 除役計畫第五章 5-4 頁：「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險可保守假設與商轉期間相同。」擬修改為「在停機過渡階段之前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料，其風險評估將另案報請主管機關審核。」。 (2) 除役計畫第五章 5-13 頁：「在停機過渡階段前期，爐心內仍有用過核子燃料，因此，需維持運轉之系統與商轉階段相同。」擬修改為「在停機過渡階段前期，爐心內仍有用過核子燃料，需維持運轉之系統將	

另案報請主管機關審核。」。 (3) 除役計畫第五章 5-18 頁：「在停機過渡階段前期，爐心內仍有用過核子燃料，因此，沒有停止運轉之系統。」擬修改為「在停機過渡階段前期，爐心內仍有用過核子燃料，停止運轉之系統將另案報請主管機關審核。」。 (4) 除役計畫第五章 5-20 頁：「核一廠除役期間，僅停機過渡階段後期規劃有安全相關系統」擬修改為「在用過核子燃料全部退出爐心後，僅停機過渡階段後期規劃有安全相關系統」。 3. 同 05-001 第 2 小項答覆，在停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，相關事項將另案報請主管機關審核，建議不納入除役計畫追蹤事項。					
第 3 回合審查意見					
05-016-1： 同意答覆，並修訂於除役計畫內容。 05-016-2： 同意另案報請主管機關審核，並列入承諾事項。 05-016-3： 同意另案報請主管機關審核，並列入承諾事項。					
第 3 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，修訂如除役計畫第五章第二、(三)2.(3)節(p.5-17)。 2. 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。前述內容，修訂如除役計畫第五章第一、(二)1.節(p.5-5)、第二、(三)2.(1)節(p.5-14)、第二、(三)4.(1)節(p.5-19)、第三節(p.5-22)。 3. 針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，同 05-001-2 之答覆，將另案提送停機過渡階段 SAR 與 TS，待審查核可後回饋於除役計畫。					
審結意見					
1. 同意答復。 2. 同意答復，並列為重要管制事項。 3. 同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-14	結案

第 1 回合審查意見					
計畫述明有關消防、廠房空調過濾、通訊、電力等系統將於「適當時機」停止運轉，其定義太過籠統，所謂適當時機之定義為何？請澄清說明，另電廠消防系統停用應依據法規執行。					
第 1 回合審查意見回復					
有關消防、廠房空調過濾、通訊、電力等系統停止運轉之「適當時機」，為以現有防火區為單位，如全區內上述系統(消防、廠房空調過濾、通訊、電力等)以外之 SSC 皆已停止運轉，則此區內上述系統始可停止運轉。如此，逐漸縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。					
核一廠 FSAR 9.5.1 列出的 NFPA 業界特定標準，又 R.G. 1.191 替多個 NFPA 標準背書(超過上述數量)以施用於除役消防計畫，但其性質只是指引，不是主管機關強制的要求。參考與核一廠同型之美國 Millstone-1 電廠(及多個美國除役核電廠)的除役實際經驗，於反應器永久停機後的過渡階段，可指定電廠運轉組經理負責成立一個類似國外採用的系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)，從事電廠 SSC(其中包括消防系統)的再分類及執照文件(FSAR 及運轉規範)修改工作。其中，包括引用至核一廠除役各階段之廠區消防系統設備、電廠人員訓練等要求。					
第 2 回合審查意見					
有關回復之「指定電廠運轉組經理負責成立一個類似國外採用的系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)」，台電公司核一廠除役期間未來是否確實會成立與依循，請澄清說明。					
第 2 回合審查意見回復					
本公司會成立類似國外採用的系統評估及再分類小組(SERT)相關作法，隨著除役作業的逐步進行，依據系統評估及再分類作業結果來執行重新分類。					
第 3 回合審查意見					
05-017：					
同意答覆。					
審結意見					
同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-17	結案

第 1 回合審查意見
1. 除役期間有關用過燃料池之補水措施及電力系統，依計畫說明係依靠 CST 系統及 5 號柴油發電機，但電廠之前承諾之福島改善項目之一有防海嘯牆項目，未來電廠是否仍須執行此項目，請澄清說明。 2. 有關電廠原先承諾之應完成之福島改善事項，電廠後續因應作為為何？請列表說明，並應進行相關安全評估。 3. 有關核一廠於機組停機後，尚剩餘未結案之核管案件，台電公司未來處理方式為何？請澄清說明。
第 1 回合審查意見回復
1. 海嘯牆目前正進行規劃中，本公司將待國內未來能源政策明朗後，再行決定是否執行興建。 2. 原先承諾之應完成之福島改善事項，如涉及除役期間用過核子燃料池內用過核子燃料的安全貯存，將繼續予以執行。 3. 核一廠於機組停機後，尚剩餘未結案之核管案件，如涉及除役期間用過核子燃料池內用過核子燃料的安全貯存，將繼續予以執行。
第 2 回合審查意見
1. 有關電廠之前承諾之福島改善項目是否繼續執行，台電公司應進行通盤檢討。 2. 有關電廠之前承諾之福島改善項目是否繼續執行，台電公司應進行通盤檢討。 3. 有關電廠之前承諾之福島改善項目是否繼續執行，台電公司應進行通盤檢討。
第 2 回合審查意見回復
1. 福島相關案件正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中(含海嘯牆議題)，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。 2. 福島相關案件正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。 3. 福島相關案件正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。
第 3 回合審查意見

05-018-1：
同意答覆，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。
05-018-2：
同意答覆，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。
05-018-3：
同意答覆，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。
第 3 回合審查意見回復
1. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理。
2. 「因應福島改善核管案件之追蹤辦理」相關議題，同 05-018-1 之答覆。
3. 「因應福島改善核管案件之追蹤辦理」相關議題，同 05-018-1 之答覆。
審結意見
1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 同意答復。

意見編號	05-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-18	結案
第 1 回合審查意見					
依計畫說明未來 1、2 號機完成一次側除污後，將停用循環海水泵，改由 ESW 系統作為廢水系統稀釋之用，ESW 系統之容量是否足以作為稀釋廢水處理，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
(1) 「停用循環海水泵，改由 ESW 系統作為廢水系統稀釋之用」的前提，需為「完成系統設備之洩水與一次側除污後」；依除役計畫第八章，嗣後已無大量之除污廢水產出，每日之產生量約為 50 m ³ /d，主要為其他雜項廢液及洗衣廢液。					
(2) 依核一廠 FSAR 9.2.1.2 節，緊要海水泵之流量為每台 8,000 gpm，提供 CSCW 及稀釋水源流量約為 3,700 gpm(20,169 m ³ /d)，故在停用循環海水泵後，ESW 系統之容量仍足以作為稀釋廢水處理。					

第 2 回合審查意見					
請補充說明未來除役期間對於 ESW 相關設備維護及可用性。					
第 2 回合審查意見回復					
核一廠 ESW 系統之相關設備維護及可用性，將依除役期間之非安全相關系統要求進行相關設備維護。					
第 3 回合審查意見					
05-019：					
有關 ESW 系統是否重新分類為安全相關以確保主控制室通風系統安全功能，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。					
第 3 回合審查意見回復					
「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。					
審結意見					
同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	第五章	5-19	結案
第 1 回合審查意見					
請說明新建除污專設替代廢料處理系統之設置地點，以及該系統所包含之處理設備與處理對象。					
第 1 回合審查意見回復					
(1) 依除役計畫第八章第二、(二)、3 節規劃，現有廢液處理系統(110)可繼續留用於除役期間進行廢液處理，不作變更設計。在除役拆廠階段，系統除污、大型物件拆除切割、組件除污等工作，皆會產生廢液；因此，規劃待核一廠系統設備組件拆除、切割及除污程序等作業完成後，才可以拆除廢液處理系統(110)及固體廢棄物處理系統(110)。而拆除廢液處理系統及固體廢棄物處理系統所產生的廢液，則採用「新建除污專設替代廢料處理系統」加以處理。					
(2) 本系統為可拆式/移動式設備，主要配置於廢料廠房內，可設計過濾器、酸鹼中和、核種吸附單元、離子交換樹脂、廢固處理單元等功能，用以處理廢液。					
第 2 回合審查意見					
廢料廠房是否尚有充分空間設置「新建除污專設替代廢料處理系統」？請澄清說明。並請將該系統之設置地點、包含之處理設備及處理對象補充於該章					

節內。
第 2 回合審查意見回復
擬於除役計畫第五章、二、(三)、4、(2)節增述有關新建除役專設替代廢料處理系統之說明：「本系統為可拆式/移動式設備屬暫時性設施，主要配置於廢料廠房內或其鄰近區域，可設計過濾器、酸鹼中和、核種吸附單元、離子交換樹脂、廢固處理單元等功能，用以處理廢液。」
第 3 回合審查意見
05-020：
同意答覆，請提出相關修訂至除役計畫之內容。
第 3 回合審查意見回復
遵照辦理，修訂如除役計畫第五章第二、(三)4.(2)節(p.5-21)。
審結意見
同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	第五章 三(一)3	5-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 停機過渡階段，爐心燃料有可能暫時無法移至 SFP，因此主控制室控制盤與警示窗應保持與機組正常運轉相同。台電公司應澄清說明當爐心燃料已全數移出爐心至 SFP 且閘門關閉時，主控制室可豁免之安全相關設備為何？ 2. 有關監視與維護計畫，計畫述明將依據現行持照基準之管制與法規要求，未來除役期間有修訂更新時，台電公司之作法為何？是否必須待更新後之持照基準核准後方得進行後續之除役作為？ 3. 未來相關安全系統待用過燃料池均無核燃料時，應獲得管制單位許可後，方得進行拆除相關安全系統。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，在停機過渡階段前期，主控制室控制盤與警示窗皆保持與機組正常運轉相同。用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池貯存，反應器爐穴(Cavity)與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d 時(即停機過渡階段後期)，主控制室系統才規劃將僅用於用過核子燃料池水水位及溫度與 EDG-5 控制盤，列為安全相關。					

2. 有關監視與維護計畫，本計畫述明將依據現行持照基準之管制與法規要求，未來除役期間有修訂更新時，再依據 10 CFR 50.12 申請豁免或依據 10 CFR 50.59 申請放寬。又必須待更新後之持照基準核准後，方得進行後續之除役作為，同前述(05-014)之回覆，除役期間之 FSAR 及運轉規範，預定在永久停機前一年提送大會核准。 3. 感謝審查委員建議，遵照辦理。經 10 CFR 50.59 準則對欲拆除的系統評估，若評估後須陳報原能會方可拆除者，即會事先提報管制單位許可後方可進行拆除。					
第 2 回合審查意見					
1. 當機組除役過程進行至停機過渡階段之後期，主控制室內除用過核子燃料之水位，溫度及 EDG-5 控制盤相當重要之外，另其後備支援系統亦重要，因此，請審慎檢視列出主控制室內可豁免之安全相關設備及必須維持之設備系統，以利運轉人員於各除役階段之盤面監控與操作。 2. 同意答覆說明。 3. 同意答覆說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，本公司將依據除役計畫第五章表 5-4、表 5-5 所列系統，繼續維持廠內運作。					
第 3 回合審查意見					
05-021-1： 本項意見之目的係請台電公司將主控制室內之盤面上，眾多系統設備開關，請檢視並規劃出可豁免之安全相關設備及必須維持之設備系統，使運轉人員易於盤面監控與操作。					
第 3 回合審查意見回復					
1. 核一廠除役停機過渡階段，本公司將針對主控制室內盤面上之安全相關設備及必須維持之設備系統，給予明顯標示，使運轉人員易於盤面監控與操作。					
審結意見					
同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-26	結案

第 1 回合審查意見	
1.	對於未來將納入安全相關之系統與設備，其未來除役過渡期間是否仍會執行 ISI 與 IST，請澄清說明。
2.	對於除役階段可停止運轉之系統，其斷電、洩水與隔離作業方法，電廠之作法與管制機制為何？請補充相關資料。
第 1 回合審查意見回復	
1.	在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，依核准之除役期間 FSAR 及運轉規範，對於安全相關之系統與設備，執行 ISI 與 IST。
2.	對於除役階段可停止運轉之系統，其斷電、洩水與隔離作業方法，以沿用現有之程序書 1114.03 禁止操作卡管制程序予於隔離/斷電，依電廠現行作業程序 308.11 洩水管制程序書作業規定，進行排氣及洩水相關程序書，如不能適用時，再由 SDRC 審核其修改內容。未來將依修改後適用之程序書執行管制。
第 2 回合審查意見	
1.	同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。
2.	同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。
第 2 回合審查意見回復	
1.	電廠除役期間不屬於 ASME Section XI 所要求強制性需執行範疇內，ASME Sec XI 之相關檢測(In-Service Inspection, ISI)及測試(In-Service Testing, IST)工作，將以本公司品保制度確保依程序書執行。
2.	感謝審查委員建議，修正如附件 05-022-2-B。
第 3 回合審查意見	
05-022-1：	
有關除役期間仍需使用之設備之維護與測試，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-002 之審查結果辦理。	
05-022-2：	
同意答覆。	
第 3 回合審查意見回復	
1.	「除役期間仍需使用設備之維護與測試」相關議題，同 05-002-1 之答覆。
審結意見	
1.	同意答復。

意見編號	05-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	第五章 四(一)1(1)A	5-27	結案
第 1 回合審查意見					
停機過渡階段後期，用過燃料池冷卻淨化系統對用過燃料之乾儲吊卸作業仍保有其池水淨化以提高能見度有助於水中作業之功能，因此應暫保留其安全相關等級至除役拆廠前期。					
第 1 回合審查意見回復					
用過核子燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)之池水淨化子系統，在功率運轉期間即為非安全相關，故除役期間仍維持為非安全相關。					
第 2 回合審查意見					
1. 由表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全有關及表 5-6 除役拆廠階段後期需維持運轉系統-非安全有關，經比對後，仍無法瞭解用過燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)於拆廠階段前期（用過核子燃料已開始移至用過核子燃料乾存設施）期間是否仍可保持可運轉狀態。					
2. 另請澄清未來除役期間非安全系統維護與測試作法，與目前運轉期間作法是否相同。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 在除役拆廠階段前期，用過核子燃料池內仍有用過核子燃料，故需維持運轉系統與停機過渡階段後期相同。因此，用過核子燃料池冷卻淨化系統(SFPCCS)的角色保持與停機過渡階段後期一樣。					
2. 針對除役期間非安全系統之維護測試作法，本公司將先行參照現有維護/測試程序書。後續除役期間將視系統使用狀況，參考維護操作說明書(OM MANUAL)或相關維護指引與設備運轉狀況，依規定之程序進行修訂。					
第 3 回合審查意見					
05-023-1：					
同意答覆。					
05-023-2：					
同意答覆。					
審結意見					
同意答復。					

意見編號	05-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-35	結案
第 1 回合審查意見					
1. 依據計畫所述有關水源相關系統需維持可用以供給相關用水，則電廠生水系統是否包含山上水池，請澄清說明。					
2. 為維持用過燃料池水補充，則電廠現有廠房作水設備是否必須維持可用，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 生水系統(141)包含山上水池，在停機過渡階段與除役拆廠階段皆仍須運轉，至廠址復原階段方可停止運轉。					
2. 現有廠房作水設備(補充水(除礦器)處理系統(114))仍須運轉，至除役拆廠階段後期方可停止運轉。					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。					
2. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，生水系統(141)原則上於廠址復原階段停止運轉，然而除役計畫第五章、五、(一)4.中已有具體說明，將在該階段視策略決定廠區停用生水供給區域後，於適當時機停止運轉。					
2. 感謝審查委員建議，補充水(除礦器)處理系統(114)於除役拆廠階段後期停止運轉，已列於除役計畫第五章表 5-10 中。					
第 3 回合審查意見					
05-024-1：					
同意答覆。					
05-024-2：					
同意答覆。					
審結意見					
同意答復。					

意見編號	05-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-53	結案

第 1 回合審查意見
1. 非安全相關之 125VDC 之需可用範圍是否涵蓋所有非安全相關之 125VDC，請澄清，若為部分可用則請詳列須可用之非安全相關之 125VDC 清單。 2. 安全相關之 125VDC 需可用範圍為何，請澄清，若為部分可用則請詳列須可用之安全相關之 125VDC 清單。
第 1 回合審查意見回復
1. 在停機過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，始會依除役之進度逐漸縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。其限縮條件即為必須涵蓋所有相關系統之需求，故為隨時變化的動態狀況。現階段尚為除役工作規劃初期，尚未詳列動態的仍須運轉之非安全相關之 125 VDC 清單。 2. 現階段尚為除役工作規劃初期，尚未詳列動態的仍須運轉之安全相關之 125 VDC 清單。
第 2 回合審查意見
有關 125 VDC 部分，依據答覆台電公司尚未有系統的規劃與研究如何處理，未來台電公司將如何規劃其時程為何？請澄清說明。
第 2 回合審查意見回復
有關 125 VDC 部分，未來 SDRC 及其所屬之 SERT 須依除役之進度逐漸縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。其限縮條件即為必須足夠供電給所有現階段(含未來)需維持運轉相關系統之需求，故為隨時變化的動態狀況。
第 3 回合審查意見
05-025： 有關 125 VDC 部分，依據除役計畫說明，在除役拆廠階段後期，125 VDC 在所提供控制電源之設備已停用或另配新替代電源後，將於適當時機停止運轉。有關該系統於除役期間之運轉規劃，請儘速提出規劃時程。
第 3 回合審查意見回復
在除役拆廠階段後期，用過核子燃料已全數移至乾式貯存設施，125 V 直流電源(125V)將配合配合除役計畫第六章之工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)規劃，在所提供控制電源之設備已停用或另配新替代電源後，於適當時機停止運轉。
審結意見
同意答復。

意見編號	05-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-53	結案
第 1 回合審查意見					
非安全相關需維持可用之 480V MCC 應保留哪些？請澄清，並請詳列清單。					
第 1 回合審查意見回復					
現階段尚為除役工作規劃初期，尚未詳列動態的非安全相關需運轉之 480 V MCC 清單。					
第 2 回合審查意見					
有關 480V MCC 部分，依據答覆台電公司尚未有系統的規劃與研究如何處理，未來台電公司將如何規劃其時程為何？請澄清說明。					
第 2 回合審查意見回復					
有關 480 V MCC 部分，未來 SDRC 及其所屬之 SERT 須依除役之進度逐漸縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。其限縮條件即為必須足夠供電給所有現階段(含未來)需維持運轉相關系統之需求，故為隨時變化的動態狀況。					
第 3 回合審查意見					
05-026：					
有關 480 V MCC 部分，依據除役計畫說明，在除役拆廠階段後期，480 V MCC 在所提供控制電源之設備已停用或另配新替代電源後，將於適當時機停止運轉。有關該系統於除役期間之運轉規劃，請儘速提出規劃時程。					
第 3 回合審查意見回復					
在除役拆廠階段後期，用過核子燃料已全數移至乾式貯存設施，480 V 馬達控制中心(480M)將配合配合除役計畫第六章之工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)規劃，在所提供控制電源之設備已停用或另配新替代電源後，於適當時機停止運轉。					
審結意見					
同意答復。					

意見編號	05-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	5	5-54	結案
第 1 回合審查意見					
依表 5-5 敘述非安全相關需維持運轉之系統包含現場儀器架第二、三組，此					

兩組儀器架可包含所有需可用之儀器，請澄清說明。					
第 1 回合審查意見回復					
非安全相關之現場儀器架第二、三組系統，至停機過渡階段後期，始會依除役之進度逐漸縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。其限縮條件即為必須涵蓋所有相關系統之需求，故為隨時變化的動態狀況。現場儀電盤及儀器架因其設備功能不同，致在除役進程中其可停止運轉之階段各異，因而可分成三組： (1) 第一組：可停止運轉之階段為自停機過渡階段之後期，主要包含有：A. 功率轉換系統(發電相關系統)；B.反應爐冷卻系統(RCS)及其壓力邊界(RCPB)系統：反應爐再循環系統及 RWCUC 系統除外；C.緊急爐心冷卻系統(ECCS)；D.一次圍阻體；E.其他(如中子偵測系統等)。第一組現場儀電盤計有 11 盤，現場儀器架計有 44 盤。 (2) 第二組：可停止運轉之階段為自除役拆廠階段之後期，主要包含有：A. 燃料池冷卻及過濾系統；B.燃料池冷卻及過濾系統之支援系統：如補充水除礦器系統等，C.反應爐再循環系統及 RWCUC 系統。第二組現場儀電盤計有 5 盤，現場儀器架計有 3 盤。 (3) 第三組：可停止運轉之階段為自除役拆廠階段之後期，主要包含有：A. 放射性液體廢料及固體廢棄物處理系統；B.空調通風系統；C.電力系統等。第三組現場儀電盤計有 10 盤。					
第 2 回合審查意見					
有關台電公司之答覆說明無進一步意見，未來若仍需可用之系統有所變動時，則請台電公司修改相關內容。					
審結意見					
同意答復。					

意見編號	05-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	5	5-55, 5-65	結案
第 1 回合審查意見					
表 5-6「除役拆廠階段後期需維持運轉系統」與表 5-10「除役拆廠階段後期停止運轉系統」均出現廢液處理系統及固體廢棄物處理系統項目，請澄清除役拆廠階段後期，廢液處理系統及固體廢棄物處理系統是該維持運轉，或是停止運轉。					
第 1 回合審查意見回復					

由於除役拆廠階段後期可能長達 10 年，而廢液處理系統及固體廢棄物處理系統在此期間，仍須運轉以處理除役工作產生之放射性廢棄物；直至此期間之最後，再由新建除污專設替代廢料處理系統來進行廢液處理系統及固體廢棄物處理系統之除役。因此，除役計畫第五章表 5-6「除役拆廠階段後期需維持運轉系統-非安全相關」與表 5-10「除役拆廠階段後期停止運轉系統」，均會同時出現廢液處理系統及固體廢棄物處理系統項目，並不衝突。

第 2 回合審查意見

同意答覆說明。

審結意見

同意答復。

意 見 編 號	05-029	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		A14	5		結 案

第 1 回合審查意見

請說明安全相關系統之設計準則，包括:quality group，Seismic Category，Electrical Classification 與 Quality Assurance。

第 1 回合審查意見回復

依據 R.G 1.26、1.28、1.29、FSAR 3.2 及 FSAR TABLE 3.2-1 以及程序書 1103.08 中之定義，安全相關 SSC (Q-Item)包含：

- (1) Quality Group (或 Safety Class)：A (或 C-1、S-1、RCPB 或爐心相關 SSC)、B (或 C-2、S-2、ECCS 或 RPS 相關 SSC)、C (或 C-3、S-3、處理放射性廢棄物，如損壞，將影響環境排放要求者或提供其他任何安全功能者)；
- (2) Seismic Category：耐震一級(S-1)；
- (3) Electrical Classification：Class 1E (依 IEEE-308 定義之電氣設備)；
- (4) Quality Assurance：為 10 CFR 50 Appendix B 所要求之設備。

以上設計準則，詳請參閱上述 R.G、核一廠 FSAR 3.2 及程序書 1103.08。

第 2 回合審查意見

同意答覆說明。

審結意見

同意答復。

意 見	05-030	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態

編號		A14	5		結案
第 1 回合審查意見					
請分別就(1)一號機進入停機過渡階段，二號機正常運轉(2) 一號機進入停機過渡階段，二號機正常停機維修(3) 一、二號機均進入停機過渡階段，討論各安全相關系統之負載是否均滿足單一失效準則與後福島管制案件要求。討論時請將該安全相關系統處於維修之情形納入考量。					
第 1 回合審查意見回復					
由於核一廠兩部機組各自獨立，故僅有一、二號機均進入停機過渡階段後期，始會有兩部機組共用五號柴油發電機的情況。又依前述(05-012-3)第 3 項之說明，且在五號柴油發電機大修時不進行用過核子燃料之挪移作業，故無缺少 Redundant 之安全餘裕，及無法進行大修之疑慮。					
第 2 回合審查意見					
請就廠內一、二號機交流電力全失時，針對前述審查提問之 3 個情況評估 CS-JLD- 10107 之符合性。					
第 2 回合審查意見回復					
核管案件 CS-JLD-10107 要求台電公司於機組大修或停機時仍需維持兩部備用之緊急柴油發電機可用，核一廠已據以增訂運轉規範 16.6.15「機組於大修或冷停機期間第五部緊急柴油發電機(5th EDG)之管制方案」，其適用時機為「電廠有一機組處於冷停機或大修期間(MODE 4 或 5)。但若處於冷停機或大修期間之機組已維持所屬之兩部備用緊急柴油發電機可用，則不適用本管制方案」。針對前述審查提問之 3 個情況評估 CS-JLD-10107 之符合性如下： (1) 一號機進入停機過渡階段，二號機正常運轉 進入除役階段之機組，以及正常運轉機組均非 MODE 4 或 5，不適用本管制方案，故無符合性問題。 (2) 一號機進入停機過渡階段，二號機正常停機維修 A. 若二號機已維持所屬之兩部備用緊急柴油發電機可用，則不適用本管制方案。 B. 若二號機任一備用緊急柴油發電機不可用，將五號柴油發電機列置於二號機，即可符合 CS-JLD-10107 之要求。 此時一號機則進入相關運轉規範 LCO 停止二次圍阻體內用過核子燃料之挪移，並以一號機之 500 kW 固定式柴油發電機替代五號柴油發電機，此時若交流電力全失，500 kW 固定式柴油發電機足以提供用過核子燃料池之監測、移熱、控制室設備等維持功能所需之電力。					

(3) 一、二號機均進入停機過渡階段 進入除役階段之機組，不適用本管制方案，故無符合性問題。					
第 3 回合審查意見					
05-030：(A14) 進入停機過渡階段(包括前期)之機組，有關機組於大修或冷停機期間第五部緊急柴油發電機(5th EDG)管制方案之適用性，於相關修訂尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 設計基準之要求。					
第 3 回合審查意見回復					
有關機組於大修或冷停機期間第五部緊急柴油發電機(5th EDG)管制方案之適用性，於相關修訂尚未經主管機關核准前，將依循原 FSAR 及 TS 設計基準接受管制。					
審結意見					
同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-031	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06	5		結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-2 頁第四行，“可低於...”請考慮修訂文字為“低於...”或“遠低於...”。 2. 建議第 5-9 頁及表 5-3 之熱傳單位全數改為“MW”以與圖 5-1 一致。“10⁶ Btu/h”可置於括弧內。另，溫度亦建議改為“°C”，再以括弧呈現(°F)，報告使用單位應統一。 3. 第 5-12 頁除役期程之界定宜移至本章節之最前面第一段之後。停機過渡期應始於反應器永久停機後。 4. 第 5-17 頁“可沿用現行...”，其中之“可”宜改為“將”。 5. 第 5-21、5-27 及 5-28 頁熱傳單位請改成“MW”。溫度請改為“°C”。 6. 第 5-48 頁表 5-3 之單位“X10⁶ Btu/h”宜以“(10⁶ Btu/h)”取代，“X10⁶”一般之解讀為表中之數字為 X10⁶ 之結果。 7. 第 5-49~54 頁表 5-4 或表 5-5 均無 P.5-9 所述之 500 kW 固定式柴油發電機，請說明並補加入。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員建議，修正如附件 05-031-1-A。 2. 感謝審查委員建議，修正如附件 05-031-2-A。					

3. 「本章節之最前面第一段」係概述本計畫的主要策略，與整體計畫大致相同；而「第 5-12 頁除役期程之界定」是本章的評估結果中，針對用過核子燃料所在位置，再細部界定的動作，其呈現位置仍以原第 5-12 頁，即本章分類結果之前為佳。 4. 感謝審查委員建議，修正如附件 05-031-4-A。 5. 感謝審查委員建議，修正如附件 05-031-5-A。 6. 感謝審查委員建議，配合第 2 項審查意見，現已改成公制。 7. 表 5-4 至表 5-11 所列系統，與附錄 5.A 核一廠除役期間運轉所需重要系統評估清單相同，係參考程序書 1103.01 等資料所建立之核一廠重要系統。500 kW 固定式柴油發電機為福島事故後加設之設施，因此沒有出現在重要系統清單中。
第 2 回合審查意見
1. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。 2. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。 3. 同意答覆說明。 4. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。 5. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。 6. 同意答覆說明，依意見答復修訂除役計畫內容。 7. 500 kW 固定式柴油發電機為福島後加設之設施，如仍屬重要，亦應列在重要系統清單，請澄清。
第 2 回合審查意見回復
7. 「500 kW 固定式柴油發電機」於停機過渡階段後期仍為後備電源，擬納入除役計畫第五章表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全相關，表 5-10 除役拆廠階段後期停止運轉系統、附錄 5.A 核一廠除役期間運轉所需重要系統評估清單，皆同步修改。
第 3 回合審查意見
05-031-7： 同意答覆。
第 3 回合審查意見回復
感謝審查委員建議，修訂如除役計畫第五章第二、(三)2.(1)節(p.5-56)之表 5-5 停機過渡階段後期需維持運轉系統-非安全相關、第二、(三)4.(2)節(p.5-69)之表 5-10 除役拆廠階段後期停止運轉系統、第二節(p.5-76)之附錄 5.A 核一廠

除役期間運轉所需重要系統評估清單，以及 p.5-7、5-43。
審結意見
同意答復。

意見編號	05-032	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A14	5	5-2	結案

第 2 回合審查意見

除了要符合「核子反應器管制法施行細則」之規定外，重物墜落撞擊用過核子燃料池之接受準則，我國係參考遵循美國核管會之規定。根據 NUREG-0800 15.7.4 RADIOLOGICAL CONSEQUENCES OF FUEL HANDLING

ACCIDENT，重物墜落撞擊用過核子燃料池之接受準則，甲狀腺劑量為 750 mSv 全身劑量為 60 mSv。原文如下:The plant site and mitigating ESF systems are acceptable with respect to the radiological consequences of a postulated fuel handling accident if the calculated whole-body and thyroid doses at the exclusion area and low population zone boundaries are well within the exposure guideline values of 10 CFR Part 100, paragraph 11. "Well within" means 25 percent or less of the 10 CFR Part 100 exposure guideline values, i.e., 75 rem for the thyroid and 6 rem for the whole-body doses.

1. 送審報告第 5 章與第 7 章的寫法有誤導接受準則之嫌，建議修改。
2. NUREG-0800 15.7.4 接受準則包含 An ESF grade atmosphere clean-up system is required for the spent fuel storage area to reduce the potential radiological consequences. 請就此點說明除役各階段之作法。

第 2 回合審查意見回復

1. 美國核管會發行之 NUREG-0800 核子反應器標準審查導則，係針對運轉中電廠所制訂，本案並不適用。依除役計畫第五章一、(一)、1「重物墜落撞擊用過核子燃料池」引用除役計畫第七章之分析結果，均遠低於 10 CFR 100 與 NUREG-0800 15.7.4 之限值。
2. 有關 NUREG-0800 15.7.4 所指 ESF grade atmosphere clean-up system 即為核一廠備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBT)。依除役計畫第七章之除役期間意外分析，停機 60 d 後發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，且 SBT 不可用之情況下，假設放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，其放射性污染的外釋，亦不會超出有關法規的限值。因此，自停機過渡階段後期起，將其重新分類為非安全相關系統。

第 3 回合審查意見

05-032-1：

除役計畫第七章為“除役期間預期之意外事件安全分析”亦包括停機過渡階

段前期。另針對停機過渡階段前期及後期引用 NUREG-0800 之適用性，在相關修訂尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 設計基準之要求。

05-032-2：

有關除役期間 SBGT 系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

第 3 回合審查意見回復

1. (1) 依除役計畫第七章、二、(一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池，除役階段燃料吊運事故分析中，控制室人員劑量採用 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 GDC19 的限值。(2) 「停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
2. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	05-033	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A14	5	5-22	結案

第 2 回合審查意見

若喪失廠外電源及備用電源時，可由各機組 480 V 匯流排之 500 kW 固定式柴油發電機，提供電源。請仿照表 5-1 與表 5-2 列出喪失廠外電源及備用電源時，500 kW 固定式柴油發電機必須供給之負載。

第 2 回合審查意見回復

若喪失廠外電源及備用電源時，規劃 500 kW 固定式柴油發電機作為五號柴油發電機之後備，僅供給迫切需要運轉之安全相關設備之電力負載，主要為新增用過核子燃料池冷卻系統(MCC 3A-7 或 MCC 4A-7)一項，其電力負載分別為 163 kW/146 kW，並切除其他非迫切需要運轉設備之電力負載。

五號柴油發電機不可用時，除停止吊運用過核子燃料外，用過核子燃料池之移熱仍能夠維持可用，並可待外電修復後，再恢復外電供電即可。

第 3 回合審查意見

05-033：

本項有關 500 kW 固定式柴油發電機及其相關支援系統安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-012-3 之審查結果辦理。

第 3 回合審查意見回復

「停機過渡階段後期備用電源安全分類」相關議題，同 05-012-3 之答覆。					
審結意見					
同意答復，並列為重要管制事項。					

意見編號	05-034	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A14	5	5-52	結案

第 2 回合審查意見

表 5-5 顯示 HVAC 均為非安全系統，然而依據 NUREG-0800 9.4.2 “SPENT FUEL POOL AREA VENTILATION SYSTEM”，spent fuel pool area ventilation system 應該有 safety-related portions

1. 請檢視是否需要將 spent fuel pool area ventilation system 之部分結構系統組件列為安全相關
2. 以條列比對方式說明 NUREG-0800 9.4.2 之符合性

第 2 回合審查意見回復

1. 核一廠之二次圍阻體通風(Secondary Containment (Reactor Building) HVAC)，即為審查提問中之用過核子燃料池區域通風系統，其原設計即為非安全相關系統，除役期間無須列為安全相關。
2. 美國核管會發行之 NUREG-0800 核子反應器標準審查導則，係針對運轉中電廠所制訂，本案並不適用。

第 3 回合審查意見

05-034-1：

有關除役期間 spent fuel pool area ventilation system 安全分類部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-001-3 之審查結果辦理。

05-034-2：

有關除役停機過渡階段前期及後期引用 NUREG-0800 之適用性部分，請依除役計畫第五章審查意見編號 05-032-1 之審查結果辦理。

第 3 回合審查意見回復

1. 「停機過渡階段後期燃料吊運事故(FHA)」相關議題，同 05-001-3 之答覆。
2. (1) 依除役計畫第七章、二、(一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池，除役階段燃料吊運事故分析中，控制室人員劑量採用 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 GDC19 的限值。(2) 「停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料」相關議題，同 05-001-3 之答覆。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序(共 18 項)

意見編號	06-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	6		結案
第 1 回合審查意見					
1. 宜考量若地方政府反對造成用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施。 2. 宜說明切割時如何作好廢棄物分類。 3. 反應器壓力槽及其內部組件切割後會產生多少大於 C 類放射性廢棄物及其處理方式宜加以說明清楚。 4. 計畫書中說明多種切割方法，但並未加以比較，同時未對未來核一廠將可採用那一種提出任何建議。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。台電公司現已規劃集中式貯存設施作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施，相關細節將另案報主管機關核定。 2. 依據「第九章(二)低放射性廢棄物數量及特性之推估方法」，進行盤點與分類，初步區別出 A、B、C 及超 C 類廢棄物，未來將配合電廠實際的現場取樣分析，做更確切之評估。未來，再依此評估結果及已確認的切割工法，進行廢棄物之切割規劃，以做好切割時的廢棄物分類。 3. 依據除役計畫第九章有關中子活化分析之所述，反應器壓力槽中的頂端導板及爐心側板兩項，推估是屬於超 C 類放射性廢棄物，其數量約為 35.4 MT。其可能的處理方式為水下之機械式切割，可裝入約 23 個容器(內部尺寸為長 0.99 x 寬 0.99 x 高 0.82 m)，以混凝土灌漿固定，或以乾式貯存護箱盛裝。最後，送往低放射性廢棄物貯存庫貯存或乾式貯存設施暫貯。 4. 在表 6-8 及表 6-9 比較各種切割方法的優缺點。各種技術成熟之切割方法均可靈活配合運用，於除役計畫中宜避免指定某一特定商業專有技術或機具之切割方法。					
審結意見					

同意答覆。

意見編號	06-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	6	6-1~	結案
第 1 回合審查意見					
本章描述除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序。其中除役時程之規劃及其相關依據均有概念性說明，對拆除作業與相關技術也有詳細說明，惟對用過核子燃料及放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫的綜合規劃結果說明較少，或散布於各子項段落中，請補充說明(若在別的章節有詳細描述亦可註明參考)。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。本計畫書係依照「核子反應器設施除役計畫導則」之規定，故有關用過核子燃料及放射性廢棄物處理、貯存或最終處置計畫之綜合規劃說明，係詳述於本計畫第九章第三節至第五節。內容包括有：低放射性廢棄物(固、液及氣體廢棄物)處理技術、低放射性廢棄物處理設施規劃、低放射性廢棄物包裝容器規劃、除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃、用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃等，此請諒察。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S10、F11	6	6-1,6-2,6-8,6-68, 6-69	結案
第 1 回合審查意見					
除役時程方面：申請者之除役各階段之目標及時程規劃相當清晰完整。然而有下列三點請補充說明：					
1. 核一廠除役各階段工作時程規劃：參考第一章圖 1-1 與第六章圖 6-1 及圖 6-2。其停機過渡階段涉及用過核子燃料移置規劃不一致。圖 1-1 顯示用過核子燃料移置於 116 年 1 月 1 日~120 年 12 月 31 日；而圖 6-1 顯示用過核子燃料移出與移置於 108 年 1 月 1 日~119 年 12 月 31 日、圖 6-2 顯示用過核子燃料移出於 107 年 7 月 1 日~120 年 12 月 31 日。煩請調整統一之工作名稱及相對應之時程。					
2. 於已完工之第一期用過核子燃料乾式貯存設施未獲准使用時，目前用過核					

子燃料池空間足夠讓爐心內所有核子燃料移出？如沒有足夠空間，有否將目前用過核子燃料池之核子燃料移置的其他配套措施(Optional strategies)規劃？而其對後續之除污、除役拆廠等時程之影響？

3. 依圖 6-3 所示，”待用過核子燃料冷卻至符合第二期用過核子燃料乾式貯存設施之設計基準，將開始移至乾式貯存設施進行貯存”之具體排程為 116 年~119 年。建置乾式貯存設施預期可能遭遇之困難為何？能否保證可按照既定排程完成設施建置並開始用過核子燃料之移置作業？此外，移置用過核子燃料時程及需時之參考依據為何？請適當說明此四年期程中用過核子燃料移置作業的規劃進度。
4. 除役時程規劃時，是否已考量除役產生之放射性廢棄物處理及貯存之能力與貯存空間？是否已考量各項除污預期效果及初步廠址特性調查結果？請補充說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。已調整統一之工作名稱及相對應之時程，圖 1-1「(工作編碼 2.4)用過核子燃料移置於 116 年 1 月 1 日~120 年 12 月 31 日」修改為「(工作編碼 2.4)用過核子燃料移置乾式貯存設施於 116 年 7 月 16 日~120 年 6 月 30 日」；圖 6-1「用過核子燃料移出與移置」修改為「用過核子燃料移出與移置乾式貯存設施」；圖 6-2「用過核子燃料移出於 107 年 7 月 1 日~120 年 12 月 31 日」修改為「用過核子燃料移出於 108 年 1 月 1 日~115 年 12 月 31 日」。如附件 06-003-1-A(圖 1-1、6-1、6-2)。
2. 台電公司現已規劃
 - (1) 集中式貯存設施作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施，相關細節將另案報請主管機關審核。
 - (2) 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置用過核子燃料池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核。
3. 台電公司
 - (1) 依法規申請建置核一廠第二期乾式貯存設施，預期可能遭遇之各種困難與第一期乾貯設施興建時類似，本公司仍將執行各項主管機關要求並盡力處理各利害關係人之需求。
 - (2) 現已規劃集中式貯存設施作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施，相關細節將另案報請主管機關審核。

(3) 核能一廠二部機組在 40 年運轉期間共將產生 7,400 束用過核子燃料，扣除第 1 期乾式貯存設施可提供之 1,680 束貯存容量，則後續還需進行乾式貯存之數量共 5,720 束。每一護箱從移入用過核子燃料池進行裝填作業，及完成密封後運至貯存場定位平均所需時間為 14 天，因此完成用過核子燃料移置乾式貯存設施約 4 年。 (4) 第 2 期乾式貯存設施後續還需進行乾式貯存之數量共 5,720 束用過核子燃料，每個護箱約貯存 56 束用過核子燃料，每移置一個護箱(從 SFP 至 ISFSI)需要 14 天，因此 4 年可完成用過核子燃料移置乾式貯存設施。 4. 除役時程於規劃時，已考量(1)除役產生之放射性廢棄物處理及貯存之能力；(2)貯存空間；(3)除污預期效果及(4)初步廠址特性調查結果，說明如下： (1) 有關除役產生之放射性廢棄物處理及貯存之能力之說明，係詳述於本計畫第九章第三節。除役時程規劃之工作項目為：低放射性廢棄物處理(工作編碼 2.5.10)。 (2) 有關放射性廢棄物貯存空間之說明，係詳述於本計畫第九章第四節。除役時程規劃之工作項目為：放射性廢棄物管理準備第一期(工作編碼 1.3)、放射性廢棄物管理準備第二期(工作編碼 2.3)。 (3) 有關除污預期效果之說明，係詳述於本計畫第八章第一節。除役時程規劃之工作項目為：拆除前除污(工作編碼 1.2.6)。 (4) 有關初步廠址特性調查結果之說明，係詳述於本計畫第四章第三節。除役時程規劃之工作項目為：廠址特性調查(工作編碼 1.2.5)。
第 2 回合審查意見
1. 同意答覆。 2. 同意答覆，並列為重要管制事項。 3. 有關二期乾貯問題，併入 09-018 追蹤，其餘同意答覆。 4. 同意答覆，並請將相關內容補充於除役計畫書中。
第 2 回合審查意見回復
3. 感謝審查委員意見。有關二期乾貯問題，併入 09-018 追蹤。 4. 感謝審查委員意見。將遵照辦理。修正如附件 06-003-4-B。
審結意見
4. 同意答覆。

意見 編號	06-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	6	6-3	結案
第 1 回合審查意見					
「4.為儘量減少除役拆作業時工人員之劑量，減少除役拆作業時工作人員之劑量，結構、系統及組件之拆除規劃如下：					
(1) 將污染系統之管路殘留液體排淨，並將樹脂自離子交換器移除。					
(4) 系統及污染組件除污，包括化學除污。					
(6) 移除反應器壓力槽及其內部組件。					
(7) 移除其他大型組件，包括主要之放射性污染組件。					
(8) 移除一次系統之管件。					
(9) 移除其他顯著污染組件。」					
「5.為儘量減少除役拆除時所造成之污染，設施建物之拆除規劃如下：					
(1) 將建物內所有設備移除。					
(2) 針對建物表面除污及移除表面污染混凝土。」					
以上移除之設備或污染物其貯存地點應該說明。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。有關移除之設備或污染物之貯存地點，係說明於本計畫第九章第三節至第五節，摘述如下：不同類型的放射性廢棄物在移除後會先送至臨時設置之處理區域做進一步細切、除污或暫貯。除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之運送容器，運送至既有或新建之低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10、F11	6	6-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「將聯合結構廠房與汽機廠房地表下1 m以上可能會受污染的結構拆除」，上述1m 之依據為何？請說明。					
2. 「將聯合結構廠房與汽機廠房地表下1 m以下之空間，以建物拆除下來並經過偵檢與分離後的混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填。」，請說明「經過偵檢與分離後的混凝土塊」係依據何種標準偵檢；					

滿足何種外釋條件之混凝土塊，始得用於聯合結構廠房與汽機廠房地表下1 m以下空間之回填。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。1 m 之規劃係參考國際除役經驗，例如以美國核能電廠 Connecticut Yankee 除役計畫為例，其地表下 4 ft (1.2 m)以下之結構仍保留。而國際其他核能電廠除役規劃經驗，如瑞典 Oskarshamn 核電廠(地下 1 m)、瑞典 Forsmark 核電廠(地下 1 m)、美國 Vermont Yankee 核電廠(地下 3 ft)、美國 Clinton 核電廠(地下 3 ft)等，其理由是聯合結構廠房與汽機廠房地表下 1 m 以下空間回填後，環境輻射劑量值將低於環境背景值，讓廠址恢復成一般工業用途使用。 2. 配合鋼筋混凝土塊分離作業，台電公司將依據「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，撰寫外釋計畫送主管機關審查核備後，於鋼筋混凝土塊分離作業期間，依據核備之外釋計畫進行量測作業，量測結果符合外釋計畫所訂之標準者，方能使用於回填。					
第 2 回合審查意見					
1. 依說明將參考國際上除役規劃經驗，規劃保留地表下 1 米之結構物，不拆除而以符合上述標準之廢棄土塊進行回填；若 1 米以下廠房結構物受放射性污染，且無法完全除污時，如何處理？請說明。 2. 同意答覆，並列為重要管制事項。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 於廠內各項拆除及改善措施(例如除污、刨除等)完成後，將進行第三階段的廠址最終狀態偵檢作業，如發現不符合外釋標準(DCGL 值)時，將針對不符合之處進行鑽心取樣分析，並確認污染深度後，挖除污染之結構物，再次進行輻射偵檢，確認無污染。					
第 3 回合審查意見					
同意答覆，並請將相關內容補充於除役計畫書中。					
第 3 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。將遵照辦理。修訂如第一、(一)5.(5)節 (p.6-3)。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	6	6-4、6-7	結案

第 1 回合審查意見

1. 6-4 頁「除役各階段作業之規劃依據」之段落中，應充分說明除役各階段作業規劃順序及時程所依據之法規或相關參考資料，請再補充。
2. 規劃之停機過渡階段與除役拆廠階段皆有「放射性廢棄物管理準備」，惟兩者之執行內容不同，為避免混淆，請將兩作業名稱加以區別。修正時請一併考量圖 6-2 與圖 6-3 中所使用之名稱。
3. 另停機過渡階段已規劃興建放射性廢棄物貯存設施，由圖 6-3 中工作編碼 2.3.1 亦為放射性廢棄物貯存設施建造，兩者實際屬性有所不同，惟名稱相當類似易造成混淆，請考量修正。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。核一廠除役作業規劃係依循「核子反應器設施管制法」等相關法規之規定，以拆除之方式進行，並於取得主管機關核發之除役許可後 25 年內完成除役，此部分說明請參閱本計畫第一章第二節。另為避免造成誤解，將修訂本小節標題為「1.除役作業之規劃依據」。如附件 06-006-1-A。
2. 為避免混淆，停機過渡階段的「放射性廢棄物管理準備」將修改為「放射性廢棄物管理準備第一期」，主要工作項目為建置低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施、放射性廢棄物超高壓壓縮機、廢樹脂濕式氧化處理設施(若需要)、焚化爐(若需要) 等設施及放射性廢棄物盛裝容器準備等作業；除役拆廠階段的「放射性廢棄物管理準備」則修改為「放射性廢棄物管理準備第二期」，主要工作項目為建置玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施(若需要)及用過核子燃料再取出設施(若需要)。圖 6-2 與圖 6-3 中所使用之名稱亦會一併修正，如附件 06-006-2-A。
3. 停機過渡階段的「1.3.1 放射性廢棄物管理設施準備與建造」與除役拆廠階段的「2.3.1 放射性廢棄物貯存設施建造」，已考量兩者屬性不同，故作業名稱已不同，評估不致造成混淆，已遵照委員意見注意避免名稱類似造成混淆。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆，並請將說明中之相關法規描述補充於「1.除役作業之規劃依據」中。
2. 答覆說明之內容與附件內容不一致，例如「(若需要)」之說明附件中已刪除，請再次確認。
3. 放射性廢棄物管理準備第二期主要工作項目為建置用過核子燃料再取出

設施，此設施屬於工作編碼 2.3.1 所述之放射性廢棄物貯存設施?請說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，修正詳如附件 06-006-1-B。 2. 感謝審查委員意見，已將答覆說明之內容與附件內容修改一致，如下：停機過渡階段的「放射性廢棄物管理準備」，將修改為「放射性廢棄物管理準備第一期」；主要工作項目為建置低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料乾式貯存設施、低放射性廢棄物超高壓壓縮機、焚化爐等設施及放射性廢棄物盛裝容器準備等作業；除役拆廠階段的「放射性廢棄物管理準備」則修改為「放射性廢棄物管理準備第二期」，主要工作項目為建置用過核子燃料再取出設施。圖 6-2 與圖 6-3 中所使用之名稱亦會一併修正，如附件 06-006-2-B。 3. 感謝審查委員意見。用過核子燃料再取出設施為執行乾式貯存之用過核子燃料需再取出之時使用，確實不屬放射性廢棄物貯存設施，故將原「工作編碼 2.3.1 放射性廢棄物貯存設施建造」修改為「工作編碼 2.3.1 放射性廢棄物處理/貯存設施建造」，並與環評報告一致。					
第 3 回合審查意見					
1. 同意答覆。 2. 同意答覆。 3. 由附件 06-006-2-B，圖 6-3 中工作編碼 2.3.1 之工作名稱仍未修正，請修正。					
第 3 回合審查意見回復					
3. 感謝審查委員意見。已確認修訂。修訂如圖 6-3 (p.6-69)。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	6	6-10	結案
第 1 回合審查意見					
聯合結構廠房各樓層之拆解與拆除，將規劃先從一樓開始，然後為地下二樓、地下一樓、二樓、三樓、四樓及五樓；汽機廠房各樓層的拆解與拆除，規劃先從一樓開始，然後為二樓及地下一樓。					
聯合結構廠房與汽機廠房其拆解與拆除順序為何是如上所述，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					

感謝審查委員的意見。汽機廠房與聯合結構廠房各樓層的拆解與拆除順序，主要是考量各房間或各區域所在之位置、拆解與拆除困難度、輻射污染特性濃度及廠房內部拆解之低放射性廢棄物的運送路徑等因素，妥善規劃。

本規劃並參考與核一廠同型之美國 Vermont Yankee 核電廠除役經驗，進行聯合結構廠房與汽機廠房各樓層設備拆解與拆除順序規劃。

在「聯合結構廠房各樓層設備拆除」作業中，為先空出供作廢棄物運送作業的空間，首先拆除一樓設備；接著拆除地下二樓污染比較高的設備，如餘熱移除(RHR)泵與桶槽、熱交換器等；待主要污染設備拆除完後，再按由下往上的樓層順序，拆除各樓層設備。

在「汽機廠房各樓層設備拆解與拆除」作業中，同樣為了空出其他樓層供作廢棄物運送路徑作業空間，首先拆除一樓設備；接著同時拆除二樓及地下一樓的設備。

審結意見

同意答覆。

意見編號	06-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、F11	6	6-13, 6-31	結案

第 1 回合審查意見

1. 除役各階段之拆除作業方面：

申請者之除役各階段之拆除作業規劃及 3D 圖面輔助說明，相當清晰完整且合理可行。然而有下列建議(如粗體字部份)，請參酌加入：於 6-31 之第 17 列文字中談及-----在反應器壓力槽切割槽體時先將反應器壓力槽內部充滿水，隨著切割的進行，水位將逐漸下降，目的是避免水經由切縫洩漏出去，也因此會有部分的反應器壓力槽槽體在切割過程中會曝露於空氣中。此時，此部分之非水下切割作業需特別注意輻射安全並採取適當措施，以抑低與限制作業人員之輻射劑量限度。

2. 6-13 頁中，依「二、除役各階段之拆除作業」內容之說明，廠房結構及各重要系統、設備、組件、等拆除工法及時序進行細部規劃，並另案提報主管機關，經核准後據以執行。計畫於何時提出相關規劃，請說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員肯定。有關反應器壓力槽切割過程，部分 RPV 會曝露於空氣中的輻射安全，將採取遠端遙控操作及適當屏蔽等輻防方法，以降低作業劑量率。在第十章的「(二) 作業人員輻射劑量評估方法論」已納入反應

器壓力槽拆除作業之人員輻射劑量評估基本假設，本公司將依照輻防法等相關法規及 ALARA 的精神，訂定輻射防護計畫與工作規範，以抑低與限制作業人員之輻射劑量限度。

2. 反應器壓力槽拆除的順序及時程等細部規劃，將依照當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，並於拆除作業執行前至少 3 個月提報主管機關。

審結意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆，惟廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，應於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核，本項並列為重要管制事項。

意見編號	06-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	6	6-13~	結案

第 1 回合審查意見

“本節將分別說明(1)具活化效應之結構...”在後續內容編排上較為混亂。後續段落針對此三類組件分項說明的表達方法大致為：

(一) 主要分類項目

1. 組件分類

(1)細部零件

A. 基本資料

B. 切割規劃

但在”(一)受中子活化之結構、系統、組件之拆除作業”之內容前半 6-13 頁加入 1.切割拆除技術簡介及 2.拆除切割前的準備作業等較為通用的內容，且在 6-36 頁有 6.拆除切割後清理作業、7.廢棄物管理注意事項、8.安全作業程序這幾項內容，在標題標號上與 3.4.5.三項顯然不該屬於同一級別。而隨後的(二)和(三)類組件的內容並無相關敘述，建議進行調整，使各級別的標號內容一致。

第 1 回合審查意見回復

感謝審查委員意見，將增列「(一)切割拆除技術簡介」並納入「(三)、2.建築物拆除技術」，並調整其餘章節編碼。此外，各節中的「拆除切割後清理作業」、「廢棄物管理注意事項」、「安全作業程序」等，部分內容仍有些許差異，因此，保留不整併，修改如附件 06-009-A。修改前後之目錄比較如下：

二、除役各階段之拆除作業⁴ (一)受中子活化之結構、系統、組件之拆除作業⁴ 1.切割拆除技術簡介⁴ 2.拆除切割前的準備作業⁴ 3.反應器壓力槽及其內部組件⁴ 4.生物屏蔽⁴ 5.燃料池格架⁴ 6.拆除切割後清理作業⁴ 7.廢棄物管理注意事項⁴ 8.安全作業程序⁴ (二)放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業⁴ 1.管路系統⁴ 2.大型桶槽⁴ 3.大型設備⁴ 4.一次圍阻體⁴ 5.管路、設備及組件拆除後之除污作業⁴ 6.廢棄物管理注意事項⁴ 7.安全作業程序⁴ (三)放射性污染之廠房結構之拆除作業⁴ 1.建築物除污技術⁴ 2.建築物拆除技術⁴ 3.廠房基本資料⁴ 4.廠房拆除作業⁴ 5.廢棄物管理注意事項⁴ 6.安全作業程序⁴	二、除役各階段之拆除作業⁴ (一)切割拆除技術簡介⁴ 1.金屬的熱切割技術⁴ 2.金屬的冷切割技術⁴ 3.金屬切割技術比較⁴ 4.混凝土切割拆除技術⁴ (二)具活化效應之結構、系統、組件之拆除作業⁴ 1.拆除切割前的準備作業⁴ 2.反應器壓力槽及其內部組件⁴ 3.生物屏蔽⁴ 4.燃料池格架⁴ 5.拆除切割後清理作業⁴ 6.廢棄物管理注意事項⁴ 7.安全作業程序⁴ (三)放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業⁴ 1.管路系統⁴ 2.大型桶槽⁴ 3.大型設備⁴ 4.一次圍阻體⁴ 5.管路、設備及組件拆除後之除污作業⁴ 6.廢棄物管理注意事項⁴ 7.安全作業程序⁴ (四)放射性污染之廠房結構之拆除作業⁴ 1.建築物除污技術⁴ 2.廠房基本資料⁴ 3.廠房拆除作業⁴ 4.廢棄物管理注意事項⁴ 5.安全作業程序⁴
修改前	修改後
審結意見	
同意答覆。	

意見編號	06-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	6	6-21	結案
第 1 回合審查意見					
“依序列出反應器壓力槽內部組件的基本資料及可能的切割規劃”文中提到的”依序”是否意指實際進行拆除的順序？若否，預期各組件拆除的順序及時程為何？					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見，文中反應器壓力槽內部組件的敘述原則是由上而下，由內而外，此一順序雖可作為拆除作業的參考，但仍需視未來本公司承包商所提之實際拆除規劃而定，並不具強制性。反應器壓力槽拆除的順序及時程等					

細部規劃，將依照當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，於拆除作業執行前至少 3 個月提報主管機關。

審結意見

同意答覆，惟廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，應於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核，本項並列為重要管制事項。

意見編號	06-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10	6	6-26、6-32	結案

第 1 回合審查意見

- 6-26 頁中說明：「爐心底板需在水下進行切割，先使用金屬破碎機以放電加工的原理侵蝕去除螺帽焊點以允許旋開螺栓，或在螺栓鎖死的狀況下去除螺栓的頭部。」，在上述爐心底板之切割規劃中，請說明在螺栓鎖死的狀況下，去除螺栓頭部之加工方式。考量到爐心底板附近之作業空間相當狹窄，擬採用之切割加工設備，是否能夠在此空間中操作。
- 6-32 頁中說明：「橫向切割過程中，在反應器壓力槽槽體完全切斷前，應該在切縫處塞入楔形塊或其他處置，使得上面的切割段能保持在原位，不致影響後續的切割進行，例如切割刀具的卡死故障。」，使用機械式切割設備切割較厚的金屬或混凝土物體，當刀具深入物體內部時，即有切割刀具卡死的可能性。在切割反應器壓力槽槽體此等受中子活化之厚組件時，若發生刀具卡死狀況，顯然無法由人員進入排除之，則遙控切割設備是否有任何使刀具脫困的操作辦法？另外，在本章中僅反應器壓力槽之切割規劃，有論及切割刀具卡死之問題，其他尺寸較厚的組件，例如爐心側板和溢流緩衝槽，是否已考慮此一問題？

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見，金屬破碎機適用於空間狹窄或其他切割機具不易觸及之狀況，其切割刀具為電極棒，電極長度可視實際需要加以改變，使能穿越狹隘空間進行往復運動方式，而達到熔蝕物件的目的。空間狹小為爐內組件拆解必須面對之問題，國際有 BWR 爐內組件拆解切割案例，例如比利時 BR3 反應器除役的放電加工拆除案例。
- 在切割刀具卡死的故障排除方面，可考慮以在縫隙中塞入楔形塊，再用外力敲擊擠入楔形塊，撐大縫隙而退出卡住的刀具；或以放電加工機具對於卡住刀具物件進行局部加工，以降低夾緊的力量。本段文字是參考德國 KRB-A 核電廠的反應器壓力槽切割規劃，當槽壁進行環狀切割時，在

切縫中插入楔形塊，可讓環狀片段在完全切斷之前保持定位，並使切縫維持一定寬度。且同時切割過程可以影像及聲音加以監控，以減少工具損壞或卡死之異常狀況發生。依據國際經驗，在實際切割前，可以進行切割模擬以降低刀具卡死情況發生機率。

審結意見

同意答覆。

意見編號	06-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、F10、A10、F11	6	6-38~6-39、6-63	結案

第 1 回合審查意見

- 6-38 頁中名稱「工業安全」請修改為職業安全衛生（6-64 頁亦一併修正），並新增對於有害氣體、厭惡性粉塵、焊接之煙煙、器材切割、侷限空間作業之危害預防措施。
- 熱切割技術如何避免爆炸及產生有毒氣體？請補充說明。
- 核能電廠作業環境特殊，人員安全上除職業安全衛生之規定外，人員輻射防護及防止污染擴散亦需一併考量，爰職安衛於實務執行上會有別於一般非輻射作業，國際上是否有相關實例，請補充說明。
- 6-39 頁：「D. 手及手臂的振動防護 手及手臂所遭受的振動會對健康造成影響，而出現所謂的「白手指 (White Finger)」症。」對此有無任何防護措施避免白手指症的發生，請說明。
- 6-63 頁：「另外，也可以爆破拆除橫樑兩端後，讓其墜落地面再進行後續切割。類似的方法也可能用於汽機廠房起重機。」，欲以上述之方式拆除橋式起重機，則請說明起重機落地、爆破炸藥所造成之衝擊，是否在工安上是安全無虞的？

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見，「7.(3)工業安全」名稱將修改為「7.(3)職業安全衛生」。有害氣體、厭惡性粉塵、焊接之煙煙、爆炸等危害預防措施，將列入新增的「7.(3).E 其他」，其內容為：
除了前述所提項目外之其他安全危害，其預防措施可參考勞動部「職業安全衛生設施規則」(民國 63 年 10 月 30 日公布，民國 103 年 7 月 1 日修正。)，並配合核一廠作業程序書(包括 107.5「動用火種工作申請作業程序」、105「人員與設備安全」、117「工程發包作業審查、開標作業及驗收程序」等)中的相關規定。對於作業場所之有害氣體、蒸氣、粉塵等，

可採取改善作業方法、縮短工作時間或採取其他保護措施等方式；對於熱切割作業(或動火作業)可採取必要的申請、管制、現場確認等方式，作為危害預防的措施。如附件 06-012-1-A。

2. 同上題，熱切割技術之危害預防措施將納入「8.(3).E 其他」，可參考動火作業之相關規定。
3. 國際上核能設施除役實務管理有關職業安全衛生的部分，參考美國 ASME 出版之「The Decommissioning Handbook」的「Chapter 6 Occupational Safety and Health Requirements」內容包括相關法規、工作規劃、緊急應變、醫療服務和監控、危害防護、危害及風險分析等。

本計畫書所謂意外部分主要局限於與放射性安全相關的核安、輻安與環安事件上，非輻射之現場意外當屬於一般工安、職安意外，而第 12、14、16 章之編撰亦是以與放射性安全為主要考量。因此自然環境意外事件(風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、地震、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等)非職業安全管理範疇，應屬公共安全在本廠權責應為緊急計畫相關事故判定程序詳如程序書 1400 核能一廠緊急應變計畫。相關程序書將依照除役工作進度適時修訂。工安依照現有規定及程序書執行。

工安相關規定如下：

依據職業安全衛生管理辦法第 5-1 條職業安全衛生組織、人員、工作場所負責人及各級主管之職責如下：

- 一、 職業安全衛生管理單位：擬訂、規劃、督導及推動安全衛生管理事項，並指導有關部門實施。
- 二、 職業安全衛生委員會：對雇主擬訂之安全衛生政策提出建議，並審議、協調及建議安全衛生相關事項。
- 三、 未置有職業安全（衛生）管理師、職業安全衛生管理員事業單位之職業安全衛生業務主管：擬訂、規劃及推動安全衛生管理事項。
- 四、 置有職業安全（衛生）管理師、職業安全衛生管理員事業單位之職業安全衛生業務主管：主管及督導安全衛生管理事項。
- 五、 職業安全（衛生）管理師、職業安全衛生管理員：擬訂、規劃及推動安全衛生管理事項，並指導有關部門實施。
- 六、 工作場所負責人及各級主管：依職權指揮、監督所屬執行安全衛生管理事項，並協調及指導有關人員實施。
- 七、 一級單位之職業安全衛生人員：協助一級單位主管擬訂、規劃及推

動所屬部門安全衛生管理事項，並指導有關人員實施。

前項人員，雇主應使其接受安全衛生教育訓練。前二項安全衛生管理、教育訓練之執行，應作成紀錄備查。

工業安全是去除事故發生的主要因素，使人們生活於安全的境界，工業安全與衛生工作內容可歸納為下列數項：

- 一、 建立安全衛生組織：改善工作環境常能使不安全的動作無從產生。
- 二、 建立安全工作環境：沒有組織就沒有人來負責推行這項工作。
- 三、 實施安全檢查：是在找出工作環境中潛在的危險予以改善，以避免發生重大事故。
- 四、 加強安全衛生教育及訓練：能夠有安全工作訓練就能確保工作安全。防範事故發生。
- 五、 事故調查與分析：針對事故發生的原因，找出防止方法，使同類事故不致再度發生。
- 六、 建立事故傷害記錄：事故傷害必有原因，保持記錄可供統計分析以作為改進措施之參考。
- 七、 訂定安全規則及獎懲辦法：累積安全工作經驗成為規則，提醒大家遵守安全規則。
- 八、 促進員工安全與衛生的興趣：平時可舉辦競賽、獎勵，進而能自動自發來維護。
- 九、 實施評鑑與監督：對設備實施評鑑，是安全業務人員重要工作，監督則是督導員工依照安全工作方法及安全規定進行工作。

4. 避免白首指症的發生可參考勞動部及職業安全衛生研究所之「職業性手臂振動症候群預防手冊」(97 年 1 月出版，103 年 3 月 1 日更新)之說明並遵守我國法規手臂振動量的規定。可採取之防護措施，如：改善勞動條件、確保施加於工作人員之振動載荷能低於健康極限的建議值。此外，尚可考慮四種額外的措施，以保護操作人員免受過量振動的影響：(1)技術措施：工具的遙控操作、從源頭上減少震動、在購買時選擇低度振動的工具和機械、主動減震、機器和它的手柄之間連接彈簧系統來被動隔離和衰減(如氣動錘)和使用抗震動手柄。(2)個人防護措施：考慮使用減震手套，優點是具有振動吸收層可減少對手臂的振動。(3)組織措施：調整工作方法的施行，對於工具與設備進行定期與適當的維修，若其他方法和/或技術獲得的效果不佳時，應減少工作人員的曝露時間(即工作輪換)。(4)醫療監督：對於曝露於振動中的工作人員可以每年進行醫療檢視。

5. 在國外案例中，爆破拆除係要求擁有執照之承包商執行，以確保作業能在安全無虞的狀況下進行。實際上在國內施行爆破拆除之可能性偏低，但為顧及計畫書的完整性，因此，將爆破拆除列入。
審結意見
1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 同意答覆。

意見編號	06-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10	6	6-41~6-42	結案
第 1 回合審查意見					
1. 6-41頁：(3)管路系統拆除原則D項：「管路切割移除前，先卸除管路系統中的液體。」，管路中之液體卸除後仍可能有殘液存在，倘該等殘液具放射性，則殘液之滴落亦可能造成不必要之污染，故管路切割前之液體卸除作業，是否能確保作業後管內已呈乾燥狀態，或能確保殘液已不會滴落。 2. 6-42頁：(3)管路系統拆除原則F項：「管路切割從外部向爐心進行切割拆除。」；管路系統拆除原則G項：「跨樓層的管路系統避免先移除較低位置的管路，儘可能由高層往低層開始移除。高架管路先切割成較長的段落，然後垂放至地面後再細切。」，但考慮由RPV向外延伸之許多管路系統，例如主蒸汽系統，其管路之走向係由上而下並穿越樓板，則此等管路之移除作業，似無法同時符合F和G項拆除原則，請說明這是否會對拆除造成不利之影響。 3. 「餘熱移除系統」至「用過核子燃料池冷卻系統」等6項管路系統之切割規劃均完全一致，此僅為原則性之說明。然而這些管路系統之各種特性，例如：管斷面尺寸、長度、在廠房中之幾何分佈位置、走向、可用之拆除作業空間、輻射污染特性等，顯然不盡相同，請考慮是否有必要針對各種管路系統之特性，於切割規劃中作進一步說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，為有效管制管路系統可能會存在少量殘液的狀況，因此，在切割時須做好防護措施，如搭建隔離帳篷維持負壓、建立小區域通風系統、地面鋪設塑膠布等，避免造成污染擴散。若必須確定管路無					

水殘留，可參考核一廠作業程序書，727.24「主冷凝器鈦管查漏程序書」、795.7「機械組定期預防保養作業程序書」中，採用大型電風扇吹乾或擦拭等方法。

2. 「三、1.(3)管路系統拆除原則」屬於一般通則，當部分管路拆除作業無法兼顧所有原則時，可視實際情況做出最佳規劃。例如主蒸汽系統靠近 RPV 的部分垂直管路，則建議先考慮原則 G 項，其主要考慮是先進行輻射較低的拆除作業。
3. 刪除各個管路系統的「切割規劃」，並將其內容納入新增「三、1.(4)管路系統切割原則」中。本計畫將靈活運用及組合各種切割工法以執行最佳的對個別系統的拆解，反應器壓力槽之重要系統拆除的細部規劃將依照當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，於拆除作業執行前至少 3 個月提報主管機關。如附件 06-013-3-A。

審結意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆，惟廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，應於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核，本項並列為重要管制事項。

意見編號	06-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	6	6-61	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「4.(2)廠房內廢棄物拆除」廠房內廢棄物所指為何？請說明。 2. 倒數第二行說明：「也有可能由污染系統的數量較少的樓層先開始移除，目的是在真實的工作環境中，熟悉各種拆除工具的使用。」拆除工具使用訓練，應有專屬之場所與指導人員，而非於實際設備上進行訓練，請導正。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，4.(2)節中需要拆除的廢棄物，是指除了廠房建築物結構以外的所有物件，但須保留 4.(3)節：最後的清理所需之物件及設備。 2. 將「熟悉各種拆除工具的使用」修改為「熟練各種拆除工具的現場使用」。在拆除作業執行之前，將依據「第十二章組織與人員訓練」訓練工作人員熟悉各種拆除工具的使用，進一步考慮實際工作環境與訓練環境所存					

在的差異，由污染系統較少的樓層開始進行，亦有增強拆除技術的熟練度的效果。如附件 06-014-2-A。					
第 2 回合審查意見					
1. 依說明指廠房內廢棄物為廠房建築物結構以外的所有物件，請舉例說明所指為何？請說明。					
2. 同意答覆。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，4.(2)節中需要拆除的廢棄物，是指除了廠房建築物(混凝土)結構以外的所有物件，例如電力系統、消防系統、照明系統、供氣系統、通風系統、不影響結構之鋼構(如鐵梯、鋼製格柵地板)等。					
第 3 回合審查意見					
同意答覆，並請簡要補充審查意見答覆中針對「廠房內廢棄物」之說明於除役計畫中。					
第 3 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。將遵照辦理。修訂如第二、(四)3.(2)節 (p.6-60)。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	6	6-69、6-70、6-103	結案
第 1 回合審查意見					
1. 圖 6-1 停機過渡階段作業排程中,「除役工程規劃」由 109 年起 2 年內完成,而「拆除前除污」於 109 年起、而於同年底完成,工程規劃必然亦涵蓋除污工作之規劃,未完成充分規劃即進行工作是否恰當,請說明。					
2. 另由圖 6-1 中亦得知「承包商採購作業」於 110 年起才開始執行,除污作業是否涵蓋其中?時程規劃是否合理?請說明。					
3. 圖 6-3 除役拆廠階段作業排程中,聯合結構廠房各樓層設備拆解與拆除規劃於 125 年 3 月 31 日起至同年底完成,但該廠房之受污染混凝土拆除預計於 124 年初即開始執行,亦即廠房內之設備未拆除前即進行廠房內受污染混凝土之拆解,是否合理?請說明。					
4. 表 6-20 有污染之大型統槽彙整表中未涵蓋廢液滯留槽(Waste surge tank)、冷凝水槽(CST)及用過樹脂貯存槽(SPRT),是否應列入?請說明,並請再次清查是否還有遺漏。					

第 1 回合審查意見回復					
- 感謝審查委員意見。「除役工程規劃」完成時間應在「拆除前除污」開始時間之前，故將配合「拆除前除污」時程規劃，調整「除役工程規劃」時程，並修改圖 6-1 與圖 6-2。請參考附件 06-003-1-A(圖 6-1、6-2)。 「承包商採購作業」應在除污作業之前，故將配合除污作業相關時程規劃，調整「除役承包商採購」時程，並修改圖 6-1 與圖 6-2。請參考附件 06-003-1-A(圖 6-1、6-2)。 - 圖 6-3「2.5.6.3 其他受污染混凝土」是指與生物屏蔽及圍阻體周遭的受污染混凝土，並不影響「2.5.5.2 聯合結構廠房各樓層設備拆解與拆除」，聯合結構廠房各樓層除污可視為其細部工作項目，將由未來承包商進行後續規劃。 - 經清查遺漏列表之桶槽，大型桶槽彙整表中漏列之廢液滯留槽(Waste surge tank)、冷凝水槽(CST)，用過樹脂貯存槽(SPRT)等資料將予以補充。如附件 06-015-4-A。另經再次確認，已無其他漏列水槽。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	06-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	6	6-70、6-71	結案
第 1 回合審查意見					
1. 圖 6-3 除役拆廠作業階段排程之內容項目與章節本文內容描述的拆除項目並不一致或僅有部分連結，請考慮是否需要調整。					
2. 請斟酌考量相關作業排程圖表(圖 6-1~6-5)年份標註民國與西元紀年之一致性。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。本章所描述拆除項目係為目前規劃細部拆除工作項目之源則及方向，未來實際進行反應器壓力槽細部拆除工作項目之時程規劃，將依照當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，於拆除作業執行前至少 3 個月提報主管機關。因此，圖 6-3 除役拆廠作業階段排程之內容項目係以大項目來概括，並已包含本文內容描述之拆除項目。					
2. 已依審查意見修訂相關作業排程圖表(圖 6-1~6-5)之標註年份，統一以民國年份表示。請參考附件 06-003-1-A(圖 6-1、6-2)、附件 06-006-2-A(圖					

6-3)、附件 06-016-2-A(圖 6-4、6-5)。
審結意見
1. 同意答覆，惟廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，應於除役拆廠階段前 1 年（114 年 12 月）提報主管機關審核，本項並列為重要管制事項。
2. 同意答覆。

意見編號	06-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、F12、A10	6	6-13、6-45、6-52	結案
第 1 回合審查意見					
文字修正：					
1. 6-13 頁，“本節將分別說明(1)具活化效應之結構...”與後續標題(一)受中子活化之結構...不一致，建議修正並核對類似問題一併調整之。					
2. 6-45 頁，內文「由於些用過核子燃料具有高輻射的放射性與衰變熱，需要依賴用過核子燃料池中的池水加以屏蔽與冷卻」，是否為「由於這些用過核子燃料具有高輻射的放射性與衰變熱，需要依賴用過核子燃料池中的池水加以屏蔽與冷卻」，請修正。					
3. 6-52 頁，內文「高壓汽機轉子在在密封包裝與移除/轉運到指定的放置區域之前」，是否為「高壓汽機轉子在在密封包裝與移除/轉運到指定的放置區域之前」，請修正。					
4. 6-25 頁第 8 行:也就是「的」盡可能減少切割刀次、切割線長度、切割時間及切割件數量...(贅字)。					
5. 6-27 頁第 14 行:爐心噴灑噴嘴(Core Spray Sparger)分成兩組「成」(呈)鏡射方式放置，它們「的」是由反應器壓力槽爐壁一直延伸至爐心側板內側...(錯別字、贅字)。					
6. 6-34 頁第 2 行:操縱遙控搬運設備，將切割件「將其」精準的放入容器內...(贅字)。					
7. 6-43 頁第 1 行:並分成 A 及 B 兩個「各」自獨立之迴路...(闕漏字)。					
8. 6-45 頁第 11 行:都是存放於用過核子燃料池中，由於「這」些用過核子燃料具有...(闕漏字)。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，依據「核子反應器設施除役計畫導則」中的條文「第六章、二、(二)、1.說明具活化效應之機械系統、設備、組件...」所述，將內文中「受中子活化」改為「具活化效應」，共三處。如附件 06-017-1-A。					

2. 第 2~8 項，將遵照審查意見修改。如附件 06-017-2-A。
審結意見
同意答覆。

意見編號	06-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10、F12	6		結案
第 1 回合審查意見					
本章中描述各項電廠除役待拆除之組件、系統或結構，其基本資料部份之單位使用並不一致。例如長度之單位混用了 mm、cm、m、in、ft；重量則用了 kg、MT、lb 等等。建議上述物理量之單位盡量統一，並使用與其數量級相匹配之單位。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見，已重新審視內文使用之單位，原則上盡量使用公制單位，並配合其數量級加以修改，例如，重量超過 1,000 kg(1 MT)者使用 MT，重量低於 1,000 kg 者使用 kg。 但部分單位仍將配合核一廠的習慣用法(例如：汽機廠房三樓(標高 73.83 ft))。如附件 06-018-A。此請委員諒查。					
審結意見					
同意答覆。					

第七章 除役期間預期意外事件安全分析(共 30 項)

意見編號	07-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S11	7		結案
第 1 回合審查意見					
1. 為何不採用安全評估而採用安全分析？雖然安全分析常與安全評估交換使用，當區別是重要時，安全分析是執行一活動相關潛在危害之評價，安全評估則是用於安全性評價。國際原子能總署安全導則(WS-G-5.2)要求個別設施除役需執行適當安全評估以支持該設施除役計畫，而非執行適當安全分析。建議本計畫書應以安全評估來取代安全分析。 2. 依據國際原子能總署安全導則(WS-G-5.2)，核能電廠除役安全評估方法主要步驟包括安全評估架構；設施與除役活動簡介；危害分析(確認、篩選與評價)；及結果評價與安全控制措施確認。核能電廠除役安全評估應考量所有對工作人員、民眾與環境可能造成危害的因素，這些因素包括輻射曝露、有毒與其他危險物質及工業危害，其中危害物質包括有毒與其他危險物質如保溫棉、可燃性物質、致癌物質及除污使用的化學品等。計畫書未對可能危害物質進行調查，宜加以補充。 3. 內容及格式：大體符合核一廠除役計畫審查導則要求，但內容未包括人為破壞事件安全分析例如闖入破壞等。 4. 核一廠除役策略上是採行拆除，但停機過渡階段有8年及拆除階段有12年，因此應做人為闖入和人為破壞事件安全分析，不應只做人為疏失意外事件分析。報告中不符合審查導則要求部分請修訂。 5. 計畫中提及「待用過核子燃料自用過核子燃料池移至乾式貯存設施後，…」但核一廠除役策略上是採行拆除且依據法規要求應於25年內完成除役作業，且依據目前國內政治環境已凌駕專業氛圍下，若是面臨反應器爐中心及用過燃料池的用過核燃料無路可去之窘境時，此時台電公司的所有拆除作業也因此延宕，甚至無法遂行。請說明此時之因應作為(零方案)，以及說明燃料及用過燃料在池內無法退出的意外事故安全分析。另建議依據NUREG-0586宜提出替代方案。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員建議，本章乃依主管機關所規定除役計畫導則，針對相關潛在之危害進行<u>安全分析</u>。 2. 依照行政院環境保護署公告之「開發行為環境影響評估作業準則」第三十條之一規定，開發行為可能運作或運作時衍生危害性化學物質者，開發單					

位應依健康風險評估技術規範進行健康風險評估，並將其納入說明書或評估書初稿。核能一廠除役計畫環境影響說明書第 7.9 節中有針對下表中危害物質進行危害性化學物質健康風險，詳情更可參考該節及其相關的專門健康風險評估報告。

化學物質
戴奧辛(Dioxin) as based on 2,3,7,8-四氯雙苯-p-戴奧辛
多環芳香烴(PAHs) as based on 苯駢(a)芘(Benzo[a]pyrene, BaP)
苯(Benzene)
多氯聯苯(Polychlorinated biphenyls,
苯乙烯(Styrene)
4-乙烯基環己烯
鎘(Cadmium)
鉛(Lead)
甲苯(Toluene)
二甲苯(Xylenes)
丙酮(Acetone)
丁烷(Butane)
氯化氫(Hydrogen Chloride)

3. 目前相關入侵事件之應變，依台灣電力公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理，查該計畫導則屬保安保防需密件不便公開。
4. 目前相關入侵事件之應變，依台灣電力公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理，查該計畫導則屬保安保防需密件不便公開。
5. 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。

第 2 回合審查意見

1. 請強化安全分析內容以有效評估，確保符合國際除役安全標準水平。
2. 同意答復。
3. 同意答復。

4. 同意答復。
5. 同意答復。
第 2 回合審查意見回復
1. 本計畫中符合 WS-G-5.2 相關安全分析之論述，如附件 07-001-01-B 所敘，請審查委員鑒核。
審結意見
1. 同意答復。

