原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第一章　綜合概述(已結案7項，共7項)

意見編號	01-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S02、B02、B04、B15、F15	一、二、(三)	1-19~34	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫內文圖資部分：

1.圖一標示之除役起始時間為113年，應以主管機關核發除役許可所載之生效日期為準，請檢討修正。

2.除役計畫所附廠區圖過小，無法清楚顯示詳細之拆除建築物，請提供詳細圖面。圖1-2，建議拆除範圍及除役範圍各增列一張詳圖，以便更清楚了解哪些設施會拆，哪些會被保留;另請確認圖內標示之正確性(如編號15之廠房未標明於圖內)。

3.第1-33頁及第1-34頁圖示建議可再調整，力求清晰明瞭及完整以利審查。

4.第三節有關核三廠廠區範圍及工程圖件部分，請列出各重要廠房系統與設備配置情形。對於廠區內地下之管路、結構物及設備等相關圖資，請說明其管控情形。

5.依據報告書第一章、二、(三)除役期間改建或新建之設施：「...相關放射性廢棄物處理/貯存設施於興建及運轉前，將依我國相關法規規定(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)，向原能會提出申請。」設施之拆除、改建及新建，除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外，仍涉及水保、環境及建築等其他領域之相關法規，建議應將相關法規併同陳列。

6.有關除役相關文件與工程圖件之建立及保存，除依循核三廠程序書1100系列之規定外，請另說明所需符合之相關法規規範。

7.依圖1-1，用過燃料池島區啟用，至燃料全數移至用過燃料中期貯存設施，期程約在116年~126年間。請再澄清用過燃料中期貯存設施之預定啟用時程，以及燃料移置所需時程。

第一回合審查意見答復

1.因主管機關核發除役許可所載之生效日期目前未可確定，故已於圖1-1註解中標示「目前圖面表示為可於預定時間取得除役許可後之標示」。

2.擬依審查意見修訂第1-18頁內文：「核三廠除役係以廠界為計畫管制範圍，但拆除、興建及放射性廢棄物營運等作業集中於除役開發範圍內進行(詳圖1-2)。拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共46處建物等(拆

除建物清單，詳本計畫表6-1)。其餘建物視本公司經營需要予以保留或拆除。在土地解除管制前，將進行最終狀態偵測，以廠址之輻射劑量符合「非限制性使用」為標準，未來土地用途朝電力事業用途來做規劃。」，並同步修訂圖1-2核三廠廠區示意圖，增加圖1-3拆除範圍示意圖。詳細修訂結果如附件01-001-02-A。

3.此二頁圖面僅係說明本公司有建立相關3D 模型之佐證，圖面詳細資訊檢視仍需配合電腦，使用專用軟體方可查閱，為利審查，先採調整格式為橫式方式處理，詳如附件01-001-03-A。

4.本公司之圖面文件，對於廠區內地下之管路、結構物及設備等相關圖資等，於除役期間仍會依循現行管理制度進行管控，相關之工程圖件之建立及保存皆依核三廠圖面管制程序書(1106.02)及品保紀錄之管制程序書(1107.01)之規定辦理，相關圖資管控簡要說明如下：

圖面管制程序書係說明 MMCS（Maintenance Management Computerization System）之技術文件管理系統（Technical Document)從設計、施工至移交營運單位運轉、維護所需設計圖面及程序書之電腦化管理作業。

品保紀錄之管制程序書係商業運轉期間，與核能安全或品質有關之各項作業紀錄，無論其為紙本或電腦檔案，送文件中心集中保管或各單位自行保管，保存年限為永久保存或非永久保存者均屬於本程序書管制範圍。

5.擬依審查意見增修為：「...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)，向原能會提出申請，另涉及水保、環境及建築等其他領域之作業亦將遵循相關法規辦理。」，修訂結果如附件01-001-05-A

6.除役相關文件與工程圖件之建立與保存除依循核三廠品質管制程序相關程序書(1100系列)外，本公司將依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第十四條：「除役計畫與其相關送審文件、資料及依本辦法提報之各種報告或紀錄，經營者應永久保存；其餘除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料，依同法條訂定類別清單及保存期限，並報主管機關備查。」，辦理相關文件保存。

7.本計畫之燃料挪移時程，係參考本計畫第六章圖6-1，用過燃料中期貯存設施之預定啟用時程為121年6月，燃料全數移至用過燃料中期貯存設施預定於126年9月完成；燃料移置所需時間估計約5年，應屬合理規劃，未來如實際期程有所變化，將再依照實際情況調整除役計畫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、3；圖1-2；圖1-3(新增圖面)；圖1-5~圖1-6；二、(三)

第二回合審查意見

1.本項待正式取得主管機關核發除役許可後，需於除役計畫進版時修改圖1-1之時間標示。

4.

(1)本項答復請依提問需求於第三節有關核三廠廠區範圍及工程圖件部分，增加列出各重要廠房系統與設備配置情形，請改正。

(2)答復說明對於廠區內地下之管路、結構物及設備等相關圖資等，於除役階段仍會依循現行管理制度進行管控，請盤點說明，目前廠區內地下之管路、結構物及設備等圖資是否完整齊備。為確保施工安全、防止開挖損及地下管線引發意外事件，請說明程序管制上與作業施工前，如何確認目前保存及使用之地下管路圖資為最新的管線資料及管線路徑圖資，以利確認施工開挖前地下管線實際之埋設情形，相關確認程序是否已規範於程序書內。

6.同意答復，除役計畫相關文件保存年限，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理，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，本項列入重要管制事項。

除以上第1、4、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.待正式取得主管機關核發除役許可後，將配合修改圖1-1之時間標示。

4.

(1)依審查意見，擬新增「圍阻體廠房(圖1-7~圖1-10)及輔助廠房(圖1-11~圖1-14)各主要系統與設備配置與樓層布置。」，詳細修訂結果如附件01-001-04-B (新增)

(2)本公司之圖面文件，對於廠區內地下之管路、結構物及設備等相關圖資，於除役期間仍會依循現行管理制度進行管控，相關之工程圖件之建立及保存皆依核三廠程序書1100系列之規定辦理，以確定圖資均為最新版，確保除役工作正確執行。。目前現行各系統地下管路管控係參照地下管線檢測計畫程序書，經盤點計有10份相關檢查程序書，業已發行，如下表所示：

程序書編號	系統	程序書名稱
700-M-278	BL、BN	反應爐補充水埋管管線檢查程序書
700-W-152	AM、AN、AP、KD	生水及除礦水埋管管線檢查程序書
700-M-279	HG	用過燃料池洩漏偵測管檢查程序書
700-W-151	AK	冷凝水埋管管線檢查程序書
700-W-153	KC	消防地下管線檢查程序書
700-M-280	DD、DS	海水地下管線檢查程序書
700-M-282	EJ	密閉冷卻水埋管管線檢查程序書
700-M-283	HB、LA、LB、LE	廢液埋管管線檢查程序書
700-W-150	JA、KJ、KT	燃油地下管線檢查程序書
700-M-281	KA	壓縮空氣埋管檢查程序書

作業施工前，主辦組將依開挖與回填工程程序書規定填寫土方開挖工程會核表，並送各組確認開挖處是否有地下管路，以利確認施工開挖前地下管

線實際之埋設情形。並於開工前。主辦組檢驗員、助理檢驗員及包商於召開開工前講習與工具箱會議，會中針對開挖注意事項及開挖中遇緊急狀況時處置方式進行宣導。

6.有關除役計畫相關文件保存年限，本公司將依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：新增圖1-7~圖1-14

第三回合審查意見

6.除役計畫相關文件保存年限，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理，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。本項列入重要管制事項。

除以上第6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

6.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：NA

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**01-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B03、B04、B08	一(四)1	1-1，1-15	結案

第一回合審查意見

有關參考文獻內容反映至除役計畫事項：

1.請說明核三廠除役計畫所參考 EPRI 10003025(參考文獻1)的內容。

2.綜合概述第3段所載「參考 IAEA WS-G-5.2安全評估建議，於核三廠除役計畫各章節中闡述說明」，請說明在各章節如何反映 IAEA WS-G-5.2安全評估建議及相關作法。

3. 第 1-1 頁，第 4 段提到參考 IAEA WS-G-5.2 "Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material"，此報告係針對使用放射性物質設施(亦包括核能電廠)，建議另將針對核電廠之 IAEA SSG-47 "Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities"納入參考。

4.第1-43頁，針對「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第八條規定之辦理情形，請說明核三廠除役計畫如何納入此部分。

5.第1-11~1-14頁，「引用法規與準則」，列出有關美國核能聯邦法規及法規指引等參考資料，請檢討並視需要納入將提交之除役期間更新版安全分析報告。

第一回合審查意見答復

1. EPRI 1003025之前身，係美國 Oyster Creek 核電廠率先提出妥善的除役規劃書，並撰擬除役手冊。該除役手冊內容包括決策方法、工作分類，同時也建立了管理組織、人員訓練計畫及公眾意見之處理等，並將除役工作分成32項主要業務，美國電力研究所參考該廠所發展之除役手冊，於2001年11月提出 EPRI 1003025報告。

EPRI 1003025所進行的除役工程經驗訪談，來源主要為 Oyster Creek、Maine Yankee、Connecticut Yankee 和 Yankee Rowe 等核電廠，內容包括：管理、持照、工程、廠址外釋、用過核子燃料及溝通等。其重要建議項目包括：較細部規劃應及早進行、增加強調工安的重要性、與利益相關人溝通、與管制人員的互動、人力資源議題、用過核子燃料特性調查與文件化、廠址歷史評估與特性調查等。

本公司除依循「核子反應器設施除役計畫導則」撰寫之外，也參考 EPRI 1003025提出32項主要業務(Decommissioning Task Outlines, DTO)規劃核三廠除役工作，並於本計畫各章節中闡述說明，參採情形詳如下表所示：

EPRI 1003025 Decommissioning Task Outlines	核三廠除役計畫參採章節
DTO-1: Cost Estimate and Funding Assurance	附件
DTO-2: Summary-Level Schedule	第一章
DTO-3: Management Issues	第十二章
DTO-4: Pre-Shutdown Recommended Practices	第一章、附件
DTO-5: Organization and Staffing Plan	第十二章
DTO-6: Community Relations and Stakeholder Communications	另行規劃
DTO-7: Certifications, Exemptions Requests, and Fee Relief	本計畫不適用
DTO-8: Exposure Estimate	第七章、第十章
DTO-9: Environmental Assessment (Environmental Report)	另案申請
DTO-10: Post Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR) Preparation	本計畫各章
DTO-11: Spent Fuel Storage	第十三章
DTO-12: Accident Analysis and Spent Fuel Pool Heatup Calculations	第七章
DTO-13: Defueled Technical Specifications	第五章
DTO-14: Occupational Safety	第七章、第十章
DTO-15: Vendor Assessment and Selection Recommendations	另行規劃
DTO-16: Project Controls	第六章

DTO-17: Historical Site Assessment	第三章
DTO-18: Site Characterization	第二章、第四章
DTO-19: Federal/State/Local Regulatory Compliance	第一章
DTO-20: Final Safety Analysis Report (FSAR) Update Plan	第五章
DTO-21: License Termination Plan (LTP)	本計畫不適用
DTO-22: Systems Identification and Reclassification	第五章
DTO-23: Programmatic Revisions	本計畫各章
DTO-24: Quality Assurance Program Plan	第十五章
DTO-25: Work Processes and Procedures Reviews	第六章
DTO-26: Systems and Structures Decontamination	第八章
DTO-27: Reactor Pressure Vessel (RPV) and Large Component Removal and Shipping	第六章、第九章
DTO-28: Deconstruction Power Supply	第五章
DTO-29: Area Based Work Plan and Integrated Schedule	第六章
DTO-30: Dismantlement Major Task Sequence	第六章、第八章
DTO-31: Low-Level Waste Liquids, Solids and Mixed Radioactive Waste	第八章、第九章
DTO-32: Hazardous Waste Disposal (Non-Rad)	第九章

上述於核三廠除役計畫各章節已參採項目說明如下

DTO-1	應針對核三廠特定的考量，以及所採用除役策略、除役方法，評估除役成本的充足性。本計畫附件依據核三廠除役計畫規劃，說明台電公司之技術與管理能力及財務基礎等，足以勝任除役計畫之執行。
DTO-2	應說明規劃目標與簡要的時程表，以及設施除役所需的任務、流程、程序修訂、修改。本計畫第一章綜合概述已說明核三廠除役之需求與目的，進行除役相關專有名詞、參考文獻與引用法規之彙整，並界定核三廠除役目標與範圍，以及提供核三廠重要系統、重要組件之現況說明及廠區地圖、相關工程圖件等資料，以作為本計畫其他章節編撰時之依據與原則。
DTO-3	應說明電廠從營運轉為除役組織，利用具備之管理技術推動除役計畫並予以監督。本計畫第十二章考量核三廠一、二號機之執照屆期時程，依據實際業務量以及規劃各階段之工作性質進行組織調整。為確保除役作業順利執行，本公司亦研擬訓練方案，規劃在除役各階段分別對工作人員與承包商施予適當訓練，以確保除役作業之安全及品質。
DTO-4	利用一些良好的做法來推動除役作業，包括部分建議的 DTO，最好在規劃階段即開始進行。本公司沿用營運核三廠40年所累積之營運技術與管理能力，進行除役計畫的整體規劃，同時積極吸取國外經驗，落實各項除役作業前的準備。
DTO-5	應盤點電廠從營運轉為除役組織所需的人員配額。本計畫第十二章考量核三廠一、二號機之執照屆期時程，依據實際業務量以及各階段規劃之工作性質進行人員配額控管。
DTO-8	應確立除役輻射劑量相關議題，並將結果量化於 PSDAR，以確保符合管制法規要求。本計畫第七章說明除役期間可能之除

	役意外事件分析，如自然事件(如風、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，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入)、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)，以及工作人員疏失等所造成的輻射意外事件，並評估對工作人員及廠外民眾之影響。本計畫第十章說明核三廠除役期間各項活動對民眾及工作人員之劑量影響，以及規劃輻射防護措施，以符合游離輻射防護法之規定，並證明除役工作可安全進行且符合輻射防護合理抑低原則，確保廠界外關鍵群體及廠界內工作人員，於除役活動期間之輻射安全，以符合法規要求。
DTO-10	本公司已遵循國內法規，完成核三廠除役計畫編訂，包含除役活動、除役排程、技術與管理能力及財務基礎之撰述。關於環境影響部分，也依相關程序向主管機關提送環境影響評估報告及相關書件。
DTO-11	應說明除役期間用過核子燃料貯存策略，並在不影響用過核子燃料貯存下執行除役工作。本計畫第九章說明核三廠除役期間用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃。第十三章並說明核三廠於執行除役作業時核子保防物料及其相關設備之管理規劃，包括核子保防物料、核子保防設施與核子保防器材之名稱、數量、儲存方法、位置與管理程序，以確保符合我國「核子保防作業辦法」及國際原子能總署協議之規定。
DTO-12	應針對特定的用過核子燃料貯存進行事故分析及用過燃料池熱水流分析。本計畫第七章針對用過核子燃料貯存相關之意外事件進行分析。
DTO-13	配合進入除役期間之需求，預先準備燃料移除後之技術規範。本計畫第五章說明燃料移除後技術規範修訂原則，本公司也將於核三廠一號機運轉執照屆期一年前將核三廠除役期間安全分析報告、技術規範與維護管理方案送主管機關審查。
DTO-14	應針對除役工作進程之變化，預先考量除役期間之職業安全規劃。本計畫第七章分析除役作業期間潛在之輻射意外事件，以及火災及爆炸事件，以保守的角度評估其可能導致的結果，並說明該事件對作業人員與民眾安全之影響。本計畫第十章分析各項涉及輻射作業之除役活動對於作業人員輻射曝露劑量之影響，其中包含作業人員劑量評估方法、作業人員劑量影響來源分析、評估數據收集與假設分析、作業人員輻射劑量評估結果及輻射管制作業之管理與紀錄保存。
DTO-16	應建立計畫管理能力，以規劃、掌控除役成本。本計畫第六章建立核三廠應拆除之範圍及時程，排定相關除役作業之安排及設備拆除順序，以及設置放射性廢棄物處理間及興建處理與貯存設施之時程。
DTO-17	應進行廠址歷史評估，並根據 MARSSIM 原則規劃調查範圍、廠址特性及最終狀態調查，以判定不同位置環境是否為受影響區。本計畫第三章分別說明廠址歷史評估方法、核三廠運轉歷史及核三廠運轉過程中曾發生之重大事件與其影響，並對重大

	事件可能污染物質及相關環境影響進行分項說明，最後歸納出廠區內受影響之區域與範圍。
DTO-18	應收集有關分析數據，以HSA評估結果，有效規劃廠址輻射特性調查。本計畫第二章說明核三廠的設施、廠址特性(如地形與地貌、區域地質、生態、水文與氣象及環境輻射等)，以及廠址人文環境(如人口結構與分布、重要公共設施及交通等)等特徵進行彙整、描述，以做為後續各項除役規劃時的背景參考。本計畫第四章依據核三廠廠址與廠房歷史評估調查結果，進行核三廠輻射特性調查作業規劃，並進行實地偵測，掌握並確認廠址內可能之放射性污染範圍與程度。主要提供作業人員集體有效劑量評估及除役廢棄物污染活度估算的參考資訊之外，另也可供未來運轉執照屆期後全面性廠址輻射特性調查作業之規劃參考。
DTO-19	應預先制定計畫，並確定各項作業符合相關法規要求。本計畫第一章綜合概述說明核三廠除役之需求與目的，進行除役相關專有名詞、參考文獻與引用法規之彙整。本計畫各章節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詳列於「參考文獻」一節中。
DTO-20	配合進入除役期間之需求，預先準備燃料移除後安全分析報告。本計畫第五章說明燃料移除後安全分析報告修訂原則，本公司也將於核三廠一號機運轉執照屆期一年前提送核三廠除役期間安全分析報告、技術規範與維護管理方案予主管機關審查。
DTO-22	應確定支援除役和用過核子燃料安全貯存的 SSC，建立除役期間重新分類的方法，以及程序修訂。本計畫第五章依除役各階段之工作內容對電廠進行系統、設備與組件分類及其運轉方式，以及可減免管制事項之評估。未來將依據本章之內容修訂核三廠 FSAR 與技術規範，並視除役各階段之實際作業進程，持續辦理執照文件之修訂。
DTO-23	應確定除役期間需修改的主要及相關程序書。核三廠除役過渡階段需使用之程序書須於核三廠機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
DTO-24	除役期間可適時縮減運轉期間所使用之品質保證計畫範圍。本計畫第十五章說明核三廠除役作業之品質保證方案，係依據本公司建立並經原能會於民國110年1月7日會核字第1090014773號函核備之「核能電廠除役品質保證方案(第1版)」執行。
DTO-25	應完成運轉執照屆期前工作規劃，以加速進入除役期間之工作流程與程序。本計畫第六章說明核三廠應拆除之範圍及時程，排定相關除役作業之安排及設備拆除順序，核三廠除役過渡階段需使用之程序書須於核三廠機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
DTO-26	應建立設備、組件於拆除前的除污計畫和規劃。本計畫第八章針對核三廠除役期間污染範圍進行規劃，說明除污作業方式，包含除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及

	輻射防護。系統除污作業計畫於實際執行前送審，並於核備後據以執行。
DTO-27	應制定大型組件的拆除及運輸策略。本計畫第六章說明核三廠應拆除之範圍及時程，排定相關除役作業之安排及設備拆除順序；針對具活化效應或放射性污染之設備結構、系統及組件，以及廠房污染混凝土，本計畫第六章規劃除役拆除作業，並敘述在各項作業進行時，所需採行之安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散之設計。除役拆除計畫之細部規劃於實際執行前送審，並於核備後據以執行。
DTO-28	應規劃除役作業過程中現場需要的電力，必要時應與用過燃料池隔離，並避免現場電擊風險。本計畫第五章規劃用過燃料池島區運轉所需系統，針對停止運轉之系統須羅列與其他系統之介面邊界隔離閥，以確保持續運轉系統之系統功能不受影響。斷電之作業由下游負載開始，當下游無負載皆斷電後才可往上游負載進行斷電，現場由電廠運轉人員參考「禁止操作卡管制程序」進行。
DTO-29	應制定除役時間表，並納入重要的考慮因素。本計畫第六章說明核三廠應拆除之範圍及時程，排定相關除役作業之安排及設備拆除順序，以及設置放射性廢棄物處理間及興建處理與貯存設施之時程。
DTO-30	應制定主要的除污和拆除作業的初步順序。本計畫第六章說明核三廠應拆除之範圍及時程，排定相關除役作業之安排及設備拆除順序，以及設置放射性廢棄物處理間及興建處理與貯存設施之時程。本計畫第八章針對核三廠除役期間污染範圍進行規劃，說明除污作業方式，包含除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護。
DTO-31	應預先規劃有效處置低放射性廢棄物。本計畫第八章考量除污作業產生之放射性廢氣與廢液的處理規劃，以確保執行相關作業時能達到降低廢棄物污染程度、減少工作人員輻射曝露及廢棄物有效減量之目的。本計畫第九章說明除污作業規劃場所，以及後續產生低放射性廢棄物之減量、處理、運送、貯存及最終處置規劃。
DTO-32	應預先規劃有效處置有害廢棄物(非輻射)。本計畫第九章規劃可依據環境保護署之「廢棄物清理法」將電廠產生之事業廢棄物，再細分為一般事業廢棄物及有害事業廢棄物；一般事業廢棄物可經主管機關(環保署)認可之清理單位處理，而有害事業廢棄物則須依「有害事業廢棄物認定標準」，將非放射有害事業廢棄物，如廢酸液及廢鹼液等，經安定化處理。

另本計畫第十一章環境輻射監測、第十四章保安措施、第十六章意外事件應變方案、第十七章廠房及土地再利用規劃等項目，並未明文出現在 EPRI 1003025所提出之32項 DTO。本公司仍遵照國內相關法規(核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法、核子反應器設施除役計畫導則)要求，予以詳加說明。

2.國際原子能總署(IAEA)於2008年發行IAEA WS-G-5.2，針對使用放射性物質設施的除役提出安全評估，主要是確保除役作業過程中放射性物質的妥適處理及游離輻射防護安全，涉及活動包括放射性氣、液體排放、放射性廢棄物處理/貯存/處置、除役後低放射性廢棄物的外釋與放行，以及建物與廠址的解除管制等；而核電廠除役計畫亦應考量正常作業與預期異常作業，以保障對作業人員及公眾之輻射安全。

當核設施由運轉階段進入運轉執照屆期，進入除役階段，依法規保守估計最多25年，各階段將因除役活動的作業，可能將有小部分涉及對安全、工程的設計變更，尤其除役拆廠階段屬於破壞性質。在無法完善妥協安全之下，當預見初始事件會產生輻射曝露之可能性，則需透過安全評估之系統分析法，證明可符合相關規定或是限值，並能建議適當的安全措施，以減少風險與後果影響，以支持除役策略與除役活動之規劃。

除役活動主要會對作業人員、公眾及環境造成危害，安全評估應考慮到輻射曝露、有毒或是危險物質以及工安的危害。輻射曝露可能途徑包括放射性物質以直接輻射造成的體外曝露、因除役活動造成放射性物質外釋而因吸入、攝入等途徑造成的體內曝露。除役可能產生的有毒或是危險物質，如石棉、易燃材料、致癌物質及少數的除污劑。除役工安危害最常發生的是工人或是吊卸物的摔落、火災、高溫、高壓、高噪音環境的危害，以及相關涉及粉塵、石棉危害的工作環境。安全評估應能綜合考慮上述危害導致對作業人員、公眾及環境之輻射危害後果。安全評估的範圍，包括正常除役活動事件與意外事件，配合除役活動的目標，衡量標準可以包括：公眾及作業人員劑量、事件可能發生機率、劑量限值/約束值/風險基準、清潔標準、廠址釋出、廢棄物接收標準及廢棄物最小化等。

IAEA WS-G-5.2提及識別設施於除役過程中所存在的既有與潛在危害，安全評估系統分析法需透過危害因子的整理與鑑別，配合除役時程之規劃分析各階段之除役活動的變化，建構合理的情節並量化出可能的危害後果， 且能透過反覆疊代回饋分析，可以找出最適當的除役細部計畫，降低危害度或是影響衝擊。危害因子可以分為3類探討：(1) 外部初始肇因-可包括自然事件與人為事件，自然事件主要探討不利的氣象條件，例如風、雪、雨、冰、溫度、洪水，雷擊、地震或生物入侵；人為事件主要探討如飛機撞擊、爆炸、外部火災、外部電力喪失或其他人類入侵與惡意破壞等。(2) 內部初始肇因-指在設施內部所發生的事件，如火災、爆炸、建築物倒塌、洩漏或溢出、通風故障、重物掉落與圍阻措施失效(如屏蔽或個人防護裝備的故障)。(3)人因初始肇因-如操作錯誤及不符合規定之行為，錯誤判斷導致不當的操作。

上述初始肇因將導致成為對設施發生內部初始事件，此亦為除役安全評估須著重考慮之處。IAEA WS-G-5.2彙整各初始事件與危害因子於 Annex I 如下：

Internal initiating events(內部初始事件)

Radiological initiating events(放射性相關初始事件)
- Criticality 臨界
- Spread of contamination 污染擴散
- External exposure 體外曝露
- Internal exposure 體內曝露
- Contamination, corrosion, etc.污染、腐蝕等

Non-radiological initiating events(非放射性相關初始事件)
- Fire 火災
- Explosion 爆炸
- Flooding 洪水
- Toxic and hazardous materials 毒物與危害物質
- Electrical hazards 電氣危險
- Physical hazards 物理性危害
- Human and organizational initiating events 人力和組織相關始發事件

External initiating events(外部初始事件)
- Earthquake 地震
- External flooding 外部洪水
- External fire 外部火災
- Extreme weather conditions 外部氣候條件
- Industrial hazards 工業災害

Other initiating events(其他初始事件)
- High temperatures and pressures 高溫或是高壓
- Corroded barriers 障壁物蝕銹
- Unknown or unmarked materials 未知或是未管制物質

本計畫第七章之意外事件安全分析，主要參考 IAEA WS-G-5.2所建議的除役安全評估流程；在意外事件界定與分類上，亦參考 NUREG-0586 Supplement 1說明核能電廠除役期間潛在之輻射意外事件，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；且除役期間大多數之作業與電廠大修時類似，如燃料吊運、除污與設備拆卸等。考量核三廠除役作業規劃之特性歸納出意外事件，並區分肇因分析、偵測作為、分析與結果、事件處理及輻射影響，完成各意外事件之安全評估。評估項目如下：

與用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件
- 重物墜落撞擊用過燃料池
- 非預期臨界
- 用過燃料池喪失冷卻能力事件
- 用過燃料池冷卻水流失事件

除役作業活動潛在之輻射意外事件
- 除污意外事件
- 拆除意外事件
- 吊卸意外事件
- 低放射性廢棄物包件意外事件

低放射性廢棄物暫存之意外事件
低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外
廢液處理系統之桶槽破裂意外
廢氣處理系統失效意外
火災與爆炸事件
地震、颱風、洪水、海嘯、山崩
雷擊事件
功能喪失事件
輔助系統功能喪失事件
喪失廠外電源事件
行政管制與意外事件之預防
人為疏失
工安意外
惡劣氣候
火山
飛機撞擊
人為破壞

依「核子反應器設施管制法」第23條之規定，除役計畫須於永久停止運轉前3年提出，本公司於110年7月依法提送完整的除役計畫，但基於核三廠仍處於設施運轉狀態，而非為實際停機狀態，故除役計畫主要秉持各階段的除役活動，均能確實符合相關安全要求與標準，並著重在於通用性、原則性的規劃，目的在於奠定未來除役作業執行的整備原則。透過通用性、原則性的規劃，除役計畫承諾各階段的除役作業整備均能符合核能管制、輻射防護及放射性物料管理等相關法令，並將依法提出環境輻射監測計畫、新建設施建置申請，以及廢棄物解除管制與土地再利用規劃等。同時，若除役計畫經審查或主管機關核定後，未來除役作業執行時，若有變更重要管制事項者，本公司將依「核子反應器設施管制法」第25條之規定，更新除役計畫，報請主管機關核准後，始得為之。核三廠除役計畫之安全評估重要內容說明，如下所述：

(1)核能管制安全評估

依據「核子反應器設施管制法」之規範下，本計畫第五章內容中，說明在除役過渡階段對用過核子燃料的管理安全，以及說明除役各階段所規劃停止運轉系統之隔離、斷電及洩水作業方法，以及可減免管制之事項，逐步完成核三廠除役拆廠階段的各項除役活動，以符合「核子反應器設施管制法」第21條及其施行細則所規範，於規定的25年期限內完成放射性污染之設備、結構及物質等範圍的拆除。在第七章意外事件安全分析上，亦參照 IAEA WS-G-5.2除役安全評估之原則，進行初始肇因分析，建構用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、用過核子燃料池冷卻水流失事件之情境發展，並據以提出用過核子燃料池水位、溫度及緊急補水作業與維持圍阻體完整等行政作為，確保用過核子燃料濕式貯存期間，

不會對公眾、環境造成影響。第六章描述除役活動的方法、除役各階段目標與完成之時程及各階段安全作業項目之規劃，第五章並逐一評估各系統在除役各階段所擔任的角色，同時與第六章相互迭代回饋，完成判定屬於需維持運轉或停止運轉，完成除役作業排程之規劃，確保在安全規範下於25年內完成核三廠之除役。

(2)輻射防護安全評估

依據「游離輻射防護安全標準」之規範，核三廠除役各階段之作業規劃應保障作業人員與公眾之健康安全，包括明確規範工作人員職業曝露應符合劑量限值，以及輻射作業造成一般人有效劑量應符合年劑量限度；為確保輻射作業均能滿足上述劑量限值，且能達到防護最適化之準則，以輻射源角度制定多項的輻射作業管理規範。本計畫第十章除役正常活動之劑量影響及輻射防護措施，整體詳述除役各階段正常活動預期對公眾與作業人員的輻射曝露安全，並說明所採取的輻射防護措施規劃，來達到劑量合理抑低與防護最適化；在第十一章環境輻射監測，配合可能存在的劑量影響途徑與特性，提出輻射監測作業計畫。第七章意外事件安全分析，則整體詳述除役各階段可預期的意外事件，對公眾與作業人員的輻射曝露安全，對於意外事件將可能造成公眾與作業人員之輻射安全影響；另於第十六章應變方案進行意外事件應變組織與權責分工、應變場所與設備整備，以及擬定所應採取之應變處理措施。除役各階段對工作人員劑量評估主要依據第三章、第四章的廠址歷史運轉資料與輻射特性調查結果，並配合第六章、第八章、第九章所規劃的除役作業時程、除污工法及低放射性廢棄物處理、運送、貯存之相關規劃，評估對工作人員之曝露途徑及其輻射影響，評估結果可確保除役各階段之作業人員皆能符合年劑量限度，保障對作業人員之輻射安全。

(3)放射性廢棄物管理安全評估

依據放射性廢棄物管理安全，需確保對人類健康防護、環境保護以及後代子孫保護所採行的管理作為，以做為放射性廢棄物處理、貯存與處置的安全管制。在本計畫中，以落實放射性廢棄物分類安全管理與放射性廢棄物數量最小化為原則。本計畫第八章除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理之內容中，說明除污作業方式，包含除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護；並考量除污作業產生之放射性廢氣與廢液的處理規劃，以確保執行相關作業時能達到降低廢棄物污染程度、減少工作人員輻射曝露及廢棄物有效減量之目的。第九章亦進行核三廠除役期間各類放射性廢棄物產量之盤點，並依盤點結果及考量最終處置場之接收準則，進行放射性廢棄物減量措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)、貯存、運送及處置等整體規劃，以達到防護最優化與廢棄物數量最小化。

(4)廠址最終偵測與土地再利用安全評估

設施除役後之廠址應符合「核子反應器設施管制法施行細則」第17條之規定。本計畫第十七章，闡述核三廠未來完成除役後之廠址最終偵測目

標，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0.25mSv，並以此劑量限值，採用適用於工廠工人之曝露情節，分析體外與體內曝露途徑，推算土地及建物之導出濃度指引水平(Derived Concentration Guideline Level, DCGL)；在最終輻射偵測規劃上，遵循美國多部會輻射偵測暨廠址調查手冊(Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual, MARSSIM)之建議，將配合廠址特性調查，區分各類別之偵檢包，並建立具品質保證方案的偵測調查程序，確保廠址最終輻射偵測及廠址復原作業能符合核三廠除役之目標。

核三廠除役計畫遵循「核子反應器設施除役計畫導則」之規範，分18個章節(含附件)進行整體說明。核三廠除役計畫之各項安全評估(1)核能管制安全評估，(2)輻射防護安全評估，(3)放射性廢棄物安全評估，(4)廠址最終偵測與土地再利用安全評估。經與 IAEA WS-G-5.2建議之安全評估比對具有一致性，確認本計畫可採取適當的作業與措施規劃，將輻射影響控制在可接受的範圍，並確保公眾之健康安全與環境保護。

3.本公司經研析旨揭文獻，已納入本計畫參考內容，本文擬增修訂如下:「IAEA 另針對除役期間人員和環境保護、除役各主要單位的責任、除役管理、除役策略的選擇，除役財務、除役的規劃、除役作業的實施、除役的完成等，在2018年發行 SSG-47 "Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities"提供相關安全指引」，詳附件01-002-03-A。

4.本計畫有關「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第八條規定，係針對核子燃料全部移出核子反應器設施前相關之管制作為，除役計畫已說明，詳第五章二、(五)、1節，說明如下，運轉執照屆期後，爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同。

5.本公司將檢視除役計畫第一章、(三)「引用法規與準則」所列美國核能聯邦法規及法規指引等參考資料，經評估後再將適用法規納入除役期間更新版安全分析報告內。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：前言；一、(三)

第二回合審查意見

1.請台電公司再針對 DTO-7、DTO-21檢討確認是否適用於核三廠除役計畫(核二廠除役計畫有參採)。

2.

(1)答復說明(4)所提“採用適用於工廠工人之曝露情節”，並不合理，請修訂。

(2)請說明就 IAEA WS-G-5.2安全評估第三章，考量納入除役計畫之作法。

4.所提“爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同”，請修訂為“爐心仍有燃料期間，均依運轉期間之相關規定辦理”。除役期間核子燃料全部移出核子反應

器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，在未經核准前，應依原運轉規定辦理，本項列入重要管制事項。

5.請提出修訂之 Markup。

除以上第1、2、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.經檢討，補充有關 DTO-7、DTO-21適用性情形說明如下：

DTO-7	目標是確定與除役相關的監管提交資料，包括10 CFR 50.82要求的認證，相關的法規豁免與除役費用之相關要求。對應於我國除役之部分，國內後端營運基金之運用為「核能後端營運基金管理會」依據「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」第四條之規定辦理。
DTO-21	目標是制定除役計畫並對於除役計畫中之除役準備工作與終止許可申請的重要考慮因素進行概述。國內法規目前已有相關規範，我國「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法 」第13條中提及除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告涵蓋之內容相互呼應(除役完成報告包含：除役策略及作業情形、除役過程作業人員及民眾之輻射防護、最終廠址輻射劑量調查結果、放射性廢棄物管理及物質外釋情形、除役後廠址後續監管作業及其他經主管機關指定之事項)。台電公司將遵守「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法 」規定，於核三廠除役計畫執行完成後六個月內提交除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告。

另補充核三廠除役計畫針對 DTO-7與 DTO-21參採情形詳如下表所示：

EPRI 1003025 Decommissioning Task Outlines	**核三廠除役計畫參採章節**
DTO-7:Certifications, Exemptions Requests, and Fee Relief	附件
DTO-21: License Termination Plan (LTP)	第一章、第十七章

經重新檢視DTO 各章節參採情形，擬修正第一回合答復中，DTO-10參採情形，詳如下表所示：

EPRI 1003025 Decommissioning Task Outlines	**核三廠除役計畫參採章節**
DTO-10:Post Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR) Preparation	第一章、第六章、第十章、附件

2.

(1)本項說明配合第十七章內容修訂，說明如下：「根據目前廠址再利用規劃策略，核三廠未來將朝電力設施使用為規劃方向，為符合再利用規劃之設計，並保守評估一般民眾接受輻射風險，本公司將考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估 DCGL，並分析受曝者之行為模式、習慣等特性。」

(2)有關 IAEA WS-G-5.2安全評估第三章，參採納入除役計畫情形，詳如下表所示：

3. GENERAL CONSIDERATIONS IN SAFETY ASSESSMENT FOR DECOMMISSIONING	**核三廠除役計畫 參採章節**
● Graded approach A graded approach should therefore be applied to the development and review of safety assessments. A graded approach is a process by which the level of analysis, the documentation and the actions necessary to comply with the safety requirements and criteria.	第三章分別說明廠址歷史評估方法、核三廠運轉歷史及核三廠運轉過程中曾發生之重大事件與其影響，並對重大事件可能污染物質及相關環境影響進行分項說明，最後歸納出廠區內受輻射影響之區域與範圍。 第四章依據核三廠廠址與廠房歷史評估調查結果，進行核三廠輻射特性調查作業規劃，並進行實地偵測，掌握並確認廠址內可能之放射性污染範圍與程度。 第十七章闡述核三廠未來完成除役後之廠址最終偵測目標，除役期間廠界劑量設計限值為0.5mSv/y；完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(含保留區之劑量貢獻)，即0.25 mSv/y，並以此劑量限值，考量所有可能曝露情境，分析體外與體內曝露途徑，推算土地及建物之導出濃度指引基準 (Derived Concentration Guideline Level, DCGL)。
● Hazards during decommissioning All relevant hazards (e.g. sources of harm) to workers, the public and the environment should be considered in the decommissioning safety assessment. The safety assessment should consider the potential consequences arising from foreseeable initiating events during decommissioning and, where necessary, should recommend appropriate safety measures to minimize risks and consequences.	第七章之意外事件安全分析，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；且除役期間大多數之作業與電廠大修時類似，如燃料吊運、除污與設備拆卸等。 第七章分析除役作業期間潛在之輻射意外事件，以及火災及爆炸事件，以保守的角度評估其可能導致的結果，並說明該事件對作業人員與民眾安全之影響。

	第十章說明核三廠除役期間各項活動對民眾及工作人員之劑量影響，以及規劃輻射防護措施，以符合游離輻射防護法之規定，並證明除役工作可安全進行且符合輻射防護合理抑低原則，確保廠界外關鍵群體及廠界內工作人員，於除役活動期間之輻射安全，以符合法規要求。 第十六章應變方案進行意外事件應變組織與權責分工、應變場所與設備整備，以及擬定所應採取之應變處理措施。
● Defence in depth Decommissioning should be conducted using the defence in depth principle for safety appropriate to the degree of hazard.	第五章依除役各階段之工作內容對電廠進行系統、設備與組件分類及其運轉方式，以及可減免管制之事項。 第五章規劃用過核子燃料池島區運轉所需系統，針對進行停止運轉之系統須羅列與其他系統之介面邊界隔離閥，以確保持續運轉系統之系統功能不受影響。
● Safety functions As part of the safety assessment, safety functions and their associated SSCs should be identified, both for planned decommissioning activities and for accident conditions, and their suitability and sufficiency should be demonstrated. The safety functions required to be fulfilled during decommissioning comprise a combination of safety functions that were needed during operation of the facility and additional functions that will be needed as a result of the specific decommissioning activities proposed (e.g. fire detection and suppression during cutting and grinding activities).	第六章描述除役活動的方法、除役各階段目標與完成之時程及各階段安全作業項目之規劃，第五章並逐一評估各系統在除役各階段所擔任的角色，同時與第六章相互迭代回饋，完成判定屬於需維持運轉或停止運轉，完成除役作業排程之規劃，確保在安全規範下於25年內完成核三廠之除役。 第五章規劃用過核子燃料池島區運轉所需系統，針對進行停止運轉之系統須羅列與其他系統之介面邊界隔離閥，以確保持續運轉系統之系統功能不受影響。
● Optimization The safety assessment should determine whether the decommissioning strategy, plans and activities will minimize	第十章除役正常活動之劑量影響及輻射防護措施，整體詳述除役各階段正常活動預期對公眾與作業人員的輻射曝露安全，並說明所採取的輻射防護措施規劃，來

exposures of workers and the public to levels as low as reasonably achievable and reduce the risks due to normal and/or accident conditions during decommissioning. The optimization of protection should consider both the magnitude of individual doses and the collective dose, taking into account the number of persons that could be exposed.	達到劑量合理抑低與防護最適化。 第十一章環境輻射監測，配合可能存在的劑量影響途徑與特性，提出輻射監測作業計畫。
● Long term safety The safety assessment should demonstrate that the decommissioning of the facility does not impose unacceptable hazards (e.g. hazards leading to effective doses in excess of relevant limits and constraints) or undue burdens on future generations over the entire decommissioning period.	第十七章闡述核三廠未來完成除役後之廠址最終偵測目標，除役期間廠界劑量設計限值為0.5mSv/y；完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(含保留區之劑量貢獻)，即0.25 mSv/y，並以此劑量限值，考量所有可能曝露情境，分析體外與體內曝露途徑，推算土地及建物之導出濃度指引基準 (Derived Concentration Guideline Level, DCGL)。 在最終輻射偵測規劃上，遵循美國多部會輻射偵測暨廠址調查手冊(MARSSIM)之建議，將配合廠址特性調查，區分各類別之偵檢包，並建立具品質保證方案的偵測調查程序，確保廠址最終輻射偵測及廠址復原作業能符合核三廠除役之目標。
● Engineering analysis The safety assessment should demonstrate that all SSCs that are necessary during decommissioning are engineered on the basis of appropriate engineering codes and standards. It should also demonstrate that the SSCs will be tested, inspected and maintained to a level commensurate with their associated safety functions, account being taken of the unmitigated consequences of their possible failure.	第五章說明在除役過渡階段對用過核子燃料的管理安全，以及說明除役各階段所規劃停止運轉系統之隔離、斷電及洩水作業方法，以及可減免管制之事項，逐步完成核三廠除役拆廠階段的各項除役活動，以符合「核子反應器設施管制法」第21條及其施行細則所規範，於規定的25年期限內完成放射性污染之設備、結構及物質等範圍的拆除。
● Material management	第九章亦進行核三廠除役期間各類放射性廢棄物產量之盤點，並

Material management constitutes a major part of the decommissioning activities and includes the segregation, categorization, quantification, processing, storage, handling and record keeping associated with radioactive and non-radioactive material on the site.	依盤點結果及考量最終處置場之接收準則，進行放射性廢棄物減量措施(包含除污作業、拆除減量及廢棄物外釋處理等)、貯存、運送及處置等整體規劃，以達到防護最優化與廢棄物數量最小化。
● Uncertainties In the safety assessment for decommissioning, due account should be taken of all known uncertainties. For example, the quality, reliability and availability of information from the characterization of the facility may be limited; cleanup activities may not be well defined (as the facility operator may need to revise the approach on the basis of changing conditions at the site); and scenarios and the stages in the decommissioning plan may need to be revised on the basis of knowledge gained from previous stages in the process or from other similar activities at other facilities or sites (including international experience).	第七章分析除役作業期間潛在之輻射意外事件，以及火災及爆炸事件，以保守的角度評估其可能導致的結果，並說明該事件對作業人員與民眾安全之影響。 第十章核電廠除役作業人員劑量之評估依據，包括核電廠運轉資料、放射性核種活度與分佈資料、放射性廢棄物數量及除役拆除之策略等資料；再配以拆除之工法、時程與輻射防護因素，以保守方法假設相關參數，評估除役過程各項作業之輻射影響。
● Management system A management system should be established for the development, review and internal approval of the safety assessment for decommissioning as part of the decommissioning plan.	第十五章說明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」於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。 第二章將加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料。
● Staffing and training for decommissioning The transition from operation to decommissioning typically involves a significant change in the operator's management systems (e.g. due to the change from continuous routine operations to project based dynamic decommissioning activities with greater reliance on administrative and mitigating measures).	第十二章考量核三廠一、二號機之執照到期時程，依據實際業務量以及規劃各階段之工作性質進行組織調整。為確保除役作業順利執行，本公司亦研擬訓練方案，規劃在除役各階段分別對工作人員與承包商施予適當訓練，以確保除役作業之安全及品質。

本計畫第一章綜合概述係說明核三廠除役之需求與目的，進行除役相關專有名詞、參考文獻與引用法規之彙整，並界定核三廠除役目標與範圍，以及提供核三廠重要系統、重要組件之現況說明及廠區地圖、相關工程圖件等資料，以作為本計畫其他章節編撰時之依據與原則。整體架構主要參採IAEA WS-G-5.2安全評估第一章、第二章要求所編撰。

本計畫第十三章核子保防物料及其相關設備之管理、第十四章保安措施等項目，並未明文出現在 IAEA WS-G-5.2安全評估第三章。本公司仍遵照國內相關法規(核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法、核子反應器設施除役計畫導則)要求，予以詳加說明。

4.依審查意見修訂第一回合答復為"爐心仍有燃料期間，均依運轉期間之相關規定辦理"；另，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，在未經核准前，本公司將依原運轉規定辦理。

5.依審查意見，在第一章、一、(三)「引用法規與準則」內新增「其中所列美國核能聯邦法規及法規指引等參考資料，將檢討並視需要納入將提交之除役期間更新版安全分析報告。」，詳細修訂結果如附件01-002-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)

第三回合審查意見

1.所提 DTO-21之核三廠除役計畫參採章節，請增加第六章。

2.

(1)所提「本公司將考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估DCGL，並分析受曝者之行為模式、習慣等特性」之答復說明，請明確提出所採之模式為農夫情境。

4.同意答復。除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

除以上第1、2.(1)、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.依審查意見補充核三廠除役計畫針對 DTO-21參採情形詳如下表所示：

EPRI 1003025 Decommissioning Task Outlines	**核三廠除役計畫參採章節**
DTO-21: License Termination Plan (LTP)	第一章、第六章、第十七章

2.

(1) 本項說明配合第十七章內容修訂，其修訂如下：

「但考量輻射防護保守性及合理抑低原則，以及未來變更土地用途為任意使用 之可能性，本公司將保守採用居住農夫情節，並考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估 DCGL」。詳細修訂結果如附件17-010-03-C。

4.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：十七章 三、(一)

審查總結回合意見

1.、2.(1)、4.同意答復。

意見編號	**01-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、B04、F12、B15、F08	二、(三)、三、(一)	1-18、1-19、1-25	結案

第一回合審查意見

有關除役拆除及新建設施：

1.請說明供電設施如氣渦輪機、緊急柴油發電機、第五台柴油發電機、主/輔變壓器等在除役期間哪一階段拆除?並請說明除役各階段廠內用電供給規劃。

2.第1-19頁，除役期間改建或新建之設施，請於本文中敘述除役相關重要新建設施之申請及完工時程，詳細時程可載明參考第六章。

3.請補充核三廠除役期間，各新建設施目前規劃之申照至完工前各階段預估時程，包括：二號低貯庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施、土石堆置場及鋼筋混凝土塊分離場等。

4.第1-25頁，請增列不斷電系統之說明。

5.第1-19頁，除役期間改建或新建之設施，請說明為何未涵蓋用過燃料池島區運轉所需之新建設施(包括、島區寒水系統、氣冷式水塔、壓縮空氣系統、淨化系統等)。

6.圖1-1“用過核子燃料中期貯存設施”建議修正為“用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)”，以避免與中期暫時貯存設施(集中貯存設施)混淆。另圖1-2設施或建物編號說明，請納入第1-18頁“3.主要除役活動及其拆除範圍”第3-5行所述各項建物。

7.請補充說明最終處置設施之設置時程規劃，並納入除役計畫內。

8.第1-19頁，「相關放射性廢棄物處理/貯存設施於興建及運轉前，將依我國相關法規規定(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)，向原能會提出申請」。請說明相關設施預定提出申請之規劃期程。

第一回合審查意見答復

1.有關各供電設施會於那一階段拆除，說明如下：

氣渦輪機、主/輔變壓器:預定於除役過渡階段拆除，詳細說明請見第六章第一、(三)、1節。

緊急柴油發電機：停用規劃在所屬機組用過燃料池島區運轉後；預定於除役拆廠階段拆除。未來如實際期程有所變化，將再依照實際情況調整除役計畫，詳細說明見第五章第三、(一)、6節。

第五台柴油發電機：規劃在兩部機用過燃料池島區皆停止運轉後停用；預定在除役拆廠階段拆除。未來如實際期程有所變化，將再依照實際情況調整除役計畫，詳細說明見第五章第三、(一)、6節。

除役各階段用電供給規劃，概述如下：

本公司目前規劃於進入除役期間後，保留161kV 及11.4kV 兩條外電供廠內常規電力使用，並會依除役工作進度，隨時檢討電力負載的適切性，必要時亦可於特定區域提供移動式電源支援除役活動。

另外針對島區運轉期間，為維持島區相關系統供電能力，備有第五台柴油發電機、4.16kV 電源車及480V 移動式柴油發電機等，可於喪失外電時依序使用。(併同島區申請會以專案方式提送大會，並依大會審查結果據以實施。)

2.第1-19頁內文擬修訂為：「核三廠於除役期間規劃新建之主要設施，鋼筋混凝土塊分離場(規劃時程：131年8月至133年7月)設置於發電設備廠區外東北側，直昇機停機坪用地旁區域；用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元) (規劃申請時程：115年9月，預計啟用時程：121年6月)，預定規劃於氣渦輪機西側用地區域；二號低貯庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備) (規劃申請時程：115年8月，預計啟用時程：121年7月)，規劃於發電設備廠區外北側用地區域；土石堆置場(規劃時程：113年7月至133年7月)規劃於氣渦輪機南側用地區域，以上時程會依實際進度予以調整；有關除役新建設施之細部規劃，請參考本計畫第九章及第十七章，而設施之設置規劃詳細時程，則請參考本計畫第六章、一、(三)節。」，詳細修訂結果詳如附件01-003-02-A。

3.核三廠於除役期間規劃新建主要設施之重要時程，說明如下：

鋼筋混凝土塊分離場(規劃時程：131年8月至133年7月)；用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元) (規劃申請時程：115年9月，預計啟用時程：121年6月)；二號低貯庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備) (規劃申請時程：115年8月，預計啟用時程：121年7月)；土石堆置場(規劃時程：113年7月至133年7月)。細部規劃請參考本計畫第九章及第十七章，而設施之設置規劃詳細時程，則請參考本計畫第六章、一、(三)節。

4.核三廠目前設有不斷電系統，相關說明如下：

非安全相關250V DC 系統主要提供給與安全無關的緊急負載、非安全相關120V DC 系統主要提供安全無關的控制和儀器。

安全相關120VDC系統提供安全相關直流設備負載及作為安全相關設備控制電源。不斷電系統可作為當電廠喪失廠內外交流電源時，仍可確保電廠重要安全與非安全設備儀器之電源供應。

5.島區建置僅涉及既有建物內之中小範圍的配置更動，例如將原最終熱沉由海水系統改為冷卻塔並變動相應的管路，並未規劃新建建物，與營運期間的 DCR 較相似，和本計畫目前列為新建設施(如：室內乾貯、二號低貯庫)的性質不同。有關島區建置的詳細規劃，本公司預計於113年年初另以專案方式提送大會，並依大會審查結果據以實施。

6.圖1-1擬依審查意見修訂為「用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)」。

第1-18頁擬依審查意見修訂內文：「核三廠除役係以廠界為計畫管制範圍，但拆除、興建及放射性廢棄物營運等作業集中於除役開發範圍內進行(詳圖1-2)。拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共46處建物等(拆除建物清單，詳本計畫表6-1)。其餘建物視本公司經營需要予以保留或拆除。在土地解除管制前，將進行最終狀態偵測，以廠址之輻射劑量符合「非限制性使用」為標準，未來土地用途朝電力事業用途來做規劃。」，並同步修訂圖1-2核三廠廠區示意圖，增加圖1-3拆除範圍示意圖。上述詳細修訂結果如附件01-003-06-A。

7.有關高、低放最終處置設施設置作業設置時程規畫說明如下，考量其不屬核三廠除役計畫範疇，擬不納入除役計畫本文中。

(1)高放最終處理設施設置作業時程規劃說明如下：

台電公司依照放射性物料管理法規定，參考國外發展經驗，於2006年提報「用過核子燃料最終處置計畫書」，並經原能會核定。用過核子燃料最終處置計畫依階段分為「潛在處置母岩特性調查與評估」(2006~2017年)、「候選場址評選與核定」(2018~2028年)、「場址詳細調查與試驗」(2029~2038年)、「處置場設計與安全分析評估」(2039~2044年)、「處置場建造」(2045~2055年)等五個階段，預定於2055年啟用最終處置場。

(2)低放最終處理設施設置作業時程規劃說明如下：

有關低放處置，依據《低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例》，選址主辦機關為經濟部，經濟部已於101年公告2處建議候選場址，惟因其所在兩縣政府未同意接受委託辦理公投選務工作。且前揭條例並無強制地方政府配合辦理公投之規定，致尚無法選出候選場址，台電公司為因應低放處置選址困難另規劃應變方案(「中期暫時貯存設施」)，並提報「行政院國家永續發展委員會非核家園推動專案小組」(下稱「非核小組」)專案討論，以尋求社會共識並據以制訂完整計畫。俟「非核小組」提出結論，經濟部將偕同台電公司依該結論制訂完整政策，據以推動「中期暫時貯存設施」。台電公司現行持續在主管機關原能會監督下發展低放處置相關技術(如設施設計及安全評估等)，俾利未來順利推動低放處置設施之興建。

8.核三廠於除役期間相關放射性廢棄物處理/貯存設施之興建及試運轉將依照相關規定，辦理相關申請作業，規畫期程說明如下:

用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，規劃於115年9月提出興建申請：規劃於121年6月啟用；未來如實際期程有所變化，將再依照實際情況調整除役計畫。

二號低貯庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備)，規劃於115年8月提出興建申請：規劃於121年7月啟用，未來如實際期程有所變化，將再依照實際情況調整除役計畫，請參考本計畫第六章、一、(三)節。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(三)；二、(一)、3；圖1-1；圖1-2；圖1-3(新增圖面)

第二回合審查意見

2.除役期間改建或新建之設施規劃時程若有修正，請於除役計畫進版時做相對之修改。

3.請再說明土石堆置場之規劃時程（113年7月至133年7月）係指規劃之興建或營運時程，以及解除除役管制之規劃作法；另有關本章各設施之設置規劃詳細時程，後續請再確認是否與本計畫第六章、一、(三)節同步修訂。

6.依第一回合審查意見答復內容，說明新增圖1-3(拆除範圍示意圖)，建議修訂圖名為"主要拆除範圍示意圖"，且除役計畫亦應納入圖1-3之相關說明文字。

7.依核子反應器設施管制法第二十三條、核子反應器設施管制法施行細則第十六條及除役計畫審查導則一、(三)、2、(2)規定，應說明最終處置設施之設置時程規劃。

8.答復說明所提兩項目提出興建申請僅差距1個月，請再做妥適之考量。所提答復說明與第6章工作編碼1.1.4~1.1.6並不一致，請做進一步澄清並視需要修訂。答復說明"未來如實際期程有所變化"，但答復說明所提設施可能影響除役作業期程，請儘速作業並提早完成。

除以上第2、3、6、7、8小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依意見辦理，相關規劃時程若有重大修正，將以專案方式提報主管單位審核。其他如未來一年重要工作事項，將納入「除役年度執行報告」中說明。

3.土石堆置場之規劃時程（113年7月至133年7月）係指規劃興建到營運的完整時程。後續本章各設施之設置規劃詳細時程，將配合本計畫第六章、一、(三)節同步修訂。

6.依審查意見修訂圖1-3名稱為"主要拆除範圍示意圖"，並修訂第1-18頁內文：「主要拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。...」，詳細修訂結果如附件01-003-06-B。

7.有關高、低放最終處置設施設置作業設置時程，已於第一回合答復中說明，相關說明詳見第9章第四、(三)節及第五、(四)節。

8.前回合答復所提之核三廠乾式貯存設施及二號低放射性廢棄物貯存庫二設施提出興建申請時間集中於115年8月至9月，距一號機停機時間(113年7月)尚有二年之空檔，係做為其興建前準備作業。以乾式貯存設施為例，於停機前即積極進行相關準備作業，如環境影響評估作業、可行性研究報告等，另於113年至115年間，則持續執行相關準備作業，如計畫顧問招標規範準備、承包商招標作業、細部設計作業及燃料完整性檢驗作業等，相關前置作業內容與期程，已於第六章圖6-1及表6-2加以補充如下：