意見編號	07-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	7		結案
第 1 回合審查意見					
本章節注重除役意外事件如自然事件（風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象）、地震、人為事件（如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等），及放射性物質洩漏或濺出、重物墜落、防護措施失效（如屏蔽或個人防護設備失效），以及作業人員疏失等所造成的「輻射」意外事件，並評估對作業人員及廠外民眾之影響。然意外事故之相關數學分析與概率分析均顯示其對安全之影響甚小，且意外事故很大部非與輻射有關，此類純現場意外之事故與應變措施著墨甚少。NUREG-0586 Supplement 1 則說明核電廠除役期間潛在之意外事件包括：燃料移除、組織改變、人員異動、化學除污、大型組件移除、結構除污與拆除、系統拆卸、掩埋、運輸等；本章節在組織改變、人員異動上亦無詳盡討論。建議台電就意外部分應確定其範疇，例如非輻射之現場意外是否屬於工安職安意外，以及是否應與第 12、14、16 章等劃分，以使除役進行更有遵守之準則依據。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 本計畫書所謂意外部分主要與放射性安全相關的核安、輻安與環安事件上，非輻射之現場意外當屬於一般工安、職安意外，而第 12、14、16 章之編撰亦是以與放射性安全為主要考量。因此自然環境意外事件(風、雪、雨、冰、溫度、水災、閃電等惡劣氣象)、地震、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等)非職業安全管理範疇，應屬公共安全在本廠權責應為緊急計畫相關事故判定程序詳如程序書 1400 核能一廠緊急應變計畫。相關程序書將依照除役工作進度適時修訂。 2. 工安依照現有規定及程序書執行。					

3. 除役期間組織與人員調整，請參閱本計畫第十二章。

註：工安相關規定如下

依據職業安全衛生管理辦法第 5-1 條職業安全衛生組織、人員、工作場所負責人及各級主管之職責如下：

- 一、職業安全衛生管理單位：擬訂、規劃、督導及推動安全衛生管理事項，並指導有關部門實施。
 - 二、職業安全衛生委員會：對雇主擬訂之安全衛生政策提出建議，並審議、協調及建議安全衛生相關事項。
 - 三、未置有職業安全(衛生)管理師、職業安全衛生管理員事業單位之職業安全衛生業務主管：擬訂、規劃及推動安全衛生管理事項。
 - 四、置有職業安全(衛生)管理師、職業安全衛生管理員事業單位之職業安全衛生業務主管：主管及督導安全衛生管理事項。
 - 五、職業安全(衛生)管理師、職業安全衛生管理員：擬訂、規劃及推動安全衛生管理事項，並指導有關部門實施。
 - 六、工作場所負責人及各級主管：依職權指揮、監督所屬執行安全衛生管理事項，並協調及指導有關人員實施。
 - 七、一級單位之職業安全衛生人員：協助一級單位主管擬訂、規劃及推動所屬部門安全衛生管理事項，並指導有關人員實施。
- 前項人員，雇主應使其接受安全衛生教育訓練。前二項安全衛生管理、教育訓練之執行，應作成紀錄備查。

工業安全是去除事故發生的主要因素，使人們生活於安全的境界，工業安全與衛生工作內容可歸納為下列數項：

- 一、建立安全衛生組織：改善工作環境常能使不安全的動作無從產生。
- 二、建立安全工作環境：沒有組織就沒有人來負責推行這項工作。
- 三、實施安全檢查：是在找出工作環境中潛在的危險予以改善，以避免發生重大事故。
- 四、加強安全衛生教育及訓練：能夠有安全工作訓練就能確保工作安全。防範事故的發生。
- 五、事故調查與分析：針對事故發生的原因，找出防止方法，使同類事故不致再度發生。
- 六、建立事故傷害記錄：事故傷害必有原因，保持記錄可供統計分析以作為改進措施之參考。

- 七、訂定安全規則及獎懲辦法：累積安全工作經驗成為規則，提醒大家遵守安全規則。
- 八、促進員工安全與衛生的興趣：平時可舉辦競賽、獎勵，進而能自動自發來維護。
- 九、實施評鑑與監督：對設備實施評鑑，是安全業務人員重要工作，監督則是督導員工依照安全工作方法及安全規定進行工作。

第 2 回合審查意見

台電公司於除役後仍須依原緊急應變計畫及相關程序書，執行相關作業；緊急應變計畫及相關程序書變更時，須報請主管機關同意後據以實施。另請台電公司補充說明人員因素(human factor)是否亦已於預期意外事件安全分析中充分考慮？

第 2 回合審查意見回復

電廠緊急應變計畫皆報請中央主管機關核定公告之，電廠並據以執行相關應變整備作業，包含核子事故分類、判定程序及方法、緊急應變組織及任務、平時整備措施、緊急應變措施、復原措施..等內容，在符合核子事故緊急應變法及其施行細則規範下，配合核子事故中央災害應變中心運作，進行核子事故之應變處理，而現行電廠緊急應變計畫變更時是須報請主管機關同意，相關程序書變更時依電廠變更程序辦理。

與人員因素有關之其他考慮如工作安全與負擔、系統作業、人為可操作分析(如心理)多列於電廠其他行政管理方面，例如本公司已於 105 年 8 月 1 日在核一廠成立除役專案小組，將來會在核一廠進行人員訓練與員工溝通輔導等等，如此作為應反映已充分考慮除役計畫人員因素。

審結意見

同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	07-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、F15	7		結案
第 1 回合審查意見					
1. 國外除役電廠之案例已累積相當多，雖然可供參考之實例並不多，其中美國 DUKE ENGINEERING & SERVICES, INC.擁有之 YAEC(YANKEE ATOMIC ELECTRIC COMPANY)所運轉之 Yankee Rowe 核電廠，與 EPRI 合作除役工程進行，最後由 EPRI 發表完整之除役經驗分享，在除役意外安					

全事故發生與處理方面，有很多可借鏡之處，以及其如何啟動自我評估機制以發掘意外產生原因與預防再發生之方法，例如建構安全法則、人員調整、安全訓練、工作簡報、傷害管理、包商之安全評估計畫納入投標考量，工作意外評估及實際工程控管，以及非關輻射線之特殊物質控管等，都可為台電之借鏡。

2. 不論在核子燃料貯存或是除役作業活動階段，均未將恐怖攻擊或破壞造成意外事件列入考量分析。除役期間作業人員進出如大修期間頻繁，雖有保安防範措施，但仍難免有心人士利用現場之易燃或爆裂物質進行設施中的恐怖攻擊或破壞，請補述該類事件之分析。
3. 本章節對意外事故尤其用過核子燃料池喪失冷卻能力熱流分析上做詳盡之熱流甚至 PRA 安全分析，例如於喪失冷卻能力後最遲開始啟動補水作業之時間做詳盡之計算，然個中邏輯乃加強啟動散熱機制，依據此邏輯，台電不仿設計不須電力之水池水面高度之偵測系統，例如 U-tube manometer 即可勝任，再設計以例如 pressure tap 啟動散熱機制等等考量，其說服力將遠大於分析計算。
4. 本章節數學概率分析部分之事故起始事件是否為“worst case scenario”，例如吊卸意外事件中考量在執行吊卸已完成裝填低放射性廢棄物之貯存容器作業中，由於操作不慎或吊具鬆脫斷裂，造成貯存容器墜落之意外事件中分析情境保守選取為 B 類放射性廢棄物活度最高之餘熱移除熱交換器發生貯存容器墜落之意外事件，為何不選取活性更高之 GTCC？

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員建議，本公司將持續對 EPRI 所發表之除役經驗進行研究，以便借鏡。
2. 目前相關恐怖攻擊或爆炸、縱火事件，本廠仍依照台灣電力公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理，查該計畫導則屬保安保防需密件不便公開。
3. 台電公司將就委員建議之偵測系統與散熱機制，與除役工作投標廠商討論後，再採用合適之作法。
4. (1)本章中相關意外分析之情境都盡可能保守假設「Worst Case Scenario」，如最大活度、最長時間、沒有空氣過濾系統過濾之污染擴散等。
(2)活度更高之 GTCC 其數量(重量)遠小於 B 類放射性廢棄物，且屬中子活化造成之廢棄物，其因事故造成空浮擴散之嚴重程度遠低於表面污染者，所以，選裝填表面活度最高 B 類低放射性廢棄物進行分析。

第 2 回合審查意見					
1. 同意答復。 2. 同意答復，但請將「相關恐怖攻擊或爆炸、縱火事件，本廠另依照台灣電力公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理」字句明確列入計畫中。 3. 請台電公司確實斟酌本審查意見所提之偵測系統與散熱機制等考量，並採取適當之作法。 4. 以此延伸，為何 Worst case 不選用燃料棒吊掛意外燃料棒受損之 scenario？					
第 2 回合審查意見回復					
2. 已列入計畫書中如附件 07-003-02-B。 3. 謝謝委員建議，本案的熱流分析均依照目前運轉期間要求進行。有關燃料池冷卻設計不須電力之水池水面高度之偵測系統，例如 U-tube manometer 或再設計如 pressure tap 啟動散熱機制...等考量，將待與除役工作投標廠商討論後，才能考慮採用何種較合適之作法。 4. 燃料棒吊掛意外燃料棒受損之 scenario 已經在二、與用過核子燃料貯存相關之意外事件之(一)重物墜落撞擊用過核子燃料池中分析，而本審查意見所提到吊卸意外是：三、除役作業活動潛在之輻射意外事件之(三)吊卸意外事件。請委員鑒察。					
審結意見					
2. 同意答復。 3. 同意答復。 4. 同意答復。					

意見編號	07-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F15	7.1	7-2	結案
第 1 回合審查意見					
計畫中提及「同時亦檢討核一廠終期安全分析報告(FSAR)第十五章有關設計基準之事故，評估於除役期間仍可能發生之事件，並進行安全分析。」雖於在本章節其餘文中有提及 FSAR 相關敘述，但建議增列與 FSAR 之檢討比對表。					
第 1 回合審查意見回復					

與核一廠 FSAR 之檢討比對表如下：

	核一廠 FSAR 第十五章設計基準 之事故意外種類	除役意外事件	備註
1	GENERATOR LOAD REJECTION-TURBINE CONTROL VALVE (TCV) FAST CLOSURE	不適用	發電機負載 跳脫因此導 致渦輪機控 制閥快速關 閉
2	TURBINE TRIP	不適用	渦輪機自動 保護跳脫
3	MAIN STEAM ISOLATION VALVE CLOSURE	不適用	主蒸氣管隔 離閥關閉
4	PRESSURE REGULATOR FAILURE (CLOSED)	不適用	壓力調節器 失效(關閉)
5	EXCESS COOLANT INVENTORY	不適用	冷卻水過多
6	LOSS OF A FEEDWATER HEATER	不適用	喪失飼水加 熱器
7	SHUTDOWN COOLING (RHRs) MALFUNCTION – DECREASING TEM PERATURE	不適用	停機冷卻 (RHRs)功能

			喪失-溫度下降
8	INADVERTENT START OF HPCI PUMP	不適用	誤啟動 HPIC 馬達導致過多水注入反應爐
9	CONTINUOUS CONTROL ROD WITHDRAWAL DURING POWER RANGE OPERATION	不適用	變更發電功率時發生程序錯誤將控制棒錯誤持續抽出
10	CONTINUOUS CONTROL ROD WITHDRAWAL DURING REACTOR STARTUP	不適用	反應器啟動時發生程序錯誤將控制棒錯誤持續抽出
11	CONTROL ROD REMOVAL ERROR DURING REFUELING	不適用	裝填燃料時誤將不該抽離之控制棒

			抽離
12	FUEL ASSEMBLY INSERTION ERROR DURING REFUELING	不適用	裝填燃料時 誤將燃料棒 放錯位置
13	PRESSURE REGULATOR FAILURE (OPEN)	不適用	壓力調節器 故障而誤開
14	INADVERTENT OPENING OF A SAFETY/RELIEF VALVE	不適用	誤打開安全/ 釋放蒸氣閥
15	LOSS OF FEEDWATER FLOW	不適用	飼水流失
16	LOSS OF AUXILIARY POWER	輔助系統功能喪失 事件	輔助電源喪失
17	RECIRCULATION FLOW CONTROL FAILURE WITH DECREASING FLOW	不適用	控制再循環 水流發生故 障導致水量 少
18	TRIP OF ONE RECIRCULATION PUMP	不適用	一個再循環 水抽水馬達 跳脫
19	TRIP OF TWO RECIRCULATION PUMPS	不適用	兩個再循環

			水抽水馬達 跳脫
20	RECIRCULATION PUMP SEIZURE	不適用	再循環水抽水馬達快速故障
21	RECIRCULATION FLOW CONTROL FAILURE WITH INCREASING FLOW	不適用	再循環水抽水馬達控制故障導致水量增加
22	STARTUP OF IDLE RECIRCULATION PUMP	不適用	啟動閒置再循環水抽水馬達
23	CORE COOLANT TEMPERATURE INCREASE	不適用	停機時爐心水溫增加
24	MISCELLANEOUS SMALL RELEASES OUTSIDE CONTAINMENT	不適用	各類小型的圍阻體外釋
25	OFF-DESIGN OPERATIONAL TRANSIENTS AS A CONSEQUENCE OF INSTRUMENT LINE FAILURE EXTERNAL TO THE PRIMARY CONTAINMENT	不適用	主圍阻體外 次圍阻體內 儀器管線故

			障而導致非設計下的過渡型運轉
26	GASEOUS RADWASTE TREATMENT SYSTEM FAILURE	廢氣處理系統之排氣管路破裂意外	廢氣處理系統失效
27	LIQUID RADWASTE TANK RUPTURE	廢液處理系統之桶槽破裂意外	廢液桶完全破裂
28	CONTROL ROD DROP ACCIDENT	不適用	控制棒快速掉落出反應爐
29	PIPE BREAKS INSIDE PRIMARY CONTAINMENT (RECIRC LINE BREAK, LOCA)	不適用	主圍阻體內再循環水管破裂(LOCA 一種)
30	FUEL HANDLING ACCIDENT	重物掉落撞擊用過核子燃料池意外	操作燃料發生意外
31	PIPE BREAKS OUTSIDE CONTAINMENT (STEAMLINE BREAK ACCIDENT)	不適用	圍阻體外主蒸氣管破裂
32	ACCIDENTS TO SPENT FUEL	與用過核子燃料貯	傳送護箱的

		存相關之意外事件	意外
33	SPENT FUEL CASK DAMAGE	屬乾式貯存時之意外	燃料護箱破損意外
34	ANTICIPATED TRANSIENTS WITHOUT SCRAM (ATWS)	不適用	跳脫運轉系統故障
35	OFF-DESIGN OPERATIONAL TRANSIENTS DUE TO INADVERTENT LOADING OF A FUEL ASSEMBLY INTO AN IMPROPER LOCATION	不適用	燃料組件錯誤位置導致非設計性的過渡運轉
36	MAJOR AND MINOR INTERNAL FIRES	火災	各類原因大小火災
37	FAILURE OF AIR EJECTOR LINES	不適用	廢氣排放系統中噴嘴故障
38	LOSS OF SERVICE WATER SYSTEM	輔助系統功能喪失事件	喪失供給各類冷卻系統之用水
39	LOSS OF ONE (REDUNDANT) D-C SYSTEM	輔助系統功能喪失事件	喪失一套直流電系統

40	TURBINE TRIP WITH FAILURE OF GENERATOR BREAKER TO OPEN	不適用	發電機故障 所導致渦輪 機自動跳機
41	LOSS OF STATION AIR SYSTEM	輔助系統功能喪失 事件	空氣壓縮機 故障
42	MALFUNCTION OF TURBINE GLAND SEALING SYSTEM	不適用	渦輪機密封 系統故障
43	FEEDWATER SYSTEM PIPING BREAK	不適用	飼水系統管 路破裂
44	OPERATION OF FUEL ASSEMBLY IN IMPROPER POSITION	不適用	燃料組件放 在不適當位 置
45	Station Blackout	不適用	電廠全黑
46	TURBINE TRIP WITHOUT BYPASS	不適用	渦輪機跳機
47	LOSS OF FEEDWATER HEATING	不適用	喪失飼水加 熱功能
48	FEEDWATER CONTROLLER FAILVRE-MAXINUN DEMAND	不適用	飼水控制功 能失效
49	ROD WITHDRAWAL ERROR	不適用	最大值控制

			棒誤抽出
50	REDUCED FLOW OPERATION	不適用	降低流水量 之運轉
51	CONTROL ROD DROP ACCIDENT	不適用	最大值控制 棒快速抽離 的 DBA
52	PIPE BREAKS INSIDE PRIMARY CONTAINMENT (RECIRCULATION LINE BREAK, LOCA)	不適用	主圍阻體內 再循環水管 破裂(LOCA 一種) DBA
53	FUEL HANDLING ACCIDENT	重物掉落撞擊用過 核子燃料池意外	操作燃料發 生操作意外 DBA
54	PIPE BREAKS OUTSIDE CONTAINMENT (STEAM LINE BREAK ACCIDENT)	不適用	圍阻體外主 蒸氣管破裂 DBA
55	LOADING ERROR ACCIDENT	不適用	裝填之燃料 束被放在錯 誤位置的 DBA

56	ONE RECIRCULATION PUMP SEIZURE ACCIDENT ANALYSIS	不適用	再循環水抽水機快速故障導致爐心水流量快速降低的 DBA
57	ANTICIPATED TRANSIENTS WITHOUT SCRAMS (ATWS)	不適用	跳脫運轉系統故障
審結意見			
同意答復。			

意見編號	07-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	7.1	7-3 及 7-4	結案
第 1 回合審查意見					
有關核一廠於停機過渡、除役拆廠、廠址最終狀態偵測，以及廠址復原等四個除役階段，可能發生意外事件表有關廠內外危害度並未說明如何決定適用的外部危害之評估，建議若除役各階段將某種危害排除則敘述其依據。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員意見，除役各階段可能發生意外事件表如下：					
事件 \ 除役階段		停機過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測*	廠址復原
與用過核子燃料貯存相關之意外事件					
重物墜落撞擊用過核子燃料池		✓	✓		
臨界		✓	✓		
用過核子燃料池喪失冷卻能力		✓	✓		
用過核子燃料池冷卻水流失		✓	✓		
地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害		✓	✓		

除役作業活動潛在之輻射意外事件				
除污意外	✓	✓	✓	
拆除意外		✓	✓	
吊卸意外	✓	✓	✓	
放射性廢棄物包裝意外	✓	✓		
放射性廢棄物暫存之意外	✓	✓		
放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外	✓	✓		
廢氣處理系統之排氣管路破裂意外	✓	✓		
廢液處理系統之桶槽破裂意外	✓	✓		
火災及爆炸事件				
火災	✓	✓	✓	
爆炸	✓	✓	✓	
地震、洪水土石流及雷擊事件				
地震	✓	✓	✓	
洪水	✓	✓	✓	
土石流	✓	✓	✓	
雷擊	✓	✓	✓	
功能喪失事件				
輔助系統功能喪失事件	✓	✓	✓	
外部電力喪失事件	✓	✓	✓	
行政管制與意外事件之預防				
人員疏失	✓	✓	✓	
惡劣氣候	✓	✓	✓	
海嘯	✓	✓	✓	
飛機撞擊	✓	✓	✓	
各階段將某種危害排除依據如下： <u>停機過渡階段</u> 沒有重要拆除作業，因此，排除該類危害； <u>廠址最終狀態偵測階段</u> ，用過核子燃料池已被拆除，故該階段與用過核子燃料池貯存相關之意外事件皆排除危害，同時該階段將進行建築物混凝土拆除與假想萬一發現有土壤或地下水受到污染，而需進行除污，故僅保留除污、拆除與吊卸危害及其他火災爆炸與功能喪失事件之危害； <u>廠址復原階段</u> 只有其他無污染建物的拆除及地面復原與景觀工作，因此，不會有輻安意外，故排除所有危害。				
審結意見				
同意答復。				

意見編號	07-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、S13、A05、F14、F15	7.2	7-5	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本頁提及「核一廠用過核子燃料吊運墜落撞擊用過核子燃料池貯存格架意外事件(Fuel Assembly Drop Accident)之分析，已獲主管機關審查同意在案」，請加註核准文件名稱、日期、文號及風險量化值。 2. 在分析結果部分提及，吊運作業與大修時更換燃料作業相同，然而因吊運疏失而造成燃料破損的意外情況，是否可由核一廠終期安全分析報告之燃料墜落意外分析所涵蓋？以及須採取何種安全防護措施？ 3. 有關重物墜落撞擊用過核子燃料池之肇因分析除役過程中有四項作業，其中第一項停機過渡階段爐內用過核子燃料全退至用過核子燃料池、第二項進行用過核子燃料完整性檢驗及第三項吊運用過核子燃料至密封鋼筒，使用燃料挪移台車，與第四項吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱進行傳送作業，使用用過燃料護箱之吊車有所不同，請說明兩吊車之防止單一失效功能設計及本會審查情形。 4. 有關重物墜落撞擊用過燃料池之偵測，除現場操作人員於操作現場可立即得知外，主控制室應有相關警報及監視功能，並建議將核一廠歷年發生燃料吊運意外之經驗回饋及強化偵測事項納入報告內容。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 核一廠用過核子燃料池格架第 2 次 Re-racking 改善案(DCR-C1/C2-1771/1772)備查日期為：中華民國 87 年 11 月 30 日，文號為：(八七)會核字第二二〇四八號。上述 DCR 文件第 8 章(Fuel Handling Accident)之分析結果可符合 10 CFR 100 限值要求。 2. (1)核燃料吊運事故分析是假設在反應器廠房內，當反應爐爐蓋打開，1 束核燃料束吊取時，發生掉落入反應爐爐心事故，致使核燃料受損，而評估廠外劑量。由於核一廠曾經更換過燃料(新型核燃料 ATRIUM-10)，所以除了已有核一廠終期安全分析報告中燃料墜落意外分析外，本章還另加上核一廠用過核子燃料吊運墜落撞擊意外事件之分析，如「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis for ATRIUMTM-10 Fuel」分析報告。另外上述 ATRIUMTM-10 Fuel 分析報告結果，雖然沒有列在核一廠終期安全分析報告中，最主要是因為核一廠終期安全分析報告原結果(FSAR 15.1.30 節 FUEL HANDLING ACCIDENT，所用參數(額定爐心功率、燃料束燃耗及					

RPF)均較核一廠目前之參數保守)仍可涵蓋 ATRIUMTM-10 Fuel 分析報告結果。

(2)假如用過核子燃料吊運疏失造成燃料破損之意外情況時，破損燃料棒會釋出放射性氣體，此放射性氣體會引動反應器廠房五樓(燃料更換樓)區域輻射偵測站(ARM)27、28、29、30 高輻射警報。四個 ARM 中任一高輻射警報即動作主控制室 H11-P603(左盤)-6A6，警報編號：28，警報名稱：REFUEL FL AREA HI RADIATION (燃料更換樓區域高輻射)，而相關程序書為核一廠程序書編號：525 燃料更換樓高輻射警報處理。正常電廠大修用過核子燃料吊運作業，係依核一廠 216 程序書執行燃料傳送作業，除役時依設備移除時序規劃燃料吊運之防護措施。

3. 反應器廠房吊車之防止單一失效功能設計，依據 NUREG-0554，將該吊車修改為具有單一失效功能之吊車，主要功能設計有(1)當發生安全停機地震(SSE)時，該吊車能維持安全懸吊僅要荷重(critical load)，但不需維持其運轉操作能力；(2)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。原能會審查情形依民國 97 年會核字第 0970007628 號書函，有關安全技術部分准予備查，相關細節可見原能會核管處核一廠 DCR-C1/C2-2289/2290「核一廠一、二號機防止單一失效起重機改善工程」設計修改申請案安全審查報告(NRD- SER-97-05)。

至於燃料吊車則無防止單一失效功能設計而相關功能設計有：(1)增設 Camera Grapple Head；(2)更換原來三角型吊桿為圓形吊桿；(3)更新吊車主驅動系統，可使吊升的 margin 增大並可增加吊運速度；(4)將空間座標化及數位化以輔助 PLC 控制系統。

4. 核一廠目前已更新其燃料挪移吊車控制軟體及硬體，以避免燃料吊卸期間，發生墜落撞擊用過核子燃料池之可能。核一廠在近年來曾發生多起燃料匣鎖緊裝置受損事件，經檢討後增加燃料吊卸時，燃料須於接觸格架前先暫停後，再慢速放入格架中。二號機周期 27 大修就沒發生任何鎖緊裝置受損事件，不曾發生用過核子燃料吊運墜落之情況，相關改進措施已列入程序書 216。

第 2 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 有關第 7.2.1.1 節論述除役過程燃料吊運四項作業論述，僅第四項反應器廠房吊車屬防止單一失效功能設計，另所述燃料吊車相關功能請澄清能否符

合 NUREG-0800 SRP 9.1.5 “Overhead Heavy Load Handling Systems”要求。					
4. 同意答復。					
第 2 回合審查意見回復					
3. NUREG-0800 SRP 9.1.5 “Overhead Heavy Load Handling Systems”要求係針對吊運重量大於 one fuel assembly(含吊具)之反應器廠房吊車，而非屬燃料吊運台車之要求，請委員鑒察。 燃料吊運台車失效，已於除役計畫第七章第二、(一)節完成燃料墜落意外事故分析，無安全疑慮。					
第 3 回合審查意見					
3.請澄清除役停機過渡階段，燃料吊車相關功能能否比照 NUREG-0800 SRP 9.1.4 “Light Load Handling System and Refueling Cavity Design”要求。另所述反應器廠房吊車相關功能承諾比照 NUREG-0800 SRP 9.1.5 “Overhead Heavy Load Handling Systems”要求部分，請修訂於除役計畫內容。					
第 3 回合審查意見回復					
3.核一廠燃料台車及反應器廠房吊車均與燃料挪移作業相關，於在燃料未完全移出至乾式貯存時(停機過渡階段以及除役拆廠階段前期)，皆會持續參照商轉期間相關規定執行。以上修訂如除役計畫第七章第二、(一)、1.節(p.7-6)。					
審結意見					
同意答復。					

意見編號	07-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05、F14	7.2	7-6, 7-46	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis ATRIUM-10 Fuel」分析報告之評估方法，假設停機 1 天，反應器爐穴中有 186 根燃料棒受損情形，請澄清是否須考量本案第三章核一廠運轉歷史曾發生兩部機用過核子燃料破損之數量，以及目前處置情況對分析影響結果為何。					
2. 針對表 7-1 186 根 ATRIUM-10 燃料棒之不同衰減時間的各空浮核種活度，經查大修期間運轉規範有要求燃料吊運期間 SBGT 須可用，此與除役過渡期間之機組狀態並無差別，基於前述保守考量應建議列為安全相關等級系統。					
3. 本頁提及「『本公司亦參考「Chinshan Fuel Handling Accident Analysis for ATRIUMTM-10 Fuel」分析報告之評估方法(停機 1 d，反應器爐穴中有 186					

根燃料棒受損)，另以停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件』，分析結果如表 7-1 至表 7-3。」請問台電公司進行停機 90d 的分析目地為何？事實上第一階段停機過渡階段長達八年，因此應該分析停機後八年內吊運作業的輻射評估才是合理。請說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 核一廠一號機累積護套洩漏燃料數量(燃料束/燃料棒)各為 18 及 22；核一廠二號機累積護套洩漏燃料數量(燃料束/燃料棒)各為 24 及 29；目前均貯放於用過核子燃料池內，因此若發生重物墜落撞擊反應器爐穴，是不會牽涉到過去已破損之燃料，而機組最後一根破損日期在 1997/5/17，至今已經 19 年，按燃料棒受損會排放出碘族與惰性氣體如本計畫第七章表 7-1，其中只有 Kr-85 半化期最長(3,950 d)，其他核種半化期都小於 12 d，也就是說經過 19 年後，今天核一廠若發生重物墜落撞擊用過核子燃料池，而且撞擊到過去已破損之燃料，其也只有少許 Kr-85(相對於 186 根所立刻排放 Kr-85 而言)會再排放出來，而按 Kr-85 只有空氣浸身會造成劑量，其他呼吸攝入、地表輻射和呼吸所造成甲狀腺劑量皆為零(即所謂 DCF 為零)，且 Kr-85 空氣浸身的 DCF 比較起來也比碘族與其他惰性氣體 DCF 小好幾個數量級，因此今天若發生重物墜落撞擊用過核子燃料池，且假設除 186 根燃料棒受損外，還有過去已破損之燃料，亦因再次撞擊而排放少許 Kr-85，其分析結果應與只有 186 根燃料棒受損之分析結果(表 7-2 與表 7-3)差不多，再加上考慮與相關劑量標準(如禁制區、低密度人口區與控制室)之相差餘裕，第七章所敘反應器停機 60 d 以後，皆可低於各劑量標準之評估結果應可繼續維持。
2. 謝謝委員意見，在本計畫第七章 7.3 節分析與結果第 7-8 頁「上述分析可以發現：如果電廠沒有空氣過濾功能，若發生用過核子燃料之吊卸意外，停機 60 d 時....」，禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量，可低於「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之限值。自停機過渡階段後期起，SBGT 等系統雖依意外分析結果已不須為可用(Operable)狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此將其重新分類為非安全等級。
3. 第一階段停機過渡階段雖長達 8 年，但隨著時間 Fuel Handling Accident 嚴重程度會逐漸變小，因此，進行停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 來代表，而進行各種停機天數的分析目的，是想了解哪一個停機天數後發生 Fuel Handling Accident 設計基準事故，可讓廠界環境劑量小於禁制區或低密度

人口區劃定標準，經保守評估停機 60 d 後即可滿足。
第 2 回合審查意見
1. 應量化相關評估說明，並確認 Kr-85 之影響。 2. 有關 SBGT 於除役過度期間與機組大修狀態並無差異，除應依目前運轉技術規範 TS 3.6.4.3 於燃料吊運時須於可用狀態，並分類為安全等級。 3. 同意答復。
第 2 回合審查意見回復
1. 按核一廠一與二號機總共累積的燃料棒破損數量為 51 根(22+29)，且最後一根破損日期至今已經超過 19 年；為了解核一廠萬一發生重物墜落撞擊用過核子燃料池，而且撞擊到過去已破損之 51 根燃料棒，該 51 根燃料棒受損排放出核種(碘族與惰性氣體)的情形與影響，其假設與分析如下:保守假設這 51 根燃料棒都在 19 年前同時破損，當時均並未排放出氣體放射性核種且延續迄今，若現今萬一發生撞擊才全數排放出來；但由於排放之碘族與惰性氣體中只有 Kr-85 半化期較長(3,950 d)，其他核種半化期都小於 12 d，因此剩下 Kr-85 會排放。而其排放活度可以參考第七章表 7-1，停機七天 186 根燃料棒受損排放 Kr-85 有 1.20×10^{14} Bq，現在改為 51 根及 19 年後，即 $1.20 \times 10^{14} \times (51/186) \times (0.5)^{(19 \times 365.24/3,950)} = 9.8 \times 10^{12}$ Bq，至於其對廠界影響(大氣擴散因子 $\chi/Q = 1.33 \times 10^{-3} \text{ sec/m}^3$)，由於 Kr-85 只有空氣浸身會造成劑量，其他呼吸攝入、地表輻射與呼吸所造成有效與甲狀腺劑量皆為零(即所謂 DCF 為零，而空氣浸身 $\text{DCF} = 2.40 \times 10^{-16} \text{ Sv per Bq sec m}^{-3}$)；因此，有效劑量公式為 $Q \times (\chi/Q) \times \text{DCF} = 9.8 \times 10^{12} \times 1.33 \times 10^{-3} \times 2.40 \times 10^{-16} = 3.128 \times 10^{-6} \text{ Sv} = 3.128 \times 10^{-3} \text{ mSv}$ ，與表 7-2 廠界有效劑量(最小到 0.4 mSv)相比甚為微小。因此，若考慮這 51 根已破損燃料棒還會排放 Kr-85 的因素，其造成的影響是可以忽略。 2. SBGT 在大修期間評估係考量停機後核種衰變 24 小時之輻射源。除役過渡期間分析是以停機後核種衰變 60 天，輻射源強度已降低很多。經分析結果，禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量，有明顯與前者結果之差異，故在停機 60 天後可將 SBGT 分類為非安全等級。
第 3 回合審查意見
1. 同意答復，並請台電公司將量化結果修訂於除役計畫內容。 2. 併入審查意見編號 07-027。本項安全評估分析方法論部分，請依審查意見編號 07-027 之審查結果辦理。
第 3 回合審查意見回復
1. 謝謝委員同意，量化結果已修訂如除役計畫第七章第二、(一)3.節(p.7-7)。

2. 同 07-027 之答覆。
審結意見
1.同意答復。
2.同 07-027 之複審意見。

意見編號	07-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、A05、F15	7.2	7-7	結案

第 1 回合審查意見

1. 本頁提及「利用美國太平洋西北實驗室發展的 ARCON96 程式及 PAVAN 程式，保守評估事故發生後 2 小時之大氣擴散因子...」ARCON96 程式及 PAVAN 程式是否經過美國核管會核准用於計算大氣擴散因子？美國那些核電廠除一計畫曾經使用過此兩項程式，請提供相關 SER 等書面證明文件。
2. 另請說明所使用 PAVAN 程式的年份及版次，是否為最新版本？並說明國外電廠是否有相關應用案例、bench mark 結果及 V & V 驗證。
3. 根據「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之規定，設計基準事故(DBA)發生時，可能導致禁制區與低密度人口區之民眾，分別接受到事故 2 小時內及事故全期累積之輻射劑量，全身需小於 250mSv、甲狀腺小於 3 Sv 之規定。另對應本章節說明除役期間相關設計基準事故之改變，並依核管法第 27 條之規定，「主管機關核發除役許可後，得視情況...解除或變更禁制區及低密度人口區」，請澄清說明台電公司對未來除役期間禁制區及低密度人口區之處理狀況為何。

第 1 回合審查意見回復

1. (1)美國核管會法規指引 ~~1.195~~ 1.194 指出，可以使用 USNRC 之 ARCON96 程式，計算設計基準事故輻射劑量分析需要之主控制室大氣擴散因數；另外，PAVAN 程式係計算事故大氣擴散因數(EBA、LPZ)，此計算機程式係美國核管會委託太平洋西北實驗室，依法規指引 1.145 所撰寫。
(2)該兩程式 SER 證明文件(核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論)原能會已完成審查，內容包含有 PAVAN 與 ARCON96 計算範例與驗證以及核一、二及三廠 FSAR 個案之實際應用分析。
2. (1)目前採用之 PAVAN 係 1983 年 7 月版本，經查美國發行該電腦程式之 RSICC(Radiation Safety Information Computational Center)仍沒有更新版本。
(2)如美國 SEABROOK STATION 就是用 PAVAN 評估 EBA(914 m)、

LPZ(2,011 m)(該廠 FSAR APPENDIX 2Q)；同樣上述~~正由~~原能會<u>已完成</u>審查~~中~~SER 證明文件有相關應用案例及驗證。 3. 對未來除役期間禁制區及低密度人口區之處理，將依核管法第 27 條之規定適時辦理解除或變更。
第 2 回合審查意見
1. 同意答復。 2. 版本是否過於老舊而不夠精準，請澄清。另本會已完成審查貴公司所提「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」(PAVAN 與 ARCON96 程式)，請修正答復說明。 3. 請說明預定時程。
第 2 回合審查意見回復
2. (1)PAVAN 程式依美國核管會法規指引 1.145 所撰寫，其大氣擴散模式乃是最保守高斯擴散模式，根據最近一次對法規指引 1.145 檢討結果(2014 年 4 月 25 日 ADAMS Accession No: ML14114A723)，顯示目前美國核管會在此時認為對該法規指引沒有需要進行改變，所以 PAVAN 程式版本仍應可以適用。 (2)另外，第 1 回答復說明已修改為「該兩程式 SER 證明文件(核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論)原能會已完成審查」。 3. 依據「核子反應器設施管制法」第 27 條之規定：「主管機關核發除役許可後，得視情況會商內政部、直轄市、縣(市)政府及有關機關，並報請行政院核定後公告解除或變更禁制區及低密度人口區。」本公司將配合主管機關適時辦理解除或變更禁制區及低密度人口區相關事宜，請委員鑒察。
第 3 回合審查意見
2. 同意答復。 3. 同意答復，另有關控制室輻射劑量分析使用 ARCON96 程式進行大氣擴散因子計算部分，為依據美國核管會法規指引 1.194，請修正答復說明。
第 3 回合審查意見回復
3. 謝謝委員指正，前次回覆將「美國核管會法規指引 1.194」誤植為 1.195，有關控制室輻射劑量分析使用 ARCON96 程式，為依據美國核管會法規指引 1.194 已於第 1 回合審查意見回復之 1、(1)中修正。
審結意見
3. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見 編號	07-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	7.2	7-7	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關大氣擴散因子部分之氣象條件，考量近期氣候變遷快速，應針對最新氣象資料定期更新輸入參數，以因應除役期間之氣候變化影響評估結果，請說明氣象資料更新與評估結果定期陳報機制。 2. 有關核一廠禁制區為半徑 800 m，該區域任一點 2 小時內不得超過法規要求，請澄清「經估算由廠房地面排放對廠界最近距離為 400 m(即禁制區)，該位置之事故後 2 小時的大氣擴散因子」是否包含廠外禁制區範圍。 3. 另針對表 7-2 有關「廠界」有效劑量與「廠界」甲狀腺等價劑量，是否包含廠外禁制區 800 m 內之劑量評估，若無請澄清其合理性。 4. 有關核一廠低密度人口區距離為半徑 2500 m，該圓周上任一點 2 小時內不得超過法規要求，請澄清「其事故後 0~2 小時之大氣擴散因子」於圓周各方位之劑量數值為何。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1)本章節係除役期間預期意外事件之安全分析，非例行排放劑量評估，故係引用最近 5 年(99~103 年)核一廠氣象條件，利用美國太平洋西北實驗室發展之 PAVAN 程式，計算事故後之大氣擴散因子，進行意外事件之輻射劑量預估。 (2)未來除役期間，核一廠將依最新法規要求，定期依最新氣象資料進行排放劑量評估，並陳報原能會。 2. 目前核一廠禁制區為半徑 800 m，本章估算未來除役期間發生意外，由廠房地面排放到最近距離廠界 400 m 之 2 h 的大氣擴散因子，是希望了解廠界外任一點是否在 2 h 內，不會超過法規劑量要求而達到解除或變更禁制區範圍。按依地面排放大氣擴散理論，越遠的地方所受到輻射影響越小，所以，評估 400 m 廠界處劑量來作為 400 m 外之上限值合理的。 3. 表 7-2 僅評估 400 m 廠界處劑量，並不包括 800 m 內不同距離之劑量評估，但依地面排放大氣擴散理論，越遠的地方所受到輻射影響越小，所以，評估 400 m 廠界處劑量來作為 400 m 外之上限值合理的。 4. 核一廠半徑 2,500 m 其事故後 0~2 h 之大氣擴散因子(單位 s/m^3)，於圓周各方位之值如下：					

S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW
7.798×10^{-5}	8.418×10^{-5}	8.577×10^{-5}	8.280×10^{-5}	5.199×10^{-5}	0	0	8.459×10^{-5}
N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE
1.274×10^{-4}	1.296×10^{-4}	1.255×10^{-4}	1.099×10^{-4}	1.022×10^{-4}	8.785×10^{-5}	8.108×10^{-5}	7.533×10^{-5}

另外，所謂劑量值即是上述大氣擴散因子再乘上各核種劑量轉換因子(DCF)後總加獲得；因此，與大氣擴散因子是成正比，而由上表可以得知最大值為 1.296×10^{-4} (NNE)，也就是 7-7 頁所述 χ/Q 為 $1.30 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ 的由來。

第 2 回合審查意見

1. 請說明定期更新氣象資料週期及陳報時程規劃。
2. 請澄清所提表 7-2 為 400 m 廠界處劑量評估結果，未包含目前核一廠禁制區 800 m 內不同距離之劑量評估之適切性及依據。
3. 對於所述依地面排放大氣擴散理論，越遠的地方所受到輻射影響越小，請澄清目前劑量評估範圍能否符合 RG 1.145 及 SRP 6.4 內容。
4. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. 除役各階段本公司將比照現行做法，每季、每年均依最新氣象資料，進行例行放射性物質排放劑量評估，並於每季結束後六十日內提報放射性物質排放季報，每年結束後九十日內提報放射性物質排放年報，陳報原能會備查。
2. 按 7-7 頁所述 400 m 0-2 小時 χ/Q 為 $1.33 \times 10^{-3} \text{ sec/m}^3$ 可以評估出表 7-2 的結果，而核一廠禁制區 800 m 內不同距離的 0-2 小時 χ/Q (取各方向中最大者)列表如下：

距離(m)	方向	$\chi/Q (\text{sec/m}^3)$	距離(m)	方向	$\chi/Q (\text{sec/m}^3)$
500	NNE	9.067×10^{-4}	700	NNE	5.116×10^{-4}
600	NNE	6.242×10^{-4}	800	NNE	4.077×10^{-4}

由於擴散係數隨距離增加而減少，相關更進一步評估出來的劑量亦是如此；因此，以 400 m 廠界劑量作為 800 m 禁制區劑量上限(不詳細評估 800 m 處不同距離)並與禁制區所代表劑量值做比較仍是適切的。

3. 按 RG 1.145 最主要是指核電廠在運轉階段時，有關假想事故外釋核種計算大氣擴散因子 χ/Q 相關規定；地面排放之大氣擴散越遠的地方所造成之輻射影響因擴散稀釋而變小，最主要就是由於依 RG 1.145 規定計算地面排放擴散因子 χ/Q 因距離遠越小，再乘上相關固定的劑量轉換因子(DCF)所致；所以，這裡的劑量評估範圍是符合 RG 1.145 之內容；而 NUREG-0800 SRP 6.4 內容是指運轉期間控制室適居性相關系統之要求，例如保持正壓能力及有毒氣體標準等等，而只有一小部分涉及到控制室適居性劑量標準，其乃引用 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 GDC19 的限值(即全身劑量 50 mSv 及甲狀腺劑量 300 mSv)，而除役計畫 7.2 節有針對重物墜落撞擊用過核子燃料池事件評估控制室劑量影響，其比對標準就是 GDC19 的限值，因此也符合 SRP 6.4 內容。

第 3 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並請修訂於除役計畫內容。另有關廠外及控制室進行大氣擴散因子計算之輻射劑量評估結果，並依審查意見編號 07-027 之審查結果辦理。
3. 同意答復。

第 3 回合審查意見回復

2. 已修訂如除役計畫第七章第二、(一)、3.節(p.7-8)，另一意見同 07-027 之答覆。

審結意見

2. 同意答復，另一意見同 07-027 第 4 回合審意見。

意見編號	07-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、A03、F14、F15	7.2	7-8, 7-9	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 7-8 頁提及『如果電廠沒有空氣過濾功能，若發生用過核子燃料之吊卸意外，停機 60 d 時，禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量，可低於「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之限值。』此項限制請列入停機後用過核子燃料之吊卸管制作業程序要求。
2. 第 7-9 頁第 5 行「...，並增加空浮污染取樣之次數。」該空浮取樣次數係依據廠內何種程序書？
3. 核一廠於進行用過核子燃料退出作業時，對應之燃料挪移停機餘裕(Refueling Shut-Down Margin)，均保守以大於法規要求之 0.38 % $\Delta k/k$ 為原

則。請說明法規出處。並請以註解方式簡要說明「 $\Delta k/k$ 」之意涵。

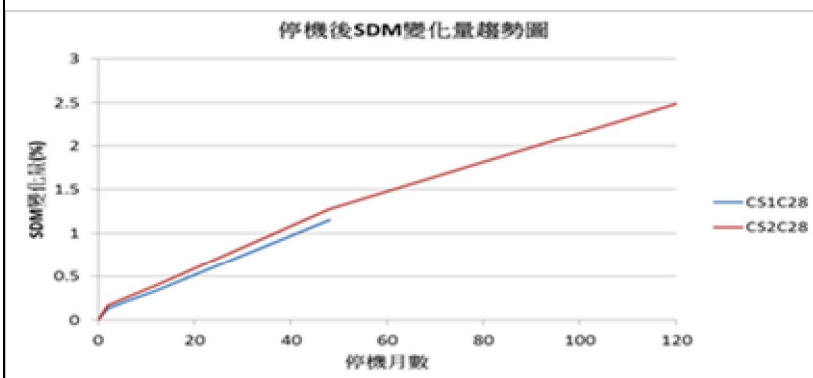
4. 「爐心在燃料未移出至用過核子燃料池前，其燃料裝填布局係符合最後一個週期之停機餘裕要求，故無臨界安全之疑慮。」，請問最後一個週期的燃料裝填布局臨界分析是否有考量需要長時間置放於燃料池或爐心的考量？從臨界安全的觀點，是否考量最遲應於何時將用過核燃料移出燃料池或爐心？
5. 另在計算餘裕部份提及燃料均已自爐心吊離，不需再進行停機餘裕計算，是過於樂觀看法。若於停機過渡期間燃料無空間可退之時，仍應考量餘裕計算。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員意見，此項限制將列入停機後用過核子燃料之吊卸管制作業程序要求。
2. 謝謝委員意見，未來在除役前會在相關拆解程序書內敘明「空浮取樣次數」等資訊，經本公司內部審核同意後，據以實施。按核一廠空浮監測時機分成例行(訂有取樣頻率)及特殊作業(取樣頻率視作業內容及實際空浮監測結果做機動調整，必要時增設臨時空浮監測器做連續監測)，可有效掌控空浮情況。未來除役時亦將比照辦理。
3. 停機餘裕(Shutdown Margin)需大於 0.38 % $\Delta k/k$ 之規定，係出自於核一廠的運轉規範第 3.1.1 節，通常以 $\Delta k/k$ 表示，代表反應器爐心回到臨界狀態所需要的反應度(Reactivity)，計算條件規定：(1)經分析認定具有最大控制本領之一根控制棒係在全出位置，其餘各控制棒皆能插入爐心且全部插至全入位置；(2)反應器係在冷爐(20 °C)停機且全無氙毒(Xenon)之狀態。
4. (1)最後一個週期的燃料是否有考量長時間置放和最遲應於何時移出爐心的臨界安全分析，併同於 07-010-5 的審查意見回覆中。
(2)最後一個週期的燃料是否有考量長時間置放和最遲應於何時移出用過核子燃料池的臨界安全分析，核一廠目前奉行政院原子能委員會核准之第二次燃料池格架重整安全分析報告，已考量本廠 40 年運轉所用之各類型核子燃料，已有針對臨界安全進行評估。除役期間用過核子燃料未全數移出用過核子燃料池前(停機過渡階段)，燃料池的格架結構維持不變，同時，比照運轉階段，定期執行燃料池格架硼試片檢驗與用過核子燃料池水質硼濃度量測，以確認燃料池格架硼片仍完好。從臨界安全的觀點而言，燃料池格架的結構與硼片均與原設計相符，用過核子燃料長時間置放用過核子燃料池，不會有臨界安全的疑慮。

5. (1)若於停機過渡期間用過核子燃料無空間可退，最後一個週期的用過核子燃料勢必長時間置放於爐心，從學理上，停機後冷卻時間愈長(100 天～20 年內)，分裂產物衰變成長半化期的中子毒物(Neutron Absorber)的量會愈來愈多，例如 Gd155、Pu241 和 Am241。而前 100 天內對反應度有重大影響的短半化期分裂產物，以時間來區分，則有第 1 天至第 4 天的 I135/Xe135，第 4 天至第 100 天的 Pm149/Sm149、Np239/Pu239、Rh105/Pd105 和 Pm148m/Sm148 (參見”Modeling of Shutdown Cooling Reactivity Effects with Simulate”, Tamer Bahadir, Studsvik Scandpower, Inc., PHYSOR 2014)。
- (2)下表和圖為 Simulate-3 計算停機後冷卻時間對停機餘裕的影響之分析結果，分別計算核一廠一號機週期 28(目前尚未獲得原能會同意運轉)停機後冷卻 4 年和二號機週期 28(目前運轉週期)停機後冷卻 10 年。圖的橫軸為停機後冷卻時間，以月為單位，圖的縱軸為停機餘裕的變化量，以剛停機時的停機餘裕為基準，顯示停機後冷卻時間的增加，造成停機餘裕的增加量。由該項分析結果可知，隨著停機後冷卻時間的增加，停機餘裕會增加。

機組週期	CS1C28		CS2C28	
停機月數	SDM(%)	SDM 變化量(%)	SDM(%)	SDM 變化量(%)
0	1.196	0	1.668	0
2	1.326	0.13	1.832	0.164
6	1.409	0.213	1.924	0.256
12	1.53	0.334	2.06	0.392
48	2.346	1.15	2.946	1.278
120	未計算	未計算	4.156	2.488



第 2 回合審查意見					
1. 同意答復。 2. 同意答復。 3. 同意答復，相關內容請列入除役計畫書中。 4. 同意答復，相關內容請列入除役計畫書中。 5. 就答復中第(1)項之分裂產物衰變成半化期的中子毒物(Neutron Absorber)的量會愈來愈多，請補述妥善處理此些毒物的方式。					
第 2 回合審查意見回復					
3. 已列入除役計畫書中如附件 07-010-03-B。 4. 已列入除役計畫書中如附件 07-010-04-B。 5. 該等物質係核子燃料進行分裂反應後之分裂產物，因其會吸收中子，故一般稱為中子毒素或中子吸收劑。在該等物質產生後會被核子燃料的多重屏蔽(包含燃料丸及燃料護套等)所限制，停留在核子燃料棒內；因此，將被視為用過核子燃料束的一部分，除役時將依規劃之用過核子燃料處理方式妥善處理。					
審結意見					
3. 同意答復。 4. 同意答復。 5. 同意答復。					

意見編號	07-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	7.2	7-9~11, 7-14, 7-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 針對本章節所述意外事件並未說明通報主管機關之處理，請澄清說明除役期間各階段安全設施定義、立即通報之情事及通報時限，以及檢送書面報告之情事為何。					
2. 有關所述意外事件之臨界部分，經查未有相關肇因、偵測、分析與結果、事件處理及輻射影響之報告內容，請澄清說明除役過渡期間爐心控制棒裂化，以及用過燃料池格架硼流失之影響及監測作為。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 除役期間各階段安全設施定義，主要以涉及放射性物質貯存者如用過核子燃料貯存設施為主、其他如低放射性廢棄物貯存庫為輔；停機過渡階段為					

用過核子燃料池與低放射性廢棄物貯存庫，除役拆廠階段為乾式貯存設施及低放射性廢棄物貯存庫。至於有關立即通報主管機關之情事及通報時限則規定，列於核能一廠程序書 113.1「異常事件立即通報作業程序」及核能一廠程序書 113.3「各類事故通報作業程序」。而檢送書面報告之情事，則規定於核能一廠程序書 113.2「異常事件書面報告作業程序」。相關內容請參考本計畫第十六章第四節。

2. 目前電廠正常運轉時，依 1014 程序書規劃監測反應爐爐水取樣分析含硼量的時機與頻率，計算控制棒硼釋出量，以及依硼釋出量所須採取的行動方案及爐心熱限值之行政管制措施，以維護爐心燃料之安全。

用過核子燃料池格架硼試片依照 806 程序書，執行用過核子燃料池水質 pH、導電度、硼濃度和鋁濃度之量測；並定期(1 個月)觀察硼和鋁濃度趨勢；同時亦執行 1019 程序書檢驗用過核子燃料池格架硼試片，以確認格架仍具有原設計之功能，俾確保用過核子燃料之儲存安全。

截至目前為止，核一廠兩部機組用過核子燃料池未發現硼有流失現象，但核一廠已建立「核一廠燃料池硼試片腫脹與應變計畫」，大會已准予備查(會核字第 104004715)。

第 2 回合審查意見

1. 有關除役停機過渡階段除用過核子燃料池與低放射性廢棄物貯存庫相關安全設施外，對於第 5 章仍須運轉之重要系統、設備、組件亦應納入，並請說明相關安全設備之立即通報及通報時限，以及檢送書面報告之程序機制。
2. 所提反應爐爐水取樣含硼分析之程序書應於用過燃料移出爐心前持續監測，另用過核子燃料池格架硼試片之程序書應於用過燃料池移出燃料池前持續量測，俾確保用過核子燃料之儲存安全。

第 2 回合審查意見回復

1. 除役期間異常事件通報與通報時限及檢送書面報告之程序機制，將依循「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」，未來若主管機關修訂相關辦法，本公司將遵照辦理。
2. 所敘監測與量測會遵照辦理，分別在用過核子燃料移出爐心前及用過核子燃料移出用過核子燃料池前，均會持續進行。

第 3 回合審查意見

1. 同意答復，請依「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」進行通報，將列入追蹤事項。
2. 同意答復，請依「核一廠燃料池硼試片腫脹與應變計畫」要求持續監測，

將列入追蹤事項。
第 3 回合審查意見回復
1. 本公司將依據程序書及作業辦法相關規定進行通報，建議無需列入除役計畫追蹤事項。 2. 除役期間用過核子燃料移出爐心前及用過核子燃料移出用過核子燃料池前，本公司將依據 1014/806 程序書與應變計畫相關規定，持續執行監測與量測，建議無需列入除役計畫追蹤事項。
審結意見
1. 同意答復，另考量除役期間異常事件通報及後續處理將影響除役進度，並列為重要管制事項。 2. 同意答復，另考量除役期間用過核子燃料監測及量測將影響其儲存安全。

意見編號	07-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、A05	7.2	7-10, 7-14	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」提及，完成強化用過核子燃料池之保護措施，包括具備可移動式替代注水、500 kW 固定式柴油發電機，以及水位量測與噴灑系統，以確保維持用過核子燃料池之冷卻能力。請說明這些福島核災事故後改善工程及核安總體檢相關承諾改善是否已全部完成或執行現況或預定完成時程？ 2. 「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」肇因部分，建議參照 NTTF 4.2 之 NEI 06-12 B.5.b 用過核子燃料池救援策略之要求(核管案編號 CS-JLD-10112)，以及 NEI 12-06 FLEX 策略因應措施(核管案編號 CS-JLD-10113)之假設情境進行說明。 3. 「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」及「用過核子燃料池冷卻水流失事件」偵測部分，建議新增 NEI 12-02 用過燃料池水位儀器強化(核管案編號 CS-JLD-10115)之監測說明及因應策略。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 相關改善工程執行現況說明如下： 核管案編號 CS-JLD-10110 新增設置氣冷式柴油發電機已結案； 核管案編號 CS-JLD-10112 實施 10 CFR 50.54(hh)預定完成時程 105 年 11 月 30 日； 核管案編號 CS-JLD-10113 NTTF 建議事項 4.2-強化 NEI 12-06 所涵蓋設備對廠外危害的防護預定完成時程 106 年 6 月 9 日；					

核管案編號 CS-JLD-10115 NTTF 建議事項 7.1-用過核子燃料池儀器之強化 (DCR C1-3429/C2-3430)105 年 1 月硬體已完工，申請結案審查中。

2. 謝謝委員意見，有關 NTTF 4.2 之 NEI 06-12 B.5.b「用過核子燃料池救援策略之要求(核管案編號 CS-JLD-10112 實施 10 CFR 50.54(hh))」，以及 NEI 12-06 FLEX 策略因應措施(核管案編號 CS-JLD-10113 NTIF 建議事項 4.2-強化 NEI 12-06 所涵蓋設備對廠外危害的防護)相關說明如下：前者係指「來自飛機撞擊等所造成火災或爆炸進而導致喪失大範圍廠區」，後者則為「來自發生設計基準外部事件的廠外危害(如日本福島事件)」，這兩種肇因所可能引發之電力系統或設備故障。但由於飛機撞擊之機率分析極低，故造成電力系統或設備故障之機會不大；另外，類似設計基準外部事件如地震與海嘯，核一廠已強化防震能力，因此，造成電力系統或設備故障之可能性也不高。
3. 核管案編號 CS-JLD-10115 之新增 NEI 12-02 用過核子燃料池水位儀器強化的監測說明及因應策略如下：
 - (1)分別在用過核子燃料池東南邊及西南邊各安裝一組水位及溫度儀器，各自獨立，並將訊號分別送至主控制室 H11-P602 盤上二只記錄器顯示，可監測 L1、L2 及 L3 水位。
 - (2)水位儀器採用雷達波型式，無接觸用過核子燃料池水，不受硼酸腐蝕影響。且在用過核子燃料池區域之喇叭口導波管與支架為不鏽鋼材質，不受溫度、濕度與輻射影響。
 - (3)水位儀器採分開獨立設計，電源配置分不同路徑且獨立裝配，當其中一個電源損壞時，不會影響另一個控道的運作，後備電源使用之電池可供電約 300 小時。
 - (4)水位儀器符合耐震 IEEE 344-2004 版本，耐震為 0.51 g。

第 2 回合審查意見

1. 同意答復，將列為追蹤事項。
2. 有關第 7.2.3 節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件，在前言及事件處理提到 NTTF 4.2 之 NEI 06-12 B.5.b 用過核子燃料池救援策略之要求及 NEI 12-06 FLEX 策略因應措施之策略，惟在肇因卻未依相關假設情境進行說明，請進一步說明。
3. 所提相關答復說明請納入第 7.2.4.2 節偵測，利用核一廠因應福島事件新增之用過核子燃料池水位與溫度監視儀器系統補充說明。

第 2 回合審查意見回復

1. 因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，主管機關已另案有個別審查管控機制，擬建議不納入除役計畫追蹤事項。
2. 擬於第 7.2.3 節肇因小節中補充說明相關假設情境，如來自飛機撞擊等所造成火災或爆炸進而導致喪失大範圍廠區，或是來自發生設計基準外部事件的廠外危害(如日本福島事件)等，導致電廠電力系統或備用電源系統功能毀損，或是熱交換器、泵等設備發生故障，而於最後造成用過核子燃料池喪失冷卻能力。
3. 核一廠因應福島事件新增之用過核子燃料池水位與溫度監視儀器系統補充說明，已列入除役計畫中第 7.2.4.2 節偵測，如附件 07-012-03-B。

第 3 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 請修訂於除役計畫內容。另針對附錄 7.A「核一廠除役期間用過核子燃料池喪失冷卻能力熱流分析」報告，其假設條件為用過燃料池與反應爐穴分隔，即用過燃料池閘門關上，請澄清除役停機過渡階段前期分析結果為何。
3. 同意答復。

第 3 回合審查意見回復

2. 已修訂如除役計畫第七章第二、(三)、1.節(p.7-12)。
原熱流分析(附錄 7.A)係考慮用過核子燃料池 3,083 束容量全滿(其中 408 束剛退出爐心)，而核一廠除役停機過渡階段前期爐心仍有燃料期間，應增加考慮 408 束已冷卻較久的用過核子燃料，對整體衰變熱功率的貢獻小於百分之二(408/3083)。
但核一廠除役停機過渡階段前期若用過核子燃料池閘門開啟將會使爐穴與燃料池互通，因此冷卻水量(Inventory)大幅增加兩倍以上，在衰變熱增加不多，而冷卻水量增加，將會使溫升率降低。
因此，原附錄 7.A 之假設狀況較為保守，足以涵蓋除役停機過渡階段前期之相關分析結果。

審結意見

2. 同意答復，另針對除役停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料之安全分析結果，請於運轉執照到期前一年提送主管機關進行審查，並待審查核可後回饋於除役計畫，並列為重要管制事項。

意見編號	07-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11	7.2 7.3	7-11~20、 7-31	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第三節所列除役作業活動潛在之輻射意外事件，依其所列八項可能發生假想事故，查核有關(1)可能釋放到環境的放射性物質、(2)分析這些意外的輻射劑量後果與造成關鍵群體健康效應的影響等內容。審查意見如下：

1. 請將預計使用之污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器詳加敘明，並評估其適用性。

2.(一)除污意外事件

(1) 提及「...管路設備破裂，造成管路內廢棄物液體流出至廠房，進而可能造成少許空浮；但由於還有通風系統過濾處理，所以，即使有廢氣外釋也會十分微量，而對廠界無劑量影響。...」，請對可能流出量、轉化為空浮之比率、通風過濾效率等提出佐證。

(2) 化學除污作業時，所裝設之輻射示警器其設定值為何？

3.(二)拆除意外事件

(1) 廢棄物淤泥槽表面污染放射性總活度如何估算。

(2) 假設 10 %之桶槽內表面鬆散污染平均瀰漫在空間中之合理性。

(3) 提及此意外分析之外釋分量係參照美國 YANKEE ROWE 核電廠 DSAR (Defueled SAR)第 3.4.4.4 節，其條件是否適合核一廠，請提出澄清。

(4) 針對事故中將現場放射性活度利用抽氣方式可降至原活度 1%，請問是如何評估而來？

4.(二)拆除意外事件及(八)廢液處理系統之桶槽破裂意外中，所假設現場工作人員在 1 min 內完成疏散去進行劑量評估，但在其他意外事件有用 10 min 評估，請澄清其條件保守性。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員意見，未來在開始除役前，會提交細部拆解計畫給主管機關審查通過，然後據以將現行廠內程序書修改為適用除役期間各類程序書；因此，預計使用之污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，將於未來除役期間各程序書中才能列出。

2. (1)依本計畫第八章描述於除污管線中安裝流量計或壓力計，以隨時監控除污管線是否有洩漏的狀況；另外，因微小之洩漏狀況，通常無法由管線內液體體積或壓力的變化偵測；故將視狀況考慮於適當位置(可能洩漏之位置)裝設監視器，以監控微小之洩漏狀況。由此可知可能流出量不會很大，即使全部轉化為空浮，但由於核電廠通風過濾效率至少 95-99%，因此，釋放至廠界造成之劑量也十分微量。

- (2)化學除污作業時，所裝設之輻射示警器其設定值，須待真正進行除役前才會設定於相關程序書(同第 1 點回復所敘)。
3. (1)廢棄物淤泥槽表面污染放射性總活度需先透過廠址輻射特性調查結果，依照系統特性將電廠初步分區，接著進行核一廠現場取樣或分析過去運轉廢棄物資料，建立各分區之比例因數(Scaling Factor)。而比例因數所代表之涵義即為各系統放射性廢棄物污染核種組成比例，藉由此放射性核種活度組成建立輻射源項，以加馬輻射屏蔽分析程式模擬管件或設備，即可進一步建立各系統劑量率與面積比活度之關係；再以現場度量到之輻射劑量率，即可推算獲得表面污染活度；詳情請參考本計畫第九章第一節。
- (2)本章假設事故發生後會立即平均瀰漫在空間，其評估結果較為保守(因為立即平均瀰漫表示每位現場工作人員都會立刻受影響)。
- (3)美國 Yankee Rowe 核電廠 DSAR (Defueled SAR)第 3.4.4.4 節指出，可能被釋出的污染，有明顯的比例，是緊密地結合在設備/管件內表面，放射性範圍偵測指出這個比例在 50-80 %間，若組件或容器破裂時，總放射性活度中只有一部分，將因組件或容器受衝擊導致能量不平衡而被釋出；根據 Yankee Rowe 核電廠 DSAR 之說明：「更真實的外釋分量為 1-10 %，將更為合理」。也就是說這些外釋分量百分比是有經過放射性範圍偵測證實，故本章參考 Yankee Rowe 所提出 1 %至 10 %值，並保守起見採 10 %，可適合核一廠分析之用。
- (4)在評估放射性污染空浮擴散至廠界時，所作分析為百分之百釋出(無通風過濾)至廠界之影響，係保守的評估方法。另利用抽氣方式降至原活度 1 %是事故處理情境之假設，在此情境下假設這 1 %活度平均沉積分布於事故現場地面，因而對事後進入現場工作人員造成地表輻射之劑量評估。
4. (二)拆除意外事件及(八)廢液處理系統之桶槽破裂意外都是假設發生在聯合結構廠房 B1 之 B32 房間的廢棄物淤泥槽，該房間扣除廢棄物淤泥槽後，人員可以自由活動空間十分狹小(按廢棄物淤泥槽，位於聯合結構廠房 B1 的 B32 房間(B32 房間的長 9.53 m、寬 5.03 m、高 5.94 m)，用於廢水污泥之收集，重量約 8,255 kg、直徑 3.93 m、長度 7.5 m)。因此，假設現場工作人員在 1 min 內完成疏散已經十分保守，至於其他意外事件採 10 min 內完成疏散，則是考慮發生地點空間較大，需要較長時間疏散。

第 2 回合審查意見
1. 請確實依承諾訂定相關程序書，並列入除役工作承諾事項列表中。 2. 請說明如何得知核電廠通風過濾效率至少 95-99 %，另請確認其他章節使用數據一致性。 3. 針對第 3 點之(3)請確實依原問題說明有關意外分析之外釋分量係參照美國 YANKEE ROWE 核電廠 DSAR (Defueled SAR)第 3.4.4.4 節，其條件是否適合核一廠。 4. 考量人員作業位置與撤離路線可能受管路設備障礙影響而延滯，請提供相關佐證及參考資料。
第 2 回合審查意見回復
1. 將確實修改程序書並列入除役工作承諾事項列表，而這些需要因應除役而須修改或訂定的程序書，主要是非 900 序列的程序書(即非輻射防護作業程序)，因輻射防護作業系列程序書在電廠運轉與除役階段並無太大差異。 2. 核電廠在運轉期間依規定要有高吸附效率空氣過濾器(HEPA)以及必要時須裝設活性碳過濾器，這兩者過濾效率都有 95-99%以上，於除役階段，廢氣處理系統(OG)將停用，本章節除污意外事件中可能流出污染量不會很大，因此會視需要評估是否要架設臨時設備(排氣煙櫃搭配高效率過濾器然後連接到廠房通風系統)來處理意外發生，本文中所提到「還有通風系統過濾處理」為上述臨時設備，而非已停用之廢氣處理系統，前次回覆因誤植而以廢氣處理系統方式回答是不對，請見諒。總而言之，除污意外事件比起運轉期間廢氣外釋十分微量，對廠界無劑量影響。 3. 謝謝委員提醒，經又查美國 TROJAN 核電廠之「Trojan 除役計畫與執照終止計畫」(Trojan Decommissioning Plan And License Termination Plan)中，對於污染組件掉落意外事件中空浮釋出比率之分析假設(第 3.4.3.2 與 3.4.4.3.1 節)，主要為：污染組件活度之 10% 為鬆散污染物，而鬆散污染物中將有 1% 造成空浮；此即假設污染組件活度之 0.1% 將造成空浮。相較之下，本章參考 Yankee Rowe 核電廠 DSAR，假設 10% 鬆散污染物會全部變成空浮，應已足夠保守。 4 B32 房間僅 SLUDGE TANK 及其相關管線並無其他設備；另依據圖面 9891-G-216/216S SH.7 及相關管線立體圖可知，於 B32 房間西側出口區域之管線(皆高於 EL.31')距地面(EL.17.33')至少 13.67'；因此，撤離路線並無管線及設備阻礙。
審結意見
1.同意答復。

- 2.同意答復。
- 3.同意答復。
- 4.同意答復。

意見編號	07-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、A11、F14、F15	7.2	7-11 至 7-12	結案

第 1 回合審查意見

1. 審查本章第二節(三)用過核子燃料池喪失冷卻能力事件，提及「...有關核一廠因應福島事件新增用過核子燃料池水位及溫度監視儀器系統，二號機預計於 105 年 1 月 8 日完成...」，若現在已完成請修訂內文。
2. 第 7-11 頁提及「至遲於用過核子燃料池池水沸騰 3 h 之前，開始啟動緊急補水作業。」請問 3 小時依據為何？有無國際上可參考依據？
3. 在事件處理及用過核子燃料池正常水位維持於 EL. 136'-3"~EL. 136'-4"的部分，提及有 3 個途徑提供用過核子燃料池之補水，這 3 個方法應是源於 NEI-0612 以及 URG 的補水方法，請問這 3 種途徑是否有採用之優先順序？另外，在人員組織的觀點來看，補水措施主要是在核電廠正常運作下因假設有事故發生時所採取。而除役作業時，人員組織上是否仍有值班經理等編排、事故發生後下指令的主要人員等是否也參照核電廠運作時的程序進行。

第 1 回合審查意見回復

1. 核一廠因應福島事件新增用過核子燃料池水位及溫度監視儀器系統及 DCR C1-3429/C2-3430，現皆已完成設置，統一修訂如附件 07-014-01-A。
2. 謝謝委員意見，原 3 h 依據是考慮池水沸騰前器材之備妥時間，所以認為至遲於用過核子燃料池池水沸騰 3 h 之前可以開始啟動緊急補水作業。經查證核一廠因應福島事故後之強化措施，已將緊急補水所需之器材安置於現場，故無須考量器材之備妥時間。相關緊急補水作業將依核一廠程序書 1452.2「核一廠斷然處置程序指引操作補助程序書水源的建立」之規定辦理。
3. (1)內容提及三個途徑 A、B、C，即是採用之優先順序(A 最優先、B 其次)。
(2)除役作業時人員組織與任務請參考本計畫第十二章，屆時用過核子燃料池每日仍有輪值，並也會參照核電廠運作時的程序所修正的除役階段的相關程序，來進行補水措施。

審結意見					
1. 同意答復。					
2. 同意答復。					
3. 同意答復。					

意見編號	07-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A05	7.2	7-11、7-14、7-15、7-47	結案

第 1 回合審查意見					
1. 有關用過燃料池冷卻水流失事件，其用過燃料池不鏽鋼板滲漏監測結果於除役期間管控機制為何。					
2. 有關用過燃料池冷卻水流失事件，其分析與結果為藉由用過燃料池不鏽鋼板滲漏進行監測，其屬不鏽鋼板完整性監測，另針對結構完整性如何進行監測仍須澄清。					
3. 有關用過燃料池冷卻水流失事件之事件處理，其預防方式如在燃料組件上方將管線穿越燃料池牆上，或是阻絕低池吸口點然後將該點裝在比燃料地方高處，請澄清目前核一廠用過燃料池管線設備狀態為何。					

第 1 回合審查意見回復					
1. 除役期間用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏監測的管控機制，仍與機組運轉中相同。核一廠是藉由用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏分析與結果，進行不鏽鋼板完整性之監測。當不鏽鋼板滲漏偵測系統的任一偵測點偵測到有水液累積時，目前設定約為 15 cc，控制室與現場均將產生警報，值班員會將水樣送環化組進行分析，以判定是否是池水滲漏。相關程序書為 511.2.19 與 511.2.6。					
2. 目前用過核子燃料池結構完整性如何進行監測是依據 795.11 程序書(用過核子燃料池結構監測巡視)所進行，每三個月就各結構進行巡迴目視監測。					
3. 核一廠用過核子燃料池低點無任何開口。舊有用過核子燃料池冷卻系統係採用用過核子燃料池水溢流方式取水，回水管路裝設在接近用過核子燃料池頂部區域，在燃料組件上方穿越用過核子燃料池牆。新增用過核子燃料池冷卻系統取水管路設在用過核子燃料池上方，並不穿越用過核子燃料池，回水管路共用舊有用過核子燃料池冷卻系統回水管路。					

第 2 回合審查意見					
1. 所提用過燃料池不鏽鋼板滲漏監測之管控機制，應於用過燃料池移出燃料					

池前持續監測，俾確保用過核子燃料之儲存安全。					
2. 所提用過燃料池結構完整性之監測機制，應於用過燃料池移出燃料池前持續進行結構監測方案檢查，俾確保用過核子燃料之儲存安全。					
3. 所提答復說明請納入第 7.2.4.4 節事件處理。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏監測之管控機制，將於用過核子燃料移出用過核子燃料池前持續監測，確保用過核子燃料之儲存安全。謝謝委員提供意見。					
2. 用過核子燃料池結構完整性於用過核子燃料移出用過核子燃料池前，將持續依據程序書進行結構監測方案檢查，俾確保用過核子燃料之儲存安全。					
3. 已列入除役計畫中，如附件 07-015-03-B。					
第 3 回合審查意見					
1. 同意答復，請比照 NUREG-0800 SRP 9.1.2 “New and Spent Fuel Storage”確保用過燃料池結構完整性能符合要求，並請修訂於除役計畫內容。					
2. 同意答復，請比照 NUREG-0800 SRP 9.1.2 “New and Spent Fuel Storage”確保用過燃料池結構完整性能符合要求，並請修訂於除役計畫內容。					
3. 同意答復。					
第 3 回合審查意見回復					
1. 於除役停機過渡階段及除役拆廠階段前期，本公司將依據程序書及作業辦法相關規定，持續執行用過核子燃料池不鏽鋼板滲漏監測。已將上述文字修訂如除役計畫第七章第二、(四)、4.節(p.7-17)。					
2. 於除役停機過渡階段及除役拆廠階段前期，本公司將依據程序書及作業辦法相關規定，持續執行用過核子燃料池結構完整性監測。已將上述文字修訂如除役計畫第七章第二、(四)、4.節(p.7-17)。					
審結意見					
1. 同意答復。					
2. 同意答復。					

意見編號	07-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、S13、A03、A05	7.2 及 7.3	7-15 及 7-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 針對所提地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，應參照福島管制案強化因應自然危害度之評估結果，如地震、水災、海嘯及火山危害度等評估					

結果，適時補強除役期間各階段仍須運轉之安全設備。

2. 有關地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件之肇因將火山危害度之影響歸類為地震及海嘯發生之原因，惟當發生火山灰沉積相關設備之影響，如用過燃料池之最終熱沉氣冷式冷卻水塔及反應廠房排氣通風問題並未評估。
3. 本頁提及「地震、颱風、洪水、海嘯等過後，應立即依相關處理程序，進行用過核子燃料池及其相關設備之檢查。」相關意見如下：
 - (1) 應清楚載明各種意外事故所對應之處理程序，並說明該處理程序於除役各階段之適用性。
 - (2) 請列出所有相關可供使用之處理檢查程序書名稱編號及是否已完成編寫及已核准並已更新。
4. 在輻射影響部分，用過核子燃料池冷卻水流失事件的情況較用過核子燃料池喪失冷卻能力事件來得嚴重，亦即用過核子燃料池冷卻水流失事件的輻射範圍可涵蓋喪失冷卻能力事件。在文字敘述上，請考量修正為「此事件輻射影響可由用過核子燃料池冷卻水流失事件所涵蓋」是否會較為妥適。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員意見，將適時補強除役期間各階段仍須運轉之安全設備。
2. 按若發生火山灰沉積，核一廠有程序書 1454 火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引來進行處置。
3. 謝謝委員意見，未來在開始除役前會提交細部拆解計畫予原能會審查通過，然後據以將現行廠內程序書修改為適用除役期間各類程序書，因此，委員所提兩項意見都屬於未來工作。
4. 謝謝委員意見，「用過核子燃料池冷卻水流失事件」是指因管路滲漏破裂等原因，而使冷卻水減少而導致低水位警報；而「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」是指因設備故障或停電無法循環散熱，進而使冷卻水逐漸蒸發減少。因應上述兩項事件，相關緊急補水作業將依核一廠程序書 1452.2 「核一廠斷然處置程序指引操作補助程序書水源的建立」之規定辦理。

第 2 回合審查意見

1. 答復太籠統請具體承諾。
2. 有程序書不代表就沒有風險存在，請具體針對問題回答。另所提火山危害因子對設備、人員影響之因應措施指引，應於用過燃料池移出燃料池前持續進行人員訓練及定期演練，俾確保用過核子燃料之儲存安全。
3. 細部拆解計畫何時提出，請說明。將列入追蹤事項。
4. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. 除役期間各階段仍須運轉之安全設備均為運轉期間已有之設備，無須另行新增。其餘因應自然危害度評估之福島管制案，台電公司正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。
2. 除役時最嚴重事件為用過核子燃料池冷卻水流失事件，相關用過核子燃料池冷卻及補水措施已完整建立於除役計畫第七章。電廠可依據該等措施進行相關救援工作。另針對用過核子燃料池之最終熱沉，如氣冷式冷卻水塔因火山灰而喪失冷卻能力之減緩及因應對策，已建立相關程序書。除役期間各階段將視需求作必要之修訂及安排演訓，以確保用過核子燃料之儲存安全。
3. 未來實際進行反應器壓力槽細部拆除工作項目，將依照當時國際上更多已除役電廠的經驗、技術及機具，並於本公司完成該項工作之招標作業後，才能確定。其細部拆除工作項目，將於該拆除作業執行前至少 3 個月提報主管機關。

第 3 回合審查意見

1. 同意答復，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。
2. 同意答復。
3. 同意答復，並列為重要管制事項。

第 3 回合審查意見回復

1. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理。

審結意見

1. 同意答復。

意見編號	07-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、S13、F15	7.3	7-17~19	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「除污意外事件」提及，「雖然此事發生機率不高，但仍保守考量當進行系統化學除污時，發生管路破裂。依核一廠相關作業程序書(如 900 系列輻射防護程序書)之規定，面對此類意外事件，現場作業人員應立即先行撤離。」請問最大除污意外事件之假設為何？是否足夠保守？適用之 900 系列輻射防護程序書包括那些？請列舉並說明本頁下半頁最後一段的假設分析是否					

合理及足夠保守可涵蓋所有較小之除污意外事件？

2. 三、除役作業活動潛在之輻射意外事件之「(二) 拆除意外事件」，其肇因分析中敘述：「進行大型組件移除、系統拆卸及建物拆除時，可能因作業不慎造成重物墜落」，並假設現場工作人員於 1 分鐘內完成疏散，是過於樂觀想法，在此並未造成現場工作人員受傷。而在工業界因拆除廠房設施時，因組件墜落而壓傷工作人員之案例時有所聞；雖然除役拆除過程前均進行討論工序、並分析潛在危險因子與召開工具箱會議，但仍有因墜落而造成工作人員受傷之機率發生，且其他各項情境分析也未提及人員傷亡，建議在最有可能發生章節內考量上述情境及分析。
3. 由於事故發生時，現場各設備、組件可能並未能如預期整齊排列，在這 1 分鐘內完成是否有其他配套措施可在這時間內完成。
4. 請說明最大除役拆除意外事件分析之假設，並說明其可接受之風險標準及劑量分析後果處理與接受準則？為何只分析廢棄物淤泥槽，選擇理由及標準為何？

第 1 回合審查意見回復

1. (1)查除污作業有分環境、系統、結構組件除污等等，其中又以系統化學除污規模最大(經過主要冷卻水流經管路與設備)，因此，假設最大除污意外發生在系統除污時，相關假設與保守度如下(3)所分析。
(2)900 系列輻射防護程序書包括 901 至 978 共 42 份，除污意外適用之 900 系列輻射防護程序書包括如下：
 - 903 進出管制程序
 - 904 防護衣物使用程序
 - 905 人員輻射劑量監測管制程序
 - 907 廠內輻射偵測與記錄程序
 - 908 輻射偵測儀器使用程序
 - 911 低放射性廢棄物廠內運儲程序
 - 911.1 廢棄物運貯輻射防護管制作業程序
 - 913 人員除污程序
 - 914 輻射安全報告之定期與緊急陳報程序
 - 917 廠區環境污染管制程序
 - 919 人員輻射曝露之合理抑減作業程序(ALARA)
 - 921 呼吸防護計畫作業程序
 - 951 廠房地區除污程序
 - 953 除污設備操作及維護程序書指引
 - 954 化學品除污藥劑使用管理作業程序

(3)系統化學除污發生意外時不論假設之劑量率、涉及人數與受影響時間都經假設採用保守值，已可涵蓋所有較小之除污意外事件，按其他結構組件除污等都是單一設備除污，一般來說規模較小。

2. 謝謝委員意見，擬增加下列說明分析：在進行工作前，均會採取許多措施避免人員傷害事件發生：例如分析潛在危險因子與召開工具箱會議、預先進行人員訓練與模擬、定期辦理應變演習(包括有意外造成人員傷亡者)等。但萬一在拆除時發生意外有人員發生傷亡，將以優先搶救人員生命為重，且必須進入緊急曝露搶救階段，屆時將依游離輻射防護安全標準第十六、十七條進行劑量管制，並且事後還會進行特別醫務監護如健康檢查、劑量評估、放射性污染清除與必要治療等措施。如上述增加分析獲委員認可，擬將來於(二)拆除意外事件章節中增列。
3. 請參酌前項之回復。對於現場之設備機具布置及 Housekeeping，將於未來執行時特別要求，務必維持現場隨時之整潔。
4. (1)最大除役拆除意外事件分析是假設廢棄物淤泥槽拆除意外時，有 10 % 的表面污染立刻瀰漫在空間，因而造成現場工作人員輻射劑量，至於可接受之風險標準及劑量分析後果處理與接受準則，則為參考游離輻射防護安全標準(職業曝露或緊急曝露)與核子反應器管制法施行細則相關與禁制區與低密度人口區環境劑量標準。
(2)請參考意見編號 07-003 第 4, (2)之回復說明。廢棄物淤泥槽發生意外表面污染造成空浮擴散後果最嚴重，因此，選其進行分析；另外，拆除時還會有如反應器壓力槽內部組件之拆除，但雖其活度為更高，不過是屬內部中子活化污染，發生意外使表面污染造成空浮擴散到環境後果不如廢棄物淤泥槽，而廢棄物淤泥槽內表面污染活度是同類中最大。