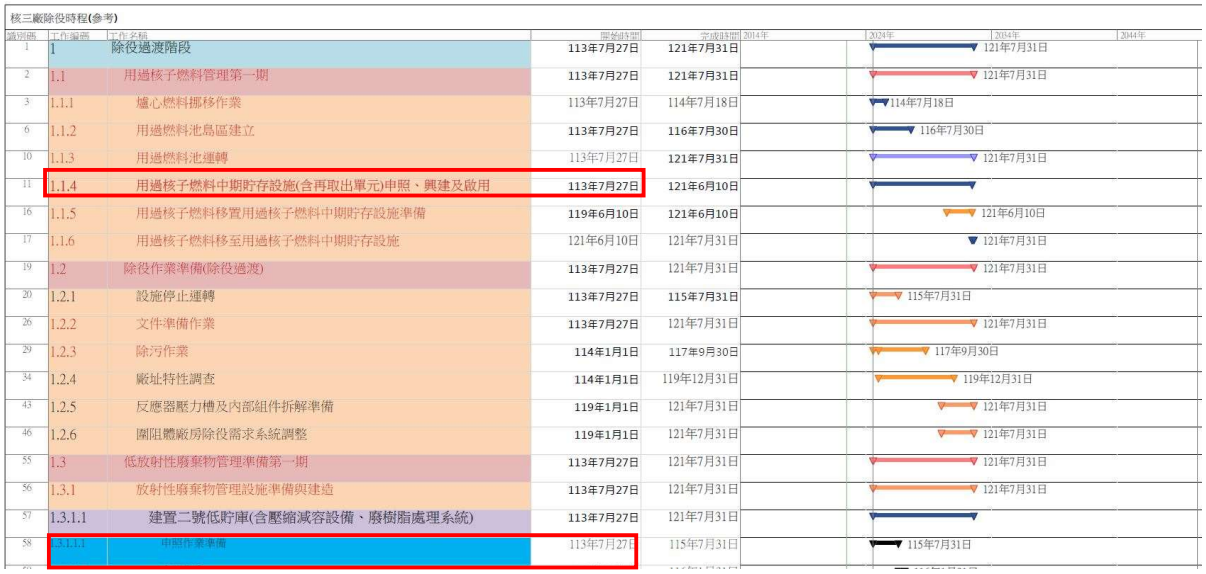


圖6-1 除役過渡階段作業排程

表6-2 核三廠除役工作分解架構表

工作編碼	工作任務	備註
1	除役過渡階段	N/A
1.1	用過核子燃料管理第一期	N/A
1.1.1	爐心燃料挪移作業	將用過核子燃料挪移至用過核子燃料池
1.1.2	用過核子燃料池島區建立	進行用過核子燃料池島區相關系統(如用過核子燃料池獨立冷卻)配置。
1.1.3	用過核子燃料池運轉	於燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存設施之前用過核子燃料池須維持運轉
1.1.4	**用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)申照、興建及啟用**	**進行用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)之工程顧問發包、鑽探及撰寫水保計畫、廠房與設施及機電發包、編撰安全評估報告、硬體製造、土建結構施工及運轉執照申請等作業。**
・・・中間項目略・・・		
1.3	低放射性廢棄物管理準備第一期	N/A
1.3.1	放射性廢棄物管理設施準備與建造	N/A
1.3.1.1	建置二號低貯庫(含壓縮減容設備、廢樹脂處理系統)	N/A
1.3.1.1.1	申照準備作業	**進行申照準備作業，如採購文件準備、初步設計資料及細部設計資料等準備作業。**
・・・以下項目略・・・		

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3；圖1-3

第三回合審查意見

8.請依答復說明針對乾式貯存設施及二號低放射性廢棄物貯存庫二設施，增加「相關前置作業」之項目與期程，並據以確認修訂結果與第六章圖6-1及表6-2內容為一致。

除以上第8小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.擬修訂第一回合答覆附件內容：「...於氣渦輪機南側用地區域，以上時程會依實際進度，在提交主管機關審查同意後予以調整」，詳細修訂結果如附件01-003-02-C。

8.有關兩設施「相關前置作業」之項目與期程，均已配合修訂，說明如下：

(1)乾式貯存設施「相關前置作業」之項目與期程，係定義於 WBS 工項1.1.4.1(建造執照準備及申請階段)中，其作業內容已於 WBS1.1.4工項中說明(詳表6-2)，原圖6-1僅呈現至 WBS 三階資訊，擬依審查意見針對本項(WBS1.1.4)修訂圖6-1，展開至 WBS 四階之子項目，呈現1.1.4.1 (建照執照準備及申請階段)期程為113.07.27-116.10.2，詳細修訂結果如附件06-003-04-C。

(2)二號低放射性廢棄物貯存庫「相關前置作業」之項目與期程，期程為113.07.27-115.07.31，項目為申請作業準備，詳圖6-1項次55；相關準備作業，作業內容詳表6-2，為採購文件準備、初步設計資料及細部設計資料等準備作業。

11	**1.1.4**	**用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)申照、興建及啟用**	**113年7月27日**	**121年6月10日**
12	1.1.4.1	建造執照準備及申請階段	113年7月27日	116年10月2日
13	1.1.4.2	硬體製造及土建施工階段	115年9月10日	119年6月20日
14	1.1.4.3	試運轉及運轉執照申請階段	118年6月26日	121年6月9日
15	1.1.4.4	用過核子燃料室內乾式貯存設施啟用	121年6月10日	121年6月10日
16	1.1.5	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施準備	**119年6月10日**	**121年6月10日**
17	1.1.6	用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施	**121年6月11日**	**121年7月31日**
19	1.2	除役作業準備(除役過渡)	**113年7月27日**	**121年7月31日**
20	1.2.1	設施停止運轉	**113年7月27日**	**115年7月31日**
26	1.2.2	文件準備作業	**113年7月27日**	**121年7月31日**
29	1.2.3	除污作業	**114年1月1日**	116年9月30日
34	1.2.4	輻射特性調查	**114年1月1日**	**119年12月31日**
35	1.2.4.1	特性調查計畫準備與撰寫	114年1月1日	116年6月30日
36	1.2.4.2	特性調查計畫提報及修訂	116年7月1日	116年12月31日
37	1.2.4.3	執行輻射特性調查	117年1月1日	119年12月31日
41	1.2.5	反應器壓力槽及內部組件拆解準備	**119年1月1日**	**121年7月31日**
44	1.2.6	依除役需求調整廠房系統	**119年1月1日**	**121年7月31日**
53	1.3	低放射性廢棄物管理準備第一期	**113年7月27日**	**121年7月31日**
54	1.3.1	建置二號低貯庫(含放射性廢棄物壓縮減容設備與廢樹脂處理系統建置、新設廢液處理設備申請)等廢棄物管理設施	**113年7月27日**	**121年7月31日**
55	1.3.1.1	申照作業準備	113年7月27日	115年7月31日
56	1.3.1.2	申照作業	115年8月1日	116年1月31日
57	1.3.1.3	二號低貯庫建置與啟用	**116年2月1日**	**121年7月31日**
58	1.3.1.3.1	整地、水保設施、本體工程(含土建、機電儀、景觀等)	116年2月1日	121年1月31日
59	1.3.1.3.2	設施測試	121年2月1日	121年4月30日

圖6-1 除役過渡階段作業排程

工作編碼	工作任務	備註
1	除役過渡階段	N/A
1.1	用過核子燃料管理第一期	N/A
1.1.1	爐心燃料挪移作業	將用過核子燃料挪移至用過核子燃料池
1.1.2	用過核子燃料池島區建立	進行用過核子燃料池島區相關系統(如用過核子燃料池獨立冷卻)配置。
1.1.3	用過核子燃料池運轉	於燃料全數移至用過核子燃料室內乾式貯存設施之前用過核子燃料池須維持運轉
1.1.4	**用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)申照、興建及啟用**	**進行用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)之工程顧問發包、鑽探及撰寫水保計畫、廠房與設施及機電發包、編撰安全評估報告、硬體製造、土建結構施工及運轉執照申請等作業。**
・・・中間項目略・・・		
1.3	低放射性廢棄物管理準備第一期	N/A
1.3.1	放射性廢棄物管理設施準備與建造	N/A
1.3.1.1	建置二號低貯庫(含壓縮減容設備、廢樹脂處理系統)	N/A
1.3.1.1.1	申照準備作業	進行申照準備作業，如採購文件準備、初步設計資料及細部設計資料等準備作業。
・・・以下項目略・・・		

表6-2 核三廠除役工作分解架構表

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：第六章圖6-1；二、(三)

審查總結回合意見

2.、8.同意答復。

意見編號	01-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B04	二(一)	1-15	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫審查重要管制事項:

1.請說明核三廠除役計畫對於核二廠除役計畫審查重要管制事項之參採情形(可列表逐項說明)。核三廠除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核，請規劃提報主管機關期程及方式。(依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法)。

2.核三廠機組進入除役期間，請說明於除役各項作業執行前，完備各相關程序書、及完成人員訓練之規劃，並請說明兩者之預定完成期限。

3.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。相關作業程序書例如除役階段設施停止運轉、系統洩水、電力設備隔離、廠址輻射特性調查、現場除污作業等，請依階段說明所需作業程序書之規劃、審核、發行及其管控機制，另請說明上述作業是否會發行專屬作業程序書以利管控及防止意外事件發生。

4.除役期間組織與人力變動之規劃評估案，應提報主管機關備查。

5.本章第二、(一)節核三廠除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍所述：「本公司將於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，有關講師培訓，參考核三廠專業人員訓練程序書內容，可包含基礎講師訓練、課程設計原理等課程，除役期間將援引該份程序書，並視除役需求進行修

訂。」對於核三廠專業人員訓練程序書，請說明目前是否有編訂相關程序書?現/將涵蓋於那些程序書內，並請說明作業規劃情形。若除役拆除作業期程較預定提早至不同之階段(如原預定除役拆廠階段執行提前至除役過渡階段)，請說明人員訓練及相關作業程序書先期完成之規劃情形及其管制時程規劃。

6.第1-1頁，第2段引述核管法施行細則第18條第1項第1~5款之規定，遺漏第6款「其他經主管機關指定之事項」乙項規定，請修訂納入。

7.請說明除役期間各階段(含核子燃料全部移出反應器前)之用過核子燃料管理策略以及低放射性廢棄物之處理現況。

第一回合審查意見答復

1.年度執行報告及除役計畫修正版將依規定於每年3月31日前報請主管機關審核，有關核三廠除役計畫對於核二廠除役計畫審查重要管制事項之規劃辦理情形，詳如下表所示：

序號	核二廠除役計畫審查重要管制事項 核三廠除役計畫規劃辦理情形	管制時程(核二廠)
1	核二廠除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。	次年3月底 110.12~137.03 (除役期間)
	本計畫於核三廠除役期間將配合辦理，每年提報除役年度執行報告及除役計畫修正版。	
2	除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。	110.12~137.03 (除役期間)
	核三廠將於除役期間加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料。	
3	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。 除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估。	110.11/112.02 (執照屆期1個月前完成程序書轉換準備) 110.12~137.03 (除役期間)
	除役相關程序書須於核三廠機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。 每個階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段的訓練。 未來除役各項作業會在相關作業程序書完備並完成人員訓練後，才會執行。	

4	輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核。	113.07 (於半年前提報輻調計畫及修訂) 116.12 (完成輻射特性調查作業報告提報)
	本公司於核三廠除役期間，輻射特性調查作業計畫於輻射特性調查作業6個月前另案提報送主管機關審核，並於核備後據以執行。	
5	除役計畫相關文件保存年限，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理，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。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司於核三廠除役期間，經主管機關審核文件列為永久保存，其餘除役計畫相關文件至少保存至除役完成後10年；法規有明文規定者，得從其規定。	
6	除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理	109.12 (一號機運轉執照屆期一年前提報) 110.12~137.03 (除役期間至少每年定期更新)
	本公司於核三廠除役期間，反應器爐心仍有用過核子燃料之安全分析報告、運轉技術規範修訂版，未經核准前相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。修訂版將於核三廠一號機運轉執照屆期一年前完成並送審，並於核三廠除役期間每年提報除役年度執行報告及除役計畫修正版。	
7	兩部機組吊運用過核子燃料行政管制。 護箱裝載池復原設計變更規劃作業，提報主管機關審核。	110.12~123.12 (永久停機至全部用過燃料移出燃料池前) 110.05提出
	兩部機組吊運用過核子燃料之行政管制，核三廠將修訂燃料填換相關程序書，限制在二號機永久停機90天內，兩部機不會同時吊運用過核子燃料，至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心為止核三廠因用過燃料池容量足以容納廠內運轉四十年之全數用過核子燃料，因此護箱裝載池未有配合改裝，故無需復原之情事。	

8	用過燃料池仍有用過核子燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。 用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。	110.12~123.12 (永久停機至全部用過燃料移出燃料池前) 112.10提出
	本公司於核三廠除役期間用過燃料池島區控制站內會提供用過燃料池水位及水溫之測量數值，同時提供相關的警報以提醒運轉人員。 用過燃料池島區之設計於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
9	除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG1.26及1.29	110.12~137.03 (除役期間)
	核三廠除役期間用過燃料池島區中用過核子燃料貯存相關系統，部分為沿用持照運轉之系統，於持照運轉時已符合各項法規要求；另一部分為因應用過燃料池島區設置而新增之系統，用過燃料池島區之設計於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行	
10	「機組於大修或冷停機期間第5部緊急柴油發電機管制方案」修訂，在未核准前，應依原運轉規定辦理。	110.12~114.12 (永久停機至全部用過燃料移出反應爐心)
	本公司於核三廠除役期間將提報五號柴油發電機同時供應兩部機之精進設計變更，「機組於大修或冷停機期間第5部緊急柴油發電機管制方案」修訂，未經核准前相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行，至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心為止	
11	主控制室及用過燃料池島區控制中心明顯標示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。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司於核三廠除役期間的用過燃料池島區控制中心，將轉換至廢料廠房廢料控制室，會明顯標示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。	
12	除役保留區放射性廢液處理系統設置申請。	113.05提出申請 118.12完工啟用
	目前規劃除役拆廠階段後期才會轉為新建系統，前期使用既有放射性廢液處理系統進行處理。 核三廠將依據法規另案提報原能會申請，並於核備後據以執行。	
13	除役期間消防計畫依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG	110.12~137.03 (除役期間)

	1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。 若有變更須另案申請 。	
	反應爐仍存有核子燃料期間，消防防護計畫持續符合 FSAR 9.5.1及目前承諾須符合之相關 NFPA 消防防護標準。並於核三廠一號機永久停機(113年7月27日)一年前(112年7月27日)將核三廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改送審大會。反應爐無核子燃料之除役消防防護計畫，將依10 CFR 50.48 (f) Fire Protection 及 RG 1.191 之架構，另案陳報大會核備。大會未核准前，仍依反應爐仍有核子燃料承諾須符合之規定辦理。	
14	兩部機執照屆期後更新廠址歷史評估報告，提報主管機關審核。 拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核。	113.03 (二號機執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告) 110.12~137.03 (除役期間)
	廠址歷史評估報告，將於二號機執照屆期後一年內，提報主管機關審查，並於核備後據以執行。 廠房拆除作業計畫於實際執行前1年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
15	清潔外釋計畫修正版提報主管機關審核。	117.12提出
	計畫第六章將配合辦理，清潔外釋計畫修正版於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
16	用過核子燃料未全部移出用過燃料池前，應備有緊急應變計畫。 「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」之解除或變更，應報請主管機關審核。 「禁制區及低密度人口區」之解除或變更，應擬訂計畫，報請主管機關審查。	111.04前 (依核子事故緊急應變法每五年再評估規定辦理) 110.12~137.03 (除役期間)
	核三廠用過核子燃料未全部移出用過燃料池前備有緊急應變計畫，且「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之解除或變更申請另案提報原能會審查。	
17	事件通報程序，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司於核三廠除役期間，將依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定執行異常事件通報	
18	核二廠系統除污作業計畫提報主管機關審核。	114.01(執行系統除污作業前一年)

	本公司核三廠系統除污作業計畫將於執行系統除污作業前1年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
19	廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)設置申請。	113.05提出申請 118.12完工啟用
	對於廢樹脂的處理方式，本公司進行濕式氧化或真空乾燥等方式的可行性評估，待定案後，將依法規提出申請。	
20	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	113.05提出申請 118.12完工啟用
	本公司核三廠已在規劃低放射性廢棄物貯存設施建造，預計於115年8月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
21	用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)建造執照申請。	113.01提出申請 118.12完工啟用
	本公司核三廠已在規劃用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，預計於115年9月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
22	除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫，應於除役執行前提報主管機關審核，並適時修訂。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司核三廠除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫配合除役進度於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
23	核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告，提報主管機關。	110.12~137.03 (至少每五年)
	本公司核三廠除役期間至少每五年提報核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告。	
24	除役期間輻射劑量應合理抑低，其評估報告並須適時更新，並提報主管機關審核。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司核三廠會審慎評估各項除役作業，並合理抑低除役期間廠界輻射劑量，配合除役進度適時更新與提報其評估報告，並提報主管機關審核。	
25	環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核。	110.12~137.03 (每年11月1日前提報下年度計畫)
	本公司核三廠在除役期間，每年會提報環境輻射監測與廠區監測區監測計畫送主管機關審核。	
26	核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核。	110.06 (一號機運轉執照屆期6個月前提送運轉人員訓練計畫)

		113.12 (爐心核子燃料全部移至用過燃料池2年前提送燃料監管員訓練計畫) 110.12~123.12 (永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前)
	爐心核子燃料全部移至用過燃料池2年前提送燃料監管員訓練計畫，預計112年6月前提送主管機關審核。	
27	核子反應器永久停止運轉後之核子保防作業，應依核子保防作業辦法之規定辦理。	111.06及112.09 (分別提報一、二號機詳細資料) 110.12~137.03 (除役期間)
	本公司核三廠除役期間，將依核子保防作業辦法之規定辦理。	
28	反應爐仍有用過核子燃料之保安措施，應依原運轉期間之規定辦理；保安計畫及資安計畫之變更，應提送主管機關審核，未核准前，依原計畫規定辦理。	110.12~137.03 (除役期間)
	核三廠於機組運轉執照屆期後，用過核子燃料可全數自爐心退出貯存於燃料廠房之用過燃料池。	
29	除役期間的品質保證作業依「核能電廠除役品質保證方案」之規定辦理。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司核三廠在除役期間的品質保證方案準用「核能電廠除役品質保證方案」於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
30	廠址最終輻射偵測作業計畫，提報主管機關審核。	131.01 (廠址最終狀態偵測階段前1年)
	本公司核三廠會於廠址最終狀態偵測階段前1年另案提報廠址最終輻射偵測作業計畫送原能會審查，並於核備後據以執行。	
31	核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式。	110.12 (一號機運轉執照屆期前提報) 110.12~123.12

		(永久停止運轉至全部用過核子燃料移出用過燃料池前)
	核三廠於機組運轉執照屆期後，用過核子燃料可全數自爐心退出貯存於燃料廠房之用過燃料池。	
32	執行導出濃度指引基準(DCGL)限值量測之輻射偵測儀器，應具品保管制校正程序並經認可之校正實驗室執行校正。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司於核三廠除役期間將配合辦理。	
33	核電廠除役放射分析實驗室，須依除役需求建立分析能力及量能。	110.12~137.03 (除役期間)
	本公司於核三廠除役期間將配合辦理。	

2.進入除役階段即適用之程序書，將於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
人員訓練部分，將於每一階段開始前一至兩年即開始規畫下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段訓練；另配合除役作業推動情形及相關文件(如：拆除計畫、程序書等)規定於各項作業開始前完成訓練，俾確保作業安全及品質。

3.本計畫將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。未來除役各項作業執行前將援引相關程序書，於各項作業開始前完成訓練，俾確保作業安全及品質。

4.本公司依據核三廠除役各階段排程、工作方法及內容等，於除役計畫第12章規劃除役各階段之除役組織架構及任務編組，並將依據核三廠除役各階段作業之工作性質，分別進行人員調配與組織調整，以確保除役工作順利進行。本公司將參考核一廠除役經驗，於「除役年度執行報告」中說明前一年度及本年度因應除役作業之管理組織與人員編制調整及未來規劃情形。

5.有關人員訓練，規劃會於每一階段開始前一至兩年即開始規畫下一階段之訓練，若除役作業期程提早，將於執行作業前完成整備工作及相關人員訓練，另核三廠會依循現有訓練程序書及專業人員訓練程序書辦理，以確保完成除役各階段人員訓練，另可配合實際作業推動情形，於各項作業開始前完成訓練，俾確保作業安全及品質。

6.依意見增訂「其他經主管機關指定之事項」，修訂結果如附件01-004-06-A。

7.除役期間各階段(含核子燃料全部移出反應器前)之用過核子燃料管理策略以及低放射性廢棄物之處理現況，說明如下：

運轉執照屆期後，爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，須維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同。用過核子燃料之貯存則配合我國用過核子燃料管理策略「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之要求執行。除役時產生之低放射性廢棄物，將暫存於廠內之低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱低貯庫)中，俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物中期暫時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中期暫時貯存設施貯存。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：前言

第二回合審查意見

1.核三廠參採情形及規劃辦理之說明，在序號3未說明組織與人力變動之規劃評估，在序號6反應器有燃料部分須依運轉期間規定辦理，並無所提修訂版之需求，亦遺漏整體性維護管理方案，且未針對用過燃料池有燃料部分提出相關說明，在序號8未說明用過燃料池相關補水措施，未針對序號9之規定加以說明，在序號11所提轉換至廢料廠房廢料控制室並未佐證能符合相關之規定，序號13應依相關法規及 RG 辦理而非所提之架構，序號31用過燃料池仍有燃料階段應建立量化風險評估模式。所提規劃辦理及參採情形有所不足者，應依本會發佈之核三廠除役計畫重要管制事項內容為準。

2.同意答復，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，本項列入重要管制事項。

3.請依提問答復說明除役各階段所需作業程序書之規劃、審核、發行及其管控機制，另亦請說明上述作業是否會發行專屬作業程序書以利管控及防止意外事件發生。

4.同意答復，除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，本項列為重要管制事項。

7.所提“爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同”，請修訂為“爐心仍有燃料期間，均依運轉期間之相關規定辦理”。

除以上第1、2、3、4、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.本公司將依據審查意見，將規劃辦理及參採情形有所不足部分，以大會發佈之核三廠除役計畫重要管制事項內容為準。

2.本公司將於除役各項作業執行前，完備各相關程序書，並完成人員訓練。

3.本公司在除役各階段所需作業程序書之建立將比照營運期間，另發行「程序書管制作業」程序書，以作為建立除役相關作業程序書之編寫、審查、核准、發行、變更、改版、進版、廢止等之處理程序，以符合品保方案之要求。至於除役其他專用之程序書，將依據前述程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。

4.若除役期間組織與人力發生變動情形，本公司將納入「除役年度執行報告」中說明。 7.依審查意見修訂第一回合答復為“爐心仍有燃料期間，均依運轉期間之相關規定辦理”。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2.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。本項列入重要管制事項。 4.除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關，本項列為重要管制事項。 除以上第2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理。 4.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：NA
審查總結回合意見
1.除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 2.、4.同意答復。

意見編號	**01-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B04、B15	一（一）2（2）、一、（三）、二（一）2（2）	1-11、1-17、1-36	結案
第一回合審查意見					
有關場址、廠界及計畫內容與審查導則符合性之相關問題： 1.第二、(一)、3節廠界內拆除、保留或新建之廠房、建物與設施，請新增表格並於表格內明確建立拆除、保留或新建之廠房、建物與設施之清冊，並對限制性使用或非限制性使用之區域、廠房或建物清楚表列說明。有關保留區部分，宜明確說明其範圍、未來用途與除役規劃，以明確整個廠區之除役規劃。					

2.第1-15頁第2行，“...廠址以再利用為目標“，建議寫明為限制性或非限制性使用，俾利後續使用 RESRAD 推出相對應 DCGL。

3.第1-3頁，「除役完成後廠址之輻射劑量，應符合原能會所定之標準」乙句建議刪除，因第（5）項結尾已說明了除役完成後廠址之輻射劑量規定，此處毋須贅述。

4.「放射性廢料管理方針」為一宣示性的行政規則，與除役計畫相關之敘述皆已於其他法規中有所要求，毋須刻意遵循此方針，且其所用之名稱「放射性廢料」早已修訂為「放射性廢棄物」，為避混淆或被誤用，建議刪除。

5.「其他放射性汙染系統及設備的拆除」，建議修正為「其他放射性污染系統及設備的拆除」。

6.除役計畫導則是主管機關提供申請者撰擬計畫內容之參考，申請者依其撰擬則審查較為便利，若未照導則撰擬也可，但須說明不同之處以利審查。除役計畫內所列之對照表，除章節名稱之外，審查導則提供之內容亦應對照說明，以便比對並確認除役計畫之內容是否可接受。

7.第1-18頁，「核三廠除役係以廠界為管制範圍，但主要除役活動(拆除、興建及廢棄物營運作業等)集中於除役範圍內進行(詳圖1-2)。拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物」。主要除役活動尚包括執行廠址環境輻射偵測，故請在圖1-2增加註釋詳細說明管制範圍、拆除範圍、保留區、除役範圍等，以避免誤解。

8.第1-30頁，圖1-2未列出廠界內現有風力發電(在圖1-2除役範圍內)、太陽能發電(在圖1-2拆除範圍內)等設施，請檢討類似之情況並補充於第1-19~20頁段落之文字內，並請說明相關設施對除役計畫之影響，以及未來之規劃作法。

第一回合審查意見答復

1.擬依審查意見修訂第1-18頁內文：「核三廠除役係以廠界為計畫管制範圍，但拆除、興建及放射性廢棄物營運等作業集中於除役開發範圍內進行(詳圖1-2)。拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共46處建物等(拆除建物清單，詳本計畫表6-1)。其餘建物視本公司經營需要予以保留或拆除。在土地解除管制前，將進行最終狀態偵測，以廠址之輻射劑量符合「非限制性使用」為標準，未來土地用途朝電力事業用途來做規劃。」，詳細修訂結果如附件01-005-01-A。

有關保留區劃分之說明，已於第二章第一、(二)節及第十七章第一、(二)節描述，保留區僅包含放射性廢棄物營運設施(核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫)，以上所述設施，未來將持續接受管制單位之管制。完成除役後，廠址之輻射劑量將符合非限制性使用之標準，其對一般人造成之年有效劑量不得超過0.25 mSv，除保留區外，其餘土地將朝電力事業用途來做規劃，廠址內並無限制性使用之用地規劃。

2.依意見修訂為：「...以拆除方式進行，除役目標係以完成除役後之廠址輻射劑量將符合「核子反應器設施管制法施行細則」第17條「非限制性使用」標準之規定，即對一般人造成之年有效劑量不得超過0.25mSv 之要求。」，詳細修訂結果如附件01-005-02-A。

3.依意見刪除「除役完成後廠址之輻射劑量，應符合原能會所定之標準」乙句，詳細修訂結果如附件01-005-03-A。

4.經檢討，確無必要，依意見刪除引用法規及準則內第46點「放射性廢料管理方針」，項下編號亦同步修正，詳細修訂結果如附件01-005-04-A。

5.依意見修訂為其他放射性「污」染系統及設備的拆除，詳細修訂結果如附件01-005-05-A。

6.本公司辦理核三廠除役計畫係依據「核子反應器設施除役計畫導則」所訂定各章節架構內容撰擬，「核子反應器設施除役計畫審查導則」則做為撰擬參考內容，為利審查，擬依審查意見，補充如附件01-005-06-A 所示。

7.擬依審查意見修訂第1-18頁內文：「核三廠除役係以廠界為計畫管制範圍，但拆除、興建及放射性廢棄物營運等作業集中於除役開發範圍內進行(詳圖1-2)。拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共46處建物等(拆除建物清單，詳本計畫表6-1)...」，並同步修訂圖1-2核三廠廠區示意圖，增加圖1-3拆除範圍示意圖。詳細修訂結果如附件01-005-07-A。

另，除役期間將比照運轉期間，定期提送核三廠監測區監測計畫，據以執行廠址環境輻射偵測(偵測範圍以廠界為界)。

8.已增列既有再生能源發電設施於圖1-2，另補充二、(一)、4. 既有再生能源發電設施除役相關規劃如下:「目前核三廠廠區內設有3部風力機組(裝置容量共4.5 MW，設於廠區西側5萬噸生水池周邊)及地面型太陽光電系統(裝置容量共1.46 MW，裝設於廠區西側5萬噸生水池旁空地與車棚)，詳細位置如圖1-2；另，本計畫既有建物及設施均於規劃時已納入考量，除拆除範圍內建物確定拆除外，廠區內其餘建物視本公司經營需要保留或拆除，並於除役完成後依受影響區及未受影響區輻射偵檢規定分別執行偵檢作業。因前揭設施位於未受影響區，其設備解除管制前須確認符合輻射背景值變動範圍，向原能會申請解除管制。」，詳細修訂結果如附件01-005-08-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、3；二；一、(一)、2；一、(三)；二、(一)、2、(2)；圖1-2；圖1-3(新增圖面)；新增二、(一)、4

第二回合審查意見

1.

(1)附件01-005-01-A(4)C.應修正為"完成除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告"，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條之要求。

(2)表6-1核三廠除役主要建物拆除彙整表及圖1-2，所涵蓋之資訊內容未完整答復本項提問之需求(未新增表格並於表格內明確建立拆除、保留或新建之廠房、建物與設施之清冊，並對限制性使用或非限制性使用之區域、廠房或建物應清楚表列說明。有關保留區部分，宜明確說明其範圍、未來用途與除役規劃，以明確整個廠區之除役規劃)。

(3)在拆除範圍以外仍有可能拆除廠房、設備，建議修訂為主要拆除範圍。

7.現階段廠址內規劃不拆除之設施，亦請表列。 圖1-3建議修訂為主要拆除範圍示意圖。

8.在進入除役期間之前規劃新增設之設施，亦請一併列在圖上。

除以上第1、7、8小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.

(1)依審查意見修訂為「完成除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條之要求」，詳細修訂結果如附件01-005-01-B。

(2)已依審查意見新增表1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表，詳細修訂結果如附件01-005-01-B；另，完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(含保留區之劑量貢獻)，即0.25 mSv/y；除保留區外，其餘土地將朝電力設施使用來做規劃。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	用途規劃
1	一號機圍阻體廠房	拆除
2	一號機輔助廠房	拆除
3	一號機燃料廠房	拆除
4	一號機控制廠房	拆除
5	一號機進出管制廠房	拆除
6	一號機開關廠房	拆除
7	一號機核機冷卻水廠房	拆除
8	一號機柴油機廠房	拆除
9	一號機汽機廠房	拆除
10	一號機輔助鍋爐廠房	拆除
11	一號機 NSCW 閥室	拆除
12	一號機冷凝水貯存槽	拆除
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
15	二號機圍阻體廠房	拆除
16	二號機輔助廠房	拆除
17	二號機燃料廠房	拆除

18	二號機控制廠房	拆除
19	二號機進出管制廠房	拆除
20	二號機開關廠房	拆除
21	二號機核機冷卻水廠房	拆除
22	二號機柴油機廠房	拆除
23	二號機汽機廠房	拆除
24	二號機輔助鍋爐廠房	拆除
25	二號機 NSCW 閥室	拆除
26	二號機冷凝水貯存槽	拆除
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
29	廢料廠房	拆除
30	大型工作棚	拆除
31	待用機具貯存庫	拆除
32	熱修配廠房	拆除
33	修配廠房	拆除
34	行政大樓	拆除
35	技術支援中心	拆除
36	乾洗機房	拆除
37	馬達工廠	拆除
38	ILRT 空壓機房	拆除
39	燃油貯存槽	拆除
40	消防泵室	拆除
41	水廠	拆除
42	機械大樓	拆除
43	廢水處理廠房	拆除
44	第五台柴油發電機廠房	拆除
45	儀控大樓	拆除
46	氣渦輪機	拆除
47	宿舍區	不拆除
48	餐廳	不拆除
49	模擬操作中心	不拆除
50	放射試驗室	不拆除
51	保警中隊部	不拆除
52	南部展示館	不拆除
53	再生能源發電設施	不拆除
54	海水淡化廠	不拆除
55	5萬噸生水池	不拆除
56	開關場	不拆除

57	通訊機房	不拆除
58	二號貯存庫	新建
59	用過核子燃料室內乾式貯存設施	新建
60	鋼筋混凝土塊分離場	新建
61	土石堆置場	新建

(3)依審查意見，將圖1-3 名稱修改為主要拆除範圍示意圖，以上詳細修訂結果如附件01-005-01-B。

7.已依審查意見新增表1-2 除役期間核三廠主要建物規劃表，並更新圖1-3為主要拆除範圍示意圖，詳細修訂結果如附件01-005-07-B。

8.有關再生能源發電設施之除役相關規劃，擬修訂1-18頁說明如下：

「目前核三廠廠區內再生能源發電設施計有3部風力機組(裝置容量共4.5 MW，設於廠區西側5萬噸生水池周邊)及地面型太陽光電系統(裝置容量共1.46 MW，裝設於廠區5萬噸生水池旁空地與車棚)，詳細位置如圖1-2；另，配合政府推展綠源政策，本公司規劃於113年前完成增設地面型太陽光電(裝置容量共45MW)、屋頂型太陽光電(裝置容量共1.9MW)，及3部風力機組(裝置容量共12.6MW)，增設再生能源設施規畫位置如圖1-4。既有設施於本計畫規劃時已納入考量；新增設施之安全影響評估作業亦與本計畫同步整合。除役完成後依受影響區及未受影響區輻射偵檢規定分別執行偵檢作業，向原能會申請解除管制。」，詳細修訂結果如附件01-005-08-B

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)3；新增二、(一)4；新增圖1-3；新增表1-2及新增圖1-4

第三回合審查意見

1.

(1)所提修訂結果附件中“C.完成除役後之廠址環境輻射偵測報告”，請修訂為“C.除役後之廠址環境輻射偵測報告”。

(2)表6-1(核三廠除役主要建物拆除彙整表)與本題答復表1-2(除役期間核三廠主要建物用途規劃表)之拆除項目不一致，請檢討修正並確認不同章節內容之一致性。

7.

(1)比對圖1-3及表1-2，表1-2請再檢視納入一號貯存庫(又稱新廢倉)、345kV 開關場、161kV 室內開關場、墾丁變電所、多個倉庫(請標示編號)、5000噸消防水池、35000公秉儲油槽、600公秉日用油槽、南灣宿舍，以及現有/新建之風力機組及太陽光發電設施；並再重新檢視是否圖面有列卻在表遺漏者，或圖面未列之設施，請增列納入。另請說明放射試驗室規劃不拆除之法規符合性。

(2)請台電公司詳實盤點核三廠址內非屬保留區及主要拆除範圍之其他建物、設施與設備，並建制管理/管控機制及除役作業方式。本項請貴公司納入除

役計畫，在除役許可生效後一年內，提出盤點核三廠址內非屬保留區及主要拆除範圍之其他建物、設施與設備，並建制管理/管控機制及除役作業方式。

8.本項新增設施應再視本會審查結果作修訂，並請確認本項已適切納入「核三廠除役計畫環境影響評估報告書初稿」。

除以上第1.(1)、1.(2)、7及8小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.

(1)依審查意見及法規內容修訂為：「C.進入廠址復原階段後6個月內，提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第13條之要求。」，詳細修訂內容詳附件01-005-01-C。

(2)經重新比對表1-2與表6-1。並依據審查意見修正表1-2，詳細修訂內容詳附件01-005-01-C。另，項46氣渦輪機，因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除，修訂內容詳附件01-005-07-C。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	所在位置區域	用途規劃	解除管制標準
1	一號機圍阻體廠房	主要拆除範圍	拆除	非限制性使用
2	一號機輔助廠房		拆除	
3	一號機燃料廠房		拆除	
4	一號機控制廠房		拆除	
5	一號機進出管制廠房		拆除	
6	一號機開關廠房		拆除	
7	一號機核機冷卻水廠房		拆除	
8	一號機柴油機廠房		拆除	
9	一號機汽機廠房		拆除	
10	一號機輔助鍋爐廠房		拆除	
11	一號機 NSCW 閥室		拆除	
12	一號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
15	二號機圍阻體廠房		拆除	
16	二號機輔助廠房		拆除	
17	二號機燃料廠房		拆除	
18	二號機控制廠房		拆除	
19	二號機進出管制廠房		拆除	
20	二號機開關廠房		拆除	

21	二號機核機冷卻水廠房		拆除	
22	二號機柴油機廠房		拆除	
23	二號機汽機廠房		拆除	
24	二號機輔助鍋爐廠房		拆除	
25	二號機 NSCW 閥室		拆除	
26	二號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
29	廢料廠房		拆除	
30	大型工作棚		拆除	
31	待用機具貯存庫		拆除	
32	熱修配廠房		拆除	
33	修配大樓		拆除	
34	行政大樓		拆除	
35	技術支援中心		拆除	
36	洗衣機房		拆除	
37	馬達工廠		拆除	
38	ILRT 空壓機房		拆除	
39	燃油貯存槽		拆除	
40	消防泵室		拆除	
41	水廠		拆除	
42	機械大樓		拆除	
43	廢水處理廠房		拆除	
44	第五台柴油發電機廠房		拆除	
45	儀控大樓		拆除	
46	氣渦輪機	除役範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
47	宿舍區(含南灣宿舍)		不拆除	
48	餐廳		不拆除	
49	模擬操作中心		不拆除	
50	放射試驗室		不拆除	
51	保警中隊部		不拆除	
52	南部展示館		不拆除	
53	再生能源發電設施		不拆除	
54	海水淡化廠		不拆除	
55	5萬噸生水池		不拆除	
56	開關場(161KV/345KV)		不拆除	
57	通訊機房		不拆除	
59	墾丁變電所		不拆除	

60	5000噸消防水池		不拆除	
61	35000公秉儲油槽		不拆除	
62	600公秉日用油槽		不拆除	
63	倉庫區(1號~9號倉庫、A~E暫存庫、20號倉庫)計15個		不拆除	
64	低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)	除役開發範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
65	鋼筋混凝土塊分離場	除役開發範圍內，主要拆除範圍之外區域	新建	非限制性使用
66	土石堆置場		新建	
67	二號低放射性廢棄物貯存庫(二號低貯庫)	保留區	新建	不申請解除管制(註)
68	用過核子燃料室內乾式貯存設施		新建	
69	出水渠道	部分位於除役開發範圍內，主要位於除役開發範圍外之區域	不拆除	非限制性使用
70	雨水排放渠道		不拆除	

註:列為保留區之放射性廢棄物貯存設施，在廠址解除除役管制前，若高/低放射性廢棄物移置其它貯存/處置設施，則將於完成該設施除役相關作業後，併同廠址申請解除除役管制。

另；有關本計畫所述之保留區，補充說明如下：

本公司將放射性廢棄物貯存設施執照範圍初步劃設為保留區，保留區詳細邊界及進出動線，未來本公司將考量輻射劑量評估結果、輻射作業管制與管理需求妥善進行規劃。上述內容將修訂於本章內文中，修訂結果詳附件01-005-01-C，並於第十七章同步修訂。

7.

(1)經比對圖1-3及表1-2，已補充以下建物資訊於表1-2中，如:低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)、345kV 開關場、161kV 開關場、墾丁變電所、多個倉庫、5000噸消防水池、35000公秉儲油槽、600公秉日用油槽、南灣宿舍，

並補充用途規劃及備註納入表1-2。考量圖1-3及表1-2資訊互為連動，為避免圖面資訊過於龐雜，擬將現有風力發電設施標註於圖1-2，現有/新建太陽光發電設施維持於圖1-4呈現。另，因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除；因應用過核子燃料室內乾式貯存設施設置需求，除役開發範圍由用過核子燃料室內乾式貯存設施左側邊界外推100公尺，詳細修改內容詳附件01-005-07-C。

有關放射試驗室規劃不拆除之法規符合性，說明如下：依據核子反應器設施管制法第21條「核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。前項之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。」而放射試驗室主要工作內容未涉及核能機組輻射工作，屬一般實驗室工作，如人員全身計測、環境取樣分析及儀器校正維修，營運期間歷年輻射偵測結果均符合監測區標準，且並無發現放射性污染。再依據除役計畫第三章之廠址歷史評估結果，放射試驗室劃分為未受影響區，綜上說明，放射試驗室非屬須拆除之放射性污染結構範圍。另依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第19 條，除役期間與除役後三年內仍須執行環境輻射監測作業，且除役期間之人員劑量評定與輻射偵檢儀器維護校修，仍屬必要之工作，故於除役期間放射試驗室規劃不予拆除。

(2)遵照辦理，本項內容將納入除役計畫內文，補充：「本公司將於除役許可生效後一年內，盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。」詳細修訂內容詳附件01-005-07-C。

8.遵照辦理，補充"新增設施部分將依原能會審查核定之結果修訂進版"，詳細修訂內容詳附件01-005-08-C；另，本公司已於核三廠除役計畫環評相關工作會議中，將本項議題納入會議紀錄並進行追蹤，以確保本案相關內容確實納入環評報告初稿中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、2；二、(一)、3；圖1-2、圖1-3、圖1-4、表1-2

審查總結回合意見

1.(1)、8同意答復。

1.(2)、7 盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

意見編號	01-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B04、B08、B15、F08	全部	如意見	結案

第一回合審查意見

請就下列用詞或計畫圖面可讀性部分，研議後提出修改：

1.第1-37頁，有關「核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表」之第一章第四節符合發給除役許可規定事項之說明下的項次編號有誤，請修正。
2.第一、(二)節專有名詞之放射性廢棄請改為放射性廢棄物。
3.第一、(四)節參考文獻之核三廠「核能發電訓練基本訓練教材壓水式反應器系統介紹」，請說明發行日期及版次。
4.第1-4頁，折除(Dismantling)乙詞定義，建議「允許自」修改為「指」，並請考量各專業名詞中文定義用法，維持體例統一。
5.「A 類廢棄物」、「B 類廢棄物」、「C 類廢棄物」及「超 C 類廢棄物」之定義中，「表一」建議修正為「附表一」，「表二」修正為「附表二」，因引用之管理規則只有附表一、二，並無表一、二。
6.第1-2頁，「概論」第3段，Prestressed Concrete 依國家教育研究院雙語詞彙中譯為預力混凝土，建議修正為預力混凝土結構(prestressed-concrete structure)。
7.第1-10頁「輻射工作人員劑量異常案件處理作業導則」，已於110年5月18日修正發布，請更新日期。
8.第1-18頁，有關「(4)廠址復原階段」項下編號排序有誤植(如 B 及 D)，請修正。
9.第1-27頁，有關「四、符合發給除役許可規定事項之說明」之核三廠一號機停止運轉年限，應為113年7月27日。
10.第1-30頁，圖1-2未標示15.儀器大樓。
11.第1-1頁，「國際原子能總署(International Atomic Energy Agency,IAEA)」，於 IAEA 之前應增加一空格。
12.第1-3頁及第1-27頁，「核三廠一號機及二號機之停止運轉年限分別為113年7月27日」，停止運轉年限應修訂為停止運轉日期。
13.第1-5頁，「解除管制」乙詞定義，請釐清與第1-1頁「以及建物與廠址的解除管制等」之差異。
14.第1-7頁，「表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者」，句末尾請增加標點符號。
15.第1-18頁，「暫時貯存設施建置完成後，併同運轉之低放射性廢棄物」，請修訂為併同運轉期間產生之低放射性廢棄物。
16.共通性名詞修訂建議，「用過核子燃料池」與「用過燃料池」均有使用，建議統一採用「用過燃料池」。

第一回合審查意見答復

1.查附件標題，”一”為前言，而本表係為與法規對應之項目，故僅列出”二”及”三”，擬不修改。
2.依意見修訂為「放射性廢棄物」，詳細修訂結果如附件01-006-02-A。
3.參考文獻之核三廠「核能發電訓練基本訓練教材壓水式反應器系統介紹」，係由眾多教材所組成，發行日期及版次並不定，明確說明有其難度，擬不修訂。
4.依意見修訂為「指」，詳細修訂結果如附件01-006-04-A。

5.依意見修訂「表一為附表一」、「表二為附表二」，詳細修訂結果如附件01-006-05-A。
6.因圍阻體設計上係採預力鋼鍵圍繞，擬維持「預力鋼筋混凝土」，擬不修訂。
7.依意見修訂為「110年5月18日」，詳細修訂結果如附件01-006-07-A。
8.依意見修訂「(4)廠址復原階段」項下編號排序，詳細修訂結果如附件01-006-08-A。
9.依意見修訂為「113年7月27日」，詳細修訂結果如附件01-006-09-A。
10.檢視並參考本計畫第六章表6-1，應為儀控大樓，並依意見列入新增之圖1-3內(編號為45)，詳細修訂結果如附件01-006-10-A。
11.依意見修訂增加一「空格」，詳細修訂結果如附件01-006-11-A。
12.依意見修訂為「停止運轉日期」，詳細修訂結果如附件01-006-12-A。
13.經查應為同樣涵義，皆為：曾因內含放射性物質或固體放射性廢棄物而受到管制，當其輻射影響衰減至可忽略程度，經確認其輻射影響小於特定之法規限值後，其所含之核種可免除所有輻射防護管制措施。
14.依意見修訂增加「句號」，詳細修訂結果如附件01-006-14-A。
15.依意見修訂為「併同運轉期間產生之低放射性廢棄物」，詳細修訂結果如附件01-006-15-A。
16.依意見修訂為「用過燃料池」，詳細修訂結果如附件01-006-16-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)；一、(一)、2；一、(二)；一、(三)、31；二、(一)、2、(4)；四；前言；二、(二)；二、(一)、2、(1)；二、(一)、2、(2)；三、(一)、1、(2)；三、(二)；四；附錄1.A

第二回合審查意見

同意答復。

第二回合新增審查意見

意見編號	01-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、B04、B06	一(一)2 圖1-2	1-3、1-30	結案

第二回合審查意見

1.請於除役計畫一、(一)、2、(6)節，將核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第13條(核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，報請主管機關審查同意後，解除除役管制)對除役完成報告之要求納入。

2.

(1)將來與外界溝通時，廠區圖可考慮使用動畫呈現除役前後地形地貌之改變，以便各界易於瞭解。

(2)保留區位置周邊是否有如邊坡等水土保持議題存在？宜預先規劃。

(3)除役計畫報告中出現大量專有名詞英文縮寫，雖第一次出現時有顯示全文，為方便閱讀，宜提供英文專有名詞縮寫與原文對照表，強化專有名詞章節之內容。

3.請明確說明除役範圍、除役計畫範圍、除役開發範圍、主要拆除範圍等名詞，並適適當修訂除役計畫內文及圖示，避免混淆。

4.圖1-2所示廠界(咖啡色虛線)之範圍，以及在其他章包括但不限於圖2-2、圖2-3等，均與核三廠最終安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)之Figure 2.1-2所示 Site Boundary 有所不同，請澄清並依 FSAR 內容修訂除役計畫中相關圖示。

第二回合審查意見答復

1.依審查意見增修一、(一)、2、(6)節之內容如下：本公司將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 13 條之規定：核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，報請主管機關審查同意後，解除除役管制。」，詳細修訂結果如附件01-007-01-B。

2.

(1)由於除役後廠區多半為綠地，如欲呈現廠區除役前後地形地貌改變之意象，未必需採用以3D 立體動畫呈現，平面照片亦可以用特效動畫呈現意象。目前本公司已以核一廠空拍影片加入特效動畫，製作有核一廠區除役後綠化之意象短片並發布於核能後端營運專屬網站上，未來核三廠亦可評估是否比照辦理。

(2)保留區位置其周圍大致為平地，並無邊坡問題，保留區內相關設施未來將依法提送水土保持計畫並獲主管機關核定後，據以申請建造執照。

(3)本章節已有專有名詞英文縮寫對照表，詳一、(二)專有名詞章節，另本計畫亦有專有名詞中英對照表，作為查閱使用。

3.有關除役各範圍界定，經重新檢視，擬修訂1-18頁內容如下：「核三廠除役範圍係與「核電廠終期安全分析報告(FSAR)」第二章所定義之廠界範圍(Site Boundary)範圍一致。除役開發範圍係指核三廠除役開發行為之作業範圍，包含拆除作業、興建除役作業必要設施、用過核子燃料移置及放射性廢棄物營運等可能對環境所造成擾動行為之所在區位，上述相關範圍如圖1-2所示。主要拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，以及氣渦輪機廠房。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共46處建物等(主要拆除範圍詳圖1-3)；其餘建物原則上不予拆除...」，詳細修訂結果如附件01-007-03-B。

4.依審查意見修訂第一章圖1-2及新增圖1-3，比照核三廠終期安全分析報告(FSAR)之 Figure 2.1-2所示 Site Boundary 修正出水口部分之範圍，詳細修訂結果如附件01-007-04-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(一)2；二、(一)3；圖1-2；新增圖1-3

第三回合審查意見

1.請依除役計畫第6章審查意見之答覆說明提出修訂說明並更新。

2.

(1)美國核電廠除役後，廠區大部分恢復成原狀(綠地)。核三廠除役後，則已規劃為綠電園區。除役完成前、後之動畫呈現，請考量將核電轉綠電園區做呈現。

(3)國際上報告都有專節顯示專有名詞英文縮寫與原文對照表，例如 WMA, EAB, EPZ 等，在本報告專有名詞並未說明。

3.

(1)請說明一號貯存庫(又稱新廢倉)後續除役之規劃，以及納入圖面之做法。

(2)其他章節如有除役範圍、主要拆除範圍、除役開發範圍及保留區等標示之圖，請一併修訂。另針對除役計畫廠址規劃包括除役範圍、主要拆除範圍、除役開發範圍及保留區等，明確界定清楚各作業範圍，並於除役計畫予以說明。

4.

(1)有關圖1-2除役範圍之標示：

(i)仍有部分廠界與 FSAR Figure 2.1-2不一致，如圖1-2左下及右上處，在所標示之咖啡色虛線以外，圖上另有黑色虛線，該黑色虛線應為 FSAR Figure 2.1-2之廠界，請確認並修訂與 FSAR 圖一致。

(ii)廠界標示之範圍應完整涵蓋至出水口處，請修訂圖中標示或可增加子圖及註釋說明。

(iii)另請檢視 FSAR Figure 2.1-2與核三廠廠址現況之符合性，若有差異請於除役計畫審結前另案提報主管機關，並回饋更新除役計畫相關圖面。

(2)其他章節如有除役範圍標示之圖，請一併修訂。

除以上第1、2.(1)、2.(3)、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.依審查意見增修一、(一)、2、(6)節之內容如下：進入廠址復原階段後6個月內，本公司將提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第13條之要求。詳細修訂結果如附件01-007-01-C。

2.

(1)有關核三廠後續土地利用之規劃，目前本公司尚在研析中，會參考核一廠方式呈現除役前/後差異；未來若作為電力設施使用配合政府政策有進一步規劃，會綜合考量其他方案，並精進向民眾說明之呈現方式。

(3)經盤點除役計畫各章節，並參考相關資料及國際慣例，新增專有名詞英文縮寫中英對照表，詳細修訂結果如附件01-007-02-C。

3.

(1)核三廠低貯庫目前執照效期至120年10月，依物管法相關規定，本公司應於運轉執照屆期前申請除役許可或展延運轉期限，故本公司目前規劃依「放射性物料管理法」第9條第三項規定，於目前執照屆期前兩年(118年10月)向大會申請換發執照，如蒙大會許可核准更新執照，本公司將再依「放射性物料管理法」第14條第一項規定，擬訂「核三廠低放射性廢棄物貯存庫除役計畫」，另案報請大會核准，以便於換發後執照效期屆期(預計為130年10月)前取得核三廠低貯庫除役許可，並依該計畫核准內容實施核三廠低貯庫除役作業，預期139年5月後，核三廠低貯庫可不再受相關法規管制；核三廠低貯庫除役時程，雖已初步規劃並載於本計畫 WBS，未來仍應以另案申請且奉大會核准核三廠低貯庫除役計畫所載時程為準，而再行檢視目前除役計畫內容後，發現僅於 WBS 工項2.4.14提及既有低貯庫除役作業部分與放射性廢棄物處理時程相關之規劃，並未於內文針對既有低貯庫除役作業將另案向大會申請之規劃進行描述，亦未明訂完成除役之時間，確實會讓讀者誤會本公司於核三廠除役完成後，有持續運轉既有低貯庫之可能，故本公司擬於除役計畫第六章增加既有低貯庫除役規劃相關說明，詳附件06-021-07-C。

圖面部分，低貯庫已於圖1-2增加標示，詳細修訂結果如附件01-007-03-C。

(2)遵照辦理，經盤點各章節有關除役範圍、主要拆除範圍及除役開發範圍等標示之圖面(計 CH1、2、3、4、9、11、14、17有相關圖面)，於清稿時將統一修訂。另，圖1-2、圖1-3中之氣渦輪機，因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除，以及因應用過核子燃料室內乾式貯存設施設置需求，除役開發範圍由用過核子燃料室內乾式貯存設施左側邊界外推100公尺，修訂內容詳附件01-005-07-C。

有關核三廠除役保留區域以及除役後土地再利用之規劃，請參考本計畫第十七章、一、(二)節。其餘各範圍之界定，已依審查意見修訂本文如下：「核三廠除役範圍即「核三廠終期安全分析報告(FSAR)」第二章所述之廠界範圍(Site Boundary)。除役開發範圍係指核三廠除役開發行為之作業範

圍，包含拆除作業、興建除役作業必要設施、用過核子燃料移置及放射性廢棄物營運等可能對環境所造成擾動行為之所在區位，上述相關範圍如圖1-2所示。主要拆除範圍為發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共45處建物等(主要拆除範圍詳圖1-3)；其餘建物原則上不予拆除...」，詳細修訂結果如附件01-007-03-C 4. (1)本題綜整說明如下： 本公司依審查意見，修訂本章涉及廠界之圖面，修訂結果詳如附件01-007-04-C，並同步修訂相關章節圖面(包含 Ch2、3、4、9、11、14、17章)。另；因應廠界修訂將出水渠道(至出水口)劃設入廠界範圍中，擬於第三章及第十七章修訂該處解除除役管制規劃相關文字，於涉及受影響區時提到之出水渠道敘述調整為出水渠道(至出水口)。 (2)遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)、2；二、(一)、3；圖1-2、圖1-3
審查總結回合意見
1、2.(1)、2.(3)、4同意答復。 3.盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第二章　設施及廠址環境說明(已結案11項，共11項)

意見編號	02-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B04、B08、C01、F12	一(二)、二(一)2、二(二)	2-2~48	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫廠址特性、設施、海嘯部分：

1.核三廠機組進入除役階段，請說明針對核三廠的設施、廠址特性(如地形與地貌、區域地質、生態、水文與氣象及環境輻射等)如何繼續監測，以及未來更新場址特性資料之規劃。

2.第2-8頁，有關海嘯部分之內容引述「核三廠終期安全分析報告」，請註明報告章節出處。

3.第2-48頁，圖2-11台灣近海模擬海嘯震源位置分布圖，核三廠除役計畫環境影響說明書內查無此圖，請確認資料來源。

4.有關本案海嘯引用文獻資料目前僅止於台電公司101年之研究成果，請將101年福島管制案件 MS-JLD-10102與核三廠相關之調查研究成果簡要納入本節中。

5.第一、(二)節，南部展示館、海水淡化廠、模擬操作中心、放射試驗室、宿舍區、生水池及既有的345 kV及161 kV開關場、通訊機房等電力通訊設施等區域，原則上均保留，為何圖1-2及2-3之保留區，未將上述區域劃入，請檢討改正。

6.本小節提及「廠界內之土地除前述保留區外，...進行更深入之規劃」，內容過於薄弱，應詳細說明土地利用之規劃與可能性、土地利用之控制及其發展潛力或其它因素等。例如由鄰近區域發展潛勢對該廠區是否有變更為農牧/住宅/商業/觀光休閒遊憩用地的可能性分析、目前台電公司對土地利用的掌控程度、鄰近地區用電需求等因素，呈現是否能如所預期規劃為電力事業用地的評估。

7.第2-1頁，「核三廠主要分為發電設備廠區及其他周邊區域，如圖2-2所示」，圖2-2未列出廠界內現有風力發電、太陽能發電等設施，請補充在第2-1~2頁段落之文字內，並請說明相關設施對除役計畫之影響，以及未來之規劃作法。

第一回合審查意見答復

1.本項將依福島事故總體檢之核管案件(JLD)各項危害評估結果辦理，除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址資料。

2.上述內容係引述「核三廠終期安全分析報告」章節2.4.6，擬依審查意見於內文標註，修訂結果詳附件02-001-02-A。

3.經查該圖係取自文獻[15]「核能發電廠海嘯總體檢評估第三核能發電廠第二階段期末報告書」，修訂結果詳附件02-001-03-A。
4.擬於內文修訂:「... 在日本發生福島一廠核能事故後，本公司透過福島管制追蹤案件:MS-JLD-10103，於101年完成「核能發電廠海嘯總體檢評估第三核能發電廠第二階段期末報告書」[15]...」，詳細修正內容詳附件02-001-04-A。
5.有關保留區劃分之說明，已於本章第一、(二)節描述，保留區僅包含放射性廢棄物營運設施(核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫)，以上所述設施，未來將持續接受管制單位之管制，與其它除役完成後解除管制，由本公司規劃拆除與否之建物有所區別，故圖1-2與圖2-3之保留區擬維持原呈現方式。惟為避免誤解，擬修訂用詞:「...電力通訊設施等區域，原則上不予拆除...」，詳細修正內容詳附件02-001-05-A。
6.核三廠除役後，廠址以符合「非限制性使用」劑量限值為目標，考量未來整體經濟發展及用電需求提高之趨勢，該土地將作為電力設施使用，並於適當時間配合本公司能源開發及經營策略，進行更深入之規劃，暫未考量變更為農牧/住宅/商業/觀光休閒遊憩用地的可能性。
7.已增列既有再生能源發電設施於圖2-2，另修訂如下:「... 西北端有開關場及氣渦輪機、5萬噸生水池2座、太陽能光電區、風力發電機等。」，詳細修訂結果如附件02-001-07-A。

本計畫既有建物及設施均於規劃時已納入考量，除拆除範圍內建物確定拆除外，廠區內其餘建物視本公司經營需要保留或拆除，並於除役完成後依受影響區及未受影響區輻射偵檢規定分別執行偵檢作業。因前揭設施位於未受影響區，其設備解除管制前須確認符合輻射背景值變動範圍，向原能會申請解除管制。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)、2、(3)/二、(一)、2、(3)、B./一、(二)/ 一、(一)/圖2-2/圖2-11

第二回合審查意見

1.同意答復，除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。
5.
(1)請於除役計畫內新增表格清單，列出廠址內拆除、保留或新建之廠房、建物與設施。
(2)有關保留區之規劃，請明確說明範圍、未來用途與除役規劃。
(3)表6-1為核三廠除役主要建物拆除之彙整表，另圖1-2及圖2-3未提供不拆除範圍或區域，於本章第一、(二)節文中將保留之用詞修訂為不拆除，與圖1-2及圖2-3規劃涵蓋之意涵不同，請檢討修正用詞及欲涵蓋範圍之一致性。
6.就目前答復內容，仍難以確認在廠址外釋後可預見長期為電力設施使用，無法認定工業情節可適用於在外釋的情節和劑量分析上。
7.在進入除役期間之前規劃新增設之設施，亦請一併列在圖上。

除以上第1、5、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.本公司將於除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力

5.