第 2 回合審查意見

1. 答復太籠統，請具體回答所謂的『假設採用保守值』為何？
2. 同意答復。
3. 同意答復。
4. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. 經參考 NUREG/CR-0672 之 Appendix H 之 H.5-6 表，說明沸水式之參考核電廠(WNP-2，1155MWe)系統化學除污時經驗，每輪值時段有五人作業(一領班、二設施操作員、一技工及一保健物理員)，因此保守倍增十人作為本

章節分析之假設採用保守值主要依據。

另外其他假設採用保守值如 10 min 內迅速撤離、處理意外現場之人員假設需有 5 人時人力執行，由 10 位作業人員分班輪流進入等，也是從上述假設採用保守值十人進一步衍生而得到(如十人一起工作空間大小來假設撤離時間等等)；另外空間輻射劑量率是從輻射特性調查結果 0.03-2.0 mSv/h 範圍中取 2 mSv/h 為代表。

2. 已列入除役計畫中，如附件 07-017-02-B。

審結意見

1. 同意答復。

2. 同意答復。

意見編號	07-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、A11、F14、F15	7	7-21、7-22、7-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「吊卸意外事件」提及，「除役期間與輻射相關之吊卸工作主要有兩大項，第一項為大型組件、系統、設備等拆除之吊卸...」。最大型組件為何只分析 B 類放射性廢棄物活度最高之餘熱移除熱交換器(RHR Heat Exchanger)，發生貯存容器墜落之意外事件，而未分析壓力槽組件拆除重件吊卸意外事件安全分析？因此其分析是否足夠保守及安全？又上述假設在事發後 10 min 內完成疏散之依據為何？是否足夠保守請說明？ 2. 審查本章第三節(三)吊卸意外事件，其中描述操作人員於操作現場以量測放射性污染去進行偵測，其偵測方式是否正確？ 3. 第 7-22 頁提及，B3 房間是一等腰三角形房間，惟觀其體積計算公式係為以等腰直角三角形為底面之體積計算公式，須於 B3 房間之形狀為等腰直角三角形方有適用，請說明並再次確認。 4. 三、除役作業活動潛在之輻射意外事件之「(四) 低放射性廢棄物包裝意外事件」，第 3 分析與結果中提及「包裝 B 類放射性廢棄物貯存容器時發生意外」，請問是何種意外？					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1)請參考意見編號 07-003 第 4, (2)及 07-017 第 4, (2)之回復說明。 (2)另外，考慮餘熱移除熱交換器所在房間大小(聯合結構廠房 B3/B53N 號房間，長寬高最多十餘公尺)，如果有工具箱會議、模擬疏散及輻防工安人員在現場協助等配套措施，10 min 內完成疏散已是足夠保守。					

2. 操作人員會在現場輻射防護人員指導下，進行偵測如抽氣偵測空浮等而不致於有偵測方式不正確之情事發生。
3. 已經確認該房間為等腰直角三角形，按三邊長分別為 12.01、12.01 與 16.34 m，而 16.34 剛好是 12.01 的 $2^{1/2}$ 倍左右。
4. 本節之包裝意外其假設是與容器裝載發生吊卸意外時雷同，故上述包裝 B 類放射性廢棄物貯存容器時發生意外，亦指包裝時發生類似吊卸型式之吊落意外，故包裝意外時相關劑量率等直接引用吊卸意外時之數值。

第 2 回合審查意見

1. 同意答復，但請實地演練是否可行。
2. 請確實依原問題說明偵檢方式是否正確。
3. 同意答復。
4. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. 105.09.09 經實地演練，可於 10 分鐘內完成疏散。
2. 謝謝委員指正，原文中提到偵檢方式應修正如下方才是正確方式；高輻射物件吊卸意外發生時相關偵測程序，其順序及方式如下簡述：
 - a. 確保工作人員輻射安全
 - (a) 先以輻射偵檢器偵測工作人員所在之輻射劑量率，若輻射劑量率高則要求工作人員先撤退至安全距離處。
 - (b) 其次以輻射遙測儀(teledetector)遠距離偵測吊運物件輻射強度，並予適當屏蔽及包裝。
 - b. 環境污染去污隔離
 - (a) 執行拭跡污染偵測，確認污染範圍並圍籬示警。
 - (b) 在無輻安顧慮下進行環境去污作業。

審結意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。

意見編號	07-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11、F14、F15	7.3	7-25~27	結案
第 1 回合審查意見					

1. 審查本章第三節除役作業活動潛在之輻射意外事件的分析中，只針對除污意外及放射性廢棄物暫存意外事件架設臨時屏蔽，以降低約 50%輻射劑量率，有關意外事件發生時決定是否架設臨時屏蔽之評估方式為何？
2. 本頁提及『(五) 放射性廢棄物暫存之意外事件 3. 分析與結果「依除役作業規劃，B 類、C 類與超 C 類(GTCC)放射性廢棄物其貯存時之劑量標準為，離貯存容器表面 3 m 處不得大於 10 mSv/h。」』上述標準係引用放射性廢棄物運作許可辦法第四條：運送低放射性廢棄物包件時，於無屏蔽情況下，其表面外三公尺處之最大輻射劑量率，應小於每小時十毫西弗。但是放射性廢棄物運作許可辦法第四條適用於運送階段，並不適用於靜態貯存階段，請台電公司檢討修正適用之法規標準。
3. 有關「(六)裝有放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外事件」，有鑑於台電公司核一廠除役期間有可能會將可燃廢棄物運送至核二廠減容中心焚化，因此有必要增加分析廠外運送意外事件情節，建議小節名稱變更為「(六)裝有放射性廢棄物之貯存容器運送意外事件」，並增加分析廠外運送意外事件情節。
4. 三、除役作業活動潛在之輻射意外事件之「(六) 裝有放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外事件」，雖貴公司認為拖車翻覆發生機率較低，但曾於 88 年 9 月 1 日，貴廠執行廠內運送，將切割舊燃料格架之廢金屬桶 31 桶運至一號貯存庫時就曾發生拖車翻落乾華溪事件，所以如何降低運送之意外事件發生等防範措施，建議在此加強補述。
5. 第 7-27 頁第 2 段提及「利用表 7-10 內插得到距 250m 處淡金公路之劑量率為 6.65×10^{-5} mSv/h」，惟經檢核內插所得劑量率非此數值，請說明係如何內插計算得出此數值。

第 1 回合審查意見回復

1. 決定是否架設臨時屏蔽之評估方式，主要決定於處理除污該事件的人員所接受到現場劑量率是否過高，例如某些事故造成空浮後會抽氣，如此後續進入除污清理的人員所接受到現場劑量率不是很高，只要工作人員配戴有呼吸防護面具等即可；因此，不需要架設臨時屏蔽。而除污意外及放射性廢棄物暫存意外事件，同理則有必要為處理人員架設臨時屏蔽，以降低處理時所受劑量。
2. 該節主要分析暫存之意外事件，而所謂暫存是指放射性廢棄物進行運送前暫時等待的狀況(即在一個地點放射性廢棄物數量逐漸累積到一定數量後就開始整批運送)，亦可視為運送到貯存庫前的準備工作，與長期靜態貯存庫定點貯存不同，所以引用放射性廢棄物運作許可辦法第四條之劑量標準。

又「核一廠輻射防護計畫及程序書」規定，高輻射區域(大於等於 1 mSv/h 以上)必須上鎖管制；實際作業情況，高劑量放射性廢棄物進行運送前(短時間)暫時等待的狀況，在有適當圍籬示警及輻防人員管制情況下，該暫存空間得不用上鎖。

3. 謝謝委員意見，目前已依 101 年 2 月 21 日放射性物料管理局以物二字第 1010000477 號准予備查之「核一廠低放射性可減容廢棄物運送計畫書(第五版)」執行低放射性可減容廢棄物運送，其中第十章已有緊急應變計畫詳述分析廠外運送意外事件情節，因此建議該小節無須另增加分析，小節名稱亦維持不變。
4. 如何降低運送之意外事件發生等防範措施，包括：車輛隨時保持押車兩人、車速不得大於每小時 30 km、路線要管制並預做模擬、於需要處在道路上裝設反射鏡、為避免車速過快路面設置駝峰障礙物與管制外人接近等等。
5. 謝謝委員指正，經重新審閱表 7-10 之意義，250 m 處的劑量率應該用與距離平方成反比來推得，而非內插，也就是劑量率乘上距離平方是常數來推論，因此重新計算結果為 5.89×10^{-5} mSv/h，按該值乘上 250^2 等於 3.68，3.68 也等於表 7-10 之 200 m 與 400 m 劑量率值乘上 200 或 400 的平方，另已依審查意見修訂，如附件 07-019-5-A。

第 2 回合審查意見

1. 應考量架設屏蔽後所有工作人員劑量比架設屏蔽之工作人員劑得到之劑量低，以符合 ALARA 原則。
2. 同意答復。
3. 同意答復。
4. 同意答復，但須將答復說明列入計畫中。
5. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. 謝謝委員意見，若需要架設臨時屏蔽時，現場輻射防護人員必定會評估有無架設之所有人員可能接受劑量，並確保架設後相關人員如架設人員及隨後進入除污處理人員之劑量總和，會比沒有使用屏蔽時除污處理工作人員接受劑量來的低，以符合 ALARA 原則。
4. 已列入除役計畫中，如附件 07-019-04-B。

第 3 回合審查意見

1.同意答復。
3.同意答復，有關用過燃料池銼火災及反應器廠房氫爆相關意外應變計畫應納入除役計畫內容，並列入追蹤事項。
4.同意答復。
第 3 回合審查意見回復
3. 有關用過燃料池銼火災及反應器廠房氫爆相關意外之意見同 07-021-3 之答復。
審結意見
3.同意答復。

意見編號	07-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A12、F14、F15	7.3	7-28~30	結案
第 1 回合審查意見					
1. 審查本章第三節(七)廢氣處理系統之排氣管路破裂意外，有關配合除役期間規劃設置之廢棄物處理區域，及所設計之小型空氣過濾系統，請予詳加敘明，並評估其適用性。另亦請澄清是否已具體規劃整體之過濾系統管路及相應之偵檢設備之配置，以有效控管意外發生時之即時處置能力。 2. 審查本章第三節有關各項意外事件之偵測部分，是否有具詳細設置規劃，且偵測結果如何判別係歸因於何種意外事件所造成，另監測系統之警報是否整合至控制室，並由控制室人員進行處置之管理，請澄清說明。 3. 三、除役作業活動潛在之輻射意外事件之「(八) 廢液處理系統之桶槽破裂意外」，卻未見廢液處理系統之管路破裂意外分析。 4. 審查本章第三節(七)廢氣處理系統之排氣管路破裂意外，提及以 PAVAN 評估排放廢氣至環境乙節，請說明其評估假設條件之合理性。且本節並無說明評估現場工作人員之放射性影響，何以見得計畫書所述「現場工作人員的放射性影響是可忽略的」，並與輻射影響內容不一致。 5. 第 7-29 頁提及『(七) 廢氣處理系統之排氣管路破裂意外 3.分析與結果「當發生此類事件時，根據核一廠終期安全分析報告第 15.1.26 節廢氣排放處理系統失效所述，空氣過濾器開始失效後，放射性氣體立即被外釋，隨即在 1 min 內區域輻射警報器會響起警告廠內人員，核一廠控制室也立刻在同時間採取應變行動」』依據上述之描述，台電公司是否表示在廢氣處理系統除役完成前，不會變更修正核一廠終期安全分析報告，也會維持核一廠控制室運作，請台電公司確認。					
第 1 回合審查意見回復					

1. 有關配合除役期間規劃設置之廢棄物處理區域，如聯合結構廠房或汽機廠房現場臨時處理區域，請詳見本計畫第九章第三節；另外，局部拆除作業時視需要所架設小型空氣過濾系統，以維持負壓梯度及設置防止回流裝置的局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備，亦請詳見本計畫第八章第二節。廢氣處理系統整體規劃如包括放射性廢氣產生來源、收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等，亦請參見本計畫第八章第二節。按除役期間空氣過濾系統管路及相對應之偵檢設備之配置，仍將沿用運轉時相同者，而且會一直用到除役拆廠階段最末期才拆除。
2. 除役作業期間如除污、拆除、吊卸、放射性廢棄物包裝、放射性廢棄物暫存、放射性廢棄物之貯存容器廠內運送、廢氣處理系統之排氣管路破裂、廢液處理系統之桶槽破裂意外事件，判別係歸類為輻射意外事件。偵測人員由現場污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，獲知輻射與污染情況，另現場區域輻射監測器系統警報動作時，警報聲響會警示現場工作人員，現場人員需立即撤離工作區域處置管理，且現場區域輻射監測器系統警報均整合到控制室，控制室可即時掌控現場輻射警報狀況，並通知輻射防護及相關人員前往處理與管控。除役作業活動進行時如有輻射意外情況，可確保作業人員輻射安全及妥善管理作業人員輻射劑量。
3. 廢液處理系統中廢棄物淤泥槽的桶槽破裂意外嚴重性，應高過廢液處理系統中管路破裂，故選取該桶槽破裂代表所有廢液處理系統中之嚴重意外。
4. 謝謝委員意見，按除役期間所需處理之放射性廢氣活度將大為減少，為了保守評估起見，並參考本計畫第十章評估資料表 10-2 所敘停機過渡階段預估每年排放至大氣的核種活度，假設一整年活度在 2 h 內排放出來，所造成廠界劑量只有 3.94×10^{-2} mSv，因此，若某日發生意外，考慮當時排放量，廠界劑量是很輕微的。另由此數據可推論現場工作人員的放射性影響亦是很低，但也許還不到可忽略程度；因此，會將文字修正為...故此類事件對廠界環境或現場工作人員的放射性影響是很輕微的；另外，輻射影響該段內容也改為影響很輕微，修訂如附件 07-020-4-A。
5. 反應器永久停機，且主蒸汽隔離閥(MSIV)關閉後，即不再有(1)主冷凝器蒸氣抽氣器排氣；(2)汽機汽封冷凝器排氣；(3)機械真空泵排氣及(4)乾井沖淨(Purge)等放射性廢氣產生來源。因此，規劃廢氣處理系統(Off-Gas, OG)(109)於停機過渡階段後期停止運轉；屆時報請核准停用後，即著手修

改/刪除核一廠 FSAR 之相關章節。

第 2 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並請建立相關程序書。
3. 建議仍增列管路破裂之意外分析。
4. 請補充說明「藉由評估廠界劑量 3.94×10^{-2} mSv 推論廠內現場工作人員放射性影響是很輕微」的合理性。
5. 台電公司的答復，與原問題之說明不一致，請台電公司提供相關修正內容。

第 2 回合審查意見回復

2. 擬併入審查意見 07-013-1，並列入除役工作承諾事項列表。
3. 由於未來永久停機後除役期間，廢液處理系統中管路內的放射性廢液量會大幅減少或甚至管路會停用；所以，考量除役期間，管路破裂後之輻射源相較於廢棄物淤泥槽來得低(該槽原是貯存放射性廢液淤泥)，可由廢棄物淤泥槽破裂事故，來涵蓋整個廢液處理系統。
4. 除役計畫第 5 章已說明廢氣處理系統於除役階段已停用，所以不會有任何排氣管路破裂的情境，因此原「廢氣處理系統之排氣管路破裂意外」章節之內容擬重新修正如附件 07-020-04-B，請鑒核。
5. 擬刪除三、(七)、3 第 7-29 頁最後一段：「當發生此類事件時...以確實符合法規之規範。」，並增加內文「反應器永久停機，且主蒸汽隔離閥(MSIV)關閉後，即不再有(1)主冷凝器蒸氣抽氣器排氣；(2)汽機汽封冷凝器排氣；(3)機械真空泵排氣及(4)乾井沖淨(Purge)等放射性廢氣產生來源。因此，規劃廢氣處理系統(Off-Gas, OG)(109)於永久停機後即停止運轉。」。

第 3 回合審查意見

2. 同意答復。
3. 為何會提及管路破裂之意外分析，因為依據台電公司所提屆時管路內液體會很少，但依據過去意外事件之經驗得知，誤判而進行切割而造成廢液自管路意外溢出情形有其發生可能，因此請補述防範措施。
4. 同意答復。
5. 台電公司答復說明，擬於機組永久停機後，廢氣處理系統(Off-Gas, OG)(109)即停止運轉，惟依據台電公司規劃，機組後備氣體處理系統於停機過渡階段後期仍列為需維持運轉系統，而由於後備氣體處理系統、廢氣處理系統及汽封蒸汽冷凝排氣系統共用廢棄通道主煙囪，因此，在相關廢氣處理系統及汽封蒸汽冷凝排氣系統停止運轉期間，其排氣管路應與後備氣體處理

系統排氣進行實體隔離，以避免在後備氣體處理系統維持運轉期間，其排氣經由相關停止運轉系統逆流回廠房。	
第 3 回合審查意見回復	
3.	感謝委員提醒，除役期間切割作業如同運轉期間之維修作業，須依據程序書規定隔離掛卡與標示，以防範誤判而進行切割，此項規定已列入除役計畫第五章、五、(二)、1 節：「隔離掛卡方式須依 p1114.03 禁止操作卡管制程序執行。」
5.	感謝委員提醒，核一廠除役期間會針對停用與運轉系統之邊界，例如停用之相關廢氣處理系統及汽封蒸汽冷凝排氣系統，與需維持運轉之後備氣體處理系統排氣通道之邊界，依據掛卡隔離程序書規定以隔離閥或盲板等方式，建立實體隔離。此項規定已列入除役計畫第五章、五、(二)、1 節：「核一廠除役期間，針對各系統須羅列與其他系統之重要邊界隔離閥，以確保需維持可運轉之系統功能不受影響。...隔離掛卡方式須依 p1114.03 禁止操作卡管制程序執行。」
審結意見	
3.	同意答復。
5.	同意答復。

意見編號	07-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、S13、A05、F14	7.4	7-32~33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 針對除役期間電廠消防系統相關設備與運轉中防火設計一致，依目前 FSAR 為依循 NFPA 之相關法規要求，請澄清與 RG 1.191 除役與永久停機期間核電廠消防計畫之差異，並說明如何引用至核一廠除役各階段之廠區消防系統設備、電廠人員訓練等要求。					
2. 永久停機期間之消防計畫如何符合 RG 1.191 之要求及消防計畫應經過何單位及專業消防設備師簽證及核准？請說明並提出消防計畫當附件。					
3. 請澄清說明本章節是否評估除役期間針對用過燃料池銼火災，以及反應器廠房氫爆之意外分析。					
4. 關於火災分析及結果部分，火災事故導致空浮汙染是相當重要的議題，然而導致火災的肇因有易燃放射性廢棄物之堆積、易燃氣體與液體管理不當等，是否有考量到火災產生的熱輻射量可能會導致易燃物燃燒而造成現場呈現延燒的情況，且需考量是否需要另行量測溫度與熱輻射值，以及提供					

防護措施。

5. 請問「火災意外發生時放射性空浮所造成體外浸身劑量率約為 1,900 mSv/h，估計現場有 3 位作業人員，發生事故時立即疏散，假設在 1 min 內完成疏散。」，上述分析的假設依據為何？有無佐證資料？

第 1 回合審查意見回復

1. 核一廠 FSAR 9.5.1 列出的 NFPA 業界特定標準共有以下：

NFPA 10 - 手提滅火器

NFPA 12A - Halon 1301 滅火系統

NFPA 13 - Sprinkler Systems

NFPA 14 - Standpipe and Hose Systems

NFPA 15 - Water Spray Fixed Systems

NFPA 20 - Centrifugal Fire Pumps

NFPA 24 - Out side Protection

NFPA 70 - National Electrical Code

NFPA 72E - Automatic Fire Detectors

NFPA 72-A - Local Protection Signaling Systems

NFPA 196 - Fire Hose

NFPA 2001 – Clean Agent Systems

而 R.G. 1.191 替多個 NFPA 標準背書(超過上述數量)以施用於除役消防計畫，但其性質只是指引，不是主管機關強制的要求。參考與核一廠同型之美國 Millstone-1 電廠(及多個美國除役核電廠)的除役實際經驗，於反應器永久停機後的過渡階段，可指定電廠運轉組經理負責成立一個類似國外採用的系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)，從事電廠 SSC(其中包括消防系統)的再分類及執照文件(FSAR、TS 等)修改工作。其中，包括引用至核一廠除役各階段之廠區消防系統設備、電廠人員訓練等要求。

2. 於停機過渡階段，在未有進一步評估之前，仍維持核一廠運轉期間的消防計畫(程序書)，與大修期間的注意事項類似；待進一步評估後之除役消防計畫，依據 R.G. 1.191(1.3 節)，由於反應器已經完成安全停機，無需主管機關核准。按除役工程基本上屬於單純的消防系統縮減，無需專業消防設備師簽證及核准，簽證及核准是當有申請建築執照變更需要時才進行。
3. 在除役期間若發生用過核子燃料池銼火災及反應器廠房氫爆事件，必定是用過核子燃料池喪失冷卻能力如冷卻水流失、電廠電力系統或備用電源系統功能毀損或是熱交換器、泵等設備發生故障。按本章第二節已說明經緊

急補水措施的搶救，不會發生這類事件；也就是規劃有完備的行政管制措施，讓用過核子燃料不會裸露然，繼而讓其溫度升高到攝氏五、六百度鎢火災之條件，故本章節只有評估廢棄物淤泥槽拆除過程中發生火災意外。

4. 除役時應考量到火災產生的熱輻射量可能會導致易燃物燃燒，而造成現場呈現延燒的情況。為防止這種狀況發生，應著重防火措施，例如不讓易燃物的堆積、不用火的切割設備(例如氧乙炔切割機)，而改用機械式或磨料水刀切割。R.G. 1.191 沒有特別提及量測溫度與熱輻射值，但目前核一廠消防隊已經有該設備。
5. 因評估廢棄物淤泥槽拆除過程中發生火災，而發生在聯合結構廠房 B1 之 B32 房間的廢棄物淤泥槽，該房間扣除廢棄物淤泥槽後，人員可以自由活動空間十分狹小(按廢棄物淤泥槽，位於聯合結構廠房 B1 的 B32 房間(B32 房間的長 9.53 m、寬 5.03 m、高 5.94 m)，用於廢水污泥之收集，重量約 8,255 kg、直徑 3.93 m、長度 7.5 m)，所以，假設最多只能有三人在內工作；另外，假設現場工作人員在 1 min 內完成疏散已經十分保守。至於體外浸身劑量率約為 1,900 mSv/h 也是保守假設發生火災時立刻造成全面放射性空污。故上述分析的假設皆為保守假想之意外情境。

第 2 回合審查意見

1. 請再說明核一廠於除役期間對 RG 1.191 指引遵循作法，並應參考國外除役經驗。另請具體承諾未來執行時程。
2. 請澄清除役階段消防計畫之主管機關為何單位？是新北市還是原能會？
3. 雖針對用過核子燃料池喪失冷卻能力已有因應策略執行，然燃料池發生相關火災應對策略與一般消防策略有所不同，建議仍應事先建置應對策略，以降低延緩事故情形。
4. 同意答復。
5. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

1. (1)核一廠於除役期間對 RG 1.191 指引遵循作法，依除役計畫(DP)第七章「四、火災及爆炸事件」所述”除役時電廠之防火相關設備，將保留至廠房拆除前才會進行拆卸，故除役期間廠房內之防火設計與運轉中之防火設計一致，即符合 10 CFR 50.48 火災防護法規要求及 RG 1.191 除役與永久停機期間核電廠消防計畫。....，以核一廠既有程序書之消防設施、機具及消防人員編制，可滿足除役作業之要求；另外，根據 FSAR 9.5.1.3 消防系統，皆屬非安全相關等級，故無除役降級的問題；只有視需要調整運轉期

間的消防設備。”(詳附錄 7.B RG 1.191 指引中文摘要) (2)綜上所述”以核一廠既有程序書....，可滿足除役作業之要求；....視需要調整運轉期間的消防設備。”為原則，將配合除役進度轉換既有電廠運轉之消防計畫(例如程序書 107.2)為除役消防計畫，屆時再逐年配合除役實際進度檢討修訂即可。例如：可參”程序書 529.3 失火對策計畫”之反應器廠房失火對策計畫 1&2、聯合廠房失火對策計畫 1&2...等，配合除役工作進度所涵蓋之防火區，予以管制檢討修訂即可。 (3)具體承諾未來執行時程為永久停機過渡階段(即開始執行除役工作時)，作法如下： (i)指定電廠運轉組經理負責成立一個”系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)” (ii)參考與核一廠同型之美國 Millstone-1 電廠(及多個美國除役核電廠)的除役實際經驗。) ，將核一廠之系統、結構、組件(System、Structure、Component(其中會包括消防系統)的再分類及執照文件(FSAR、TS 等)修改工作等。 (iii)包括引用至核一廠除役各階段之廠區消防系統設備、電廠人員訓練...等要求。 (iv)每年度的消防申報僅針對當年度留存的項目，向當地消防單位進行申報。 2.依內政部八十九年三月二十三日針對「經濟部所屬台電公司龍門（核四）計畫消防設置準則」召開專案研商會議決議略以：「有關核電廠主體建築中裝置與安全停機、輻射防護及核能發電有關之系統、設備之廠房（反應爐、圍阻體等建築物部分），因受原子能法等相關法規之規範，需遵照行政院原子能委員會管制核能電廠引用美國標準設計，.....，另對不受原子能法規範之一般建築物或廠站，則依各類場所消防安全設備設置標準之規定設置消防安全設備，並送請當地消防機關勘查。」依上揭意旨，有關 AHJ(authority having jurisdiction)通報對象：受原子能法等相關法規規範者，為行政院原子能委員會。不受原子能法規範之一般建築物或廠站，則依各類場所消防安全設備設置標準之規定，通報所轄當地消防機關(新北市政府消防局)。 3.本公司核一廠已建立之反應器廠房失火對策，包含用過核子燃料池區域失火防範對策，除役不同階段將依據實際狀況視需要修訂；另已於除役計畫第十六章建立相關意外應變計畫。	第 3 回合審查意見 1.在除役工作進行之前，請先針對各防火區在除役過程可能產生的動態變

化，包括：(1)火載量改變、(2)煙流方向改變、及(3)避難搶救動線變化等，重新擬定火災的因應對策。

2.同意答復。

3.有關用過燃料池銼火災及反應器廠房氫爆相關意外分析之依據、評估結果，以及因應措施請再澄清說明，並修訂於除役計畫內容。

第 3 回合審查意見回復

1. 核一廠消防區劃的佈置、組態和狀況及可能產生的動態變化，將配合不同的除役、修改以及移除階段進行滾動式更新消防方案。另如：火載量、煙流及避難搶救動線等規劃，目前已建立核一廠程序書 529.3「失火對策計劃」因應(包括一般滅火原則、控制室處理火警原則及注意事項，如：消防人員集結待引導區之規劃、排煙注意事項...等)。未來若因除役工作不同階段而產生改變時，將重新擬定或檢討修訂防止火災的因應對策，據以反映動態變化，符合各階段消防實務需求。

3. 依據 NUREG-1738 評估，從燃料上方 3 英尺開始水位降低到達引起銼起火需達攝氏 900 度，故該報告認為只要能在 10 小時內啟動救援措施，即能避免發生銼火災和後續氫爆相關意外。依據核一廠現行用過核子燃料池應變補水策略，一小時內即可列置完成，因此符合 NUREG-1738 所訂條件，能避免發生銼火災和後續氫爆相關意外。上述說明已修訂如除役計畫第七章第四節(p.7-34)。

審結意見

1.同意答復，並修訂於除役計畫內容。

3.同意答復。

意見編號	07-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、A05	7.5 至 7.8	7-34~36	結案

第 1 回合審查意見

1. 請澄清說明本章節地震及洪水、土石流事件與第二、(五)節自然危害意外分析之差異為何。

2. 有關雷擊事件之意外分析，請澄清說明人員針對主煙囪進行拆除作業時，如何確保相關作業安全無虞。

3. 「地震及洪水、土石流事件」提及，「有關廠房在停機過渡階段及除役拆廠階段尚未拆除，若發生洪水事件，其分析可被核安總體檢重要改善所涵蓋（根據 NTT2.1 重新評估水災危害並作改善）。」請補充說明改善內容及現

況為何？土石流事件分析係以核一廠於 90 年納莉颱風後，曾委託工程顧問公司辦理「小坑溪及乾華溪土石流危險度評估」一案之報告涵蓋是否足夠安全及保守請再說明並補充摘要說明。

4. 有關輔助系統功能喪失事件之意外分析，因除役期間各階段安全與非安全相關設備定義差異甚大，建議應依各階段評估不同輔助系統功能喪失之影響層面，請澄清說明。
5. 有關外部電力喪失事件之意外分析，因除役期間各階段因應外電喪失之安全與非安全相關設備定義差異甚大，建議應依各階段評估不同外電喪失之影響層面，請澄清說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 本章節地震及洪水、土石流事件分析是針對整個除役階段來分析，而第二、(五)節說明地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，僅針對用過核子燃料池所受影響作分析。
2. 在拆除主煙囪前，將先了解氣象預報之情形，並避免天候狀況不佳時進行。而進行主煙囪拆除作業時，亦隨時現場觀測並擷取氣象預報資訊；若有異常變化，將立即命令停止活動，以確保相關作業安全無虞。
3. (1)有關核一廠針對洪水事件改善內容之評估記載於 103 年「核能電廠水災危害再評估計畫期末報告書定稿版」第 6 章，主要以乾華溪斷面拓寬與加高堤防為主。現今核一廠對於「重新評估水災廠外危害」之改善工作已開立 MMR (Minor Modification Request)設計中。
(2)同樣在「核能電廠水災危害再評估計畫期末報告書定稿版」p.2-29 表 2.6-2 第一核能發電廠極端天然災害事件組合彙整表中，土石流防抗能力敘述如下：2002 年完成「小坑溪及乾華溪土石流危險度評估」一案，結果顯示小坑溪及乾華溪可歸納為低潛能、低危險度或中低處理等級，且即使上游發生土石流，土石流堆積起始點距核一廠乾華溪仍有 4.2 km，小坑溪仍有 3.5 km，故核一廠位於土石流土砂淤積區之外，應不受土石流災害之影響。總之上述 2002 年土石流危險度評估是符合極端天然災害事件的角度來進行評估，其結果應足夠安全及保守。
4. 在停機過渡階段後期，喪失電力或冷卻水等輔助系統功能，影響層面為用過核子燃料池貯存安全，已於本章、二、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力之分析結果所涵蓋；在除役拆廠階段後期，已無安全相關系統，若喪失電力、冷卻水、壓縮空氣、通風及空調等輔助系統，影響層面為除役作

業之運作；在廠址最終狀態偵測以及廠址復原階段，喪失電力影響層面為一般無污染之拆除與地面復原及景觀工作之進行。故喪失電力或冷卻水等輔助系統功能最主要應關切者，仍集中在停機過渡階段的用過核子燃料池貯存安全。

5. 在停機過渡階段後期，喪失外部電力，影響層面為用過核子燃料池貯存安全，已於本章、二、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力之分析結果所涵蓋；在除役拆廠階段後期，已無安全相關系統，若喪失外部電力，影響層面為除役工具、照明、空氣過濾等設備無法運作；在廠址最終狀態偵測以及廠址復原階段，喪失外部電力影響層面為一般無污染之拆除與地面復原及景觀工作之進行。故喪失外部電力最主要應關切者，仍集中在停機過渡階段的用過核子燃料池貯存安全。

第 2 回合審查意見

1. 請澄清所提第二、(五)節自然危害意外分析有關颱風、海嘯等自然災害事件，對整個除役階段影響及分析為何。
2. 建議相關作業概念納入工作程序書或施工導則據以執行。
3. 同意答復，並請將 DCR 編號提送主管機關追蹤。另請將摘要結論列入 SAR
4. 所提答復說明請依除役各階段影響提出說明，並修訂第 7.2.7 節格式內容。
5. 所提答復說明請依除役各階段影響提出說明，並修訂第 7.2.8 節格式內容。

第 2 回合審查意見回復

1. 按本章二、(五)節說明地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，對於用過核子燃料池之影響，而颱風對於整個除役階段影響及分析可見於本章五、(二)及(三)洪水、土石流章節(洪水事件發生之前，有足夠的警告期間依因應除役而修訂洪水處理相關程序書，可將現場作業妥善處理，以確保除役工作安全。惟洪水事件可能另外會造成外部電力喪失；另小坑溪及乾華溪即使上游發生土石流，土石流堆積起始點距核一廠乾華溪仍有 4.2 km、小坑溪仍有 3.5 km，故核一廠位於土石流土砂淤積區之外，應不受土石流災害之影響)。另外，海嘯對整個除役階段影響及分析，可見於除役計畫第七章九、(三)章節(其更詳細的討論請參見本審查意見表 07-023 第 3 與第 4 點意見與回復)。
2. 核一廠招標文件之一般條款及特訂條款通則均規定須符合職業安全衛生設施規則，其內容已說明惡劣天候作業之相關勞工安全停止作業規定。
3. 改善工作案編號為 MMR-C0-0792。本案已有核管案 CS-JLD-10102 審查管

控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。後續將依核管案 CS-JLD-10102 執行結果，視需要將結論列入 SAR 適當之章節。					
4.第 7.2.7 節格式內容擬修訂如附件 07-022-04-B，請鑒核。					
5.第 7.2.8 節格式內容擬修訂如附件 07-022-05-B，請鑒核。					
第 3 回合審查意見					
1.同意答復。					
2.同意答復。					
3.同意答復。					
4.同意答復，請將所述意外分析與用過燃料池有關電力及冷卻水列為安全相關設備。					
5.附件 07-022-05-B 所述意外分析之 5 號柴油發電機、500kW 固定式柴油發電機電源是否列為安全相關設備，請澄清。					
第 3 回合審查意見回復					
4. 核一廠新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)有關電力，依除役計畫第五章分類為安全有關，並已列於除役計畫第五章表 5-4；新增用過核子燃料池冷卻系統亦已列於除役計畫第五章表 5-4，該系統設備則比照核一廠現行運轉中持照基準(Current Licensing Basis, CLB)之設計分類。					
5. (1) 五號柴油發電機依除役計畫第五章分類為安全相關，並已列於除役計畫第五章表 5-4。					
(2) 審查意見編號 05-012-2 及 05-031-7 第 2 回合審查意見回復：「500 kW 固定式柴油發電機於停機過渡階段後期仍為後備電源，擬納入除役計畫第五章表 5-5 停機過渡階段後期須維持運轉系統-非安全相關。」業經大會於第 3 回合審查意見中同意答覆。					
審結意見					
4.同意答復。					
5.同意答復。					

意見編號	07-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A03、A09、A05、F14	7.9	7-37~38	結案
第 1 回合審查意見					
1. 九、行政管制與意外事件之預防(4)飛機撞擊，並非核子反應器設施除役計畫導則要求之項目，另外台電公司引用核一廠用過核子燃料乾式貯存設施					

- 安全分析報告所述，廠區受飛機撞擊頻率小於 $1 \times 10^{-7}/y$ ，依 NUREG-0800 之規定，可不需要進行飛機撞擊後果之評估，邏輯上也不通。基本上，除役計畫與乾式貯存計畫兩者為性質不同的兩個獨立計畫。請台電公司說明。
2. 有關行政管制與意外事件之預防，因除役期間各階段因應行政管制與意外事件之預防差異甚大，建議應依各階段評估不同行政管制與意外事件之影響層面，請澄清說明。
 3. 本頁海嘯事件預防，應將海嘯牆建置相關期程及建造後可抵抗之海嘯高度列入。
 4. 本頁提及『在 100 年日本福島一廠事故後，本公司重新進行核能電廠海域及陸域之地形測量與調查工作，並於 101 年 04 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，該報告指出核一廠海嘯溯上高度在海拔 4.11~5.47 m 之間不等，低於核一廠主廠區基地高程海拔 11.2 m，主廠區各設施均不受海嘯影響。』依據我國核能電廠因應日本福島電廠事故總體檢近期檢討議題指出，核一廠設計基準海嘯溯上高度 10.73 公尺，且核一廠廠房地面高程新量測結果高程 11.2 公尺，為維持抗海嘯餘裕，因此台電公司規劃興建海嘯牆，以抵抗海嘯侵襲，原報告敘述應重新修正，以符合實際情形。

第 1 回合審查意見回復

1. (1)飛機撞擊可視為核子反應器設施除役計畫導則要求之項目人為破壞之一種(人為疏失破壞)。除役計畫與乾式貯存計畫雖為性質不同的兩個獨立計畫，但除役計畫需賴乾貯計畫配合予以執行，因此須於本計畫第九章第五節「用過核子燃料之貯存與處置」加以說明。
(2)按核一廠除役階段飛機撞擊造成用過核子燃料池熔損頻率經評估為每年 8.89×10^{-8} (包括商用飛機撞擊頻率每年 8.09×10^{-8} ，以及軍用大型飛機撞擊頻率每年 8.02×10^{-9})，依據 NUREG-0800 之規範，飛機撞擊頻率低於每年 1×10^{-7} 時，不須進行飛機撞擊後果評估。
2. 在停機過渡階段後期，不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為用過核子燃料池貯存安全，已於本章、二、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力之分析結果所涵蓋；在除役拆廠階段後期，已無安全相關系統，不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為各類除役作業之運作；在廠址最終狀態偵測以及廠址復原階段，不同行政管制與意外事件預防之影響層面，主要為一般無污染之拆除與地面復原及景觀工作之進行。故行政管制與意外事件之預防最主要應關切者，仍集中在停機過渡階段的用過核子燃料池貯存安全。

3. 海嘯牆目前正進行規劃中，本公司將待國內未來能源政策明朗後，再行決定是否執行興建。 4. 謝謝委員建議有關原報告敘述應重新修正之事，如上一點(第 3 點)有關海嘯牆建置相關回覆獲審查核可後，則此兩點將一併進行相關列入及修正。
第 2 回合審查意見
1. 除役計畫參考乾式貯存計畫之項目評估部分沒有意見。針對答復第(2)項之評估結果，請列入除役計畫，並將評估資料列入參考文獻。 2. 所提答復說明請依除役各階段影響提出說明，並修訂第 7.2.9 節格式內容。 3. 台電公司可就福島核管案件進行整體評估，對有助於除役期間之核能安全的各項改善案，仍應持續辦理。 4. 有關興建海嘯牆之報告修正部分應於本案實質審查期限內完成。
第 2 回合審查意見回復
1. 答復第(2)項之評估結果(飛機撞擊造成用過核子燃料池熔損頻率)已列入除役計畫書中如附件 07-023-01-B，而參考文獻亦會增列核能研究所，”核一廠除役期間用過燃料池安全度評估”， NED-PRA-04B16803-REP-003-01，民國 105 年 7 月。如附件 07-023-01-B。 2. 第 7.2.9 節格式內容擬修訂如附件 07-023-02-B，請鑒核。 3. 福島相關案件正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中(含海嘯牆議題)，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，建議不納入除役計畫追蹤事項。。 4. 本公司將依上述核管案件檢討結果，回饋於本計畫報告中。
第 3 回合審查意見
1. 同意答復。 2. 請依附件 07-023-02B 修訂，有關惡劣氣候結束將進行除役相關作業場所之巡查，請列入承諾事項。另針對海嘯危害度於 101 年 4 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告未經本會審查同意部分不宜放入報告內容。 3. 同意答復，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。 4. 同意答復，有關除役計畫所述之核管案件將依各項核管案件追蹤辦理，並列入承諾事項。
第 3 回合審查意見回復

2. 本公司於惡劣氣候結束將進行核一廠除役相關作業場所之巡查，已列於除役計畫第七章、九、(二)節(p.7-41)。另修訂如除役計畫第七章第九、(三)節(p.7-41)海嘯擬修改如下述敘述之文字

	原文字	修改後文字
第七章、九、(三)海嘯	「在 100 年日本福島一廠事故後，本公司重新進行核能電廠海域及陸域之地形測量與調查工作，並於 101 年 04 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，該報告指出核一廠海嘯溯上高度在海拔 4.11~5.47 m 之間不等，低於核一廠主廠區基地高程海拔 11.2 m，主廠區各設施均不受海嘯影響。」	「核一廠設計基準海嘯溯上高度 10.73 公尺，且核一廠廠房地面高程新量測結果高程 11.2 公尺，主廠區各設施均不受海嘯影響。」

另外修訂如除役計畫第七章第十節(p.7-44)中，事件為海嘯該欄的廠界環境劑量影響擬改為主廠區各設施均不受海嘯影響。

3. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理，建議無需列入除役計畫追蹤事項。
4. 除役計畫所述之核管案件依各項核管案件追蹤辦理，建議無需列入除役計畫追蹤事項。

審結意見

2. 同意答復，請一併修訂除役計畫其他章節相關內容。
3. 同意答復。
4. 同意答復。

意見編號	07-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、F14	7.10, 7.11	7-38~40	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本報告中進行行政管制之事件並不包括火災及爆炸，請更正本節結語之相關內容。					
2. 本節末之附表中，「放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外」之「廠界環境劑量影響」表示對環境無影響。經查相關章節內容，本意外事件預估對淡					

金公路之劑量率為 6.65×10^{-5} mSv/h，前後不符，請確認後更正。					
3. 本節末之附表中，「廢氣處理系統之排氣管路破裂意外」之「廠界環境劑量影響」表示輻射劑量低於「游離輻射防護安全標準」第 7 條限值。經查相關章節內容並未提及，請確認後更正。					
4. 結語之後所列之表請加列一欄（說明所作分析係量化風險值分析或定性分析），並依風險高低排列。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員指正，按行政管制與意外事件之預防只有四項，確實沒有火災及爆炸第五項，已依審查意見修訂，如附件 07-024-1-A。					
2. 謝謝委員指正，雖然劑量很小，為避免誤會將改為對環境影響輕微而非無影響，如附件 07-024-2-A。					
3. 謝謝委員指正，將刪除輻射劑量低於「游離輻射防護安全標準」第 7 條「限值」改為「對環境影響輕微」，如附件 07-024-3-A。					
4. 本章所列出的參考量化值，並非針對核一廠的風險定量分析，精神上還是定性引用，因此，表格最右欄應該都是「定性分析」，故不增加欄位進行風險高低之排列。					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答復。					
2. 請補充說明「藉由評估廠界劑量 3.94×10^{-2} mSv 推論廠內現場工作人員放射性影響是很輕微」的合理性。					
3. 同意答復。					
4. 同意答復。					
第 2 回合審查意見回復					
2. 請參見 07-020 第 4 點意見回復。					
審結意見					
2. 同意答復。					

意見編號	07-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	附錄 7.A 及 附錄 7.B	7-61 至 7-70	結案
第 1 回合審查意見					
附錄 A.4 用過核子燃料池最高溫計算部分，除了 FDS(火災分析軟體) 外，USNRC 並未有認可(Approved)的 CFD 分析軟體，建議在計畫書中不宜將商用					

軟體(ANSYS FLUENT)的名稱寫入，僅提及採用 CFD 分析技術即可。

第 1 回合審查意見回復

謝謝委員指正，已修訂如附件 07-025-A。

審結意見

同意答復。

意見編號	07-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、A03、F14			結案

第 1 回合審查意見

1. 第 7-1 頁倒數第 11 行，請修正「...地震、人為事件（如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等...」為「...地震、人為事件（如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等）...」。
2. 第 7-3 頁第 8 行，請修正「行政管制與意外事故之預防」為「行政管制與意外事件之預防」。
3. 由 7.1 節末之附表及 7.2 節標題中可知，本報告所分析意外事件範圍包括「與用過核子燃料貯存相關之意外事件」，經查分析範圍僅限於濕式貯存(第 7-2 頁亦如此表述)，請更正相關標題及內容。
4. 由 7.1 節末之附表及 7.3 節標題及內容中可知，「除役作業活動潛在之輻射意外事件」包括放射性廢棄物之包裝、暫存及廠內運送意外事件，惟依第 7-2 頁所述「除役作業活動潛在之輻射意外事件」，此三項意外事件之放射性廢棄物僅限於「低放射性廢棄物」。前後內容不符，請確認後更正。
5. 第 7-4 頁表格，請修正「地震、洪水土石流及雷擊事件」為「地震、洪水、土石流及雷擊事件」。
6. 第 7-4 頁倒數第 9 行，請修正「建照執照」為「建造執照」。
7. 第 7-6 頁倒數第 14 行，請修正「...傳送護箱於進行乾貯傳送作業時...」為「...傳送護箱進行乾貯傳送作業時...」。
8. 第 7-8 頁倒數第 7 行，請修正「無法使可用」為「無法使用」。
9. 第 7-13 頁倒數第 9 行，「...池水仍保有屏蔽功能、...」，屏與蔽之間多了一個空格，請更正。
10. 7.3 節「除役作業活動潛在之輻射意外事件」之前言對於「暫存」漏未提及，請補充相關內容。
11. 第 7-24 頁低放射性廢棄物包裝意外事件中之分析與結果提及，同本章、二、(三)節之評估方式，經查該節無相關評估，請確認後更正。
12. 第 7-30 頁第 10 行，請修正「已使放射性液體排放符合法規限值」為「以

使放射性液體排放符合法規限值」。

13. 第 7-31 頁廢液處理系統之桶槽破裂意外提及，「請參閱本章、二、(二)、3.節之分析與結果說明」，經查本報告無該節，請確認後更正。
14. 第 7-32 頁第 10 行，請修正「RG 191.1」為「RG 1.191」。
15. 第 7-35 頁地震事件之除役拆廠階段中提及，「其影響可被本章、二、(三)節吊卸意外事件分析之結果所涵蓋」，經查吊卸意外事件分析非該節，請確認後更正。
16. 第 7-36 頁倒數第 7 行，請修正「在用過核子燃料全部移出用過核子燃料池前,」為「在用過核子燃料全部移出用過核子燃料池前，」。
17. 第 7-38 頁第 7 行，請修正『”核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告”』為『「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」』。
18. 第 7-40 頁，「游離輻射防護法」、「游離輻射防護安全標準」及「放射性物質安全運送規則」分別為我國之法律及法規命令，為全國一體適用，前方不宜加註機關名稱，請刪除。
19. 第 7-40 頁，經查「核子反應器設施除役計畫導則」最新修正日期非 102 年 12 月，請更正並再行檢視相關內容是否符合最新法規要求。
20. 第 7-41 頁參考文獻 16.，請修正「Accodent」為「Accident」。
21. 第 7-43 頁圖 7-1 上圖，請將右上的「附圖四」以及下方的「」方案一」文字刪除，若有其意義則請在內文中作一說明。
22. 第 7-51 頁表 7-8 標題請刪除「.」。
23. 第 7-56 至 7-58 頁之方程式編號請修正，另外方程式的品質須作修正，請更正。
24. 第 7-58 及 7-59 頁，請修正「有限插分法」為「有限差分法」。
25. 第 7-61 頁第 1 及 2 行，請修正「用過核子燃料池最高溫計算」為「用過核子燃料池最高溫度計算」。
26. 第 7-61 頁第 3 行，請修正「計算模式系針對用最新退出之燃料束進行」為「計算模式係針對最新退出之燃料束進行」。
27. 第 7-61 頁第 4 行，請修正「FLUNT」為「FLUENT」。
28. 第 7-68 頁，請修正『”核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫”』為『「核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫」』。
29. 第 7-70 頁第 11 行，請修正「住廠」為「駐廠」。
30. 第 7-70 頁倒數第 7 行，請修正「應該」為「應於」。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-1-A。
2. 謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-2-A。

- 3.謝謝委員指正，將 7.1 節附表中加入濕式二字，亦將 7.2 節標題亦加入濕式二字，如附件 07-026-3-A。
- 4.謝謝委員指正，將 7.1 節之附表加入三個低字，亦將 7.3 節第 5 與第 6 小節標題各增一個低字，如附件 07-026-4-A。
- 5.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-5-A。
- 6.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-6-A。
- 7.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-7-A。
- 8.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-8-A。
- 9.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-9-A。
- 10.謝謝委員指正，在該前言處增加低放射性廢棄物暫存一項，如附件 07-026-10-A。
- 11.謝謝委員指正，應是同本章、三、(三)節之評估方式，已修訂如附件 07-026-11-A。
- 12.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-12-A。
- 13.謝謝委員指正，應是「請參閱本章、三、(二)、3.節之分析與結果說明」，已修訂如附件 07-026-13-A。
- 14.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-14-A。
- 15.謝謝委員指正，應是「其影響可被本章、三、(三)節吊卸意外事件分析之結果所涵蓋」，已依審查意見修訂，如附件 07-026-15-A。
- 16.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-16-A。
- 17.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-17-A。
- 18.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-18-A。
- 19.謝謝委員指正，經查「核子反應器設施除役計畫導則」最新修正日期是 103 年 9 月，已修訂如附件 07-026-19-A。
- 20.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-20-A。
- 21.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-21-A。

22.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-22-A。
23.謝謝委員指正，已將方程式與編號重新用 word 方程式功能製成，而非拷貝影像，如附件 07-026-23-A。
24.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-24-A。
25.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-25-A。
26.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-26-A。
27.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-27-A。
28.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-28-A。
29.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-29-A。
30.謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-30-A。
第 2 回合審查意見
第 7-32 頁第 10 行，請修正「RG 1.911」為「RG 1.191」。其餘同意答復。
第 2 回合審查意見回復
14. 謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 07-026-14-B。
審結意見
同意答復。

意見編號	07-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A37	7.2	7-7	結案
第 2 回合審查意見					
貴公司提送之「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論—燃料吊運事故」，本會仍在審查中，請待本會審查完成後，重新檢視本報告用過核子燃料墜落分析之適切性。					
第 2 回合審查意見回復					
審查意見所提之分析方法論是指 TITRAM 計畫內容的一部分，而該計畫是台電公司針對核能電廠暫態熱水流，來建立各種安全分析方法論的研究發展計畫；相對的，核一廠除役計畫屬法規要求且相關評估則是針對反應器永久停機後，而所採取的分析方法是沿襲以往運轉期間的類似評估案方法，這些分析方法已獲大會審查核可。基於上述理由，不建議將 TITRAM 研究發展計畫					

與法規所規定的核一廠除役計畫分析結果進行比較。
第 3 回合審查意見
有關燃料吊運事故對 EAB、LPZ 與控制室人員劑量分析，請貴公司提出完整評估報告，包含評估方法與模型、參數設定、接受標準等，並待該報告經本會審查核可後，再向本會申請將 SBGT 系統、二次圍阻體通風與空氣冷卻系統、主控制室空調通風系統、控制室通風輻射偵測系統變更為非安全相關。
第 3 回合審查意見回復
依據除役計畫第七章分析結果，於核一廠停機過渡階段後期，備用氣體處理系統、主控制室空調通風系統及控制室通風輻射偵測系統分類為非安全相關，除役期間將依除役計畫第五章之監視維護計畫及老化管理方案執行。針對停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，將提送燃料吊運事故(FHA)、潛在洩水等相關分析，待審查核可後回饋於除役計畫。
審結意見
同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	07-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	7	7-8	結案
第 2 回合審查意見					
1. 由第 7 章意外事件分析可知控制室人員劑量之評估係假設過濾單元不可用，但本章節未考慮控制室人員適居性問題，請評估是否於考量設備可用性時，應加入控制室人員適居性問題。					
2. 有關燃料池水位監測系統及溫度監測儀器，於第 7 章意外事件分析中屬必要件測設備，因此於用過燃料池可用期間仍需維持可用，並因其為於用過燃料池內，應考量是否定義為安全系統。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 按現有控制室人員適居性適用之法規 NUREG-0800 SRP 6.4，其明白指出僅適用於建廠與運轉期間，所以並不適用於永久停機後除役階段之控制室人員適居性問題。					
2. 用過核子燃料池水位監測系統及溫度監測儀器，係參照美國核管會針對各核能電廠所提出用過燃料池儀器強化之整合方案內容之要求，符合核管會命令 EA-12-051 及 NEI 12-02Rev.1，設計上雖定義非安全系統但屬耐震一級設備，其核管案件業經大會核備。					
第 3 回合審查意見					
1.若控制室人員適居不適用於 NUREG-0800，則除役階段將採用何項標準，					

請澄清。另針對 NUREG-0800 SRP 6.4 有關有毒氣體影響控制室人員適居性議題，除役停機過渡階段前期在原 FSAR 及 TS 修訂尚未獲同意前，仍需依 FSAR 9.4 維持控制室正壓能力或提出適當評估分析。

2.同意答復。

第 3 回合審查意見回復

1. (1) 依據除役計畫第七章、二、(一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池，除役階段燃料吊運事故分析中，控制室人員劑量採用 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 19 的限值。
- (2) 上述事故分析分析情境為，假設停機 60 d 後若發生重物墜落撞擊用過核子燃料池之意外，放射性物質由反應器廠房大型機具進出口外釋到大氣環境，再經主控制室取氣口，由主控制室空調通風系統保持正常抽氣量進入主控制室空間，且沒有控制室緊急通風系統過濾元件(CREF)可發揮過濾放射性物質的前提下，主控制室保持在正常由大氣進氣通風循環狀態(而不是需包封完整、維持正壓之密閉循環)，其分析結果顯示主控制室人員劑量可符合法規的限值，代表停機 60 d 後主控制室已不需具備 FSAR 9.4 所述包封完整性以及維持正壓之能力。
- (3) 主控制室通風系統包含之煙霧偵測器與排煙風扇，是用於排除主控制室因內外部火災引起之有毒煙霧，其運作足以維持控制室人員良好的工作環境，該系統排煙模式於除役階段運作與運轉期間相同，故除役計畫第五章表 5-5 已將主控制室空調通風系統列為需維持運轉系統。

審結意見

- 1.同意答復，另針對除役停機過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料之安全分析結果，請於運轉執照到期前一年提送主管機關進行審查，並待審查核可後回饋於除役計畫，並列為重要管制事項。

意見編號	07-029	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	7	7-13	結案
第 2 回合審查意見					
於用過燃料池喪失冷卻能力事件，其補水措施之水源未包含 DST 及 CST，但緊急應變卻又將 DST 與 DST 泵納入分析考量，兩者是否矛盾請澄清，又因 CST 槽耐震能力與容量均較 DST 要好，該緊急措施為何未將 CST 泵納入，請澄清。					
第 2 回合審查意見回復					
DST 及 CST 針對用過核子燃料池的補水功能僅屬於”正常流失”下的補水，而					

燃料池”緊急補水”係利用消防水帶、消防水車及由生水系統利用重力連通 DST 系統管路由 Service Box 補水，因此緊急補水措施時要考慮 DST，而不需考慮 CST。

審結意見

同意答復。

意見編號	07-030	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	7	7-14	結案

第 2 回合審查意見

1. 於用過燃料池冷卻水流失事件，有關敘述熱交換管線或設備發生破裂會造成用過燃料池冷卻水流失，請澄清熱交換器係指哪一個系統之設備，若為用過燃料池清潔系統(FPCU)，其系統設有緩衝槽，故用過燃料池失水路徑為何？請澄清說明。
2. 於用過燃料池冷卻水流失事件，有關敘述預防方式有二，其中述及「阻絕低池吸口點」，所謂低池意指為何？請澄清。

第 2 回合審查意見回復

1. 此處係指「新增用過核子燃料池冷卻系統(SFPACS)」的熱交換管線或設備發生破裂，會造成用過核子燃料池冷卻水少量流失。
用過核子燃料池失水之可能路徑為，SFPACS 取水及回水管路虹吸池水，經由上述熱交換管線或設備發生破裂處洩漏，然而取水及回水管路均設有防虹吸裝置，可防止虹吸現象發生。
取水口設置高度為 EL-132'，回水口設置高度為 EL-132'8"，即使虹吸現象發生，最差的情況下池水仍能維持在 EL-132'之高度，距離用過核子燃料頂部仍約有 18'深度之水屏蔽，大於水面上人員防護所需水屏蔽深度 15.396'，人員安全無虞，池內用過核子燃料亦無裸露之風險。
2. 「阻絕低池吸口點」係指「用過核子燃料池」不會在低的高度設置冷卻水系統取水口，防止冷卻水系統洩漏時池水被虹吸至過低位置，如上述第 1 小項最後一段之說明。

審結意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。

第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理(共 17 項)

意見編號	08-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S10	8	8-10	結案
第 1 回合審查意見					
1. 目前市面上已有多種系統除污商業化程序，宜加以比較不同系統除污商業化程序之優缺點及是否符合核一廠需求。					
2. 8-10 頁中提到 CORD D UV 和 DFD 系統除污技術及使用這些技術的各國電廠除污 DF 平均值，而後續內文中又提到台電將參考國外除役經驗進行系統之化學除污程序，與上述二種系統除污技術之關聯性並無明確說明，如果要把核一廠的預期除污資訊填入表 8-1，內容應該如何？					

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。根據除役計畫第八章第一、(二)、1 節(p8-9)內容及表 8-1，簡略說明如下：參考國外核電廠之除役經驗，如美國 Maine Yankee 核電廠、Connecticut Yankee 核電廠、Big Rock Point 核電廠、義大利 Caorso 核電廠、德國 Wurgassen 核電廠、瑞典 Barseback 核電廠等，歸納 CORD D UV 及 DFD 之系統除污技術已有電廠除役之實際應用經驗，並已具商業化及可行性。根據 IAEA 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子(Decontamination Factor, DF)較高之除污技術，DF 值的要求至少須大於 10。上述兩項技術之 DF 值皆超過 10，且具有實際電廠除污案例，因此，應可符合核一廠之需求。CORD D UV 及 DFD 之系統除污技術之優缺點比較整理如下表。

除污技術	CORD D UV	DFD
化學藥劑	氧化劑：高錳酸(HMnO ₄) 除污劑/還原劑：草酸(H ₂ C ₂ O ₄)	氧化劑：過錳酸鉀(KMnO ₄) 除污劑：氟硼酸(HBF ₄) 還原劑：草酸(H ₂ C ₂ O ₄)
溫度	190 °F	200 °F
優點	草酸可提供還原及除污步驟之雙功能、廢液中不含 K ⁺ 離子、除污劑形成草酸鐵溶液可透過陽離子交換樹脂，使草酸再生再利用、草酸由雙氧水/UV 光進行分解為無害之二氧化碳及水、二次廢液不含螯合劑(草酸)、可利用循環次數提高 DF 值	除污試劑濃度低、藥劑成本低、可溶解基底金屬而達到較高的 DF 值、二次廢液不含螯合劑(草酸)、可利用循環次數提高 DF 值
缺點	需控制除污反應之還原/氧化電位之技術，產生離子交換樹脂之二次廢棄物	使用具有腐蝕性之氟硼酸(HBF ₄)、產生離子交換樹脂之二次廢棄物

2. 歸納 CORD D UV 及 DFD 之系統除污技術已有電廠除役之實際經驗，並具商業化及可行性，如表 8-1。根據 IAEA 及 NUREG 0672 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子(Decontamination Factor, DF)較高之除污技術，DF 值的要求至少須大於 10。上述兩項技術之

DF 值皆超過 10，且案例電廠與核一廠同屬沸水式反應器，因此符合核一廠之需求。表 8-1 為現有執行系統除污之國際案例，但目前核一廠仍運轉中，須待停機後取得系統污染資訊，再決定預期之 DF 值。另外，DF 值並非固定值，係依據循環次數而定，因此，現階段尚無法預期核一廠系統除污之 DF 值。

審結意見

同意答覆。

意見編號	08-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A12	8		結案

第 1 回合審查意見

建議針對各項污染範圍(如系統、結構、環境等)進行系統性列表，並說明各項除污規劃、預期效果、預期產生之二次廢棄物、參考文獻與相應之除污程序，以利於除污計畫之執行。

第 1 回合審查意見回復

感謝審查委員意見。本章已針對環境、系統、組件及結構進行除污方式之說明，包含範圍、作業、二次廢棄物管理等規劃，簡要表列如下。詳細內容請參閱第八章第一、(一)~(三)節。參考文獻請參閱第八章第四節。除污程序除內文有說明外，亦可參閱圖 8-2~圖 8-5。

除污範圍	環境	系統	組件	結構
範圍說明	土壤/地下水	反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統、(RPV)	熱交換器、汽機組件、泵、桶槽、閥件、管件、鋼材、電纜槽、電力	核一廠受污染建物/一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機

			組件、通風元 件及雜項製 程組件	廠房之結 構、牆面、地 面及天花板 等混凝土材 質
除污 規劃	進行除役活 動時，將持續 對影響電廠 輻射狀態之 資料進行收 集與調查。 土壤： 若偵測到受 污染之土 壤，將進行移 除，且以放射 性廢棄物之 方式處理，並 進行減量、分	進行系統化 學除污以移 除系統內部 及管件表面 之放射性污 染物質。本公 司將於停機 過渡階段執 行停機後現 場輻射偵 測，以進一步 確認應進行 除污系統之 範圍。系統除	金屬材質廢 棄物，規劃採 用 (1)化學除污 選取適當的 化學藥劑，注 入組件化學 除污系統之 浸泡槽，將拆 除或切割之 金屬組件置 入浸泡槽中 施以攪拌及 溫控。將金屬	結構混凝土 材質，規劃採 用機械除污 技術。當建物 結構進行除 污時，規劃採 取機械式表 面移除技 術。本公司規 劃採取簡易 的人力手動 作業程序執 行，用來清潔 少量受污染

	類及除污。 土壤除污技術如下： (1) 電動力學除污法 (2) 清洗法 (3) 高溫處理法 地下水： 若偵測到地下水有污染時，開挖取樣井及監測，以界定污染之程度，並確認污染物於土層中之垂直分佈及傳輸特性、建立污	污技術可參考 CORD D UV 及 DFD 之國際案例，或透過化學試劑以一次性或循環式進行，以達到需要之除污效果。	組件以清水浸泡及人工潤(刷)洗，即可完成除污程序 (2) 電化學除污 以浸泡 (Soaking) 方式處理，需要兩組不鏽鋼製的桶槽，其中一個桶槽盛裝電解液(通常為磷酸、硫酸)、電極及待除污組件。另一個桶槽則盛裝淨水，可	的油漆表面或平整表面，例如刷除、沖洗、擦除。針對結構混凝土較深之污染，本公司規劃採取具破壞性之機械除污程序包含研磨、破碎、鑽洞、高壓水噴射等技術，並考量污染程度、場地大小、除污面積、刨除深度、表面幾何	

		染 傳 輸 模 式，進一步確 定污染範圍。 地下水除污 技術如下： (1)抽出法 (2)抽出再處 理法 (3)覆蓋封頂 技術 (4)工程包封 法		供除污後組 件潤洗。 (3)機械除污 技術(乾/濕式 研磨噴砂技 術、高壓水柱) 濕式噴砂研 磨系統須合 併使用水、磨 料及壓縮空 氣，於防漏的 不鏽鋼隔離 區內執行除 污作業。乾式 研磨噴砂技 術，通常以壓 縮空氣或噴 射渦輪設備 帶動研磨材	結 構 及 位 置，選擇合適 的手持型、推 車型、遙控型 等設備。	

				料，對表面進行快速噴射研磨料顆粒的除污效果顯著。高壓水除污技術，以高壓噴射水強力沖洗污染表面。可溶性的污染物會溶解，而鬆散未固著的顆粒則藉著水而被帶走。	
	預期效果	使全廠區輻射偵測值符合廠址輻射劑量非限制性使用標準。	降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露。根據	結構及組件除污之主要目的為降低其污染程度，以達到廢	機械式表面移除技術可除去不同深度的表面污染物，使剩餘

			IAEA 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子較高之除污技術，DF 值的要求至少須大於 10。	棄物減量及再利用之目標，以及降低廢棄物處置壓力及成本。	之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物。
	二次廢棄物	抽取之污水、清洗後之污水、廢棄過濾裝置、核種吸附劑或樹脂	離子交換樹脂 除污後之廢水	化學廢液、廢水、廢研磨料、碎屑粉塵	粉塵顆粒、濾材、廢水
	除污程序	土壤 輻射資料調查 → 移除 →	圖 8-1	圖 8-2 、圖 8-3 、圖 8-4	圖 8-5

		減量→分類 →除污 地下水 偵測地下水 →開挖取樣 井→監測→ 界定污染之 程度→確認 土層之垂直 分佈及傳輸 特性→建立 污染傳輸模 式→確定污 染範圍→除 污				
	參考 文獻	參閱 第八章第四 節	參閱 第八章第四 節	參閱 第八章第四 節	參閱 第八章第四 節	
第 2 回合審查意見						
同意答覆，並請將答覆內容列入除役計畫中。						

第 2 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。將於除役計畫內文第八章一、(三)、5 節說明上述列表，並新增表 8-2，修正如 DP08-2 文件修訂紀錄表。依審查意見進行修訂，如附件 08-002-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	08-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、A11、F11	8	8-2、8-4	結案

第 1 回合審查意見					
1. 8-2 頁：“核一廠廠內可能受到污染之建物主要有...”建議對照廠區地圖(圖 1-3)作為參考，或類似圖 3-4,3-5 般以色塊加以標註。 2. 請問用過燃料池在除污範圍的分類是屬於環境、系統、或結構組件？相關章節並未發現用過燃料池列在除污範圍內。 3. 審查本章第一節(一)除污範圍規劃，有關結構、組件及可再除污的廢棄物之說明，請針對主汽機及附屬設備該項再詳加敘述。					

第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。第八章所述核一廠廠內可能受到污染之建物，係依據第三章廠址歷史評估結果說明，其污染區域與圖 3-4、圖 3-5 一致，因此，第八章未將圖 3-4、圖 3-5 納入，以避免圖示重複出現。此請委員諒查。 2. 用過核子燃料池為可能受到輻射污染區域，其除污範圍分類屬於「結構除污」。依審查意見進行修訂，如附件 08-003-2-A。 3. 主汽機包含高壓、低壓汽機、葉片、控制閥組、噴嘴室、汽水分離再熱器、再熱閥、中間閥等組件。附屬設備包含汽機洩水閥、汽機液壓頂浮泵系統、釋壓膜片等組件。依審查意見進行修訂，如附件 08-003-3-A。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	08-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、A11、F10	8	8-5~8-6	結案

第 1 回合審查意見					

1. 「...另挖掘過程中，將控制飛塵以避免污染範圍擴大，而受污染之土壤原則上會使用挖土機或鋤耕機移除...」。如何控制飛塵以避免污染範圍擴大，請說明。
2. 審查本章第一節(二)除污作業規劃 1.污染環境之除污規劃，建議於“(1)土壤復原”說明受污染之土壤標準。
3. 量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則可視污染狀況，考慮以下方式處理：(1)電動力學除污法(2)清洗法(3)高溫處理。此三種方法將產生何種二次廢棄物？二次廢棄物如何處理？是否符合效益？請說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。為控制飛塵以避免污染範圍擴大，依據現場作業狀況，可選擇下列預防措施：
 - (1) 首先確認污染區域範圍，清除污染區域上之雜草、樹枝、碎石、細砂等雜物。收集受污染土壤作業期間，以噴灑水霧方式增加地表粒狀物之間的凝聚作用，減少飛塵揚起。
 - (2) 開挖區域鋪設防塵網，利用隔絕物以抵擋土壤粒子之揚起及避免擴散。
 - (3) 建立移動式隔離帳篷並附設抽氣過濾裝置，在帳棚內逐步以挖土機或鋤耕機收集受污染之土壤，並捕捉揚起之土壤粒子。
2. 受污染之土壤標準係依據原能會 100 年 1 月 7 日所頒定之嚴重污染環境輻射標準之第二條第五款規定，土壤中放射性核種濃度超過主管機關公告之清潔標準之一千倍，且污染面積達一千平方公尺以上，為嚴重污染環境。土壤中放射性核種活度濃度嚴重污染標準如前述法規之附表。依審查意見進行修訂，如附件 08-004-2-A。
3. 上述三種技術之二次廢棄物及其處理方式說明如下
 - (1) 電動力學除污法：利用電極及電場之作用，使污染之核種自土壤表面產生脫附，並於電滲透力(electro-osmosis)之作用下向電極靠近，達到除污之目的，再將近電極處抽水方式移除污染物，因此，二次廢棄物為抽取之污水，可進行固化處理。
 - (2) 清洗法：利用濕式顆粒分離方式，將有污染之細小顆粒分離，使大部分無污染之較大顆粒泥土達到清潔標準，二次廢棄物主要為清洗後之污水，可選擇適當吸附劑或過濾器，將污水之放射性離子吸附或過濾後，清洗液可回收使用。
 - (3) 高溫處理：通常使用於較高污染之泥土或特殊核種污染之泥土安定

化，二次廢棄物為廢棄過濾裝置，殘存燒結之泥土可採水泥固化處理。

三種土壤除污技術之效益特徵說明如下：

- (1) 須搭配電極專用設備，適用於現場進行土壤除污，可降低活度；但對於已挖取之污染土壤，若無法達外釋標準，處理結果對廢棄物減量較無明顯效益。
- (2) 水洗法之適用與污染土壤特性有關，實施前須對土壤特性作詳細分析，污染物若散佈於各種尺寸顆粒之土壤，無集中於細小顆粒之特性，水洗法將無處理之效益。
- (3) 熔融處理法設置成本高，且對於廢土減容比有限，但其安定化程度高，對於特殊污染土壤有其應用價值。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 針對第 2 點回復說明，有關受污染之土壤標準涉及除役後期進行土壤除污整治與廠址外釋，應與導出濃度指引基準(DCGL)有關，而與嚴重污染定義無關，請再提出適當說明。
3. 同意答覆。

第 2 回合審查意見回復

2. 感謝審查委員意見。土壤復原標準，係以除役後廠址劑量限值(如限制性使用為 1 mSv/y，非限制性使用 0.25 mSv/y)為基準，採用合適之評估軟體，根據可能之曝露情節、途徑，模擬推估造成相當於劑量限值之放射性核種濃度，稱為導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)。在除役過程中，藉除污等改善措施以降低土壤之污染核種濃度，再經最後輻射偵測，確認土壤污染核種濃度低於 DCGL 時，解除廠址的管制。

審結意見

同意答覆。

意見 編號	08-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	8	8-6	結案
第 1 回合審查意見					
(2) 地下水處理(若需要) A. 抽出法 B. 抽出再處理法 C. 覆蓋封頂技術 D. 工程包封法 此四種方法有無二次廢棄物產生?如果有如何處理，請說明。					

第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。地下水處理可能產生的二次廢棄物及其處理方法如下：					
A. 抽出法：二次廢棄物為暫貯容器、輸送管路及設備，可依其材質或特性進行除污、焚化或壓縮等方式處理。					
B. 抽出再處理法：二次廢棄物為廢樹脂，以焚化、分解或裝桶等方式處理。					
C. 覆蓋封頂技術：為地表覆蓋，二次廢棄物為防水布，以焚化方式處理。					
D. 工程包封法：二次廢棄物為金屬鋼板，表面除污方式進行處理。包封法使用之泥漿類材料須收集後裝桶。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	08-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	8	8-9~8-10	結案
第 1 回合審查意見					
「本公司核一廠規劃未來除役需進行系統除污之系統，主要包括反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統；其中，反應器冷卻水再循環系統之除污，不包含反應器壓力槽主要是為避免除污劑腐蝕反應器壓力槽表面之活化物質，以致二次廢棄物之活度及數量遽增。惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業。」如果評估需要進行反應器壓力槽之除污作業，除污作業如何進行以及高活度二次廢棄物如何處理和減量，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。如進行反應器壓力槽之除污作業，除污試劑經反應器冷卻水再循環系統後，無須增設旁通管路，即可依原始管路直接進入反應器壓力槽，再進入餘熱移除系統及爐水淨化系統，並於冷卻水循環系統入口處裝設旁通管件，使除污試劑最後回到系統除污設備，並以上述輸送流程進行循環除污。					
2. 高活度之二次廢棄物主要為廢離子交換樹脂，為達減量之目的，離子交換樹脂應達到接近飽和吸附，但仍須考慮避免產生 GTCC 廢棄物，樹脂提早更換。DF 值與二次廢棄物產量之間為正向關係，因此，除污時必須考慮在可接受的 DF 值範圍內，儘量降低廢樹脂等二次廢棄物產量，兩者取得平衡。參考國際案例，除污後所產生之離子交換樹脂可預先脫水後，					

利用完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)盛裝。有關廢樹脂、可壓縮性及可燃性廢棄物之處理、減容進行說明及修訂，如附件 08-006-2-A。
審結意見
有關用過廢樹脂之處理方式，併於第九章審查意見 09-022 持續追蹤，其餘同意答覆。

意見編號	08-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、F10、F11	8	8-11、8-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. NUREG 報告所提使用廠內既有設備之缺點，包括廠內離子交換樹脂床的處理量通常都小於除污的需求。爰未來核一廠進行拆廠階段時，是否有可能遭遇類似情況？是否有相關規劃？ 2. 8-11 頁第一行：「...<u>增加除污液輸送流速</u>可減少除污循環次數、提高 DF 值、減少除污時間、減少化學藥劑用量、減少二次廢棄物的產生」，由化學反應之觀念，降低除污液於待除污管件內之輸送流速，可增加除污液與待除污管件表面之反應時間，提高 DF 值、減少化學藥劑用量及減少二次廢棄物的產生，因此文中所述是否合理？請說明。 3. 「系統除污可透過化學試劑以一次性(Single-pass)或循環式(Recirculation)進行，以達到需要之除污效果。」此二種方法有無二次廢棄物產生？如果有如何處理，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。為解決廠內處理量可能不足之問題，本章已規劃如下：除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理。(請參除役計畫第八章第二(二)3 節 P8-31) 核一廠除役之系統除污工程係與得標廠商所使用之技術有關，而各項除污技術均有搭配除污廢液處理考量，例如下列說明： (1) DFD 將除污設備(循環泵、加熱器、過濾器、進料設備、離子交換樹脂管柱等)運送至除污現場並進行安裝，增加離子交換之處理量。 (2) CORD 原則將用過燃料池(Spent Fuel Pool, SFP)之離子交換樹脂管柱與除污迴路連結，但其除污設備亦有備用接頭，可依實際狀況以移動式的離子交換樹脂床處理除污廢液。					

2.	此係依據文獻(EPRI Report TR-112092)及實際經驗所歸納之結果，並於 EPRI WORKSHOP 交流討論。主要理由為高流速有利於衝擊表面附著物使其脫離管件表面，並將固體殘渣、金屬離子輸送至過濾器、離子交換樹脂等，而達到污染物移除之目的。在總除污循環時間不變情況下，高流速可提高 DF 值。
3.	一次性(Single-pass)或循環式之化學除污技術，係根據 NUREG/CR-0672 Appendix H.5.1.4，系統及組件除污作業產生濕性廢棄物包含濃縮底泥、酸鹼中和污染廢液、過濾污泥、除礦器之廢離子交換樹脂。除了廢樹脂以裝桶處理外，其餘溼性廢棄物則以固化處理。
審結意見	
1.	同意答覆。
2.	同意答覆。
3.	有關用過廢樹脂之處理方式，併於第九章審查意見 09-022 持續追蹤，其餘同意答覆。

意見編號	08-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、F10	8	8-12、8-13	結案
第 1 回合審查意見					
1.	因計畫書中預計使用化學除污為主要的除污方式，8-12 頁也提及多種化學試劑，建議將預期使用的各種除污劑及化學試劑以表列出，標註其功能或其所針對的物質，並評估其(可能之)毒性及對環境或人體的影響。				
2.	8-13 頁，除污技術考慮的準則一節，建議新增：1.選擇最為安全之作業方式。2.除污之化學試劑應選用對人體健康危害、環境危害較低之試劑。				
第 1 回合審查意見回復					
1.	感謝審查委員意見。本計畫之化學除污產生之廢液，本章已規劃如下：除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理(請參酌除役計畫第八章第二(二)3 節 P8-31)。此外，除污產生之廢液屬於放射性廢棄物，須依規定進行處理，以降低對環境或人體之影響。至於其(可能之)毒性及對環境或人體的影響，係參考勞動部職業安全衛生署之危害物質危害數據資料，整理如下表：				

除污技術	化學藥劑 CAS.NO	功能	毒性說明	人體影響	環境影響
DFD (EPRI)	過錳酸鉀 7722-64-7	氧化劑	氧化性固體 第 2 級、急毒性物質第 4 級(吞食)	腐蝕/刺激皮膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 1 級	水環境之危害物質(慢毒性)第 1 級 生態毒性 LC50(魚類) : 3.6mg/L/96H
	氟硼酸 16872-11-0	除污劑	急毒性物質第 3 級(吞食)、金屬腐蝕物第 1 級	腐蝕/刺激皮膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 1 級	NA
	草酸 144-62-7	還原劑	金屬腐蝕物第 1 級	腐蝕/刺激皮膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 2 級、	生殖毒性物質第 2 級

CORD (AREVA)	過錳酸 NA	氧化 劑	同過錳酸鉀	同過錳酸鉀	同過錳酸鉀
	草酸 144-62-7	還原 劑 除污 劑	金屬腐蝕物 第 1 級	腐蝕/刺激皮 膚物質第 1 級、嚴重損傷 /刺激眼睛物 質第 2 級、	生殖毒性物 質第 2 級、 生態毒性 LC50(水生無 脊椎動物)： 25mg/L/96H(水蚤)
一次性 (NURE G-0672)	草酸銨 1113-38- 8	螯合 劑	NA	接觸眼睛、皮 膚、吸入時造 成刺激	NA
	檸檬酸銨 * 3458-72- 8	螯合 劑	NA	刺激皮膚物 質第 2 級、刺 激眼睛物質 第 2 級、器官 毒性物質第 3 級	NA
	磷酸	無機	急毒性物質	腐蝕/刺激皮	生態毒性

	2	酸	第 4 級 (吞食)、金屬腐蝕物第 1 級	膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 1 級	LC50(魚類) : 138mg/L/96H
	鹽酸 7647-01-0	無機酸	急毒性物質第 3 級 (吸入)、金屬腐蝕物第 1 級	腐蝕/刺激皮膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 1 級	生態毒性 LC50(魚類) : 138mg/L/96H
	氫氧化鈉 1310-73-2	酸鹼中和	金屬腐蝕物第 1 級	腐蝕/刺激皮膚物質第 1 級、嚴重損傷/刺激眼睛物質第 1 級	生態毒性 LC50(魚類) : 43mg/L/96H
循環式 (NUREG-0672)	過錳酸鹽類	氧化劑	同過錳酸鉀	同過錳酸鉀	同過錳酸鉀
	檸檬酸 77-92-9	螯合劑	急毒性物質第 3 級 (吞食)	腐蝕/刺激皮膚物質第 2 級、嚴重損傷	生態毒性 LC50(魚類) :

				/刺激眼睛物 質第 1 級	1516mg/L/96 H
	草酸 144-62-7	螯合 劑	金屬腐蝕物 第 1 級	腐蝕/刺激皮 膚物質第 1 級、嚴重損傷 /刺激眼睛物 質第 2 級	生殖毒性物 質第 2 級、 生態毒性 LC50(水生無 脊椎動物)： 25mg/L/96H(水蚤)
	乙二胺四 乙酸 60-00-4	螯合 劑	急毒性物質 第 4 級(吞食)	嚴重損傷/刺 激眼睛物質 第 2A 級	生態毒性 LC50(魚 類)： 41mg/L/96H

2. 依審查意見進行修訂，如附件 08-008-2-A。

審結意見

同意答覆。

意見編號	08-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11、F10、F11	8	8-12、8-16、8-19~20,8-27	結案
第 1 回合審查意見					
1. 8-12 頁中提及核一廠內現行高濁度廢液之處理方法，為將廢液濃縮後水泥固化處理，而未來除役過程中，除污作業使用之化學藥劑於使用過後進入廢液處理系統，於濃縮後進行水泥固化，含有除污藥劑之濃縮廢液對其固					