(1)已依審查意見，於第一章新增表1-2 除役期間核三廠主要建物規劃表如下，詳細修訂結果如附件02-001-05-B；另，完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(含保留區之劑量貢獻)，即0.25 mSv/y；除保留區外，其餘土地將朝電力設施使用來做規劃。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	用途規劃
1	一號機圍阻體廠房	拆除
2	一號機輔助廠房	拆除
3	一號機燃料廠房	拆除
4	一號機控制廠房	拆除
5	一號機進出管制廠房	拆除
6	一號機開關廠房	拆除
7	一號機核機冷卻水廠房	拆除
8	一號機柴油機廠房	拆除
9	一號機汽機廠房	拆除
10	一號機輔助鍋爐廠房	拆除
11	一號機 NSCW 閥室	拆除
12	一號機冷凝水貯存槽	拆除
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
15	二號機圍阻體廠房	拆除
16	二號機輔助廠房	拆除
17	二號機燃料廠房	拆除
18	二號機控制廠房	拆除
19	二號機進出管制廠房	拆除
20	二號機開關廠房	拆除
21	二號機核機冷卻水廠房	拆除
22	二號機柴油機廠房	拆除
23	二號機汽機廠房	拆除
24	二號機輔助鍋爐廠房	拆除
25	二號機 NSCW 閥室	拆除
26	二號機冷凝水貯存槽	拆除
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除

28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
29	廢料廠房	拆除
30	大型工作棚	拆除
31	待用機具貯存庫	拆除
32	熱修配廠房	拆除
33	修配廠房	拆除
34	行政大樓	拆除
35	技術支援中心	拆除
36	乾洗機房	拆除
37	馬達工廠	拆除
38	ILRT 空壓機房	拆除
39	燃油貯存槽	拆除
40	消防泵室	拆除
41	水廠	拆除
42	機械大樓	拆除
43	廢水處理廠房	拆除
44	第五台柴油發電機廠房	拆除
45	儀控大樓	拆除
46	氣渦輪機	拆除
47	宿舍區	不拆除
48	餐廳	不拆除
49	模擬操作中心	不拆除
50	放射試驗室	不拆除
51	保警中隊部	不拆除
52	南部展示館	不拆除
53	再生能源發電設施	不拆除
54	海水淡化廠	不拆除
55	5萬噸生水池	不拆除
56	開關場	不拆除
57	通訊機房	不拆除
58	二號貯存庫	新建
59	用過核子燃料室內乾式貯存設施	新建
60	鋼筋混凝土塊分離場	新建
61	土石堆置場	新建

(2)有關保留區畫設範圍，已於本章第一、(二)節描述：「... 將核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)及二號低放射性廢棄物貯存庫(含壓縮減容設備、廢樹脂處理系統等設施)集中規劃於開關場西北側，並劃設為保留區。...」，其對應位置詳圖2-3。前揭貯存設施使用規劃為貯存核

三廠運轉與除役期間產生之高、低放射性廢棄物，設施未來將持續接受管制單位之管制，確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不超過0.25 mSv。詳細規劃內容，詳見第九章四、(二)；五、(二)以及第十七章一、（二）、1節內文。

(3)主要拆除範圍詳圖2-3，除役期間廠內主要建物規劃，已於第一章新增表1-2 除役期間核三廠主要建物規劃表，載明主要建物之拆除/不拆除/新建等除役相關規劃，詳細修訂結果如附件02-001-05-B。

6. 本段擬配合第十七章內容修訂如下：「廠界內之土地除前述保留區外，根據目前廠址再利用規劃策略，核三廠未來將朝電力設施使用為規劃方向，為符合再利用規劃之設計，並保守評估一般民眾接受輻射風險，本公司將考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估DCGL，並分析受曝者之行為模式、習慣等特性」，詳細修訂結果如附件02-001-06-B。

7. 已依審查意見，於第一章補充圖1-4 增設再生能源發電設施示意圖，詳如下圖：

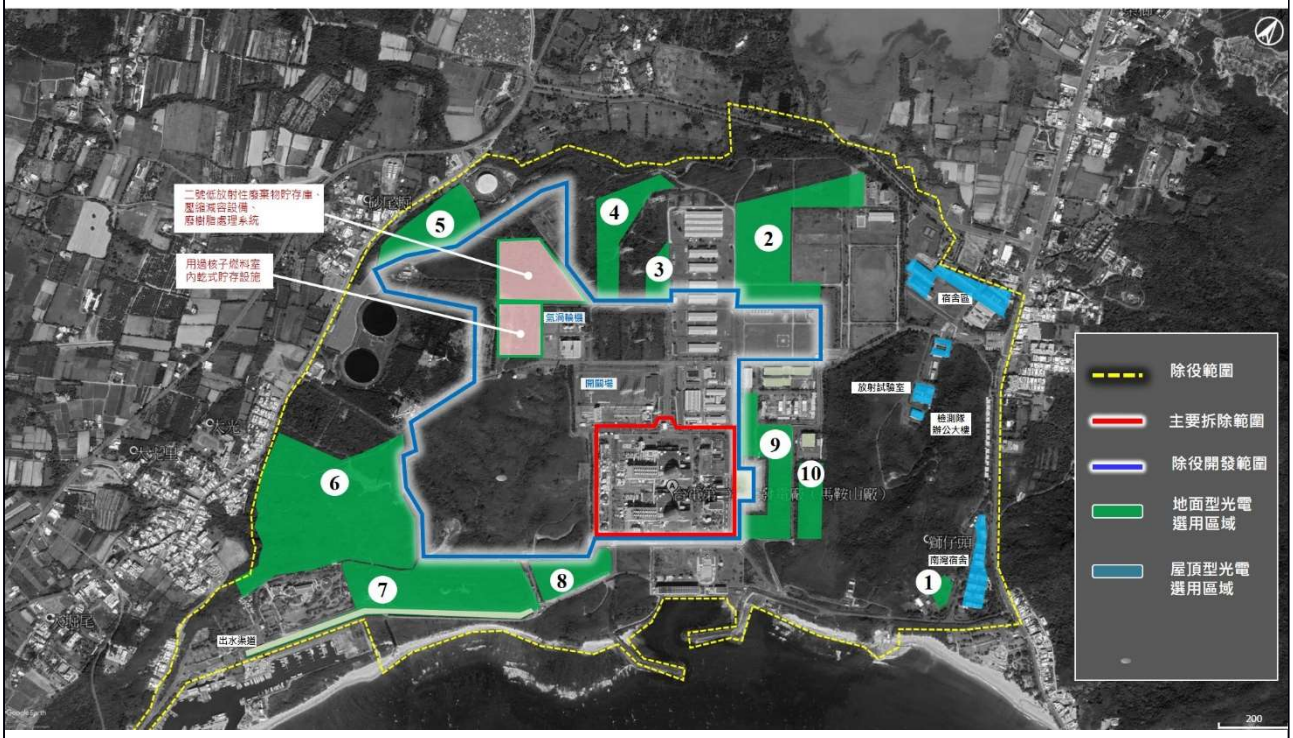


圖1-4 增設再生能源發電設施示意圖

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：圖2-3；一、(二)

第三回合審查意見

1. 除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。本項列入重要管制事項。

5.

(1)所提修正之表1-2，請檢討並確認與不同章節表內容之一致性。另請就放射試驗室規劃不拆除補充說明。
(2)請說明一號貯存庫(又稱新廢倉)後續除役之規劃，以及納入圖面之做法。
(3)同01-005-7(1)項。
6.所提「本公司將考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估DCGL，並分析受曝者之行為模式、習慣等特性」之答復說明，請明確提出所採之模式為農夫情境。
7. 請在除役計畫增加敘述，說明將依本會審查核定之結果修訂進版。
除以上第1、5、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.遵照辦理。
5.
(1)經重新比對表1-2與表6-1。並依據審查意見修正表1-2，詳細修訂內容詳附件01-005-01-C。另，項46氣渦輪機，因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除，修訂內容詳附件01-005-07-C。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	所在位置區域	用途規劃	解除管制標準
1	一號機圍阻體廠房	主要拆除範圍	拆除	非限制性使用
2	一號機輔助廠房		拆除	
3	一號機燃料廠房		拆除	
4	一號機控制廠房		拆除	
5	一號機進出管制廠房		拆除	
6	一號機開關廠房		拆除	
7	一號機核機冷卻水廠房		拆除	
8	一號機柴油機廠房		拆除	
9	一號機汽機廠房		拆除	
10	一號機輔助鍋爐廠房		拆除	
11	一號機 NSCW 閥室		拆除	
12	一號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
15	二號機圍阻體廠房		拆除	
16	二號機輔助廠房		拆除	
17	二號機燃料廠房		拆除	
18	二號機控制廠房		拆除	
19	二號機進出管制廠房		拆除	
20	二號機開關廠房		拆除	

21	二號機核機冷卻水廠房		拆除	
22	二號機柴油機廠房		拆除	
23	二號機汽機廠房		拆除	
24	二號機輔助鍋爐廠房		拆除	
25	二號機 NSCW 閥室		拆除	
26	二號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
29	廢料廠房		拆除	
30	大型工作棚		拆除	
31	待用機具貯存庫		拆除	
32	熱修配廠房		拆除	
33	修配~~廠房~~大樓		拆除	
34	行政大樓		拆除	
35	技術支援中心		拆除	
36	~~乾洗~~洗衣機房		拆除	
37	馬達工廠		拆除	
38	ILRT 空壓機房		拆除	
39	燃油貯存槽		拆除	
40	消防泵室		拆除	
41	水廠		拆除	
42	機械大樓		拆除	
43	廢水處理廠房		拆除	
44	第五台柴油發電機廠房		拆除	
45	儀控大樓		拆除	
46	氣渦輪機	除役範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
47	宿舍區(含南灣宿舍)		不拆除	
48	餐廳		不拆除	
49	模擬操作中心		不拆除	
50	放射試驗室		不拆除	
51	保警中隊部		不拆除	
52	南部展示館		不拆除	
53	再生能源發電設施		不拆除	
54	海水淡化廠		不拆除	
55	5萬噸生水池		不拆除	
56	開關場(161KV/345KV)		不拆除	
57	通訊機房		不拆除	

59	墾丁變電所		不拆除	
60	5000噸消防水池		不拆除	
61	35000公秉儲油槽		不拆除	
62	600公秉日用油槽		不拆除	
63	倉庫區(#4-#9/#9B/#20)計8個 (除役開發範圍內)		不拆除	
64	低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)	除役範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
65	鋼筋混凝土塊分離場	除役開發範圍內，主要拆除範圍之外區域	新建	非限制性使用
66	土石堆置場		新建	
67	二號低放射性廢棄物貯存庫(二號低貯庫)	保留區	新建	不申請解除管制(註)
68	用過核子燃料室內乾式貯存設施	保留區	新建	
69	出水渠道	部分位於除役開發範圍內，主要位於除役開發範圍外之區域	不拆除	非限制性使用
70	雨水排放渠道		不拆除	

註:列為保留區之放射性廢棄物貯存設施，在廠址解除除役管制前，若高/低放射性廢棄物移置其它貯存/處置設施，則將於完成該設施除役相關作業後，併同廠址申請解除除役管制。

有關放射試驗室規劃不拆除之說明如下：依據核子反應器設施管制法第21條「核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。前項之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。」而放射試驗室主要工作內容未涉及核能機組輻射工作，屬一般實驗室工作，如人員全身計測、環境取樣分析及儀器校正維修，營運期間歷年輻射偵測結果均符合監測區標準，且並無發現放射性污染。再依據除役計畫第三章之廠址歷史評估結果，放射試驗室劃分為未受影響區，綜上說明，放射試驗室非屬須拆除之放射性污染結構範圍。另依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第19 條，除役期間與除役後三年內仍

須執行環境輻射監測作業，且除役期間之人員劑量評定與輻射偵檢儀器維護校修，仍屬必要之工作，故於除役期間放射試驗室規劃不予拆除。

(2)核三廠低貯庫目前執照效期至120年10月，依物管法相關規定，本公司應於運轉執照屆期前申請除役許可或展延運轉期限，故本公司目前規劃依「放射性物料管理法」第9條第三項規定，於目前執照屆期前兩年(118年10月)向大會申請換發執照，如蒙大會許可核准更新執照，本公司將再依「放射性物料管理法」第14條第一項規定，擬訂「核三廠低放射性廢棄物貯存庫除役計畫」，另案報請大會核准，以便於換發後執照效期屆期(預計為130年10月)前取得核三廠低貯庫除役許可，並依該計畫核准內容實施核三廠低貯庫除役作業，預期139年5月後，核三廠低貯庫可不再受相關法規管制；核三廠低貯庫除役時程，雖已初步規劃並載於本計畫 WBS，未來仍應以另案申請且奉大會核准核三廠低貯庫除役計畫所載時程為準，而再行檢視目前除役計畫內容後，發現僅於 WBS 工項2.4.14提及既有低貯庫除役作業部分與放射性廢棄物處理時程相關之規劃，並未於內文針對既有低貯庫除役作業將另案向大會申請之規劃進行描述，亦未明訂完成除役之時間，確實會讓讀者誤會本公司於核三廠除役完成後，有持續運轉既有低貯庫之可能，故本公司擬於除役計畫第六章增加既有低貯庫除役規劃相關說明，詳附件06-021-07-C。

圖面部分，低貯庫已於圖1-2增加標示，詳細修訂結果如附件01-007-03-C。

6.本項說明配合第十七章內容修訂，其修訂如下：

「但考量輻射防護保守性及合理抑低原則，以及未來變更土地用途為任意使用之可能性，本公司將保守採用居住農夫情節，並考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估 DCGL」。詳細修訂結果如附件17-010-03-C。

7.遵照辦理，已於第一章內文補充"新增設施部分將依大會審查核定之結果修訂進版"，詳細修訂內容詳附件01-005-08-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：第一章、第六章、第十七章、第二章 三、(一)

審查總結回合意見

1、6、7同意答復。

5.盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

意見編號	**02-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B03、B04、B08	一、(一)	2-38~2-63	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫圖資部分：

1.請說明圖1-2、2-2及2-3廠界繪製依據之地籍資料為何;廠界是否有變更之狀況，第二章一、(一)節內未作說明，請補述。

2.請確認圖2-2(核三廠廠區圖)及圖2-3(核三廠未來廠址周圍土地之利用狀況圖)是否依據比例尺繪製，建議敘明或標示清楚。

3.圖2-3中有標註鋼筋混凝土塊分離場，惟計畫書中並無提及，請補充。

4.本章之附圖有部分係 Google 地圖/Google 地球之截圖，請再確認 Google 地圖/Google 地球之官方網站公佈之附加服務條款或相關商業條款，以釐清版權問題。

5.本章之所有附圖與附表，若非台電公司提報本除役計畫時原創者，請皆註明資料來源及發行之年份，並將修正資料納入除役計畫內。

6.第2-41頁，核三廠地區地形圖，請依水土保持計畫使用比例尺 S≧1/1200的地形圖。

7.第2-2頁，「上述設施相關位置詳圖2-3所示」、「廠界內之土地除前述保留區外，其餘解除管制之區域目前朝電力事業用途為規劃方向」，主要除役活動尚包括執行廠址環境輻射偵測，故請在圖2-3增加註釋詳細說明拆除範圍、保留區、除役範圍等，以避免誤解。

第一回合審查意見答復

1.核三廠廠區用地地號分別為後壁湖段4-0地號、13-0地號、47-0地號、23-02地號;從開始運轉至今，廠界未有變更，內文擬增修為:「...佔地約329 公頃(3,290,000 m2)，從開始運轉至今，廠界未有任何變更...」，詳細修訂結果如附件02-002-01-A。

2.關於圖2-2及圖2-3，因引用之原圖配合本計畫格式已進行縮放調整，故原圖比例尺有失真之虞，為避免誤解，擬分別修正圖名為核三廠廠區示意圖、核三廠未來廠址周圍土地之利用狀況示意圖，詳細修訂結果如附件02-002-02-A。另配合審查意見02-002-07-A 答復，新增圖2-2a 核三廠發電設備廠區示意圖(圖號擬於清稿時統一編排修訂)。

3.內文擬增修為:「...並興建用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)、二號低放射性廢棄物貯存庫(含壓縮減容設備、廢樹脂處理系統等設施)、土石堆置場、鋼筋混凝土塊分離場...」，詳細修訂結果如附件02-002-03-A。

4.經檢視，本章引用 Google 地圖/Google 地球之截圖圖面擬以內政部國土測繪中心公開之相關圖面取代，擬修訂如下，詳細修訂結果如附件02-002-04-A：



圖2-15 恆春半島-滿州鄉港口溪(圖面取自中華民國內政部國土測繪中心)

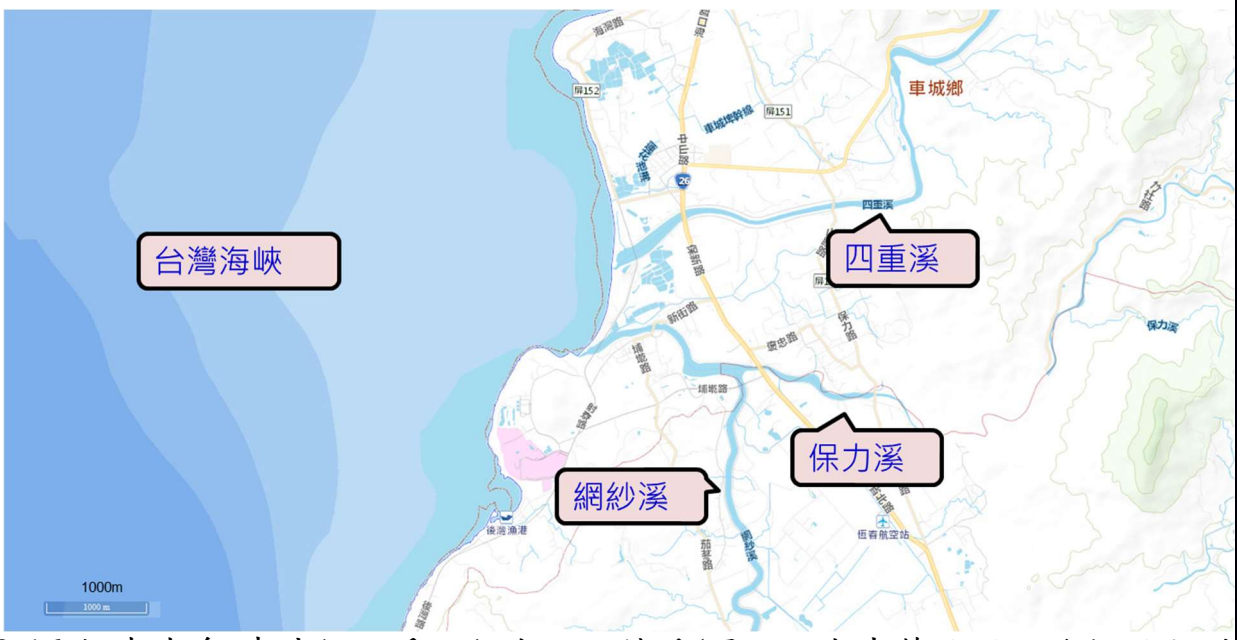


圖2-16 恆春半島-車城鄉四重、保力、網紗溪(圖面取自中華民國內政部國土測繪中心)



圖2-20 恆春半島-恆春鎮龍鑾潭與核三廠出水渠道(圖面取自中華民國內政部國土測繪中心)

5.本項將依審查意見辦理，擬於清稿時統一修訂。
6.已依審查意見更新圖2-4，詳附件02-002-06-A。
7.擬依審查意見修訂圖2-3核三廠未來廠址周圍土地之利用狀況示意圖，並新增圖2-2a 發電設備廠區示意圖 (圖號擬於清稿時統一編排修訂)。詳細修訂結果如附件02-002-07-A；另，除役期間將比照運轉期間，定期提送核三廠監測區監測計畫，據以執行廠址環境輻射偵測(偵測範圍以廠界為界)。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)； 一、(二)；三；圖2-2；圖2-3；圖2-4；圖2-15；圖2-16；圖2-20

第二回合審查意見

2.圖2-3 (核三廠未來廠址周圍土地之利用狀況示意圖)所用之名稱是否適當，請再檢討修正。
7.
(1)02-001-5之答復已將本章第一、(二)節文中將部分區域或設施由保留之用詞修訂為不拆除，與之前原圖1-2及圖2-3規劃涵蓋之意涵有不同，請檢討修正用詞及欲涵蓋範圍之一致性。
(2)在進入除役期間之前規劃新增設之設施，亦請一併列在圖上。
除以上第2、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.擬依審查意見修正圖2-3為“核三廠未來廠址及周圍土地之利用狀況示意圖”，詳細修訂結果詳附件02-002-02-B。

7.

(1)主要拆除範圍詳圖2-3，除役期間廠內主要建物規劃，已於第一章新增表1-2 除役期間核三廠主要建物規劃表，載明主要建物之拆除/不拆除/新建等除役相關規劃，詳細修訂結果如附件02-002-07-B。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	用途規劃
1	一號機圍阻體廠房	拆除
2	一號機輔助廠房	拆除
3	一號機燃料廠房	拆除
4	一號機控制廠房	拆除
5	一號機進出管制廠房	拆除
6	一號機開關廠房	拆除
7	一號機核機冷卻水廠房	拆除
8	一號機柴油機廠房	拆除
9	一號機汽機廠房	拆除
10	一號機輔助鍋爐廠房	拆除
11	一號機 NSCW 閥室	拆除
12	一號機冷凝水貯存槽	拆除
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
15	二號機圍阻體廠房	拆除
16	二號機輔助廠房	拆除
17	二號機燃料廠房	拆除
18	二號機控制廠房	拆除
19	二號機進出管制廠房	拆除
20	二號機開關廠房	拆除
21	二號機核機冷卻水廠房	拆除
22	二號機柴油機廠房	拆除
23	二號機汽機廠房	拆除
24	二號機輔助鍋爐廠房	拆除
25	二號機 NSCW 閥室	拆除
26	二號機冷凝水貯存槽	拆除
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)	拆除
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)	拆除
29	廢料廠房	拆除
30	大型工作棚	拆除
31	待用機具貯存庫	拆除

32	熱修配廠房	拆除
33	修配廠房	拆除
34	行政大樓	拆除
35	技術支援中心	拆除
36	乾洗機房	拆除
37	馬達工廠	拆除
38	ILRT 空壓機房	拆除
39	燃油貯存槽	拆除
40	消防泵室	拆除
41	水廠	拆除
42	機械大樓	拆除
43	廢水處理廠房	拆除
44	第五台柴油發電機廠房	拆除
45	儀控大樓	拆除
46	氣渦輪機	拆除
47	宿舍區	不拆除
48	餐廳	不拆除
49	模擬操作中心	不拆除
50	放射試驗室	不拆除
51	保警中隊部	不拆除
52	南部展示館	不拆除
53	再生能源發電設施	不拆除
54	海水淡化廠	不拆除
55	5萬噸生水池	不拆除
56	開關場	不拆除
57	通訊機房	不拆除
58	二號貯存庫	新建
59	用過核子燃料室內乾式貯存設施	新建
60	鋼筋混凝土塊分離場	新建
61	土石堆置場	新建

(2)已依審查意見，於第一章補充圖1-4增設再生能源發電設施示意圖，詳如下圖：

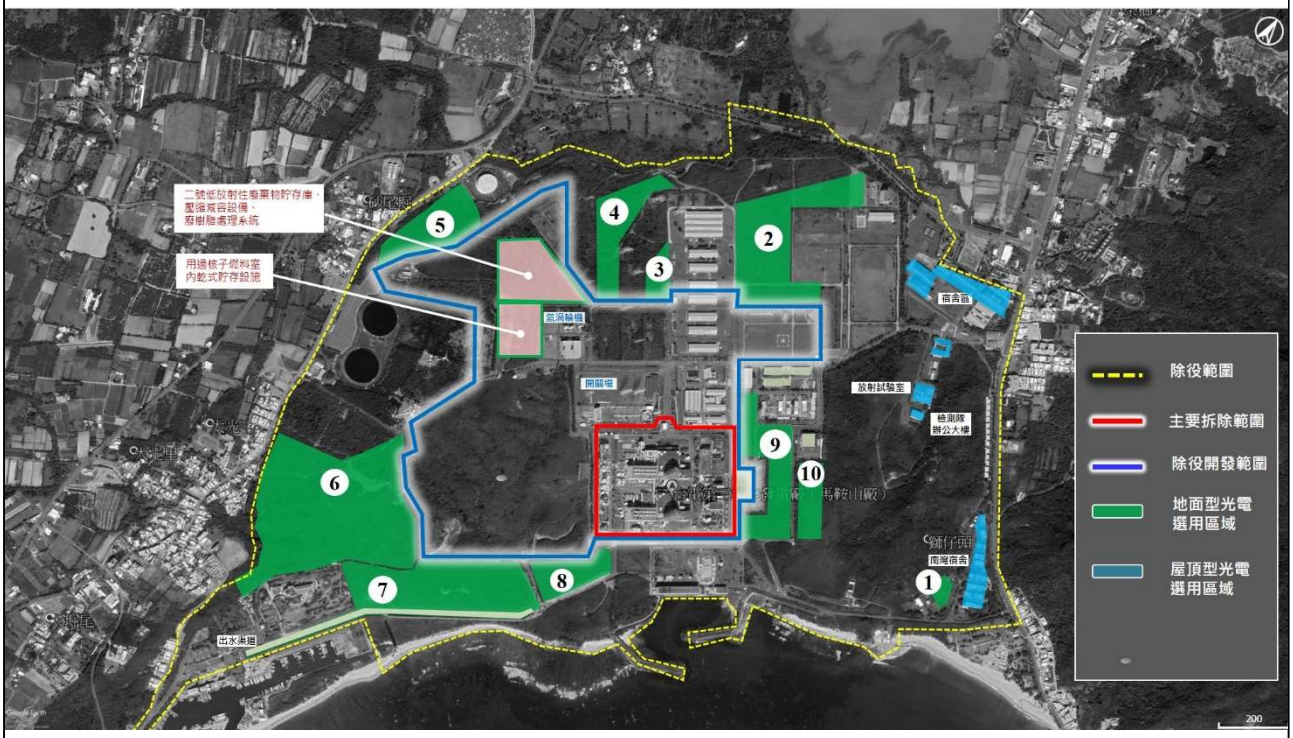


圖1-4 增設再生能源發電設施示意圖

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：圖2-3

第三回合審查意見

2.請將“核三廠未來廠址及周圍土地之利用狀況示意圖”中之“未來”移到“利用狀況”之前。

5.答復所提“擬於清稿時統一修訂”圖表資料來源，請於第三回合答復說明時提出。

7.

(1)請修正所提之表1-2，請檢討並確認與不同章節表內容之一致性。

(2)請在除役計畫增加敘述，說明將依本會審查核定之結果修訂進版。

除以上第2、5、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.遵照辦理，修訂內容詳如附件02-002-02-C。

5.考量本章審查期間置入並替換諸多圖表，本公司目前積極進行圖表確認以及及編號順序重新編排，擬於除役計畫清稿版正式提送大會前，先行提供修訂內容予委員確認。

7.

(1) 經重新比對表1-2與表6-1。並依據審查意見修正表1-2，詳細修訂內容詳附件01-005-01-C。另，項46氣渦輪機，因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除，修訂內容詳附件01-005-07-C。

表1-2除役期間核三廠主要建物用途規劃表

項次	廠房、建物與設施	所在位置區域	用途規劃	解除管制標準
1	一號機圍阻體廠房	主要拆除範圍	拆除	非限制性使用
2	一號機輔助廠房		拆除	
3	一號機燃料廠房		拆除	
4	一號機控制廠房		拆除	
5	一號機進出管制廠房		拆除	
6	一號機開關廠房		拆除	
7	一號機核機冷卻水廠房		拆除	
8	一號機柴油機廠房		拆除	
9	一號機汽機廠房		拆除	
10	一號機輔助鍋爐廠房		拆除	
11	一號機 NSCW 閥室		拆除	
12	一號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
15	二號機圍阻體廠房		拆除	
16	二號機輔助廠房		拆除	
17	二號機燃料廠房		拆除	
18	二號機控制廠房		拆除	
19	二號機進出管制廠房		拆除	
20	二號機開關廠房		拆除	
21	二號機核機冷卻水廠房		拆除	
22	二號機柴油機廠房		拆除	
23	二號機汽機廠房		拆除	
24	二號機輔助鍋爐廠房		拆除	
25	二號機 NSCW 閥室		拆除	
26	二號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
29	廢料廠房		拆除	
30	大型工作棚		拆除	

31	待用機具貯存庫		拆除	
32	熱修配廠房		拆除	
33	修配廠房大樓		拆除	
34	行政大樓		拆除	
35	技術支援中心		拆除	
36	乾洗洗衣機房		拆除	
37	馬達工廠		拆除	
38	ILRT 空壓機房		拆除	
39	燃油貯存槽		拆除	
40	消防泵室		拆除	
41	水廠		拆除	
42	機械大樓		拆除	
43	廢水處理廠房		拆除	
44	第五台柴油發電機廠房		拆除	
45	儀控大樓		拆除	
46	氣渦輪機	除役範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
47	宿舍區(含南灣宿舍)		不拆除	
48	餐廳		不拆除	
49	模擬操作中心		不拆除	
50	放射試驗室		不拆除	
51	保警中隊部		不拆除	
52	南部展示館		不拆除	
53	再生能源發電設施		不拆除	
54	海水淡化廠		不拆除	
55	5萬噸生水池		不拆除	
56	開關場(161KV/345KV)		不拆除	
57	通訊機房		不拆除	
59	墾丁變電所		不拆除	
60	5000噸消防水池		不拆除	
61	35000公秉儲油槽		不拆除	
62	600公秉日用油槽		不拆除	
63	倉庫區(#4-#9/#9B/#20)計8個 (除役開發範圍內)		不拆除	
64	低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)	除役範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
65	鋼筋混凝土塊分離場	除役開發	新建	非限制

66	土石堆置場	範圍內，主要拆除範圍之外區域	新建	性使用
67	二號低放射性廢棄物貯存庫(二號低貯庫)	保留區	新建	不申請解除管制(註)
68	用過核子燃料室內乾式貯存設施	保留區	新建	
69	出水渠道	部分位於除役開發範圍內，主要位於除役開發範圍外之區域	不拆除	非限制性使用
70	雨水排放渠道		不拆除	

註:列為保留區之放射性廢棄物貯存設施，在廠址解除除役管制前，若高/低放射性廢棄物移置其它貯存/處置設施，則將於完成該設施除役相關作業後，併同廠址申請解除除役管制。

(2)遵照辦理，已於第一章內文補充"新增設施部分將依大會審查核定之結果修訂進版"，詳細修訂內容詳附件01-005-08-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：第一章、圖2-2、圖2-3

審查總結回合意見

2、5同意答復。
7.盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

意見編號	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
02-003	B04、B08、B11、F08、F12	**二(一)、二(二)**	2-3~2-62	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫地形與地貌、地質、生態調查部分：
1.二、(一)、1地形與地貌，對內文之敘述請明確標明何為地形、何為地貌；另依行政院原子能委員會「核能電廠耐震安全再評估精進作業」之海、陸域地

質調查成果原能會安全評估報告(102年9月)，本文只有地形之敘述而無地貌敘述，請檢討改正。

2.第2-55頁，圖2-23陸域生態調查樣區分布圖，核能三廠除役計畫環境影響說明書內經查無此圖，請確認資料來源。

3.第2-62頁，圖2-30振動測站位置圖，與核能三廠除役計畫環境影響說明書之圖8.2-1除役期間環境監測點位示意圖，兩者之振動監測點位有差異，請澄清說明。

4.第2-4頁於"A.未固結沈積物"第4行說明引用文獻為[4]；另"B.岩盤"第5行引用文獻亦包含[4]。查文獻[4]為「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究技術服務案期末報告(定稿本)」，請說明該參考文獻，對說明整廠"A.未固結沈積物"、"B.岩盤"是否具代表性。

5.第2-13頁第7行，以文獻[4]說明核三廠廠址之液化潛能，是否具代表性。

6.有關本案區域地質內容，目前僅概要說明區域地質架構，請依據電廠半徑8 km 範圍之區域地質圖及地質剖面圖（圖2-5及2-6），補充相關區域地質之說明。

7.本案核三廠廠址地質目前以「未固結沉積物」及「岩盤」來分類，建議仍應以地層名稱（沖積層及馬鞍山層）來分類並進行相關特性描述。

8.廠址未固結沉積物（沖積層）目前僅描述核島區下方之組成及厚度，且未固結沉積物厚度與「(7)土壤液化潛勢」及「A.地下水文」所述不同，請蒐集廠區內其他區域之鑽探資料並再補充修正，並請補充廠址範圍（大比例尺）之地質平面圖及地質剖面圖。

9.請說明本節之振動監測記錄值，其明確定義為何種物理實體之震動，是否指的是地面震動?

第一回合審查意見答復

1.擬依審查意見補充地貌之敘述，詳細修訂結果如附件02-003-01-A。

2.此圖來源為文獻[11]「核能三廠除役計畫環境影響說明書」第6-69頁之圖6.3-3。

3.本計畫圖2-30為除役前偵測位置，係證明廠區及周圍屬第1種區域。環境影響說明書圖8.2-1為除役期間預定之監測位置。

4.經查原引用文獻編號有誤，已修改為文獻[3]「營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告」，修訂結果如附件02-003-04-A。

5.有關廠址液化潛能，係引用文獻[4]「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究技術服務案期末報告(定稿本)」與文獻[18]「核能電廠廠區重要道路基礎受地震液化潛勢評估綜合報告」，說明核三廠廠址之液化潛能。尤以文獻[18]，其鑽探與評估區域遍及廠區各重要區域，考慮區域地質變化性不大，該報告應具代表性。另未來若有新建設施時，亦會對該區域進行土壤液化潛勢評估。

6.擬依審查意見補充區域地質說明，修訂結果詳如附件02-003-06-A。

7.地層名稱通常用於大範圍之區域地質描述，廠址地質則以材料特性區分，較能反應小區域之地質特性，故採用「未固結沉積物」及「岩盤」來分類。

8.本章節未固結沉積物厚度係引用文獻[3]「營運中核能電廠補充地質調查工作成果總結報告」，土壤液化潛勢係引用文獻[4]「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究技術服務案期末報告(定稿本)」與文獻[18]「核能電廠廠區重要道路基礎受地震液化潛勢評估綜合報告」，地下水文係引用「建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式完工報告」。惟未固結沉積物之厚度與堆積當時之地形有關，不同文獻報告之調查範圍不同，其調查呈現之未固結沉積物厚度不同應屬正常情形。另已補充廠址平、剖面地質圖，修訂結果詳如附件02-003-08-A。

9.本節提到的振動監測記錄值，係「108年核三廠除役計畫環境影響說明書」依環保署公告之開發行為環境影響評估作業準則之規定辦理環境振動調查，主要是蒐集除役計畫工作啟動前，核三廠附近敏感點可能受人員、車輛、機具之活動致地面產生之環境振動背景值。擬補充相關敘述如附件02-003-09-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)1、二、(一)2；二、(二)4；圖2-5；圖2-6；圖2-7

第二回合審查意見

3.請補充說明除役前偵測位置與除役期間監測位置變動的考量因素，並說明除役前既有偵測位置於除役期間是否仍持續監測。

除以上第3小題意見，餘均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.環境監測部分，有關環境影響說明書第6章現況補充調查，過去先以核三廠內及周邊3處敏感點(民宅、學校)做為噪音振動量測對象。後續考量未來除役期間廠房拆除可能產生之施工噪音振動及土方外運路線上施工車輛行經產生之交通噪音振動，故調整除役期間噪音振動測站位置，保留恆春國小南灣分校及大光國小等2處測站，刪除廠內、南灣路與南灣路龍鑾巷路口等2處測站，增加核三廠周邊主要道路、遊憩區、民宅-南光路與草潭路口、南灣遊憩區入口、大光路122-6號道路等3處測站。除役期間規劃不再執行南灣路與南灣路龍鑾巷路口測站(民宅)之監測，主要考量為因位於南灣路上已規劃恆春國小南灣分校及南灣遊憩區入口等2處測站，且位於核三廠外西南側已規劃大光路122-6號道路測站(民宅)，使監測點位於電廠周界分布較為平均，二階環評報告亦將重新檢討除役期間之環境監測計畫，並經環保署審定後據以執行。另；環境輻射監測部分，其監測項目與頻次將依除役工作推進隨之調整，但仍須符合「環境輻射監測規範」要求執行，確保除役過程中相關除役活動能符合游離輻射防護法之規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	02-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B01、B04、B05、B08、B10 、B13、F08、F12	二(一)	2-4~2-46	結案
第一回合審查意見					
有關除役計畫地震潛勢、地震、斷層、火山部分: 1.圖2-5中位於核三廠以南海域範圍之斷層，除 HT-I 線型為恆春斷層之延伸外，尚有 HT-II 線型，請補充說明。 2.第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節應探討可能對核三廠造成安全影響地震之可能發生機率、位置、規模或影響程度(恆春斷層對核三廠之影響，內文僅以「目前仍在持續研究中」帶過，且目前撰寫內容與地震潛勢較無關聯)，非僅考慮恆春斷層的影響或僅說明未來設施可依相當法規要求辦理而已。另原能會103年12月12日會物字第1030023368號函說明二，主要係說明乾貯設施的耐震設計基準相關事項，在此引用並不適當，請一併重新檢討修正並修正除役計畫之內容。(台電公司 SSHAC Level 3 PSHA 及 GMRS 建置計畫已經獲得 PPRP 簽署認可，有關地震危害潛勢一節之敘述，可參考相關成果報告，修正本章地震危害潛勢相關論述。) 3.有關(2)地震 C.地震潛勢乙節，鑒於恆春斷層屬鄰近核三廠之第二類活動斷層，請考量是否針對目前恆春斷層對核三廠影響之初步研究成果提出說明或探討，以瞭解恆春斷層對於後續除役工作是否會造成影響。 4.2006年之恆春大地震，曾造成核三廠手動停機，除役期間再發生類似之地震，對除役作業有何影響？請說明。 5.有關(2)地震 A.斷層乙節，論述核三廠鄰近之滿州斷層、大梅溪斷層及恆春斷層是否為活動斷層部分，建議統一引述中央地質調查所公布最新之活動斷層圖資(計畫書內針對滿州斷層部分，係根據91年中央地質調查所公告之活動斷層圖資，判定非屬活動斷層)。另是否考量將潮州斷層(活動斷層)納入。 6.有關(2)地震.B.地震紀錄乙節，第2-6頁及第2-7頁有關於95年(2006年)恆春地震規模之描述不一致，請修正；另若規模為芮氏規模請註明英文(ML)。 7.第2-4頁，有關滿州斷層所載「本斷層之認定主要在九棚之中港溪和南仁山西側河谷，兩者均出現 N15-N17之化石」，請註明 N15-N17之地質年代。 8.第2-11頁，有關火山活動潛勢部分之內容，請將日本福島事故後國內核安總體檢之作為納入。 9.第2-48頁，圖2-11台灣近海模擬海嘯震源位置分布圖，核能三廠除役計畫環境影響說明書內查無此圖，請確認資料來源。 10.第2-7頁第17行“PGA”，如為除役計畫中首次出現，應加註完整英文名稱；第2-65頁表2-3最後1欄表頭PGA 應加註單位，另該欄中“4級”、“5級”非 PGA 表示方式，請修正。					

11.圖2-8標示日期者為距離核三廠50km 以內規模(ML)6以上地震震央分布圖，惟圖2-9黃色圈內(50km 以內)規模(ML)6以上地震僅兩筆(黃色星號)。請確認圖2-8、圖2-9之一致性。
12.圖2-8至圖2-10均為核三廠周邊地震震央分布圖，惟所採用地震目錄均不相同，分為3個圖是否有其必要，請再檢討修正。
13.圖2-8最後一筆地震規模大於6之紀錄為2006年12月，請補充近年資料，如2017年4月恆春半島東南外海之規模6.0地震。
14.圖2-9請以附註方式說明所採用地震目錄之時間區間。
15.圖2-9之地震資料顯示核三廠周圍半徑50 km 以內有兩條地震密集帶，惟圖2-10於核三廠西側未見恆春半島西南方之西北東南走向的地震密集帶，請說明。
16.第二、(一)、2、(2)節所述地震紀錄至2017年止，除請補充說明至2020年底之數據，亦請說明在完成除役前之持續蒐集措施，並將核三廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，更新至除役計畫中。
17.本節內所述核三廠廠區內之之N3S1邊坡活動性與潛勢等級屬「高」，但其後說明其又為低至中危害度區，有關邊坡活動性與潛勢等級及各等級危害度區之定義及相關性，請再補充說明。
18.第2-19頁敘述：「生態環境係參考本公司108年「核能三廠除役計畫環境影響說明書」之調查資料，調查時間為108年6月24~27日，陸域調查區域以計畫基地(核三廠)向外延伸1 km範圍為鄰近地區，如圖2-23所示(紅線外，藍線內之區域即為鄰近區域)。海域生態調查則參考核三廠107年海域生態調查監測計畫之調查成果，動物性與植物性浮游生物之監測點如圖2-24，底棲動物和珊瑚礁魚類之監測站如圖2-25所示。」請問108年核三廠除役計畫環境影響說明書、107年海域生態調查監測計畫之調查資料，其參考項目為何？並請簡要說明調查日期、監測站範圍及位置的選定依據。
19.圖2-9恆春半島附近的地震密集帶，其中地震規模標示應為 ML≧6。
20.第2-10頁：由震源 T03之海嘯於高水位情境下，第一波海嘯於約2,020秒左右到達。建議將本頁之2,020秒、2,680秒等改為以分為單位(例如：約33.6分)，較為直觀。
21.第2-8頁，地震部分說明「有關恆春斷層對於核三廠之影響，目前仍在持續研究中」，第2-9~2-10頁，海嘯部分說明「日本發生福島電廠核能事故後之相關研究」，所陳述以101年完成「核能發電廠海嘯總體檢評估第三核能發電廠第二階段期末報告書」內容為主，請增加類似地震部分仍在持續研究中的說明。另在第2-12頁，山崩、土石流說明「未來將依管制案內容辦理」，請檢視並視需要增加相關說明。
22.第2-12頁，「故本廠址不會受到上述活火山的影響」。本項請依有關火山危害評估之核管案結果提出相關說明之修訂。

第一回合審查意見答復

1.擬依建議補充 HT-II 線型之相關說明:「...「營運中核能電廠補充地質調查工作」利用反射震測剖面在南灣海域 HT-I 線型西側另判釋出一條線性構造 HT-

II 線型。依據後續「營運中核能電廠再詳細地質調查工作」之鑽探及試驗結果顯示，HT-II 線型兩側基盤岩體完整、地層層序正常，顯示為不具地質構造意義之地形崖。」，修訂結果詳如附件02-004-01-A。

2.有關 SSHAC Level 3 報告，核三廠地震危害評估部分，本公司已於110年2月提送原能會審查，後續將待報告經原能會審查核備後，再進行本章節對應內容必要之修訂。

3.有關 SSHAC Level 3 報告，核三廠地震危害評估部分，本公司已於110年2月提送原能會審查，後續將待報告經原能會審查核備後，再進行本章節對應內容必要之修訂。

4.依據本計畫第七章分析，除役期間主要風險來源為燃料池用過燃料貯存，而發生地震主要可能影響有兩種：第一種為對建築結構(即燃料廠房用過燃料池)之影響；第二種為對系統與設備(即燃料池冷卻系統)之影響。第一種可能方面，由於用過核子燃料池之耐震度相當的高，故用過燃料池沒有在地震中失效之疑慮；至於第二種可能，地震對用過核子燃料池相關系統或設備之影響，主要為用過燃料池冷卻及淨化系統失效，而經分析用過核子燃料之衰變熱(如表7-7所示)，事故後水位降至燃料頂部上方的時間為68.48小時，依據核三廠程序書「機組斷然處置程序指引」所述，用過燃料池緊急補水須在5小時內完成，可見事件反應時間相當寬裕，故可知地震不會對除役期間安全造成影響。

5.擬依審查意見統一引述「台灣活動斷層分布圖」(地調所，民國101年)之圖資。另補充潮州斷層之相關說明:「潮州斷層為高角度向東傾斜的逆移斷層，兼具左移性質，總長約89公里。斷層的北段為階地礫岩層或沖積扇礫石層所掩覆，為盲斷層的形式；而在斷層南段的新埤附近，斷層在近地表處造成沖積扇礫石層的撓曲，板岩逆衝於礫石層之上，研判潮州斷層在更新世晚期可能有活動。本斷層現階段屬於中央地質調查所公告之第二類活動斷層[8][9]。依據再詳細計畫調查結果，潮州斷層南端於率芒溪以南偏東20度方向南延，至加祿附近出海，斷層南端全新世以來上、下盤相對平均垂直變動速率無明顯差異，且陸域鑽孔顯示全新世地層水平延伸、無構造錯動、9,000年等時線呈水平延伸，推定斷層9,000年以來無活動[10]。」，修訂結果詳如附件02-004-05-A。

6.兩處地震規模之差異係取小數位數不同所致，已修正統一取小數點後一位；另規模將統一加註ML，修訂結果詳如附件02-004-06-A。

7.N15～N17對應之地質年代為中新世晚期，修訂結果詳如附件02-004-07-A。

8.火山活動潛勢一節，擬增修內容如下:「有關火山活動潛勢分析與影響，已依福島管制追蹤案件MS-JLD-10117辦理，評估核三廠鄰近地區之陸域火山與海域火山調查暨評估工作，核三廠已訂定火山灰對設備、人員影響之因應措施指引，未來將依該程序書辦理。」，修訂結果如附件02-004-08-A。

9.經查該圖係取自文獻[15]「核能發電廠海嘯總體檢評估第三核能發電廠第二階段期末報告書」，修訂結果詳附件02-004-09-A。

10.已補充PGA完整中英文名稱，修訂結果詳如附件02-004-10-A。有關PGA單位與表2-3中內容顯示為"4級"、"5級"者係因當時紀錄無 PGA 值，僅有震度，擬加註說明如下:

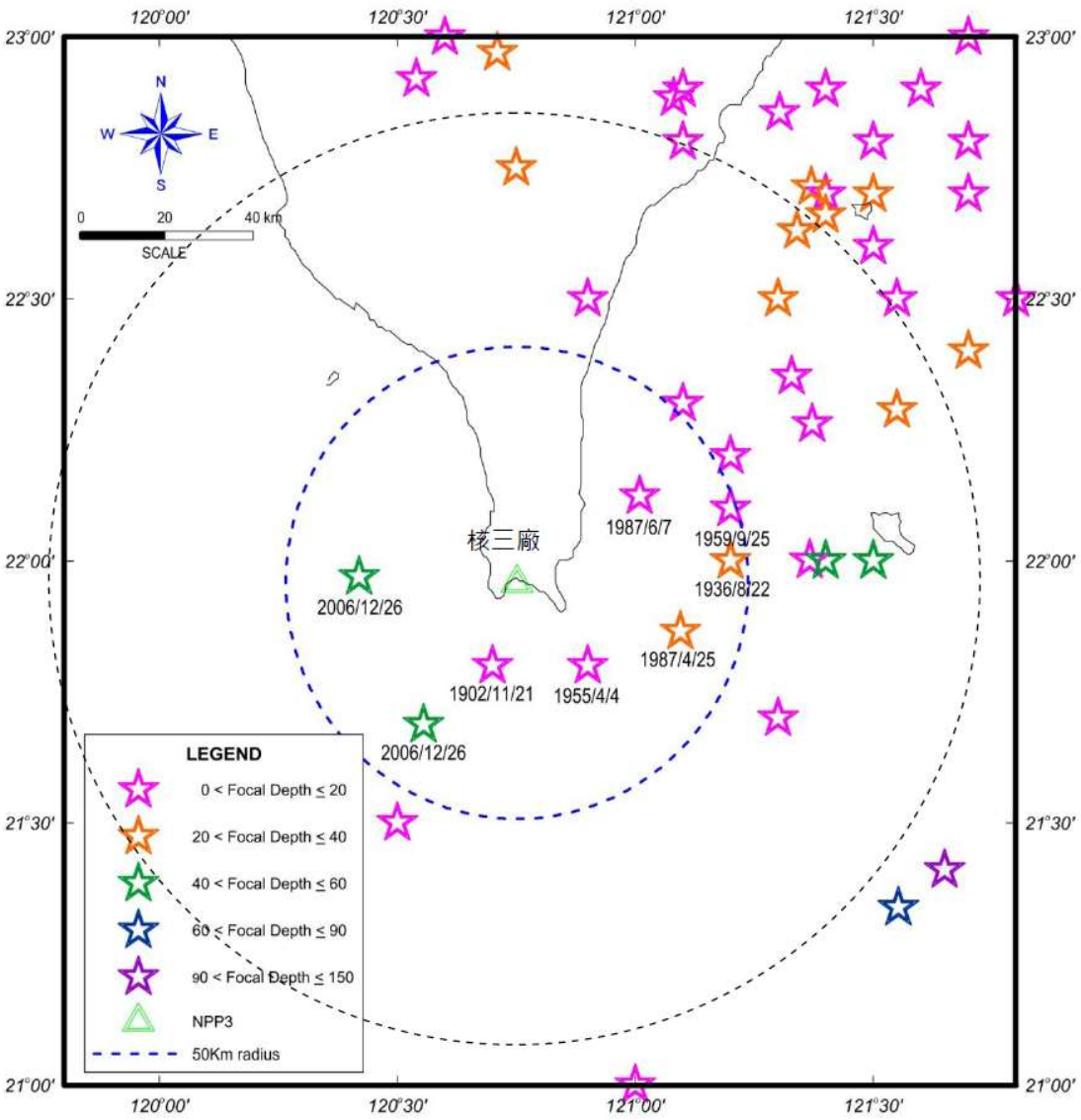
表 2-3 1901 年以來恆春地區之重要地震活動

臺灣時間（UTC+8）	規模（M_L）	震央		深度（km）	與核三廠距離（km）	PGA (gal)
		N	E			
1902/11/21 15:03	6.5	21.80	120.70	10.00	18.30	--
1936/08/22 14:51	7.3	22.00	121.20	30.00	47.36	4 級
1955/04/04 19:11	6.5	21.80	120.90	5.00	24.01	5 級
1996/09/06 07:42	7.07	22.001	121.367	14.76	64.56	34.60
2006/12/26 20:26	6.96	21.687	120.555	44.11	35.98	160.00
2006/12/26 20:34	6.99	21.970	120.420	50.22	33.42	160.84

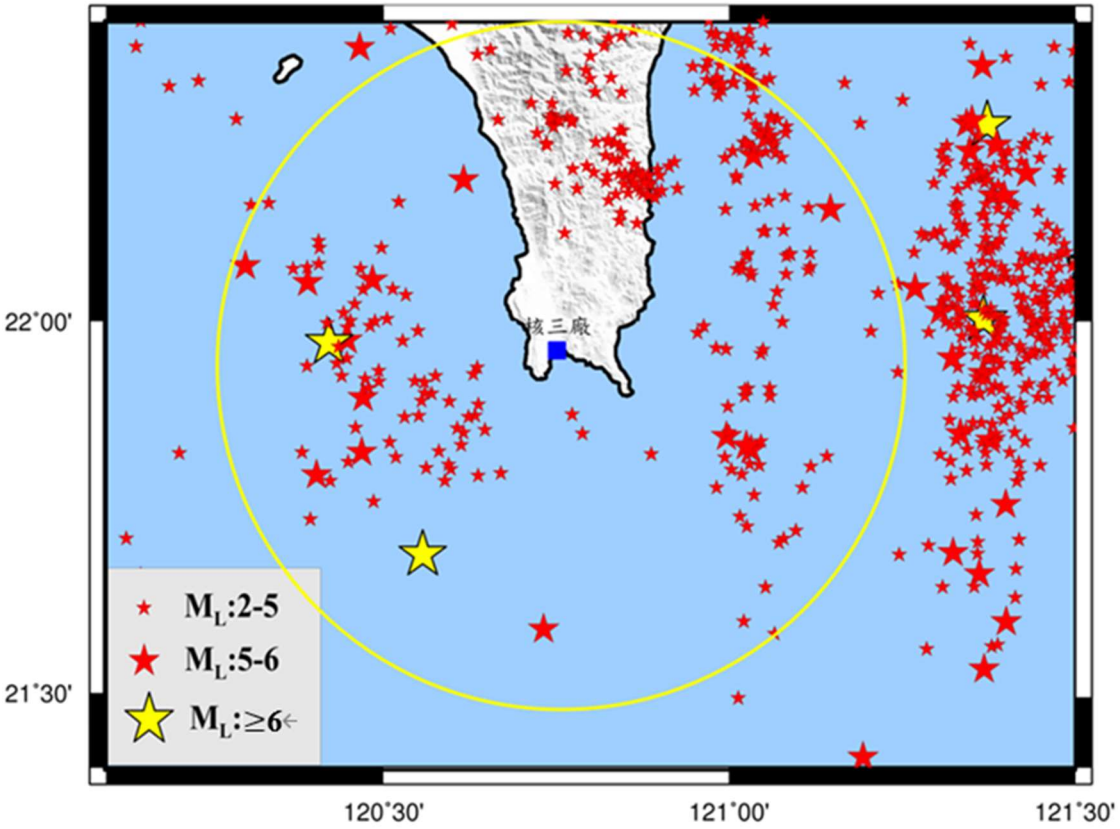
註：1. 1973 年以前地震定位解析度不佳，僅達 0.1 度。

2. 1902 年地震時恆春地區無震度資料；1936、1955 年地震時僅有震度，無 PGA 資料。

11.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)。



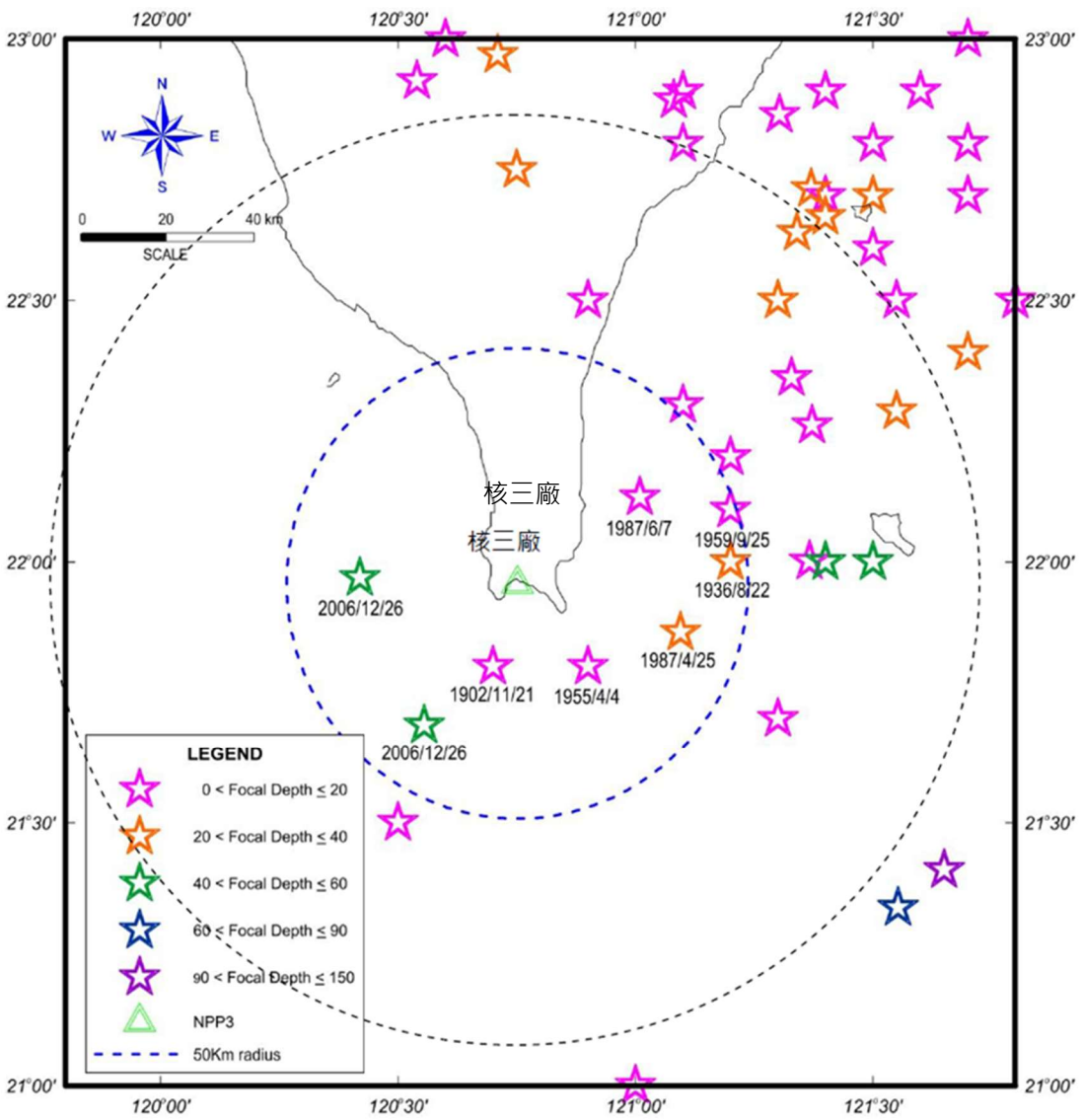
註：1.距離50 km以內另標示發震日期，黑色虛線為100 km半徑。
2.地震資料期間為西元1900~2020年。
圖2-8核三廠附近地區規模(ML)6 以上地震震央分布圖