化體品質是否會造成影響?是否已經過評估?請說明。

2. 8-16 頁除污作業規劃中，有關金屬材質組件之除污作業程序規劃，提及針對機械除污可採用高壓水除污技術。請說明所造成之污染廢液後續處理情形。
3. 8-19~8-20 頁，請於「2. 組件化學除污二次廢棄物」及「3. 組件機械除污二次廢棄物」中補充說明組件除污作業產生之廢磷酸液及廢棄噴砂之後續處理方式。
4. 8-27 頁中廢液來源與組成一節，提到含螯合劑之廢液不宜直接固化且需預先處理，目前電廠或國際上是否有相關處理經驗？處理後之廢液進行後續固化後其固化體品質如何？

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。本章已規劃如下：除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理(請參酌 P.8-31)。依據國際經驗，除污廢液之處理方式說明如下：
 - (1) DFD 係藉由陽、陰離子交換樹脂除去化學試劑之陽離子及陰離子，且處理後廢液已不含螯合劑，可直接由廢液處理系統進行處理。
 - (2) CORD D UV 之廢液將導入陽離子交換樹脂管柱以移除錳離子，陽離子交換樹脂也可以移除草酸錯合物中之金屬離子。除污液中之草酸，以陰離子交換樹脂或過氧化氫(H_2O_2)+UV 光照射等方式去除，處理後廢液已不含螯合劑，因此，廢液可直接由廢液處理系統進行處理。
2. 高壓水柱除污技術之廢液，可採取過濾、核種吸附或離子交換樹脂進行前處理，再排至廢液處理系統進行後續處理。
3. 磷酸廢液：上述組件除污作業所產生之廢磷酸液，可加入草酸，形成草酸鐵析出並移除，經熱解處理。再生之磷酸可繼續重複使用。磷酸廢液亦可添加鋇鹽，使其形成磷酸鋇沉澱物，經過濾後之廢液，由廢液處理系統處理。依審查意見進行修訂，如附件 08-009-3-A。
噴砂：上述組件除污作業所產生之廢棄噴砂，可盛裝於 55 加侖桶或固化處理。依審查意見進行修訂，如附件 08-009-3-A。
4. 本章已規劃如下：除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理(請參酌 P.8-31)。除污液中螯合劑如草酸，以陰離子交換樹脂或過氧化氫(H_2O_2)+UV 光照射等方式去除，處理後廢液已不含螯合劑，可進行後續固

化，應不影響固化體品質。上述過氧化氫(H₂O₂)+UV 光照射已由 CORD D UV 之技術採用。

審結意見

同意答覆。

意見編號	08-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11、A12	8	8-18~23	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第一節有關除污之作業場所、作業安全及輻射防護：

- (1) 有關本節說明化學除污方式或電化學除污方式，將以高溫方式進行，請評估除污過程是否將產生放射性廢氣或空浮問題，並詳述說明輻射防護作法，以確保廠內外放射性廢氣濃度符合規定。
- (2) 8-21 頁提及之真空過濾系統、絕對過濾系統、過濾器及過濾設備，請說明這些過濾設備之差異性。
- (3) 另針對所述「...由於化學反應是在高溫狀況下進行，須建立有效安全措施以應付突發狀況...」，前述有效安全措施為何，請具體說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。化學除污方式或電化學除污方式，係將試劑加熱以增加除污效果，但其溫度仍低於沸點，因此僅少量蒸氣產生。為避免蒸氣所引起之空浮問題，須加裝排氣煙櫃、過濾及通風系統。輻射防護作法說明如下：設置並聯之 HEPA 裝置以濾除空氣中可能帶有核種之懸浮微粒，正常情況下僅需一組 HEPA 運作即可。若發生 HEPA 故障時，可立即切換另一組 HEPA，即時防範空浮污染，以確保廠內外放射性廢氣濃度符合規定。
2. 上述設備之差異性說明如下，並修訂相關名詞之文字。
 - (1) 真空過濾系統：係指收集粉塵顆粒之過濾設備，且具有真空(負壓)之裝置。
 - (2) 絕對過濾系統：係指高效率空氣過濾(High Efficiency Particulate Air filter, HEPA filter)。
 - (3) 過濾器、過濾設備：係指非屬真空過濾系統、高效率空氣過濾系統之過濾功能之裝置。
 - (4) 依審查意見進行名詞統一修訂，維持「真空過濾」系統用詞，「絕對過濾」系統修訂為「高效率空氣過濾」，「過濾器」修訂為「過濾設備」，

如附件 08-010-2-A。

3. 組件化學除污採用的桶槽為開口向上之容器，因此，必須加裝通風系統。此外，須避免操作人員接觸到具腐蝕性之化學試劑。由於化學反應是在高溫狀況下進行，須建立有效安全措施以應付突發狀況，如有毒氣體或爆炸性氣體的產生狀況，並裝設緊急排水系統、氣體偵測器及緊急排氣系統。操作化學試劑相關設備須符合相關健康及安全規定。工作人員須接受相關訓練課程，並視需要配戴防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具。為了控制電化學除污過程所產生的蒸汽(如氫氣)，須沿著電解桶槽裝設排氣煙櫃，提供有效率廢氣之移除與稀釋功能，並提供桶槽加熱及攪拌裝置。通常在安全的考量下，電化學除污設備應搭配排氣系統進行安全設計，當排氣系統故障時，能自動停止電化學除污作業，避免具爆炸性氫氣之累積危害。

第 2 回合審查意見

1. 請再明確說明通風系統及其功能。
2. 同意答覆。
3. 「當排氣系統故障時，能自動停止電化學除污作業，...」，此處所稱排氣系統是否為排氣煙櫃、過濾及通風系統之任一系統？

第 2 回合審查意見回復

1. (1)根據核一廠 FSAR 及相關程序書，通風系統係指空調通風系統(Heating, Ventilation and Air Conditioning, HVAC)並由數個子系統構成，包含主控制室空調通風系統、電氣設備和蓄電池室通風系統、柴油機房通風系統、二次圍阻體通風和空氣冷卻、乾井冷卻系統、廢料處理區通風和空調系統、汽機廠房(含新建寒水機房)和聯合廠房西側通風及空氣冷卻系統、辦公室區通風和空調系統、修配間通風系統、一及二號貯存庫空調系統。
(2)通風系統主要功能係提供電廠適當的環境條件，包含室溫、濕度、壓力、氧氣供應、排氣，並維持空氣由低放射性區流至高放射區，出口排放處裝有高效率微粒過濾器，以減低空浮微粒之釋放，經廠房排氣管輻射偵測系統監測，由廠房屋頂煙囪外釋。
3. 此處所稱排氣系統是指排氣煙櫃、過濾及通風系統之任一系統，如此可確保廢氣產生源頭能依序透過排氣煙櫃引導，經過初步過濾再進入核一廠之通風系統進行處理，以避免空浮污染。

第 3 回合審查意見

1. 同意答覆。
3. 排氣系統是指排氣煙櫃、過濾及通風系統之任一系統，當排氣系統故障時，

能自動停止電化學除污作業。請說明過濾系統功能性如何監控，並且該系統故障如何停止除污作業。					
第 3 回合審查意見回復					
3. 感謝審查委員意見。排氣系統係用於化學除污時所需之防護設備，該系統之細部工程設計與得標廠商採取之技術有關，規劃原則說明如下：					
(1) 過濾系統功能性之監控：過濾系統之功能性確認可由連續式 α/β 空氣監測器進行監控，具有偵測 α/β 空浮濃度、抽氣流量、自我診斷功能及警報裝置。若過濾系統故障而監測到空浮時，輻射監控螢幕之即時監測會出現警示訊息，並於作業現場發出警報器聲響與閃光燈動作，警示現場人員停止作業並撤離。					
(2) 過濾系統故障之停止作業：當過濾系統可能故障時，由程式控制化學除污系統暫停除污作業，包含槽體封蓋、暫停加熱、進行冷卻。並檢查絕對過濾器組差壓是否正常，如屬於正常狀態，則更換 α/β 空氣監測器濾紙，恢復排氣系統運作，並觀察空氣污染監測警報是否再發生。若確定係過濾器故障則應切換另一組備用之絕對過濾器後，才重啟化學除污系統。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	08-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	8	8-21	結案
第 1 回合審查意見					
除了減少放射性廢棄物的產生量以外，本公司規劃進行廢棄物減容程序。而針對可燃性的廢棄物，本公司則規劃送往位於核二廠減容中心的焚化爐，或在核一廠熱處理設施廠房內所新建的焚化爐(若需要)進行減容。 可燃性固態之二次廢棄物經過焚化(Incineration)處理後，可大幅地減少體積，並產生穩定的廢棄物產物灰燼(Ash)，該灰燼可透過混凝土或瀝青將其安定化。 顯然台電對於這二種方法還在評估考量中，不過台電應該要有一個時程來決定其興建焚化爐或送往核二廠減容中心的焚化爐，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。台電公司將於核一廠興建低放射性廢棄物減容中心，相關時程及規劃，將依法規另行提報主管機關審查。					
審結意見					

有關於核一廠興建低放射性廢棄物減容中心之議題，併入 09-008 第 4 小題，其餘同意答覆。

意見編號	08-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11	8	8-22	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第一節 5. 除污作業之二次廢棄物處理及減廢，提及核一廠除役產生之二次廢棄物分為可燃、可壓縮性及不可壓縮性三種，惟報告只對可燃性及可壓縮性之二次廢棄物處理方式有說明。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。不可壓縮性之二次廢棄物為廢噴砂、廢離子交換樹脂等。廢噴砂可與其它裝桶之廢棄物填入，盛裝於 55 加侖桶或固化處理，請參閱審查意見 08-009 之答覆及附件 08-009-3-A。不可壓縮性之廢離子交換樹脂，依據第八章第一、(三)、5 節之規劃，核一廠除役時可規劃低放射性廢樹脂盛裝於耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)中。					
第 2 回合審查意見					
有關用過廢樹脂之處理方式，併於第九章審查意見 09-022 持續追蹤，其餘同意答覆，並請將答覆內容補述於除役計畫中。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。將於除役計畫內文第八章一、(三)、5 節說明不可壓縮之二次廢棄物處理方式。依審查意見進行修訂，如附件 08-012-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	08-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A11、A12	8	8-23~27	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第二節有關廢氣處理方法：					
(1) 未說明除役期間產生放射性廢氣兩大類中，各類之放射性氣體核種及預估活度，請補充說明。					
(2) 請詳述除污場所隔離帳篷規劃方式，與廢氣處置規劃。並請評估及提出如超過標準時之防護措施。					

- (3) 文中提及「...通風系統視情況需要可設置雙重門...」，其設定時間點為何，是否可先詳加規劃。
- (4) 有關廢氣監測方法及排放管控，針對空氣樣品取樣器及濾紙收集空氣中懸浮性微粒進行放射性分析，請說明分析頻次。
- (5) 有關廢氣監測方法及排放管控，針對排放廢氣之監測，如不符合排放標準則不予排放，請說明處理方式。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。將依審查委員建議於第八章第二、(一)、1 節進行修訂，補充說明如下：除役期間產生放射性廢氣之氣體核種及預估活度，詳請參本計畫第十章之表 10-2(除役各階段的預估每年排放至大氣的核種活度)，如附件 08-013-1-A。
2. 除污場所為依第九章所規劃之處理區域搭建，並設有 2 組並聯之 HEPA 裝置以濾除空氣中可能帶有核種之懸浮微粒，正常情況下僅需一組 HEPA 運作即可。HEPA 後端裝設線上監控之 gross α/β 輻射偵測儀，主要目的為即時監測廢氣。另外，於排氣出口前設置取樣幫浦及濾紙，以浮子流量計控制適當的氣體流速之範圍進行取樣，收集每週濾紙並送樣分析，作為廢氣監控 double check 之措施。如超過標準，線上監控之 gross α/β 輻射偵測儀發出警告訊息，並檢查 HEPA 之 U 型管壓差計，如壓力過高(阻塞)或壓力過低(洩漏)應立即切換另一組 HEPA，可即時防範空污污染。
3. 依據第九章所規劃之處理區域，預計於停機過度時期在處理區域設置雙重門，處理區域因進行切割、除污等作業，可能產生帶有核種之懸浮微粒，應於搭建隔離帳篷時，將其區域設置雙重門。雙重門可維持區域之負壓狀態，其開門程序為內門開啟、內門關閉、外門開啟、外門關閉，由雙門區域作為緩衝空間，降低空污污染之風險。
4. 參考核二廠減容中心及核研所之作業程序書，除役期間廢氣監測方法及排放管控所需之濾紙放射性分析頻次訂為 1 週一次。
5. 首先應立即暫停或停止產生廢氣之作業，如超過標準，線上監控之 gross α/β 輻射偵測儀發出警告訊息，並檢查 HEPA 之 U 型管壓差計，如壓力過高(阻塞)或壓力過低(洩漏)立即切換另一組 HEPA，可即時防範空污污染。

審結意見

同意答覆。

意見 編號	08-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A12、F11	8	8-28~32	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第二節(二)除役期間放射性廢液處理規劃：

- (1) 針對廢液處理方法，請說明廢液如何於除污期間收集再處理，是否有整體性規劃。8-31 頁中所提之移動式處理設備為何，其使用時機與收集方式為何。
- (2) 8-32 頁：「處理後之廢液欲排放，必須符合相關法規，包括：放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定(原能會 77.5.24)、一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法(原能會 93.12.29)...」由於一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法係用以管制固體廢棄物而非廢液，建議刪除。
- (3) 「依據原能會(77)會輻字第 2428 號函「放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定」，釋出放射性液體造成非限制區之任一民眾之全身劑量不得超過 0.03 mSv/y/機組，任一器官不得超過 0.1 mSv/y/機組」，上述規定中所述之劑量單位並非使用「mSv」，而是使用「毫侖目」，請修正。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。針對廢液處理方法，本章已規劃如下：除役產生之廢水可藉由移動式前處理系統(如需要)處理廢液至廠內廢液處理系統可接收之水質後，再排至廠內廢液處理系統處理。本章之廢液收集規劃，請參第二、(二)、2 節說明：除役中產生的廢液，大部分為除污過程中所產生的化學除污廢液與機械除污過程中所產生的廢水；化學除污主要應用於系統除污與組件除污，系統化學除污產生的化學除污廢液活度較高。因此，原則須預先經由系統除污本身之淨化系統處理後，再排放至廠內高活度廢液集水池或槽，並輸送至廢液中和槽(Waste Neutralizer Tank)進行處理；雖然組件化學除污所產生的除污廢液活度較低，其產生之化學廢液亦須輸送至高導電度設備集水池或槽，後續再進行處理；以組件機械除污所產生之廢液主要為水，且大部分活度較低，因此，可輸送至設備洩水集水池或槽進行處理。
移動式處理設備係指進行系統除污、組件除污作業時期，所需使用之廢水預處理設備，通常包含過濾、離子交換、酸鹼中和等單元。其收集方式為系統除污設備本身，或利用桶槽及管件連結以利收集。(指的是廢液處理系統拆除後)
2. 依審查意見修訂，刪除「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法(原

能會 93.12.29)」，如附件 08-014-2-A。

3. 依審查意見修訂，劑量單位修訂為毫侖目，如附件 08-014-2-A。

審結意見

同意答覆。

意見編號	08-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、F11	8	8-33	結案

第 1 回合審查意見

1. 廢液排放之週期與每批排放的量大約為何？現有系統能否負擔除役作業進行時所增加的量？
2. 「除役期間廢液排放口稀釋水迴路，依據核一廠程序書 912 與程序書 308，處理後之廢液已達排放標準，須再經循環水稀釋後排放，除役期間無循環海水，須使用緊要海水系統或增設引水道與核一廠現有之廢液排放口連結，使除役期間廢液仍可經稀釋後排放。」請預估除役期間最大排放廢液的產量約是多少？另請確認是否要增設緊要海水系統或增設引水道與核一廠現有之廢液排放口連結？因為在別的章節並沒有看到相關的規劃。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。核一廠現有洗浴及雜項廢液處理系統最大處理量為 177 噸/天，原則上將依前述處理量進行廢液處理規劃。除役期間之廢水主要為系統設備之洩水、除污作業廢水、洗浴廢水及其他雜項廢水。設備系統洩水為主要廢水來源，因除役期間設備系統洩水係依序排放，非集中同時處理，因此，評估現有系統即可負擔除役作業時所增加的量。
2. 除役期間之廢水主要為系統設備之洩水、除污作業廢水及其他雜項廢水，經評估核一廠之系統洩水約為 20,000 m³，系統/組件除污廢水約為 3,500 m³、洗浴廢水約為 53 m³/d 及其他雜項廢水約為 6 m³/d。
有關使用緊要海水系統或增設引水道與核一廠現有之廢液排放口連結，係考量核一廠現有之硬體狀況所提出之方案。此部份之說明如第五章第二、(三)、2、(2)節及第二、(三)、4、(1)(p. 5-15、p.5-18)之說明。

審結意見

同意答覆。

意見	08-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

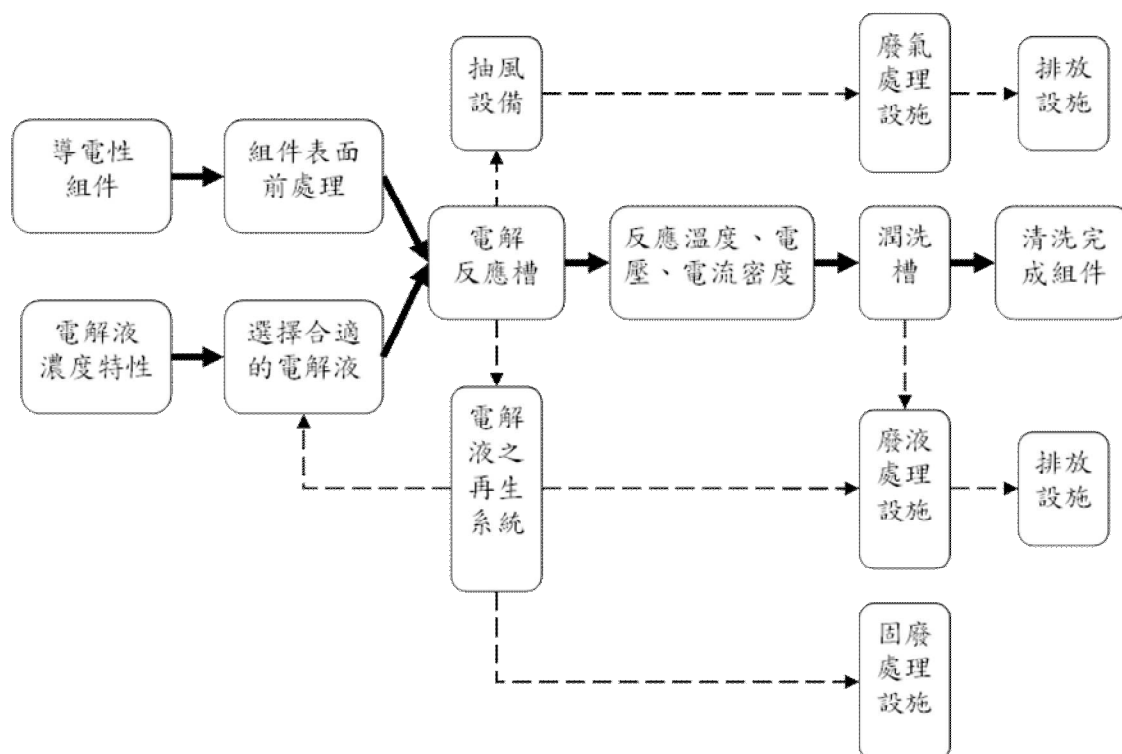
編號		S08、A11、F12	8	8-14、 8-38~8-39	結案

第 1 回合審查意見

- 8-14 頁，內文「另外，一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質亦可能受到污染」，是否為「另外，一號機及二號機、聯合結構廠房及汽機廠房之結構、牆面、地面及天花板等混凝土材質亦可能受到污染。」，請修正。(標點符號缺漏)
- 圖 8-2 核一廠金屬類組件之化學除污作業流程示意圖，及圖 8-3 核一廠金屬類組件之電化學除污作業流程示意圖，此二圖內容一模一樣，請確認是否正確。

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見。依審查意見修訂，如附件 08-016-1-A。
- 依審查意見修訂圖 8-3，如附件 08-016-2-A



審結意見
同意答覆。

意見編號	08-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	8	8-27	結案
第 2 回合審查意見					
請於第八章第二、(二)節「放射性廢液處理規劃」中，補充說明除役期間與廢液處理系統拆除後，於放射性廢棄物貯存庫產生之廢液(例如空調冷凝水、人員除污廢水等)處理規劃。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。核一廠一號貯存庫、二號貯存庫之廢水來源主要為空調冷凝水、設備及地面洩水。上述廢水經收集貯存達定量時，予以取樣分析。經檢驗後，水質若符合輻防外釋規定則由一號貯存庫、二號貯存庫排放管路送至洗浴及雜項廢液系統，再經處理至符合環保法規後排放。 核一廠除役期間，將經由上述方式處理放射性廢棄物貯存庫產生之廢液。除役拆廠階段後期，放射性廢液處理系統將進行拆除。後續保留區所產生之廢水，將集中至新設放射性廢液處理系統進行處理。					
第 3 回合審查意見					
請說明新設放射性廢液處理系統設置時間、設置位置及低放貯存庫之廢液如何送至該系統進行處理；另由於除役後屬廢液處理設備者可能僅此一系統，應整體考量除役後所有可能產生放射性廢液之設施（例如各貯存庫、用過核燃料再取出設施等）其廢液處理方式。					
第 3 回合審查意見回復					
本公司規劃待核一廠系統設備組件拆除、切割及除污程序等作業完成後，才會拆除機組內既有放射性廢液處理系統。後續保留區內所產生之廢液，則輸送至新廢液處理系統進行處理。新廢液處理系統擬規劃於新設貯存庫、用過核子燃料再取出設施、用過核子燃料二期乾式貯存及洗衣房...等擇一設置，待評估後選定；依現階段工程規劃約於除役拆廠階段後期(122 年 12 月)設置申請提報主管機關核備。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

**第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、
貯存與最終處置規劃(共 22 項)**

意見編號	09-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	9		結案
第 1 回合審查意見					
1. 放射性廢棄物減容處理宜考量移動式處理設施或可拆解處理設施，除目前核一廠使用外，未來其餘各廠除役時亦可使用。					
2. 非現行放射性廢棄物容器使用前須經主管機關核准，宜及早作業。					
3. 金屬大組件如何處理？宜加以說明。					
4. 除役反應器放射性活化源項計算有無與源項實測值比較？以確認評估源項理論計算結果的精確度。					
5. 用過核子燃料處置規劃過於簡略，宜增加國外用過核子燃料處置最新發展概況。					
第 1 回合審查意見回復					

1. 感謝審查委員意見。本公司未來將考量設置移動式處理設施供除役時使用。
2. 感謝審查委員提醒。本公司將會遵照委員的建議，依法規規定及早進行相關作業。
3. 依照除役計畫審查導則之章節要求，已於除役計畫第六章第二、(二)節(第 6-39 至 6-55 頁)詳細說明受放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業規劃程序，包括管路系統、大型桶槽、大型設備、一次圍阻體等，皆已詳述其基本資料及切割規劃。簡述如下：
 - (1) 管路系統：包括大口徑及小口徑之管路切割移除規劃、管路系統拆除原則(高輻射管路系統優先移除、管路切割從外部向爐心進行切割拆除等)，及餘熱移除系統、再循環水系統、主蒸汽系統等之系統介紹及規劃。
 - (2) 大型桶槽：核一廠廠房內外有輻射污染的大型桶槽整理如表 6-20，並描述其規劃採用之切割技術及拆除程序，並針對特殊桶槽(廢漿槽及溢流緩衝槽)規劃詳細切割拆除工法。
 - (3) 大型設備：主要包括主冷凝器、反應器再循環泵、汽機、發電機、飼水加熱器等設備，描述其基本資料及切割規劃。
 - (4) 一次圍阻體：描述其基本資料及切割規劃。
4. 由於電廠目前仍在營運，於電廠停止運轉後將再次進行全廠特性調查以實際量測各系統及組件之必要資料，屆時即可以進行驗證。
5. 依照用過核子燃料處置計畫，補充說明國外用過核子燃料處置最新發展概況：

依世界核能協會(WNA, 2016)資料，目前國際間正在興建核能電廠的 14 個國家，計有 63 部機組，其中芬蘭、瑞典及法國已選定用過核子燃料最終處置場址。其餘國家則執行用過核子燃料最終處置計畫，尚未決定場址地點。

台灣與英國、美國、日本、中國大陸、韓國等 14 個正在興建核能電廠的國家作法一致，同步積極推動用過核子燃料最終處置計畫。

國際間對於高階核廢料係採行多重障壁之深地層處置方式，將用過核子燃料埋於深約 300 至 1000 公尺之穩定地層中，阻絕核種影響人類健康與環境安全，與人類生活環境永久隔離。

已選定或興建中高放射性廢棄物深層處置場的時程：

芬蘭於 2004 年在奧基洛托(Olkiluoto)建造高階核廢料深層地質實驗室，並於 2015 年取得處置設施的建造執照，預計 2016 年底開始建造，2023 年啟用。

法國於 1998 年選出布雷(Bure)為優先調查場址，預定於 2025 年啟用處

置場。

瑞典於 2009 年選出福斯馬克(Forsmark)為處置場址，目前在申照審查階段，預定於 2029 年啟用處置場。

審結意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。
4. 同意答覆。
5. 同意答覆。

意見編號	09-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F12	9		結案
第 1 回合審查意見					
因應核一廠除役，可能新增放射性廢棄物處理、貯存設施執照的名稱、數量及其申請的時程（年月），請於適當章節表格化，另請說明下列兩項：					
1. 請統一確認超高壓壓縮機設置之需求性（第六、八、九章不同調）。					
2. 不設置金屬鎔鑄廠以有效處理廢金屬與再利用之合理可行性。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。台電公司將於核一廠興建低放射性廢棄物減容中心，相關時程及規劃，將依法規另行提報主管機關審查。並將於第六章(第 6-2 頁)、第八章(第 8-21 頁) 和第九章(第 9-43 頁)修訂相同文字。					
2. 本公司目前並無規劃設置金屬熔鑄廠。					
第 2 回合審查意見					
有關於核一廠興建低放射性廢棄物減容中心之議題，併入 09-008 第 3 小題，					

另請於適當章節表格化，新增放射性廢棄物處理、貯存設施執照的名稱、數量及其申請的時程規劃(含年月)。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。本公司已於第一次審查意見第 09-008 題回覆除役期間新建放射性廢棄物處理/貯存設施之規劃項目。唯依照 105 年 9 月 2 日林全院長指示，再修改文字敘述如下所列：

- (1) 低放射性廢棄物貯存倉庫
- (2) 第二期用過核子燃料室內乾式貯存及再取出設施
- (3) 減容設施(包含低放射性廢棄物焚化爐及超高壓壓縮機)
- (4) 待外釋廢金屬暫存區/鋼筋混凝土塊分離區

其中，需要申請執照之新建處理/貯存設施如下表所列：

項次	新建處理/貯存設施	數量	申請時程規劃
1	低放射性廢棄物貯存倉庫	1	110.01-115.12
2	第二期用過核子燃料室內乾式貯存及再取出設施	1	108.07-115.12
3	減容設施(包含低放射性廢棄物焚化爐及超高壓壓縮機)	1	112.01-115.12

第 3 回合審查意見

同意答覆，並請將答覆說明內容補充於除役計畫書中。

第 3 回合審查意見回復

一、已依審查意見，補充下列敘述於除本章第四、(三)節(p.9-48)中：

綜合第三、(二)節處理設施規劃及本節新建貯存設施規劃，本公司應申請執照之新建處理或貯存設施如表 9-23 所列之名稱、數量及時程規劃。

表 9-23 除役時應申請執照之新建處理及貯存設施

項次	新建處理/貯存設施(建造執照)	數量	時程規劃
1	新建低放射性廢棄物貯存倉庫	1	112.01
2	第二期用過核子燃料室內乾式貯存及再取出設施	1	112.12
3	低放射性廢棄物減容設施(包含焚化爐及超高壓壓縮機)	1	112.01

二、另經檢討，原提報新建低放射性廢棄物焚化爐處理容量規劃為「50kg/hr」，為能於除役期限內盡速處理低放射性可燃廢棄物，將處理量修訂為「不超過 100kg/hr」，除役計畫相關章節應一併修訂，且與「核一

廠除役計畫環境影響說明書」一致。

審結意見

同意答覆，並將所述設施建造執照之申請與完工啟用時程，列為重要管制事項，包含新建低放射性廢棄物貯存庫（112 年 1 月提出申請、115 年 12 月完工啟用）、第二期用過核子燃料室內乾式貯存及再取出設施（為符合整體除役作業時程，應於 110 年 1 月提出申請、115 年 12 月完工啟用）及低放射性廢棄物減容設施(包含焚化爐及超高壓壓縮機等)（112 年 1 月提出申請、117 年 12 月完工啟用）。

意見 編號	09-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、F23	9	9-1、9-4	結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-1 頁，請問自 104 年 5 月起至永久停機前的改善工程有哪些項目，預估會產生多少除役放射性廢棄物？					
2. 9-4 頁開始簡述核一廠可能受污染或潛在受污染之系統，列出各項系統與子系統的簡介及其功能，建議增述該系統與污染之關聯性(例如：如何污染、污染物種類、程度與影響)，以作為對照。					
3. 9-4 頁，「2. 核一廠可能受輻射污染之系統」請問用過燃料池本身是否屬於核一廠可能受污染或潛在受污染之系統？因為從系統分類中並未發現用過燃料池部份。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。至永久停機前之改善工程共計有 39 項，如下表；預估會產生約 5 公噸的除役放射性廢棄物。					
項次	新增改善工程明細項目		核准日期	目前狀態	
1	緊要海水地下埋管增裝陰極防蝕		1040817	採購施工階段	
2	增設地震識別系統案		1041012	採購施工階段	
3	增設地震識別系統案		1041012	已移交運轉值班	
4	GAS TURBINE 取消電磁閥 AOV-254-1A/B 案		1050122	採購施工階段	
5	GAS TURBINE 取消電磁閥 AOV-254-1A/B		1050122	採購施工階段	

	案		
6	#5 柴油機房不符耐震須求需補強(0.3G 提升 0.4G)	1040622	採購施工階段
7	緊急海水泵室牆面耐震力提升(0.3G 提升 0.4G)	1040514	採購施工階段
8	將進水井(TK-357-152)之進水泵改為臥式泵	1040514	採購施工階段
9	氣象儀高塔電源改由緊急電源供應	1040622	採購施工階段
10	遙控停機盤適居性的改善	1041005	採購施工階段
11	遙控停機盤適居性的改善	1041005	採購施工階段
12	泵室新增架空式吊車 2 部	1040622	採購施工階段
13	廠用海水系統增設潮位警報開關	1041217	採購施工階段
14	廠用海水系統增設潮位警報開關	1041217	採購施工階段
15	345KV 裝設 AMI 案	1040716	採購施工階段
16	主煙囪避雷接地改善	1040716	採購施工階段
17	OFF GAS TUNNEL 廢氣洩水管路支架設計變更	1041021	採購施工階段
18	OFF GAS TUNNEL 廢氣洩水管路支架設計變更	1041021	採購施工階段
19	RECIRC PLC POWER SUPPLY 改為 AC 120V 供電	1050219	採購施工階段
20	RECIRC PLC POWER SUPPLY 改為 AC 120V 供電	1041119	已移交運轉值班
21	#1#2 機連通管(3"-RW-149-1 等)變更材質為不鏽鋼	1041119	採購施工階段
22	洗浴雜項廢水 PLC 改善	1041005	採購施工階段
23	洪澇閘撤水頭管路之牙口對增設可拆式接頭	1041005	採購施工階段
24	洪澇閘撤水頭管路之牙口對增設可拆式接頭	1041005	已移交運轉值班
25	消防系統 10"-FP-1B 等多處 10"管管牙接合改為電焊接合	1041119	採購施工階段
26	消防系統 10"-FP-1B 等多處 10"管管牙接合改為電焊接合	1041119	採購施工階段
27	低壓汽機#6 軸承振動大改善	1041005	採購施工階段
28	MCC3A-2 上方加蓋遮雨棚	1041217	已移交運轉值班

29	MCC3A-2 上方加蓋遮雨棚	1041217	已移交運轉值班
30	LCP-UFM-IS 之光纖路徑更改	1041118	已移交運轉值班
31	統一由防水門觸發關妥警報	1050113	採購施工階段
32	統一由防水門觸發關妥警報	1050113	採購施工階段
33	4"(3")-CUW-7/7S 更換為厚管	1050219	採購施工階段
34	4"(3")-CUW-7/7S 更換為厚管	1050219	採購施工階段
35	氣渦輪機即時發電資訊回傳系統	1041217	採購施工階段
36	氣渦輪機即時發電資訊回傳系統	1041217	採購施工階段
37	11/2 室內消防水帶箱配符合規範之水帶掛架	1050122	採購施工階段
38	11/2 室內消防水帶箱配符合規範之水帶掛架	1050122	採購施工階段
39	600 公秉油槽 A 出口閘下游加裝可撓性金屬管路	1050219	採購施工階段

2. 參照除役計畫 9-2 至 9-4 頁，本公司已有對整體污染系統之受污染情形及污染物種類等做相關描述，可涵蓋各系統與污染之關聯性。
3. 感謝委員的意見。「用過核子燃料池」本身係屬受污染「結構」之一部分，故並未包含在表 9-1 所列潛在受輻射污染之「系統」中。

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	9	9-9	結案
第 1 回合審查意見					
「B. 廢氣系統此系統功能主要是去除核一廠欲排放廢氣中所含的放射性核種，包含惰性氣體、放射性碘及顆粒等，以減少電廠外釋到大氣中的放射性活度。本系統配合廢氣蒸汽稀釋系統使用，利用活性碳床來吸附廢氣中之放射性核種，以降低主煙囪之放射性廢氣排放濃度，達到法規的輻射要求。」 二次廢棄物活性碳如何處理，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					

反應器運轉期間，因核子燃料造成核分裂及活化產生放射性氣體之半化期都很短，且停機後核分裂反應立即停止。因此，除役過程主要之放射性廢氣來源，為用過核子燃料池運轉產生之氣體、拆除切割核設施產生之煙霧氣體及一般管制區內之氣體。故廢氣處理系統處理短半化期核種之設備，如活性碳吸附床不需繼續運轉，因此並無二次廢棄物活性碳產生。核一廠除役期間，廢氣處理系統之通風系統仍維持運轉，收集並處理除役產生之放射性空浮微粒，直至除役拆廠階段後期停止運轉。

第 2 回合審查意見

「核一廠除役期間，廢氣處理系統之通風系統仍維持運轉，收集並處理除役產生之放射性空浮微粒，直至除役拆廠階段後期停止運轉。」請問此系統是否有二次廢棄物產生？

第 2 回合審查意見回復

除役期間各廠房之通風系統及增設臨時帳棚增加之通風系統，仍會產生少量的二次廢棄物，主要為 HEPA 模組。

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F10	9	9-9、9-34、9-39	結案

第 1 回合審查意見

- 9-9 頁，低放射性廢棄物數量及特性之推估方法一節，有關採用該估算法之考量、4 種估算法之優缺點、使用上是否有侷限性，請補充說明。
- 9-34 頁，廢棄物外釋減量一節，提出針對比活度大於 100 Bq/kg 且小於 500 Bq/kg 之低微污染廢金屬可考慮境外處理。比活度落於此範圍之金屬重量大約多少？送境外處理是否符合效益？
- 9-39 頁，化學處理一節，提到若化學除污藥劑循環回收效率不足，則會產生大量且很難處理的二次廢棄物，請補充說明如何避免此類情況發生。

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見，補充說明如下：

比較之方法	中子活化推估方法	比例因數建立方法	廢棄物數量估算法	廢棄物活度估算法
參考依據	美國核管會	西屋公司	西屋公司	西屋公司
優點	可快速取得中子通量率	可減少分析阿伐或貝他等難	可以涵蓋電廠所有的放	可在核一廠尚未正式停

	之計算結果	測核種的時間與成本	射性廢棄物，並可與3D模型、WBS及人力工時至成本估算等工作項目做相互連結	機前，事先估算出放射性廢棄物之活度
缺點或限制	1.中子通量率合成須另行處理 2.需要根據不同維度建立評估模型，且所建立之評估模型須適度做簡化 3.在距離射源較遠或是結構與組成較為複雜的區域會有較大的差異產生	1.由於核一廠目前尚在商轉，取樣十分困難，故目前核一廠比例因數之建立方法，乃是引用國際文獻資料 2.核一廠於永久停機後，是否進行全系統的除污，對比例因數之建立亦有極大影響；若核一廠規劃進行全系統除污，則應在全系統除污完成後，另行取樣分析計算比例因數，作為校正目前引用國際文獻資料之依據	倘若預備除役電廠所提供之資料不齊全時，此估算方法的精準度會下降(一般會採取合理且保守的推估方式)	倘若輻射特性調查所量測之數據不齊全時，此估算方法的精準度會下降(一般會採取合理且保守的推估方式)
2. 經本公司之初步盤點，比活度大於 100 Bq/kg 且小於 500 Bq/kg 之低微污染廢金屬總量約小於 150 MT；至於是是否運往境外處理，目前暫為選項之一，屆時需依實際情況再做評估。 3. 目前國際上對於化學除污之技術已相當成熟，未來於實際除役作業時，選用回收效率較高之除污技術，將是考量的重點之一。				

審結意見					
同意答覆。					

意見編號	09-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F12	9	9-14、9-15、9-22	結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-14 頁內文「本計畫於核一廠共取得 12 項樣品進行加馬及難測核種分析，樣品編號、取樣位置與樣品描述依照機組，分別詳列如表 9-10 及表 9-11。」，樣品編號、取樣位置與樣品描述並非列於表 9-10 及表 9-11，請修正。 2. 9-15 頁內文「各廢棄物源計算所得之比例因數，如表 9-12 所示。」，各廢棄物源計算所得之比例因數並非顯示於表 9-12，請修正。另亦請確認其它圖、表是否與本文相符。 3. 9-22 頁內文「採用本計畫第八章所建議之除污因子 10 進行上述三系統(B31、E11、G33)之系統除污，結果金屬廢棄物活度約從 2.59×10^{16} Bq 降低至 2.58×10^{16} Bq，減少約 1.00×10^{14} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 47 MT，B 類廢棄物約減少 197 MT，系統除污後之估算結果如表 9-20 所示。」，請確認除污因子 10 減少約 1.00×10^{14} Bq 及 C 類廢棄物約減少 47 MT（表 9-18 減表 9-20 計算結果）之正確性。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。修正 9-14 頁內文為：「本計畫於核一廠共取得 12 項樣品進行加馬及難測核種分析，樣品編號、取樣位置與樣品描述依照機組，分別詳列如表 9-13 及表 9-14。」。修正後如附件 09-006-1-A。 2. 修正 9-15 頁內文為：「各廢棄物源計算所得之比例因數，如表 9-10 所示。」；並已確認除役計畫第九章全文之圖、表均與內文相符。修正後如附件 09-006-2-A。 3. (1)關於除污後的活度部分，因為本計畫目前僅考慮潛在受輻射污染之 20 個系統裡面的其中 3 個系統來做除污(可參考除役計畫第 8-9 頁)，並不是每個系統都有做除污，因此，活度的數值是正確的。謹茲摘述第 8-9 頁內文如下： 「參考國外 BWR 核電廠除役經驗，如美國 Big Rock Point 核電廠、義大利 Caorso 核電廠、德國 Wurgassen 核電廠、瑞典 Barseback 核電廠等，本公司核一廠規劃未來除役需進行系統除污之系統，主要包括反應器冷卻水再循環系統(B31)、餘熱移除系統(E11)及爐水淨化系統(G33)；其中，反應器冷卻水再循環系統之除污，不包含反應器壓力槽，主要是為					

避免除污劑腐蝕反應器壓力槽表面之活化物質，以致二次廢棄物之活度及數量遽增。惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業。」 (2)關於重量部分，經本公司重新再做確認後，擬修正第 9-22 頁內文如下： 「其中 C 類廢棄物約減少 28 MT，B 類廢棄物約減少 196 MT。」其中，C 類廢棄物的減少量由原先的 47 MT 修正為 28 MT，而 B 類廢棄物的減少量由原先的 197 MT 修正為 196 MT。修正後如附件 09-006-3-A。
審結意見
同意答覆。

意見編號	09-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S10	9	9-34、9-36	結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-34 頁，「拆除後得到之建築物鋼筋混凝土塊，則參考美國 Maine Yankee 電廠及核能研究所的鋼筋混凝土塊分離場作業方式，設置於核一廠乾華區停車場與貨櫃區，以進行鋼筋混凝土分離。鋼筋混凝土塊之表面放射性比活度量測後，須符合經主管機關核定之外釋標準後，再以適當之機具破碎至一定粒徑以下，等待回填至拆除建物地表下 1 m 以下之空間。」如果回填的混凝土過剩其處理方式，請說明。 2. 拆除後建物鋼筋混凝土塊之堆置場所是否有遇到颱風或大雨沖刷而造成廢棄物外洩之可能性？ 3. 9-36 頁內文所列各項固體廢棄物處理技術，請斟酌舉例其適用之對象組件。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。經過本公司的計算與評估，拆除之建物混凝土可以完全回填，因此並不會有外運至核一廠廠外之情況發生。 2. 該場地所堆置之鋼筋混凝土塊，係先經過一定的偵檢程序，確認符合可外釋之標準後，才會置放在此分離場；且此堆置區域另設有滯洪沉砂池，以有效調節洪峰流量、攔截沖刷之泥砂，故不會有放射性核種釋出之疑慮。 3. 固體廢棄物處理技術之應用對象在第九章第 9-36 至 9-40 頁皆有配合各項處理技術做說明，簡述這些固體廢棄物處理技術之適用對象如下： (1)機械處理：大型金屬組件(如汽水分離再熱器、主冷凝器、熱交換器等)拆除分解後，可利用機械除污方式將其表面污染去除。橡膠軟管或 PVC 管可用粉碎法減容。不可壓縮且不可燃之廢棄物(如金屬碎屑或小零件等)，可填充於盛裝容器之空隙，增加盛裝效率。					

(2)熱處理：可燃廢棄物(如塑膠、衣物、紙類、木材等)等利用焚化爐燃燒減容。 (3)化學處理：拆解後之金屬組件或管件可利用化學試劑進行表面除污，亦可搭配電化學加速其除污效果。用過廢樹脂則可選擇使用濕式氧化將其處理後固化，或是盛裝於 HPC 或 HIC 桶內。 (4)固封處理：B、C 或超 C 類廢棄物裝桶後，在其容器表面施以水泥等材料使其固定，增加其穩定性。
審結意見
1. 同意答覆。 2. 同意答覆。 3. 有關用過廢樹脂之處理方式，併於審查意見 09-022 持續追蹤，其餘同意答覆。

意見編號	09-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、F10、F23	9	9-43、9-44、9-47~49	結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-44 頁，「設置低放射性廢樹脂濕式氧化設施位置為熱處理設施廠房或一號低放射性廢棄物貯存庫，本公司將視未來之實際需求與規劃而定。」「考量焚化爐設置需經過環境影響評估等作業，故除役拆除前就應詳細評估興建與否。」顯然台電對於這二種設備還在評估考量中，請一併說明廢樹脂濕式氧化設施、低放射性廢棄物焚化爐及其他減容設施(如超高壓壓縮機)興建與否之決定時程。 2. 9-47 頁，低放射性廢棄物貯存規劃一節，提出需再新建一貯存庫。如遇地方反彈而無法興建，是否有相關配套措施。 3. 9-48 頁，新建低放射性廢棄物貯存庫，擬規劃位於既有氣渦輪發電機組與貯油槽區域，所以這二部分必須先行拆除以便新建低放射性廢棄物貯存庫，這一部分時程的規劃是否可以，請說明。 4. 9-49 頁，「本公司未來將視除役作業進度與最終處置場選址、施工與運轉時程，檢討是否需在核一廠新建低放射性廢棄物貯存庫。」根據圖 9-18 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程，處置場運轉時間為 2020 年(民國 119 年)，民國 116 年進行除役拆廠階段(圖 6-1)，台電應該要有一個時程來決定新建低放射性廢棄物貯存庫其是否興建，請說明。 5. 9-49 頁，用過核子燃料池貯存空間已飽和，爐心內燃料退無可退，倘若乾式貯存設施遲遲無法啟用，恐將影響整個除役作業時程，台電公司對於用過核子燃料的貯存管理是否有研議替代應變方案，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					

1. 感謝審查委員意見。本公司經審慎評估後，核一廠除役期間新建放射性廢棄物處理/貯存設施規劃如下，並據以修訂本計畫之相關章節內容，如附件 09-008-1-A。
 - (1) 低放射性廢棄物貯存倉庫
 - (2) 第二期用過核子燃料乾式貯存設施
 - (3) 用過核子燃料再取出設施
 - (4) 待外釋廢金屬暫存倉庫
 - (5) 鋼筋混凝土塊分離場
 - (6) 低放射性廢棄物焚化爐
 - (7) 低放射性廢棄物超高壓壓縮機

上述規劃新建之各項放射性廢棄物處理/貯存設施，將遵照我國相關法規規定(放射性物料管理法第 17、18 條及其施行細則第 26、28 條，以及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)，於興建及運轉前先向主管機關提出申請。
2. 台電公司現已規劃集中式貯存設施，作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用、及如遇地方反彈而無法再新建一低放射性廢棄物貯存庫時的因應措施，相關細節將另案報主管機關核定。
3. 感謝審查委員提醒。拆除氣渦輪發電機組與貯油槽區域之作業，已安排於除役計畫第六章圖 6-2 停機過渡階段作業排程(p.6-69)工作編碼 1.2.1 現場準備中執行，待拆除完成後，才會進入低放射性廢棄物貯存庫興建。
4. 台電公司將於核一廠興建低放射性廢棄物減容中心，相關時程及規劃，將依法規另行提報主管機關審查。
5. 台電公司現已規劃集中式貯存設施，作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用、及如遇地方反彈而無法再新建一低放射性廢棄物貯存庫時的因應措施，相關細節將另案報主管機關核定。

第 2 回合審查意見

1. 同意台電公司之答覆說明，惟台電公司應確認上述內容與核一除役環評報告內容的一致性。
2. 同意答覆。
3. 工作編碼 1.2.1 依計畫於 107.12.6 至 108.12.31 日執行，以拆除氣渦輪發電機組與貯油槽區域，惟二號機運轉執照有效期限至 108.07.15，是否會使貳號機仍運轉中時即拆除氣渦輪發電機組與貯油槽區域?請說明。
4. 請問「低放射性廢棄物減容中心」是新增設施，或者是核一廠除役期間新建放射性廢棄物處理/貯存設施之一，請說明。台電公司應確認上述內容與核一除役環評報告內容的一致性。
5. 有關台電公司答復說明「規劃將集中式貯存設施作為除役計畫替代方

案」，恐有誤解，集中式貯存設施應該是放射性廢棄物最終處置計畫的替代因應方案選項。惟台電公司仍可以將其列為除役計畫的放射性廢棄物管理的替代方案，但請說明集中式貯存設施時程如何配合除役計畫之執行，以避免造成除役計畫之延宕。

第 2 回合審查意見回復

1. 依照 105 年 9 月 2 日林全院長指示，再修改文字敘述，如下所列：
 - (1) 低放射性廢棄物貯存倉庫
 - (2) 第二期用過核子燃料室內乾式貯存及再取出設施
 - (3) 減容設施(包含低放射性廢棄物焚化爐及超高壓壓縮機)
 - (4) 待外釋廢金屬暫存區/鋼筋混凝土塊分離區

上述內容，將於核一廠除役環評報告進入二階審查時修訂為一致。
3. 拆除作業配合二號機運轉期限，至期限後(108.07.15 後)才將其相關設施拆除。
4. 除役計畫所規劃新設之減容設施包含：低放射性廢棄物焚化爐及低放射性廢棄物超高壓壓縮機，均規劃設置於既有之熱處理廠房中，本公司將此二設備合稱為「減容設施」。
5. 感謝委員提示，前次回復「規劃將集中式貯存設施作為除役計畫替代方案」確實是誤解，目前台電公司雖已提報集中式貯存設施，作為用過核子燃料乾式貯存設施無法使用時的因應措施，但集中式貯存設施確實不是為配合核一廠除役的應變方案，也與除役計畫是否會延宕無關。目前依 105 年 9 月 2 日林全院長指示，積極辦理第二期用過核子燃料室內乾式貯存計畫。

審結意見

同意答復，並將新建低放射性廢棄物貯存倉庫、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備及低放射性廢棄物減容設施(包含焚化爐及超高壓壓縮機等)建造執照之申請與完工啟用時程，列為重要管制事項。

意見編號	09-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F23	9	9-46~47	結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-46 頁：「核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存系統，係使用核能研究所發展的高功能用過核子燃料乾式貯存系統(INER-HPS)做為貯存容器。請參考本章、五、(二)節「用過核子燃料之貯存規劃」介紹。」本段內容建議刪除，理由是核一乾貯設施之容器並未分析使用超 C 類廢棄物之情形，核一乾貯二期計畫也不必然會使用與核一乾貯同型之容器。 2. 9-47 頁中有關(二)低放射性廢棄物貯存規劃，請說明電廠除役爐心切割等					

大型組件之貯存規劃及貯放位置。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，修正如附件 09-009-1-A。					
2. 電廠除役爐心切割等大型組件將切割成適當大小後，分別置入第 9-45 頁(三)低放射性廢棄物包裝容器規劃之包裝容器，再運送至廠內之貯存庫貯存。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	09-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F12	9	9-47	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請於適當章節表格化以下相關（內文）數據：					
(1) 核一廠現有之低放貯存設施(一號及二號低放射性廢棄物貯存庫)其總貯存容量為 101,204 桶，至 103 年底的貯存桶數為 44,285 桶，再加上至運轉執照屆滿(二號機 108 年 7 月 15 日)之推估產量 5,028 桶，則於核一廠除役時，仍可約有 51,891 桶的貯存空間。					
(2) 保守規劃再興建貯存容量高限為 50,000 桶(實際所需容量，將俟永久停機後詳細輻射特性調查後再定)之新建低放射性廢棄物貯存庫。					
(3) 除役所產生的低放射性廢棄物(含經減容後之乾性廢棄物)保守估算約 61,791 桶。					
(4) 一號低放射廢棄物貯存庫設計容量為 23,390 桶，至 103 年底貯存量已達 20,363 桶。					
(5) 準備將相當於約 23,292 桶 55 加侖桶之數量貯存於二號低放射廢棄物貯存庫。					
2. 另請說明為何只有 23,292 桶 55 加侖桶之數量貯存於二號低放射廢棄物貯存庫之原因。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。相關內文如下表：					
核一廠 低放貯存庫	設計容量 (桶)	目前貯存 (桶)統計至 103.12.31.	永久停機 前 預估貯存 量(桶)統計至 108.07.15.	可供除役 廢棄物貯 存容量 (桶)	備註說明

一號貯存庫	23,390	20,363	22,877	513	目前暫不供作除役使用
二號貯存庫	77,814	23,922	26,436	51,378	僅能貯存 55 加侖桶裝之低放廢棄物
合計(桶)	101,204	44,285	49,313	51,891	--
新建貯存庫 (除役時興建)	50,000	--	--	50,000 (將貯存空間轉換成桶數)	可貯存 3 m ³ 鋼箱、7 m ³ 鋼箱、B-25 鋼箱及 20 ft 半高貨櫃

2. 目前規劃將相當於約 23,292 桶 55 加侖桶之低放廢棄物存放在二號貯存庫中。說明如下：

- (1) 23,292 桶 55 加侖桶，是由 78 個 20 ft 半高貨櫃(除役廢棄物盛裝容器之一)+ 18,451 桶 55 加侖桶等效換算而來(其中，78 個 20 ft 半高貨櫃 = 4,841 個 55 加侖桶)。
- (2) 如以實際體積計算，每個 20 ft 半高貨櫃的容積約為 13 m³，又每個 55 加侖桶的容積約為 0.208 m³，故：78 個 x 13 m³/個 = 1,014 m³，1,014 m³ / 0.208 m³/桶 = 4,875 桶。
- (3) 上述(2)中 4,875(桶)與(1)中 4,841 桶有 34 桶的誤差，係因：20 ft 半高貨櫃是方形的、而 55 加侖桶是圓形的，故將 55 加侖桶置入長方體的空間內，將有部分的空間無法被利用。每個 20 ft 半高貨櫃可容納 62 (= 4,841/78)桶 55 加侖桶，此已考慮部分貨櫃空間無法被利用的真實情況。
- (4) 在搬運過程中，亦需考量大型貨櫃在搬運時之動線規劃。
- (5) 綜上，故僅規劃將相當於約 23,292 桶 55 加侖桶之低放廢棄物存放在二號貯存庫中。

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	9	9-48	結案

第 1 回合審查意見

1. 一號低放射廢棄物貯存庫設計容量為 23,390 桶，二號低放射廢棄物貯存庫設計容量到底為多少桶？目前貯存多少桶？請說明。
2. 9-48 頁，「考量一號低放射廢棄物貯存庫設計容量為 23,390 桶，至 103 年底貯存量已達 20,363 桶，因此，暫不規劃貯存除役產生之低放射性廢棄物。」目前貯存在一號低放射廢棄物貯存庫的放射廢棄物是哪幾類廢棄物？其數量分別多少？請說明。
3. 9-48 頁，「將 B、C、超 C 類廢棄物裝於 3 m³ 鋼箱，A 類廢棄物裝於 7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱與 20 ft 半高貨櫃內，放置於新建低放射性廢棄物貯存庫；其他等同約 23,292 桶 55 加侖桶裝之廢棄物，則放置於二號低放射性廢棄物貯存庫。」新建低放射性廢棄物貯存庫期完工日期為民國 117 年 12 月 31 日(圖 6-2)，民國 116 年進行除役拆廠階段(圖 6-1)，這是否有銜接上的問題？
4. 根據 9-31 頁「廠務管理(Housekeeping)及分類收集廢棄物，亦是配合減量措施的重要方法之一。」因此台電是否有根據前述的精神將表 9-22 核一廠除役廢棄物總數量(桶)推估結果，將此推估結果所產生 A、B、C、超 C 類廢棄物如何規劃有效、安全的貯存至一號、二號及新建低放射性廢棄物貯存庫，請說明。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員的意見。二號低放射廢棄物貯存庫總設計容量為 77,814 桶，目前共已貯存 23,922 桶(統計至 103 年底)。

2. 說明如下：

一號 貯存庫	固化 廢棄物	脫水 樹脂	可燃 廢棄物	可壓 廢棄物	保溫材	廢土	總計 (桶)
	5,061	5,808	225	9,244	20	5	20,363

3. 依目前除役時程規劃，於民國 116 年開始進入除役拆廠階段，尚不會立即產出大量的 55 加侖桶廢棄物，故並不會有銜接上之問題，且新建貯存庫尚未完工前之廢棄物，可先暫貯於二號低放射性廢棄物貯存庫中。
4. 請參考第 9-47 頁(一)低放射性廢棄物運送規劃，除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之運送容器，運送至既有或新建低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。廠內運輸運送作業將依據核一廠既有之「低放射性廢棄物廠內運儲程序」之運輸作業程序書辦理，運送容器須符合「放射性物質安全運送規則」與「放射性廢棄物運作許可辦法」之規定，即可符合委員所關注之有效及安全性之議題。

審結意見

同意答覆。

意見 編號	09-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F23	9	9-50	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「用過核子燃料運送船舶離開我國國境到達公海後之安全防護，由受委託再處理國家負責。相關規劃將於核一、二廠用過核子燃料小規模國外再處理計畫，向主管機關申請。」本段內容建議刪除，理由是用過核子燃料運送目的地不必然是海外再處理廠，也可能最終處置場或集中貯存設施。 2. 台電公司在發展第一期乾式貯存設施時，曾因場址位置引發民眾疑慮，然而依據圖 9-17 所示，第二期乾貯設施又選擇相近之地理位置，請台電公司強化說明選址程序及安全評估要項，並提供相關佐證文件。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見，修正如附件 09-012-1-A。 2. 乾貯設施選址程序係依據 86 年 9 月 2 日行政院(86)台科字第 33951 號令修正發布之放射性廢料管理方針第三章第十二項第四款之規定：「積極推行用過核燃料廠內中期乾貯計畫」，規劃於核一廠區內興建第一期用過核燃料乾式貯存設施；又於 97 年下半年即開始推動第二期乾貯興建計畫，首先根據廠內用過核子燃料之數量規模調查可用之潛在場址，經普查結果篩選出包括西南廠區(乾華溪左岸緊鄰一期乾貯場址)、日用油槽區(乾華溪右岸，與一期乾貯相隔乾華溪)及停車場區，進行潛在場址特性調查評估工作，在經過多次檢討及研提場址特性調查綜合評估報告後，以西南廠區及日用油槽區地質條件相近，在考量除役保留區及未來用過核子燃料乾貯設施之整體保安全管理方便，以西南廠區(即環評書件所載第二期乾貯設施預定地)為主方案，而以日用油槽區為替代方案。至於安全評估要項，應參考原能會發布之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」附錄有關章節說明。					
第 2 回合審查意見					
1. 同意答復。 2. 由於國內情勢已有變更，台電公司應再週延檢討核一廠除役計畫中核廢料貯存設施之配置。請台電公司就核一廠二期乾貯場址之長期地質穩定性、興建工程技術之難易、室內貯存面積需求及民眾接受度等，進一步檢討評估場址妥適性，並應將相關場址遴選條件納入除役計畫書，以強化資訊公開透明，讓民眾安心放心。					

第 2 回合審查意見回復

2.

- (1) 本公司係參照原能會發布之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」附錄有關章節說明，辦理核一廠用過核子燃料第二期乾式貯存設施預定場址之地質特性調查及進行綜合性評估工作。評估重點包括在預定場址設置的適當性、安全性及經濟性之分析，並從核能安全、廢棄物管制、污染擴散、輻射安全、地質調查成果、外力種類(地震、土石流、火山、海嘯)、基礎承載能力、基礎設計參數、基礎型式建議、如需地質改良方式、地下水流核種傳輸等角度提出分析評估與建議等。本公司綜合評估結果以西南廠區及日用油槽區地質條件相近，在考量除役保留區及未來用過核子燃料乾貯設施之整體保安全管理方便，以及考量工程技術可克服的條件下，選擇以西南廠區為主方案，而以日用油槽區為替代方案。
- (2) 考量民眾接受觀感，本公司正通盤全面評估在除役保留區範圍內，如何在可使用的面積上布置新建低放射性廢棄物貯存庫、用過核子燃料再取出設施及第二期用過核子燃料乾式貯存設施(含室內型)等。
- (3) 依據行政院林院長全於 105 年 9 月 2 日與北海岸鄉親座談會議紀錄結論指示：「室內乾貯不能慢，趕快做，為因應除役工作之需，露天乾貯短期使用後就要移入室內。」依此，台電公司已針對核一廠第 2 期用過核子燃料乾式貯存設施，以室內貯存方式進行規劃，以期能增進民眾之接受度，順利推動除役作業。

第 3 回合審查意見

台電公司現正辦理核一廠二期乾貯設施場址之重新檢討評估作業中，本案評估結果如與現有除役計畫或環評報告內容不一致者，均應更新修訂。請台電公司確實依據貴公司 105 年 12 月 28 日函復原能會物管局之說明，於本回合審查意見回復時，一併提出遵照行政院指示採用「室內貯存方式」之評估結果，及除役計劃相關章節修正內容。本項審查意見併入 09-018 進行追蹤。

第 3 回合審查意見回復

「核一廠第 2 期用過核子燃料室內乾貯」相關議題，同 09-018 之答覆。

意見編號	09-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F23	9	9-50~51	結案

第 1 回合審查意見

- 9-50 頁中說明除役階段估計將有約 7,400 束用過核子燃料，除役計畫第二章陳述破損用過核子燃料數量，請台電公司補充說明針對這些破損燃料之處理貯存規劃。
- 依據 102 年 08 月 22 日放射性物料臨時管制會議決議，原能會已要求台

電公司應於核一廠除役作業用過核子燃料池不可用之前 1 年，覓妥或設置乾式貯存之再取出作業場所，並於核一廠除役計畫書相關章節或採附錄方式提出具體規劃。請將上述決議納入「執行再取出之時機」，並補充說明具體規劃。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。由於核一廠目前仍處於運轉狀態，除役相關作業(含除役所需新建設施)尚未進行發包，且用過核子燃料數亦為估算值(核一廠兩部機組之用過核子燃料約為 7,400 束，其中一期乾貯約 1,680 束、而二期乾貯約 5,720 束，故除役計畫中有關第二期乾貯設施相關之初步分析，係參考現有之核一廠申請用過核子燃料乾式貯存設施的安全分析報告。有關核一廠第 2 期乾貯設施的相關評估規劃，須於核一廠停機後，依據實際完好與破損用過核子燃料特性(含數量、燃耗等)，並配合所擇定之場址進行整體規劃。

目前核一廠第 1 期乾貯設施預計貯存之用過核子燃料均為經完整性檢驗合格之燃料，有關破損用過核子燃料部分，參考美國 Maine Yankee 電廠的經驗，係在乾貯系統(與核一廠相同系統 NAC-UMS)中特別針對受損燃料設計了 Maine Yankee Fuel Can 用以盛裝受損燃料，同樣存放於乾貯系統中，且通過美國核管會的審查，目前已在貯存營運中。

2. 請參考第 9-51 頁第五、(三)、1.節所述，用過核子燃料執行再取出之時機有二：其一為進行用過核子燃料最終處置，需更換為最終處置廢棄物罐；其二為發生假設性意外事故，需將用過核子燃料取出，更換新的乾式貯存密封鋼筒；或是僅將密封鋼筒吊出，更換新的混凝土護箱。除役作業需求、進行最終處置或發生假設性意外事故，應已涵蓋審查意見所述之事項。

第 2 回合審查意見

1. 答覆內容雖有提及國外案例，但仍未具體說明台電公司對於破損燃料處理貯存之具體規劃，請再補充說明。
2. 審查意見原意係請台電公司針對「覓妥或設置乾式貯存之再取出作業場所」提出具體規劃，請再補充說明。

第 2 回合審查意見回復

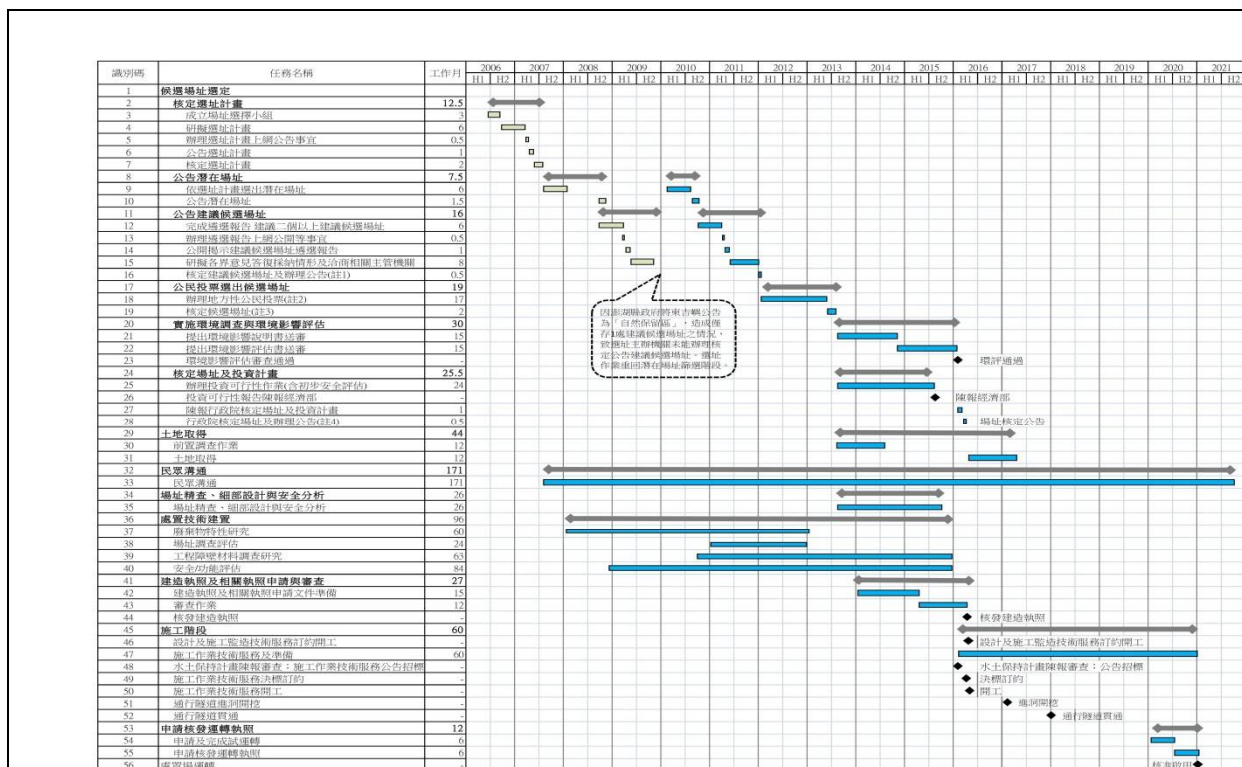
1.
 - (1)如第一次回復，由於核一廠第 1 期乾式貯存設施僅規劃貯存完整之用過核子燃料，故第 2 期乾式貯存計畫則必須貯存剩下之所有用過核子燃料，包含破損或變形之用過核子燃料。有關核一廠第 2 期乾貯設施的相關評估規劃，須於核一廠停機後，依據實際完好與破損用過核子燃料特性(含數量、燃耗等)，並配合所擇定之場址進行整體規劃。

- (2)破損燃料之貯存，本公司將納入核一廠第 2 期乾貯設施採購案中進行採購，選擇已獲國外主管機關核照可貯存破損及變形燃料之乾式貯存系統。

有破損或不完整者，於乾貯時，將先放入破損或不完整燃料之專用貯存罐內，再置於主管機關核准之容器中。					
2. 原除役計畫第九章第五節第三小節中，已提出用過核子燃料之再取出規劃(包括執行再取出之時機及再取出設施)，其中核一廠用過核子燃料乾式貯存的再取出設施，規劃設置於原氣渦輪機組區域，將採取水池方式，外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射。設施內規劃包含燃料池冷卻與淨化系統，以及其他系統如除污、空調、給水、排水、消防、電氣、輻射偵測與控制等系統。					
審結意見					
同意答復。					

意 見 編 號	09-014	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S10	9	9-58、9-59、 9-67、9-70	結 案
第 1 回 合 審 查 意 見					
1. 9-58 頁及 9-59 頁中，每個圖中的線條僅有原點(0,0)和最末端的資料節點，乍看之下是簡單將兩點連成一直線的內插行為，無法代表中間部分的變化情形，若管徑接觸劑量率與內部表面污染程度確實為正比關係，建議移除直線上的節點，避免誤會。另外，水平坐標軸之單位標註請正確上標處理。					
2. 圖 9-16 與圖 9-19 為低放射性廢棄物與用過核子燃料之運送路徑圖，進行這二類物料的運送時是否有相關交通管制措施？(時間規劃、交通疏導、人員指揮...)					
第 1 回 合 審 查 意 見 回 復					
1. 感謝審查委員意見，修正如附件 09-014-1-A。					
2. 進行低放射性廢棄物與用過核子燃料之廠內運送時，須規劃相關之交通管制措施，本公司將適時修訂核一廠內現有之運送相關程序書(程序書 910「放射性物質之運輸管制程序」或程序書 911「低放射性廢棄物廠內運儲程序」，以適合除役時使用。					
審 結 意 見					
1. 同意答覆。					
2. 同意答覆。					

意見編號	09-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S10、F10、	9	9-61，9-69	結案



註1：核定建議候選場址及公告，條例未規定期限，暫以0.5個月估計。註2：遵照原能會審查意見縮減為17個月為規劃期程，未來再視主辦機關辦理公投實際期程配合調整。
 註3：條例未規定公民投票完成至候選場址核定之期限，公投結果若有二個以上候選場址，經濟部核定時間暫以2個月估計。註4：行政院核定場址所需時間，條例亦未規定，暫以0.5個月估計。

圖 9-18 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F10、F12	9	9-80,9-83~85, 9-89, 9-92	結案
第 1 回合審查意見					
1. 表 9-8 請補充半衰期小於 5 年之放射性核種分析方式。					
2. 表 9-13 一號機大修取樣樣品資料與核種分析結果及表 9-14 二號機大修取樣樣品資料與核種分析結果，各分析數據無單位，請補充。					
3. 表 9-15 與表 9-17 核一廠除役放射性廢棄物總重量不同，請說明。					
4. 表 9-15 之單位為 MT，表 9-22 之單位為桶，請補充說明如何換算。另除役產生之超 C 類廢棄物與國外除役電廠相比，是否有特別多？					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。針對半化期小於 5 年之放射性核種，除了 Fe-55 係採用沉降法進行前處理後、再以液體閃爍計數器(Liquid Scintillation Counter, LSC)進行定量外，其餘之核種均以高純鍺偵檢器(HPGe)進行定性與定量。修正如附件 09-016-1-A。					

2. 補充說明表 9-13 和表 9-14 的單位均為 Bq/g。修正如附件 09-016-2-A。
3. 表 9-15 之低放射性廢棄物(參第 9-86 頁)總量為 13,565 MT，而表 9-17 之放射性廢棄物(參第 9-89 頁)總量為 31,788 MT，兩數值之差異為可外釋之金屬(參第 9-89 頁)盤點量 18,223 MT。
4. (1)有關重量(MT)與桶數(55 加侖桶)之換算，摘述內文敘述如下：(參第 9-24 頁和第 9-25 頁)
- ※低放射性廢棄物重量與桶數間之換算基準，係參酌以下資料或經驗：
- (1)日本原子力研究開發機構(JAEA)資料指出：每個 55 加侖桶(約 208 L)，約可盛裝 150 kg 至 250 kg 不等之金屬廢棄物。
 - (2)西屋公司過去的除役研究報告指出：可假設所有低放射性廢棄物的處置效率(Disposal Efficiency)均為 1.1 MT/m^3 ，故對 55 加侖桶而言，相當於 229 kg/桶。
 - (3)對混凝土廢棄物而言，係參考日本原子力研究開發機構(JAEA)之經驗，保守以平均 200 kg/桶為換算基準，惟實際情況並不會裝入 55 加侖桶。
 - (4)對乾性廢棄物(減容後)而言，係參考核一廠最新的大修紀錄 EOC-26，以 100 kg/桶為換算基準。
 - (5)對濕性廢棄物(固化後)而言，係參考日本原子力研究開發機構(JAEA)之經驗，以 450 kg/桶為換算基準。
 - (6)對保溫材廢棄物而言，係參考核一廠最新的大修紀錄 EOC-26，以 49 kg/桶為換算基準。
- (2)核一廠初估超 C 類廢棄物(含爐心側板與頂端導板)，其總桶數參酌表 9-22 後約 314 桶，而參酌第 9-102 頁的表 9B-2 至表 9B-4 可知，國外除役電廠的超 C 類廢棄物分別介於 35 至 253 桶間，略低於我國的初步盤點量。但在超 C 類廢棄物的活度估算部分，我國估算出來的放射活度與國外之參考文獻相近，茲補充說明如下：
- 我國核一廠初估的超 C 類廢棄物(含爐心側板與頂端導板)，其總活度參酌表 9-16 後約為 $2.28 \times 10^{16} \text{ Bq}$ (兩部機組)，換算為一部機組的活度約為 $3.08 \times 10^5 \text{ Ci}$ 。另參考 Radiological Characterizations for Reactor Pressure Vessels and Internals Enhanced SAFSTOR EPRI-1008018 的 2003 年報告，其為 660 MWe 的 BWR，與我國核一廠 636 MWe 的 BWR 相近，其一部機組的超 C 類廢棄物(含爐心側板與頂端導板)活度約為 $3.86 \times 10^5 \text{ Ci}$ ，與我國目前之估算值相近，會略高於我國的原因為其額定發電量略高於我國。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。
3. 表 9-15 核一廠除役放射性廢棄物總重量為 13,565 MT+18,435 MT=32,000 MT，與表 9-17 核一廠除役放射性廢棄物總重量 31,788 MT 不同，請說明。
4. 同意答覆。
第 2 回合審查意見回復
3. 感謝審查委員的意見。表 9-15 的 32,000 MT 與表 9-17 的 31,788 MT，兩者之差異為可外釋保溫材的重量 212 MT。核一廠除役低放射性廢棄物總重量參表 9-15 之合計欄位，為 13,565 MT；而表 9-17 之總重量欄位係為核一廠除役低放射性廢棄物總重量 13,565 MT，外加可外釋之金屬 18,223 MT，兩者間並無衝突，會將表 9-17 增列一欄可外釋之金屬盤點量，其目的係想呈現可資源回收之金屬盤點量供參考。
審結意見
同意答覆。

意見編號	09-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F12	9	9-100	結案

第 1 回合審查意見
內文「Vermont Yankee 的土壤基於運轉歷史，估算約有 19,425 桶屬於 A 類廢棄物，至於 Millstone-1 的土壤低放射性廢棄物約有 13,600 桶，而核一廠的土壤全廠只有 300 桶推估為 A 類」
(1) 請說明核一廠土壤低放射性廢棄物推估為 A 類 300 桶之理由。
(2) 建議台電公司增加規劃未來核一廠可能受污染大量土壤之貯存空間。
第 1 回合審查意見回復
(1) 感謝審查委員意見。由於國外電廠有地下管線洩漏而導致土壤污染之紀錄，因此，在污染土壤之估算上數量較多；我國核一廠係運轉紀錄良好之電廠，並無相關污染紀錄。惟本公司仍初步做了保守估算，推估全廠(兩部機組)可能受污染的土壤約 178 公噸，換算為 55 加侖桶後約 600 桶，故擬修正第 9-100 頁第七行，將原先的 300 桶更正為 600 桶。修正如附件 09-017-1-A。
(2) 本公司將待核一廠正式停止運轉後，再次進行全廠特性調查，以驗證並無土壤污染事件，並檢討需求放射性廢棄物之貯存庫空間。
第 2 回合審查意見
同意答覆，另請將核一廠可能受污染的土壤約 178 公噸(換算為 55 加侖桶後約 600 桶)之數量納入本章相關內文及低放射性廢棄物統計表格內(例如表 9-15、表 9-16、表 9-17、表 9-22 等)。

第 2 回合審查意見回復

感謝審查委員的意見。由於這 600 桶係引用美國 Vermont Yankee 電廠之除役經驗，保守假設核一廠土壤可能有受污染所推估出來的數量，惟核一廠實際並無污染歷史，且該 600 桶的數量極少，可包含於第 9-48 頁的 15 % 餘裕中，故對新建貯存庫之貯存容積沒有影響，建議不將此 600 桶預估值納入 DP 表格中，以避免造成誤解。

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F13	9	9-50、10-24	結案

第 1 回合審查意見

核一廠除役作業必須考量用過核燃料如何從燃料池順利移出，請台電積極規劃核一廠第二期乾式貯存，其貯存方式選擇，應考量民眾之接受性，必要時應評估擴充其貯存量以容納原第一期之規劃量。

第 1 回合審查意見回復

感謝委員的意見。台電公司正積極規劃核一廠二期乾式貯存興建計畫，有關旨揭審查意見(包含貯存方式之選擇、民眾之接受性等)將納入考量，並依政府採購法相關規定辦理。

第 2 回合審查意見

台電公司已於 105 年 6 月 7 日新北市核能安全監督委員會第 2 次會前會，提出第二期乾貯設施規劃共有四方案，如附表。台電公司應將相關論述納入除役計畫書中。

比較項目	方案A	方案B	方案C	方案D
貯存場址	核一廠區西南角	核一廠區西南角	核一廠區西南角	核一廠區西南角
室內/室外	室外	室內	室內	室內
貯存型式	混凝土護箱	混凝土護箱	金屬護箱	金屬護箱+ 混凝土護箱(16組)
貯存容量	約5,720束	約5,720束	約5,720束	約7,400束
備註	加上第1期乾式貯存設施之30組混凝土護箱(貯存容量1,680束)，共可貯存約7,400束用過核子燃料。			16組混凝土護箱暫存於第1期乾式貯存設施，未來全數移入第2期乾式貯存設施。

第 2 回合審查意見回復

有關台電公司於 105 年 6 月 7 日新北市核能安全監督委員會第 2 次會前會中

所提資料，係針對核一廠第 2 期乾式貯存設施進行之初步概念設計規劃，惟因相關細節尚未有定論，須待政府政策確定後，才能進行詳細之設計分析，之後並須經目的事業主管機關核准後，方能執行後續相關事宜；相關細節將俟主管機關核定後公開。

第 3 回合審查意見

台電公司於 105 年 2 月 18 日立法委員參訪核一、二廠、105 年 3 月 1 日台電公司核能發言人對媒體發言及 105 年 3 月 31 日新北市核安監督會議等場合，已多次對外宣示第二期乾貯將採室內型式。105 年 9 月 2 日行政院長林全與北海岸鄉親座談時也明確提示，請經濟部督促台電提出室內乾式貯存場計畫。因此，原能會於 105 年 9 月 13 日要求台電公司依照「室內貯存方式」，檢討修正核一廠除役計畫之用過核子燃料乾式貯存設施規劃內容，請台電公司確實依據貴公司 105 年 12 月 28 日函復原能會物管局之說明，於本回合審查意見回復時，一併提出遵照行政院指示採用「室內貯存方式」之評估結果，及除役計劃相關章節修正內容。

第 3 回合審查意見回復

1. 台電公司目前正積極辦理第 2 期用過核子燃料室內乾式貯存計畫，將依照地質相關調查報告，另案提送核一廠第 2 期用過核子燃料室內乾式貯存投資可行性評估報告予目的事業主管機關審核。
2. 有關室內乾貯設計需求及場址之「初步規劃」，將納入除役計畫書相關章節中(含修訂對照表)，並於 4 月 14 日提報。
3. 但因室內乾貯之輻射劑量評估作業尚需要作業時間，建請委員同意列為承諾事項。

審結意見

同意答覆。

意見編號	09-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F12、F23	9		結案
第 1 回合審查意見					
1. 9-60 頁，圖 9-1 待外釋暫貯倉庫(28 號及 29 號)及鋼筋混凝土塊分離場位置圖，圖內為鋼筋混凝土塊分離廠，請統一。					
2. 9-46 頁，耐 100 年結構完整容器(HPC)或高完整性容器(HIC)是否適用於貯存超 C 類廢棄物，請確認後修正。					
3. 9-50 頁，依用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)表 4-1 之我國用過核子燃料數量預估，核一廠兩部機組運轉 40 年之用過核子燃料為 7,600 束，請確認後修正。					

4. 9-50 頁，「而用過核子燃料在國內之廠外運送作業規劃，主要依據我國「放射性物質安全運送規則」及 IAEA 之 TS-R-1[21]及 SSR-6[22]文件，並須遵照...」建議修正為「而用過核子燃料在國內之廠外運送作業規劃，主要依據國際原子能總署及我國「放射性物質安全運送規則」，並須遵照...」修正理由是 IAEA 的放射性物質安全運送規則定期改版，等相關作業開始執行時，TS-R-1 及 SSR-6 文件將已改版。
5. 9-51 頁，「(三)用過核子燃料再取出規劃，最後一行，詳請參閱本計畫第十章、一、(三)、3.(4)節」，3.(4)節應改為 3.(5)節，請確認。
6. 內文有多處「部分」及「部份」，請統一修正為「部分」。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見，統一修訂為鋼筋混凝土塊分離場，如附件 09-019-1-A。
2. 依據我國「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」規定，原則上廢棄物只要符合盛裝容器所申請的適用範圍，該類廢棄物即應可被裝載於該項容器之中貯存，依據該管理規則第四條規定：「超 C 類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。」，因此，台電公司將於報准主管機關核准後，才使用 HPC 或 HIC 桶盛裝貯存。
3. 依本公司最新估算結果，核一廠兩部機組之用過核子燃料約為 7,400 束，其中一期乾貯約 1,680 束、而二期乾貯約 5,720 束。
4. 修正如附件 09-019-4-A。
5. 修正如附件 09-019-5-A。
6. 修正如附件 09-019-6-A。

第 2 回合審查意見

1. 同意答覆。
2. 請台電公司確認 HPC 或 HIC 桶盛裝容器申請時的適用範圍，是否涵蓋超 C 類廢棄物。
3. 請提供所引用估算結果之參考文獻，並說明為何與用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)之預估數量不同。
4. 同意答復。
5. 同意答復。
6. 同意答覆。

第 2 回合審查意見回復

2. 於除役計畫書第九章第三節第三小節中對於包裝容器之規劃，現階段係規劃將超 C 類金屬廢棄物裝載於 3 m³ 鋼箱內，而不適合固化或固化後之超 C 類將盛裝於耐 100 年結構完整之容器(HPC)或高完整性容器(HIC)中，唯未來若有其他更適合裝載之容器亦不排除選用。又，未來經評估後如果

HPC 或 HIC 桶可有效盛裝超 C 類廢棄物，將專案報准主管機關核准後，台電公司才使用 HPC 或 HIC 桶盛裝貯存超 C 類廢棄物。					
3. 本報告中用過核子燃料數量係依照目前機組運轉實況重新估算；而用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)之預估數量，係依照當時的機組運轉實況估算。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	09-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	9		結案
第 2 回合審查意見					
1. 請補充說明核一廠現有放射性廢棄物貯存壕溝未來之使用規劃。 2. 圖9-16中新建放射性廢棄物貯存庫之位置已與規劃之用過核子燃料再取出設施重複，請修正。另圖9-17中新建放射性廢棄物貯存庫之位置似已跨入放射性廢棄物貯存壕溝內，請修正。					
第 2 回合審查意見回復					
1.現有放射性廢棄物貯存壕溝位於除役計畫之保留區內，原址規劃未來將作為新設低放射性廢棄物貯存倉庫等設施之用。 2.已修改圖9-16圖，其中新建放射性廢棄物貯存庫與用過核子燃料再取出設施已無位置重疊現象，請委員審閱。 圖9-17為現階段規劃，須將貯存壕溝申請解除管制後拆除，新建放射性廢棄物貯存庫於設置時將跨越此區域，圖示並無錯誤，請委員審閱。					
第3回合審查意見					
1. 依放射性物料管理法，放射性廢棄物貯存設施（核一廠放射性廢棄物貯存壕溝屬之）之永久停止運轉，應擬定除役計畫，報請主管機關核准後實施，惟核子反應器設施廠址內，安全分析報告所涵蓋之貯存設施之除役，經報請主管機關核准者，得與核子反應器設施之除役合併辦理。因此請確認貯存壕溝擬併核一廠除役計畫辦理除役，或另依物管法申請除役；如擬併案除役，請提供壕溝除役之補充文件。 2. 請提供修改後之圖9-16。					
第3回合審查意見回復					
1. 台電公司擬將貯存壕溝之拆除計畫併入核一廠除役計畫書中辦理。並將依照放射性物料管理法施行細則第19、20條之規定，於107.07(第二期乾式貯存興建前一年)提報相關文件。 2. 修改後之圖9-16如下所示。					

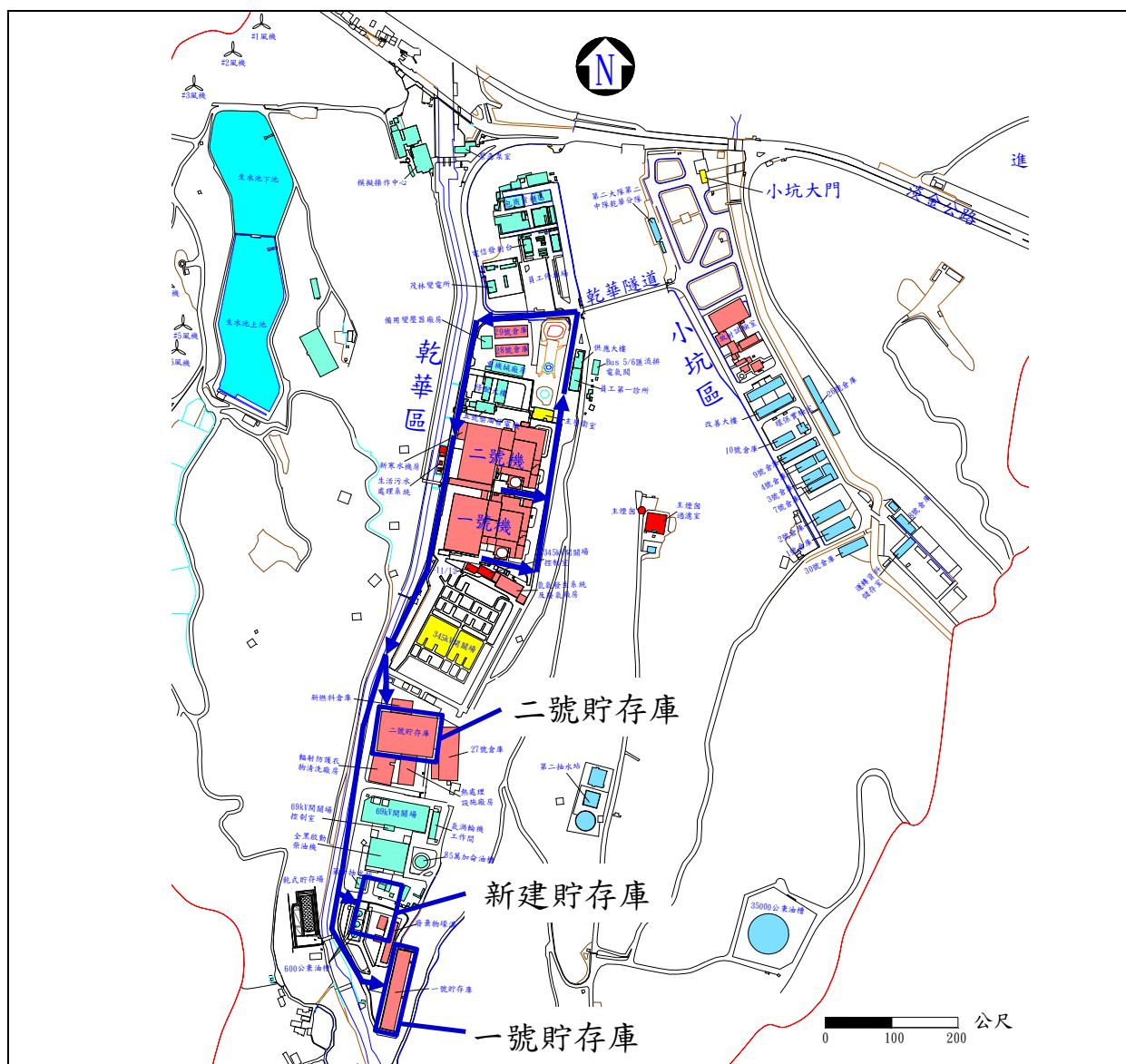


圖9-16 除役低放射性廢棄物廠內運送路線規劃

審結意見

1. 同意答覆。
2. 同意答覆。

意見 編號	09-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11	9		結案
第 2 回合審查意見					
依第一章及第九章相關描述，說明鋼筋混凝土塊分離場規劃於乾華區側之停車場與貨櫃區，然貴公司於本會輻防處105年6月13日召開之核一廠除役計畫第十、十一章審查會議之簡報中，說明鋼筋混凝土塊分離場為利用既有倉庫改建，兩說法間是否一致？請說明。					

第 2 回合審查意見回復					
鋼筋混凝土塊分離作業係於既有倉庫改建之廠房內作業，將現場切下來、無污染及未分離之鋼筋混凝土塊進行敲除及分離作業後，再將鋼筋和混凝土分開貯存。將同步修訂相關章節之敘述。					
第3回合審查意見					
請提供除役計畫中修訂後之內容。					
第3回合審查意見回復					
第2回合審查意見回復中，擬將鋼筋混凝土塊分離作業於既有倉庫改建之廠房內施作。但再經考量相關附屬作業場所(如成品堆置場、作業區與原料堆置場...等)需龐大面積，因此仍維持原除役計畫內容將鋼筋混凝土塊分離場設置於核一廠乾華區停車場與貨櫃區。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	09-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F08	9		結案
第 2 回合審查意見					
台電公司於核一除役環評案向環保署明確表示不建置濕式氧化處理系統，請說明既存廢粒狀樹脂的處理規劃。					
第 2 回合審查意見回復					
台電公司將持續蒐集國外處理粒狀廢樹脂之經驗，以採取與國際間最廣泛使用的方式，來進行廢粒狀樹脂處理的規劃。本項作業預定在停機過渡階段執行，待完成規劃，將在實際執行、至少半年前，提送大會審查。					
第3回合審查意見					
依「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第十五條之一第二項之要求：「經評估無法於五年內進行安定化處理者，經營者應提報安定化處理規劃，報請主管機關同意後，始得繼續貯存。」亦即台電公司針對粒狀廢樹脂之安定化若無法立即進行，應提出明確之處理規劃，且若涉及新增設施或貯存庫使用規劃，則應在除役計畫內明確交代。					
第3回合審查意見回復					
核一廠低放射性廢樹脂安定化處理方式，將依照本公司提報之「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」執行。					
審結意見					
同意答覆。					

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施(共 19 項)

意見編號	10-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、A13、A15	第十章	10-1、10-2 10-57、10-58 10-63、10-104	結案
第 1 回合審查意見					
通則性審查意見：					
1. 本章提及 MDA、WBS、LLD、DAC 等名詞，請列出中文，於本章首次出現者亦請列出英文全名。					
2. 引用之參考文獻請儘可能以台電公司可公開或一般人可取得之文件為主。					
3. 內文多次提及依照核一廠程序書 900 系列「輻射防護作業程序」之相關規定辦理，請改以原則性作法簡要說明。					
4. 本章提及「...未來將視除役作業之實際情況，依據相關法規提出輻射防護計畫...」，對於輻射防護作業，設施經營者應先擬定輻射防護計畫，報請主管機關核准後實施，因此台電公司於除役期間應先行檢視現行輻射防護計畫是否符合除役作業所需，如果需進行修訂，應於除役作業前送本會核備。					
文字修訂審查意見：					
1. 第一節提及「美國 NUREG -0586(2002)調查統計顯示，...」建議以「美國 NUREG -0586(2002 年版)調查統計顯示，...」為宜。					
2. 第一節(一)提及「...核能電廠放射性物質排放管理規定在符合合理抑低原則下排放。...」建議修訂為以「核能電廠放射性物質排放管理相關規定在符合合理抑低原則下排放。...」。					
3. 第三節(五) 1. (3) 內容與第三節(五) 2. (1) 內容重複，請刪除其一。					
4. 第三節(六) 3. (1) B.「監測區輻射劑量管制現值，其空氣中的放射性核種濃度不應超過原法規公布的推定空氣濃度的 1/10，...」請修正錯字，並將法規名稱列出。					
5. 表 10-31 中提及的「表 10-52」於本章中並不存在，請更正。					
6. 本章前言提及「...民眾劑量評估將依據第二章所述之廠址周圍環境...」，另查第二章，發現表 2-15 表之標題與表內容不符。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。通則性審查意見修訂：					
(1)於原頁碼 10-8 增加MDA 中文(最小可測活度)、10-31 增加 WBS 中文(除役拆除工法排程)、於 10-59 增加 DAC 中文(推定空氣濃度)、於表 10-31					

增加 LLD 中文(最低可測值)，如附件 10-01-1-1-A。 (2) 報告儘可能參考可公開所蒐集到之文件，惟部分文獻採用經主管機關核定之內部技術文件，將以摘錄重點或結論方式做為參考依據。 (3) 除役計畫之輻射防護計畫大致沿用例行防護程序，其實際採用內容將於未來除役工法排程等規劃完成後，於輻射防護計畫中述明。故於原頁碼 10-13、10-30、10-50、10-52、10-53、10-64、10-66、10-67、10-68 共計 17 處內文改為依照核一廠運轉之輻射防護作業程序辦理。如附件 10-01-1-3-A。 (4) 本公司將於除役期間先行檢視現行輻射防護計畫是否符合除役作業所需。若需修訂，將依相關規定於作業前提送主管機關核備。	
2. 文字修訂審查意見： (1) 於原頁碼 10-1 修訂為「美國 NUREG -0586(2002 年版)調查統計顯示，...」。如附件 10-01-2-1-A。 (2) 於原頁碼 10-2 修訂為「核能電廠放射性物質排放管理相關規定在符合合理抑低原則下排放。...」。如附件 10-01-2-2-A。 (3) 刪除原頁碼 10-57 第三節(五) 1. (3)。如附件 10-01-2-3-A。 (4) 修訂原頁碼 10-63 為「監測區輻射劑量管制限值，其空氣中的放射性核種濃度不應超過游離輻射防護安全標準公布的推定空氣濃度的 1/10，...」。如附件 10-01-2-4-A。 (5) 刪除表 10-31 內之表 10-52、表 9-2、表 10-53 共計四處誤植文字。如附件 10-01-2-5-A。 (6) 已修訂第二章表 2-15，如附件 02-011-6-A。	
第 2 回合審查意見	
1. 有關回復說明 2.(4)的附件 10-01-2-4-A，錯字未修正，「監測區輻射劑量管制”限”值，...」。 2. 同意回復說明 1.(1)、(2)、(3)、(4)與 2.(1)、(2)、(3)、(5)、(6)，說明 1. (4)並列為重要管制事項。	
第 2 回合審查意見回復	
修正原報告頁碼 10-63 管制”現”值為管制限值。如附件 10-01-B。	
審結意見	
同意第 2 回合審查意見回復說明。	

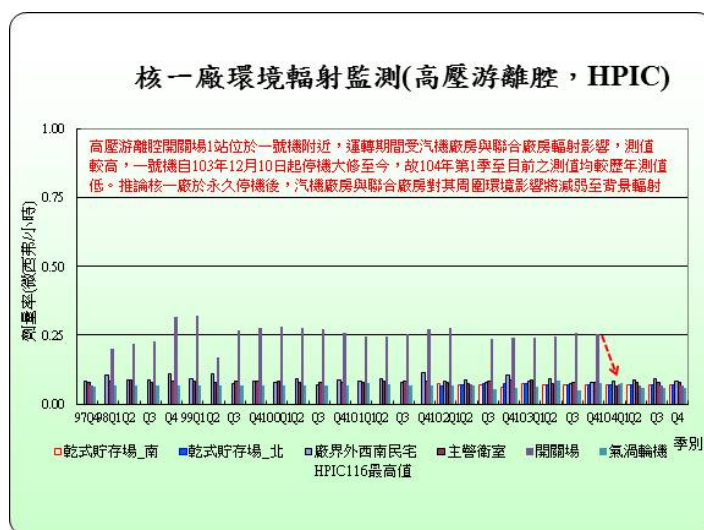
意見編號	10-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A15	第十章	10-2	結案

第 1 回合審查意見

- 第一段中敘述「在直接輻射與向天輻射曝露影響方面，...均在聯合結構廠房、汽機廠房區域建物結構下執行，這些廠房均有足夠的屏蔽且與民眾距離夠遠，對於民眾直接曝露影響將微乎其微」，請提供相關數據及說明。
- 第二段以及最後一段中提到「在除役拆廠階段，仍將保留放射性液體、氣體處理系統與通風過濾系統，直至除役拆廠階段之後期」與「放射性液體、氣體處理系統與通風過濾系統將為維持正常運轉直至該階段後期，預期僅有少量放射性氣、液體會排放至環境」，請說明此處所謂"後期"的時程。

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見。停機後之輻射劑量率，因分裂產物短半化期放射性核種衰變，故劑量率將低於目前運轉中之環境輻射劑量。關於汽機廠房、聯合結構廠房停機後對民眾之劑量影響，將以距兩廠房最近的例行運轉高壓游離腔監測點(開關場)之監測結果作為代表；由下圖，位於開關場之高壓游離腔自 104 年一號機停機後，其環境劑量監測值已降至接近於背景輻射劑量率，故可說明停機後兩廠房對民眾造成劑量影響應甚微。



備註：依照 98~103 年一號機運轉期間開關廠之高壓游離腔監測數據平均值為 0.247 mSv/h(平均值+3 σ 為 0.428 mSv/h)；而 104 年全年一號機停機

時，開關廠之高壓游離腔監測數據平均值為 0.07 mSv/h(平均值+3 σ 為 0.0742 mSv/h)。

2. 除役拆廠階段之後期係指根據除役拆除工法排程，除役拆廠階段完成所有規劃放射性設備、廠房完成拆除後之時期。

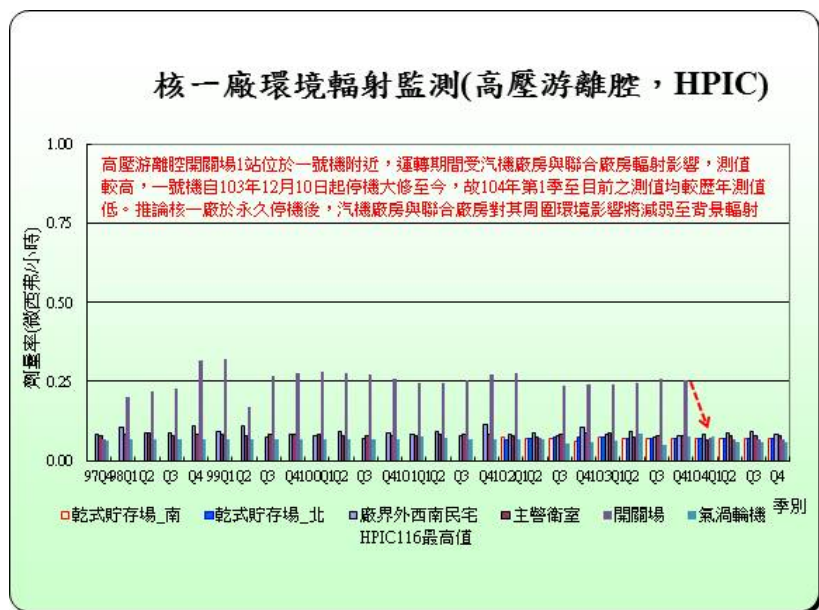
第 2 回合審查意見

1. 有關「備註」之劑量率單位說明是否有誤，請澄清。
2. 有關回復意見 1.中以「平均值+3 σ 」較無意義，建議以劑量率範圍呈現，並列出核一廠外環境連續直接輻射對照站的劑量率範圍供對照。
3. 同意回復說明 2.。

第 2 回合審查意見回復

感謝委員寶貴意見。

1. 經確認原備註劑量率單位應為 $\mu\text{Sv/h}$ 。
2. 有關停機後之輻射劑量率乙節，前次審查意見回復修訂如下：
 - (1) 運轉期間對廠區與環境之輻射劑量貢獻主要來自主蒸汽管路之 N-16 放出的高能加馬輻射，依過去輻射監測數據顯示，運轉期間汽機廠房、聯合結構廠房附近之輻射劑量率明顯較高，而停機大修期間，廠房內雖有高污染、高劑量之維修作業，但因無運轉產生之 N-16 輻射劑量貢獻，廠房外之直接輻射監測數據則明顯下降至與環境輻射劑量率之變動範圍內。
 - (2) 茲以 97 年第 4 季至 104 年期間，核一廠汽機廠房、聯合結構廠房附近與廠外環境西南民宅之高壓游離腔監測站每季最高值統計趨勢分析為例(如[10-002]附圖 1 核一廠高壓游離腔監測站測值變化圖所示)，開關場乙站因距離一號機汽機廠房最近，其測值變化易受該部機組運轉狀況影響，其中以一號機於 104 年全年停機期間最為明顯。經查一號機運轉期間之開關場高壓游離腔監測站測值範圍為 0.169~0.320 $\mu\text{Sv/h}$ ，而 104 年全年停機期間測值範圍則下降為 0.069~0.072 $\mu\text{Sv/h}$ ，已在廠外環境西南民宅監測結果 0.068~0.113 $\mu\text{Sv/h}$ 之變動範圍內，與環境背景正常變動範圍相當，故由此推論，對於除役期間廠房內各項高污染、高劑量之拆除作業，現有廠房結構即可提供足夠的屏蔽能力，使民眾不會受到除役作業之輻射影響。



[10-002]附圖 1 核一廠高壓游離腔監測站測值變化圖

審結意見

1. 有關除役拆廠階段之後期，此定義與第五章不一致，為避免混淆，計畫內文另以其他方式說明。
2. 同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、A13	第十章	10-3~4	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第一節民眾劑量評估內容中對場所外圍情況、除役各階段對民眾關鍵群體的曝露途徑及其輻射劑量影響評估方法與結果說明，審查意見如下：

1. 有關評估所需之最近的廠址週邊之飲食習慣調查，如稻米、蔬菜、水果、肉類、海產類、牛奶等攝入量，已列於附錄 10.A 與 10.B 的表格中。
2. 「...惰性氣體造成廠界任一民眾有效劑量不超過 0.05 mSv/y/機組」、「...碘、氙及微粒(半化期超過 8 天者)造成廠界任一民眾器官等價劑量不超過 0.15 mSv/y/機組」、「...放射性廢水排放造成任一民眾有效劑量不超過 0.03 mSv/y/機組...」，建議修改為“廠界外非限制區域中任一民眾”。

3. 「...廠外民眾之關鍵群體劑量評估須考量空浸曝露、地表輻射、呼吸、農作物及肉類食用等關鍵輻射曝露途徑，並依據本公司最新完成之「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)...」(原能會 103 年 7 月 7 日會輻字第 1030011889 號函同意備查)內之最近 5 年廠址半徑 10 km 內農業產量及分佈(如稻米、蔬菜、奶類、肉類)、漁業產量及分佈(如漁港位置、漁貨種類)，...」。
- (1)歷年此報告名稱並非一致，建議依“輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則”之用語，修訂為「...依據本公司提報原能會之最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告，...」，並於文中適當處註明「該報告至少每五年重新提報主管機關」。本章其他內容提及者亦請一併修訂。
- (2)上述文中未提及相關飲用水源位置等資料，請補充說明。另有關評估所需之最近的廠址邊界、廠址周圍適當距離內之戶政人口分布、關鍵群體的位置、農業產量及分佈(如稻米、蔬菜、奶類、肉類)、漁業產量及分佈(如漁港位置、漁貨種類)、鄰近現在與未來之飲用水源位置及氣象觀測等參數資料，請依項說明或檢附調查數據。
- (3)該調查報告之農業產量及分佈數據是否僅涵蓋廠址半徑 10 km 內，請再確認。
4. 「...考慮體外曝露途徑(空浸曝露、地表輻射)與體內曝露途徑(吸入、農作物、肉類食用)，保守計算各方位空氣及地面沉積濃度最大位置之 6 組年齡群所接受各關鍵曝露途徑的劑量總和，並取各年齡群中數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量。...」，審查意見如下：
- (1) 上述文中描述體內曝露途徑除吸入、農作物、肉類食用外，亦應包含飲用水，請補充說明。
- (2) 6 組年齡群之分布僅於附錄 10.A 及 10.B 中列出，第十章本文中未說明，請於本文中補述。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。相關資料已列於報告本文附錄 10.A 與 10.B 的表格中。
2. 修改原頁碼 10-3 共計 3 處為「廠界外任一民眾」，如附件 10-03-2-A。
3. 修訂意見如下：
- (1) 10-3 頁修訂為「...依據本公司提報原能會之最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告(依主管機關規定至少每五年重新提報主管機關)，...」。

- (2) 因核一廠為海水排放，因此，排放未影響飲用水位置，且核一廠對於飲用水源位置皆進行監測，以確保排放對於飲用水無影響；故報告未評估飲用水途徑造成之劑量影響。為強化論述於於 10-4 頁碼之 b.輻射曝露影響途徑小節中，增補相關內文：「...另因當地並無生產鮮奶之牧場，故剔除攝食奶類之曝露途徑；且因核一廠排放源並不影響飲用水源位置，故無須評估飲用水途徑造成之劑量影響。綜上所述，以選擇放射性氣體排放對關鍵群體之劑量評估。」。關於飲用水位置與飲食習慣資料，載於「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)」(原能會 103 年 7 月 7 日會輻字第 1030011889 號函同意備查)，而「氣象觀測數據載於 103 年核一廠放射性物質排放年報」。
- (3) 台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告，以「表 17 核一廠 5 km 範圍內各方位各類農作物之總產量(kg)」及「表 20 核一廠 5 km 至 50 km 範圍內各方位距離各類農作物之產量」來呈現 10 km 內的農業產量及分佈數據。

4. 修訂意見如下：

- (1) 此審查意見同 3.(2)，因核一廠之排放源未影響飲用水位置，故報告未評估飲用水途徑造成之劑量影響。
- (2) 於原頁碼 10-4 之 c.劑量評估程式小節中增補相關內文：
「...考慮體外曝露途徑(空浸曝露、地表輻射)與體內曝露途徑(吸入、農作物、肉類食用)，以附錄 10.A 所列之 6 組年齡群之最大可能使用量因子，保守計算各方位空氣及地面沉積濃度最大位置之 6 組年齡群所接受各關鍵曝露途徑的劑量總和，...」；
於 10-5 頁碼之 c.劑量評估程式小節中增補相關內文：
「...考慮體外曝露途徑(海濱遊樂、游泳)與體內曝露途徑(魚、無脊椎類、海菜食用)，以附錄 10.B 所列之 6 組年齡群之最大可能使用量因子，保守計算出水口位置之 6 組年齡群所接受各可能關鍵曝露途徑的劑量總和，...」。如附件 10-03-4-A。

第 2 回合審查意見

1. 同意回復說明 1.、2.、3.(1)、(3)、4.(2)，說明 3.(1)並列為重要管制事項。
2. 有關回復說明 3.(2)&4.(1)：
液體排放為海水排放，未影響陸地飲用水源，輻射曝露影響途徑可排除飲用水；但氣體排放仍有可能影響飲用水源，也因此現行核電廠環境監測計畫仍實施距廠區 10 公里內之水樣(包括飲用水源)之定期取樣。如氣體排放亦不會影響陸地飲用水源，亦請提出說明，否則氣體排放之輻射曝露影響途徑仍建議應包含飲用水。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。
2. 有關氣體排放影響陸地飲用水乙節，說明如下：
 - (1) 依據美國核管會法規指引 R.G.1.109 建議之放射性氣體排放劑量評估模式，主要評估惰性氣體空浸與碘、微粒沉降至地表土壤對人體造成之體外輻射劑量，以及經由呼吸、攝食農牧產物對人體造成之體內輻射劑量，對於放射性氣體沉降至地表水，再經由飲水之影響途徑則未建議納入評估。另查歐盟與日本之相關法規亦有類似情形。
 - (2) 依據美國核管會法規指引 R.G.4.1¹，環境輻射監測站之飲水監測係歸屬於放射性液體排放途徑（如[10-003]附圖 1 R.G.4.1 放射性物質外釋之輻射影響途徑與環境取樣建議），且於該指引 C.3.b 提及飲水非所有廠址必要監測項目，僅於飲水中有污染源出現或可能受排放途徑影響時才需納入環境輻射監測計畫。
 - (3) 本公司各核能電廠環境輻射監測計畫均有設置飲水監測站，主要係基於計畫完整性，並免除民眾飲水疑慮之考量。目前核一廠環境輻射監測計畫中設置 7 處飲水站（如[10-003]附表 1 核一廠環境輻射監測計畫之飲水站），除距離 4-5 公里老梅淨水廠與茂林宿舍外，其他水樣站均取自來水，而此等水樣均未測得電廠排放放射性核種，因此亦可驗證核能電廠放射性氣體排放對飲水並無影響。

[10-003]參考文獻(共 1 個)

1. REGULATORY GUIDE 4.1, RADIOLOGICAL ENVIRONMENTAL MONITORING FOR NUCLEAR POWER PLANTS.EPA (2002), Federal Guidance Report 13. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides: CD Supplement, EPA-402-C-99-001, Rev. 1, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C.

[10-003]附圖 1

R.G.4.1 放射性物質外釋之輻射影響途徑與環境取樣建議

Figure 1. Routinely Monitored Exposure Pathways

#	Type of Effluent	RG 1.109	Exposure Pathway	Potential Sample Media	Critical Receptor
1	Liquid Effluent (Waterborne)	C.1.a	Ingestion	Drinking Water	Organ ⁽¹⁾
2		C.1.b	Ingestion	Aquatic Foods	Organ ⁽¹⁾
3		C.1.c	Direct Radiation—Ground Plane	Shoreline Deposits	Organ ⁽²⁾
4		C.1.d	Ingestion	Irrigated Foods	Organ ⁽¹⁾
5	Noble Gases Discharged to Atmosphere (Airborne)	C.2.a	Gamma Air ⁽³⁾	Air (only if stack >80 m)	Air
6		C.2.b	Gamma Air and Beta Air ⁽³⁾	Air	Air
7		C.2.c	Direct Radiation—Submersion	Air (only if stack >80 m)	Total Body ⁽¹⁾
8		C.2.d		Air (only if stack >80 m)	Skin
9		C.2.e		Air	Total Body ⁽¹⁾
10		C.2.f		Air	Skin
11	Iodines, Particulates, and Tritium Discharged to Atmosphere (Airborne)	C.3.a	Direct Radiation—Ground Plane	Surface Soil	Organ ⁽²⁾
12		C.3.b	Inhalation	Air (particulate, iodine, tritium)	Organ ⁽¹⁾
13		C.3.c	Ingestion	Food (produce, milk, leafy vegetables, meat)	Organ ⁽¹⁾
14	N/A ⁽⁴⁾	N/A	Direct Radiation—Shine	TLDs (or other measurement device)	Total Body ⁽¹⁾

- ¹ The total body is considered as a critical organ in the 1959 International Commission on Radiological Protection (ICRP)-2, "Report of ICRP Committee II on Permissible Dose for Internal Radiation."
- ² Regulatory Guide 1.109, "Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Demonstrating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I," specifies factors for two organs: the total body and the skin.
- ³ This is dose to air, and it is not considered a pathway for exposure to man.
- ⁴ While no type of effluent is associated with it, direct radiation is included here because it is an exposure pathway.

Revision 2 of RG 4.1, Page 8

[10-003]附表 1 核一廠環境輻射監測計畫之飲水站

站名	地點	方位	距離 (公里)
飲水(7站)			
*DW100	宜蘭(宜蘭區營業處)	南南東	50—55
DW101	金山(金山變電所)	東南東	8—9
DW102	茂林(茂林宿舍餐廳)	南南東	2—3
DW103	石門國中	西北西	2—3
DW104	老梅國小	西	4—5
DW107	三芝國中	西南西	9—10
DW111	老梅淨水場	西南	4—5
說明：DW111站取原水，DW102取廠區用水，其餘取樣站取自來水。			

審結意見					
同意第 2 回合審查意見回復說明。					

意見 編號	10-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	10.1	10-4~5	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第一節有關輻射劑量評估方法論，其中放射性廢氣與廢液排放源的劑量評估，提到利用委託核能研究所發展之 GASWIN 與 LQWIN 等程式。相對於美國核管會(NRC)認可或國際文獻常見的程式，建議文中增加說明(或引用文獻)這些自主開發程式的背景、過往應用案例或其它驗證資料以佐證本報告的分析結果。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。除役計畫報告採用之 GASWIN 與 LQWIN 等程式，作為適用於放射性廢氣與廢液排放源的劑量評估，兩程式計算原理係依據美國核管會核准之 GASPAR- II 與 LPAR- II 評估程式，且本公司皆已提報主管機關原能會核備(會輻字第 0970000444 號函)。					
第 2 回合審查意見					
請針對問題正式回復，並將回復說明增列於除役計畫文中。					
第 2 回合審查意見回復					
本公司各核能電廠運轉期間例行放射性廢氣、廢水的排放對廠外民眾造成之民眾最大個人劑量及集體劑量評估主要係參考美國核能管制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC)法規指引 1.109(Regulatory Guide 1.109, RG 1.109)之劑量評估模式而進行，早期即採用美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)輻射安全資訊計算中心(Radiation Safety Information Computational Center, RSICC)所收集之 GASPAR- II (編號為 CCC-436)與 LADTAP- II (編號為 CCC-363)程式分別進行廢氣與廢水排放的評估，以符合行政院原子能委員會制定之「游離輻射防護安全標準」、「核能電廠放射性物質排放管理規範」及「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規定。					
行政院原子能委員會於民國 80 年 7 月頒佈符合國際放射防護委員會出版之					

ICRP-26 建議的「游離輻射防護安全標準」，並於民國 82 年 7 月開始實施。本公司乃委託核能研究所將 GASPARI-Ⅱ與 LADTAP-Ⅱ程式中修改為符合國際放射防護委員會出版之 ICRP-26、30 報告、且適合國內環境之劑量評估程式 GASDOS 與 LQDOS。

隨著國際上對於游離輻射防護觀念的演進，國際放射防護委員會於 1990 年出版 ICRP-60 號報告書，其中對於劑量限度、輻射加權因數、組織加權因數、採用等價劑量及有效劑量、腸胃道與呼吸道吸收模式，以及提供六個年齡層之輻射劑量係數（Dose Coefficients）等均與 ICRP-26、30 報告建議版本有很大的差異。

行政院原子能委員會為進一步確保國人的輻射安全，以符合世界潮流，並考量國內實務狀況，為使國內業者衝擊最小，在修正游離輻射防護安全標準時採取兩階段修正策略。第一階段僅採用 ICRP-60 所建議之劑量限度，該版本於 92 年 1 月 30 日修正發布施行；第二階段則全面採行 ICRP-60 之劑量用詞、組織加權因數及劑量係數，該版本於 94 年 12 月 30 日修正發布，並於 97 年 1 月 1 日正式實施。因此，本公司再度委託核能研究所，對前述核能電廠放射性廢氣廢水排放劑量評估程式 GASDOS 與 LQDOS 進行第二次改版，先完成 DOS 版本核電廠廢氣、廢水排放民眾劑量評估程式更新（GASDOS-Ⅱ與 LQDOS-Ⅱ）、測試與驗證，再轉置成視窗版本（GASWIN 與 LQWIN）。

關於 GASWIN 與 LQWIN 等程式引用之輻射劑量係數，雖然現行版「游離輻射防護安全標準」附表中已提供一般人吸入、嚥入體內曝露以及惰性氣體體外曝露（空浸，submersion）之有效劑量的劑量係數，但無「核能電廠環境輻射劑量設計規範」要求計算之器官等價劑量的劑量係數，且因美國法規指引 1.109 建議之劑量評估模式尚包含地表沈積造成之地表輻射（ground shine）與水體輻射曝露之水浸（immersion）輻射曝露途徑，故另外引用了 ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public 光碟¹、美國環保署 FGR-13²及美國橡樹嶺國家實驗室於 1996 發表之 DCFPAK³提供之劑量係數資料庫。

由上述說明可知，本次除役報告中放射性廢氣與廢水排放劑量評估 GASWIN 與 LQWIN 等程式，基本上完全採用美國法規指引 1.109 建議之劑量評估模式，並沿用 GASPARI-Ⅱ與 LADTAP-Ⅱ程式之架構，僅修訂其中之輻射劑量係數，以符合現行游離輻射防護安全標準。

本公司將上述放射性廢氣與廢液排放源的劑量評估程式，包括 DOS 版本 GASDOS-Ⅱ與 LQDOS-Ⅱ，以及視窗版本 GASWIN 與 LQWIN，納入各核能電廠「輻射防護計畫」第 7 編附件一「廠外輻射劑量計算手冊（Offsite Dose

Calculation Manual, ODCM)」，經陳報原能會以會輻字第 0970000444 號函獲准，並自 97 年開始使用，每季、每年依該段期間之氣象資料，評估放射性廢氣與廢水排放對廠外民眾之輻射劑量，製作放射性物質排放季報及年報，定期陳報原子能委員會核備。

關於本報告除役各階段之放射性廢氣與廢水排放對廠外民眾劑量評估結果的審查，除可由不同單位執行平行計算確認其正確性外，亦可由歷年評估結果研判是否合理。例如，停機過渡階段放射性廢氣排放係保守假設由地面排放，故採用低塔氣象監測數據計算廠界濃度，依過去經驗可知，此必然相較運轉期間由主煙囪排放所採用之高塔氣象監測數據計算結果為高，由此研判輻射劑量評估結果 $1.60\text{E-}04\text{mSv}$ (「表 10-3 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體」之「停機過渡階段」之有效劑量數值) 比核一廠 99 年至 103 年惰性氣體造成關鍵群體輻射劑量之五年平均值 $2.16\text{E-}06\text{mSv}$ 明顯升高應屬合理。將以上內容綱要性摘錄於報告頁碼 10-4 中，如附件 10-04-B。

[10-004]參考文獻(共 3 個)

1. K F Eckerman(Chairman), R W Leggett, V Berkovski, I A Likhtarev, L Bertelli, D Nosske, A W Phipps and G M Kendall, "ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public Version 2.0.1" (CD-ROM), 1998-2001 the International Commission on Radiological Protection.
2. EPA (2002), Federal Guidance Report 13. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides: CD Supplement, EPA-402-C-99-001, Rev. 1, U.S. Environmental Protection Agency, Washington, D.C.
3. K.F. Eckerman, R. W. Leggett, "DCFPAK:Dose coefficient data file package for Sandia National Laboratory", Oak Ridge National Laboratory Report ORNL/TM-13347, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, 1996.

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、S16、A13	10.1	10-4~9	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第一節(一) 1. (2) A. a. 提及「...本計畫保守假設所有放射性廢氣均由廠房煙囪排放至大氣，故選用與高度接近之低塔氣象觀測資料進行大氣擴散評					

估...」，請簡要說明「所有放射性廢氣均由廠房煙囪排放至大氣」的假設具保守性之理由。

2. 第一節(一) 1. (2) B. a. 提及：「...放射性廢水排放皆採批次排放，正常運轉時放射性廢水排放均由其排放口，與循環海水混合稀釋後排入大海。...此外，考量除役期間放射性廢水排放量較少，保守假設其濃度上升 70 倍，以進行民眾劑量評估。...」，為何除役期間放射性廢水排量較少，還要保守假設其濃度上升 70 倍，請說明「假設其濃度上升 70 倍」之理由。
3. 第一節提及：「分析核一廠在除役期間之放射性氣體排放來源，與例行運轉期間之差異，包括：...
(2)短半化期之碘族核種的減少(如 I-131 及 I-133)。
(3)每年迅速減少 H-3 的排放。
(4) 氣溶膠的排放核種逐步變化，...」、
「分析核一廠在除役期間之放射性液體排放來源，其與例行運轉期間之差異，包括：...
(2)永久停機後 H-3 的排放會逐步減少。...」
請說明運轉期間排放核種之成因，及停機後為何會減少。
- 4.第一節(一) 2. 提及：「...評估結果顯示在放射性空浸、沉積、吸入與攝入曝露途徑下，以北方 750m 處劑量影響最大，...」，請再確認此敘述。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。因除役期間採地面排放，因此，修訂原頁碼 10-4 之內文為：「...。依據高斯煙羽模式(Gaussian Plume Model)，高排放(煙囪排放)比地面排放(廠房排放)需要多考量煙羽有效高度的衰減影響。所以，一般而言地面排放比高排放之數值較為保守，故本計畫保守假設所有放射性廢氣均由地面排放(廠房排放)至大氣，故選用與高度接近之低塔氣象觀測資料，進行大氣擴散評估。...」。如附件 10-05-1-A。
2. 依據第五章中所述之停機過渡階段，對用過核子燃料池冷卻系統之規劃，預計將維持現有用過核子燃料池冷卻系統，並使用緊要海水系統取代廠用海水系統，藉此作為聯合廠房冷卻水系統(CSCW)吸收熱沉的冷卻水源。正常運轉由 CWP 供給廢液稀釋用，假設除役階段全停用 CWP，並保守考量僅啟用單台 ESW。
備註：
停機過渡階段針對燃料池冷卻系統進行規劃：「維持現有用過核子燃料池冷卻系統，並使用緊要海水系統取代廠用海水系統，藉此作為聯合廠房冷卻

水系統(CSCW)吸收熱沉的冷卻水源」。

正常運轉由 CWP 供給廢液稀釋用，除役階段全停用 CWP

假設 CWP 共四台→ESW 共兩台，保守考量單台 ESW vs 四台 CWP 其稀釋量將差 68.5 倍($137,000[\text{gpm}] \times 4/8,000[\text{gpm}] = 68.5$ 倍)

CWS 每台容量 137,000 gpm

ESW PP 每台容量 8,000 gpm

3. 因反應器停機後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。而短半化期分裂產物之減少，如運轉期間的短半化期之碘族核種，I-131 及 I-133。H-3 之成為運轉期間因冷卻水流經反應器及其周圍時，核分裂反應所產生的大量中子，活化成為 H-3，故反應器停機後，每年迅速減少 H-3 的排放。
4. 由於影響放射性廢氣造成之民眾劑量最大參數係風向與距離，經評估後，在北方 750 m 處，係有居民居住可能且大氣擴散係數與地表沉積係數較大的方位，故計算之劑量結果最具保守性。

第 2 回合審查意見

同意回復說明 1.、2.、3.、4.。建議將 2.及 3.之回復說明扼要增列於除役計畫文中。

第 2 回合審查意見回復

- 1.遵照委員建議增列內文如附件 10-05-1-B。
- 2.遵照委員建議增列內文如附件 10-05-2-B。

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、S16	10.1	10-7, 10-8,10-10	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第一節有關放射性廢氣排放量及廠外民眾之劑量評估，意見如下：					
1. 提及「沉積：...地表沉積的核種濃度(D/Q) [1/m ²]可由 XOQDOQ-82 計算。保守計算核一廠最近 5 年全年氣象資料之年平均大氣擴散係數(D/Q)，為下					

風向...」，請說明大氣擴散係數(D/Q)是否有誤？

2. 提及「吸入：...」，式 10-4 解釋不夠清楚，例如 DFA_{ija} 只說明是核種 i 的吸入劑量轉換因子，請問下標 ja 又各代表為何？
3. 「嚥入：...」，式 10-5 中的 DFI_{ija} 也未說明？
4. 建議檢查針對文中方程式各項說明仔細，尤其是每一個上下標符號所代表的意思要交代，另外方程式以及引用之轉換因子的來源或文獻也應交代。
5. MDA 第一次出現在本章，建議將 MDA 的意義再簡略說明一次。
6. 當核種排放至大氣中，不同曝露途徑造成之各年齡群關鍵群體劑量計算公式 10-2、10-3、10-4、10-5 及核種排放至水中之年劑量估算法 10-7 等，上述公式如係採用國際公認之一般民眾劑量評估模式，請列舉引用出處。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。原頁碼 10-7 之筆誤處修正為地表沉積係數(D/Q)。如附件 10-06-1-A。
2. 補充原頁碼 10-7 之式 10-4 的方程式說明各符號之意義：增補修訂頁碼 10-7 之內文：「 $D_{jaG}(r,\theta)$ 即為吸入造成的劑量， $\chi_i(r,\theta)$ 是空氣中 i 核種在 r 距離、 θ 方位之濃度， DFA_{ija} 是 i 核種、j 器官、a 年齡群之吸入劑量轉換因子， R_a 為各年齡的呼吸率。」。如附件 10-06-2-A。
3. 補充 10-8 頁之式 10-5 的方程式說明各符號之意義：增補修訂 10-8 頁碼之內文：「 $D_{jaD}(r,\theta)$ 即為嚥入造成的劑量， DFI_{ija} 即為 i 核種、j 器官、a 年齡群之攝入劑量係數(mSv/Bq)， f_g 、 f_i 即為食用產自本地之作物或蔬菜之比例($f_g=0.76$ ， $f_i=1$)， U_{va} 、 U_{ma} 、 U_{fa} 、 U_{la} 分別代表 a 年齡群個體一年內食用一般產品、牛奶、肉品、葉菜類蔬菜的量(kg/y 或 L/y)， $C_{vi}(r,\theta)$ 、 $C_{mi}(r,\theta)$ 、 $C_{li}(r,\theta)$ 、 $C_{fi}(r,\theta)$ 則分別是核種 i 在 r 距離、 θ 方位之一般產品、牛奶、葉菜類蔬菜、肉品內的濃度」。如附件 10-06-3-A。
4. 同第二小題補充原頁碼 10-7 之式 10-4 的方程式說明各符號之意義，並將引用之轉換因子的依據文獻「Federal Guidance Report No. 13(FGR13,係美國環保署建議，符合 ICRP60 模式評估之體內曝露劑量轉換因數)」放入參考文獻中。如附件 10-06-4-A。
5. 同 10-01 意見。將於 10-8 增加 MDA 之中文與說明(最小可測活度，放射核種可被偵測出的最小量)。如附件 10-01-1-1-A。
6. 於 10-6 頁碼之最後倒數第二行之內文修訂為：「當核種排放至大氣中，本公司採用依據美國核管會核准之 GASPAR- II 評估程式所開發之 GASWIN 評估程式，將分別計算經不同曝露途徑造成之各年齡群關鍵群體劑量，分

述如下...」。如附件 10-06-6-A。
第 2 回合審查意見
同意回復說明 1.、3.、4.、5.、6.。 有關回復說明 2. 附件 10-06-2-A(頁碼 10-7)之式 10-4 的方程式說明: $D_{ja}^G(r,\theta)$ 即為吸入造成的劑量，但式 10-4 卻標示為 $D_{ja}^A(r,\theta)=3.17\times 10^{-8}...$，請確認是否有誤植？ 有關回復說明 4. 雖將方程式引用之轉換因子的依據文獻放入最後之參考文獻，但未於本文中標示，建議應於本文中加以說明或標示參考文獻。(建議最後之全部參考文獻於本文中引用處均應予清楚標示)
第 2 回合審查意見回復
2. 感謝委員指正。方程式說明部分為誤植，應將 $D_{ja}^G(r,\theta)$ 修改為 $D_{ja}^A(r,\theta)$，式 10-4 標示為 $D_{ja}^A(r,\theta)=3.17\times 10^{-8}...$ 為正確。補充說明：$D_{ja}^G(r,\theta)$ 表示地表沉積之劑量；$D_{ja}^A(r,\theta)$ 表示吸入途徑之劑量。如附件 10-06-1-B。 4. 感謝委員意見。將在文中引用之處皆清楚標示參考文獻。如附件 10-06-2-B。
審結意見
同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、A15	10.1	10-9	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第一節有關放射性廢液排放量及廠外民眾之劑量評估，文中提及「(3)除役階段預期將會增加超鈾核種的排放，特別是在系統除污作業期間。惟現階段處於運轉階段，無法掌握超鈾核種的排放增加量...」，建議修飾文意，既然預期除役階段會增加超鈾核種的排放，應有相關文獻或國際經驗可以略為量化補充說明。另外，評估若有超鈾核種的排放，應事先修訂輻防計畫、環境監測計畫，評估此排放作業將造成之民眾劑量及環測計畫之量測方式、地點與頻次。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。相關內文擬修訂為：					
「(3)由核一廠歷年環境監測數據，以及本公司分於 103 年與 104 年大修期間執行本計畫之現場輻射特性調查作業結果，預期核一廠除役期間存在超鈾核					

種的可能性極低。惟保守起見，將於核一廠進入永久停機後，再次執行現場輻射調查作業，以確實分析是否存在超鈾核種。另為確保系統除污作業與拆除作業期間之安全，除役前二階段仍將比照例行運轉期間，保留廢氣、廢液處理系統，確保安全。」。如附件 10-07-A。

審結意見

同意第 1 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、A13、A15	第十章	10-13、10-15	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章內容，有關除役若涉及放射性廢棄物運送、暫時貯存，對民眾關鍵群體的曝露途徑及其輻射劑量影響評估方法與結果，於第一節(一)~(三)中說明。審查意見如下： - 文中提及「...故除役期間執行廠內運送各式低放射性廢棄物盛裝容器所造成之民眾劑量影響為 3.70 mSv；依本公司規劃廠內運送作業主要於除役拆廠階段 12 年進行，推估廠內運送對民眾平均年劑量影響為 $3.70/12 = 3.08 \times 10^{-1}$ mSv/y。...」，依此，評估之總劑量影響為 3.7 mSv，分 12 年進行請問各式低放射性廢棄物盛裝容器在這 12 年中是平均運送嗎？另實際執行拆廠階段，應承諾確實監控人員劑量，避免因工程問題(工程延宕、趕工)造成劑量不均，並確保一般民眾每年之劑量影響不會超過 0.5 mSv。 - 文中提及「(3)向天輻射劑量評估方法直接輻射劑量評估方法主要採用點核仁法，...」，語意不清，請提出澄清。 - 文中提及「(6)本公司仍將依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規範，任一核能電廠廠址，不論有多少部輕水式核反應器機組及其他附屬設施，其所造成廠界外非限制區域中，任一民眾的年有效劑量言評估值總和不得超過 0.5 mSv/y/廠址。...」，此處所述之其他附屬設施是否包含為除役目的而新建之各項廢棄物處理設施，請提出澄清。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。除役計畫廢棄物運送評估採保守之容器表面劑量率進行預估，未來除役工作執行，本公司仍將研擬相關細部規劃，並落實輻射防護措施與管制作為，絕不會因各種因素，造成對廠外民眾劑量影響超過					

法規限值。

2. 修正原頁碼 10-15 中「(3)向天輻射劑量評估方法直接輻射劑量評估方法主要採用點核仁法，...」中誤植「直接輻射劑量評估方法」之文字。如附件 10-08-2-A。
3. 此處所指的其他附屬設施即包含本除役計畫所考量原有及新建之處理與貯存設施對民眾造成之劑量影響，已於表 10-14 列出核一廠除役各階段處理與貯存設施運轉對廠界民眾劑量影響彙整(另因本公司經審慎評估後，核一廠除役期間不興建玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施與濕式氧化設施，因此刪除報告中其劑量影響評估)。如下表：

處理與貯存設施	對廠界 TLD 佈點編號 106 位置之 劑量影響評估(mSv/y)			
	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
第一期用過核子燃料乾式貯存設施	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}	2.66×10^{-2}
第二期用過核子燃料乾式貯存設施	-	4.53×10^{-2}	4.53×10^{-2}	4.53×10^{-2}
一號低放射性廢棄物貯存庫	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}	4.82×10^{-2}
二號低放射性廢棄物貯存庫	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}	1.12×10^{-4}
新建低放射性廢棄物貯存庫	-	1.18×10^{-5}	1.18×10^{-5}	1.18×10^{-5}
用過核子燃料再取出設施	-	1.80×10^{-5}	1.80×10^{-5}	1.80×10^{-5}
熱處理設施廠房	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}	2.38×10^{-5}

(低放射性廢棄物超高壓壓縮機及焚化爐)				
待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場	-	忽略不計	忽略不計	-
合計	7.49×10^{-2}	1.20×10^{-1}	1.20×10^{-1}	1.20×10^{-1}
第 2 回合審查意見				
1. 注意第二期用過核子燃料乾式貯存設施的數據有更動。[原為 0.0295] 2. 同意回復說明 1.、2.、3.。				
第 2 回合審查意見回復				
1.謝謝委員，依照第一次審查意見編號 10-016、3(2)而更動此處數值為 0.0453。				
審結意見				
同意第 2 回合審查意見回復說明。				

意見編號	10-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S15、S16、A13	第十章	10-16~20	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第一節(三)之相關評估內容，以瞭解現有廢棄物貯存設施劑量評估之合理性與確認符合法規規定。一號及二號低放射性廢棄物貯存庫、第一期用過核子燃料乾式貯存設施為現有設施，故評估數據多引用過往核准使用之劑量評估資料。審查意見如下：					
1. 提及「(10)本公司已完成收購西南民家，保守假設本公司 TLD 佈點編號 106 位置(茂林橋)為核一廠除役期間的最近廠界處…」，本章數處提及 TLD 佈點編號 106 位置，請澄清 TLD 佈點編號 106 位置是否為距離廠內相關核子					

設施(輻射源)的最近廠界處或以此處評估可較最近廠界更為保守。

2. TLD-106 偵測站為放射性廢棄物貯存設施所影響的關鍵群體點，為驗證輻射劑量合於法規標準，宜於該區域再增設 1 到 2 個 TLD 偵測站。
3. 請檢附一號、二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告中有關民眾劑量評估之設定條件等資訊，如射源項等，一號低放射性廢棄物貯存庫以 104 年 6 月的廢棄物存量下的劑量影響是否妥適，請再考量。
4. 對第一期用過核子燃料乾式貯存設施，請列表說明評估用過核子燃料輻射源項及乾式貯存混凝土護箱(含用過燃料時)之結構示意圖。
5. 有關一號低放射性廢棄物貯存庫之簡介及評估，提及「...保守假設核種均為 Co-60，以 MicroShield 程式進行評估...」，此為本章第一次出現類似敘述，建議將此假設的基礎或參考文獻簡略說明。
6. 審查本章發現有多處科學符號排版錯誤，例如 1.15×10^{14} Bq，請更正。
 - (1) 「...為 20,439 桶、 1.15×10^{14} Bq (3,102 Ci)，...」
 - (2) 「...最近廠界處 TLD 佈點編號 106 位置的年劑量為 4.67×10^{-2} mSv/y，...」
 - (3) 「...估結果，直接輻射劑量為 4.45×10^{-2} mSv/y，向天輻射劑量為 3.70×10^{-3} mSv/y...」
 - (4) 「.....總劑量為 4.82×10^{-2} mSv/y，...」

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。依據本公司目前收購西南民家後之廠界，如圖 10-3 核一廠保留區平面圖所示，TLD 佈點編號 106 位置(茂林橋)確為核一廠除役期間的最近廠界處。另為統一各設施名詞，更新圖 10-3，如附件 10-09-1-A。
2. 本公司未來將視實際除役作業進展，於環境監測計畫內考量調整或增修 TLD 偵測站位置及數量，並提送主管機關核備。
3. 因一號低放射性廢棄物貯存庫後續不再有新的廢棄物入庫，故計算時採用至 104 年 6 月存放廢棄物活度為 1.15×10^{14} Bq；二號低放射性廢棄物貯存庫因未來仍規劃有新的廢棄物入庫，因此，劑量計算評估將以設計貯存量 5.16×10^{15} Bq 進行計算。
4. 核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存設施之各項參數列表如下：

項 目		參數 (射源項為強度，屏蔽為厚度)
射源項	燃料中子	7.102×10^9 n/s/cask
	燃料光子	6.233×10^{16} γ/s/cask

	其他結構物 活化光子	$8.2170 \times 10^{12} \gamma/s/cask$
主屏蔽厚度	頂端	密封鋼筒蓋：25.4 cm 鋼屏蔽塞：10.5 cm 混凝土屏蔽材：3.8 cm 護箱鋼蓋：3.8 cm
	側邊	密封鋼筒殼：1.6 cm 內襯：6.4 cm 混凝土外殼：71.9 cm
混凝土護箱 結構示意圖		

5. 對於放射性廢棄物對於廠界劑量影響，為保守假設所有活度，均係由輻射能量最高之 Co-60 核種造成，依此進行評估。
6. 謝謝委員，原頁碼 10-17 中共計 5 處，科學符號排版錯誤。修訂如附件 10-09-6-A。

第 2 回合審查意見

1. 有關回復說明 1，圖 10-3 的玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施與濕式氧化設施如依審查意見 10-09 回復所言不規劃興建，請予修正更新；圖中紅線請標明其意義。
2. 有關回復說明 3，請對檢附一號、二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告中有關民眾劑量評估之設定條件等資訊，如射源項等補充說明。
3. 有關回復說明 3，核一廠第一期用過核子燃料乾式貯存設施之各項參數列表中的射源項，其中其他結構物活化光子的強度為 8.2170×10^{12} /s/cask，審查者查乾貯安全分析報告為 4.8039×10^{12} /s/kg 不銹鋼，表示一個乾貯桶只有 1.71 kg 不銹鋼？請確認。
4. 同意第 1 回合審查意見回復說明 2，並列為重要管制事項。

第 2 回合審查意見回復

感謝委員的寶貴意見。

1. 圖內之紅線為南方之廠界線。於圖 10-3 加註說明。如附件 10-09-1-B。
2. 彙整一號、二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告中有關民眾劑量評估之設定條件等資訊：

(1)核一廠一號低放射性廢棄物貯存庫計畫書

- 設計容量：23,390 桶。
- 貯存配置規劃：貯存庫地面層(V2)及地下層北側貯存區(V1A)貯存表面曝露率 20 毫西弗/小時(含)以下之物料桶，其餘地下層貯存區(V1) 貯存表面曝露率 20 毫西弗/小時以上之物料桶。
- 貯存總活度：約 3.004×10^{16} Bq(812000 居里)。

(2)核一廠二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告

- 設計容量：規劃可貯存容量 77,814 桶。
- 貯存配置規畫：貯存庫地下一樓貯存區貯存低於或等於 500 mSv/h，貯存量 13,608 桶；地上一樓貯存低於或等於 20 mSv/h，貯存量 11,070 桶；二樓至五樓貯存低於或等於 2 mSv/h，二、三樓貯存量各為 9,720 桶、四、五樓貯存量各為 16,848 桶。

● 評估假設：假設為固體廢棄物桶，並依據各區規劃的最大表面劑量率，據以推算各廢棄物桶貯存區之活度，推估貯存總活度約 5.16×10^{15} Bq。 3. 感謝審查委員指正。表中所列其他結構物活化光子強度 8.217×10^{12} /s/cask 為誤植，應為 8.2170×10^{12} /s/assembly，若以每護箱裝載 56 束用過核子燃料計算，則其他結構物活化光子強度為 4.6015×10^{14} /s/cask。依據核一乾貯安全分析報告，用過核子燃料之其他結構物活化光子強度之計算方式，為每 kg 不銹鋼之射源強度，經用過核子燃料各區域（下端板區、有效燃料區、充氣區、上端板區）之不銹鋼重量以及該區域之區域通量比例兩項參數加權後加總而得。用過核子燃料所含之不銹鋼重量，如核一乾貯安全分析報告表 6.4.4-1 所列。
第 3 回合審查意見
1. 同意第 2 回合回復說明 1。 2. 有關第 2 回合審查意見回復說明 2，於第 1 回合曾回復「因一號低放射性廢棄物貯存庫後續不再有新的廢棄物入庫，...」，請說明是否指 104 年 6 月後不再有新的廢棄物入庫，入庫廢棄物活度為 1.15×10^{14} Bq。若是，應列為重要管制事項。若否，應另提出評估，而非以 104 年 6 月之狀態來評估。 3. 同意第 2 回合回復說明 3。
第 3 回合審查意見回復
感謝審查委員指正。 1. 為達一號低放射性廢棄物貯存庫貯存空間運作管理之最適化，並保有貯存庫設施營運之彈性，後續仍會有廢棄物貯存異動情形。 2. 目前該貯存庫的貯存現況仍在大會物二字第 0970001166 號函核准 23,390 桶及貯存總活度 $3.00\text{E}+16$ Bq ($8.12\text{E}+05\text{Ci}$) 之設計容量內，故對廠界之輻射劑量仍符合每年 0.05 毫西弗之設計限值。 3. 未來一號低放射性廢棄物貯存庫之廠界輻射劑量不會以 104 年 6 月之狀態進行計算，而係以上述貯存庫核准最大容量重新評估。 4. 因核一廠目前尚處於運轉階段，一號低放射性廢棄物貯存庫之廢料桶數依實際營運需求仍會有所變動，故擬於一號機永久停止運轉前(即 107 年 12

月 5 日前)以核一廠一號貯存庫之設計容量 23,390 桶、總活度 3.004×10^{16} Bq 為基準，重新評估一號貯存庫之劑量影響。

審結意見

同意第 3 回合審查意見回復說明，第 4.項並列為重要管制事項。

意見編號	10-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、A13	第十章	10-20~28	結案

第 1 回合審查意見

審查第一節(三) 3. 之相關評估內容，以瞭解核一廠未來除役期間可能新建的廢棄物相關設施劑量評估之合理性與確認符合法規規定。審查意見如下：

- 目前計畫中對新建設施之評估僅為初步規劃，應承諾俟後提出興建申請時，應重新依實際條件進行劑量評估分析，包括此廠址內各核設施之整體劑量影響。
- 對新建低放射性廢棄物貯存庫及第二期用過核子燃料乾式貯存設施之評估：未說明其假設為貯存多少只乾式貯存護箱或盛裝容器、放射性廢棄物存量、輻射源之尺寸形式、堆疊方式等相關評估條件，亦未提及向天輻射之影響，請補充說明，並請對此假設條件之保守性提出說明。
- 有關第二期用過核子燃料乾式貯存設施之簡介及評估，因其護箱未定，因此考量 UMS、HI-STORM、NUHOMS 或 HI-STAR 等四種護箱加上外加屏蔽(40-85 cm 混凝土)來分別分析，分析結果遠小於可符合法規的設計限值 0.25 mSv/y，為何這些案例中需考量 40、50 到最高 85 公分的外加屏蔽，85 公分的護箱外加混凝土屏蔽似乎不切實際。
- 對用過核子燃料再取出設施之評估：請列出評估假設之射源相關資料，如各核種活度、尺寸等。
- 對玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施之評估：
 - (1)敘述提及表面劑量率，請澄清是否用於對廠界之劑量評估，並說明其依據。
 - (3)請澄清以第一期用過核子燃料乾式貯存設施評估假設，是以多少束之用過燃料所含的各核種活度作為玻璃固化高放射性廢棄物貯存鋼筒射源項。
 - (4)對用過核子燃料再取出設施之評估僅為初步規劃，俟需要提出興建申請時，應依實際條件進行劑量評估分析。
- 對熱處理設施廠房之評估：請說明評估時的 Co-60 最大總活度、射源形式

等資訊及向天輻射之影響，並說明選用 Co-60 的合理性。

7. 對鋼筋混凝土塊分離場之評估：請說明鋼筋混凝土塊經何種程序會放置於此，可確認其劑量貢獻微小。

第 1 回合審查意見回復

- 感謝審查委員意見。報告所列各項新建設施之評估僅為初步規劃，如原頁碼 10-14 內容所述，未來相關設施將符合「放射性物料管理法」及相關法規，另案向主管機關提出申請放射性廢棄物處理、貯存設施之興建，屆時本公司將依實際條件進行評估計算，並提交主管機關審查。
- 針對第二期用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱二期乾貯設施)，依據本公司估算核一廠除役後產生之待貯存用過核子燃料數量，以及各型式貯存護箱可裝載用過核子燃料數目(56 束~68 束不等)，可歸納出二期乾貯設施裝載之貯存護箱數目，約為 94 組~112 組。射源項則是將二期乾貯待貯存之用過核子燃料束，依其衰變熱分為三類，各類均計算其最保守之射源項強度，作為該類用過核子燃料束之代表。評估時每一組貯存護箱皆滿載相同數目與類別之用過核子燃料束，並保守假設每一類別之用過核子燃料束均產生該類別最高強度之射源項。射源項型式與核一乾貯之計算相同，分為燃料光子、燃料中子與其他結構物活化光子射源進行廠界劑量評估並加總。各類型貯存護箱於二期乾貯設施之護箱配置均有所差異，分析時亦就各類型護箱之配置規劃，以蒙地卡羅法分別就護箱頂端與護箱側邊進行廠界劑量率計算，並將計算結果加總。故向天輻射於評估中亦已考慮在內。由於用過核子燃料束之射源項採保守假設，且針對最近廠界處進行劑量評估，因此，二期乾貯設施之廠界輻射劑量計算結果具保守性。下表列出二期乾貯設施廠界劑量率評估之簡要參數：

項 目		參 數
射源項	燃料中子	A 類： 2.068×10^8 n/s/assy B 類： 2.633×10^8 n/s/assy C 類： 9.926×10^7 n/s/assy
	燃料光子	A 類： 1.812×10^{15} γ/s/assy B 類： 1.433×10^{15} γ/s/assy C 類： 7.994×10^{14} γ/s/assy
	活化光子	A 類： 7.258×10^{12} γ/s/kg B 類： 5.242×10^{12} γ/s/kg C 類： 1.404×10^{12} γ/s/kg
貯存護箱	INER-HPS	用過核子燃料裝載：56 束 (12A+18B+26C) 貯存護箱配置：112 組

		HI-STORM 100	用過核子燃料裝載：68 束 (14A+22B+32C) 貯存護箱配置：94 組
		HI-STORM 100U	用過核子燃料裝載：68 束 (14A+22B+32C) 貯存護箱配置：94 組
		HI-STAR 100	用過核子燃料裝載：68 束 (14A+22B+32C) 貯存護箱配置：94 組
		NUHOMS	用過核子燃料裝載：61 束 (13A+20B+28C) 貯存護箱配置：101 組
	計算機 程式	射源項計算	SAS2H/ORIGEN-S
		護箱屏蔽分析暨 表面劑量率計算	DORT
		廠界劑量率評估	MAVRIC
	混凝土 外加屏蔽	INNER-HPS	頂端：40 cm 側邊：40 cm
		HI-STORM 100	頂端：40 cm 側邊：40 cm
		HI-STORM 100U	N/A
		HI-STAR 100	頂端：85 cm 側邊：85 cm
		NUHOMS	頂端：40 cm 前後：50 cm 側邊：120 cm
	廠界 劑量率	劑量率限值	< 0.05 mSv/y

對新建低放射性廢棄物貯存庫預估貯量、射源假設、屏蔽厚度與模擬體等資訊都已於報告頁碼 10-20 一、(三)3.(1)新建低放射性廢棄物貯存庫說明。

3. 除役計畫目前以一期乾貯設施採用之 INNER-HPS 作為規劃參考。未來本公司將依政府採購法程序，可在合理性、可行性、效益面上獲取最佳的貯存型式，並將要求得標廠商依據國內相關法規規定，依法提出安全分析報告送交主管機關審查，確保民眾與環境安全。針對核一廠第二期用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱二期乾貯設施)所使用之貯存護箱，本公司尚未決定採用何種型式。因此，二期乾貯設施是以目前現行較常見之幾種貯存

護箱型式作為參考，分別就核一廠除役後預計產生之待貯存用過核子燃料為射源項，進行廠界輻射劑量評估。由於現行之貯存護箱設計，均無法完全符合本公司廠界輻射劑量率之要求；故在二期乾貯設施貯存護箱未定之情況下，依一期乾貯設施外加混凝土屏蔽方式，進行廠界輻射劑量評估。本章所評估之貯存護箱外加屏蔽厚度值，為各類型護箱是否能符合廠界輻射劑量率之可行性評估，同時亦做為本公司未來考量二期乾貯設施採用何種貯存護箱型式之參考。待本公司依照採購法決議使用何種貯存護箱型式後，仍須由該貯存護箱廠商提出其屏蔽設計，並提供相關安全分析報告進行審查，以確保二期乾貯設施之廠界劑量符合劑量限值之要求。

4. 再取出設施外牆評估之射源項，使用二期乾貯設施待貯存用過核子燃料之燃料中子、燃料光子、與其他結構物活化光子，做為作為屏蔽分析之射源項，而非以核種活度作為評估之射源項。屏蔽分析時沿用乾貯設施計算時採用之方式，將用過核子燃料束分為下端板區、有效燃料區、充氣區與上端板區四個均質化區域進行計算。並以不考慮池水及裝載容器之屏蔽效果的情況下，僅以外牆包覆用過核子燃料之方式評估外牆所需之屏蔽厚度，以維持評估結果之保守度。再取出設施外牆評估之簡要參數，如下表所示：

項 目		參 數
射源項	燃料中子	A 類： 2.068×10^8 n/s/assy B 類： 2.633×10^8 n/s/assy C 類： 9.926×10^7 n/s/assy
	燃料光子	A 類： 1.812×10^{15} γ/s/assy B 類： 1.433×10^{15} γ/s/assy C 類： 7.994×10^{14} γ/s/assy
	活化光子	A 類： 7.258×10^{12} γ/s/kg B 類： 5.242×10^{12} γ/s/kg C 類： 1.404×10^{12} γ/s/kg
作業量	貯存護箱	兩組（68×2 束用過核子燃料）
計算機程式	屏蔽分析暨表面劑量率計算	DORT
外牆	材質	混凝土
表面劑量率	劑量率限值	< 0.0025 mSv/h

5. 關於玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施之評估：

(1)經再處理後之玻璃固化物於 20 年後送回國內，其表面劑量率 554 Sv/h(係 AREVA 所提供)是作為推定玻璃固化物中核種存量之依據。回

推之核種以 Co-60 做為代表，作為後續屏蔽計算之射源項。由於 Co-60 能量較高，因此做為射源項進行評估，在不考慮核種衰減的情況下，可獲得保守之計算結果。設施表面劑量率 0.0025 mSv/h 則為設施設計之輻射劑量限值，設施之屏蔽設計需使其表面劑量率低於該限值。(惟本公司經審慎評估後，核一廠除役期間不興建玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施。)

(2) 由於用過核子燃料經再處理後產生之玻璃固化物，其輻射強度相較於原用過核子燃料將大幅降低。因此，玻璃固化物之射源項，是以其表面劑量率 554 Sv/h 作為推定依據，藉以推定玻璃固化物中之核種活度。同時以 Co-60 作為代表，假定玻璃固化物內之核種均為能量較高之 Co-60，以此作為射源項進行貯存設施之屏蔽分析。

(3) 本章用過核子燃料再取出設施之評估僅為初步規劃，依除役之需求，未來需要興建該設施時，將符合「放射性物料管理法」，另案向主管機關提出興建申請，並依實際條件進行劑量評估分析。

6. 熱處理設施廠房之射源項參考「減容中心放射性廢棄物處理設施環境輻射劑量評估」，射源強度單考同一時間內暫存區最大貯量之活度如下表。採取 Co-60 為主要核種係因其光子能量最高，將所有活度假設為 Co-60 係保守之假設。

貯存區位置	單櫃(桶)推估活度	數量	推估計算總活度
可燃廢棄物暫存間	1.12×10^9 Bq (0.03 Ci)	32 櫃	3.58×10^{10} Bq (0.97 Ci)
不可燃廢棄物暫貯存區	3.93×10^8 Bq (0.01 Ci)	70 桶	2.75×10^{10} Bq (0.74 Ci)
灰渣桶暫貯存間	5.0×10^8 Bq (0.013 Ci)	72 桶	3.60×10^{10} Bq (0.97 Ci)

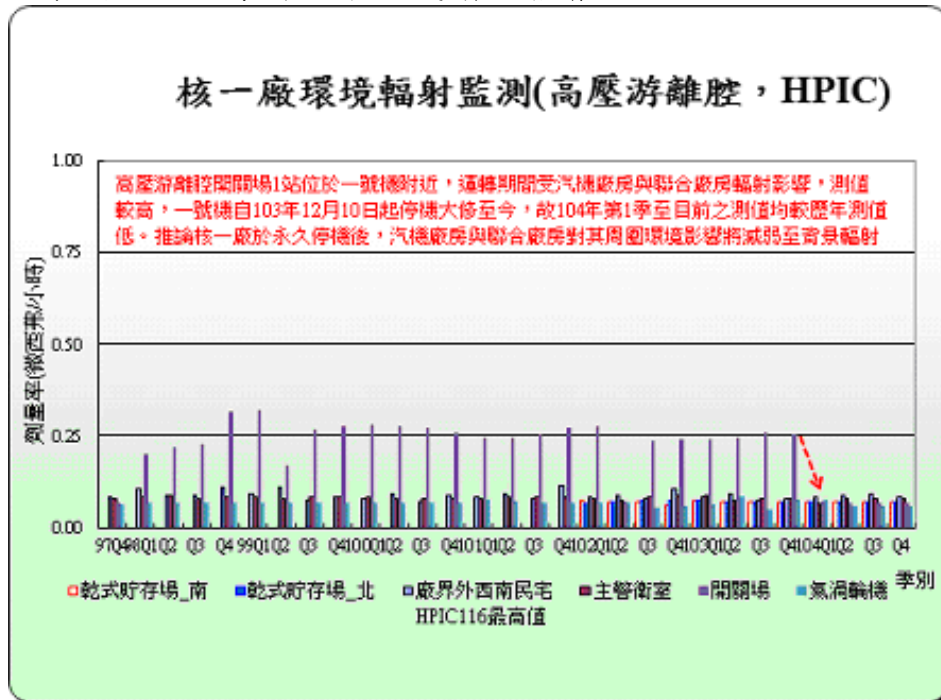
7. 鋼筋混凝土必須經檢測後其活度或比活度必須小於「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」規範之限制值者，才移置於分離場。

第 2 回合審查意見

1. 同意第 1 回合審查意見回復說明 1.、2.、3.、4.、5.、7.。惟須注意，目前的或未來的廢棄物貯存設施對環境劑量的評估均以現有的廠界為目標，總劑量率不超過 0.5 mSv/年，所以未來廠內清理乾淨的地區若要開放作為非輻射區，供一般人使用，可能會有困難或策略上需做修正，請補充說明。 2. 有關回復說明 6.，請補充說明該廠房之射源項可能的核種種類。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 除役計畫對於計畫執行 25 年間，各項作業、貯存設施對於廠界造成之劑量以 0.5 mSv/年為限值。目前提交報告進行之各項評估皆採保守性原則進行，實際值應低於評估值；因此而在除役期間廠界劑量應不會超過標準。惟目前 0.5mSv/年之劑量限值為參照例行運轉之規範。對於核一廠完成除役作業而需重新劃分保留區域與開放區域時，應依照場所之使用規畫而遵循新的規範。屆時本公司將另案提送評估報告予主管機關核備。 2. 關於熱處理廠房處理的廢棄物包含之核種為 Mn-54、Co-60、Cs-137、Co-58、Fe-59、Zn-65、Nb-95、Zr-95、Ag-110m、Ce-144、Cr-51、Cs-134 等。其中又以 Co-60 的活度佔比最大。					
審結意見					
同意第 2 回合審查意見回復說明，說明 1.並列為重要管制事項。					

意見編號	10-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A13	第十章	10-28、10-30	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關第一節(三)4. 除役各階段處理與貯存設施對廠外民眾劑量之預估分析，請補充對停機過度階段的待拆除廠房(如汽機、聯合廠房)對民眾之劑量影響作一說明。 2. 審查本章第一節民眾劑量評估內容中，於(五)輻射管制與監測已說明除役各階段防止環境污染之監測設備與處理程序及設計等，惟內容過於簡略，請再補充。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。停機後之輻射劑量率，因分裂產物短半化期放射性核種衰變，故劑量率將低於目前運轉中之環境輻射劑量。關於汽機廠房、聯合結構廠房停機後對民眾之劑量影響，將以距兩廠房最近的例行運轉高壓游離腔監測點(開關場)之監測結果作為代表；由下圖，位於開關場之高壓游離腔					

自 104 年一號機停機後，其環境劑量監測值已降至接近於背景輻射劑量率，故可說明停機後兩廠房對民眾造成劑量影響應甚微。



備註：依照 98~103 年一號機運轉期間開關廠之 TLD 高壓游離腔監測數據平均值為 0.247 mSv/h(平均值+3 σ 為 0.428 mSv/h)；而 104 年全年一號機停機時開關廠之高壓游離腔 TLD 監測數據平均值為 0.07 mSv/h(平均值+3 σ 為 0.0742 mSv/h)。

2.本節主要概略敘述輻射管制與監測之要點。相關管制措施已於本章、三節進行詳述。廠區外之相關作業則由本計畫第十一章完整論述。

第 2 回合審查意見

1. 有關「備註」之劑量率單位說明是否有誤，請澄清。
2. 同意回復說明 2。

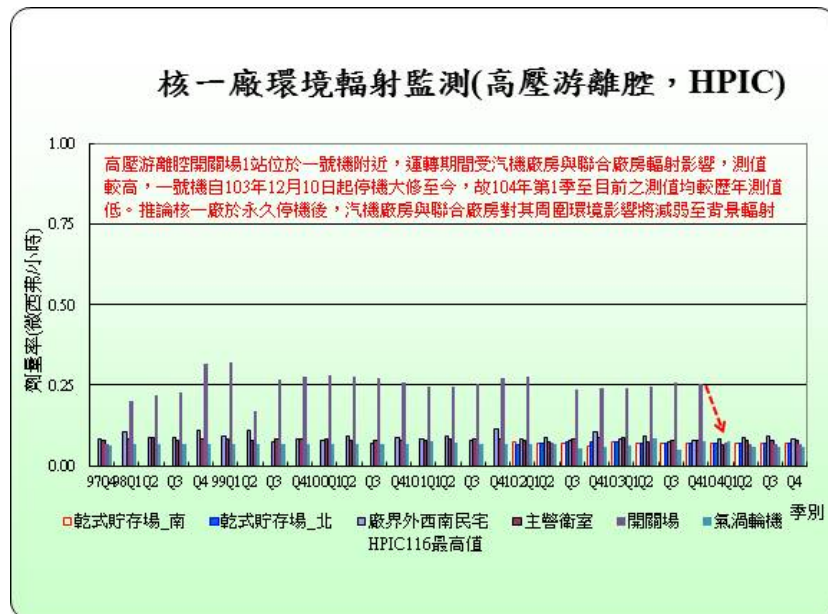
第 2 回合審查意見回復

感謝委員寶貴意見。

- 1.經確認原備註劑量率單位應為 $\mu\text{Sv/h}$ 。
- 2.有關停機後之輻射劑量率乙節，前次審查意見回復修訂如下：
 - (1)運轉期間對廠區與環境之輻射劑量貢獻主要來自主蒸汽管路之 N-16 放出的高能加馬輻射，依過去輻射監測數據顯示，運轉期間汽機廠房、聯合結構廠房附近之輻射劑量率明顯較高，而停機大修期間，廠房內雖有高污染、高劑量之維修作業，但因無運轉產生之 N-16 輻射劑量貢獻，廠房外之直接輻射監測數據則明顯下降至與環境輻射劑量率之變動範

圍內。

- (2) 茲以 97 年第 4 季至 104 年期間，核一廠汽機廠房、聯合結構廠房附近與廠外環境西南民宅之高壓游離腔監測站每季最高值統計趨勢分析為例(如[10-011]附圖 1 核一廠高壓游離腔監測站測值變化圖所示)，開關場乙站因距離一號機汽機廠房最近，其測值變化易受該部機組運轉狀況影響，其中以一號機於 104 年全年停機期間最為明顯。經查一號機運轉期間之開關場高壓游離腔監測站測值範圍為 0.169~0.320 μ Sv/h，而 104 年全年停機期間測值範圍則下降為 0.069~0.072 μ Sv/h，已在廠外環境西南民宅監測結果 0.068~0.113 μ Sv/h 之變動範圍內，與環境背景正常變動範圍相當，故由此推論，對於除役期間廠房內各項高污染、高劑量之拆除作業，現有廠房結構即可提供足夠的屏蔽能力，使民眾不會受到除役作業之輻射影響。



[10-011]圖 1 核一廠高壓游離腔監測站測值變化圖

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	10.2	10-31	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第二節有關(二)除役各階段活動對作業人員劑量影響來源分析，及

「...根據 NUREG/CR-6174...」，應將該參考資料列於本章的參考文獻中。
第 1 回合審查意見回復
感謝審查委員意見。增加 NUREG/CR-6174 於參考文獻。如附件 10-12-A。
審結意見
同意第 1 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	第十章	10-35	結案
第 1 回合審查意見					
第 15 行提及：「由於進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時，均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，依照國際核電廠除役經驗，作業人員並無明顯體內曝露。因此，本節進行人員劑量分析時，將僅考量直接體外輻射曝露。」，審查意見如下： 1. 進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時作業人員穿著防護衣、佩帶面具及空氣過濾設備等可以有效避免造成體內曝露，但若穿著、配戴不確實或裝備破損、功能不良，仍可能造成體內曝露；且於計畫書中之表 10-20 亦指出於除役拆廠階段仍可能造成工作人員有接受到體內曝露(空浮)的可能。 2. 10-57 頁有提及工作人員體內曝露之評定原則，10-61 頁亦有提到人員體內曝露防護措施，如有發現汙染時，必要時全身計測、尿樣生化分析，評估體內污染核種。體內污染者之輻射劑量，依其程度予以適當工作管制及處理。 3. 建議於作業人員輻射劑量評估程序章節中，補充列入體內曝露輻射劑量評估/計算程序。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。本公司對於若需穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等防護整備，均會於整備完成後進行相關人員檢查動作，且相關裝備也會定期檢測，而任務完成後亦將進行相關偵檢作業，如全身計測等，落實對作業人員的體內曝露防護。故以正常作業而言，體內曝露劑量影響將遠低於體外劑量影響。為免表 10-18 與表 10-20 之用字造成誤解，故修訂「體內曝露(空浮)」為「呼吸防護」。如附件 10-13-1-A。					