註: 1.黃色圈內為距離核三廠50 km以內。
2.地震資料期間為西元2000~2015年。

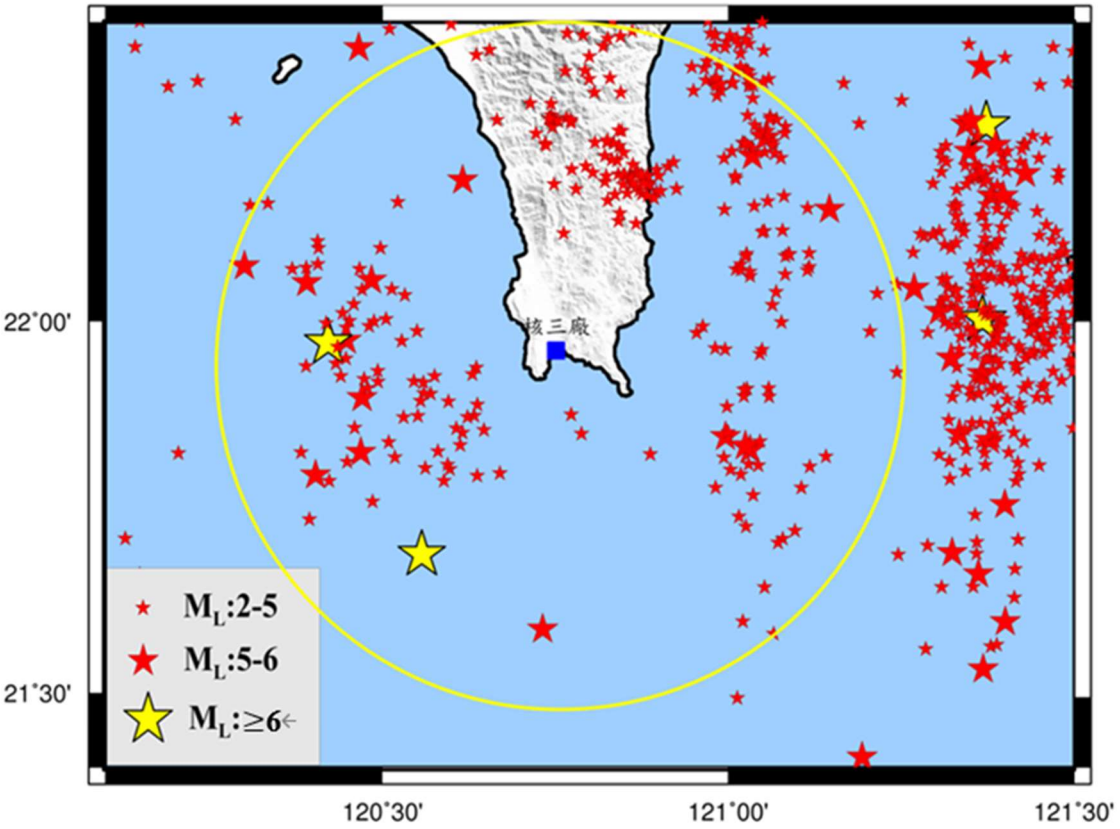
圖2-9恆春半島附近的地震密集帶

12.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性。(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)。



註：1.距離50 km以內另標示發震日期，黑色虛線為100 km半徑。
2.地震資料期間為西元1900~2020年。

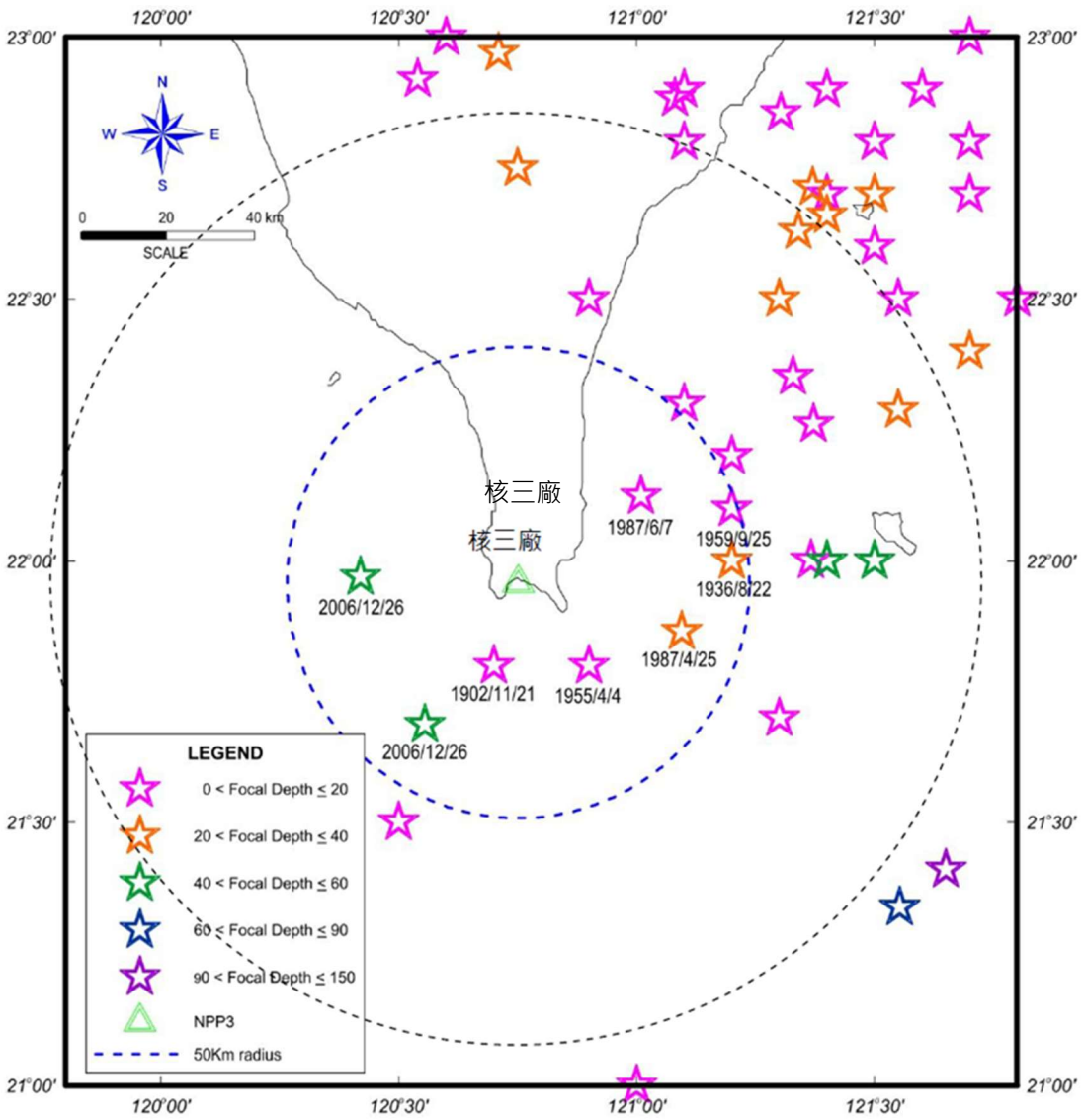
圖2-8核三廠附近地區規模(ML)6 以上地震震央分布圖



註: 1.黃色圈內為距離核三廠50 km以內。
2.地震資料期間為西元2000~2015年。

圖2-9恆春半島附近的地震密集帶

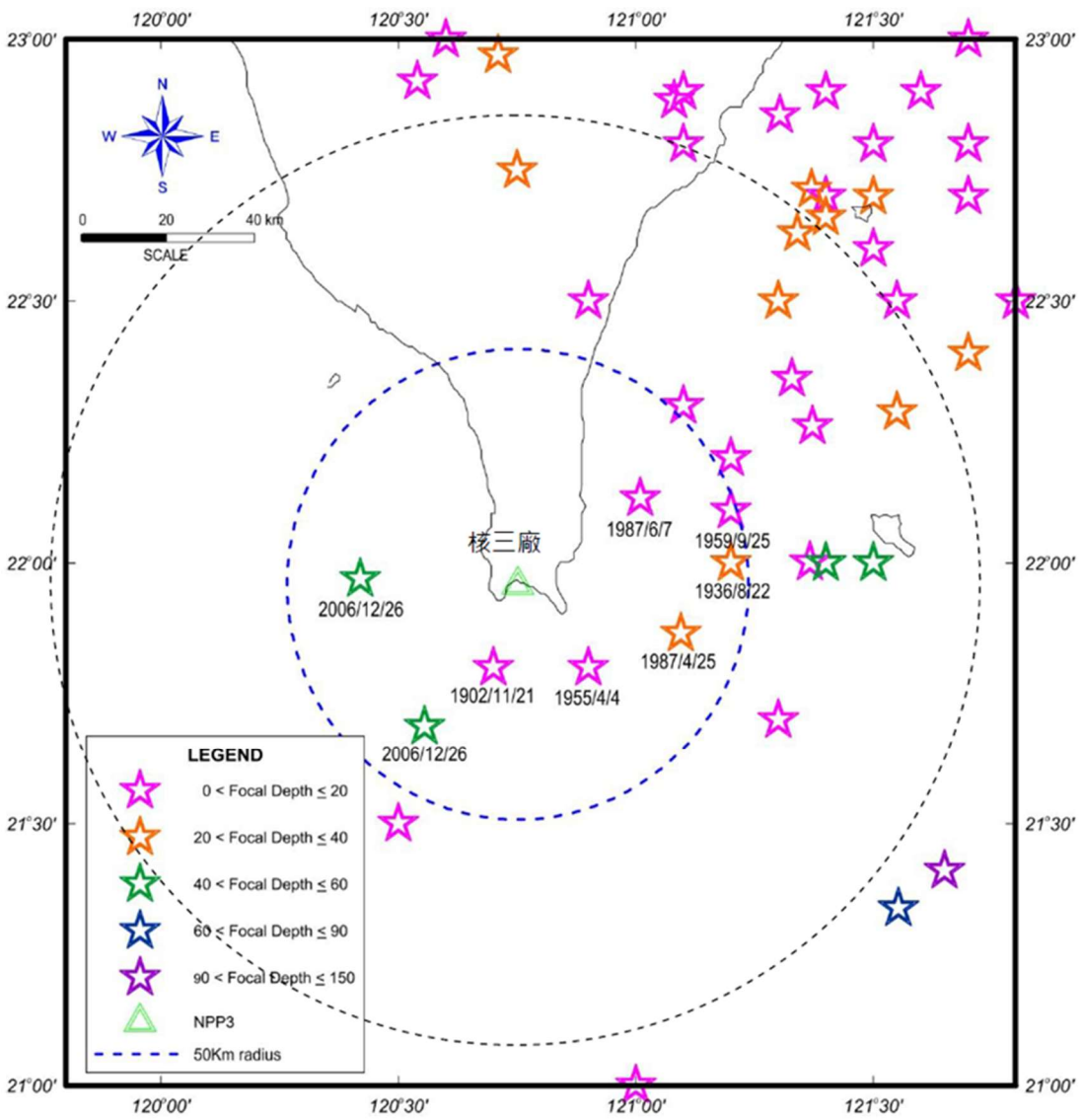
13.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性。(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)，新圖2-8之地震資料亦已更新至2020年。



註：1.距離50 km以內另標示發震日期，黑色虛線為100 km半徑。
2.地震資料期間為西元1900~2020年。

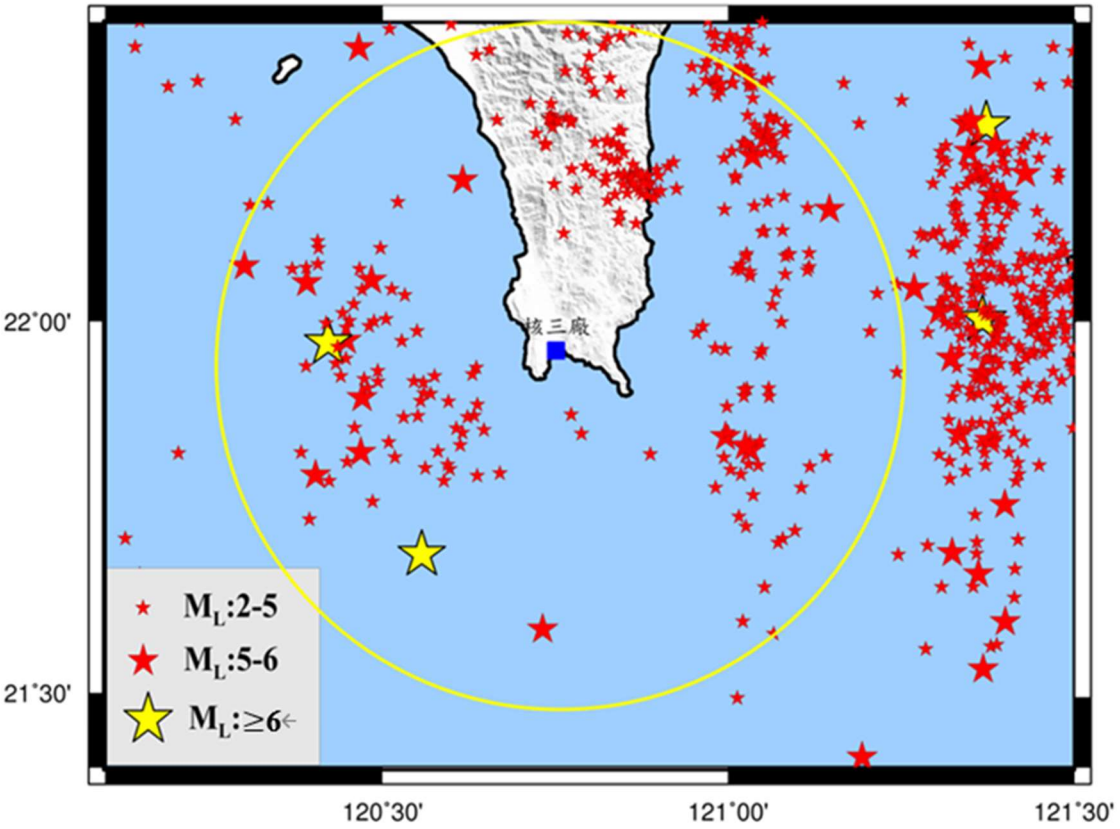
圖2-8核三廠附近地區規模(ML)6 以上地震震央分布圖

14.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性。(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)，新圖2-8、新圖2-9已增加標註說明時間區間。



註：1.距離50 km以內另標示發震日期，黑色虛線為100 km半徑。
2.地震資料期間為西元1900~2020年。

圖2-8核三廠附近地區規模(ML)6 以上地震震央分布圖



註: 1.黃色圈內為距離核三廠50 km以內。
2.地震資料期間為西元2000~2015年。

圖2-9恆春半島附近的地震密集帶

15.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性。(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)。原圖2-10中未見二條地震密集帶，圖面整合後已無相關情形。

16.地震紀錄已依審查意見更新至2020年底數據，擬修訂表2-2如下，修訂結果詳附件02-004-16-A。本項將依福島事故總體檢之核管案件(JLD)各項危害評估結果辦理，除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址資料。

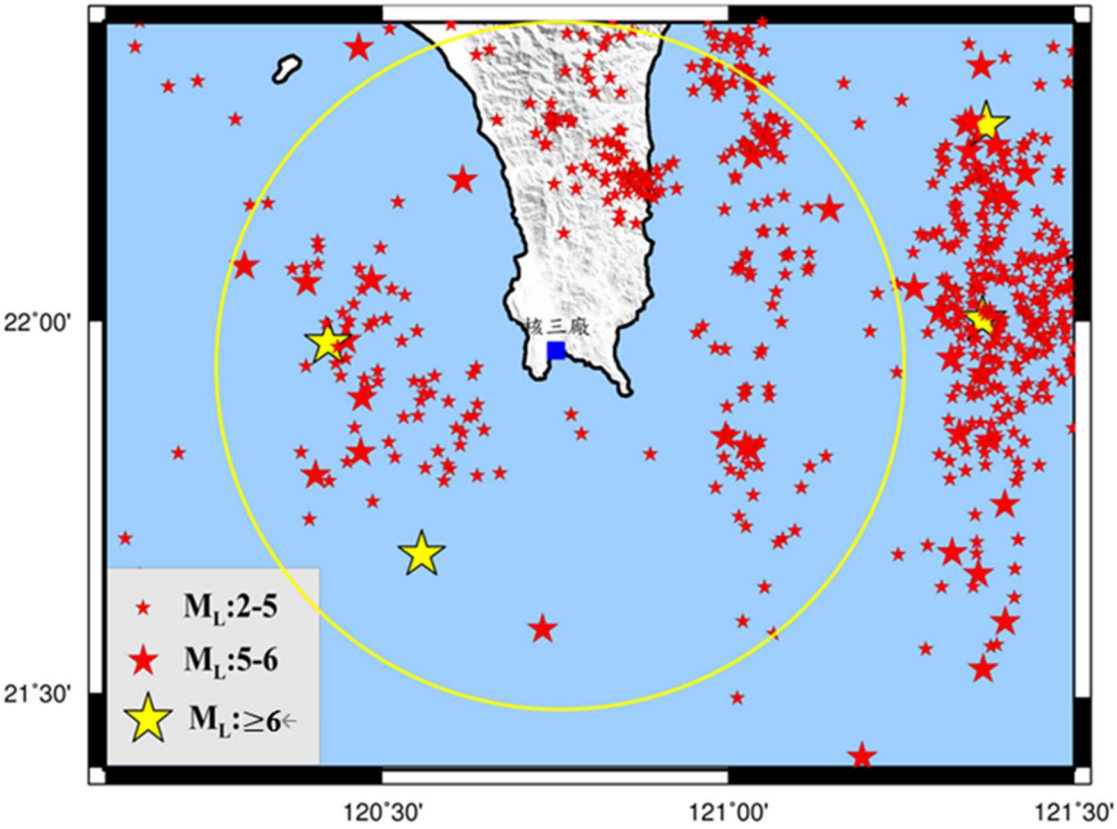
表 2-2 核三廠附近地區發生規模(M_L)6 以上地震次數統計表

震央距離 (km)	發生次數						總計
	1900~1972	1973~2000	2001~2005	2006~2010	2011~2015	2015~2020	
0~10	0	0	0	0	0	0	0
10~20	1	0	0	0	0	0	1
20~50	3	2	0	2	0	0	7
50~100	8	3	1	0	1	1	14
100~150	20	2	2	3	1	2	30
150~200	26	10	1	3	1	1	42
200~250	27	17	1	4	4	1	54
250~300	28	14	7	4	4	3	60
300~350	20	6	3	0	1	5	35

17.有關山崩潛勢、危害度與山崩熱區之關係澄清說明如下：文獻[16]「核三廠山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估報告」，係以統計法分析岩屑崩滑潛勢，並產製其潛勢圖，而山崩地滑敏感區、地調所環境地質資料庫、微地形判釋均係提供做為高潛勢重點邊坡篩選時使用。篩選出高潛勢重點邊坡後，將進行邊坡穩定分析找出關鍵塊體，並以關鍵塊體進行數值模擬，而後將崩塌土砂堆積深度作為危害度分級標準而產製山崩危害度圖，最後，將山崩危害度圖與廠區重要設施套疊後，重疊之範圍方為山崩熱區。危害度圖產製主要以結合穩定分析與運動堆積模擬之成果，首先由常時、降雨及地震情境確立後，導入邊坡穩定評估。依據分析後所得之安全係數、關鍵塊體區位及潛在滑動厚度，依山崩類型代入對應之數值模擬模式，再依模擬後之土砂堆積深度進行危害度分級評估。而熱區篩選流程主要考量山崩數值模擬後堆積之土砂溢淹高度為指標，在山崩熱區的篩選機制中，若崩塌後堆積土砂深度達到中危害度（h>1.0 m）以上，不論最終堆積結果是否溢淹廠區設施結構物，均將該建物單元視為山崩影響之熱區（以建物為單位）。

18.文獻[11]「核三廠除役計畫環境影響說明書」陸域生態調查資料係依環保署公告之植物生態評估技術規範及動物生態評估技術規範進行調查，陸域植物調查項目包括植物種類調查、自然度調查、植被調查、植物樣區調查及指數分析，陸域動物調查項目包括哺乳類、兩生類、爬蟲類、蝴蝶類及鳥類；107年海域生態調查監測計畫調查資料係引用本公司「107年第三核能發電廠及蘭嶼 (低放) 貯存場附近海域之生態調查」，調查項目包括動物性浮游生物、植物性浮游生物、底棲動物、珊瑚礁及魚類。調查期間為107年1月~11月，監測站範圍詳如圖2-24及2-25所示，位置的選定依據係考量溫排水的影響，相關內容擬補充於本文中，修訂結果如附件02-004-18-A。

19.針對審查意見02-004-11、02-004-12、02-004-13、02-004-14、02-004-15、02-004-19之提問，因圖2-8、圖2-9、圖2-10圖面因採用年份不同，致易造成誤解，擬整合內容為以下新圖2-8與新圖2-9，以確保呈現內容一致性。(影響後續圖號編排部分，將於清稿時一併修訂)。新圖2-9已更正為 ML:≧6。



註: 1.黃色圈內為距離核三廠50 km以內。
2.地震資料期間為西元2000~2015年。

圖2-9恆春半島附近的地震密集帶

20.擬將本頁以秒為單位呈現之部分，改以分為單位表示，修訂結果如附件02-004-20-A。

21.有關海嘯部分，本公司於110年10月完成之"南部區域(核能三廠)古海嘯調查與評估工作報告書(送審 R2版)"重新評估結果，現已併核管案 MS-JLD-10102 將前述報告送原能會審查中，未來將待上述核管案完成且該報告經原能會審查核備後，依管制內容辦理，並進行本章節對應內容必要之修訂。
山崩、土石流分布與特性分析與影響報告，目前已併核管案 MS-JLD-10301 將前述報告送原能會審查中，未來將待上述核管案完成且該報告經原能會審查核備後，依管制內容辦理，並進行本章節對應內容必要之修訂。

22.有關火山敘述，擬增修以下內容:「有關火山活動潛勢分析與影響，已依福島管制追蹤案件 MS-JLD-10117辦理，評估核三廠鄰近地區之陸域火山嶼海域火山調查暨評估工作，核三廠已訂定火山灰對設備、人員影響之因應措施指引，未來將依該程序書辦理。」，詳細修正內容詳附件02-004-22-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)2；二、(一)2；二、(一)2；二、(一)2；二、(一)2；二、(一)5；圖2-11；表2-2；表2-3

第二回合審查意見

2.
(1)第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節應探討可能對核三廠造成安全影響地震之可能發生機率、位置、規模或影響程度(恆春斷層對核三廠之影響，目前撰寫內容與地震潛勢較無關聯)，答復說明請再檢討修正。
(2)核三廠 SPID 報告審查案係針對 SSHAC 危害之相關應用做審查，核三除役計畫有關地震危害潛勢一節之敘述，請參考納入 SSHAC 相關成果報告，摘要修正本章地震危害潛勢相關論述。
3.
(1)請將 SSHAC 相關成果報告摘要納入除役計畫內容；除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。
(2)請就目前恆春斷層對核三廠影響之初步研究成果提出說明或探討，以瞭解恆春斷層對於後續除役工作是否會造成影響。
5.
(1)除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。
(2)請確認答復說明「台灣活動斷層分布圖」(地調所，民國101年)，為中央地質調查所公布最新之活動斷層圖資。
8.除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。
16.核三廠除役計畫所參用之最新資料只有更新地震紀錄，雨量與浪高等紀錄則未更新至除役計畫中，請增列。亦請說明在完成除役前相關資料之持續蒐集措施為何，是否列入程序書中，請檢討說明。
21.請提出修訂章節之 Markup。
除以上第2、3、5、8、16、21小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.
(1)第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節相關內容，擬依審查意見補充 SSHAC 相關成果報告內容如下:「有關恆春斷層對於核三廠之影響，依據「地震危害與篩選報告馬鞍山核能發電廠中文版(公開版)，110年5月」所述：核三廠機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)依「NTTF 2.1: Seismic」地震危害重新評估(Seismic Hazard Reevaluation)相關要求執行，地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)與地震動特徵(Ground Motion Characterization, GMC)之輸入模型，皆按照 NUREG/CR-6372 (1997)與 NUREG-2117 (2012)所述「SSHAC Level 3」程序進行開發，模型結果具穩定性、可靠性與合理詮釋性。SSC 模型可反映核三廠未來地震潛勢特徵(地震規模、位置、活動度等)，GMC 模型可表示核三廠周遭各式震源機制、距離、規模、參考岩盤等之地震動分布。根據「核三廠終期安全分析報告(MNPS-FSAR)」第2.5節與第3.7節內容所述，核三廠耐震安全一級結構之設計基準地震，稱安全停機地震(Safe

Shutdown Earthquake, SSE)，其水平向尖峰地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)值為0.4g，控制高程定義在結構廠房基礎面，並進行地盤反應分析，求得與結構廠房基礎面相同控制高程之結果，稱為基礎輸入地震反應譜 (Foundation Input Response Spectra, FIRS)，以能檢視 SSE，由核三廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」(EPRI, 2013)檢核準則，經由3組整體波速基準剖面以及不同非線性材料參數曲線所組合之18條邏輯樹分支的地盤反應分析，FIRS 在0.1至10秒週期段以及小於0.1秒週期段有高於 SSE，因其結果超越設計基準，本公司核三廠依據 EPRI 3002000704之說明，執行耐震風險暫行措施(Expedited Seismic Evaluation Process，ESEP)，其程序包含加速耐震評估設備清單(Expedited Seismic Equipment List, ESEL)建立、評估基準地震動(Review Level Ground Motion, RLGM)決定、設備現場履勘、設備耐震容量評估值(High Confidence of a Low Probability of Failure, HCLPF)之計算及並完成相關 ESEP 自主耐震補強項目改善現場工作，以確保核電廠在發生超過設計基準事故時，仍然能夠保有安全性，免除爐心熔毀或輻射外洩等核安問題。」。

(2)第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節相關內容，擬依審查意見補充 SSHAC 相關成果報告內容如下:「有關恆春斷層對於核三廠之影響，依據「地震危害與篩選報告馬鞍山核能發電廠中文版(公開版)，110年5月」所述：核三廠機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA) 依「NTTF 2.1: Seismic」地震危害重新評估(Seismic Hazard Reevaluation)相關要求執行，地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)與地震動特徵(Ground Motion Characterization, GMC)之輸入模型，皆按照 NUREG/CR-6372 (1997)與 NUREG-2117 (2012)所述「SSHAC Level 3」程序進行開發，模型結果具穩定性、可靠性與合理詮釋性。SSC 模型可反映核三廠未來地震潛勢特徵(地震規模、位置、活動度等)，GMC 模型可表示核三廠周遭各式震源機制、距離、規模、參考岩盤等之地震動分布。根據「核三廠終期安全分析報告(MNPS-FSAR)」第2.5節與第3.7節內容所述，核三廠耐震安全一級結構之設計基準地震，稱安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)，其水平向尖峰地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)值為0.4g，控制高程定義在結構廠房基礎面，並進行地盤反應分析，求得與結構廠房基礎面相同控制高程之結果，稱為基礎輸入地震反應譜 (Foundation Input Response Spectra, FIRS)，以能檢視 SSE，由核三廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」(EPRI, 2013)檢核準則，經由3組整體波速基準剖面以及不同非線性材料參數曲線所組合之18條邏輯樹分支的地盤反應分析，FIRS 在0.1至10秒週期段以及小於0.1秒週期段有高於 SSE，因其結果超越設計基準，本公司核三廠依據 EPRI 3002000704之說明，執行耐震風險暫行措施(Expedited Seismic Evaluation Process，ESEP)，其程序包含加速耐震評估設備清單(Expedited Seismic Equipment List, ESEL)建立、評估基準地震動(Review

Level Ground Motion, RLGM)決定、設備現場履勘、設備耐震容量評估值(High Confidence of a Low Probability of Failure, HCLPF)之計算及並完成相關 ESEP 自主耐震補強項目改善現場工作，以確保核電廠在發生超過設計基準事故時，仍然能夠保有安全性，免除爐心熔毀或輻射外洩等核安問題。」。

3.

(1)本公司將於除役期間將加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力；另，SSHAC 相關成果報告摘要內容擬依審查意見補充納入第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節。

(2)第二、(一)、2、(2)、C，“C.地震潛勢”乙節相關內容，擬依審查意見補充 SSHAC 相關成果報告內容如下:「有關恆春斷層對於核三廠之影響，依據「地震危害與篩選報告馬鞍山核能發電廠中文版(公開版)，110年5月」所述：核三廠機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)依「NTTF 2.1: Seismic」地震危害重新評估(Seismic Hazard Reevaluation)相關要求執行，地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)與地震動特徵(Ground Motion Characterization, GMC)之輸入模型，皆按照 NUREG/CR-6372 (1997)與 NUREG-2117 (2012)所述「SSHAC Level 3」程序進行開發，模型結果具穩定性、可靠性與合理詮釋性。SSC 模型可反映核三廠未來地震潛勢特徵(地震規模、位置、活動度等)，GMC 模型可表示核三廠周遭各式震源機制、距離、規模、參考岩盤等之地震動分布。根據「核三廠終期安全分析報告(MNPS-FSAR)」第2.5節與第3.7節內容所述，核三廠耐震安全一級結構之設計基準地震，稱安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)，其水平向尖峰地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)值為0.4g，控制高程定義在結構廠房基礎面，並進行地盤反應分析，求得與結構廠房基礎面相同控制高程之結果，稱為基礎輸入地震反應譜 (Foundation Input Response Spectra, FIRS)，以能檢視 SSE，由核三廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」(EPRI, 2013)檢核準則，經由3組整體波速基準剖面以及不同非線性材料參數曲線所組合之18條邏輯樹分支的地盤反應分析，FIRS 在0.1至10秒週期段以及小於0.1秒週期段有高於 SSE，因其結果超越設計基準，本公司核三廠依據 EPRI 3002000704之說明，執行耐震風險暫行措施(Expedited Seismic Evaluation Process，ESEP)，其程序包含加速耐震評估設備清單(Expedited Seismic Equipment List, ESEL)建立、評估基準地震動(Review Level Ground Motion, RLGM)決定、設備現場履勘、設備耐震容量評估值(High Confidence of a Low Probability of Failure, HCLPF)之計算及並完成相關 ESEP 自主耐震補強項目改善現場工作，以確保核電廠在發生超過設計基準事故時，仍然能夠保有安全性，免除爐心熔毀或輻射外洩等核安問題。」。

5.