2. 體內劑量評估與防護皆描述於第十章第三節輻射防護措施。
3. 原頁碼 10-35 中已說明「由於進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時，均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，依照國際核電廠除役經驗，作業人員並無明顯體內曝露。因此，本節進行人員劑量分析時，將僅考量直接體外輻射曝露。」

第 2 回合審查意見

1. 有關回復說明 1.提及「任務完成後亦將進行相關偵檢作業，如全身計測等」，要做全身計測即表示有體內汙染而造成體內曝露之疑慮。又「體內曝露(空浮)」與「呼吸防護」之差異為何？若「呼吸防護」只考慮體外曝露則已有體外曝露欄位，似乎不需再增此欄位；依回復意見似乎仍無法回答審查意見之問題。
2. 有關回復說明 1.，若對於作業內容或作業場所有空浮，可能造成體內曝露的作業，會在作業前穿著防護衣、佩帶面具及空氣過濾設備等，請問前述防護、過濾設備的過濾效果為何？另外，回復說明中所述，在任務完成後亦會進行相關偵檢作業，例如全身計測等，請問任務完成是指依工作編碼的該項工作嗎？還是有其他的規範，對於何時要進行全身計測的依據？
3. 有關回復說明 3.同意對正常作業而言，體內曝露劑量影響將遠低於體外劑量影響。但如經全身計測發現有體內汙染時，仍需評估體內曝露之輻射劑量。故建議：
 - (1)於頁碼 10-35 之作業人員輻射劑量評估程序中增列萬一發現體內汙染時之劑量評估程序。或
 - (2)將原頁碼 10-35 中「由於進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時，均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，依照國際核電廠除役經驗，作業人員並無明顯體內曝露。因此，本節進行人員劑量分析時，將僅考量直接體外輻射曝露。」之敘述，可修改為「由於進行除役拆解、除污與廢棄物處理作業時，均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，而任務完成後將進行全身計測等體內曝露相關偵檢作業。依照國際核電廠除役經驗，作業人員並無明顯體內曝露，因此，本節之人員劑量分析，將僅考量直接體外輻射曝露，體內曝露之劑量評估與防護將描述於本章第三節之輻射防護措施。(仍建議於輻射防護措施章節中加入萬一發現體內汙染時之劑量評估程序)

第 2 回合審查意見回復

- 1.前次回復將「體內曝露(空浮)」修訂為「呼吸防護」為避免誤解對應之該項作業必在劑量預估時須包括體內劑量，事實上，依過去電廠輻射防護實務經驗，預先施予適當輻射防護措施，確實可有效降低體內污染之發生，而通常高污染作業也同時伴隨著高輻射，故即使發生體內污染，經過體內曝露之評定所得之體內劑量，亦均較同時間所接受之體外劑量為低，因此，在預估工作人員劑量時係以體外劑量為主。故依委員建議將表 10-18 與表 10-20 之原「體內曝露(空浮)」乙欄刪除。如附件 10-13-1-B。
2.
 - (1)除役期間，機組已停止運轉，因此待拆設備並無空浮氣體來源，只有在執行切割處理高污染設備時才有可能產生污染煙塵。
 - (2)防護衣、佩帶面具及空氣過濾設備的過濾效果說明：
 - a.防護衣的功能是避免工作人員遭受放射性污染，對於呼吸防護並無功能。
 - b.依據核一廠 902 程序書，呼吸防護面具包含半面式、全面式、送氣式、空氣自給式全面具等四種，各型呼吸防護面具使用標準如下表

空氣放射性物質濃度	使用呼吸防護面具之型式
1.大於 150Bq/M ³ 小於 500Bq/M ³	不用戴面具但停留時間，一個星期不得超過 40 小時。
2.大於 500Bq/M ³ 小於 5000Bq/M ³	(1)含顆粒狀物質，使用半面式面具(防護因素 PF≥10) (2)含放射性碘，使用送氣式面具(防護因素 PF≥2000)
3.大於 5000Bq/M ³ 小於 25000Bq/M ³	(1)含顆粒狀物質，使用全面式面具(防護因素 PF≥50) (2)含放射性碘，使用送氣式面具(防護因素 PF≥2000)
4.大於 25000Bq/M ³ 小於 500000Bq/M ³	使用送氣式面具 (防護因素 PF≥2000)
5.大於 500000 Bq/M ³	由保健物理組通知值班部門共同配合，採取適當因應行動，將空氣濃度降至本限值之下，再供保養部門進行維護工作。

各類型防護面具之防護性能可以“防護因子”表示如下：

防護因子(P.F)= 面具外空氣污染濃度(Ca)/ 面具內空氣污染濃度(Cm)

空氣污染濃度之單位為：Bq/M³(μCi/c.c)

防護因子(P.F)對污染物質之去除率(E)關係如下：

$1-(1/P.F)=E(\%)$

各類型防護面具之 P.F 值與 E 值如下：

面具型式	P.F 值	E 值(%)
半面式面具	10	90
全面式面具	50	98
送氣式面具	2000	99.95
空氣自給式全面具(壓力需求型式)	10000	99.99

(3)空氣過濾設備通常是在研磨、電鍍污染設備時搭設一帳篷隔離作業場所，再用裝有高效率過濾器(HEPA Filter)之抽氣設備將放射性微粒過濾去除，改善空氣品質。依據核一廠 612.21.11 程序書使用之移動式空氣

過濾，其 HEPA 過濾器對大於 0.3 μ m 微粒，過濾效率大於 99.5%。

3.報告原頁碼 10-55 三、(四)人員劑量(4)d. 「於懷疑有體內污染時，應立即實施體內曝露之評定」。修改為「如發現有污染時，依照現行程序書；必要時執行全身計測、尿樣生化分析，評估體內污染核種，活性分析，並推算攝入量後，依游離輻射安全標準附表三以及核一廠現行輻射防護程序書，進行體內劑量評估。」。如附件 10-13-3-B。

備註：依據核一廠 905 程序書，長期留廠人員每 1 年需定期執行 1 次全身計測，對於初次進廠申請 TLD 劑量計者須執行全身計測，離廠或離職者亦須執行全身計測。另依據核電廠輻射工作許可證管理程序書，執行輻射作業需先申請輻射工作許可證由保健物理組核准，工作前須先偵測輻射、污染及空浮狀況決定輻射防護適當裝備及佩帶相關劑量計，同時並遵照輻防指令方可工作，工作完畢須於保健物理管制站執行全身污染監測，若通過偵測則可離開管制區，若經除污後偵測仍有污染，則由保健物理人員評估是否須執行全身計測。並參照放射試驗室 RL-DM-001 人員全身計測作業及品質管制作業程序書辦理。程序書內包含適用範圍、規劃使用藥品與儀器、作業程序等事項。

審結意見

同意第 2 回合回復說明。

意見編號	10-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、A13	10.2	10-36~10-51	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第二節有關除役各階段作業人員劑量評估內容，依據規劃之除役時程，說明除役各階段規劃之核子反應器設施廠房結構及各重要系統、設備、組件等的拆除工法與時序，並簡述各項除役主要活動對作業人員的輻射劑量評估或輻射安全分析結果。活動包括移除燃料、系統拆除作業與各階段放射性廢棄物處理、運送、處置。審查著重在確認除役計畫中上述結果之完整性，各輻射評估流程是否合理明確，涵蓋的範圍足夠提供可用的數據及分析資料。審查意見如下：

1. 10-11 是本節除役各階段活動對作業人員劑量評估的基礎，其中最重要的 D_i 是工作項目 i 之預估(表面或空間)劑量率，文中提及目前數據來源包括

核一廠運轉例行監測、廠址特性調查結果、或國外電廠除役案例經驗。建議說明引用或參考那些國外電廠除役案例經驗與資料來源。

2. 有關屏蔽修正項提及「... 作業人員拆解設備時距離 30 cm 處劑量率，保守假設可降低 50%。」，請說明此說法的依據。
3. 於本節中以表 10-18 與表 10-20 說明停機過渡階段與除役拆廠階段各分項工作是否有可能產生放射性空浮物質之污染而造成體內曝露。請補充說明在廠址最終狀態偵測及廠址復原兩階段中，有無可能因放射性空浮之污染而造成體內曝露。
4. 對可能產生之放射性空浮物質污染作業，於本節(六)輻射管制作業之管理(10-49 至 10-51 頁)及第三節(六)7. 空浮放射區管制說明應有的管制作業之管理。請補充說明可能產生之放射性空浮物質污染作業，對作業人員之輻射劑量評估。
5. 本節(六)輻射管制作業之管理說明除污作業及除役期間放射性液體與氣體的處理方式(10-50 至 10-51 頁)，請補充說明對作業人員之輻射劑量評估方式與結果。
6. 對於各項作業人員輻射劑量評估之曝露途徑，僅考量體外曝露，請補充說明體內曝露的部份，並說明評估流程是否符合「游離輻射防護安全標準」之相關規定。
7. 第二節(三) 內文多次提及以西屋公司提供除役人力工時來評估，此文件是否公開並列入參考文獻。
8. 文中提及「...假設人員接受之劑量率為廢棄物表面劑量率之 1/1,000，...」，請說明此假設之依據及合理性。

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。核一廠除役計畫與國際具除役經驗的西屋公司合作，相關的預估(表面或空間)劑量率，主要參考第四章廠址特性調查之輻射劑量偵測結果，數據包括核一廠運轉期間的空間輻射劑量監測值以及大修期間的監測值。另因核一廠本階段仍處於運轉期間，受限無法獲得部分廠區的設備或是空間劑量率，故輔以西屋公司提供其執行國外電廠除役拆除的重要數據，主要為 RPV 及內部組件之拆解。西屋公司提供之 RPV 與內部組件拆除工作人員劑量率與人時彙整如下：

工作名稱	劑量率(mSv/h)	人時 (man-h)
壓力槽內部組件拆除(上半部)	0.02	8,077

壓力槽內部組件拆除(下半部)	0.1	8,077
運送內部組件	0.05	4,038
壓力槽拆除(上半部)	0.02	5,965
壓力槽拆除(下半部)	0.1	5,965
壓力槽運送	0.05	2,982

2. 對於降低的程度參考日本濱岡核電廠之臨時屏蔽使用經驗。對於作業人員拆解設備時居佔位置 30 cm 處劑量率，保守假設可降低 50 %之劑量率。
3. 於除役後兩階段因已完成用過核子燃料已移置、除污、具放射性物件切割拆除，因此作業並無產生空浮之可能性。
4. 針對表 10-18 與表 10-20 提及可能產生空浮之作業包含空浮管制區作業、除污與廢氣廢液處理作業，將預先進行輻射防護措施包含裝置防護面具、負壓帳篷等防護裝置配置並給予作業人員適當訓練；以避免工作人員於作業中接受體內曝露。又依照 NUREG-06174 報告之國際除役經驗，在採取適當的輻射防護措施下，主要的曝露途徑皆為體外曝露，並不會有明顯的體內曝露；因此，本章節僅評估例行除役作業體外曝露造成之人員劑量。
5. 同第 4 題回復，請審查委員諒查。
6. 同第 4 題回復，請審查委員諒查。
7. 西屋公司所提供之各項工作總人力工時資料摘錄相關內容中文彙整如下。
第十章之人員劑量評估係參照西屋公司提供之人時並依據第九章廢棄物盤點等核一廠資訊進行各項細部工作項目與相關工作之人時估算。

工作項目	作業人時
燃料移置	3,440
系統調整	2,160
廠址特性調查	1,840
除污活動	7,360
壓力槽內部組件拆除(上半部)	8,077
壓力槽內部組件拆除(下半部)	8,077
運送內部組件	4,038
壓力槽拆除(上半部)	5,965
壓力槽拆除(下半部)	5,965
壓力槽運送	2,982
聯合結構廠房拆除	
準備活動	1,792

拆除管路與設備	37,760
拆除結構鋼筋	32,448
拆除 HVAC	13,312
拆除電纜線路	51,072
汽機廠房拆除	
準備活動	640
拆除汽機	32,000
拆除管路與設備	8,640
拆除結構鋼筋	4,400
拆除 HVAC	2,480
拆除電纜線路	5,440
混凝土拆除	
活化生物屏蔽體拆除	4,000
反應器圍阻體	4,000
聯合結構廠房污染混凝土拆除	4,000

8. 報告採用 1/1,000 之假設為依據物管局核定第一核能發電廠一號低放射性廢棄物貯存庫安全評估報告內之假設。本公司將以此報告列為參考文獻。如附件 10-14-8-A。

第 2 回合審查意見

- 有關回復說明 6，因為工作人員均有定期做全身計測及尿樣分析，若超過一定數值，即以既定程序評估體內劑量(雖然機會很少)，建議將此列入文中為宜。
- 同意回復說明 2、3。
- 有關回復說明 8，請將一號低放射性廢棄物貯存庫安全評估報告內之假設內容摘錄說明。
- 有關回復說明 4、5、6 意見回復提及對可能產生空浮之作業包含空浮管制區作業、除污與廢氣廢液處理作業，將預先進行輻射防護措施包含裝置防護面具、負壓帳篷等防護裝置配置並給予作業人員適當訓練；以避免工作人員於作業中接受體內曝露。任務完成後將進行全身計測等體內曝露相關偵檢作業；但如經全身計測發現有體內汙染時，仍需評估體內曝露之輻射劑量。

第 2 回合審查意見回復

- 擬將報告原頁碼 10-55 三、(四)人員劑量(4)d. 「於懷疑有體內汙染時，應立即實施體內曝露之評定」修改為「如發現有汙染時，依照現行運轉程序；必要時全身計測、尿樣生化分析，評估體內汙染核種，活性分析，

並推算攝入量後，依游離輻射安全標準附表三，進行體內劑量評估。」。
如附件 10-13-3-B。

3. 感謝委員，經確認 1/1,000 之假設如原報告中論述為第一核能發電廠二號貯庫最終安全評估報告之假設。因廢棄物的接收作業包括桶污染擦拭偵測、桶面劑量偵測、記錄、桶吊入貯存區暫存、搬運、貯存等作業均全面採用遙控自動化設備設計，故假設工作人員接受之劑量率為 1/1,000，報告內容摘錄說明如附件 10-14-2-B。
4. 同第 1 項答覆。

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A13	第十章	10-38	結案
第 1 回合審查意見					
第二節(二) 2. (5)提及「...對於一般性作業，採取特性調查各區域空間劑量率中位數作為該區域劑量率代表，以進行作業人員集體劑量的合理性分析。...」，審查意見如下：					
1. 請說明取中位數之合理性及依據。 2. 因目前電廠尚在運轉中，尚難確實掌握廠區的輻射狀態，應承諾於輻射特性調查作業完成後，重新評估本章相關劑量議題，並提交主管機關。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。依據 NUREG-06174 報告之國際電廠除役經驗，除役作業中除了設備管路等需要由人員接觸性切割、拆除等作業外，一般性作業所接受的劑量為該空間的代表劑量率；與特定設備造成的劑量率無關。依據第四章特性調查結果，核一廠各區域內劑量率分布差異大，僅少數於高劑量系統周圍之空間劑量率極高(例：乾井因近於壓力槽，其空間劑量率高)，其餘大部分劑量率都為較低，若採取中位數作為代表劑量率之保守性會高於平均劑量率之結果。修訂表 10-17 劑量率中位數為空間代表劑量率。如附件 10-15-1-A。 2. 本公司將於停止運轉機後，再次進行現場輻射特性調查，並適時重新評估本章相關劑量議題，提交主管機關。					
第 2 回合審查意見					

有關回復說明 1，請參考國際輻防實務上的作法，檢視採中位數之妥適性。同意回復說明 2，並列為重要管制事項。

第 2 回合審查意見回復

對於除役計畫一般性作業採用劑量率中位數的原因為參考具多次除役經驗的西屋公司之精神：除役之各項作業劑量率採用區域一般性劑量率作為其代表。而一般性劑量率的取用須兼顧保守性以及代表性。因此在除役計畫目前的做法為依照第四章特性調查結果以及第六章工作排程規劃；以各項作業的區域之所有輻射劑量量測點進行統計分析。因此目前採取中位數作為代表。在未來實際各項除役作業確定採取的工法並重新執行特性調查後，將針對各項作業中，考量輻射工作人員實際作業位置、應採取的輻防措施等因素再行評估。

第 3 回合審查意見

請補充說明採用劑量率中位數的代表性或保守性。

第 3 回合審查意見回復

1. 因核一廠現階段仍在運轉中，受限部分區域無法進入，僅就目前已完成特性調查數據分析劑量率，對於一般性作業，取平均空間劑量率作為該除役作業項目之代表輻射劑量率；對於接觸性拆解作業，取各樓層特性調查設備表面 30 cm 最高劑量率作為代表。經查，原始之「表 10-17 核一廠各輻射區域之特性調查空間劑量率」，在表達上容易造成誤解，亦不易對應除役作業之「表 10-19 停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表」及「表 10-24 除役拆廠階段所需之人力工時及集體劑量分析表」之劑量率，將修訂 DP 報告內文第二節(二) 2. (5) 相關敘述，並修訂表 10-17 為「表 10-17 核一廠各作業區域之之平均空間劑量率及設備最高劑量率」。
2. 未來停機後，將全面重新進行輻射特性調查，屆時將再依實際量測結果，參考國際輻防實務上的作法；如配合實際拆除規劃，進行細部作業區域劃分，以平均劑量率作為代表，計算工作人員劑量，以做為除役作業規劃之依據。
3. 修訂 DP 報告第二節(二) 2. (5)，第 10-37 頁，內文如次：「(5) 因核一廠現階段仍在運轉中，受限部分區域無法進入，無法完成全廠區輻射特性調查，在相關區域及系統、設備、組件之空間劑量率與表面劑量率無法取得下，僅就目前已完成特性調查數據分析劑量率範圍，對於接觸性拆解作業採取各樓層特性調查設備表面 30 cm 最高劑量率作為代表；對於一般性作業，採取特性調查各作業區域之之平均空間劑量率作為該除役作業項目之代

表輻射劑量率，以進行作業人員集體劑量的合理性分析。未來待核一廠永久停機後，本公司仍將持續進行輻射特性調查作業，以確實掌握停機後全廠區的輻射狀態。表 10-17 為核一廠各作業區域之之平均空間劑量率及設備表面 30 cm 最高劑量率。」

表 10-17 核一廠各作業區域之之平均空間劑量率及設備最高劑量率

平均空間劑量率		
作業區域	平均空間劑量率 (mSv/h)	對應工作編碼
聯合結構廠房與汽機廠房	4.141E-02	1.2.2.1、1.2.2.2、1.2.2.3、 1.2.2.4、1.2.5.5、1.2.5.6、 2.5.1.1、2.5.1.2、2.5.1.3、 2.5.1.4、2.5.1.5、2.5.1.6、 2.5.1.7、2.5.1.8、2.5.2.3
反應器廠房 5F(大修期)	3.300E-02	1.2.3
反應器廠房	2.203E-01	1.2.4.1
聯合結構廠房與汽機廠房(含乾井)	9.196E-02	1.2.4.2、1.2.4.3
反應器廠房與汽機廠房	1.604E-01	1.2.5.1、1.2.5.2、1.2.5.3、 1.2.5.4
反應器廠房 5F	3.800E-02	1.2.6、2.4.3、2.5.5、 2.5.6.1、2.5.6.2
汽機廠房 1F、2F	3.075E-04	2.5.2.1
反應器廠房 4F、5F 與聯合廠房 B2	1.631E-02	2.5.2.2
反應器內部組件_上部 內部組件	2.000E-02	2.5.4.1
反應器內部組件_下部 內部組件	1.000E-01	2.5.4.1
反應器內部組件_內部 組件運送	5.000E-02	2.5.4.1
反應器壓力槽_上部內 部組件	2.000E-02	2.5.4.2
反應器壓力槽_下部壓	1.000E-01	2.5.4.2

力槽		
反應器壓力槽_壓力槽 運送	5.000E-02	2.5.4.2
聯合結構廠房 1F	5.506E-03	2.5.5
聯合結構廠房 2F	8.875E-03	2.5.5
聯合結構廠房 3F	5.844E-02	2.5.5
聯合結構廠房 4F	9.500E-03	2.5.5
聯合結構廠房 5F	3.800E-02	1.2.6 、 2.4.3 、 2.5.5 、 2.5.6.1 、 2.5.6.2
聯合結構廠房 B1	8.073E-02	2.5.5
聯合結構廠房 B2	8.073E-02	2.5.5
聯合結構廠房(含乾井)	1.076E-01	2.5.6.3
汽機廠房 1F	3.850E-04	2.5.7
汽機廠房 2F	2.300E-04	2.5.7
汽機廠房 B1	1.250E-03	2.5.7
其他輻射作業廠房設備 及污染混凝土拆除	5.296E-03	2.5.8
聯合結構廠房與汽機廠房各樓層離設備/管件表面 30 cm 代表劑量率		
輻射區域	設備代表劑量率 (mSv/h)	對應工作編碼
聯合結構廠房 1F	2	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 2F	15	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 3F	11.7	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 4F	1.8	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 5F	15	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 B1	10	2.5.5 程序管線與設備工 作包
聯合結構廠房 B2	1.8	2.5.5 程序管線與設備工 作包

汽輪機組	1.000E-02	2.5.3.1	
汽機廠房 1F	0.007	2.5.7 程序管線與設備工作包	
汽機廠房 2F	0.018	2.5.7 程序管線與設備工作包	
汽機廠房 B1	0.8	2.5.7 程序管線與設備工作包	
審結意見			
同意第 3 回合審查意見回復說明，第 2、3 項說明並列為重要管制事項。			

意見編號	10-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、S16、A15	圖 10-3	10-75~10-95	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章有關圖表之意見：					
1. 圖 10-3：核一廠保留區平面圖。圖中分別指出第一期用過核子燃料乾式貯存設施位置與第二期的預定地，考量第一期只有 30 組護箱，第二期將有 112 組護箱，幾乎是第一期容量的 4 倍，再加上頗厚的外加屏蔽，依比例圖上預定地的空間似乎不足，請澄清。					
2. 表 10-2 與表 10-6 中出現極端小的科學符號數字，例如 2.05×10^{-158} 或 1.22×10^{-269} 應該不合理？遠遠小於 MDA，應合理呈現計算結果。					
3. 表 10-14：核一廠除役各階段處理與貯存設施運轉對外界民眾劑量影響彙整。					
(1)比較表中一號與二號低放射性廢棄物貯存庫的劑量貢獻差了約 430 倍，另查文中說明一號貯存庫的設計貯存總活度為 3.00×10^{16} Bq，而二號貯存庫的設計貯存總活度為 5.16×10^{15} Bq，差異不大，請說明劑量貢獻差異大的原因？					
(2)第二期用過核子燃料乾式貯存設施，其對廠界 TLD 佈點編號 106 位置之劑量影響評估之劑量值 (2.95×10^{-2} mSv/y)，請問此數值來源？					
4. 建議可於「表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整」之表格下方備註各欄位數值來源，例如：放射性廢氣排放之各階段的劑量值，應該是源自表 10-3+表 10-4，以利審查。					
5. 有關「表 10-19 停機過度階段所需之人力工時及集體劑量分析表」中各工作編碼的劑量率數值來源雖有在文中敘述，但不知這樣的數值來源，例					

如：工作編碼 1.2.2.1 機組停機與檢查，作業人員的劑量假設來自聯合結構廠房與汽機廠房一般區域之平均空間劑量率 (4.14×10^{-2} mSv/h)，此數值如何對應到表 10-17 核一廠各輻射劑量區域之特性調查空間劑量率？

6. 在章節(三) 除役各階段活動對作業人員之輻射劑量評估中，計算各項作業造成之作業人員集體劑量=人時×劑量率(mSv/h)，劑量率數值引用包括表 10 -19：停機過渡階段所需之人力工時及集體劑量分析表、表 10 -24 除役拆廠階段所需之人力工時及集體劑量分析表。其中表中第三欄的劑量率是整個劑量分析的基礎與關鍵，這些資料的出處可能散落各章或其它文獻，建議以表格方式扼要整理說明每一個項目的劑量率的選擇考量及其資料來源(例如在本報告的頁碼)，以利審查判斷；並說明其劑量率與表 10-17 各廠區現有特性調查劑量率範圍之分析表之關聯性或說明如何取得表 10-19 及 10-24 之劑量率數值。
7. 表 10-24 中有關 B.運送作業之「放射性廢棄物運送作業所造成人員集體劑量(9.105×10^1 man-mSv)」，請問如何求出此數值？

第 1 回合審查意見回復

1. 感謝審查委員意見。本公司進行核一廠二期乾式貯存設施之貯存護箱配置與預定地之空間規劃，已確實考量未來可能採用的各型式之護箱尺寸，以及外加屏蔽所需之空間，並考量未來任一護箱須執行再取出時之機具進出空間需求。評估於二期乾式貯存設施預定地確實足以容納二期乾貯之處置數量。
2. 於表 10-2 與表 10-6 中，統一將小於 10^{-10} 之數值修為 0。如附件 10-16-2-A。
3. (1)依據除役計畫第九章四、(二)節所規劃，一號低放射性廢棄物貯存庫已接近滿貯，將暫不規劃貯存除役產生之低放射性廢棄物。未來除役產生之低放射性廢棄物將貯存於二號低放射性廢棄物貯存庫，以及規劃新建低放射性廢棄物貯存庫。故在計算除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估，一號貯存庫採用實際貯存量的實際數據進行合理性環境劑量評估，而二號貯存庫採設計貯存量進行保守性環境劑量評估。且評估貯存設施之輻射劑量評估須整體考慮活度、容器、貯存佈置、屏蔽設計以及對關鍵群體點的距離，故造成一號與二號低放射性廢棄物貯存庫所評估的劑量有所差異。

以下為相關評估參數：

一號貯存庫

- 10 年再評估之參數採用 96 年 6 月 30 日止貯存 20,074 桶

- DP 以原有射源強度推算劑量(至 104 年 6 月底貯存量及活度分別為 20,439 桶、 1.15×10^{14} Bq (3,102 Ci))
- 屏蔽牆壁前、後面厚度 55 cm，右邊(西南方)厚度 100 cm，左邊(東北方)厚度 80 cm，內部隔間厚度 80 cm，屋頂厚度 75 cm

二號貯存庫

- 設計活度 5.16×10^{15} Bq
- 貯存量：~77,814 桶
- 外牆厚度 80 cm、屋頂厚度為 80 cm

(2)表 10-14 中之劑量影響評估值為文字誤植，正確值修訂為為 0.0453

mSv/y。經查頁碼 10-14 運送輻射劑量評估結果數值誤植亦一併修訂。

另本公司經審慎評估後，核一廠除役期間不興建玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施與濕式氧化設施，因此於報告內亦進行修訂。如附件 10-16-3-A。

4. 係因目前對於放射性廢棄之規範分為惰性氣體與惰性氣體以外之核種(碘、微粒、氬等核種)；而目前規範有效劑量僅針對惰性氣體，其他核種僅規範器官等價劑量。故「表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整」所稱放射性廢氣排放劑量為惰性氣體所造成。
5. 除役工作人員各項工作劑量率計算方式與選擇依據主要依據除役計畫第六章除役作業工作規畫作業地點以及第四章特性調查結果與國際電廠除役經驗評估，如附件 10-16-4-A。於未來停機後將進行細部之特性調查與爐心鑽心取樣等準確資料後將再行評估。
6. 同第上題回復，請審查委員諒查。
7. 放射性廢棄物運送作業之劑量率選擇為依放射性物質安全運送規則之運送司機位置劑量率法規限值 0.02 mSv/h，總人時則依據除役計畫第九章廢棄物盤點數量規劃評估運送之總人時進行計算。運送評估時間假設如下：運送作業：依照廢棄物運送規劃，對於運送總路程約 1 km，假設運送每單位批次假設為 3 人作業 30 min。依照放射性廢棄物運送規劃，不同容器每批次可處理數量與總批次如下表，因此，運送作業總人時為 3,931.5 man-h。

	提籃+ 3	7m ³ 鋼	B-25 鋼	20 ft	55 加侖
	m ³ 鋼箱+	箱	箱	半高	桶

	外箱			貨櫃	
每批運送單位	1	1	4	1	15
總批次	840	300	374	325	1,196

第 2 回合審查意見

1. 回復說明 3.(2)未確切回答。
2. 有關回復說明 4，「表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整」所稱放射性廢氣排放劑量為惰性氣體所造成，即表 10-15 中對於廢氣排放部分數據僅來自表 10-3，但其數據內容並非如此，例如表 10-15 中，於停機過渡階段，放射性廢氣排放造成民眾劑量為 $2.85 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ ，但表 10-3 中，於停機過渡階段，惰性氣體排放造成最大民眾有效劑量為 $1.6 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ ，兩數據並不相等，請說明。
3. 有關回復說明 7，運送作業總人時依照表個算起來應為 4552.5 man-h ($840+300+374+325+1196$ (批)) = 3035 (批) * 3 (man/批) * 0.5 h = 4552.5 man-h ，並建議把本回復的說明納入第 10-45 業之 B 運送作業之說明中。
4. 同意第 1 回合審查意見回復說明 1.、2.、3.(1)、5.、6.，說明 5.、6.並列為重要管制事項。

第 2 回合審查意見回復

1. 有關處理與貯存設施運轉之民眾劑量乙節，第二期用過核子燃料乾式貯存設施對廠界劑量影響值之評估內容於報告十、(三)3.(3)。其射源項為 5,882 束用過核子燃料。而設計護箱以第一期用過核子燃料乾式貯存護箱設計概念作為可行性評估。分析方法係以 SAS2H/ORIGEN-S 程式進行用過核子燃料射源項分析，再以 DORT 程式計算護箱表面劑量率，最後以 SCALE 程式之 MARVIC 模組計算廠界劑量。
2. 有關「表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整」之各欄位數值來源及放射性廢氣民眾劑量乙節，說明如下：
 - (1) 經查表 10-15 之停機過渡階段放射性廢氣排放廠界民眾劑量之停機過渡階段 $2.85 \text{E-}04 (\text{mSv/y})$ ，係由「表 10-3 除役各階段放射性氣體(惰性氣體)排放造成關鍵群體之有效劑量」之停機過渡階段 $1.60 \text{E-}04 (\text{mSv/y})$ 與「表 10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之器官等價劑量」之停機過渡階段 $1.25 \text{E-}04 (\text{mSv/y})$ 直接相加而得。

- (2) 經檢討，廢氣排放之有效劑量應將惰性氣體與非惰性氣體(碘、微粒、氬等核種)所導致之有效劑量相加，故擬於除役報告表 10-4 修改為「表 10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之輻射劑量 (修定後)」，於表 10-4 中增列除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之有效劑量，再新增「表 10-4.1 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量」，將表 10-3 與表 10-4 中除役各階段放射性氣體造成關鍵群體之有效劑量相加，並於表 10-15 中備註各欄位數值來源。

表 10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氬等核種)排放造成關鍵群體之器官等價劑量 (修定後)

碘、微粒、氬等核種造成之輻射劑量	停機過渡階段		除役拆廠階段		廠址最終狀態偵測階段		廠址復原階段	
關鍵群體所在方位	北方 750 m 處		北方 750 m 處		北方 750 m 處		北方 750 m 處	
年齡群	12 至 17 歲		12 至 17 歲		12 至 17 歲		12 至 17 歲	
器官	有效劑量	骨表面等價劑量	有效劑量	骨表面等價劑量	有效劑量	骨表面等價劑量	有效劑量	骨表面等價劑量
地面沉積	1.65E-05	2.24E-05	5.52E-06	7.45E-09	1.14E-06	1.54E-06	7.73E-07	1.04E-06
農作物	3.23E-05	4.66E-05	2.05E-05	3.25E-08	1.05E-05	1.95E-05	8.97E-06	1.73E-05
肉類群	2.02E-07	2.11E-07	1.28E-07	1.36E-10	6.50E-08	7.09E-08	5.50E-08	6.06E-08
呼吸	5.69E-05	5.61E-05	3.61E-05	3.58E-08	1.84E-05	1.82E-05	1.56E-05	1.54E-05
合計	1.06E-04	1.25E-04	6.22E-05	7.59E-08	3.01E-05	3.93E-05	2.54E-05	3.38E-05
法規限值 (mSv/y/廠址)	-	0.30	-	0.30	-	0.30	-	0.30

註：

1.依「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定：

(1) 惰性氣體造成廠界外任一民眾有效劑量(現行輻射防護法規稱為有效劑量)不超過 50 微西/年/機組(即 0.05 毫西/年/機組)。

(2) 放射性碘、氬及微粒(半化期超過 8 天者)造成廠界外任一民眾任一器官的年有效劑量(現行輻射防護法規稱為等價劑量)每年不得超過 15 毫西/年/機組(0.15 毫西/年/機組)。

2.因本表係評估核一廠廠址 2 部機組之放射性廢氣排放劑量貢獻，故所對應之設計限值是根據單一機組惰性氣體造成之有效劑量設計限值與碘、微粒、氬等核種造成之器官等價劑量設計限值得 2 倍。

表 10-4.1 除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量

核種類別	有效劑量 (mSv/y/廠址)			
	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
惰性氣體	1.60E-04	0	0	0
碘、微粒、氬	1.06E-04	6.22E-05	3.01E-05	2.54E-05
合計	2.66E-04	6.22E-05	3.01E-05	2.54E-05

表 10-15 核一廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整(mSv/y)

除役各階段	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
放射性廢氣排放	2.66E-04	6.22E-05	3.01E-05	2.54E-05
放射性廢液排放	6.45E-03	2.09E-03	4.38E-04	2.98E-04
低放射性廢棄物廠內運送	—	2.15E-02	—	—
處理與貯存設施運轉	7.49E-02	1.04E-01	1.06E-01	1.06E-01
合計	8.16E-02	1.28E-01	1.06E-01	1.06E-01

註：

本表各項資料來源如下：

- 1.放射性廢氣排放：表 10-4.1
- 2.放射性廢液排放：表 10-7
- 3.低放射性廢棄物廠內運送：除役計畫第十章、一、(二)
- 4.處理與貯存設施運轉：表 10-14

註：表 10-15 中運送劑量之修正係參照意見 10-016 第二次審查意見第 3 小題修正，如附件 10-16-3-(2)-B。

3.修正原文為：

(1)放射性廢棄物之運送作業人員劑量率，以放射性物質安全運送規則中對於運送司機之劑量率限值 2.0×10^{-2} mSv/h 來進行評估。依照廢棄物處理規劃，運送 3 m³ 鋼箱約 840 批次、7m³ 鋼箱 300 批次、B-25 鋼箱 374 批次、20 ft 半高貨櫃 325 批次、55 加侖桶 1,196 批次。又每批次由三人作業 30 分鐘，因此工作人時規劃約為 4552.5 人時(840+300+374+325+1196(批)=3035(批)*3(man/批)*0.5h=4552.5)，評估本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 9.105×10^1 man-mSv。如附件 10-16-3-B。

(2)有關低放射性廢棄物廠內運送之民眾劑量乙節，因 55 加侖桶原先評估採用表面劑量率設計最高值 200 mSv/h 進行保守計算且未考量核一廠例行使用屏蔽車之屏蔽效果，因此評估劑量較高。經查例行運轉經驗，55 加侖桶一般劑量率都低於 20 mSv/h。因此對於 55 加侖桶運送時造成之輻射劑量評估採用除役計畫第九章實際之廢棄物包裝規劃及核一廠運送時使用之屏蔽車屏蔽效果重新計算運送時對於民眾造成之輻射劑量影響，修正結果如附件 10-16-3-(2)-B。

備註：核一廠採用之屏蔽車用於運送 55 加侖桶廢棄物，為櫃型之設計，其尺寸與材質如下：

- 長×寬×高：370 cm×245 cm×145 cm
- 左右面及上面屏蔽：6.5cm (2cm 鋼板+2.5cm 鉛板+2cm 鋼板)
- 前面及後面屏蔽：7.5cm (2.5cm 鋼板+2.5cm 鉛板+2.5cm 鋼板)

- 下面屏蔽：2cm 鋼板

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	第十章	10-80~81	結案
第 1 回合審查意見					
- 表 10-3 與 10-4 為除役各階段放射性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量與器官等價劑量，而由附錄 10-A 核一廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子中看出，17 歲以上年齡群之關鍵群體使用量因子(最大值)均大於 12-17 歲青少年族群，是否應列出 17 歲以上年齡群之劑量結果？ - 表 10-3 中除役拆除階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段所評估之有效劑量皆為 0，但相對應表 10-4 之器官等價劑量卻均有數值，理論上有器官等價劑量應即可計算出有效劑量，請再確認 10-3 中有效劑量為 0 之數值，或於文中述明有效劑量為 0 之理由。 - 請說明表 10-4 中器官劑量僅呈現骨表面(骨表面為何為最大器官劑量?)之理由。					
第 1 回合審查意見回復					
- 感謝審查委員意見。增補附錄 10-C「6 組年齡群之民眾有效劑量結果(停機過渡階段)」，列出最保守之停機過渡階段時，6 組年齡群之有效劑量計算結果，證明目前報告所採用之年齡群係最保守之關鍵群體，相關分析說明請參考附件 10-17-1-A「6 組年齡群之民眾有效劑量結果(除役各階段)」。 - 表 10-3 與表 10-4 為考量不同放射性氣體，為避免誤解將修訂表 10-3 及表 10-4 名稱為「表 10-3 除役各階段放射性氣體(惰性氣體)排放造成關鍵群體之有效劑量」、「表 10-4 除役各階段放射性氣體(碘、微粒、氫等核種)排放造成關鍵群體之器官等價劑量」。修改如附件 10-17-2-A。 - 將增補附錄 10-D「關鍵群體之民眾器官等價劑量結果(停機過渡階段)」，列出最保守之停機過渡階段時，其關鍵群體之器官等價劑量計算結果，相關分析說明請參考附件 10-17-3-A「關鍵群體之民眾器官等價劑量結果(除役各階段)」。					

第 2 回合審查意見

1. 增補附錄 10-C 中之 6 組年齡群之惰性氣體造成之有效劑量計算結果於停機過渡階段各年齡層皆為 $1.77\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 與表 10-3 之數值不符，請再予確認。且由增補之資料亦無法解釋為何僅列 12-17 歲青少年族群之劑量結果。
2. 請補列除役各階段放射性氣體(惰性氣體)排放造成關鍵群體之器官等價劑量計算結果及供參考。
3. 附錄 10-D「關鍵群體之民眾器官等價劑量結果(停機過渡階段)」之 12-17 歲年齡群)的骨表面器官等價劑量與表 10-4 結果不符，請再確認。

第 2 回合審查意見回復

1. 有關「表 10-3 及表 10-4 中廢氣造成 12-17 歲青少年族群劑量為最保守值」及「增補附錄 10-C 中之 6 組年齡群之惰性氣體造成之有效劑量計算結果於停機過渡階段各年齡層皆為 $1.77\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 與表 10-3 之數值不符」乙節，說明如下：
 - (1) 劑量高低除了受使用量因子影響以外，劑量係數亦為重要影響因子。依游離輻射安全標準附表三與美國環保署 FGR-13 可知，體外劑量係數不分年齡群，吸入與嚥入之劑量係數則會隨年齡層下降而上升。因此，惰性氣體經由空浸體外曝露途徑造成關鍵群體之有效劑量無年齡群之差異；而關鍵群體最大器官等價劑量係取碘、微粒、氬等核種經由地表輻射、農作物與肉類食用，以及呼吸等影響途徑對各年齡群之各器官造成輻射劑量總和最高者，故關鍵群體之年齡群則會依曝露途徑、實際排放核種、活度、劑量係數及其使用量因子綜合影響而有所變動。修訂前次增補「附錄 10-C 停機過渡階段關鍵群體各年齡群之輻射劑量評估結果」，由該表可知，停機過渡階段惰性氣體造成之各年齡群的有效劑量均為 $1.60\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ ，而關鍵群體器官等價劑量則以 12-17 歲青少年年齡群之骨表面等價劑量 $1.25\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 為最大。
 - (2) 關於「增補附錄 10-C 中之 6 組年齡群之惰性氣體造成之有效劑量計算結果於停機過渡階段各年齡層皆為 $1.77\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 與表 10-3 之數值不符」乙節，經查 $1.77\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 為惰性氣體於 NNE 方位廠界造成之有效劑量， $1.60\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 為惰性氣體於 N 方位廠界造成之有效劑量，但依最新完成「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫-核一廠調查成果報告(修訂版)」，NNW、NNE、NE、ENE 及 E 等方位為座落於海域無居民居住之方位，不納入評估，故惰性氣體於

廠界造成關鍵群體之有效劑量應為 $1.60\text{E-}04(\text{mSv/y/廠址})$ 。

[10-017]附錄 10-C 停機過渡階段關鍵群體各年齡群之輻射劑量評估結果

關鍵群體所在方位	北方 750 m 處					
年齡群	≤1 歲	1-2 歲	2-7 歲	7-12 歲	12-17 歲	>17 歲
1. 惰性氣體	有效劑量(mSv/y/廠址)					
空浸	$1.60\text{E-}04$	$1.60\text{E-}04$	$1.60\text{E-}04$	$1.60\text{E-}04$	$1.60\text{E-}04$	$1.60\text{E-}04$
設計限值	0.1					
2. 碘、微粒、氫	器官等價劑量(mSv/y/廠址)					
器官	甲狀腺	甲狀腺	甲狀腺	骨表面	骨表面	骨表面
地面沉積	$1.61\text{E-}05$	$1.61\text{E-}05$	$1.61\text{E-}05$	$2.24\text{E-}05$	$2.24\text{E-}05$	$2.24\text{E-}05$
農作物	$2.83\text{E-}05$	$5.05\text{E-}05$	$4.35\text{E-}05$	$3.80\text{E-}05$	$4.66\text{E-}05$	$4.48\text{E-}05$
肉類	$1.15\text{E-}07$	$3.02\text{E-}07$	$2.90\text{E-}07$	$2.31\text{E-}07$	$2.11\text{E-}07$	$2.38\text{E-}07$
呼吸	$4.09\text{E-}05$	$3.18\text{E-}05$	$5.30\text{E-}05$	$3.31\text{E-}05$	$5.61\text{E-}05$	$5.60\text{E-}05$
合計	$8.54\text{E-}05$	$9.87\text{E-}05$	$1.13\text{E-}04$	$9.37\text{E-}05$	$1.25\text{E-}04$	$1.23\text{E-}04$
設計限值	0.3					

註：

1. 依「核能電廠環境輻射劑量設計規範」規定：

(1) 惰性氣體造成廠界外任一民眾有效等價劑量（現行輻射防護法規稱為有效劑量）不超過 50 微西弗/年/機組（即 0.05 毫西弗/年/機組）。
 (2) 放射性碘、氫及微粒（半化期超過 8 天者）造成廠界外任一民眾其任一器官的年等價劑量（現行輻射防護法規稱為等價劑量）每年不得超過 15 毫西弗（0.15 毫西弗/年/機組）。

2. 因本表係評估核一廠廠址 2 部機組之放射性廢氣排放劑量貢獻，故所對應之設計限值是係指單一機組惰性氣體造成之有效劑量設計限值與碘、微粒、氫等核種造成之器官等價劑量設計限值之 2 倍。

2. 有關表 10-3 中除役拆除階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段所評估之有效劑量皆為 0 乙節，說明如下：

- (1) 依除役報告表 10-2 所列除役各階段的放射性廢氣預估年排放核種與活度，僅停機過渡階段仍有惰性氣體存在，其餘階段均已衰變殆盡。依現行「環境輻射劑量設計規範」，有效劑量僅規範惰性氣體所造成之輻射劑量，故除役報告表 10-3 中除役拆除階段、廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段，因已無排放惰性氣體，故評估所得之有效劑量皆為 0。
- (2) 補列「附錄 10-C.1 停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量」，請委員參考。

[10-017]附錄 10-C.1 停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量

關鍵群體所在方位	北方 750 m 處							
器官	生殖腺	紅骨髓	結腸	肺	胃	膀胱	乳腺	肝
空浸暴露途徑	$1.35\text{E-}04$	$1.64\text{E-}04$	$0.00\text{E+}00$	$1.66\text{E-}04$	$1.49\text{E-}04$	$1.38\text{E-}04$	$1.58\text{E-}04$	$1.51\text{E-}04$
器官	食道	甲狀腺	皮膚	骨表面	腦	唾液腺	其他	
空浸暴露途徑	$1.43\text{E-}04$	$1.70\text{E-}04$	$2.93\text{E-}05$	$2.40\text{E-}04$	$1.78\text{E-}04$	$1.39\text{E-}04$	$1.62\text{E-}04$	

3. 有關表 10-4 中骨表面器官等價劑量與附錄 10-D 結果不符乙節，經查前次

提供之附錄 10-D「關鍵群體之民眾器官等價劑量結果(停機過渡階段)」之劑量結果係亦為 NNE 方位廠界之器官等價劑量，已修正為 N 方位廠界之器官等價劑量。更新附錄 10-D「關鍵群體之民眾器官等價劑量結果(停機過渡階段)」

[10-017]附錄 10-D 停機過渡階段關鍵群體之民眾器官等價劑量

碘、微粒、氡等核種造成之 12-17 歲年齡群 器官等價劑量	停機過渡階段							
關鍵群體所在方位	北方 750 m 處							
器官	生殖腺	紅骨髓	結腸	肺	胃	膀胱	乳腺	肝
地面沉積	1.52E-05	1.67E-05	0.00E+00	1.63E-05	1.56E-05	1.55E-05	1.51E-05	1.57E-05
農作物	3.13E-05	3.55E-05	3.16E-05	3.13E-05	3.13E-05	3.14E-05	3.13E-05	3.15E-05
肉類	2.01E-07	2.04E-07	2.03E-07	2.01E-07	2.01E-07	2.02E-07	2.01E-07	2.04E-07
呼吸	5.59E-05	5.60E-05	5.60E-05	6.09E-05	5.60E-05	5.59E-05	5.61E-05	5.61E-05
合計(mSv/y/廠址)	1.03E-04	1.08E-04	8.78E-05	1.09E-04	1.03E-04	1.03E-04	1.03E-04	1.04E-04
器官	食道	甲狀腺	皮膚	骨表面	腦	唾液腺	其他	
地面沉積	1.42E-05	1.61E-05	3.12E-05	2.24E-05	1.55E-05	1.46E-05	1.75E-05	
農作物	3.13E-05	3.75E-05	2.00E-07	4.66E-05	3.13E-05	3.13E-05	3.13E-05	
肉類	2.01E-07	2.10E-07	5.59E-05	2.11E-07	2.00E-07	2.01E-07	2.01E-07	
呼吸	5.61E-05	6.16E-05	0.00E+00	5.61E-05	5.59E-05	5.61E-05	5.60E-05	
合計(mSv/y/廠址)	1.02E-04	1.15E-04	8.73E-05	1.25E-04	1.03E-04	1.02E-04	1.05E-04	
器官等價劑量之 法規限值 (mSv/y/廠址)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	

第 3 回合審查意見

- 關於第 2 回合回復說明 1 及 2，依據[10-017]附錄 10-C.1 之停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量與 ICRP 建議之組織加權因數(不論是 ICRP 60 或 ICRP 103 建議之 W_T)，計算得之有效劑量僅約 1.3 E-4 至 1.4 E-4 mSv/y (如所附之*計算表)，與[10-017]附錄 10-C 之停機過渡階段關鍵群體各年齡群之有效劑量(1.60 E-4 mSv/y)仍有差異，請再確認相關劑量數據的正確性。

*依據附錄 10-C.1 之器官等價劑量與 ICRP 建議之組織加權因數計算得之有效劑量計算表：

D19						
有效劑量						
	A	B	C	D	E	F
1		Wt (ICRP 60)	Wt (ICRP103)	Ht	Wt x Ht (ICRP 60)	Wt x Ht (ICRP 103)
2	生殖腺	0.2	0.08	1.35E-04	2.70E-05	1.08E-05
3	紅骨髓	0.12	0.12	1.64E-04	1.97E-05	1.97E-05
4	結腸	0.12	0.12	0	0.00E+00	0.00E+00
5	肺	0.12	0.12	1.66E-04	1.99E-05	1.99E-05
6	胃	0.12	0.12	1.49E-04	1.79E-05	1.79E-05
7	膀胱	0.05	0.04	1.38E-04	6.90E-06	5.52E-06
8	乳腺	0.05	0.12	1.58E-04	7.90E-06	1.90E-05
9	肝	0.05	0.04	1.51E-04	7.55E-06	6.04E-06
10	食道	0.05	0.04	1.43E-04	7.15E-06	5.72E-06
11	甲狀腺	0.05	0.04	1.70E-04	8.50E-06	6.80E-06
12	皮膚	0.01	0.01	2.93E-05	2.93E-07	2.93E-07
13	骨表面	0.01	0.01	2.40E-04	2.40E-06	2.40E-06
14	腦		0.01	1.78E-04		1.78E-06
15	唾液腺		0.01	1.39E-04		1.39E-06
16	其他	0.05	0.12	1.62E-04	8.10E-06	1.94E-05
17						
18					E(ICRP60)	E(ICRP103)
19				有效劑量	1.33E-04	1.37E-04
20						

2. 同意第 2 回合回復說明 3。

第 3 回合審查意見回復

1. 台電公司參考美國核管會（NRC）法規指引 R.G.1.109 發展之放射性廢氣排放民眾劑量評估程式（GASWIN）引用之輻射劑量係數，由於現行版「游離輻射防護安全標準」附表僅提供一般人吸入、嚥入體內曝露以及惰性氣體體外曝露之有效劑量的劑量係數，無「核能電廠環境輻射劑量設計規範」要求計算之器官等價劑量的劑量係數，且故另外引用了 ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public 光碟、美國環保署 FGR-13 提供之劑量係數資料庫。在程式開發過程，經比對，ICRP Database of Dose Coefficients 提供之嚥入、吸入與美國環保署 FGR-13 提供之惰性氣體體外曝露有效劑量係數均與游離輻射防護安全標準附表三之四、附表三之五、附表三之六與附表三之七相當，但各器官之等價劑量係數依游離輻射防護安全標準附表一之二之組織加權因數計算得之有效劑量係數則均較游離輻射防護安全標準為低，故基於有效劑量係數維持與游離輻射防護安全標準一致性與計算結果保守性之考量，因此程式中有效劑量與器官等價劑量運算則係採各個器官等價劑量係數與有效劑量係數分開計算之邏輯，而並非將各個器官等價劑量依組織加權因數計算。

2. 經查程式輸出檔，修訂「附錄 10-C.1 停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量」如附表 1，此表中除表列各器官之等價劑量，亦同時列出有效劑量為 $1.60\text{E-}4 \text{ mSv/y}$ 。另由此表各器官之等價劑量係依游離輻射防護安全標準附表一之二之組織加權因數計算得之有效劑量為 $1.43\text{E-}04\text{mSv/y}$ ，詳如附表 2。由此可驗證上述說明，本報告之停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量為 $1.60\text{E-}4 \text{ mSv/y}$ 雖與各器官等價劑量乘以組織加權因數加總後計算數值 $1.43\text{E-}04\text{mSv/y}$ 有所差異，但其數值更具保守性，且符合法規要求。

附表 1 停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之器官等價劑量與有效劑量

器官 劑量 (mSv)	腎上腺	膀胱壁	骨表面	腦	乳房	食道	胃壁
	1.39E-04	1.40E-04	2.40E-04	1.78E-04	1.86E-04	$1.43\text{E-}04$	1.49E-04
器官 劑量 (mSv)	小腸壁	上大腸 壁	下大腸 壁	腎	肝	肌肉	卵巢
	1.38E-04	1.41E-04	1.40E-04	1.50E-04	1.51E-04	$1.62\text{E-}04$	1.42E-04
器官 劑量 (mSv)	胰臟	紅骨髓	肺	皮膚	脾臟	性腺	胸腺
	1.36E-04	1.64E-04	1.66E-04	2.71E-04	1.52E-04	$1.65\text{E-}04$	1.58E-04
器官 劑量 (mSv)	甲狀腺	子宮	呼吸道	結腸	膽囊壁	心室壁	有效劑 量
	1.70E-04	1.35E-04	0.00E+00	0.00E+00	1.40E-04	$1.49\text{E-}04$	1.60E-04

註：本表所列為 GASWIN 程式之輸出結果，有效劑量係依游離輻射防護安全標準附表三之七之有效劑量係數計算而得，而非由各器官或組織等價劑量乘以組織加權因數加總後計算而得。

附表 2 停機過渡階段惰性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量驗算

由 GASWIN 程式之輸出之結果由各器官或組織等價劑量，依游離輻射安全標準附表一之二組織加權因數計算如下：

(1) 主要器官或組織

主要器官或組織	性腺	紅骨髓	結腸	肺	胃壁	膀胱壁	主要器官或組織等價劑量與組織加權因數乘積之和
等價劑量 (mSv)	1.65E-04	1.64E-04	0.00E+00	1.66E-04	1.49E-04	1.40E-04	
組織加權因數 W_T	0.2	0.12	0.12	0.12	0.12	0.05	
乘積 (mSv)	3.30E-05	1.97E-05	0.00E+00	1.99E-05	1.79E-05	7.00E-06	
主要器官或組織	乳腺	肝	食道	甲狀腺	皮膚	骨表面	
等價劑量 (mSv)	1.86E-04	1.51E-04	1.43E-04	1.70E-04	2.71E-04	2.40E-04	
組織加權因數 W_T	0.05	0.05	0.05	0.05	0.01	0.01	
乘積 (mSv)	9.30E-06	7.55E-06	7.15E-06	8.50E-06	2.71E-06	2.40E-06	1.35E-04

(2)其他器官或組織

其他器官或組織	腎上腺	腦	上大腸壁	小腸壁	腎
等價劑量(mSv)	1.39E-04	1.78E-04	1.41E-04	1.38E-04	1.50E-04
其他器官或組織	肌肉	胰臟	脾臟	胸腺	子宮
等價劑量(mSv)	1.62E-04	1.36E-04	1.52E-04	1.58E-04	1.35E-04
等價劑量平均值(mSv)	1.49E-04				
組織加權因數 W_T	0.05				
乘積(mSv)	7.45E-06				

(3)有效劑量

上述(1)、(2)之加總，即 1.35E-04 mSv 與 7.45E-06mSv 之和 1.43E-04mSv。

審結意見

同意第 3 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S16、A13	第十章第三節	10-52~68	結案

第 1 回合審查意見

審查本章第三節輻射防護措施，審查見如下：

- 於第三節輻射防護措施，依據「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「游離輻射防護安全標準」與相關規定，撰寫包括輻射防護管理組織與任務區分、人員防護、人員訓練、人員劑量、醫務監護、管制區劃分及區域管制作業、輻射監測、執行除役作業時之防護措施、除役作業之輻射管制等作業。惟對於放射性廢棄物管理之輻射管制說明不足，請補充說明。
- 輻射監測儀器示於表 10-29，個人輻射監測設備示於表 10-30。
- 除役期間通風過濾系統照常運作以防止空浮。
- 關於輻射防護管理委員會之委員組成，提及「B. 保健物理組經理、保健物課長及相關專職輻射防護人員。」，請澄清是否符合「輻射防護管理組織

及輻射防護人員設置標準」第 12 條第一項第二款規定。 5. 於(七)除役作業之防護措施依各階段設施除役之作業特性，說明其輻射防護措施。惟對於處理放射性廢棄物之活度與特性說明不足，請補充說明。 6. 第三節(六) 4. (1)「環境監測區內之輻射偵測器及輻射作業區(管制區)內之區域監測器與空浮監測器、煙囪排放放射性核種與活度監測器、其他輻射偵測儀器等，... 汰換並每年定期校驗一次等運轉管理。...」請確認所述之偵測儀器之校驗頻率。 7. 本文提及「...表 10-33 環境試樣放射性分析之預警措施基準所示。...」，但附表中卻無表 10-33，請再予確認。
第 1 回合審查意見回復
1. 感謝審查委員意見。報告增加第三節(十)放射性廢棄物管理之輻射管制，如附件 10-18-1-A。 2. 輻射監測儀器已列示於表 10-29，個人輻射監測設備已列示於表 10-30。 3. 除役期間對於前兩階段具有空浮產生可能之作業，通風過濾系統將照常運作以防止放射性廢氣造成人員曝露。 4. 於原頁碼 10-53 修訂報告為： (2)核一廠除役輻射防護管理委員會之組成 依輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準第十二條第一項規定，設置七人以上輻射防護管理委員會，本廠輻射防護管理委員會之委員由下列人員組成： A.核一廠廠長或其指定之代理人。 B.保健物理組經理、保健物理組課長及至少二名以上相關專職輻射防護人員。 C.經核一廠廠長指定擔任之各技術組(輻射作業單位)等部門主管(或代理人)。 輻射防護管理委員會應至少每六個月開會一次。修正如附件 10-18-4-A。 5. 已增加報告第三節(十)放射性廢棄物管理之輻射管制，如附件 10-18-5-A。 6. 於報告 10-64 修訂為「... 依相關規定定期校驗。...」。如附件 10-18-6-A。 7. 刪除原頁碼 10-77 誤植之表 10-33 字樣。如附件 10-18-7-A。
審結意見
同意第 1 回合審查意見回復說明。

意見編號	10-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	第十章	10-62、10-64	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「...存放，惟高污染(阿伐 $>37\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$ ；貝他/加馬 $>370\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$)...」，請修正。					
2. 「...染程度經拭跡取樣，若阿伐非固著性污染超過 $1\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$ ；...」，請修正。					
3. 「...加馬非固著性污染超過 $2\text{ Bq}/100\text{ cm}^2$ 時，...」，請修正。					
4. 「...下列各項輻射監測儀器及加馬、中子輻射劑量率量測儀器、 α 、 β /污染偵測儀器.....」，建議刪除” <u>下列</u> ”二字。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。修訂頁碼 10-62 共計 4 處科學符號排版錯誤處。如附件 10-19-A。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

第十一章 環境輻射監測(共 22 項)

意見編號	11-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	11		結案
第 1 回合審查意見					
1. 本章建議分廠區內(監測區)、廠外環境各別編寫。 2. 請說明環境偵測所參酌的因子如氣象資料等等是從那些調查資料而得？(廠內、廠外的輻射來源不同，環境條件也有差異須指明) 3. 請以製表的方式列明監測項目，試樣種類，取樣站數，取樣頻次，取樣地點(應以地圖標示)，取樣方法，分析方法及重要之附記。 4. 環境試樣取樣種類須依主管機關之規定。廠內之偵測項目除直接輻射之偵測、試樣取樣與放射核種分析外尚須包含<u>氣象觀測作業</u>。廠外之偵測項目須包含<u>落塵收集作業</u>。 5. 請說明各類監測方法之佈點或取樣點的安排，可收集到樣品的濃度具有代表性。 6. 請說明試樣保存時間，品質保證執行方法，環境試樣放射性分析之預警措施(包括記錄基準及調查基準)，本章環測計畫如有變更，應提前提報之時程。 7. 本章環測相關偵測與分析紀錄之保存期限，各項環測報告之提報時程與保存期限等，均應明確列出年限。 8. 請說明本章環測(分廠內、廠外)之執行單位？，並說明是否經過主管機關指定機構之認證？ 9. 每年之廠外環境輻射監測計畫，應說明需事先經主管機關審查核可。 10. 廠內之偵測項目除直接輻射之偵測、試樣取樣與放射核種分析外尚須包含<u>氣象觀測作業</u>。廠外之偵測項目須包含<u>落塵收集作業</u>。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。本章依據「核子反應器設施除役計畫審查導則」章節規定編寫，故將廠外環境與廠區內(監測區)輻射監測合併撰寫。 然經檢討，核能設施廠區監測區雖與環境相接，但監測區內環境試樣之監測目的係為掌握輻射工作場所內之輻射狀況並有效防止污染擴散至環境，而非直接與民眾有關，故兩區域之輻射監測應有所區別，故擬依審查委員意見將廠區內(監測區)、廠外環境各別編寫。本章節仍保留廠外環境輻射監測以法規要求基本量呈現，在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，					

依最新核准之環境輻射監測計畫執行。廠區內(監測區)輻射監測內容將移至第十章，依輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則規定撰寫，未來將配合除役進度適時修訂廠內輻射監測執行內容，確實達成輻射監測之目的。

2. 環境偵測所參酌的因子如氣象資料是依長期氣象觀測之結果，執行氣象觀測作業蒐集包括風向、風速、氣溫、大氣穩定度、降雨量等氣象資料。又分為廠內即時氣象資料蒐集及廠外即時氣象資料：
 - (1) 廠內氣象觀測系統，配合高塔煙囪與廠房屋頂之放射性廢氣排放口高度，分別於高塔煙囪及廠房北側平地各設高、低兩座氣象鐵塔，長期記錄電廠廠區氣象資料。
 - (2) 廠外即時氣象資料係透過網際網路連結中央氣象局，由其觀測系統網頁，查得核能一廠附近如淡水、三芝或陽明山等氣象觀測站測得之風向、風速與溫度，以確認與佐證電廠之監測數據。
3. 環境監測項目，試樣種類，取樣站數，取樣頻次及取樣地點(應以地圖標示)，取樣方法，分析方法將考量除役各階段特性依照環境輻射監測規範及相關規定辦理。為使能符合實際除役作業，在實際執行除役作業時，每年11月前會各別考量實際除役作業進度，撰寫環境輻射監測計畫，內容完整包含各項圖表，送主管機關審查核可後執行。
4. 廠內之偵測項目包含氣象觀測作業，核一廠內氣象觀測系統，配合高塔煙囪與廠房屋頂之放射性廢氣排放口高度，分別於高塔煙囪及廠房北側平地各設高、低兩座氣象鐵塔，長期記錄電廠廠區氣象資料。廠外之偵測項目已包含落塵收集作業，廠區外設有落塵站1站，位於放射試驗室，參見附錄11.A。
5. 核一廠環境輻射監測計畫廠區外各類監測方法之佈點或取樣點的安排，考量了氣象資料、釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式、人口分布與居住狀況、土地利用、排放口位置、海流狀況、其他經主管機關指定之因子，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(如：下風向)的地區建立監測站及取樣點，並在距離核一廠較遠之適當地區設立對照站。廠區內視作業性質、輻射防護計畫及執行情況，選適當地點及監測頻次，實施定期或連續性輻射及放射性污染監測。選擇之樣品具代表性。
6. (1)環境試樣之保存型態及保存時間，係依據原能會頒佈之「環境輻射監

測規範」中之規定辦理：沉積物試樣(土壤、岸砂)保存 5 年，其他試樣保存 1 年，保存型態為乾燥物或灰化物。並需有完整品管文件存查。

- (2)為使各項作業達到最穩定及最理想之工作狀況，對各項作業均訂有標準作業程序書及品質管制作業程序書，除嚴格管制計測儀器的背景及效率值外，並以空白分析、複樣分析及參考試樣分析等方式，維持分析品質。本公司放射試驗室自 88 年 1 月起即獲得中華民國實驗室認證體系(現在改稱「全國認證基金會」)之游離輻射測試領域「環境試樣放射性核種分析」6 項認可證書，並於 97 年起增項獲得 17 項認可證書(全國認證基金會 TAF 0068)。
 - (3)依據「環境輻射監測規範」，撰寫環境試樣放射性分析之預警措施基準於本章表 11-2。
 - (4)環境輻射監測計畫如有變更，應在每年度提報下一年度之環境輻射監測計畫時，將變更之內容列於計畫中，依規定送主管機關審查。
7. (1)除役作業廠區外環境監測數據保存年限：依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A.環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；B.放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止；C.環境輻射監測季報應保存 3 年，環境輻射監測年報應保存 10 年。但可以電子檔或光碟片等方式延長保存期限以備查。
- (2)廠區內環境監測數據保存年限：依現行相關法規與輻射防護計畫規定辦理，但可以電子檔或光碟片等方式儘量延長保存期限(廠區內輻射監測系統及高壓游離腔等數據均儲存於電腦系統內供即時監控與查詢，並每年將數據檔燒錄光碟片備份)以備查。
- (3)環境監測結果提報方式依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 21 條的規定，每季結束後二個月內，提報環境輻射監測季報；每年結束後三個月內，提報環境輻射監測年報，以符合法規要求。
8. 環境監測執行單位：
- (1)廠區外由本公司放射試驗室執行，核一廠放射試驗室環測組自 88 年 1 月起即獲得中華民國實驗室認證體系(現在改稱「全國認證基金會」)之游離輻射測試領域「環境試樣放射性核種分析」6 項認可證書，並於 97 年起增項獲得 17 項認可證書(全國認證基金會 TAF L0068)。
 - (2)廠區內由保健物理組執行，並可委託經全國認證基金會認可之實驗室執行樣品之計測。

9. 本章之一、設站選擇依據之第二段(P11-1)已說明：依原能會「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第十九條修正草案：設施經營者實施環境輻射監測應依下列規定，先檢具環境輻射監測計畫，報請主管機關核准後實施： (1)運轉前3年，設施經營者應提報環境輻射監測計畫，並進行至少2年以上環境輻射背景調查。 (2)運轉、停役、除役期間與除役後3年，應於每年11月1日前提報下年度之環境輻射監測計畫。 10.廠內之偵測項目包含氣象觀測作業，核一廠內氣象觀測系統，配合高塔煙囪與廠房屋頂之放射性廢氣排放口高度，分別於高塔煙囪及廠房北側平地各設高、低兩座氣象鐵塔，長期記錄電廠廠區氣象資料。 廠外之偵測項目已包含落塵收集作業，廠區外設有落塵站1站，位於放射試驗室，參見附錄11.A。					
第2回合審查意見					
本章仍請依據「核子反應器設施除役計畫審查導則」章節規定編寫，將廠外環境與廠區內(監測區)輻射監測撰寫於本章。有關第1回合審查意見回復說明1、3、6. 並列為重要管制事項。					
第2回合審查意見回復					
1. 謝謝委員，依審查意見辦理。本章內容維持原本依據「核子反應器設施除役計畫審查導則」章節規定撰寫，文中各項工作規劃包含廠外環境與廠區內(監測區)輻射監測。					
審結意見					
同意第2回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	11.1	11-1	結案
第 1 回合審查意見					
本章說明核一廠”除役期間”之環境輻射監測規劃，大部分內容應延續目前運轉時期的環境輻射監測計畫，建議利用表格或段落特別說明二者差異之處。					
第 1 回合審查意見回復					
除役期間之環境輻射監測規劃：					
(1)停機過渡階段					

兩部機組停止運轉後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。(如 Mn-54、Co-58、Cr-51、Fe-59、Zr-95 及 Nb-95)。短半化期之碘族核種減少(如 I-131 及 I-133)、H-3 排放每年迅速減少，故隨著除役的執行，上述核種排放對環境劑量貢獻將逐漸減少。雖然放射性廢水與廢氣之排放數量，已較例行運轉時減少許多，但仍有部分系統持續進行除污與洩水作業，不排除放射性物質可能透過空氣或水等介質排放至環境中的發生機率，故仍須持續監測環境中放射性污染之分布情形，以確保民眾接受輻射劑量符合法規限值。熱發光劑量計、土壤與岸砂試樣，係用來監測空氣與水中加馬核種所累積之體外劑量；而高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)與空氣取樣，係用來即時監測空氣中輻射污染狀態，故上述監測項目之取樣頻度則與例行運轉期間維持相同，以便即時或長期監測環境中輻射污染狀況，其餘監測項目(水樣、生物樣與指標生物)之部分取樣頻次，依照例行運轉期間規模調整。

廠區內則依照運轉期間之規劃執行。

(2)除役拆廠階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較高放射性污染組件或設備，拆除過程將同時產生大量粉塵或除污後廢水，相較於停機過渡階段，此階段將可能產生較大量的放射性物質。但考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體及液體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放量，皆較例行運轉中的電廠少，但為保守起見，除役拆廠階段廠區外之環境輻射監測項目與取樣頻度，將採用與例行運轉期間相同之環境監測項目與取樣頻度。

廠區內則針對將拆除的廠房系統及設備之區域的周圍於適當地點增加輻射監測及取樣頻度(包括反應器及其內部組件拆除、汽機廠房大型組件拆除、用過核子燃料池拆除及一次圍阻體拆除等較高放射性污染組件或設備，在拆除過程將產生大量粉塵或除污後廢水)，以確保拆除期間環境之輻射安全。

(3)廠址最終狀態偵測階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較低放射性污染的組件或設備，且拆除過程中所產生粉塵或除污後廢水數量，相較於除役拆廠階段皆已大幅減少。因此廠址周圍半徑 5 km 範圍外的取樣點，除了保留新北市萬里區萬里國小及金山區金美國小，兩處人口密集地區高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)環境輻射監測，以及各環境試樣於宜蘭與龜山訓練所設立對照站之外，其餘則取消廠址周圍半徑 5 km 範圍外環境試樣之取樣工作。

廠區內為確保作業環境輻射安全，對前述之區域(聯合結構廠房與汽機廠房、其他系統、設備之拆除及其他建物之除污等較低放射性污染的組件或設備)，於適當地點亦應增加輻射監測及取樣頻度。

(4)廠址復原階段

含放射性污染之組件、設備或建物，均已於廠址復原階段前拆除完畢，僅少部分非污染建物之拆除及地面復原工作仍在進行，因此，復原階段可能外釋的放射性物質將屬相當微量，但為避免除役期間無預警放射性物質排放，仍保留直接輻射即時量測(高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔))，以及空浮微粒定期取樣監測。

除役作業各階段廠區外之環境輻射監測項目、試樣種類、取樣站數、頻次及各取樣站位置、分析方法將考量各階段特性依照環境輻射監測規範辦理，在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，依最新核准之環境輻射監測計畫執行。如附件 11-02-A。

審結意見

同意第 1 回合審查意見回復說明，並列為重要管制事項。

意見編號	11-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	11.1	11-4	結案
第 1 回合審查意見					
審查本章第二節有關放射化學分析與放射性核種活度計測，提及：「... 3.單一核種分析：包括 Pu -239、Sr -89 及 Sr -90、氚及碘-131 等放射性核種活度分析。...」 請說明核種選擇的考量。Sr -89 的半衰期只有 50 天，碘-131 的半衰期更只有 8 天，除役期間已經沒有分裂產物再產生的可能性，為何需要列於”除役期間”之環境輻射監測規劃？為何不監測 Co-60？考量報告中出現多次假設核種均為 Co-60 作為分析基礎。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。核種的考量主要考慮除役期間排放及在環境中存在的 可能性、對生態系及食物鏈的貢獻、對劑量評估結果的影響等因素，所謂的 單一核種分析主要指的是需要先進行化學前處理才能量測的核種，例如					

純阿伐或純貝他核種。
2. 確實停機後已經沒有分裂產物再產生的可能性，考量 Sr-89 及碘-131 等核種的半化期較短，規劃在除役停機過度階段持續監測再視實際量測結果，每年檢討修訂是否持續偵測，並於再下一年度之環境輻射監測計畫中提出規劃說明。
3. Co-60 確實為除役的關鍵核種之一，在環測樣品的加馬能譜分析中已包含 Co-60 核種。
審結意見
同意第 1 回合審查意見回復說明，說明 2.並列為重要管制事項。

意見編號	11-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	11	11-3	結案
第 1 回合審查意見					
第 5 行提及除役期間之環境輻射監測項目與頻次，將隨著除役工作逐漸推進，依據可能的輻射曝露途徑而隨之調整，請說明環境輻射監測計畫如變更，應提前提報之時程。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。環境輻射監測計畫如有變更，應在每年度提報下一年度之環境輻射監測計畫時將變更之內容列於計畫中，依規定送主管機關審查。					
第 2 回合審查意見					
同意回復說明。請於本章之本文中明確列入「環境輻射監測計畫如有變更，應在每年度提報下一年度之環境輻射監測計畫時將變更之內容列於計畫中，依規定送主管機關審查。」敘述，並列為重要管制事項。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。已於本文之二、(一)1.中敘明。如附件 11-04-B。					
審結意見					
同意第 2 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	11	11-4	結案
第 1 回合審查意見					
關於(四) 紀錄與試樣保存，環境輻射監測相關紀錄的保存期限應有明確的規定，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A.環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；B.放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止；C.環境輻射監測季報應保存 3 年，環境輻射監測年報應保存 10 年。請於除役計畫書中加以詳述。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。本章之二、(四)紀錄與試樣保存已說明：依規定保存年限存放。即依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A.環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；B.放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止；C.環境輻射監測季報應保存 3 年，環境輻射監測年報應保存 10 年。如附件 11-05-A。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	11	11-4	結案
第 1 回合審查意見					
關於(五) 民眾劑量估算，請敘明環境輻射監測有關人口分布、土地利用、設施當地居民生活、攝食量及飲食習慣等評估民眾劑量所需之重要參數所引用之調查報告(五年內)。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 感謝審查委員意見。人口分佈：依 103 年度調查資料核一廠所在地為新北市石門區乾華里，5 km 範圍內主要涵蓋石門區及金山區之部分地區，103 年統計資料顯示石門區共計有山溪里 1,078 人、茂林里 759 人、草里里 1,170					

人、乾華里 410 人、富基里 1,663 人、石門里 1,910 人、尖鹿里 1,886 人及老梅里 2,618 人等 8 個里，金山區共計有永興里 672 人及西湖里 228 人，各里總人口數為 12,394 人。

2. 核一廠廠址鄰近地區的地理環境及土地利用：核一廠位於新北市石門區內，石門區山巒重疊，為大屯火山群彙發源支脈，由南向北延伸，平原狹小成帶狀，除沿岸土壤較肥沃外，其餘均極貧瘠；河川均導源於大屯山，北流注入東海，計有下員坑溪、老梅溪、石門溪、阿里磅溪、阿里荖溪等。核一廠北面有淡金公路經過，東西側則為通往茂林里及尖鹿里的產業道路，由於土壤貧瘠不利農耕，本地居民多以種茶為主。
3. 關鍵地區居民生活飲食習慣調查：由於核能設施鄰近地區農漁牧生產收穫期、產量，以及居民生活習慣和各類飲食使用量等係民眾劑量評估的重要參數，因此，環境監測作業亦參考最近 5 年調查所得的當地居民生活環境與飲食習慣調查結果設立監測站。引用之調查報告為世新大學，台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫，核一廠調查成果報告，103 年。

第 2 回合審查意見

請明確將民眾劑量估算之重要參數所引用之調查報告(台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查報告)於本章之本文中敘明。

第 2 回合審查意見回復

謝謝委員，依審查意見辦理。已於本文之二、(五)中敘明。如附件 11-06-B。

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見 編號	11-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	11	11-5	結案

第 1 回合審查意見

對環境監測結果之提報應有明確之規定(每季結束後二個月內，提報環境輻射監測季報；每年結束後三個月內，提報環境輻射監測年報)，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 21 條的規定。請詳列於除役計畫相關章節中。

第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。本章之二、(七)監測結果陳報已說明：核一廠除役作業環境輻射監測結果，按季及年彙總整理後，依原能會規定之報告格式製作成報告，定期陳報原能會。依審查委員建議在本文中詳述環境監測結果之提報於每季結束後二個月內，提報環境輻射監測季報；每年結束後三個月內，提報環境輻射監測年報，以符合「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 21 條的規定。如附件 11-07-A。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-2	結案
第 1 回合審查意見					
(一)考量因素之第 8 行文字「並在距離核一廠較遠之適當地區設立對照站」。根據 11-A 廠區外取樣站之詳細方位與距離表中，選定宜蘭地區為對照站；在附錄 11.B 第十項其他亦有說明在宜蘭地區設置各類試樣對照站之目的，本節內容應與表單或附錄所示一致。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。本文「並在距離核一廠較遠之適當地區設立對照站」為原則性說明應設立對照站，實際之位置於附錄中說明，未來若取樣位置有更動，將於環境輻射監測計畫中說明，且環境輻射監測計畫每年依規定送主管機關審查。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明，並列為重要管制事項。					

意見編號	11-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-3	結案
第 1 回合審查意見					
廠區內外空浮微粒放射性碘分析，係以活性碳濾罐收集空氣樣品進行加馬能譜分析，在「(三)放射化學分析與放射性核種活度計測」項目，並無相關文字說明，僅在單一核種分析項出現「碘-131」，但它可能是奶樣或其他樣品監					

測的目標核種，本節內容應清楚說明廠區內外空浮微粒放射性碘分析的做法及各核種之分析方法。區內外予以區隔，目錄 11-B 的標題亦一併修正。

第 1 回合審查意見回復

感謝審查委員意見。廠區內外空浮微粒核種分析包括有放射性碘、總貝他及其它加馬核種；放射性碘分析係以活性碳濾罐收集空氣樣品，直接以純鍺偵檢儀計測，總貝他核種分析以濾紙取樣後，以低背景比例偵檢儀計測，加馬核種分析以濾紙直接計測加馬核種。

廠區外之放射性碘分析除了空浮樣品，另外針對生物樣品如牛、羊奶試樣執行放射性碘活度分析，分析方法將樣品經 2 次陰離子交換樹脂之吸附後，再利用加馬能譜分析系統度量碘核種活度。修正目錄及附錄 11-B 標題如附件 11-09-A。

第 2 回合審查意見

同意回復說明。惟請台電公司補充說明，回復內容應載入(三)放射化學分析與放射性核種活度之項目內容中，以清楚說明台電公司的具體做法。

應於本章(三)節內容清楚敘明廠區內外空浮微粒放射性碘分析的做法及各核種之分析方法。

第 2 回合審查意見回復

謝謝委員，依審查意見辦理。已於本文之二、(三)中敘明。如附件 11-09-B。本公司分析方法皆依照本公司作業程序書進行，程序書亦會依據法規或除役現況進行修正，下列為本公司目前採用之方法：

1. 廠區內外空浮微粒核種分析包括有放射性碘、總貝他及其它加馬核種：放射性碘分析係以活性碳濾罐收集空氣樣品，直接以純鍺偵檢儀計測；總貝他核種分析以濾紙取樣後，以低背景比例偵檢儀計測；加馬核種分析則以濾紙直接計測加馬核種。
2. 除總貝他、加馬能譜分析外，單一核種分析方法如下：
 - (1) 銈-89 及銈-90 核種活度分析：水樣、空氣微粒及生物試樣等環境試樣，經高溫灰化後，以濃硝酸消化(Digestion)；消化液經草酸鹽、硝酸銈沈澱步驟純化後，再利用液體閃爍計測系統 2 次度量試樣的謝倫可夫輻射(Cerenkov Radiation)計數率，最後再以數學公式計算出銈-89 及銈-90 核種活度。
 - (2) 氚核種活度分析：海水、淡水試樣經直接蒸餾法純化後，加入閃爍液均勻混合，再利用液體閃爍計測系統度量氚核種活度。
 - (3) 銻-239 核種活度分析：土壤試樣，經高溫灰化後，以適量硝酸消化；消化液經離子交換樹脂、加熱濃縮步驟純化後，再將銻核種電鍍至不鏽鋼片上，最後以阿伐能譜分析儀計測活度。
 - (4) 碘-131 核種活度分析：牛、羊奶試樣經 2 次陰離子交換樹脂之吸附後，再利用加馬能譜分析系統度量碘-131 核種活度。

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	11-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-3	結案
第 1 回合審查意見					
在單一核種分析內容有 Pu-239 的放射核種活度分析，但在附錄 11-A、附錄 11-B、附錄 11-C 中並無相關取樣點或試樣別須進行 Pu-239 核種分析的相關說明。					
第 1 回合審查意見回復					

感謝審查委員意見。Pu-239 的放射核種活度分析為取土壤樣品進行分析，於附錄 11-A 中已標示位置即乾華民宅，石崩山二站。於附錄 11-B 中補充文字說明：Pu-239 核種分析是為監測用過核子燃料的貯存，取乾華民宅土壤 1 站執行；另取石崩山土壤 1 站執行 Pu-239 核種分析，作為背景比較。如附件 11-10-A。
第 2 回合審查意見
請台電公司說明，為何選定石崩山土壤執行 Pu-239 核種分析，作為用過核燃料中期貯存場所(乾華民宅)背景站的緣由。
第 2 回合審查意見回復
土壤 Pu-239 核種分析取乾華民宅(方位:南南西、距離:0-1 km)、石崩山(方位:西南西、距離:2-3 km)二站做為除役前背景資料收集站(主要考量因素為下風方向)。已於附錄 11-B 之七修正文字說明。如附件 11-10-B。
審結意見
同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	11-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-4	結案
第 1 回合審查意見					
監測結果依規定保存年限存放，應將「規定保存年限」清楚說明，如同試樣保存所述之內容，清楚界定年限。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。					
(1) 除役作業廠區外環境監測數據保存年限：依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定：A.環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存 3 年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存 10 年；B.放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止；C.環境輻射監測季報應保存 3 年，環境輻射監測年報應保存 10 年。但可以電子檔或光碟片等方式延長保存期限以備查。					
(2) 廠區內環境監測數據保存年限：依現行相關法規與輻射防護計畫規定辦					

理，但可以電子檔或光碟片等方式儘量延長保存期限(廠區內輻射監測系統及高壓游離腔等數據均儲存於電腦系統內供即時監控與查詢，並每年將數據檔燒錄光碟片備份)以備查。如附件 11-11-A。
第 2 回合審查意見
廠區內環境監測數據保存年限，依現行相關法規與輻射防護計畫規定辦理。請問現行規定為何?能否清楚說明(如同場外)，並載於文件中。
第 2 回合審查意見回復
依據核一廠 907 程序書，廠區內環境監測數據保存年限為三年。已於本文二、(四)、1.(2)中敘明。如附件 11-11-B。
審結意見
同意第 2 回合審查意見回復說明，惟對於法規未明訂之文件紀錄，則依本除役計畫第 15 章之要求辦理。

意見編號	11-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-5	結案
第 1 回合審查意見					
依規定設施經營者必須進行至少二年以上環境背景輻射調查，參考文獻第 4 項僅有 66 年「核一廠運轉前背景測量報告」。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。參考文獻所列之「核一廠運轉前背景測量報告」內容為核一廠運轉前委託清華大學執行運轉前環境輻射調查，調查期間為 60-65 年，並於 66 年出版。					
第 2 回合審查意見					
同意回復說明。仍請台電公司在參考文獻內容應書寫清楚，避免誤解。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。如附件 11-12-B。					

審結意見					
同意第 2 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-5	結案
第 1 回合審查意見					
第 8 項「核一廠輻射防護計畫」之前，應加上「台灣電力公司」字樣，與第 4 項及第 5 項的寫法一致。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。修正如附件 11-13-A。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-14	結案
第 1 回合審查意見					
附錄 11-B 的標題應增加「廠區外」字樣，與附錄 11-C 標題「廠區內」予以區隔，目錄 11-B 的標題亦一併修正。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。修正如附件 11-14-A。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-14	結案
第 1 回合審查意見					
環境直接輻射，佈置硫酸鈣(銦)粉末之熱發光劑量計，請確認是否與現況相符。					
第 1 回合審查意見回復					

感謝審查委員意見。經確認本章撰寫時執行環境直接輻射，確實使用硫酸鈣(鈹)粉末之熱發光劑量計(TLD)，但自 105 年度起本公司變更 TLD 偵測型式，由硫酸鈣粉末改為硫酸鈣晶片。
第 2 回合審查意見
建議除役計畫內文修正。
第 2 回合審查意見回復
謝謝委員，依審查意見辦理。已於附錄 11-B 之(一)中修正說明。 如附件 11-15-B。
審結意見
同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見編號	11-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	11	11-16	結案
第 1 回合審查意見					
空氣活度監測之(3)項，每週定期更換濾紙及活性碳濾罐，並進行核種分析。請確認是否每一試樣皆進行核種分析。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。經確認空氣活度監測包括濾紙及活性碳濾罐取樣，每週定期更換樣品後，濾紙計測總貝他及加馬核種，活性碳濾罐收集活性碳匣後執行加馬核種分析。					
第 2 回合審查意見					
依據表 11-1 之備註 1 內容，空浮微粒分析以總貝他分析為主，每季則應執行加馬核種分析。請台電公司說明，每週更換的抽氣濾紙進行總貝他分析，當分析結果超過 4 毫貝克/立方公尺，才執行加馬核種分析。或是每週更換的抽氣濾紙同時進行總貝他分析及加馬核種分析?確認證做法後，修正空氣活度監測之(3)項內容。					
第 2 回合審查意見回復					
1.當分析結果超過 4 mBq/m ³ ，才執行加馬核種分析，這是指放射試驗室執行核電廠廠區外環境試樣之作法。					
2.核電廠內廠區試樣由電廠保健物理組執行，此部分作法，本公司總處已於					

105 年 3 月要求各廠統一，目前核一廠程序書已修訂如下：

空氣微粒正常情況以連續抽氣取樣方式每週進行總貝他活度及加馬能譜分析一次。為避免受短半化期天然核種之干擾，空氣樣品應先靜置 24 小時後，再進行計測作業。空氣樣濾紙量測，取樣後總貝他若未超過 36.9 Bq/m^3 (監測區空氣監測管制及因應行動查驗基準：Co-60 $\text{DAC} \times 0.03$)，可累積四週樣品後作一次性加馬能譜分析；活性碳濾罐量測作業，考量 I-131 半衰期較短，應每週作加馬能譜分析。

3.依審查意見修訂附錄 C 之三、空氣活度監測之(3)項內容。如附件 11-16-B。

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明。

意見 編號	11-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A16、A17	11	11-3	結案

第 1 回合審查意見

於 11-3 頁(一)環境試樣取樣及頻度分析作業第 1 點請詳細說明停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原，各階段的環境輻射監測方法之差異性分析(釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式、排放口位置等因素);於 11-3 頁(一)環境試樣取樣及頻度分析作業第 1 點第三行未說明隨著每階段除役工作的推進及輻射曝露途徑的改變如何調整監測項目、頻次等的環境輻射監測調整原則及除役計畫中僅列出 104 年度環境監測站，未說明除役期間監測站點具體規劃。

第 1 回合審查意見回復

感謝審查委員意見。

除役期間之環境輻射監測規劃：

(1)停機過渡階段

兩部機組停止運轉後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。(如 Mn-54、Co-58、Cr-51、Fe-59、Zr-95 及 Nb-95)。短半化期之碘族核種減少(如 I-131 及 I-133)、H-3 排放每年迅速減少，故隨著除役的執行，上述核種排放對環境劑量貢獻將逐漸減少。雖然放射性廢水與廢氣之排放數量，已較例行運轉時減少許多，但仍有部分系統持續進行除污與洩水作業，不排除放射性物質可能透過空氣或水等介質排放至環境中的發生機率，故仍須持續監測環境中放射性污染之分布情形，以確保民眾接受輻射劑量符合法規限值。熱發光劑量計、土壤與岸砂試樣，係用

來監測空氣與水中加馬核種所累積之體外劑量；而高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)與空氣取樣，係用來即時監測空氣中輻射污染狀態，故上述監測項目之取樣頻度則與例行運轉期間維持相同，以便即時或長期監測環境中輻射污染狀況，其餘監測項目(水樣、生物樣與指標生物)之部分取樣頻次，依照例行運轉期間規模調整。

廠區內則依照運轉期間之規劃執行。

(2)除役拆廠階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較高放射性污染組件或設備，拆除過程將同時產生大量粉塵或除污後廢水，相較於停機過渡階段，此階段將可能產生較大量的放射性物質。但考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體及液體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放量，皆較例行運轉中的電廠少，但為保守起見，除役拆廠階段廠區外之環境輻射監測項目與取樣頻度，將採用與例行運轉期間相同之環境監測項目與取樣頻度。

廠區內則針對將拆除的廠房系統及設備之區域的周圍於適當地點增加輻射監測及取樣頻度(包括反應器及其內部組件拆除、汽機廠房大型組件拆除、用過燃料池拆除及一次圍阻體拆除等較高放射性污染組件或設備，在拆除過程將產生大量粉塵或除污後廢水)，以確保拆除期間環境之輻射安全。

(3)廠址最終狀態偵測階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較低放射性污染的組件或設備，且拆除過程中所產生粉塵或除污後廢水數量，相較於除役拆廠階段皆已大幅減少。因此廠址周圍半徑 5 km 範圍外的取樣點，除了保留新北市萬里區萬里國小及金山區金美國小，兩處人口密集地區高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)環境輻射監測，以及各環境試樣於宜蘭與龜山訓練所設立對照站之外，其餘則取消廠址周圍半徑 5 km 範圍外環境試樣之取樣工作。

廠區內為確保作業環境輻射安全，對前述之區域(聯合結構廠房與汽機廠房、其他系統、設備之拆除及其他建物之除污等較低放射性污染的組件或設備)，於適當地點亦應增加輻射監測及取樣頻度。

(4)廠址復原階段

含放射性污染之組件、設備或建物，均已於廠址復原階段前拆除完畢，僅少部分非污染建物之拆除及地面復原工作仍在進行，因此，復原階段可能外釋的放射性物質將屬相當微量，但為避免除役期間無預警放射性物質排放，仍保留直接輻射即時量測(高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔))，以及空

浮微粒定期取樣監測。

除役作業各階段廠區外之環境輻射監測項目、試樣種類、取樣站數、頻次及各取樣站位置、分析方法將考量各階段特性依照環境輻射監測規範辦理，在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，依最新核准之環境輻射監測計畫執行。如附件 11-17-A。

第 2 回合審查意見

1. 除役各階段之環境輻射監測如有調整(項目、頻率、點次...等)，仍需注意是否符合環境輻射監測規範之最低要求。
2. 除役拆廠階段可能產生大量廢水及粉塵，建議配合實際拆除方式及廢液廢水排放方式(有無新增排放口或排放管道)，作為廠區外環境監測調整之方向。
3. 目前除役各階段廠區外所規劃之環境輻射監測項目與取樣頻度，是否足夠保守。

第 2 回合審查意見回復

1. 謝謝委員，依審查意見辦理。
2. 謝謝委員，依審查意見辦理。
3. 除役各階段廠區外所規劃之環境輻射監測項目與取樣，考量各階段特性依照環境輻射監測規範辦理；每一階段皆能符合環境輻射監測規範之最低要求，足夠保守。且在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度，撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，依最新核准之環境輻射監測計畫執行。能符合實際之除役現況。

審結意見

同意第 2 回合回復說明，說明 3.並列為重要管制事項。

意見編號	11-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A16	11	11-5	結案
第 1 回合審查意見					
參考文獻格式寫法，請參照 103 年環境輻射監測計畫審查會會議紀錄說明重新修正。					

第 1 回合審查意見回復					
感謝審查委員意見。本計畫各章之參考文獻均採用一致的格式，建請維持現狀。此請委員諒查。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A17	11		結案
第 1 回合審查意見					
環境輻射監測規範第三條規定：環境輻射監測之範圍應參考氣象資料、放射性核種類別、人口分布.....等因子，請具體說明相關參數調查研究時程。					
第 1 回合審查意見回復					
本公司每五年進行乙次電廠附近人口分布、土地利用、當地居民生活、攝食量及飲食習慣等評估民眾劑量所需之重要參數調查，並提報本廠廠址環境民眾劑量評估參數調查報告送原能會。					
審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A16	11		結案
第 1 回合審查意見					
該章並未將「氣象資料」、「釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式」、「人口分布與居住狀況」、「土地利用」、「排放口位置」、「海流狀況」等項目納入。					
第 1 回合審查意見回復					
本章內文之一、設站選擇依據(一)考量因數：核一廠環境輻射監測計畫之設站，依據「環境輻射監測規範」之規定，已考量氣象資料、釋放核種類別、強度與氣、液體擴散模式、人口分布與居住狀況、土地利用、排放口位置、海流狀況、其他經主管機關指定之因子。					

審結意見					
同意第 1 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、A17	11		結案
第 1 回合審查意見					
請說明異常數據通報及處理流程(除役期間各階段之輻安預警措施)。					
第 1 回合審查意見回復					
除役期間異常數據通報及處理流程為：					
(1) 除役作業廠區外環境輻射監測結果，如達本公司放射試驗室程序書訂定之查驗值時，放射試驗室內部應進行查證作業，查證結果存檔備查，並於環測報告中說明。 如查出肇事原因係屬異常排放所致，需即刻以電話或傳真通知總處轉陳原能會；俟正式調查報告完成後函報原能會。 若監測結果確認達調查基準時，應於 2 小時內通報總處轉陳原能會，並擬定適當之查證計畫執行之，並於 30 天內將書面查證結果報原能會備查，查證試樣取樣時，視需要採拍照存證方式執行，並述明取樣時之環境狀況；					
(2) 除役作業廠區內輻安預警措施，依核一廠輻射防護計畫執行，如發現異常應依相關之作業程序陳報外，如發現監測值超過預警措施之調查基準時，應於 2 小時內以電話通報本公司核發處，24 小時內通報原能會，並於 30 天內以書面報告送原能會備查。					
第 2 回合審查意見					
建議將回復說明列於本章二(七)監測結果陳報章節中。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。如附件 11-21-B。					
審結意見					
同意第 2 回合審查意見回復說明。					

意見編號	11-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A16、A17	11		結案

第 1 回合審查意見

文件內容與該廠現行環境輻射監測計畫內容相比，過於簡略且未針對除役各階段輻射曝露途徑的改變訂定相對應之環境輻射監測方法。將請申請者依審查意見補充。

第 1 回合審查意見回復

除役期間之環境輻射監測規劃：

(1)停機過渡階段

兩部機組停止運轉後，已無核分裂反應，分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變。(如 Mn-54、Co-58、Cr-51、Fe-59、Zr-95 及 Nb-95)。短半化期之碘族核種減少(如 I-131 及 I-133)、H-3 排放每年迅速減少，故隨著除役的執行，上述核種排放對環境劑量貢獻將逐漸減少。雖然放射性廢水與廢氣之排放數量，已較例行運轉時減少許多，但仍有部分系統持續進行除污與洩水作業，不排除放射性物質可能透過空氣或水等介質排放至環境中的發生機率，故仍須持續監測環境中放射性污染之分布情形，以確保民眾接受輻射劑量符合法規限值。熱發光劑量計、土壤與岸砂試樣，係用來監測空氣與水中加馬核種所累積之體外劑量；而高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)與空氣取樣，係用來即時監測空氣中輻射污染狀態，故上述監測項目之取樣頻度則與例行運轉期間維持相同，以便即時或長期監測環境中輻射污染狀況，其餘監測項目(水樣、生物樣與指標生物)之部分取樣頻次，依照例行運轉期間規模調整。

廠區內則依照運轉期間之規劃執行。

(2)除役拆廠階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較高放射性污染組件或設備，拆除過程將同時產生大量粉塵或除污後廢水，相較於停機過渡階段，此階段將可能產生較大量的放射性物質。但考量除役期間與例行運轉期間之放射性氣體及液體排放來源之差異，依據 NUREG-0586 Supplement 1 報告 Table G-15，大部分除役中電廠，其放射性液體或氣體之排放量，皆較例行運轉中的電廠少，但為保守起見，除役拆廠階段廠區外之環境輻射監測項目與取樣頻度，將採用與例行運轉期間相同之環境監測項目與取樣頻度。

廠區內則針對將拆除的廠房系統及設備之區域的周圍於適當地點增

加輻射監測及取樣頻度(包括反應器及其內部組件拆除、汽機廠房大型組件拆除、用過燃料池拆除及一次圍阻體拆除等較高放射性污染組件或設備，在拆除過程將產生大量粉塵或除污後廢水)，以確保拆除期間環境之輻射安全。

(3)廠址最終狀態偵測階段

此階段所拆除組件或設備，係屬較低放射性污染的組件或設備，且拆除過程中所產生粉塵或除污後廢水數量，相較於除役拆廠階段皆已大幅減少。因此廠址周圍半徑 5 km 範圍外的取樣點，除了保留新北市萬里區萬里國小及金山區金美國小，兩處人口密集地區高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)環境輻射監測，以及各環境試樣於宜蘭與龜山訓練所設立對照站之外，其餘則取消廠址周圍半徑 5 km 範圍外環境試樣之取樣工作。

廠區內為確保作業環境輻射安全，對前述之區域(聯合結構廠房與汽機廠房、其他系統、設備之拆除及其他建物之除污等較低放射性污染的組件或設備)，於適當地點亦應增加輻射監測及取樣頻度。

(4)廠址復原階段

含放射性污染之組件、設備或建物，均已於廠址復原階段前拆除完畢，僅少部分非污染建物之拆除及地面復原工作仍在進行，因此，復原階段可能外釋的放射性物質將屬相當微量，但為避免除役期間無預警放射性物質排放，仍保留直接輻射即時量測(高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔))，以及空浮微粒定期取樣監測。

除役作業各階段廠區外之環境輻射監測項目、試樣種類、取樣站數、頻次及各取樣站位置、分析方法將考量各階段特性依照環境輻射監測規範辦理，在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，依最新核准之環境輻射監測計畫執行。如附件 11-22-A。

第 2 回合審查意見

1. 除役各階段之環境輻射監測如有調整(項目、頻率、點次...等)，仍需注意是否符合環境輻射監測規範之最低要求。
2. 除役拆廠階段可能產生大量廢水及粉塵，建議配合實際拆除方式及廢液廢水排放方式(有無新增排放口或排放管道)，作為廠區外環境監測調整之方向。
3. 目前除役各階段廠區外所規劃之環境輻射監測項目與取樣頻度，是否足夠保守。

第 2 回合審查意見回復

- | |
|---|
| <ol style="list-style-type: none">1. 謝謝委員，依審查意見辦理。2. 謝謝委員，依審查意見辦理。3. 除役各階段廠區外所規劃之環境輻射監測項目與取樣，考量各階段特性依照環境輻射監測規範辦理，並使能符合環境輻射監測規範之最低要求，足夠保守；且在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度，撰寫環境輻射監測計畫送主管機關審查核可後，依最新核准之環境輻射監測計畫執行，能符合實際之除役現況。 |
|---|

審結意見

同意第 2 回合審查意見回復說明，說明 3.並列為重要管制事項。

第十二章 組織及人員訓練(共 21 項)

意見編號	12-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	12		結案
第 1 回合審查意見					
1. 除役與拆除活動會帶來不同的風險，如何強化組織內核能安全知識，以適應這些改變，為一重要課題，計畫書中未詳細說明，請加以補充。					
2. 除役拆廠階段組織未考量國外專業包商(如 RPV 拆除、系統除污等)的加入，國外專業包商亦將對國內工作人員進行訓練，請加以補充。					
第 1 回合審查意見回復					
1.停機過渡階段之表 12-6 訓練課程「除役之輻射防護」及「勞工安全衛生」之課程內容，分別為「輻射概述、輻射的量與單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制」及「勞工安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中、後之自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等其他與勞工作業有關之安全衛生知識」，將灌輸員工對除役之風險意識，以及如何確保安全。					
2.本除役計畫未來將分包給國內外專業廠商執行，這些分包商目前不列在台電之組織架構中，但由表 12-9 可看出未來這些專業廠商對國內工作人員所進行之訓練項目。可能需要國外廠商對國內工作人員訓練的項目及課程內容摘錄如下：					
課程名稱		課程內容			
反應器內部組件之切割(採用模擬實體訓練)		反應器內部組件說明、主要切割設備簡介、設備操作程序說明、模擬實體訓練			
反應器內部組件切割後之裝桶(採用模擬實體訓練)		裝桶程序說明、模擬實體訓練			
反應器之切割與裝桶(採用		反應器簡介、主要切割設備說明、設備操			

模擬實體訓練)	作程序、模擬實體訓練
遙控設備操作(採用模擬實體訓練)	遙控設備簡介、設備操作程序、模擬實體訓練
放射性廢棄物之除污、減容、分類與裝桶	放射性廢棄物之放射性廢棄物之除污及減容設備簡介
混凝土牆面之除污技術	主要混凝土牆面除污技術簡介、主要除污設備說明、除污程序概述
大型組件拆除技術	大型組件特性說明、拆除設備簡介、拆除程序概述
切割技術演練	切割設備簡介及操作說明、切割技術演練
動火安全與申請程序	動火申請程序、動火現場作業程序
機具維護	各項機具之維修及保養說明
審結意見	
同意答覆。	

意見編號	12-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、F02、F03	12	12-1, 12-5	結案
第 1 回合審查意見					
1.各階段工作之任務編組敘述過於簡略，應詳細說明各編組人員配置數量，及對應之權責與資格。					
2.Page12-1 核安處負責除役計畫品質保證有關業務，係除役作業管理重要一環，除役計畫之組織規劃部分漏列了核安處，請修正。					
第 1 回合審查意見回復					

1.依據「核子反應器設施管制法」之規定，核能電廠應於預定永久停止運轉前3年，檢附除役計畫向主管機關提出除役申請。由於核一廠目前仍處於運轉狀態，除役各階段組織配置人員目前初步規劃約400、300、150及50人，本公司於核一廠除役前完成細部組織人力配置，並補充說明如附件12-002-1-A。
2.謝謝指正，已補充說明，如附件12-002-2-A。
第2回合審查意見
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。
第2回合審查意見回復
已修訂於除役計畫內。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	12	12-4	結案
第 1 回合審查意見					
台電核發處是否有專責部門負責監督核一廠除役作業與提供相關協助，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
本公司未來於核一廠除役前將指定專責部門負責監督核一廠除役作業。					
第 2 回合審查意見					
台電公司意指目前尚未規劃核發處負責之監督單位，因此相關組織之規劃時間點為何？請澄清說明。(A08)					
第 2 回合審查意見回復					
台電核後端處是核一廠除役計畫之主辦處。核發處做為核一廠營運之主管處，由現有各組室、各本權責提供專業協助並負責監督核一廠除役作業，目前並未另行設立專責單位。					
第 3 回合審查意見					
請台電公司將除役計畫第 12 章及第 15 章專責負責監督核一廠除役作業部門名稱統一。					
第 3 回合審查意見回復					
除役計畫第 12 章及第 15 章皆說明目前規劃核後端處是核一廠除役計畫之主					

辦處，負責除役相關工作之計畫管理；核發處為現行核一廠營運之主管處，各技術部門將持續提供專業協助並負責監督核一廠除役作業。謝謝委員提醒，未來視除役作業實際需要，相關監督部門若有變更，將注意部門名稱統一性。

審結意見

同意答覆。

意見編號	12-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、F21	1 2	12-7	結案
第 1 回合審查意見					
本計畫未明確說明承包商之責任，以及對其之指揮、監督、協調、諮詢及訓練協助之指導功能，請補充；各階段之重要工作亦請列出，並說明劃分情形。					
第 1 回合審查意見回復					
1.由於核一廠目前仍處於運轉狀態，各項除役相關作業尚未進行發包，本公司未來將依實際除役現場作業規劃，並依作業之專業性及技術性，分包給國內外專業廠商執行。未來各承包商應根據合約履行其責任，且受本公司之指揮、監督。					
2.有關除役各階段之重要工作，詳述於本計畫第一、二.(二).2 節及本計畫第六、一節，摘錄如下：					
(1) 停機過渡階段(第一階段)					
包含核一廠停止運轉且用過核子燃料自核反應器移至用過核子燃料池；建立燃料冷卻運轉策略，使其能維持安全的運作階段；興建用過核子燃料乾貯設施；興建低放射性廢棄物貯存庫。主要工作為：					
A.除役廠商招標作業					
B.除役停機作業					
C.除役系統與設備水電氣源切斷與隔離作業					
D.停機後現場輻射特性調查作業					
E.系統除污及洩水					
F.除役工程規劃(Engineering Planning)					
G.興建用過核子燃料乾貯設施					
H.興建低放射性廢棄物貯存庫					
I.其他					
(2) 除役拆廠階段(第二階段)					

重要組件拆除階段，主要工作為： A. 將用過核子燃料移至用過核子燃料乾貯設施 B. 汽機廠房大型組件拆除 C. 反應器壓力槽及其內部組件拆除 D. 反應器冷卻系統管路拆除 E. 用過核子燃料池拆除 F. 一次圍阻體拆除 G. 其他輻射污染系統及設備的拆除 H. 建物除污 I. 其他 (3) 廠址最終狀態偵測階段(第三階段) 包括廠址復原規劃、除役後之廠址最終狀態偵測計畫。主要作業包括： A. 聯合結構廠房拆除 B. 汽機廠房拆除 C. 廢氣廠房、修配大樓、新修配大樓等拆除範圍內之建物拆除 D. 廠址最終狀態偵測 E. 其他 (4) 廠址復原階段(第四階段) 包括除役後之其他建物拆除、綠地整治階段。主要作業包括： A. 拆除範圍外其他建物之拆除(若需要) B. 土地復原 C. 其他					
第 2 回合審查意見					
各項除役相關作業雖尚未進行發包，但未來將會有哪些作業須承包，承包商之條件等事項皆應有初步規劃，承包商之責任，以及對其之指揮、監督、協調、諮詢及訓練協助之指導功能亦應有原則性的腹案。請補充。(F21)					
第 2 回合審查意見回復					
未來核一廠除役相關作業，將以核一廠現有員工自辦工作比例極大化為原則，屆時若必需辦理發包之業務，會依各業務性質不同，於招標規範中詳細訂定承包商之責任。					
審結意見					
同意答覆。					

意 見	12-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		A08	12	12-8	結案
第 1 回合審查意見					
1. 除役過渡期間仍需使用之設備，其維護與測試週期將依據何項準則執行？請說明。 2. 福島事件後所增加之設備包含移動式設備，其維護與測試週期之依據為何？除役期間是否依現行規定進行，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 除役過渡期間仍需使用設備之維護與測試週期，依據本計畫第五章之內容，原則上維護法規(Maintenance Rule, 10 CFR 50.65)仍將適用，但設備本身維護計畫將視除役期間法規之適用性而定。 2. 依據第 1 項意見之說明，福島事件後所增加之設備包含移動式設備，於停機後，如經評估為用過核子燃料池運轉所需相關設備，原則上係沿用現有程序書 600 與 700 系列執行，但將視停機後評估結果及需要申請豁免或修改放寬。					
第 2 回合審查意見					
1. 台電公司針對除役過渡期間仍需使用設備之維護與測試週期，回復將依據維護法規，因此現有電廠之設備維護與測試程序書內容是否仍將維持不變與遵循，請說明。 2. 請台電公司評估福島事件後所增加之設備包含移動式設備，於停機後，如經評估為用過核子燃料池運轉所需相關設備，所述相關所需移動式設備有哪些？請列舉清單。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 原則上除役期間仍將以「核一廠現有設備維護與測試程序書」內現有程序為基礎，再依除役過程逐步刪除或修訂不適用部分。其修訂程序將先經如本計畫第五章所述之「系統評估及再分類小組」評估，再由「電廠除役審查委員會」審查定案後據以執行。 2. 本題與 05-012-1 第一次審查意見略同，且大會已於第 2 回合審查意見中同意答復說明。答復內容為： 除役計畫第五章規劃保留有關福島事故後強化之用過核子燃料池之三項補水設施，列舉如下： (1) 反應器廠房五樓南面牆另配置兩組水帶，由消防水箱接水帶；反應器廠房北側及東側室內之消防栓管線各配置一組水帶。上述四組水帶可直接注水進用過核子燃料池，注水流量為 500 gpm，亦可噴灑到用過核					

子燃料池。
(2) 增設兩條抗震 SSE 等級常備硬管式消防注水管路及噴灑系統，可直接從廠房外接消防車等注水工具或消防栓。其中一條直接注水進用過核子燃料池，注水流量為 500 gpm；另一條直接噴灑到用過核子燃料池，噴灑流量為 200 gpm。
(3) 抽水引接消防水車，並佈線接至機組廠房內，直接對用過核子燃料池補水；或打開二次圍阻體卡車雙重門，消防水車開進反應器廠房，拉水帶對用過核子燃料池補水。抽水引接點可由廠區南側第一抽水站取水口、乾華溪或小坑溪抽水。
第 3 回合審查意見
有關除役期間仍需使用之設備（包括福島事件後所增加之設備及移動式設備）之維護與測試，依除役計畫第五章承諾之維護法規及老化管理方案執行。
第 3 回合審查意見回復
謝謝委員提醒，有關除役期間仍需使用之設備，除役期間將依除役計畫第五章之維護計畫及老化管理方案執行。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、A04、A08 F10	12	12-10, 12-13, 12-17	結案
第 1 回合審查意見					
1.有關運轉人員資格，電廠於除役過渡期間，運轉員因須操作燃料吊運設備及控制室相關輔助設備之操作，並應具有處理燃料吊運、用過核子燃料池暫態等緊急事故能力，因此是否仍應保有適當之訓練與證照，請說明。 2.IAEA-NS-G-2.8- Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants 建議，完整的訓練應包含初次訓練及再訓練，除役計畫內未提及是否會定期辦理再訓練？頻次為何？請說明。 3.未來除役期間之運轉人員、燃料操作人員之資格與訓練計畫，請提報原能會核備。 4.廠方規劃停機過渡階段約 8 年後進入拆廠階段，勢必面臨有經驗的現場操作員退休之問題，對於除役拆廠階段仍需運轉之設備於操作上如何確保經驗傳承？請補充說明。 5.Page12-17 訓練時數未提，宜補充。					

第 1 回合審查意見回復

1. 將參考美國除役電廠之方式，於核一廠永久停機及燃料完全退出反應器壓力槽後，把燃料吊運操作員之資格要求及訓練計畫送主管機關核准。
2. 此乃目前運轉電廠之訓練方式。運轉電廠與除役電廠之訓練方式是有所不同：運轉電廠人員所面對的系統是持續運轉，因此，要定期再訓練，以確保系統之安全運轉。除役電廠人員所面對的大都是一次性任務，該任務完成後即不再存在，而需面對新的任務。因此，主要針對解決一次性任務所需之專業訓練，而非強調再訓練。當然有關輻防及工安等之再訓練，仍將按照法規要求執行。
3. 同 1.項答覆。
4. 本公司為使除役期間仍有必要維持運轉設備之營運與維護管理作業順利執行，原則上除役期間之設備管制程序與維護管理，仍將以核一廠現有程序書為基礎，再依除役之特定需求修訂，建立完整之運轉程序書，所有員工均必須熟悉其負責項目之程序書。針對經驗傳承乙節，將以加強教育訓練方式辦理，且為有效執行下一階段工作，規劃於每一階段結束前兩年即開始執行下一階段之訓練。
5. Page12-17 為通則性說明各項課程之訓練成效評估或資格檢定辦法，而訓練時數應視未來各項課程性質訂定適當之時數。

第 2 回合審查意見

1. 台電公司未說明除役過渡期間(用過燃料池仍有用過燃料期間)，有關控制室操作人員之資格要求及訓練計畫為何？請提出相關規劃與說明，送主管機關核准。(A08)
2. (1)台電公司此次說明單只回復用過燃料池清空狀態下之訓練要求，而未說明除役過渡期間(用過燃料池仍有用過燃料期間)，有關控制室操作人員與設備操作員及維護人員之再訓練要求，請提供相關補充資料，以作為未來管制法規之參考。(A08)
(2)經查美國 Crystal River 及 Vermont Yankee 核電廠提送之「Certified Fuel Handler Training and Retraining Program」，包含再訓練之計畫，建議參考美國核電廠除役經驗及 NEI 15-04「Guidelines for a Certified Fuel Handler Training and Retraining Program」，規劃燃料吊運操作員之訓練及再訓練計畫。(A04)
3. 未來送會核備之訓練計畫內容，應包含各項課程之訓練成效評估或資格檢

定辦法及訓練時數要求等內容。(A08) 4. 未來送會核備之訓練計畫時間點，台電公司規劃時程為何請澄清說明。(A08) 5. 訓練時數為一重要參考依據，雖係通則性說明，然依數十年的運轉經驗，各項訓練的基本時數應當可列出。仍請補充之。(S02)
第 2 回合審查意見回復
1. 台電公司將參考 大會審查意見所建議之美國 NEI 15-04 及 NRC 已核准之 Vermont Yankee 電廠 CFH 訓練計畫(NRC ADAMS 文件編號 ML14162A209)所述，編寫核一廠除役期間（用過燃料池仍有用過燃料期間）燃料監管員訓練計畫送 大會審查。該計畫內容包括人員學經歷/課程時數/課程內容/筆試測驗/見習評估/再訓練評測等之說明。 2. 同 1.答覆內容 3. 同 1.答覆內容 4. 台電公司預定於 105 年 12 月 31 日前陳送訓練計畫 5. 同 1.答覆內容
第 3 回合審查意見
1. 台電公司所提參考 NEI 15-04 及 NRC 核准之 Vermont Yankee 電廠 CFH 訓練計畫編寫核一廠除役期間燃料監管員訓練計畫，乃為停機過渡階段後期爐心燃料清空至除役拆廠階段執行用過燃料池移置階段之燃料監管人員資格訓練要求，至於停機過渡階段前期爐心仍有燃料階段，於相關人員資格訓練要求修訂尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 要求辦理，並比照「核子反應器運轉人員執照管理辦法」辦理各項人員再訓練。相關燃料監管人員資格及訓練要求，均應於除役計畫中述明。 2. 同意答覆。 3. 同意答覆。 4. 台電公司所提有關之核一廠燃料監管員訓練計畫，請依電廠實際除役規劃時程需求，做適當檢討。 5. 同意答覆。
第 3 回合審查意見回復
1. 有關於停機過渡階段前期爐心仍有燃料階段，相關人員資格訓練要求，本公司將另訂訓練計畫提送大會核准，尚未核准前相關人員之再訓練，將依主管機關除役安全管制要求，依循原 FSAR 及 TS 要求辦理，並比照「核子反應器運轉人員執照管理辦法」辦理人員再訓練。相關人員資格及訓練

要求，將於除役期間 TS 中說明。
4. 謝謝委員提醒，已提送之核一廠燃料監管員訓練計畫，若有實際除役需求，將做適當檢討。
審結意見
1. 同意答覆，並列為重要管制事項。
2. 同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	12-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08	12	12-12	結案
第 1 回合審查意見					
1.未來電廠程序書將會大幅進行修改，其審查機制為何？是否有適當之品保機制，請說明。					
2.除役過渡期間所產生之 DCR，其審查程序是否仍遵循現有規定，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1.原則上，除役期間程序書之審查機制仍將比照現行審查機制辦理，運轉階段由電廠運轉審查委員會 SORC(Station Operation Review Committee)進程序書審查作業，除役階段 SORC 則更名為 SDRC(Station Decommissioning Review Committee)，對修改程序書進行審查，因此，仍可確保相關之品保要求。					
2.除役期間之設計修改案(DCR)，將由 SDRC 進行審查，其審查機制須參照核一廠停機後相關程序書及依循 10 CFR 50.59 之規定。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A08、F21	12	12-12~13	結案
第 1 回合審查意見					
1.”(三)審查與稽核”中，除役相關作業(包含現場工作與文件審查)之審查、稽核、檢查所發現缺失，其通知、改正、覆核、確認、或回饋相關程序及重要時間點(例如：該項步驟有設定完成期限)，請增列流程圖示說明(依除役					

階段或工作性質，可能不只一張流程圖)。另請說明 SORC/SDRC 於流程圖中的關係。					
2. 未來除役審查委員會 (SDRC) 之組成與運作機制，將以何為依據？國外之作法為何？請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員提示，已增加程序書管制作業流程圖說明，如附件 12-008-1-A，SORC/SDRC 於流程圖中為負責審查程序書及其變更通知。					
2. 有關「除役審查委員會(Station Decommissioning Review Committee, SDRC)」係沿襲核一廠現營運中之電廠運轉審查委員會(Station Operation Review Committee, SORC)任務編組，對所有電廠之核能安全及除役事項向廠長提出建議。 於國外電廠除役期間亦有保留類似運轉期間組織之作法，稱為「電廠運轉審查委員會 SORC (Station Operation Review Committee)」或稱 PORC (Plant Operation Review Committee)作為除役期間重要關鍵活動及其相關文件之審查核准作為，如美國 Millstone 電廠即係採此種作法。					
第 2 回合審查意見					
1. 請確認審查意見所列除役相關作業(包含現場工作與文件審查)之審查、稽核、檢查所發現缺失，其通知、改正、覆核、確認、或回饋相關程序及重要時間點等是否將納入程序書以具體規範。(F21)					
2. 同意答覆。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 謝謝委員提醒，未來除役相關作業(包含現場工作與文件審查)之審查、稽核、檢查所發現缺失，其通知、改正、覆核、確認、或回饋相關程序及重要時間點等將納入程序書內容。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。。					

意見編號	12-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A16	12	12-15	結案
第 1 回合審查意見					
除役拆廠階段各現場作業之訓練課程，建議納入輻射防護措施。					

第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提示，現場作業由承包商執行，輻射防護訓練已納入表 12-7 之基本入廠訓練課程。					
審結意見					
同意答覆。					

意 見 編 號	12-010	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		A16	12	12-16	結案

第 1 回合審查意見					
3.廠址最終狀態偵測階段第三行文字:「至於承包商部份如前二階段所述，將視工作性質及其必要性，要求承包廠商提供其訓練計畫供本公司審查」，有關輻射防護工作訓練項目，請台電負責規劃執行。					

第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提醒，有關輻射防護工作訓練項目，即表 12-7 例行之入廠訓練項目，由本公司負責規劃執行。					
審結意見					
同意答覆。					

意 見 編 號	12-011	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		A04	12	12-26	結案

第 1 回合審查意見					
第五章提到未來除役期間將遵照核一廠現行持照基準之管制與法規要求，陸續修訂 FSAR、TS、監測、維護及定期檢查等程序書，惟表 12-2 中未提及前述業務為哪一部門之權責，請說明。					

第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提示，已在品質組/工安品質組增加此項權責，如附件 12-011-A。					

第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。					

第 2 回合審查意見回復					
已修訂於除役計畫內。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A04	12	12-33	結案
第 1 回合審查意見					
表 12-2 中，在除役拆廠階段及廠址最終狀態偵測階段，除役工程組任務為除役作業所需機具之供應、調派、維修及保養，惟表 12-8、表 12-9 及表 12-10 未將相關維護、保養等訓練課程納入，請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提示，已納入機具維護課程，如附件 12-012-A。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A04	12	12-33	結案
第 1 回合審查意見					
第六章提及除役拆廠階段，將進行用過核子燃料池之清空，此階段尚需合格燃料操作員執行相關作業，經比對表 12-3，該項作業應為運轉組之權責，惟表 12-2 中，在除役拆廠階段卻無運轉組之編制，前後不一致，請修正。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員提示，運轉組是在用過核子燃料全部移往乾貯設施後，才從組織中撤除，請見圖 12-2 及表 12-2 之備註說明。					
第 2 回合審查意見					
第一章提及除役拆廠階段之主要目標，包括將用過核子燃料移至用過核子燃料乾式貯存設施，依據答復，該項工作應為運轉組之職責，惟表 12-2 及 12-3 中，在除役拆廠階段卻無運轉組織編制，前後矛盾，請修正。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員提示，由於該項工作將持續進行至除役拆廠階段前期，已於表 12-2					

及 12-3 中修正，如附件 12-013-B。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A07	12	12-33	結案
第 1 回合審查意見					
關於表 12-2「除役工程組」於「廠址復原階段」之權責描述：「1.負責各污染建物混凝土表面之刮除，以及刮除後非污染建物及其它非污染建物之拆除作業。...」，與計畫書規劃本階段之拆除作業內容(只涉及非污染建物之拆除作業)不相符，且於「廠址最終狀態偵測階段」後若再有污染建物需處理，就顯得不合理。請再確認。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝指正，已修正此項敘述，如附件 12-014-A。					
第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。					
第 2 回合審查意見回復					
已修訂於除役計畫內。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A04、A07	12	12-38, 12-41	結案
第 1 回合審查意見					
3. 表 12-3 為核一廠除役主要人員資格要求表，該規劃是否有參考依據?經查美國 Trojan 核電廠之除役計畫，該廠規劃電廠員工資格至少符合 ANSI N18.1-1971,“Selection and Training of Nuclear Power Plant Personnel”及 Regulatory Guide 1.8 "Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants"。					
4. IAEA-NS-G-2.8- Recruitment, Qualification and Training of Personnel for					

Nuclear Power Plants 建議，輻射防護部門相關人員至少在核設施工作 4~6 年才有足夠的經驗，惟核一廠除役計畫中，保健物理組經理之資格並無年資考量，請說明。 5. 經查「表 12-3 核一廠除役主要人員資格要求」，大部份經理所具備之經驗範圍或年資皆高於課長，惟保健物理組、大型組件組及基礎設施組則無，請說明。 6. 關於表 12-3 訂定「保健物理組 課長」之資格部分，是否亦應具備輻射防護人員資格？					
第 1 回合審查意見回復					
1. 表 12-3 係參考核一廠運轉規範(ITS)16.6.3 之人員資格，再考量除役作業需要人員資格加以修訂，核一廠運轉規範亦有參考 1981 年版 ANS 3.1(原 ANSIN18.1)及 10 CFR 55 附錄 A 等相關規定訂定訓練計畫。 依 Trojan 電廠之 Trojan Nuclear Plant Decommissioning Plan and License Termination Plan，其訓練與人員資格係包含一般員工訓練(General Employee Training)、合格燃料操作員訓練(Certified Fuel Handler Training)及特殊工作訓練(Work-Specific Training)與本計畫之規劃類似。 2. 保健物理組經理之年資依運轉規範增加「6 年以上」之要求，如附件 12-015-2-A。 3. 已重新審視並修訂此三組經理之資格要求，如附件 12-015-3-A。 4. 依輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準，僅要求每一機組應至少配置輻射防護師二名、輻射防護員五名，並未規範各階層輻射防護人員資格，故運轉規範亦無要求保健物理組課長必須具有輻射防護人員資格，僅規定「保健物理組經理或課長中至少有一位原能會認可之輻射防護師」。而除役計畫已要求保健物理組經理須具備具備輻射防護師資格，故無須再規範保健物理組課長之輻射防護人員資格。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A04、A07、A08	表 12-3	12-39, 12-41 12-44~45	結案

第 1 回合審查意見
1. 依據核一廠現有燃料吊運程序書 216 之 3.1.18 及運轉規範規定，爐心改變必須要有 1 名 SRO 直接監督，任何位置有燃料操作時，至少須有兩人在場。請說明停機過渡階段及除役期間之燃料池吊運作業，要求為何？ 2. 停機過渡階段之燃料池吊運作業，機組仍須保有相對應設備可用，因此控制室運轉操作人員仍應具備相關資格及訓練，其要求為何，請說明。 3. 關於表 12-3 訂定「訓練組於停機過渡階段 講師」之資格部分，亦應具備輻射安全與防護相關授課經驗。 4. 計畫內容提及將比照美國作法，在停機過渡階段及除役拆廠階段用過核子燃料運送至乾貯設施前，由值班經理及合格燃料操作員負責運轉，惟表 12-6 未納入燃料操作員訓練課程，前後內容不一致，請修正。
第 1 回合審查意見回復
1. 有關停機過渡階段及除役拆廠階段用過核子燃料運送至乾貯設施前，用過核子燃料池吊運作業，建請同意參考美國核管會及除役電廠之做法，由合格燃料操作員(Certified Fuel Handler)負責運轉，該合格燃料操作員係指經訓練合格(非持照)之燃料操作員(Certified Fuel Handler is a Non-licensed Operator)，而該合格燃料操作員之資格與訓練計畫，未來再行另案提送主管機關核准後據以執行。 2. 同第 1 項回復內容。 3. 謝謝委員提示，已增加「應具備輻射安全與防護相關授課經驗」，如附件 12-016-3-A。 4.同第 1 項回復內容。
第 2 回合審查意見
1. 台電公司仍未答覆未來燃料吊運時之人員配置規劃，請再說明。(A08) 2. 有關爐心仍有燃料狀態下之除役階段，若有燃料吊運台電公司仍應遵照現有 FSAR 及運轉規範規定執行。(A08) 3. 同意答覆。 4. 考量除役計畫內容完整性，建議仍將該訓練納入表 12-6。(A04)
第 2 回合審查意見回復
1. 除役期間燃料吊運之人員配置，將依除役運轉規範之規定執行，CFH 人員資格亦將納入除役運轉規範。除役運轉規範及 CFH(燃料監管員)訓練計畫目前正在研議中，將另案陳報主管機關。

2. 有關爐心仍有燃料狀態下之除役階段，若有燃料吊運核一廠將遵照除役運轉規範規定執行。
4. 謝謝委員提示，該訓練將納入表 12-6，如附件 12-016-4-B。

第 3 回合審查意見

1. 台電公司所提有關除役期間燃料吊運之人員配置及 CFH 人員資格將納入除役期間運轉技術規範之說明與 CFH 人員訓練計畫之研議，請參照意見編號 12-006 第 3 回合審查意見，於相關人員資格訓練要求修訂尚未經本會核准前，核一廠應依循原 FSAR 及 TS 要求辦理，並比照「核子反應器運轉人員執照管理辦法」辦理各項人員再訓練。相關燃料監管人員資格及訓練要求，均應於除役計畫中述明。同時 CFH 人員訓練計畫，亦請依電廠實際除役規劃時程需求，做適當檢討。
2. 台電公司所提有關停機過渡階段前期爐心仍有燃料期間之燃料吊運作業亦將納入除役期間運轉技術規範之說明，亦請依據前述審查意見辦理。
4. 同意答覆。

第 3 回合審查意見回復

1. 「停機過渡階段前期爐心仍有燃料階段相關人員資格訓練要求」相關議題，同 12-006 之答覆。
2. 除役運轉規範尚未核准前，相關燃料吊運作業，將依主管機關除役安全管制要求，依循原 FSAR 及 TS 要求辦理。

審結意見

1. 同意答覆，並列為重要管制事項。
2. 同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	12-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A04	12	12-46, 12-48	結案
第 1 回合審查意見					
1. 依據 R.G1.184，業者需依照核電廠除役不同階段重新檢視並修正火災防護計畫。有鑒於此，不同階段應依照修正之火災防護計畫辦理訓練課程，本計畫僅於停機過渡階段及除役拆廠階段(如表 12-6 與 12-8)，規劃有消防相關的訓練課程，其他階段則無，請修正。					

2. 此外，請說明承包商入廠訓練課程為何未包括消防計畫。
第 1 回合審查意見回復
1. 已在表 12-10 及 12-11 增加消防相關的訓練課程，如附件 12-017-1-A。
2. 謝謝委員指正，表 12-7 已增加消防計畫訓練之課程，如附件 12-017-2-A。
第 2 回合審查意見
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。
第 2 回合審查意見回復
已修訂於除役計畫內。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A07	12	12-47~50	結案
第 1 回合審查意見					
有關各階段之訓練課程規劃，是否已涵蓋「分析與判定是否符合外釋標準之流程與方法」？					
第 1 回合審查意見回復					
除役拆廠階段之表 12-8 中的「除役廢棄物外釋之標準與程序」即涵蓋「分析與判定是否符合外釋標準之流程與方法」，其他三階段將於表 12-6、表 12-10、表 12-11 增加該訓練課程，如附件 12-018-A。					
第 2 回合審查意見					
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。					
第 2 回合審查意見回復					
已修訂於除役計畫內。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	12-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、A07、A16	12		結案
第 1 回合審查意見					
以下意見請修正或增加報告內容：					

1. Page12-7 倒數第 7 行「於除役過渡階段及除役拆廠階段...」，請統一用詞，改為停機過渡階段。
2. Page12-16 的 (二)授課人員資格之文字排版有誤。
3. Page12-25 表 12-1 所列之除役計畫經理之資格，建議修正為核能後端營運、除役規劃或核能電廠工程 6 年以上經驗，其中除役規劃經驗至少 1 年，因其於除役計畫中擔任計畫管理如此重要角色，對除役之規劃應有所涉獵，較能勝任該職位。
第 1 回合審查意見回復
1. 謝謝委員提示，已修訂，如附件 12-019-1-A。
2. 謝謝委員提示，已修訂((二)、4 之句號)，如附件 12-019-2-A。
3. 謝謝委員提示，遵照辦理，如附件 12-019-3-A。
第 2 回合審查意見
同意答覆，請將意見答覆修正於除役計畫。
第 2 回合審查意見回復
已修訂於除役計畫內。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10			結案
第 2 回合審查意見					
依據「IAEA Safety Standards GSR-Part 6 第 4.4 節」:進行除役作業的個人應具有必要的技能、專業、與訓練以安全的進行除役。應做規定確保能獲得且使用設施管控知識，並儘可能的留用設施的重要員工。					
考量到核一廠為相當複雜的核子反應器設施，將來負責擬訂細部拆除作業計劃之單位及施工承商，皆未必有能力確實掌握整個電廠的土建結構、管路系統、機械組件。則貴公司內部對上述各項熟稔之員工，是否於未來整個除役的 25 年間，能保持相當之人員持續參與除役工作。					
第 2 回合審查意見回復					
本除役計畫將採自辦工作比例最大化，由既有核一廠人員負責，因此，對核一廠土建結構、管路系統及機械組件熟稔之員工，均會參與本計畫；並在計畫執行過程，將其經驗再傳承給較資淺之員工。因此，在計畫執行過程中，					

雖然有些資深員工會屆齡退休，但因經驗傳承，原有資淺員工逐漸累積能力與經驗，變成資深員工並再傳承給資淺員工，可保持相當有能力及經驗人員持續參與除役工作。
審結意見
同意答覆。

意見編號	12-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A10	6		結案
第 2 回合審查意見					
依據「IAEA Safety Standards GSR-Part 6 第 7.15 節」:最終除役計畫應根據除役獲得的經驗、新的或修訂的安全要求、或新的或修訂的國家法規，而視需要更新。經營者對最終除役計畫的更新應供過審查，且若必要應經管制機關核准。 廠房結構及管路及機械設備的拆除工法、技術、或機具，在未來 25 年間必然還會有相當程度的進步，則貴公司是否有編制相當之人力，持續進行相關資訊之蒐集，累積相關的知識，又在未來的 25 年間，這些資訊能否有效的被整合與傳承？					
第 2 回合審查意見回復					
本公司已規劃如圖 12-1 至 12-4 之除役組織，在停機過渡階段，拆除技術組將持續蒐集廠房結構及管路及機械設備的拆除工法、技術或機具之最新資訊，並將其整合納入相關之技術規範及施工程序書。在除役拆廠階段則由大型組件組及除役工程組繼續蒐集相關最新資訊，並回饋至實際之拆廠作業。另為因應除役資訊之整合與管理需求，本公司目前正開發除役計畫資訊管理系統，提供未來除役作業使用，其中即含有資訊整合與傳承之功能。					
審結意見					
同意答覆。					

第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理

本章內容涉及核子保防，依資訊公開法規定，不予公開。

第十四章 保安措施(共 6 項)

本章內容涉及核子保安，依資訊公開法規定，不予公開。

第十五章 品質保證方案(共 11 項)

意見編號	15-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-1	結案
第 1 回合審查意見					
本章品質保證方案參考文獻無”核一廠除役品質保證方案”，請確認”本章節一、除役作業之品質保證方案”之內容即為後續品質保證方案之本文。若是，則請增列除役停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段等各階段之品質政策聲明。而除役計畫書改版與品質保證方案改版時間與文件性質之差異性應妥為考量。					
第 1 回合審查意見回復					
本章為除役作業之品質保證方案規劃，本公司在實際開始執行除役作業之前依據本章之內容撰寫「核一廠除役品質保證方案」送主管機關審查。「核一廠除役品質保證方案」之內容包括除役作業之品質保證方案及品質政策聲明。經主管機關審查核可之「核一廠除役品質保證方案」為除役作業實際執行之品質保證依據，會定期檢討且依實際執行之狀況適時的改版。					
第 2 回合審查意見					
依第 1 回合審查意見回復說明，「核一廠除役品質保證方案」應在除役計畫審查通過後而實際開始執行除役作業之前，提送主管機關審查或核備。					
第 2 回合審查意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。另依主管機關要求，除役期間的品質保證方案準用「核子反應器設施品質保證準則」，並列為重要管制事項。 另依主管機關要求，除役各項作業執行前，應完備各相關程序書，並完成人員訓練，列為重要管制事項。且除役計畫相關文件保存年限，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘應至少保存至除役完成後 10 年。另法規有明文規定者，得從其規定，並列為重要管制事項。					

意見編號	15-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-2	結案
第 1 回合審查意見					

本章(一)組織之權責區分，核能安全處(以下簡稱核安處)負責品質保證有關業務與原子能委員會之連繫事項。核能後端營運處(以下簡稱核後端處)代表本公司辦理核一廠除役作業相關業務與原子能委員會連繫事項。請說明台電公司與原子能委員會之連繫事項部分，核安處與核後端處如何分工。

第 1 回合審查意見回復

除役作業之品質保證方案本公司核安處及核後端處皆有與行政院原子能委員會聯繫事項之權責，其分工之原則為核安處負責除役作業與品質相關之事項，核後端處負責品質以外之其它事項與行政院原子能委員會聯繫。

審結意見

同意答覆。

意見編號	15-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-4	結案

第 1 回合審查意見

除役作業品質保證方案是一有計畫性、有系統性、能執行之作業規劃以達成其品質保證目標”保障工作人員與民眾健康及環境安全”，綜觀整個品質保證方案章節並無任何相關品保作業表單及參考之各項作業程序書名稱，當依(二)1.(8)及(二)2.(2)B 執行每一年定期檢討，請說明如何確保本品質保證方案之正確性(adequacy)及執行有效性(effective implementation)。

第 1 回合審查意見回復

為確保品質保證方案之正確性(adequacy)及執行有效性(effective implementation)，應執行計畫性、制度性之稽查，以證實符合適當的品質保證方案要求，並確保品質保證方案的效能，本公司核安處訂定稽查計畫，依計畫執行除役作業之稽查，並於管理審查會議或其他品質工作會議，定期檢討除役作業期間各項工作執行管制結果與稽查結果，來評估檢討品質保證方案之正確性(adequacy)及執行有效性(effective implementation)，並推動持續之改善。

第 2 回合審查意見

請補充說明核安處所使用之相關作業程序書，其據以訂定稽查計畫，執行除役作業之稽查，開管理審查會議或其他品質工作會議，定期檢討除役作業期間各項工作執行管制結果與稽查結果，來評估檢討品質保證方案之正確性(adequacy)及執行有效性(effective implementation)。

第 2 回合審查意見回復

核安處作業程序書編號 A-18.1-T「稽查作業程序書」適用於核能安全處執行定期、不定期、專案及廠商稽查，稽查對象包括本公司核能相關單位及其合約廠商，在稽查作業實務上已有具體規範。未來除役品保方案經大會核定後，將補充列入 A-18.1-T 第 3.0 節之依據文件，使內容更加完備。
審結意見
同意答覆。惟請台電公司仍需注意正確性及執行有效性之落實，並列為重要管制事項。
審結意見回復
謝謝委員，依審查意見辦理。

意見編號	15-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-5	結案
第 1 回合審查意見					
本章(二) 品質保證方案 3.(2)作業要求”列明適用本品質保證方案的項目包括防止用過核子燃料處理事故所需安全功能相關之結構、系統及組件及確保其符合管制要求與設計基礎”。請說明本品質保證方案各個階段適用範圍之項目為何或其將於其他相關品質文件中詳細羅列。					
第 1 回合審查意見回復					
除役品質保證方案各個階段適用範圍之項目包括：					
1.停機過渡階段：					
主要的除役活動包括除役工程規劃、停機後現場調查作業與系統除污及洩水，以及用過核子燃料池之安全運轉等，為期 8 年。品保要求著重於用過核子燃料池之安全運轉，防止用過核子燃料處理事故，所需安全功能相關之結構、系統及組件皆確保其符合管制要求與設計基礎。					
2.除役拆廠階段：					
主要的除役活動包括反應器及其內部組件拆除、汽機廠房大型組件拆除、用過核子燃料池拆除及一次圍阻體拆除等，為期 12 年。品保要求著重於除役放射性廢棄物管理及外釋排放，輻射安全等。					
3.廠址最終狀態偵測階段：					
主要的除役活動包括聯合結構廠房與汽機廠房拆除、其他系統及設備之拆除以及其他建物之除污等，為期 3 年。品保要求著重於偵測作業及儀器之可靠性、準確性、相關紀錄及文件保存。					

4.廠址復原階段：

主要活動包括地面復原與其他建物之拆除，為期 2 年。品保要求著重於品保文件之整理與移交。

除役品質保證方案也確保下列作業符合管制要求和設計基礎：

- (1) 放射性排放控制
- (2) 放射性環境監測
- (3) 輻射防護
- (4) 放射性廢棄物處置與運送
- (5) 保安計畫
- (6) 消防計畫
- (7) 緊急應變計畫
- (8) 訓練計畫

第 2 回合審查意見

核電廠中有眾多結構譬如反應器廠房、汽機廠房、廢料廠房或控制廠房等；系統譬如再循環水系統、緊急爐心冷卻系統、主蒸氣系統、飼水系統、各種冷卻水系統等；組件譬如核子反應爐、爐心組件、各種管路組件等，分屬安全(Q 級)或非安全(non-Q 級)等級。整個除役計畫作業中，應非所有階段的所有作業活動都須在此品保方案的管轄之下，當然，若是則樂觀其成。請依第 1 回合審查意見，說明本品質保證方案各個階段適用範圍之結構、系統及組件項目或作業活動。若作業活動非屬本品保方案管轄之下，則應說明適用何種品質系統進行管理。

第 2 回合審查意見回復

除役期間之安全相關設備列述於除役計畫之第 5 章，待大會審查通過後，即由除役品保方案管轄。

根據宗旨內容「確保除役作業之品質，並保障工作人員與民眾健康及環境安全」，除役期間各個階段之相關作業，電廠仍將按照 10 CFR Part 50 Appendix B 品保方案之要求執行及管制。在此方案下有各個管制要項，針對每個管制要項電廠均有特定對應之程序書管控。在相關程序書會按安全與非安全之結構、系統及組件，訂有作業管制程序以確保其設計、採購、施工、檢驗與測試等作業，均能符合相關工業規章及標準之要求。

審結意見

同意答覆。除役期間各個階段之相關作業，請台電公司依照 10 CFR Part 50 Appendix B 品保方案之要求執行及管制。

審結意見回復

謝謝委員，依審查意見辦理。

意見編號	15-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-8	結案
第 1 回合審查意見					
本章(四) 採購文件管制權責區分(1) 、作業要求(1) 及附錄 15.A 核一廠除役計畫品質保證作業要求權責區分表中，核一廠、核發處、核後端處、核技處等各為本章節主辦且各單位均須建立採購文件之編撰、審查、核准、發行、變更及管制辦法，以確保適用的要求納入或引用於採購文件中，請說明各不同組織單位之採購文件如何彙整及符合本章(六)文件管制之品保要求。					
第 1 回合審查意見回復					
除役期間各項採購案件之核准及稽查將依照目前實際之採購程序及文件之作業流程。目前之程序符合本章(六)文件管制之品保要求。					
第 2 回合審查意見					
除役計畫屬專案性質，如何統合各單位文件管制界面屬重要議題。請加強說明如何彙整及符合本章(六)文件管制之品保要求。					
第 2 回合審查意見回復					
參與除役之各單位，均須建立符合除役品保方案要求之文件管制程序；而符合除役品保方案之程序書經過審查、稽查，供個別單位依據執行並自行管控，已可在除役品保制度下達到文件管制要求。					
審結意見					
同意答覆。請依第 2 回合審查意見回復，要求參與除役之各單位，建立符合除役品保方案要求之文件管制程序，並列為重要管制事項。					
審結意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。					

意見編號	15-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-14	結案
第 1 回合審查意見					
請說明除役計畫相關作業活動，必須執行銲接、熱處理、非破壞檢測、防護塗裝及化學清洗等特殊製程管制及試驗管制之工作項目。					
第 1 回合審查意見回復					

未來除役過程中拆除之結構、系統、組件及可再除污之廢棄物，為達廢棄物減量及輻射安全，可進行化學清洗，結構、系統及組件之拆除過程可視需要執行銲接、熱處理、防護塗裝等特殊製程管制及試驗管制工作。					
第 2 回合審查意見					
若除役作業僅有拆除作業可能無須執行銲接、熱處理、非破壞檢測及試驗管制等特殊製程管制作業，請確認是否有新建工程須執行特殊製程。					
第 2 回合審查意見回復					
核一廠除役計畫規劃申請興建下列各項設施，建置過程中將依各項工程內容之需求執行銲接、熱處理、非破壞檢測及試驗管制等特殊製程管制作業。					
1.低放射性廢棄物貯存庫					
2.熱處理廠房內建置放射性廢棄物焚化爐與超高壓壓縮機					
3.第二期用過核子燃料乾式貯存設施					
4.用過核子燃料再取出設施					
5.待外釋廢金屬暫存倉庫及利用既有倉庫規劃設置鋼筋混凝土塊分離場					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	15-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-21	結案
第 1 回合審查意見					
本章(十六)改正行動，品保要旨(3) 損及品質之情況、原因調查與改正行動均須記錄並呈報適當管理階層。請說明其適當管理階層為何(依圖 15-1 除役品質保證方案有關單位組織圖，或專總或副總或總經理或董事長)。					
第 1 回合審查意見回復					
本章(十六)改正行動，品保要旨(3)損及品質之情況、原因調查與改正行動均須記錄並呈報適當管理階層，適當管理階層為副總，視狀況若需要可再呈報至總經理。					
審結意見					
同意答覆。					

意 見 編 號	15-008	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		A30	第 15 章	15-23	結 案

第 1 回合審查意見					
本章(十七) 品質保證紀錄作業要求(1) G”品保紀錄的儲存、維護、調閱、保全、移交等作業均須依適用的法規予以訂定”及 E”品保紀錄之保存年限及儲存設施須符合規定，非永久保存之品保紀錄其廢棄作業須有管制。”，請說明其適用規範或考量依據。					
第 1 回合審查意見回復					
本公司現階段品質保證紀錄得依需要適用本公司核一廠編號 1117.01-07 程序書之規定執行，本系列程序書所依據之規範為營運品質保證方案、ANSI/ASME NQA-1-1986 (QUALITY ASSURANCE PROGRAM PEQUIREMENTS FOR NUCLEAR FACILITIES)、核能電廠終期安全分析報告書(FSAR)等，在除役作業開始前將依實際作業修改相關程序，作為除役作業品質保證紀錄之依據，除役作業可依現況引用相關規範，引用範圍之取捨，可由除役各種作業之性質、範圍及其相對重要性來加以判定。					
第 2 回合審查意見					
營運期間的品質紀錄特性不同於除役階段的品質紀錄，請定量規範各種品質紀錄之保存年限及貯存設施要求。					
第 2 回合審查意見回復					
除役計畫第 15 章之(十七)3.(1)E 已要求「品保紀錄之保存年限及儲存設施須符合規定」，未來除役計畫經大會核定後，各單位將依此一要求建立品保紀錄的管制辦法，並依相關規章要求訂定品質紀錄的保存年限與貯存設施要求。					
審結意見					
同意答覆。除役計畫核定後，請台電公司依除役計畫第 15 章之(十七)3.(1)E 的規定，要求各單位建立品保紀錄的管制辦法，並列為重要管制事項。					
審結意見回復					
謝謝委員，依審查意見辦理。					

意見編號	15-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-25	結案
第 1 回合審查意見					
本章依據「核子反應器設施品質保證準則」，經查核子反應器設施品質保證準則第 3 條”輕水式核能電廠之安全相關結構、系統及組件之設計、興建、運轉、停役等作業應符合本準則。”中並不包含除役作業，請說明法規依據之緣					

由，是否有不適用條款。參考法規中並無列出其他相關法規要求，請確認本品質保證方案是否須符合或參考 10CFR50 Appendix B 或 ANSI/ASME NQA-1 等品保要求。

第 1 回合審查意見回復

本品質保證方案依據「核子反應器設施除役計畫導則」之 18 項內容撰寫，但核子反應器設施除役計畫導則之 18 項內容並無詳述品保需求，故依「核子反應器設施品質保證準則」之第 5-22 條之品保要求之原則撰寫。

本品質保證方案參考 10 CFR 50 Appendix B 要求，視情況可引用 ANSI/ASME NQA-1 等品保要求。引用範圍之取捨，可由除役各種作業之性質、範圍和其相對重要性來加以判定。

第 2 回合審查意見

1.請台電公司將相關法規及規範等文獻補充於本章品質保證方案第二項參考文獻內。

2.第 1 回合審查意見回復「視情況可引用 ANSI/ASME NQA-1 等品保要求。引用範圍之取捨，可由除役各種作業之性質、範圍和其相對重要性來加以判定。」，請說明視情況之條件。

第 2 回合審查意見回復

1.依審查意見辦理。如附件 15-09-B。

2.在實際執行除役作業時，依除役作業之性質、範圍與工作內容撰寫相關程序書，內容包含相關工作引用之規範與參考文獻，將說明是否有引用 ANSI/ASME NQA-1 等品保要求，經審查核可後據以執行。

第 3 回合審查意見

1. 目前 ASME Sec XI-2015 IWA-1600-1 表(參考標準與規範表), ASME NQA-1 參考版本為 1994 年或 2008 年版搭配 2009 年版的附錄，而 ASME Sec XI-2007&2008a NQA-1 參考版本為 1994 年版。請台電公司說明 ASME NQA-1-1986 的參考依據。

2. 同意答覆。請依相關品保要求執行除役作業。

第 3 回合審查意見回復

1. 謝謝委員提醒，各文件參考文獻依據之 ANSI/ASME NQA-1 版本不相同，目前核一廠編號 1117.02(品保紀錄類別目錄)程序書，所依據之 ANSI/ASME NQA-1 為 1986 年版。

擬配合修訂本章(第 15-25 頁)二、參考文獻 4.之內容刪除 ANSI/ASME NQA-1 所列之年份，使符合現況。修訂結果如下：

4.ANSI/ASME NQA-1 Quality Assurance Program for Nuclear Power Plants.

2. 謝謝委員，依審查意見辦理。
審結意見
同意答覆。惟各階段除役作業前應確認適用的版次。

意見編號	15-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-26	結案
第 1 回合審查意見					
圖 15-1 除役品質保證方案有關單位組織圖，請說明品質保證部門之位階。另請說明當品質保證部門與其他部門間發生衝突無法解決時，應由何者出面排解，而解決方案應符合相關法規與本方案之要求。					
第 1 回合審查意見回復					
1.由本公司核安處負責品質保證方案之建立與執行，品質保證部門具有充分之獨立性，不受成本和時程影響，有向管理階層報告之權責和獨立、自主性。 2.當品質保證部門與其他部門間發生衝突無法解決時，應由本公司核能發電事業部執行長(副總經理)出面排解，協調出符合法規及品質要求之解決方案。					
審結意見					
同意答覆。惟核安處負責推動執行並非執行。					
審結意見回復					
謝謝委員。					

意見編號	15-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A30	第 15 章	15-29	結案
第 1 回合審查意見					
在權責上，核安處為”建立本品質保證方案，並推動其執行”，而核一廠則為”協助建立本品質保證方案，並遵照執行”。而依照附錄 15.A 核一廠除役計畫品質保證作業要求權責區分表中(十五)不符合材料、零件或組件之管制上，非承包商案件，核安處並未參與實質作業，此是否能確保(十五)節之品保要旨，請說明核安處與核一廠執行品保作業之區分並澄清核一廠相關品保組織架構。					
第 1 回合審查意見回復					
1.除役工作主要之執行由核一廠負責，故在本章附錄 15.A 核一廠除役計畫品					

質保證作業要求權責區分表之(十五)不符合材料、零件或組件之管制上，非承包商案件，由核一廠負責，而核安處負責確認執行之有效性，未參與實質作業係符合品保精神。

2.核安處負責建立及推動品保方案，負責品保方案執行的有效性，核一廠則負責執行除役相關工作之品質保證計畫。

第 2 回合審查意見

1.請說明核一廠品保組織架構。

2.第 1 回合審查意見回復「非承包商案件，由核一廠負責，而核安處負責確認執行之有效性，未參與實質作業係符合品保精神。」，依此邏輯，請說明核安處為何須審查核一廠轉送之承包商或供應商的缺陷或不符合報告(包括 10CFR21 通報)。

第 2 回合審查意見回復

1.核一廠品保組織架構如圖 1 :核一廠廠長負責除役計畫之各項工程技術規劃與設計。其它各工作小組負責執行除役作業。各項品質保證作業之執行及內部稽查，在除役停機過渡階段及拆除階段由品質組負責；在廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段品質組，依除役計畫第 12 章之組織規劃，將變更為工安品質組。品質組/工安品質組內設置品管人員負責(1)品質管制程序及品管工作計畫之擬定，(2)廠內設備之設計、採購、製造、施工、試驗、運轉、維護品質文件之控制及管理，(3)系統設備維護之品質管制及實績追蹤，(4)設備修改、設計變更、設定點變更施工品質管制及追蹤等工作。

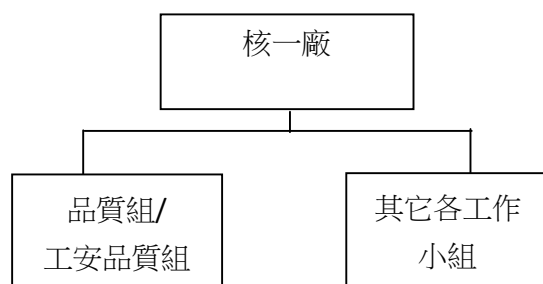


圖 2 核一廠品保組織架構

2.除役計畫第 15 章之(十五)2(2)述明核安處主辦「建立管制辦法以審查核一廠依規定送審之承包商或供應商的缺陷或不符合通告(包括 10 CFR 21 通報)」，按 10 CFR 21 為「REPORTING OF DEFECTS AND NONCOMPLIANCE」，一般由於承包商或供應廠商所提供之服務或設備組件的缺陷或不符合所產生，實際上承包商的缺陷或不符合通告就是 10 CFR 21 通報。由於本公司核電廠目前並不產製設備組件，亦不對外提供服務，並無產生 10CFR21 缺陷或不符合通告，因此，並無「非承包商案件」及其審查與通報作業。

第 3 回合審查意見
1.核一廠各項品質保證作業之執行及內部稽查，由品質組/工安品質組負責，意謂品質組/工安品質組兼具有品管與品保功能?而品質組/工安品質組 4 項權責，並未見不符合通告處理方式，請再補充說明之。 2.同意依除役計畫第 15 章之(十五)2(2)辦理。
第 3 回合審查意見回復
1. 除役品質保證方案由核能安全處建立，並推動其執行並負責本案各階段之定期與不定期稽查。核一廠負責除役作業之執行。核一廠下之品質組/工安品質組主要為品管與品保工作之執行。 品質組/工安品質組第一項權責為(1)品質管制程序及品管工作計畫之擬定，例如目前程序書 1115.01 不符合品質案件處理之管制程序，在個別程序中即會要求主責部門。 2. 謝謝委員，依審查意見辦理。
審結意見
同意答覆。

第十六章 意外事件應變方案(共 11 項)

意見 編號	16-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、A27、A34	16		結案
第 1 回合審查意見					
1. 電廠意外事件應變方案，應以整廠考量為主，除役期間，各階段應有相對應之應變計畫，因此請先確認各階段機組狀況，再修訂緊急應變計畫，例如一號機除役（停機過度），但二號機尚在運轉，則需在現有「核能一廠緊急應變計畫」，加入除役機組的事故分類、通報及應變作業。除役進入下一階段時，應事先提出緊急應變計畫變更申請，以符合各階段之狀態。 2. 第 16-2 頁提及緊急應變組織初步規劃將與主管機關進行適切性之檢討並進行調整。請明確定義時程，並將本會審查時間納入考量。 3. 本章多處提及「核能一廠緊急應變計畫書」，請修正為正式名稱「核能一廠緊急應變計畫」。 4. 廢料是舊的用語，請將廢料改成廢棄物。					
第 1 回合審查意見回復					
1.(1) 謝謝委員提醒，核一廠於除役期間，如一號機已停機，而二號機尚在運轉時，其可能發生事故造成之影響將小於 2 部機組同時運轉之事故影響，故一號機已停機，而二號機尚在運轉之緊急應變計畫可被運轉中之緊急應變計畫所涵蓋，於此狀態，本公司將保守依據運轉中之緊急應變計畫執行相關應變作業。 (2) 本公司於核一廠除役進入下一階段時，將事先提出相關之「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之變更申請，以符合各階段之狀態。相關之變更，在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。 (3) 前項所述之法規規定摘錄彙整如下： ●「核子事故緊急應變法」第 14 條 核子反應器設施經營者應訂定核子反應器設施緊急應變計畫。 核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。 ●「核子事故緊急應變法施行細則」第 4 條 緊急應變計畫區經中央主管機關核定公告後，經營者應每五年檢討修正一次，並於期限屆滿前六個月至九個月內，報請中央主管機關核定公告之。 ●「核子反應器設施管制法」第 27 條					

主管機關核發除役許可後，得視情況會商內政部、直轄市、縣(市)政府及有關機關，並報請行政院核定後公告解除或變更禁制區及低密度人口區。

2. 有關核一廠除役期間核子事故緊急應變組織，本公司規劃於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，依現行「核子事故緊急應變法」第 13 條第 1 款及「核子事故緊急應變法施行細則」第 4 條之規定與中央主管機關進行適切性之檢討，必要時進行緊急應變計畫區評估檢討修正，報請中央主管機關核定。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。
3. 已依審查意見修訂為「核能一廠緊急應變計畫」，如附件 16-001-3-A。
4. (1) 謝謝委員提醒，經查本章所提及之「廢料」共有 4 處，皆為「廢料處理組」。
(2) 「廢料處理組」為核一廠之組織名稱，建請同意維持。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復。
4. 同意答復。

意見 編號	16-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、F02	16		結案

第 1 回合審查意見

此章節對於意外事件應變方案中的人員組織、分工、支援組織、單位權責等皆有詳細的說明，在此相當肯定其努力的成果，以下幾點審查意見提出作供參。

1. 文中有許多地方提到如相關的通報程序與要求，將依據核能一廠緊急應變計畫或是營運手冊 1400 系列程序等參考來源，但並未將內容節錄至文中。建議考量可增加重點說明至文中。
2. 承上，文中提及的參考來源，如核一廠的程序書、營運手冊、緊急應變計畫等，核電廠正常運作若意外事故發生時，所制定的緊急應變計畫應足以涵蓋除役時的電廠情況。然而，除役時現場的設備組件有可能因為拆除、搬運等原因，使得現場的狀況與電廠運作時有所差異，如人員疏散路線、消防動線等是否有因應方法與配套措施可應付除役時的情況。

3. 第 16-10 頁，關於聯絡系統方面，係依據核能一廠緊急應變計畫之規定辦理，是否有考量到若通訊情況差的時候，相關的配套措施。
4. 第 16-12 頁，關於 4.消防防護計畫方面，提及必要時得申請廠外地方消防隊增援，廠外消防隊至核一廠內的時間是否能有效掌控，且承上第 2 項提及廠內消防動線可能會與平時演練有所不同，是否有詳細的應變方案與配套措施。
5. 請補充主要道路運輸量及意外事故人口疏散能力等相關資料。
6. 請補充電廠本身及鄰近消防機關之消防灌救能力資料。

第 1 回合審查意見回復

謝謝委員的肯定。

1. 依委員意見節錄通報程序與要求，說明如下：
 - (1) 若發生立即通報事件(如違反運轉技術規範之安全限值、任何天然災害或其他因素，對核子反應器設施運轉安全構成實質威脅)時，於發現事件後 1 小時內通報至原能會核安監管中心、核發處運轉組、本公司發言人、國營會及電廠所在地地方政府，並電話通知原能會駐廠視察員；
 - (2) 若屬可能引起大眾注意事件(如緊急應變計畫中之緊急事故、放射性物質不正常釋出事件、重大工安事件、人員接受之總劑量超過限制或其他電廠主管認定者等)，在 20 分鐘內儘速將事故簡要狀況通報原能會核安監管中心、核發處運轉組，並後續以電話通報原能會駐廠人員；
 - (3) 若屬急要重大事故者(如人為破壞、陳情抗爭、重大工安等)，則須於 10 分鐘內電話通報政風處並傳真公服處。事故期間電廠附近若正舉辦大型活動，應請石門區公所通知大型活動主辦單位，依據中央災害應變中心之指令，採取應變措施。
 - (4) 若屬緊急戒備(含)以上之緊急事故，應於 15 分鐘內通報原能會核安監管中心、石門區公所、新北市政府消防局撥勤務中心，並於一小時內以書面通報；且每隔一小時須書面通報，並以電話求證是否收到。當輻射監測中心、支援中心、地方災害應變中心等成立後，依書面通報規定通報各中心，並以電話求證是否收到。
2. 謝謝委員提醒，考量除役時現場之設備組件有可能因為拆除、搬運等原因，使得現場的狀況與電廠運轉時有所差異，故本公司將配合核一廠除役進度及現場的狀況(含廠內消防動線)，適時檢討修訂核一廠緊急應變計畫及相關應變程序書，另緊急應變計畫之修訂變更，將依「核子事故緊急應變法」第 14 條「核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。」之規定，另案提報主管機關核定。

3. 有關聯絡系統方面，本公司核一廠備有以下通訊設備，具多樣性及多重性，若遇通訊情況較差時，應仍可維持聯絡之通暢。

高聲電話、市電外線電話、廠內分機電話、海事衛星電話、VSAT 衛星電話、防情電話、對 AEC 熱線電話、對緊執會熱線電話、對前進協調所熱線電話、新北市消防局專用無線電、視訊會議系統、SPDS 網路連線等、本廠網路系統等。

4. (1) 本公司為能有效掌控廠外消防隊至核一廠內的時間，本公司核一廠已與新北市政府消防局簽訂消防救災支援協定書，協定書有效期至核一廠除役結束止，故應可有效掌控廠外消防隊至核一廠內之時間。協議書摘錄如下：

新北市政府消防局 台灣電力股份有限公司第一核能發電廠 消防救災支援協定書				
協定有效日期：自中華民國 104 年 10 月 12 日始至第一核能發電廠除役結束止				
協定日期：中華民國 104 年 10 月 12 日				
協定地點：新北市板橋區南雅南路 2 段 15 號				
協定單位	單位	新北市政府消防局		
	地址	新北市板橋區南雅南路 2 段 15 號		
	主辦人員	整備應變科長：羅億田	單位主管	局長：黃德清
	名稱	台灣電力股份有限公司第一核能發電廠		
	地址	新北市石門區乾華里小坑 12 號		
	主辦人員	消防課長：徐基增	單位主管	廠長：蔡正益
協定事項	一、支援事項：			
	(一) 第一核能發電廠遭受火災、風災、水災、震災、爆炸、複合式災害及其他緊急事故等災害，其本身能量不足以有效救災或第一核能發電廠辦理消防救災演練或緊急計畫演習時，得請求支援，支援人員、車輛、機具、器材等，依實際需求而定。			
	(二) 新北市政府消防局於轄區內發生火災或辦理消防救災演練時，得於第一核能發電廠安全無虞下請求支援(以一車 3 人為原則)。			
	二、支援範圍：			
	(一) 新北市政府消防局支援第一核能發電廠財產區所轄範圍，惟進入輻射管制區之支援人員，應事先經輻防管制人員同意後，並提供適當之防護裝備，始得進入。			
	(二) 第一核能發電廠廠內消防隊支援新北市政府消防局僅限於石門、金山地區。			
協定事項	三、支援程序：			
	(一) 第一核能發電廠請求支援時，應撥打新北市政府消防局救災救護指揮中心電話請求支援，電話：119 或 (02) 8951-91195 轉 6911~ 6915。			
	(二) 新北市政府消防局請求支援時，應撥打第一核能發電廠值班經理電話請求支援，電話 (02) 2638-2091。			

(2) 同本題審查意見第 2 項意見之回復，本公司將配合核一廠除役進度及現場的狀況(含廠內消防動線)，適時檢討修訂核一廠相關應變程序書；而核一廠除役期間之平時演練，將配合廠內現場消防動線之狀況，進行實際訓練課程之規劃。

5. (1) 核一廠主要道路以隧道分隔為西邊乾華廠區及東邊小坑廠區，運輸量概況如下：

- A. 主警衛室前廣場至包商貨櫃自治區：至少可容納 45 人座大客車 24 輛、大貨車 18 輛、小貨車 20 輛、消防車 5 輛、救護車 1 輛及 5 人座汽車(含停車場) 385 輛。
- B. 乾華溪畔道路區(南起一號貯存庫北迄乾華側門)：可容納廢棄物屏蔽運送車 2 輛、拖車 1 輛、移動式 4 kV 電源車 2 輛、消防車 3 輛、油罐車 1 輛、移動式起重機 2 台、堆高機 8 台、鏟裝機 2 台及 5 人座汽車 17 輛。
- C. 小坑道路區(南起南安橋北迄小坑大門)：至少可容納 45 人座大客車 18 輛及 5 人座汽車 289 輛。

(2)意外事故人口疏散能力：

設若發生意外事故需疏散時，除留置緊急應變人力之外，其餘在廠員工及承攬商等非需駐留人力，將立即透過廣播集合清點後利用大客車(含租約交通車)、既停小客車共乘等方式及時進行疏散離廠。意外事故係屬機組廠房輻射外洩空浮狀況時，並依上風方向開往指示集結地點疏散。疏散能力及做法，本廠已舉辦多次年度緊急計畫演習模擬驗證。

6. (1) 核一廠消防灌救能力說明如下：

核一廠現有消防設備主要包含下述項目：

- 消防水庫車 (水箱容量：10,000 L)，共設置 5 輛。
- 消防化學車(水箱容量：3,000 L；泡沫容量：1,000 L)，共設置 2 輛。
- 消防照明器材車(主要器材：消防幫浦、發電機、照明燈、搜索照明繩)，設置 1 輛。
- 救護車，設置 1 輛。
- 移動式緊急消防泵：4" ϕ 出水口設置 2 台，6" ϕ 出水口設置 2 台。
- 防爆型移動式排煙機，設置 1 台。
- 搜索照明繩 (30 m)，設置 2 組。
- 移動式緊急汽油發電機，共設置 6 台。
- 消防救災用空氣呼吸器，共設置 37 具。

- 預警救命器，共設置 37 只。

(2) 有關鄰近消防機關之消防灌救能力，同本題審查意見第 4.(1)項之回復，本公司核一廠已與新北市政府消防局簽訂消防救災支援協定書，協定書有效期至核一廠除役結束止。若本廠遭受火災、風災、水災、震災、爆炸等災害，本身力量不足以有效的救災時，新北市消防局第六大隊將立即進行消防救災及救護車之支援；若仍不足時，新北市消防局將配合派遣其他大隊支援。

審結意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復。
4. 同意答復，並列為重要管制事項。
5. 同意答復。
6. 同意答復。

意 見 編 號	16-003	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S11、A33、F14	16.1	16-1	結 案

第 1 回合審查意見

1. 組態 1 若發生最嚴重之假想用過核子燃料池失水事件時，可能對廠外民眾健康與安全造成威脅，此時之緊急應變計畫與停機狀態時發生核子事故之應變計畫有何不同？應變編制、人力和機制與通報程序為何？與除役前之事故應變計畫有何不同？
2. 針對核電廠除役後之安全管理，台電公司於計畫中引用 NUREG-6451，依用過核子燃料貯存方式分成四種組態。但由於核一廠乾貯設施尚未完工，除役時無法將全部燃料退出爐心，此狀態不屬於 NUREG-6451 所列之四種組態，請依據燃料貯存狀態補充說明其緊急應變程序。
3. 請問針對組態一與組態二的較冷或較熱燃料，有無定量的定義可以區分？如果沒有，請問台電公司如何界定？燃料由較熱到較冷，需多久時間？兩者的緊急應變方案有何差異？
4. 核一廠在組態三時期，除有乾式貯存設施之外，尚有除役保留區，內部也設置有用過核燃料再取出設施，請問針對組態三，台電公司是否有完整的緊急應變規劃？

第 1 回合審查意見回復

1. 核一廠於停機過渡-組態 1 階段，若發生最嚴重之假想用過核子燃料池失水

事件時，雖然對廠外民眾健康與安全造成之威脅(保守假設放射性物質不經空氣過濾功能，而直接排放至環境中)遠低於運轉中之電廠，惟本公司仍保守遵循核一廠運轉中之「緊急應變計畫」，執行相關應變措施。應變編制、人力和機制與通報程序亦與運轉中一致。

有關核一廠除役期間之「緊急應變計畫」，本公司將依「核子事故緊急應變法」第 14 條「核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。」之規定，另案向主管機關提出變更申請，且「緊急應變計畫」之變更未核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關應變作業。

2. (1) 核一廠運轉執照屆滿，反應器停止運轉後，可能發生事故造成之影響，將小於運轉中電廠之事故影響(可被運轉中電廠之事故影響所涵蓋)。
- (2) 若反應器爐心仍有用過核子燃料無法退置水池，本公司相關單位現已組成專案小組，研提各種可行方案及配套措施後，另案報請主管機關審核，非屬核一廠除役計畫範圍。

3. (1) NUREG-6451 報告中所稱組態一與組態二之較熱或較冷燃料，係以若發生用過核子燃料裸露於空氣中之意外事件時，是否會導致燃料護套失效進行分類。
- (2) 依「核子事故緊急應變法」第 2 條之定義，核子事故係指核子反應器設施發生緊急事故，且核子反應器設施內部之應變組織無法迅速排除事故成因及防止災害之擴大，而導致放射性物質外釋或有外釋之虞，足以引起輻射危害之事故。

於組態二(較冷燃料)，若發生用過核子燃料裸露於空氣中之意外事件時，將不會導致燃料護套失效，即不會對廠外民眾健康與安全造成威脅，且核一廠之內部之應變組織即可排除事故成因並防止災害之擴大，故不需核子事故緊急應變計畫。組態一(較熱燃料)若發生前述事件時，將可能對廠外民眾健康與安全造成威脅，故依法規規定須有核子事故緊急應變計畫。

- (3) 本公司於核一廠停機過渡階段，將針對貯存於用過核子燃料池之用過核子燃料進行組態一及組態二之界定分析，並向主管機關提出核一廠緊急應變計畫區之範圍變更、豁免「核子事故緊急應變法」管制等相關申請。

4. 核一廠在組態三時期，除役保留區主要設施包含低放射性廢棄物貯存庫、

乾式貯存設施及再取出設施等。依 NUREG/CR-6451 之評估用過核子燃料乾式貯存設施，不需核子事故緊急應變計畫，故核一廠於組態三時期僅需廠內意外事件應變計畫。本公司將配合核一廠除役進度及現場作業之狀況，更新廠內意外事件應變計畫。

第 2 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復，惟核一廠緊急應變計畫區之範圍變更事宜，請依答復內容之作法，依除役計畫進展適時向主管機關提出申請。
4. 同意答復。

第 2 回合審查意見回復

3. 謝謝委員，有關核一廠緊急應變計畫區之範圍變更事宜，本公司將依本審查意見承諾之內容及作法，配合除役計畫之進度，適時向主管機關提出申請。

審結意見

3. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	16-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11	16.1	16-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本頁提及「若發生用過核子燃料吊運墜落意外事件，於永久停機 60 d 後（保守假設放射性物質不經空氣過濾功能，而直接排放至環境中），禁制區、低密度人口區，以及控制室之人員劑量，經評估亦皆符合相關法規限值。」若用過核子燃料吊運墜落意外事件，於永久停機 60 d 內其後果隊人員及環境之影響為何？能符合相關法規限值？					
2. 本頁提及「停機過渡階段所對應之組態 1 及組態 2 之界定分析、緊急應變計畫區之範圍，以及申請核一廠豁免核子事故緊急應變法之管制等，本公司將於永久停機後適當時間另案提出。」請說明預定提出申請之時程及預估之緊急應變計畫區大小與除役階段緊急應變計畫之關聯性。另除役階段緊急應變計畫係向原能會（核技處）或原能會物管局提出申請？請說明。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 有關用過核子燃料吊運墜落意外事件分析詳述於本計畫第七章、二.(一).3 節中，摘錄如下：					

本公司係以停機 7 d、30 d、60 d 及 90 d 後之輻射源項條件，將用過核子燃料自反應器吊移至用過核子燃料池，發生墜落意外時，分別進行禁制區與低密度人口區之劑量評估。同時也保守考量，第五章依據本計畫所建議安全相關系統重新分類，考量備用氣體處理系統(SBGT)於停機 60 d 後已非屬安全相關等級的系統，假設放射性物質不經空氣過濾功能，而直接排放至環境中，評估結果綜整於表 7-2。

地點與劑量 衰變時間(d)	廠界有效劑量 (mSv)	廠界甲狀腺等價劑量(Sv)	低密度人口區界有效劑量 (mSv)	低密度人口區界甲狀腺等價劑量(Sv)
7	496.82	9.83	57.8	1.14
30	68.4	1.35	7.94	0.157
60	5.17	0.102	0.6	0.01192
90	0.4	0.00771	0.046	0.0009

上述分析可見：如果電廠沒有空氣過濾功能，若發生用過核子燃料之吊卸意外，停機 60 d 時，禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量，可低於「核子反應器管制法施行細則」第 3 條之限值。另參考核一廠 FSAR 與 NUREG-0612，該分析結果亦低於 10 CFR 100 全身劑量限值的四分之一(即 62.5 mSv)。

綜上分析，於永久停機 60 d 內，電廠之備用氣體處理系統(SBGT)應需維持可用(Operable)，惟本公司採保守作法，依本計畫第五章之規劃，於用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少 60 d(停機過渡階段後期)，備用氣體處理系統雖依意外分析結果已不須為可用狀態，但於任務期間內仍將保留並置於使用或備用中，歸類為可利用性(Available)狀態，以期能發揮其原本有之功能，因此將其重新分類為非安全相關系統。

2. (1) 本公司將於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，分別依「核子事故緊急應變法」第 14 條及「核子事故緊急應變法施行細則」第 4 條之規定，向主管機關申請緊急應變計畫及緊急應變計畫區之變更。前述法規規定彙整摘錄如下：

- 「核子事故緊急應變法」第 14 條--「核子反應器設施經營者應訂定核子反應器設施緊急應變計畫。核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。」

- 「核子事故緊急應變法施行細則」第 4 條--「緊急應變計畫區經中央主管機關核定公告後，經營者應每五年檢討修正一次，並於期限屆滿前六個月至九個月內，報請中央主管機關核定公告之。」之相關規定辦理。

(2) 依「核子事故緊急應變法」第 14 條「核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。」之規定，本公司應向原能會提出申請。

審結意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見編號	16-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A33、F15	16.2	16-3~4	結案

第 1 回合審查意見

1. 計畫中針對緊急事故之應變，提出以下之說明：「相關組織體系及各單位權責係依據台電公司「核子反應器設施緊急應變計畫導則」、「核能一廠緊急應變計畫書」及核一廠 1400 系列程序書之規定辦理」。惟目前相關程序書及緊急應變計畫，並未依最新版 NEI 99-01 之要求，增訂除役後之相關內容，請台電公司補充說明。
2. 請補充說明各應變組織所需之人力。
3. 「二、應變組織編組與職責分工」之「(一) 核子事故緊急應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織」並未提及位於貴廠界內的「放射試驗室」，雖該室目前列入輻射監測中心任務組織內，並執行核子事故之相關緊急應變工作，建議在章節內提及該單位之角色及權責工作。

第 1 回合審查意見回復

1. 本公司將於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，依最新版 NEI 99-01 之要求，於相關程序書及緊急應變計畫增訂除役後之相關內容。
2. 有關核一廠除役期間核子事故緊急應變組織所需之人力初步規劃如下，本公司將於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，與主管機關進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。

- 緊急控制大隊大隊長：3 人
- 緊急控制技術小組：11 人
- 當值運轉人員/合格燃料操作員(主控制室)：10 人
- 緊急後備運轉隊：3 人
- 緊急再入隊：80 人
- 緊急供應隊：20 人
- 緊急消防隊：20 人
- 緊急保安隊：6 人
- 緊急輻射偵測隊：17 人
- 緊急救護去污隊：20 人
- 緊急民眾資訊中心：15 人

3. 目前核一廠除役階段之緊急應變組織體系及各單位權責之初步規劃，係參考依據獲主管機關核定公告之「核能一廠緊急應變計畫」。本公司規劃於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，與主管機關進行適切性之檢討(含放射試驗室權責)，並依檢討結果進行調整。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。

審結意見

1. 同意答復，並列為重要管制事項。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復。

意 見 編 號	16-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11	16.2	16-3	結案

第 1 回合審查意見

1. 本頁提及「除役期間之應變方案將分核子事故緊急應變及廠內意外事件應變等兩部分，分別說明如下。其中，核子事故緊急應變係依電廠運轉階段之核子事故緊急應變相關規定辦理。」廠內意外事件應變應依據何計畫和程序執行應變？請說明。
2. 本頁提及「有關核一廠除役階段之緊急應變組織體系及各單位權責，目前之初步規劃係參考核一廠運轉階段，未來將與主管機關進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整」，請說明何時將與主管機關進行適切性之檢討？並於何時依檢討結果進行調整核一廠除役階段之緊急應變組織體系及各單位權責，以及對本章內容將如何更新與何時更新？請說明。

3. 本頁提及「核一廠緊急事故期間，所有參與緊急行動之應變組織，皆為任務編組，緊急事故發生時，始動員執行其任務，但平日皆已接受充分訓練，隨時可予動員。」請說明訓練計畫及內容包括時數科目及是否涵蓋演習或演練。

第 1 回合審查意見回復

1. 核一廠除役期間之廠內意外事件應變係依據本章意外事件應變方案執行。本公司將依據本章意外事件應變方案，並配合核一廠除役進度及現場的狀況，適時檢討增修核一廠相關廠內意外事件應變程序書。核一廠適用於除役階段之廠內意外事件程序書，摘錄如下：

程序書 113.5「災害防救要點」、程序書 104.22「颱風災害預防與處理」、程序書 106.9.4「危機管理及應變作業程序」、程序書 107.2「消防防護計畫」、程序書 113.1「異常事件立即通報作業程序」、程序書 126.4「核一廠資通安全事件通報及應變作業程序書」、529.3「失火對策計畫」、529.4「火警後安全停機程序書」、530「緊急就醫程序」...等程序書。

2. 本公司規劃於核一廠兩部機組均進入停機過渡階段-組態 2 前，與主管機關進行「核一廠除役階段緊急應變組織體系及各單位權責」適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。

3. (1) 核一廠除役期間，有關核子事故緊急應變之訓練，每年舉行一次，務使每一員工能熟習緊急事故應變計畫之內容、執行步驟，以及個人所擔任之緊急任務，俾於必要時能各盡所能，處理萬一發生之事故。

(2) 緊急計畫工作訓練內容如下：

1. 緊急控制主管人員之訓練(包括決策訓練) ---併入第 11 項之訓練
2. 緊急評估人員(包括運轉員/合格燃料操作員值班人員)之訓練---除值班人員外，併入第 11 項之訓練
3. 輻射偵測人員之訓練
4. 事故後取樣與分析人員之訓練
5. 緊急消防人員之訓練
6. 緊急修護與損害控制人員之訓練
7. 緊急再入救難人員之訓練
8. 緊急救護去污人員之訓練
9. 緊急供應人員之訓練
10. 緊急保安人員之訓練

11.緊急控制技術小組人員之專業訓練 12.緊急民眾資訊人員之訓練 13.決策分析人員之訓練 14.嚴重事故處理小組人員之訓練 15.電廠非緊急工作人員與包商之訓練 ---非緊急工作人員併入共同項目基本訓練 ---包商訓練併入模擬操作中心之進廠人員訓練 16. 對廠支援緊急計畫人員之訓練 除第 9 項緊急供應人員之訓練時數為 1 小時外，其餘各項訓練時數為 3 小時。第 1 項及 11 項訓練包括演練與演習。
審結意見
1. 同意答復。 2. 同意答復，並列為重要管制事項。 3. 同意答復。

意 見 編 號	16-007	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		F14	16.2	16-4~15	結 案
第 1 回合審查意見					
1. 本頁中提及，核一廠緊急控制大隊包括 5 個緊急作業場所與 10 個緊急工作隊組，其中 5 個緊急作業場所為主控制室(MCR)、技術支援中心(TSC)、作業支援中心(OSC)、保健物理中心(HPC)及緊急民眾資訊中心(EPIC)，但無法由本段敘述中明確知悉 10 個緊急工作隊組所指為何？請說明並補充相關內容。 2. 請確認「10 個緊急工作隊組」與「八個緊急工作隊」二者間是否有矛盾？請說明並補充或修正相關內容。 3. 本頁中有關急救醫院之相關內容中，由於輻射傷害並非均核災所引起，請再次確認「核災急救責任醫院」等相關用詞之使用是否得當？另由於本報告中亦曾見「具備輻傷醫療能力之醫院」，請考量何者較合適及修正，並請注意用詞一致性。					
第 1 回合審查意見回復					
1,2 10 個緊急工作隊組包含一個緊急控制技術小組、八個緊急工作隊、一個緊急民眾資訊中心，共 10 個。 八個緊急工作隊如下所列：					

(1)當值運轉人員 (2)緊急後備運轉隊 (3)緊急再入隊 (4)緊急供應隊 (5)緊急消防隊 (6)緊急保安隊 (7)緊急輻射偵測隊 (8)緊急救護去污隊
3. 謝謝指正，統一修訂為「具備輻射傷害醫療能力之急救責任醫院」，本章二、(一).2.(2)「輻射傷害防治中心急救醫院」則修訂為「輻傷醫療單位」，另配合新北政府審查意見(編號 15)，將表 16-1 所列之醫院簡稱改為全名。相關修訂內容如附件 16-007-3-A。
審結意見
1. 同意答復。 2. 同意答復。 3. 同意答復。

意見編號	16-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、F14	16.2		結案
第 1 回合審查意見					
1. 廠內意外事件應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織：除役廠內意外事件應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織分成四個階段應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織略有不同，應變場所應依據當時廠區實際狀況而設置應變場所才對，但表 16-2 所示應變場所並非如此，請澄清說明。另各不同除役階段應變編組人力約為多少請澄清說明。 2. 圖 16-3 及圖 16-4 中之「工安衛生組」，以及圖 16-5 及圖 16-6 中之「工安品質組」，均漏未提及工安事件之陳報，與本文不符，請確認後更正。 3. 圖 16-3 缺少「運轉組」，另外，「核能技術組」對於用過核子燃料池之相關工作漏未提及，與本文不符，請確認後更正。 4. 圖 16-4 至圖 16-6 中之「除役工程組」均提及「吊卸作業」，惟本文中未提及，兩者不符，請確認後更正。					
第 1 回合審查意見回復					
1. (1) 謝謝指正，有關廠內意外應變指揮作業地點，將依據除役廠區實際狀況					

修訂為「廠內意外應變指揮作業地點於停機過渡階段及除役拆廠階段設立在技術支援中心，廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段設立於模擬操作中心」，如附件 16-008-1-A。

(2) 表 16-2 係指「核子事故緊急應變場所」。核一廠除役期間，若用過核子燃料尚在用過核子燃料池，則不會拆除相關廠房建物，故核一廠除役期間之核子事故緊急應變場所，於停機過渡階段及除役拆廠階段，用過核子燃料自用過核子燃料池全數移至乾式貯存設施前，皆維持不變。

(3) 除役不同階段應變編組人力目前初步規劃如下，本公司將配合核一廠除役進度及現場作業之狀況，進行應變編組人力細部規劃。

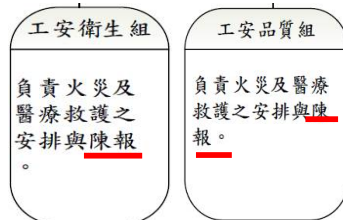
停機過渡階段約90人

除役拆廠階段約60人

廠址最終狀態偵測階段約20人

廠址復原階段約8人

2. 經查圖中之工安衛生組及工安品質組之權責皆已包含陳報(如下圖)，惟為更清楚顯示，「陳報」修改為「工安事件之陳報」，如附件 16-008-2-A。



第 2 回合審查意見

1. 同意答復。
2. 同意答復。
3. 未見台電公司針對本審查意見答復，請補充。
4. 未見台電公司針對本審查意見答復，請補充。

第 2 回合審查意見回復

3. 謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 16-008-3-B。
4. 謝謝委員指正，已依審查意見修訂，如附件 16-008-4-B。

審結意見

3. 同意答復。
4. 同意答復。

意見 編號	16-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S11、A33	16.3	16-9	結案

第 1 回合審查意見

1. 意外應變指揮作業地點設立在技術支援中心，發生緊急事故時，為全廠緊急行動之研判與指揮中樞。當行政大樓及 ERF 大樓拆除後技術支援中心將設於何處？並請說明各廠房在除役各階段拆除之時機及如何規劃方不致影響應變場所之設置與指揮作業。
2. 目前廠內之緊急應變設備及場所，皆依據相關法規及安全分析結果建置。惟除役期間相關設備及場所之保留及使用，並未依據緊急應變計畫之變更情形詳細說明，包括與原能會緊急通訊用之各項設備等，請台電公司補充說明之。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝指正，同審查意見回復第 16-008 第 1 項，摘錄如下：
將依據除役廠區實際狀況修訂為「廠內意外應變指揮作業地點於停機過渡階段及除役拆廠階段設立在技術支援中心，廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段設立於模擬操作中心」。
2. 本公司將依「核子事故緊急應變法」第 14 條「核子反應器設施緊急應變計畫，應報請中央主管機關核定公告之。」之規定，於核一廠進入除役階段，而「緊急應變計畫」之變更未核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，持續維持緊急應變設備及場所，以及執行相關應變作業。

審結意見

1. 同意答復。
2. 同意答復，並列為重要管制事項。

意見 編號	16-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、F14	16.3, 16.4		結案

第 1 回合審查意見

1. 除役消防防護計畫是否應經過消防設備師審核簽證及主管機關核備？
2. 本節提及『緊急計畫所需設備及物品之儲存、補充、維護保養與定期檢查，以及緊急組織成員之定期講習、特別訓練及演習等，係依據「核能一廠緊

急應變計畫書」第四章之規定辦理。』請說明目前核能一廠緊急應變計畫是否已完成修訂適用範圍包括除役階段？ 3. 第 16-15 頁提及「為於火災緊急事故期間，能將較恰當之滅火方式運用於受影響災區，以減少人員傷亡及財務損失，核一廠訂有失火對策計畫程序書。」請列出所有適用於各除役階段的消防防護作業程序編號和程序書名稱及版本與生效時間。 4. 第 16-11 頁除污設施中提及，「人員及衣物鞋襪除污之主要物品，請參考本章、二、(一)3.節所述」，經查本章中無該節，請確認後更正。 5. 第 16-15 頁消防防護計畫中提及，「消防防護計畫請參考本章、三、(一)、4.節所述」，經查該節無消防防護計畫相關內容，請確認後更正。
第 1 回合審查意見回復
1. 同審查意見 07-021 第 2 項回復，摘述如下： 依據 RG 1.191(1.3 節)，除役消防計畫無須主管機關核准，主要是考量核電廠已經完成安全停機，且除役工程基本上屬單純之消防系統縮減，無須專業消防設備師簽證及核准。 2. 有關核一廠除役階段緊急應變計畫之修訂，本公司將依「核子事故緊急應變法」第 14 條之規定，報請中央主管機關核定公告後，再據以執行。於核一廠進入除役階段，而「緊急應變計畫」之變更未核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關應變作業。 3. (1) 核一廠適用於各除役階段之消防防護作業程序主要為 107 系列程序書，摘錄如下： 107.2「消防防護計畫」、107.2.1「消防工作之組織及管理」、107.2.2「消防能力評估」、107.2.3「核一廠與鄰近地區消防及救護支援程序」、107.2.4「火災通報及聯絡」、107.2.5「引導廠外消防車入廠救災及注水救援程序」、107.2.8「火警偵測、防火設計及措施」、107.2.9「消防設備佈置、測試及維護」、107.2.10「消防訓練計畫」...等。 (2) 有關核一廠除役消防防護作業程序，本公司將配合核一廠除役進度及現場作業之狀況，適時增修。 4. 謝謝指正，已依審查意見修訂，如附件 16-010-4-A。 5. 謝謝指正，已依審查意見修訂，如附件 16-010-5-A。
審結意見
1. 同意答復。

2. 同意答復，並列為重要管制事項。
3. 同意答復。
4. 同意答復。
5. 同意答復。

意見 編號	16-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F14			結案

第 1 回合審查意見

1. 第 16-4 頁倒數第 6 行，請修正『“嚴重核子事故處理指引”』為『「嚴重核子事故處理指引」』。
2. 第 16-5 頁倒數第 11 行、第 16-11 頁第 7 行、第 16-22 頁表 16-1，請修正「台北榮總醫院」為「台北榮民總醫院」，以維持一致性。
3. 第 16-5 頁倒數第 5 行，請修正「...將應核一廠請求...」為「...將因應核一廠請求...」。
4. 第 16-10 頁除污設施，除程序書 1415 為既定名稱外，其餘內容請將「去污」更正為「除污」，以維持一致性。
5. 第 16-14 頁第 10 行，請修正「廠址復原」為「廠址復原階段」。
6. 第 16-15 頁，「核子事故緊急應變法」及「核子事故緊急應變法施行細則」分別為我國之法律及法規命令，為全國一體適用，前方不宜加註機關名稱，請刪除。
7. 第 16-15 頁，經查「核子事故緊急應變法施行細則」最新修正日期非 94 年 3 月 3 日，請更正並再行檢視相關內容是否符合最新法規要求。
8. 第 16-17 頁圖 16-1，請修正「緊執會委員會」為「緊執會」。
9. 第 16-18 頁圖 16-3「機械修配組」，請修正「負責受損系統之修補作業意外事件發生後之復原相關吊卸作業。」為「負責受損系統之修補作業、意外事件發生後之復原相關吊卸作業。」
10. 第 16-22 頁表 16-1，級別最後一列內容誤植，請更正。

第 1 回合審查意見回復

1. 謝謝指正，已依審查意見修訂，如附件 16-011-1-A。
2. 謝謝指正，已依審查意見修訂，如附件 16-011-2-A。
3. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-3-A。
4. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-4-A。
5. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-5-A。

6. 已依本審查意見及第 7 點審查意見更新修正日期，如附件 16-011-6-A。
7. 已依本審查意見及第 6 點審查意見修訂，如附件 16-011-6-A。
8. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-8-A。
9. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-9-A。
10. 已依審查意見修訂，如附件 16-011-10-A。
審結意見
同意答復。

第十七章 廠房及土地再利用規劃(共 26 項)

意見編號	17-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S17、A01	十七章三(三)	17-11~13	結案

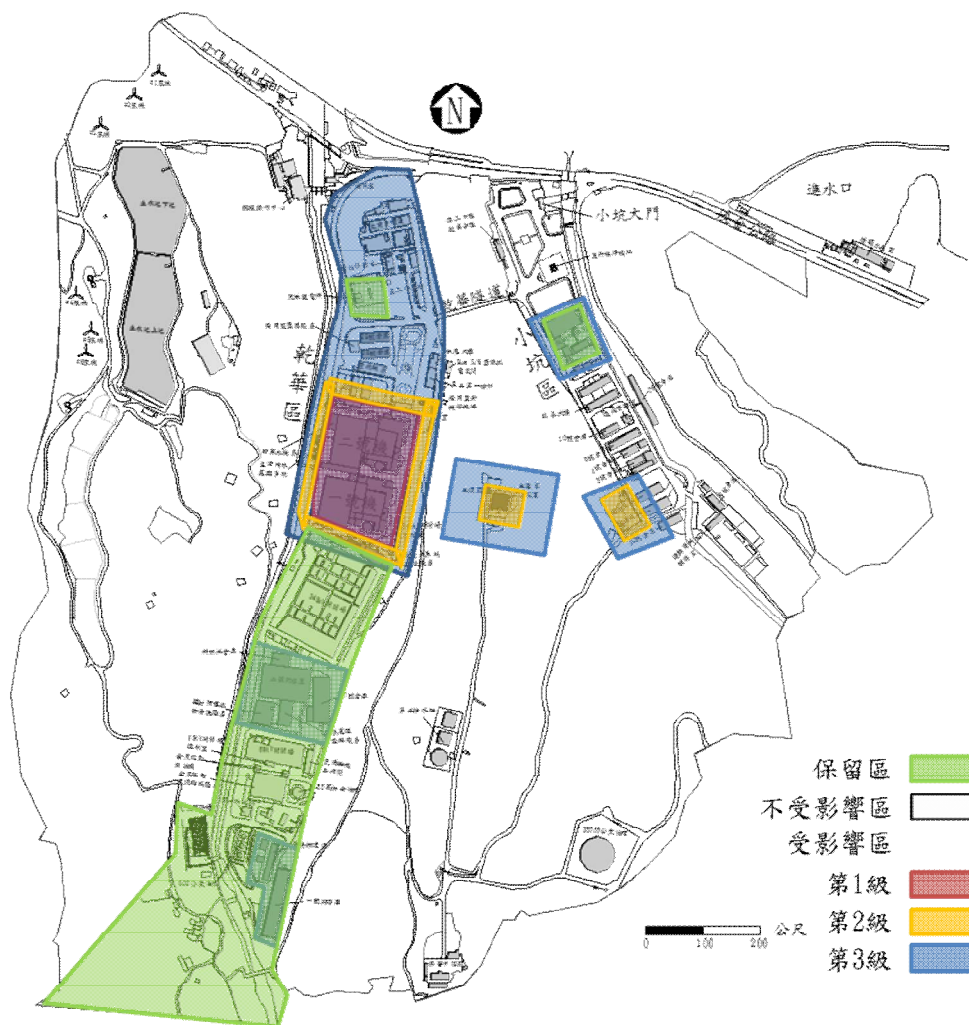
第 1 回合審查意見

審查導則十七(二)4—提供可顯示受影響區(第一、第二或第三級)分佈之繪圖與說明。

經查第 17-12 頁及第 17-13 頁僅簡略說明受影響區之初步分類，惟未見分佈繪圖，以及偵檢單元之劃分及依據，請補充。

第 1 回合審查意見回復

感謝委員意見，依據目前歷史資料分析及初步特性調查結果，可將受影響區分類結果之分佈繪圖如下：



因上述受影響區之分級需參照 DCGL 值作為基準，該值極可能受廠址調查及

停機後之偵檢結果影響。故應於未來停機並進行初步偵測調查後，根據結果進行 DCGL 值推導並再確認為第一、第二或第三級之分佈。且最終輻射偵測規劃採用之偵檢單元，亦應根據除役拆除作業完成後之最終狀態進行規劃，未來規劃依據則可參考下表 MARSSIM 對不同污染分級偵檢單元的建議，並配合拆除後實際情況進行規劃。目前本公司已規劃於最終輻射偵測進行前，提出最終輻射偵測規劃報告，依據未來廠址最終狀態偵測階段之真實情況提供上述內容之詳細規劃。

偵檢單元 建議面積 (m ²)	第一級	第二級	第三級
建物	< 100	100 ~ 1,000	不限定
土地區域	< 2,000	2,000 ~ 10,000	不限定

第 2 回合審查意見

1. DCGL's 乃是利用活度與劑量關係經由不同的曝露途徑所推導的數值。請明確說明為何此值會受廠址調查及停機後之偵檢結果影響。
2. 所列的三級分類表格，請明確說明三級分類的標準。表格中的數值是面積？這些數值是如何推導出來的？所謂"不限定"的意義為何？
3. 請於受影響區之分佈繪圖中，標註未來限制一般民眾進入之界限，並加註關鍵群體位置，俾利評估除役廠址是否符合外釋標準。
4. 應將相關說明適當補充於計畫書中。

第 2 回合審查意見回復

1. 因 DCGL 值受限於停機前無法對所有系統內進行詳盡的關鍵核種取樣分析及無法確認廠址特性參數(例如：受污染的土地範圍、受污染區域的地質參數等)。故在電廠停機前，僅能對 DCGL 值進行初步案例分析，並待未來配合停機後輻射特性調查及場址調查結果更新並確認。
2. 目前三級分類為根據 MARSSIM 方法進行規劃。內容節錄如下：本公司參照 MARSSIM 建議，綜合廠址運轉歷史資料、除役階段之偵測作業結果，以及參考本章圖 17-3 之流程，將偵檢區之輻射水平分為三個級別：第 1 級：現在或曾經含有高於導出濃度指引水平之放射性核種濃度的污染可能性高、含有小區域高活度的可能性、或沒有足夠證據將此區域歸類為第 2 級或第 3 級者。第 2 級：現在或曾經含有高於導出濃度指引水平之放射性

核種濃度的污染可能性低、幾乎不會有小區域高活度的可能性。第 3 級：現在或曾經幾乎不會有含有高於導出濃度指引水平之放射性核種濃度的污染可能性，或沒有證據可以將此區域列入未受影響區。

由於核一廠尚在運轉中，僅能依本計畫第三章設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響，以及本計畫第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果之結論，將曾經或仍進行放射性活動且受到輻射影響之建物與土地區域做初步分類。

該表格數值為面積(m²)。

上述表格內的數值為 MARSSIM 的建議值。表格內“不限定”指 MARSSIM 對該分類的偵檢單元面積並無上下值的限制。

3. 未來規劃保留區域(包含(1)茂林二次變電所、(2)放射實驗室及(3)乾華區發電區 345 kV 開關場以南至廠區西南側用地)，將規劃為處理與儲存設施。目前規劃以圖中保留區之範圍(除放射試驗室及變電所外)做為未來限制民眾進入之界線，該界線未來將視實際的輻射狀態進行界線的調整。目前設定以東南民家作為關鍵群體位置。
4. 感謝委員意見，已補充說明於除役計畫中，如附件 17-001-B。

審結意見

- 1.與 2.同意答覆，並列為重要管制事項。
- 3.同意答覆說明。

意見編號	17-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S17、A01	十七章 二、三	17-7	結案
第 1 回合審查意見					
審查導則十七(二)5—所使用的量測設備、基準、偵檢方法、校正程序、儀器操作前查驗方式、涵蓋範圍、靈敏度，以及量測數據適當的統計與分析方法。請於細部之最終狀態偵測計畫補充說明下列項目：1. 核種之偵測方法與最低可測值；2. 量測設備、偵檢方法、校正程序、儀器操作前查驗方式、涵蓋範圍與靈敏度。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員之建議，本公司目前已將上述建議列入除役工作承諾事項列表中，未來將依建議於最終輻射偵測計畫中補充說明上述項目。					
第 2 回合審查意見					

同意答覆。列入承諾事項追蹤辦理。
於計畫書亦應補述「下列項目：1. 核種之偵測方法與最低可測值；2. 量測設備、偵檢方法、校正程序、儀器操作前查驗方式、涵蓋範圍與靈敏度等，將於最終輻射偵測計畫中補充說明。」。
第 2 回合審查意見回復
遵照辦理，如附件 17-002-B。
審結意見
同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	17-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S17、A01、A35	十七章三	17-1、17-7、17-14	結案
第 1 回合審查意見					
審查導則十七(二)6—說明於實驗室進行分析之樣品，其蒐集、管理與處理方式。					
1. 17-1 頁內容所述：「...放射試驗室未來將視需要納入除役保留區或遷移...」。由於放射試驗室係環測分析重要機構，請明確說明該試驗室將納入除役保留區或遷移；如將遷移，請確認該試驗室仍應取得 TAF 實驗室認證。					
2. 請於細部之最終狀態偵測計畫補充說明實驗室樣品之蒐集、管理與處理方式。					
3. 17-14 頁內容所述：「...廠址及結構物之取樣及包裝，並送至實驗室分析其放射性含量」。請說明「其」是指什麼樣品？會送至那個實驗室進行分析。					
第 1 回合審查意見回復					
1. 放射試驗室於除役後將配合核一廠除役工作推展進行遷移，然遷移之時點將配合本公司經營策略與土地開發完整性考量要求決定。未來如遷移時，放射試驗室為服務不中斷，將採新試驗室取得 TAF 實驗室認證後再行搬遷為原則。					
2. 謝謝委員建議，將依審查意見於未來之最終狀態偵測計畫中，補充說明實驗室樣品之蒐集、管理與處理方式。					
3. 最終輻射偵測分析樣品包含：擦拭樣、水樣、土樣及/或系統組件等樣品。					

執行分析之實驗室需符合 TAF 認證，且相關作業應在符合除役計畫品保要求下依作業程序執行分析。然而該實驗室為保留未來進行除役工作時之彈性，目前不宜指定特定之實驗室執行；應保留由未來之最終輻射偵測計畫中決定。
第 2 回合審查意見
同意答覆。實驗室樣品之蒐集、管理及處理方式列入最終狀態偵測計畫中，追蹤辦理。 於計畫書亦應補述「實驗室樣品之蒐集、管理與處理方式等，將於最終輻射偵測計畫中補充說明。」。
第 2 回合審查意見回復
遵照辦理，如附件 17-003-B。
審結意見
同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	17-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S16、S17、A01、A35	十七章三(四)	17-13、17-7、17-21	結案
第 1 回合審查意見					
審查導則十七(二)7—說明最終輻射偵檢之調查基準與決定依據。 1. 缺 DCGL 值，請補充。 2. 17-7 頁第二段指出：「細部之最終狀態偵測計畫、DCGL 推算及相關作業程序書，將於除役第三階段實際執行最終狀態偵測前完成。」，細部之最終狀態偵測計畫及 DCGL 推算應送主管機關備查。 3. 表 17-2 中 DCGL 為導出濃度指引水平，但其下標分別有「EMC」及「W」等字樣，建議在本表備註說明其代表意義。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員的意見與指正，回復如下： 1. DCGL 值之推導因關鍵核種及部分廠址特性相關資料，尚須配合停機後現場輻射特性調查作業之結果更新並確認。因電廠仍在運轉中，部分參數目前難以取得，故建議待未來停機並進行初步偵測後，再根據調查結果進行 DCGL 值推導。其結果應於停機後依實際情況修訂並更新內容。					

2. 本公司已承諾未來執行最終狀態偵測計畫及 DCGL 推算後，將送主管機關審查。 3. $DCGL_{EMC}$ 與 $DCGL_w$ 說明如下：$DCGL_{EMC}$ 為應用於第一級區域(可能具有小區域高輻射)應用之導出濃度水平，該值為推導計算出之 DCGL 值與該區域因子的乘積。$DCGL_w$ 則為應用於一般大範圍區域的導出濃度水平，即為推導計算出 DCGL 值。					
第 2 回合審查意見					
1.與 2.同意答覆。並列入承諾事項追蹤辦理。 3.請依照 marssim 的 DCGL 定義 (http://www.marssim.com/MARSSIM_Definitions.htm) 說明。 並請將回復內容補述於計畫書中及表 17-2 的備註說明。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 遵照辦理。 2. 遵照辦理。 3. 修訂如附件 17-004-B，依照 MARSSIM 的提供的名詞定義 (http://www.marssim.com/MARSSIM_Definitions.htm)，DCGL 定義如下： $DCGL_w$:用於大範圍區域的 DGCL 值，w 表示大範圍區域(wide area)。 $DCGL_{EMC}$:用於小範圍高活度(hot spot)區測量結果比較的 DGCL 值。 並進一步說明上述之意涵如下： $DCGL_w$ 一指在一個完整的偵檢單元內之 DCGL 平均值。 $DCGL_{EMC}$ 一指在一偵檢單元當中所另外定義出的某一塊更小區域內之 DCGL 平均值，或許也可以把它想成是熱區(hot spot)內的 DCGL 平均值。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見編號	17-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S17、A35	十七章三(二)1(2)	17-10	結案
第 1 回合審查意見					
審查導則十七(二)8—說明評估偵測結果符合釋出使用標準的統計方法。					

1. 統計名詞未說明如何應用。背景中存在關鍵核種時，採用 WRS 檢定法；不存在關鍵核種時，則用 Sign Test 檢定法。請說明如何鑑別背景中存在或不存在關鍵核種的做法，樣本數為多少，及如何判定，因為它是決定採取不同檢定法的依據。。
2. 誤判容許率 α 與 β ，乃是事先設定的數值，一般設定為 0.05 或 0.1。請說明為何其為殘留放射性之函數，貴公司要如何決定？

第 1 回合審查意見回復

感謝委員意見，回覆如下：

1. 背景是否含有關鍵核種之決定，根據 MARSSIM 建議可於廠址執行範圍偵檢時，於選擇之背景區域進行約 5~20 點的初步量測，並分析是否含有關鍵核種。目前核一廠之背景區域設定為小坑區(未來將視實際情況調整背景區域)，且由初步特性調查結果顯示該區域並無關鍵核種存在，故應選擇背景不存在關鍵核種的 Sign Test 檢定法進行評估。
2. Type I 誤差 α 為「拒絕對的無效假設」的發生機率；Type II 誤差 β 為「接受錯的無效假設」的發生機率。上述參數目前參考 MARSSIM 及國外除役經驗之作法，設定 α 和 β 誤差值為 0.05。

第 2 回合審查意見

1. 請再敘明「於選擇之背景區域進行約 5~20 點的初步量測」，如何分析是否含有關鍵核種？是否只要有任何 1 點有測到即為有關鍵核種；全部均未測到才為無關鍵核種？
2. 背景：請明確以核一廠建廠前，所調查一年的資料為準。未說明取樣數，以及如何執行統計推論判定(sign test 與 WRS test)。
3. 請台電公司提供小坑區背景區域，針對分析部份提供初步特性調查結果。
4. α 與 β 均取 0.05，很嚴謹，同意。一般的統計應用 α 為 0.05， β 取 0.2，稱為 80% power test。

第 2 回合審查意見回復

1. 最終狀態偵測之背景區域是否含關鍵核種之判斷方法補充說明如下：停機後進行電廠系統內部取樣分析建立關鍵核種清單；於選擇之背景區域進行量測及取樣分析以判別背景區域內核種。若背景區域任一點的分析結果測得關鍵核種，即表示背景含有關鍵核種存在。若全部均未測到則為無關鍵核種。
2. 感謝委員建議。依 MARSSIM 對背景選擇的建議及比較建廠前輻射測量

資料後。本公司決定依據「運轉前環境輻射背景測量報告」內提供的調查結果作為背景參考資料來源。

統計推論判定(sign test 與 WRS test)，應根據背景是否含有關鍵核種決定；故應於最終狀態偵測階段前，根據除役工作實際結果判斷應採用的統計方法；統計所需的採樣點數，亦須於實際執行 FSS 前，根據採用的統計方法及參數設定求得。上述標準的應用與推導：sign test/ WRS test 及偵測點數目之決定等，已列入承諾事項於並記錄於最終狀態偵測計畫，提送主管機關審核。上述取樣點數計算及統計結果判定的過程，可應用 COMPASS 程式配合輔助進行規劃。

3. R00200 小坑大門區域，節錄本除役計畫第四章表 4-6 輻射安全年報土樣監測-第 10 點分析結果、表 4-19 除役計畫初步特性調查 R00200 類土樣分析結果；表 4-A.5 R00200 的空間劑量偵測結果如下。

99 至 103 年台電公司核一廠輻射安全年報之小坑區域廠區土樣監測結果(摘錄自表 4-6)：

核種 \ 監測點	第 10 取樣點 小坑區警衛室 附近	最低 可測值	查驗值	提報值
Mn-54	—	0.50	7.40×10^1	4.40×10^3
	—			
Co-58	—	0.46	7.40×10^1	4.40×10^3
Fe-59	—	0.91	---	---
Co-60	—	0.48	2.00×10^2	4.40×10^3
	—			
Zn-65	—	1.31	---	---
Zr-95	—	0.88	---	---

Nb-95	—	0.55	---	---
I-131	—	0.74	---	---
Cs-134	—	0.58	7.40×10^1	3.00×10^3
Cs-137	0.47	0.55	7.40×10^2	3.00×10^4
	2.06			

本表各欄所列「—」表示歷年來之監測值皆小於計測設備的最低可測值，單位：Bq/kg。其他各項附註請參考表 4-6。

除役計畫初步特性調查對小坑區域 R 類土樣分析結果(摘錄自表 4-19)：

偵檢包/樣品 核種	R00200	
	表土(3 樣)	次表土(3 樣)
Mn-54	--	--
Fe-59	--	--
Co-58	--	--
Co-60	--	--
Zn-65	--	--
Zr-95	--	--
Nb-95	--	--
I-131	--	--
Cs-134	--	--
Cs-137	--	--

除役計畫初步特性調查對小坑區域 R 類偵檢包之偵測結果(摘錄自表 4.A-5)

編號	偵檢包	偵檢包名稱	空間劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)			背景劑 量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	平均劑量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
		(環境區域)					
2	R00200	小坑大門及乾華分 隊部周圍空地	0.02	~	0.11	0.05	0.05

4. 感謝委員意見，設定 α 和 β 誤差值為 0.05。

審結意見

- 1.、3.、4. 同意答覆。
2. 同意答覆，並列為重要管制事項。

意見編號	17-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S16、S17、 A01、A35	十七章三 (二)2	17-10	結案

第 1 回合審查意見

第二段"選擇背景參考區"，台電公司依據兩項的基本原則選擇背景參考地區，請問：

1. 有關背景參考地區，請指出現行之規劃位置。
2. 與第 11 章環境輻射監測可有關聯性，或是有最後選定的結果，請清楚說明。
3. 無背景區的輻射與放射性的平均值和 95%可信度的誤差，請補充。

第 1 回合審查意見回復

1. 背景參考地區應設定為鄰近且不受輻射影響之區域。目前根據初步特性調查的結果，決定背景參考地區為小坑區域(未來將視實際情況調整背景區域)。該背景之選擇需實際執行最終狀態偵測前依實際情況確認/更新，本公司未來會於最終輻射偵測計畫中補充說明。
2. 最終狀態偵測於除役工作第三階段執行，目的為確認是否符合廠址釋出標準；環境輻射監測為除役工作期間及結束後持續進行之項目，目的為確認環境是否符合環境輻射監測標準。兩者的意義及目的不同，所選擇的背景參考地區有可能不同。
3. 待未來實際執行最終狀態偵測所選定的背景及放射性相關量測後，將會納入背景區的輻射與放射性的平均值與 95 %可信度誤差之相關紀錄。

第 2 回合審查意見

1. 針對 1.之回復說明，依據 MARSSIM(2000)第 2 章對背景參考地區的定義，該區域為物理、化學、生物等特性與偵檢單元相近，但不因廠址活動而造成污染的區域。請確認核一廠廠區內的小坑區域是否符合上述定義。
2. 目前背景參考地區為小坑區域，此處之背景劑量率及是否有關鍵核種狀態為？與廠區外環測之背景監測相較是否相當？
3. 請進一步說明，回覆說明 2.為何所選擇的背景參考地區有可能不同？

4. 請台電公司補充說明背景參考地區與第 11 章設立對照站作業內容或目的的差異性。 其餘同意答覆。列入最終狀態偵測，追蹤辦理。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 考量委員的建議，本公司目前決定採用「運轉前環境輻射背景測量報告」做為背景參考資料來源。					
2. 小坑區域分析結果，與廠區外環測之背景監測結果相近。考量委員的建議後，本公司決定背景參考區域將採用「運轉前環境輻射背景測量報告」做為背景參考資料來源。					
3. 此處之所不同，係指除役採用之背景參考地區選擇使用「運轉前環境輻射背景測量報告」，環境輻射監測則依照環測需求設定對照站位置。					
4. 對照站與背景參考地區之說明如下： 對照站為進行環境輻射監測取樣時，除了選擇具代表性且在固定地區採取同種類試樣之外，並應於不受輻射工作場所影響之地點設置對照站。其目的為提供環境輻射監測的結果比較，但並非做為背景扣除使用。背景參考地區為選擇與輻射偵檢單元有相仿的物理、化學、放射與生物特性，但尚未被場址活動所污染的地區(如未受影響地區)。其目的為提供除役時輻射偵檢單元中執行的量測結果之比較依據或作為改善措施之目標，以及做為廠址釋出時提供可扣除的背景值。					
審結意見					
1.與 2. 同意答覆，並列為重要管制事項。					
4. 同意答覆。					

意見編號	17-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	17		結案
第 1 回合審查意見					
對廠址釋出本計畫書採用美國 MARSSIM 文件，德國也有 DIN 標準，德國 DIN 標準對廠址清潔量測亦提供量測技術應用，有無比較兩種方法的差異？請說明採用美國 MARSSIM 文件的理由。					
第 1 回合審查意見回復					
我國電廠的法規主要參考國際原子能總數(IAEA)和美國 NRC 的規定，而美國 MARSSIM 文件亦為 IAEA 所認可，國外已有電廠除役之實際應用經驗可參					

考，故優先選用美國 MARSSIM 的程序，但未來實際執行時，也會參考其他國家的成功經驗。					
第 2 回合審查意見					
未比較 MARSSIM 文件與 DIN 標準的差異，請補充之。					
第 2 回合審查意見回復					
MARSSIM 文件與 DIN 標準差異說明如下： 德國 DIN 標準之優點為提供系列文件對量測技術進行說明，例如 DIN 25457 之 1-7 冊為除役解除管制的放射性物質和核設施組件的活度量測方法相關資料。DIN 標準採用的偵測方法包含：場內加馬量測、大面積阿伐/貝他表面量測、取樣分析方法及解除管制相關作法的說明。於最終狀態偵測時，DIN 採用時 F-inverse distribution 進行統計分析；且建議若偵測發現超出釋出標準，則可對相鄰偵檢單元重新設計並進行再偵測。 MARSSIM 係由美國國防部(Department of Defense, DOD)、能源部(Department of Energy, DOE)、環保署(Environmental Protection Agency, EPA)及核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)四個具有放射性物質管制職權的聯邦部會所共同建立，為目前較多國家採行之方法，同時亦為國際趨勢。而德國的 DIN 標準目前僅有德國採用相關程序。 除役計畫參考國外電廠除役實際應用經驗，採用美國 MARSSIM 的程序作為除役計畫參考架構，未來並將持續研讀相關文獻資料，以精進量測分析技術的能力。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	17-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	17		結案
第 1 回合審查意見					
宜列出國際上已完成除役的核能電廠土地與廠房再利用概況。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員意見，經整理國際上各除役計畫之廠址再利用方式，可歸類為下列幾種：					
1. 廠房轉換成燃氣電廠：如美國 Fort St Vrain 將原有廠房除污後，就地轉換					

成燃氣電廠。後來又在原廠址增加五部燃氣機組，總發電容量達 969 MWe。	
2.	廠房轉換成其他工業用：德國的 Greifswald 將除役後的廠房轉換成造船廠、風機基座及吊車廠商之工廠。另有部分土地則興建生質柴油廠，未來還計畫興建天然氣接收站。
3.	原廠址轉換成其他發電廠：美國 Rancho Seco 之廠址除保留部分土地作為用過核子燃料乾式貯存設施及低放射性廢棄物貯存庫之用地外，已在原廠址興建一部燃氣機組及一部太陽能機組，另有 400 英畝則作為公園。
4.	展示場：西班牙的 Vandelos 一號機，將廠址改建成教育用途的核能及除役展示場。
5.	科技中心：德國 Gundremmingen A 之部分廠房將改建成科技中心。
6.	綠地供非限制性使用：美國 Shippingport 及德國 Niederaichbach 將廠址恢復成綠地，供非限制性使用。
7.	公園：美國 Big Rock Point 除保留部分土地作為用過核子燃料乾貯設施外，其餘則由密西根州政府收購，成為州立公園。
8.	尚未規劃再利用方式：美國 Trojan、Maine Yankee、Connecticut Yankee、Zion 1 & 2 及西班牙的 Zorita 等電廠，均尚未規劃其再利用方式。
審結意見	
同意第一回合答覆。	

意見編號	17-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04、A27	17	17-1	結案
第 1 回合審查意見					
「核一廠未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準(不含保留區域)，即對一般人造成之年有效等效劑量不超過 0.25 mSv」，請問：					
1. 是否考量保留區域對非保留區域之劑量貢獻，劑量標準為何？					
2. 這樣作法是否符合法令規定？					
3. 保留區域各設施的劑量如何分配？					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員意見。					
1. 對於各廢棄物處理與貯存設施進行劑量評估之詳細結果，可參見除役計畫第十章，由代表劑量評估點結果可見：主要劑量貢獻之設施為一、二期					

乾式貯存設施及一號低放射性廢棄物貯存庫。三座設施皆位於未來規劃之保留區南端。未來電廠除役後，其非保留區域之範圍、管理辦法，本公司將視對關鍵群體實際之劑量影響情形與劑量限值(非保留區 0.25 mSv/y)進行評估、規劃，並提報主管機關核備。					
2. 本公司依照「核子反應器設施管制法施行細則」辦理除役保留區之規劃與劑量限值。					
3. 其中保留區各設施的劑量都將個別評估並進行整體考量。					
第 2 回合審查意見					
針對 1.之回復說明，請澄清保留區域對非保留區域之劑量貢獻，是否有考慮發生意外事故可能造成之劑量；另請澄清第一、二期乾式貯存設施，是否可能因室內或室外之設計不同，而造成不同之劑量貢獻。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝委員的寶貴意見，非限制性使用之廠址釋出標準 0.25 mSv/y，為作業與既有設施正常運轉下造成輻射曝露之輻射劑量。保留區域內個別設施因意外事故可能造成的劑量，已分別在安全評估報告內進行考量。 ;另外乾式貯存設施之劑量貢獻，需視實際設計時，是否能達到法規要求之劑量標準以下，並不會因為室內或室外之型式不同，而造成劑量貢獻的差異。					
審結意見					
同意答覆說明，並列為重要管制事項。					

意見編號	17-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04	17	17-2	結案
第 1 回合審查意見					
「保留區在其邊界上將設置固定圍籬或圍牆，以防止非工作人員進入。」					
(1)因為保留區域內有用過核子燃料乾式貯存設施，請問保留區邊界設置固定圍籬或圍牆，是否符合保安的規定？					
(2)另外該邊界是否為輻射劑量評估的場界？其距離是否足夠？					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員意見。					
(1) 保留區邊界設置固定圍籬或圍牆，應符合除役計畫保安的規定。					
(2) 未來在完成乾式貯存與廢棄物處理入庫後，本公司將對於各設施之實際劑量影響進行評估；視實際情形規劃設施與非限制使用區域之邊界。並將同					

時規劃保安與保防等相關措施，提報主管機關核准後執行。					
第 2 回合審查意見					
(1)因為核一廠除役後，廠內仍有用過核子燃料與低放射性廢棄物等不同貯存設施，請說明除役計畫保安的規定為何。					
(2)第二點答復建議台電公司修正，因為主管機關不會同意台電公司「完成乾式貯存與廢棄物處理入庫後，本公司將對於各設施之實際劑量影響進行評估，...,提報主管機關核准後執行」，所有設施在運轉前就需要通過安全審查。					
第 2 回合審查意見回復					
(1) a. 核一廠除役後，用過核子燃料，如果仍然貯存於反應器 5 樓，保安等級仍依現行保安計畫維持在緊要區等級；若移至乾式貯存場，則自熱測試以後為保護區等級；若乾式貯存場使用過燃料需要再取出，則使用過燃料再取出設施至少為保護區等級。					
b. 除役後低放射性廢棄物貯存場，保安等級維持為控制區等級。					
以上保安等級之變更，依核一廠保安計畫執行之，如有需要變更，本公司將提送保安計畫變更申請予大會審查後執行之。					
(2)感謝委員指正，現有之一期乾式貯存場與一號、二號廢棄物貯存設施使用前已完成安全分析報告並通過主管機關審查取得執照。未來預定興建之三號貯存庫、二期乾貯場及熱處理設施亦將比照上述方式向主管機關申請執照。目前採用保留區邊界為輻射劑量評估的場界，除役完成後將再對保留區內各設施之實際劑量影響進行再評估，並視情況調整邊界。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	17-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04	17	17-3	結案
第 1 回合審查意見					
(3) 用過核子燃料再取出設施(若需要)：					
(4) 玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施(若需要)：					
請問何時可以確認其必要性？若無法確認，如何進行後續設計規劃？					
第 1 回合審查意見回復					
有關「用過核子燃料再取出設施」係配合核一廠乾貯設施一併規劃；而「玻璃固化高放射性廢棄物貯存設施」係考量該設施興建與否取決於用過核子燃					

料外運計畫是否執行，且該貯存設施係於其 20 年後回運貯存所需而設置，故該設施於本計畫先予以刪除。

第 2 回合審查意見

同意答復，請台電公司據以修正核一廠除役計畫書相關內容。

審結意見

遵照辦理，如附件 17-011-B。

意見 編號	17-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、F04、A01	17	17-8、17-9	結案

第 1 回合審查意見

DCGL 的推導分為五個步驟：決定廠址未來用途(與對應之廠址使用劑量標準)、關鍵核種、曝露情節、曝露途徑及廠址特定參數。

(1) 關鍵核種部分，是為判定除役後可能殘留在廠址內的關鍵核種。但本計畫採用參考蘭嶼暫貯之核一廠放射性廢棄物的關鍵核種作為核一廠除役後廠址內可能殘留之核種，並不恰當。因為廢棄物安全貯存將來經過適當清理後，並不會有殘留問題。請台電公司仍需實際調查確認核一廠除役後廠址內可能殘留之核種。

並請說明表 17-1 之資料來源。

(2) 曝露情節部分，台電公司選用居住農夫情節，但實際上將來核一廠廠區轉作電力事業用途的工作人員曝露，可能更為關鍵。請台電公司說明。

同時請台電公司說明未來在緊鄰除役保留區的電力事業用途區域的工作人員，是否屬於輻射工作人員？

(3) 廠址特定參數部分，為評估核種之遷移速度，推導 DCGL 時需要水文及地質參數等與廠址特性相關之資料。台電公司為求有效推導 DCGL，本公司將於推算 DCGL 時，對無法取得之特定參數進行靈敏度分析，以鑑別對 DCGL 推算結果影響較為顯著之參數。請問台電公司哪些水文及地質參數等與廠址特性相關之資料是無法取得之特定參數？，若無法取得特定參數，如何提高對這些參數取得之精確度要求？請釐清本段文意。

第 1 回合審查意見回復

1.感謝委員之建議與意見，未來將實際調查確認殘留之核種。目前表 17-1 中之資訊係參考蘭嶼暫貯之核一廠放射性廢棄物的關鍵核種，該表格內容亦

將視停機後之調查結果進行修訂。

2. 農夫情節之曝露途徑屬於最為保守之情節假設，故此規劃階段基於保守原則，並提供劑量餘裕之考量下，選擇該情節作為代表。未來亦可視實際情況修改情節假設條件。

核一廠未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準(不含保留區域)，即對一般人造成之年有效等效劑量不超過 0.25 mSv。保留區外之土地係經廠址輻射最終狀態偵測，確認符合該劑量管制標準方釋出進行廠址再利用，故保留區外之工作人員，應不屬於輻射工作人員。

3. 廠址水文地質係數可透過 RESRAD 靈敏度分析的結果，來確認其對 DCGL 值之影響。並根據影響等級，決定是否為重要參數，若為重要參數者，應於該廠址進行現地調查時取得相關資料。目前核一廠的污染帶面積、污染帶密度、污染帶總孔隙率、飽和帶密度、飽和帶總孔隙率、飽和帶有效孔隙率、未飽和帶密度、未飽和帶總孔隙率、未飽和帶有效孔隙率...等參數，應於停機後進行調查及確認。

第 2 回合審查意見

1. 同意第一項答復內容，並請將答覆內容列入核一廠除役計畫。
2. 以農夫情節之曝露途徑進行劑量評估，是否會干擾除役拆除作業之進行，請說明。另未來在緊鄰除役保留區的電力事業用途區域的人員，其受保留區影響的可能劑量為何，請說明。
3. 同意 2、3. 回復說明，惟針對第 3 點，請將本項回復列入「除役工作承諾事項列表」。

第 2 回合審查意見回復

1. 感謝委員意見，原除役計畫 17-8 頁內「關鍵核種」一節中已包含上述答覆。
2. 感謝委員意見。
誠如委員所述，根據目前場址再利用規劃策略，核一廠廠區未來應為電力事業使用；故電力事業用途工作人員之曝露確實更為關鍵。依據以上考量，未來該地區受影響對象應為工作人員為主。
故根據上述原因，將該處原文「對各種情節而言，由於居住農夫情節涉及最多可能導致輻射曝露之行為，故本公司將採居住農夫之保守情節來評估 DCGL，並加強分析受曝者之行為模式、習慣等特性。」修訂為「根據目

前場址再利用規劃策略，核一廠廠區未來應為電力事業使用，為符合再利用規劃之設計，本公司將採用工作人員之情節設計來評估 DCGL，並加強分析受曝者之行為模式、習慣等特性。」

緊鄰除役保留區的電力事業用途區域的人員，受保留區影響的劑量可由保留區內設施的劑量評估結果決定；非保留區劑量可根據工作人員的情節假設利用劑量評估軟體(例如 RESRAD)進行估算，總計量合計為 0.25 mSv/a。上述修訂如附件 17-012-2-B。

3. 本項第 1 回合審查意見重新回覆。針對推導 DCGL 所需之水文地質參數，將應用 RESRAD 程式進行參數靈敏度分析，依靈敏度分析結果，確認關鍵參數。停機後將針對關鍵參數進行調查，或參考國外案例與相關參數，進行分析比較以提昇精確度。核一廠的污染帶面積、污染帶密度、污染帶總孔隙率、飽和帶密度、飽和帶總孔隙率、飽和帶有效孔隙率、未飽和帶密度、未飽和帶總孔隙率、未飽和帶有效孔隙率...等參數是目前無法取得之特定參數。

第 3 回合審查意見

1、2. 同意答覆。

3. 請將本項回覆列入「除役工作承諾事項列表」。

審結意見

3. 遵照辦理，並列為重要管制事項。

意見編號	17-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F20	17	17-2	結案

第 1 回合審查意見

參照本除役計畫書第九章規劃，除役新建設施應包含放射性廢棄物減容設施如焚化爐或超高壓縮機等。另低放射性廢棄物貯存庫所需面積 5,000m² 及用過核子燃料再取出設施所需面積 600m²，與第九章規劃面積分別為 6,000m² 及 44.2m×18.7m，不一致，請說明。

第 1 回合審查意見回復

感謝委員的指正，已依審查意見修正與第九章一致，如附件 17-013-A。

審結意見

同意答覆。

意見編號	17-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A01	17	17-12～17-13	結案
第 1 回合審查意見					
有關受影響區之分類，請確認分類的完整性（例：依據第三章，第 5 號柴油發電機之地基曾受廢液污染，第 26 號倉庫曾儲放未除污之冷凝銅管，但均未納入分類中）。					
第 1 回合審查意見回復					
感謝委員提醒。其中第 26 號倉庫儲放的是經過除污後的冷凝銅管，無污染之虞。第 5 號柴油發電機位於二號機廢液排放管路，屬該聯合結構廠房區域，該區已依 HSA 結果列為受影響區域。上述受影響區之分類，已根據歷史資料以及目前情況再確認分類之完整性，並依據分類結果將可能受影響區域分類如下：					
受影響之建築：一號機聯合結構廠房與汽機廠房、二號機聯合結構廠房與汽機廠房、主煙囪與煙道、廢氣廠房、放射試驗室、洗衣房、27、28、29 號倉庫、廢棄物壕溝、一號低放射性廢棄物貯存庫、二號低放射性廢棄物貯存庫。					
受影響之土地：上述建築周圍土地及拆除舊洗衣房廢土掩埋場區域。					
審結意見					
同意回復說明。					

意見編號	17-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		A35	17	17-14	結案
第 1 回合審查意見					
台電公司會另制定最終輻射偵測計畫書，請繪製時程表說明目前的規劃時程。					
第 1 回合審查意見回復					

最終輻射偵測計畫書及相關的作業程序書，應於未來除役第三階段實際執行最終狀態偵測前，依當時實際現況提報。

相關時程係配合整體除役計畫工作排程進行規劃，目前已規劃將於最終輻射偵測作業預定執行 1 年前提交最終狀態計畫書，並依據除役計畫第六章之排程規劃最終狀態偵測作業預定於民國 128 年 7 月 1 日~129 年 6 月 30 日期間進行。

審結意見

同意台電公司回復內容，並列為重要管制事項。

意見編號	17-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、A35、S15	17	17-21	結案
第 1 回合審查意見					
請問表 17-1 易測核種與難測核種區分的原則或做法為何？另請說明為什麼將氙核種歸屬於難測核種。					
第 1 回合審查意見回復					
(1) 感謝委員指正，原文列表已修訂氙核種為易測核種，如附件 17-016-A。					
(2) 關於易測核種與難測核種區分之原則，補充說明如下：難測核種為進行度量前需由化學或物理方式進行前處理的相關核種，因無法直接進行輻射量測，故稱為難測核種；而容易由一般非破壞技術量測之核種，則可稱為易測核種。					
第 2 回合審查意見					
4. 表 17-1 為參考蘭嶼貯存場之核一低放射性廢棄物資料所建立之關鍵核種表，其中區分為易測核種與難測核種。請問未來停機後的輻射特性調查是否包含這些難測核種，為避免外界誤解(無法測定？或評估不可靠？)，建議於報告中補充說明對於難測核種的規劃與可能因應方案。					
5. (2)請將所回覆之易測核種與難測核種區分原則補列於表 17-1 之註中。					
第 2 回合審查意見回復					
4. 為確保充份掌握輻射分佈及可能影響的核種，未來停機後的輻射特性調查會包含難測核種分析。對難測核種分析的規劃與可能因應方案已規劃於相關的調查程序書中。未來難測核種分析將交由具 TAF 實驗室認證之機					

構，依照特定程序進行分析。
5. 遵照辦理，如附件 17-016-B。
審結意見
同意答覆。

意見編號	17-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S17	4-1	4-1	結案
第 1 回合審查意見					
最終狀態偵測規劃，參考第十七章三節。但十七章三節的說明，未詳細說明偵測規劃。					
第 1 回合審查意見回復					
謝謝委員意見。 第十七章、三節目前為針對最終狀態偵測規劃準則與規劃方法進行說明，包含：(一)偵檢目標與說明；(二)偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目之決定等)；(三)偵測位置之決定；(四)調查基準之決定；(五)偵測方法；(六)品質保證方案；(七)偵測結果之評估及廠址使用劑量標準；(八)廠址特性輻射偵測期間未考量之殘留放射性活度...等相關內容之規劃準則與方法。 為保留未來進行除役工作時的彈性，實際偵測程序細節應保留由未來之最終狀態偵測計畫書及作業程序書中決定，本公司已規劃於除役第三階段實際執行最終狀態偵測前，完成上述計畫並提交主管機關審視。					
審結意見					
同意答覆，並列為重要管制事項。					

意見編號	17-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	17、三(一)	17-9	結案
第 2 回合審查意見					
第 7 行：廠址特定參數...對於無法取得之特定參數進行靈敏度分析...進而提高對這些參數取得之精確度要求。 該句子描述易誤解，”無法取得”之參數要如何提高”參數取得之精確度”？請修訂或補充說明。					

第 2 回合審查意見回復

原文語意為：利用靈敏度分析評估參數的重要性及對精確度的需求。
修訂該段落為「...進而提供對這些參數重要性及精確度需求的掌握能力。」，
以避免誤解，如附件 17-018-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	17-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	17、三(七)	17-16	結案

第 2 回合審查意見

第 2 行：...當數據點數量少於 30 點時，變異範圍將約略為標準差之 4-5 倍。
對於較多之數據群，變異範圍會更為寬廣。
該句子描述不清楚易誤解，一般數據假設為常態分布時，3 個標準差已達 99.7% 的涵蓋率，4-5 個標準差或更大是代表？請修訂或增加文獻補充說明。

Range	Expected Fraction of Population Inside Range	Approximate Expected Frequency Outside Range	Approximate Frequency for Daily Event
$\mu \pm 0.5\sigma$	0.382 924 922 548 026	2 in 3	Four times a week
$\mu \pm \sigma$	0.682 689 492 137 086	1 in 3	Twice a week
$\mu \pm 1.5\sigma$	0.866 385 597 462 284	1 in 7	Weekly
$\mu \pm 2\sigma$	0.954 499 736 103 642	1 in 22	Every three weeks
$\mu \pm 2.5\sigma$	0.987 580 669 348 448	1 in 81	Quarterly
$\mu \pm 3\sigma$	0.997 300 203 936 740	1 in 370	Yearly
$\mu \pm 3.5\sigma$	0.999 534 741 841 929	1 in 2149	Every six years
$\mu \pm 4\sigma$	0.999 936 657 516 334	1 in 15 787	Every 43 years (twice in a lifetime)
$\mu \pm 4.5\sigma$	0.999 993 204 653 751	1 in 147 160	Every 403 years (once in the modern era)
$\mu \pm 5\sigma$	0.999 999 426 696 856	1 in 1 744 278	Every 4776 years (once in recorded history)
$\mu \pm 5.5\sigma$	0.999 999 962 020 875	1 in 26 330 254	Every 72 090 years (thrice in history of modern humankind)
$\mu \pm 6\sigma$	0.999 999 998 026 825	1 in 506 797 346	Every 1.38 million years (twice in history of humankind)

第 2 回合審查意見回復

感謝委員提醒，3 個標準差已達 99.7% 的涵蓋率。為避免語意不清或造成誤解，已將該段敘述「當數據點數量少於 30 點時，變異範圍將約略為標準差之 4-5 倍。對於較多之數據群，變異範圍會更為寬廣。」刪除。修訂結果如附件 17-019-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	17-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	17	17-20	結案
第 2 回合審查意見					
圖 17-3 建物與土地汙染分級流程，部分流程表示不清處：					
1. 流程圖右上方「初步假設為最終狀態偵測分類的第 1 級地區」在此處之流程圖、意義及流程不明。 2. 判斷地區受影響?後有一流程至「不受影響區不續偵測」，在其流程線上應加註”否”。					
此流程圖之流程說明應於本章計畫中列出。					
第 2 回合審查意見回復					
1. 本圖為引用 MARSSIM 內的流程圖，流程圖右上方標示代表歷史資料評估前的初步假設。 2. 感謝評審指正，該流程線上應加註”否”。 相關說明將補充於圖 17-3 下方，補充說明如下： 「MARSSIM 流程系初步假設所有地區皆為最終狀態分類的第 1 級。由廠址歷史調查程序劃分受影響區域；不受影響地區可不需偵測，受影響地區依範圍偵測結果，將無污染地區歸類為最終狀態分類的第 3 級。污染地區依特性調查偵測結果，將污染低於 $DCGL_w$ 值之地區分類為最終狀態分類的第 2 級；若污染高於 $DCGL_w$、$DCGL_{EMC}$ 值或無充足資料證明為第 2 級之地區，應進行改善措施、輔助偵測並劃分為最終狀態分類的第 1 級。」 修訂如附件 17-020-B。					
審結意見					
同意答覆。					

意見編號	17-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	17	17-5	結案
第 2 回合審查意見					
17-5 頁第 6 行，「剩餘結構經放射性比活度取樣分析後，符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」者(殘餘核種比活度值)，其在地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，保留地表下 1 m 以下之結構，…」，請說明其中訂 1 m					

之來源與依據。
第 2 回合審查意見回復
感謝委員意見。 該段描述係參考美國、歐洲及日本核能電廠除役經驗，可選擇不將圍阻體下面之結構物完全拆除。以 Connecticut Yankee 除役計畫為例，其地表下 4 ft (1.2 m) 以下之結構仍保留。故參考上述除役經驗，地表下 1 m 以下之結構經除污再偵測確保無污染後，則予以保留，並將結構物內之空間以拆除下來的混凝土回填，地表下 1 m 以上至地表處，再以新建設施興建所產生之棄土覆蓋。
第 3 回合審查意見
1. 同意答覆。 2. 建議將”地表下方 1 m 以下之結構經除污再偵測確保無污染後，則予以保留”文字等敘述明確列入計畫書中，使計畫書能更清楚表達保留之結構均無污染疑慮。
第 3 回合審查意見回復
2. 依審查建議修訂計畫書第二、(二)節(p.17-5)。
審結意見
同意答覆。

意見編號	17-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	17	17-15	結案
第 2 回合審查意見					
17-15 頁描述：「廠址最終輻射偵測作業完成後，須依據偵測結果，確認廠址是否符合廠址使用劑量標準。一般而言，量測結果依其數值高低及分布，將有下列三種情形： 1.偵檢單元內全部的量測數據均高於 DCGL； 2.偵檢單元內全部的量測數據均低於 DCGL； 3.偵檢單元內的量測數據部份高於 DCGL，部份低於 DCGL。 前 2 項量測結果，分別表示偵檢單元超過及符合廠址使用劑量標準。第 3 項量測結果需使用統計檢定方式，來判別其為超過或符合廠址使用劑量標準。」 其中第 3 種情形部份量測數據高於 DCGL，需使用統計檢定方式來判別其為超過或符合廠址使用劑量標準，是否表示量測方法有其不確定性，使得量測					

結果需使用統計方式檢定？則同理，為何第 1 及第 2 種情形的量測數據就可全部相信，不需做統計檢定即可確認結果，而可直接表示偵檢單元超過及符合廠址使用劑量標準？

第 2 回合審查意見回復

感謝評審提醒，最終狀態偵測為所有的拆除及除污作業完成後進行，做為廠址是否可釋出的依據。故應不能有偵測結果高於 DCGL 的情況。為避免造成誤解及強調最終狀態偵測量測數據均應低於 DCGL。

已將該段落應修正為：刪除「第 3 項量測結果需使用統計檢定方式，來判別其為超過或符合廠址使用劑量標準。」增加「若發生 1 或 3 的情形，應再進行改善措施或除污並再進行量測分析，以確保該區域符合 DCGL 標準。」修訂如附件 17-022-B。

審結意見

同意答覆。

意見編號	17-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	17	17-1	結案

第 2 回合審查意見

1. MARSSIM 的中文原意請再列出，以利不同章節的審查人了解。
2. 法規的劑量單位是“有效劑量”不是“有效等效劑量”，第十七章有多處用錯了，需改正。

第 2 回合審查意見回復

1. MARSSIM 為美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)。
2. 感謝委員提醒，修訂如附件 17-023-B。

審結意見

同意 1，2 說明。

意見編號	17-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	17	17-4	結案

第 2 回合審查意見					
除役後，規劃為非限制性使用區域，在計算其核種之 DCGL 值之前，建議先評估未來的保留區內既有的與將來要加建的廢棄物貯存設施等，對這些非限制性使用區域的累積年劑量貢獻有多少？若已超過 0.25 mSv/a，則規劃其用途或加圍籬或計算 DCGL 值時，必須做更仔細的考慮。					
第 2 回合審查意見回復					
感謝委員提醒，DCGL 值推導應先評估未來的保留區內既有的與將來要加建的廢棄物貯存設施等，並考量其劑量對 DCGL 值的影響。 已將上述列入承諾事項，以確保 DCGL 值符合年劑量 0.25 mSv 的目標。					
審結意見					
同意說明，並列為重要管制事項。					

意見編號	17-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	17	17-8	結案
第 2 回合審查意見					
若空間劑量已大於(或等於) 0.25 mSv/a，則將如何推導 DCGL？					
第 2 回合審查意見回復					
若發生空間劑量已大於(或等於) 0.25 mSv/a 的情況，則會適當調整(擴大)圍籬或增加設施之輻射屏蔽，降低對邊界的劑量貢獻，以利 DCGL 的推導。					
審結意見					
同意說明。					

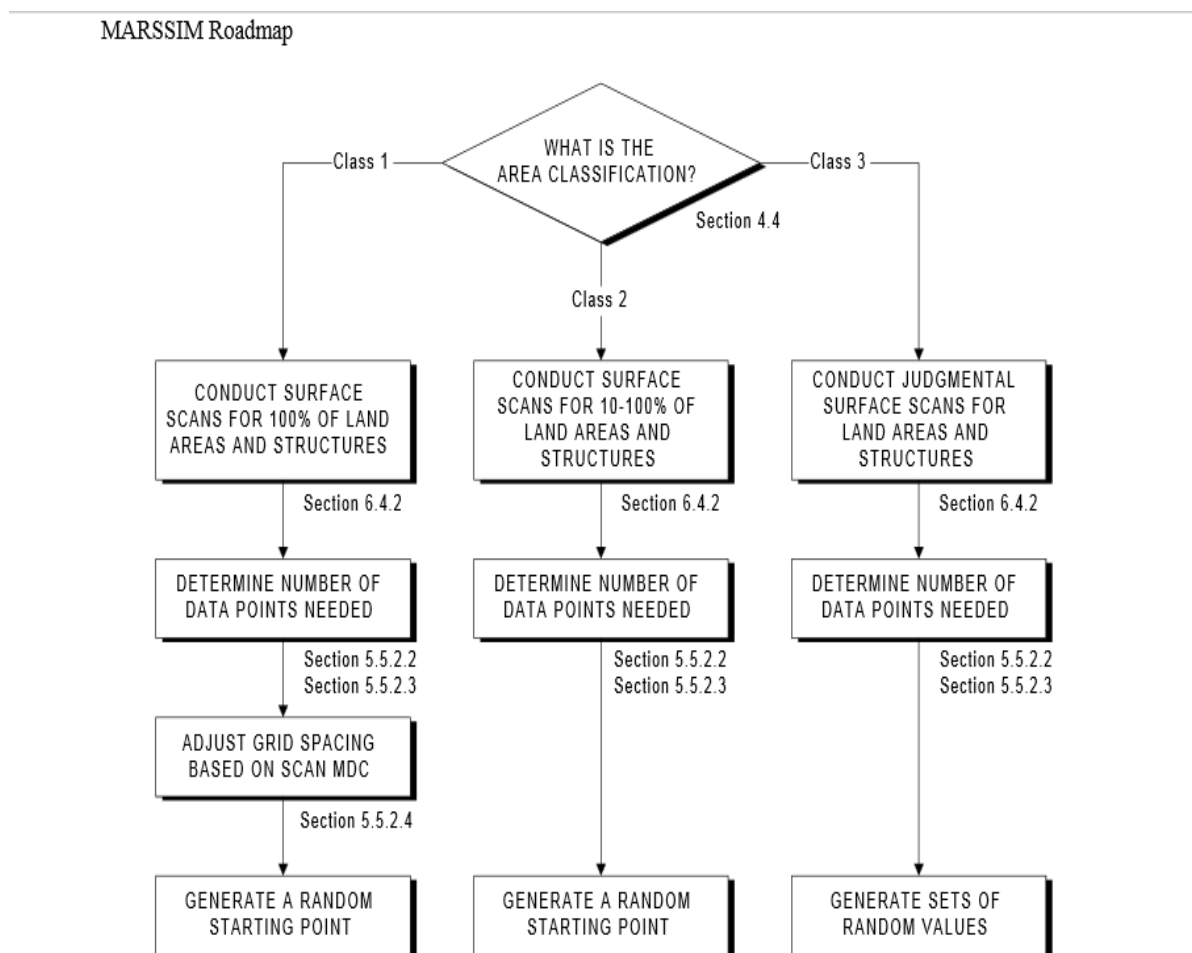
意見編號	17-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	17	17-11	結案
第 2 回合審查意見					
1. COMPASS 程式請列其參考文獻。 2. 第二段最後第二行，表面掃描，建議修改為“地表面掃描偵測”較容易看懂，其後敘述及表 17-2 亦同。					
審結意見					

感謝委員意見。

1. COMPASS 參考網址為: <http://www.marssim.com/Tools.htm>

2. 參考 MARSSIM 方法，表面掃描(surface scan)包含建物牆面與地表面，並非單指地表面，故建議維持原文。

參考資料：



https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-06/documents/marssim_roadmap.pdf

審結意見

同意 1，2 說明。