(1)本公司將於除役期間將加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。

(2)經查本項內容為誤植，擬修訂為台灣活動斷層分布圖(地調所，民國110年)，詳細修改內容詳附件02-004-05-B。

8.本公司將於除役期間將加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。

16.雨量部分，請參考表2-13恆春氣象測站近十年氣候統計資料(100-109年)浪高部分，請參考表2-9小琉球浮標每月波高統計表(92-109年)。另地震已透過SOP 113監測中，溫度、風向、風速透過SOP 407偵測中。

21.Markup 詳附件02-004-21-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)2；二、(一)2；三

第三回合審查意見

2.

(1)除役計畫內容除應符合除役計畫審查導則第二章(三)、2、(9)之要求，請增修採參考岩盤均值地震危害主要貢獻震源百分比(採表列前三種要項，不要直接使用 SPID 報告之圖4,圖5)替代。

(2)本報告尚未審定，請修訂「地震危害與篩選報告馬鞍山核能發電廠中文版(公開版)，110年5月」相關敘述。

3.

(1)同02-004-2(1)項。

5.除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。本項列入重要管制事項。

8.除役期間應加強廠址特性條件監測，並適時更新廠址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。本項列入重要管制事項。

16.雨量與浪高等紀錄未說明持續蒐集措施及是否列入程序書，請再檢討說明。

21.所提 Markup 內容有關「南部區域(核能三廠)古海嘯調查與評估工作報告書(送審 R2版)」之審查意見均已結案，請針對 MS-JLD-10102全案所提相關報告(海嘯及非海嘯評估等)提出修訂之答復說明。

除以上第2.(1)、2.(2)、3.(1)、5、8、16、21小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.

(1)根據「核能設施地震危害重新評估」專案之「台灣地區地震危害高階模型建置計畫」經由「SSHAC Level 3」程序產出之地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)模型，核三廠地震危害主要控制震源，以恆春斷層系統、西恆春外海構造、馬尼拉隱沒帶以及淺部區域震源為主，其1E-04年超越頻率水準之參考岩盤均值地震危害度主要貢獻震源百分比如下表所示。

震源名稱	0.01秒週期	2.0秒週期
恆春斷層系統	58.1%	49.5%
淺部區域震源	18.1%	9.1%
馬尼拉隱沒帶介面型震源	10.6%	33.0%
西恆春外海構造	7.0%	2.9%
馬尼拉分岐斷層	3.0%	2.7%
非主要斷層	2.1%	2.4%
其它震源	1.1%	0.4%

本項擬整併第二、三回合答覆內容，修訂報告地震潛勢一節內容中，修訂結果詳附件02-004-02-C。

(2)經查，本報告已於111年12月17日奉原能會審定，擬修訂第二回合答復用詞為「地震危害與篩選報告馬鞍山核能發電廠中文版」，相關內容配合本大題02-004-02整併第二、三回合答覆內容，修訂報告地震潛勢一節內容中，修訂結果詳附件02-004-02-C。

3.

(1)根據「核能設施地震危害重新評估」專案之「台灣地區地震危害高階模型建置計畫」經由「SSHAC Level 3」程序產出之地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)模型，核三廠地震危害主要控制震源，以恆春斷層系統、西恆春外海構造、馬尼拉隱沒帶以及淺部區域震源為主，其1E-04年超越頻率水準之參考岩盤均值地震危害度主要貢獻震源百分比如下表所示。

震源名稱	0.01秒週期	2.0秒週期
恆春斷層系統	58.1%	49.5%
淺部區域震源	18.1%	9.1%
馬尼拉隱沒帶介面型震源	10.6%	33.0%
西恆春外海構造	7.0%	2.9%
馬尼拉分岐斷層	3.0%	2.7%
非主要斷層	2.1%	2.4%
其它震源	1.1%	0.4%

本項擬整併第二、三回合答覆內容，修訂報告地震潛勢一節內容中，修訂結果詳附件02-004-02-C。

5.遵照辦理。

8.遵照辦理。

16.有關雨量與浪高之數值主要係作為核三廠現場應變措施之行動標準，當收到中央氣象局發布之豪雨特報（含以上）以及海嘯警報等通知，將依據廠內相關程序書進行事件通報以及設備安全維護總檢查等安全措施。雨量與浪高歷史資料皆可於中央氣象局網站查詢，表2-13過去10年之雨量統計資料、表2-9過去10年之波高統計表，即從中央氣象局取得資料彙總而成，資料查詢網址如下：

雨量：https://e-service.cwb.gov.tw/HistoryDataQuery/

浪高：https://www.cwb.gov.tw/V8/C/A/yearpaper.html

21.有關 MS-JLD-10102相關說明，擬於報告補充以下內容：「另 MS-JLD-10102核管案要求，先前於「核三廠之核能電廠水災危害再評估計畫期末報告書及摘要報告書」中已進行多種水災機制之危害再評估，惟台灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的聚合邊界上，地震活動頻繁，島內及周邊海域又有數座陸域火山及海域火山島分布，其對於核能電廠可能造成之潛在影響，故尚需釐清海底火山、海底山崩、活動斷層與板塊界線活動等因素所誘發之海嘯等災害之可能性與潛在威脅，因此，相關災害因素實有進一步評估之必要，故台電公司重新辦理核能電廠海底火山、海底山崩及古海嘯調查暨評估工作以釐清海嘯影響，並據以辦理核三廠水災危害評估工作。目前陳報之「南部區域(核能三廠)古海嘯調查與評估工作報告書」與「南部區域(核能三廠)海底火山、海底山崩及構造線調查與評估報告書」，相關審查意見的答覆說明均已獲大會審查同意；另外「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告書」已於109年2月3日陳報，目前審查中。而水災機制之評估應包含海嘯危害，因應原能會108年3月14日進度說明會議紀錄決議事項第2點，「請引用 SSHAC Level 3計畫之 SSC 相關成果」，目前已依照 SSHAC Level 3計畫 SSC 成果進行海嘯模擬，並於111年3月24日陳報「核三廠水災危害評估補充報告書」，未來將依管制內容辦理」，修訂結果如附件02-004-21-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、（一）、2

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**02-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S02、B01、B04、B08、B10、B13、F12	全部	如意見	結案

第一回合審查意見

請就下列用詞或計畫圖面可讀性部分，研議後提出修改：

1.二、(一)、2、(4)、A LiDAR 是光學雷達的縮寫非空載光達，請修正。

2.「大梅溪段層」建議修正為「大梅溪斷層」。

3.「低棲動物」應更正為「底棲動物」。

4.「南灣路...向西北銜接恆公路」應更正為「南灣路...向西北銜接恆南路」。

5.南灣路及南光路「單向各佈設2快車道」，應更正為「單向各佈設1快車道及1混和車道」。

6.另有關年份敘述，建議統一採取民國或西元。

7.表2-20(108年各污染物濃度與空氣品質標準比較)，懸浮微粒 (PM_{10})及細懸浮微粒($PM_{2.5}$)標準值單位為 g/m^3 有誤，請修正為 $\mu g/m^3$。

8.圖目錄及表目錄之各圖表名稱，請刪除中括弧參考文獻部分。
9.本章之單位標註(公里、km、公尺、m 等)建議一致。
10.有關(2)地震 B.地震紀錄乙節，第2段「…95年年恆春外海…」有贅詞，請修正。
11.第2-12頁倒數第4行坡「址」應為坡「趾」。
12.第2-4頁，「依據五萬分之一地質圖幅-恆春半島(經濟部中央地質調查所，1991)圖幅說明書所述」，以及第2-5頁，「中央地質調查所之活動斷層調查報告-恆春斷層(1991)指出」，此資料並未列在參考文獻，請增補；另在參考文獻均採民國，此與此處之西元不一致，請一併修正。
13.本章使用「用過核子燃料池」與他章節使用「用過燃料池」不同，建議採用「用過燃料池」。

第一回合審查意見答復

1.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-01-A。
2.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-02-A。
3.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-03-A。
4.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-04-A。
5.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-05-A。
6.本項擬依審查意見，於清稿時一併修訂，惟部分內容或圖表標示，係引用自參考文獻，擬維持不予修訂。
7.擬依審查意見修訂單位，修訂結果如附件02-005-07-A。
8.因本章圖表部分引用自各參考文獻報告，故圖表名稱均以括弧標示文獻編號，且圖表目錄係依文件內容自動產生，單獨刪除目錄之文獻標示恐影響文件之一致性，故擬維持目前圖表目錄表現方式。
9.本項將依審查意見，於清稿時一併修訂，惟部分內容或圖表標示，係引用自參考文獻，擬維持不予修訂。
10.擬修改為「…95年恆春外海…」，修訂結果如附件02-005-10-A。
11.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-11-A。
12.已修正引用參考文獻，修訂結果如附件02-005-12-A。有關民國/西元統一，擬依審查意見，於清稿時一併修訂。
13.擬依審查意見修訂用詞，修訂結果如附件02-005-13-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)2；二、(一)2；二、(一)2；二、(一)5；二、(二)6；二、(二)1；一、(二)；表2-20

第二回合審查意見

同意答復。

意 見	**02-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		B04、B08、B10、C01	二、(一)	2-13~2-17	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫水文-河川、地下水、潮位部分：

1.二、(一)、3、(1)有關水文(1)河川部分之10,000年洪流量分析，請依本會審定之總體檢內容提出相關說明。請進一步確認核三廠遭遇10,000年回歸期暴雨時，廠內排水是否受文中描述河川之影響。

2.為掌握更完整之河川水質資訊，請持續蒐集108年以後之資料，並適時更新至除役計畫書內。

3.有關 A.地下水文乙節，地下水流向係依據何種方式推估？有無地下水位之資料？而地下水流方向是否會依據季節有變化？建議敘明清楚。

4.本小節對於水文-河川之說明，應包含重要之用水戶，尤以應分析其進水口是否可能受到從廠址之放射性核種遷移之不利影響。

5.第2-14頁，有關河川水文部分僅彙整龍潭橋(原龍鑾潭)測站106年~107年度之水質監測結果，而由全國環境水質監測資訊網查得龍潭橋(原龍鑾潭)測站自80年起即開始監測，請說明為何僅取106年~107年度監測結果來判斷河川污染程度。

6.第2-15頁，有關地下水文之核三廠廠區地下水流向圖，請加以套繪等高線，以研判廠內的地形與地下水流向狀況。另第5段所載「發電設備區內無明顯自由地下水存在」，請提出廠區地下水位監測數據佐證說明。

7.第2-17頁，有關地表逕流水放射性核種監測部分，圖2-21顯示為核三廠地下水取樣站位置，而表2-11為地表水取樣站分析資料、表2-12為核三廠廠區地表逕流水輻射監測結果，請說明取樣監測水為地表逕流水或飽和水層之地下水。另請詳細說明核三廠發電設備廠區外之廠區地下水監測作業，以掌握廠區地下水輻射狀況。並說明具體辦理方式與「核子反應器設施除役計畫導則」規定或 NUREG-1757, Volume 2地下水特性調查執行方法之符合性。核三廠在101年提交「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」，該報告係參考 NEI 07-07「Industry Ground Water Protection Initiative - Final Guidance Document(August 2007)」指引之作法，惟 NEI 07-07在2019年3月提出 Rev. 1 增列除役期間之指引，請台電公司參考最新指引(包括但不限於 NEI,EPRI 等)及美國業界作法，更新相關廠址概念模式及視需要精進地下水防護方案，以保障除役期間電廠周圍民眾健康與環境安全。

8.第2-68頁，表2-6為106~107年度環保署龍潭橋(原龍鑾潭)測站水質監測結果，而核能三廠除役計畫環境影響說明書係彙整107.01~108.03之保力溪龍潭橋(原為龍鑾潭)測站地面水水質監測結果，兩者監測區間有異，故資料來源請修正。另請依據行政院環境保護署「地面水體分類及水質標準」，補充乙類地面水體標準值。

9.第2-69頁，表2-7之非放射性事業廢棄物掩埋場之地下水取樣站分析資料，其所載之監測標準，實為「地下水污染管制標準」法規第4條所訂的第二類地

下水管制標準值。監測標準值另於環保署「地下水污染監測標準」第4條定義，監測標準值為管制標準值之二分之一。請據以查明並澄清說明。

10.第2-70頁，表2-8核三廠每月潮位統計表，建議表名稱修正為「恆春每月潮位統計表」。

11.二、(一)、3、(2)請補充廠址地下水流向分布與流速之分析說明；另請說明除役期間地下水放射性核種監測規劃。

第一回合審查意見答復

1.核三廠鄰近溪流距核三廠有數公里遠，互不影響，因此廠內排水不會受文中描述河川之影響。另依本公司於108年12月完成之"南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新工作報告書(定稿版)"重新評估結果，現已併核管案 MS-JLD-10102將前述報告送原能會審查中，本項未來將依管制內容辦理。

2.擬依據全國環境水質監測資訊網站公布資料，將監測結果統計時間調整為101至110年度，修訂結果如附件02-006-02-A。

3.地下水流向係依地形及建廠後之鑽探紀錄推估，並已於內文中說明地下水位約在地表下5.6 m~7.0 m，另依文獻[19]「建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式完工報告」所述，地下水水流方向不會因季節而有所變化，擬增加相關敘述如附件02-006-03-A 。

4.依本章第二、(一)、3小節所述，核三廠周邊無溪流流經，故未有重要用水戶與核三廠有直接連結。為確保核三廠排放至環境之廢水的放射性核種濃度符合「游離輻射防護安全標準」，核三廠對於排放之廢水均予以取樣、分析、記錄與統計，並於各排放口設置具有警報功能之流程輻射監測器，以確實掌握放射性廢水的實際排放濃度。

5.擬依據全國環境水質監測資訊網站公布資料，將監測結果統計時間調整為101至110年度，報告內容擬修改如下：「據行政院環保署全國環境水質監測資訊網，其彙整龍潭橋(原龍鑾潭)測站，101年~110年度之水質監測結果，如表2-6[33]所示，由結果可知龍潭橋(原龍鑾潭)測站之河川污染程度指數 RPI 介於~~2~3.8~~ 1.5~4.3，屬~~輕度~~未(稍)受污染等級」」，詳細修改內容詳附件02-006-05-A。

6.已於圖2-18套繪等高線圖，另地下水流向係依地形及建廠後之鑽探紀錄推估，可證明發電設備區內無明顯自由地下水存在，擬增加相關敘述如附件02-006-06-A。

7.圖2-21、表2-11及表2-12均為監測地表逕流水。廠區外之地下水監測作業由放射試驗室執行，監測結果說明如第2-29頁。本章節內容與 NUREG-1757 Volume 2 之符合性說明如下：

NUREG-1757 Volume 2建議對於可能有地下水污染之虞的廠址，且其地下水有機會被作為其他用途(如飲用或灌溉)者，應建立廠址概念模式，以評估地下水流場及可能的傳輸路徑。核三廠8公里範圍居民飲水習慣仍以自來水為主，顯示核三廠地區地下水可被接觸之機率相對較低，且已依建議建立「核三廠地下水概念模式」。

NUREG-1757 Volume 2建議對於地下水進行特定核種及加馬能譜分析。核三

廠目前廠區及環境地下水皆有針對氚及加馬核種進行分析，此項符合。

NUREG-1757 Volume 2建議在射源區、上游及下游進行調查。核三廠發電設備廠區(POWER BLOCK)經鑽探調查顯示並無地下水存在，而上游(核三廠大門口及低放射性貯存庫)及下游(大光國小)均有設置監測井進行監測。

NUREG-1757 Volume 2建議通常以季作為監測頻次。核三廠廠區及環境地下水以季為監測頻率，此項符合。

「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」顯示核三廠建廠開挖至滲透性極低之泥岩，原含水的覆蓋層均已挖除，已改變原有地下水的狀況，目前僅東側存在有地下水流向廠房區，但廠房區四周護坡及地面排水系統，應可有效防止廠房區四周覆蓋層的地下水流入廠房區內，因此研判廠房區內應無自由地下水存在；另廠房區外由放射試驗室定期實施放射性監測，分析結果均小於儀器最低可測值。除役期間地下水監測維持與運轉階段相同，意外的外溢洩漏物質主要還是經由現有的排水系統收集稀釋後排放，現行之監測計畫可有效保障除役期間電廠周圍民眾健康與環境安全。

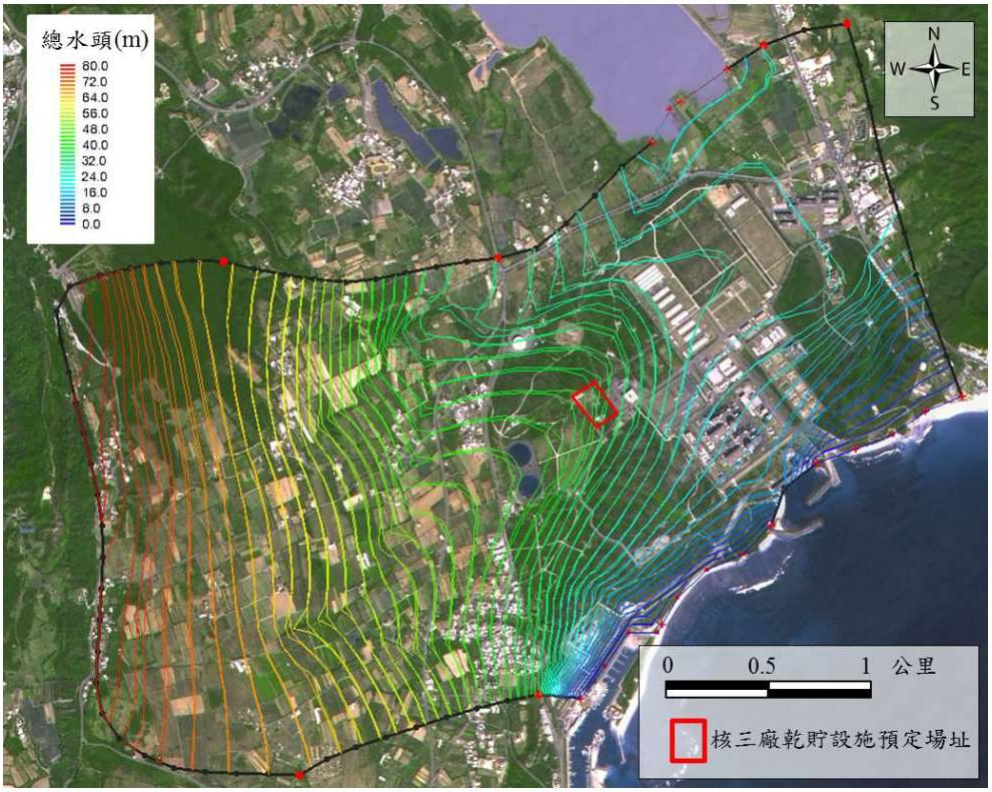
8.擬修正表2-6資料來源為全國環境水質監測資訊網站，並已於表2-6補充乙類地面水體基準值，詳細修改內容詳附件02-006-08-A。

9.依「事業廢棄物貯存清除處理方法及設施標準」第35條所述，監測結果低於地下水污染管制標準而達地下水污染監測標準者，事業應於取得監測結果一個月內提報因應措施。故核三廠係以監測標準值作為管理基準，擬修正表2-7，其監測標準一欄，以環保署「地下水污染監測標準」第4條定義之監測標準值為準(管制標準值之二分之一)，詳細修改內容詳附件02-006-09-A。

10.擬將「核三廠每月潮位統計表」修正為「恆春每月潮位統計表」，詳細修改內容詳附件02-006-10-A。

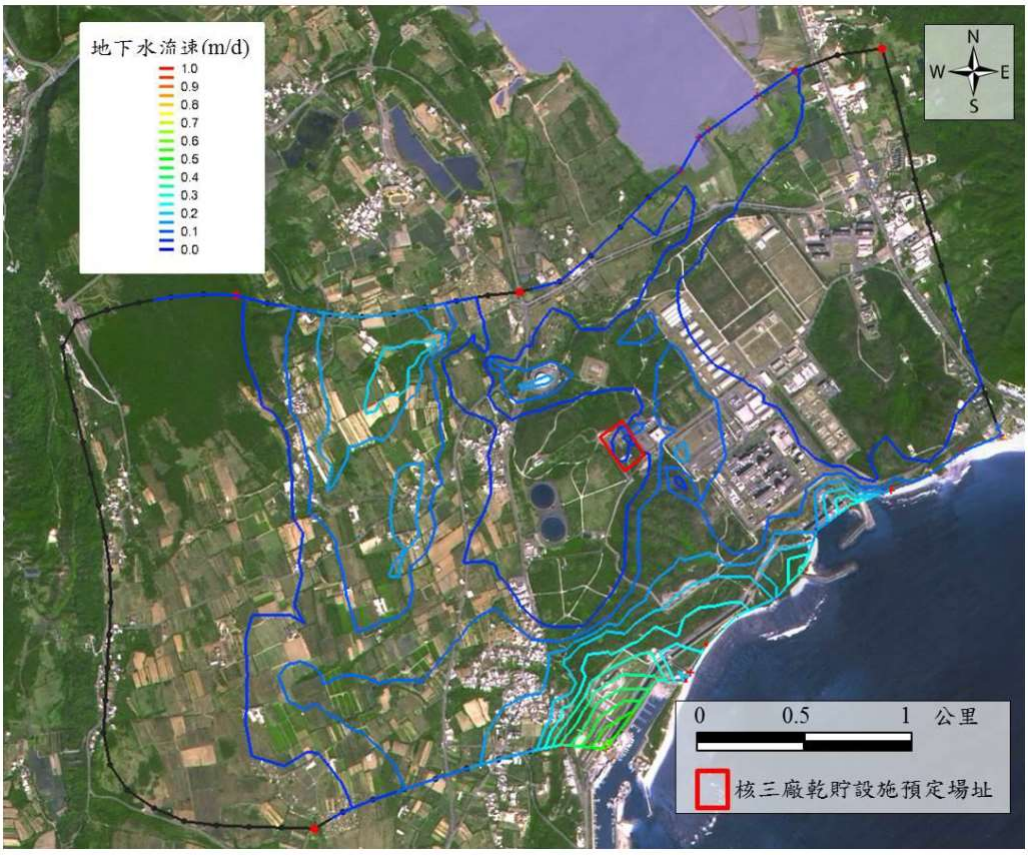
11.有關廠區地下水流向及流速，補充說明如下:

有關廠區地下水流向及流速的分析，依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]所建置之核三廠乾貯設施預定場址的水文地質概念模型，地下水流動分析範圍約8 km2，模型高程約介於EL. 150 m 至 EL. -50 m，完成模型率定後的模擬地下水位分布如圖一 [31] 所示，預定場址內地下水水位高程主要由西北側往東南側遞減。地下水流速分布如圖二 [31] 所示，全區模擬範圍之平均流速為 4.5×10^{-8} m/s，最大流速可達 6.6×10^{-6} m/s。綜合以上，除可確保原廠房區在除役計畫執行期間不會影響地下水外，因未來乾式貯存設施放置於地表上，應不致對地下水含水層造成擾動或影響，故亦不會導致整個廠區地下水流向或流速產生變化。除役期間地下水放射性核種監測作業會比照運轉期間持續進行，若有變更時會向原能會申請核備後執行才會變更。



圖一 模擬範圍地下水流場分布圖 [31]

註:本報告模型設定僅考慮自然環境中地質材料的水文地質特性，模擬成果僅代表場址在無人為影響的前提下，其自然環境中流場狀況。



圖二 模擬範圍地下水流速分布圖 [31]

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3；二、(一)3；二、(一)3；二、(一)3；三；圖2-18；表2-6；表2-7；表2-8

第二回合審查意見

1.本項答復說明應與 MS-JLD-10102核管案之「南部區域(核三廠)水災危害評估與更新工作報告書」非海嘯部分審查案之 RAI-I-03審查意見之答復說明有一致性。

3.

(1)有關107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」之地下水流場分布圖，請詳細說明其方法論及調查評估範圍是否涵蓋全部廠區及可能受影響區域，如有不足，應再詳細調查補充，並應將除役計畫圖2-18核三廠廠區內地下水流向完整繪製(包含地下水源頭)。

(2)依據核子反應器設施除役計畫審查導則規定，略以「所有可能受影響飽和層之地下水層之分布範圍，及其相關特性資料，應有適當說明與分析。需儘可能說明地下水流之流向、流速及可能影響之飽和層，並提供各水頭斷面圖或水位圖等相關資訊；需儘可能說明不飽和層之滲透區，及非滲透區分布等相關資訊，以及不飽和層之水流方向與流速等。」，請將核三廠全廠區及可能受影響區域之水文地質資訊詳細調查與說明清楚。

(3)除役期間應加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料，本項列入重要管制事項。

6.意見同02-006-3。

7.

(1)請全面盤點核三廠所有與水文地質相關之觀測井、監測井與取樣井等，並依據核子反應器設施除役計畫審查導則規定，詳細敘述各井之設置時間、位置、海拔、監控區間、深度、構造等詳細資料(含井剖面圖)及觀測資料，且提供監測儀器之結構及相關完整資料；有關飽和層之所有測試、分析資料亦需詳細說明，包括測試資料、假設條件之說明、分析之結果及測試之程序。

(2)請提出核三廠所有與水文地質相關之觀測井、監測井與取樣井設置規定之程序書，並比對說明是否符合環保署「地下水水質監測井設置作業原則」。

(3)請提出核三廠地下水取樣規定之程序書，並比對說明是否符合環保署「監測井地下水採樣方法」。

(4)請提出三廠所有與水文地質相關之觀測井、監測井與取樣井之管理維護作業情形與紀錄資料，及比對說明是否符合環保署「地下水水質監測井維護管理作業參考手冊」，並視需要說明各井之異常情形。

(5)除役期間應加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料，本項列入重要管制事項。

9.表2-7備註3之環境檢測測定機構許可證字號，有漏字，請修正。

11.有關核三廠廠區內地下水，請參考02-006-7之意見，並提出澄清說明：

(1)核三廠與水文地質相關之觀測井、監測井與取樣井等其數量與國際除役核能電廠相比較，請說明地下水傳輸模式計算能否適切地反映廠區現況？
(2)另依核三廠觀測井、監測井與取樣井之管理維護作業情形與紀錄資料，確認地下水取樣井仍能正常運作且具有代表性。
除以上第1、3、6、7、9、11小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

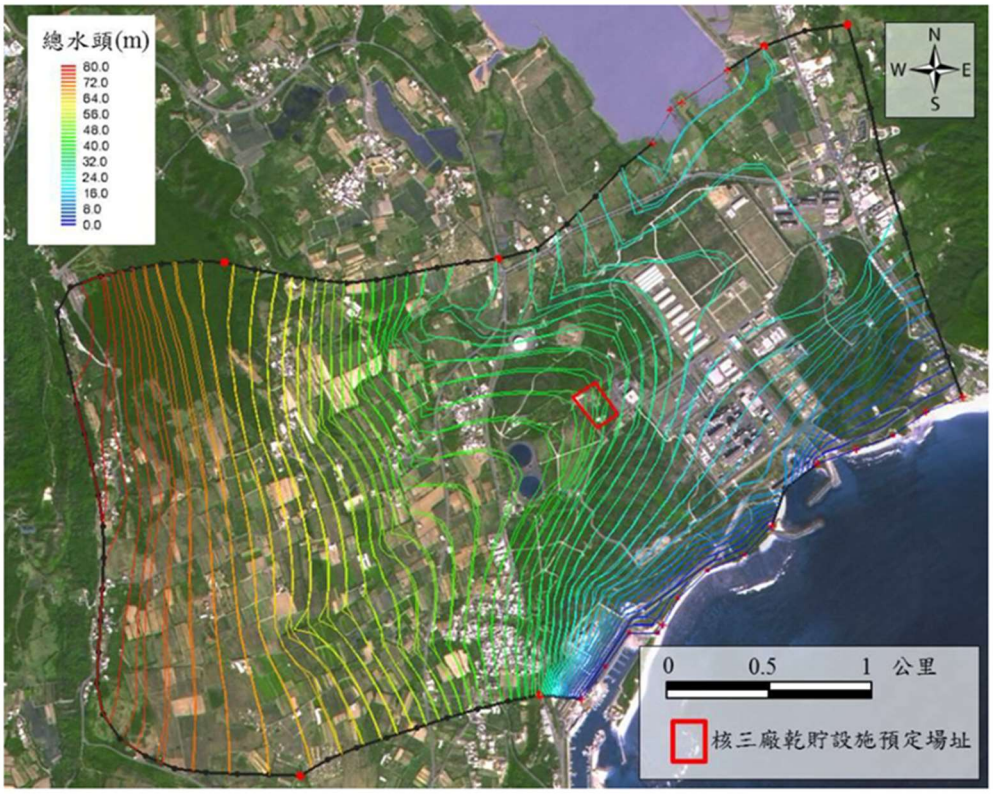
1.核三廠鄰近無河川，因此無河川水災危害。有關 MS-JLD-10102核管案之「南部區域(核三廠)水災危害評估與更新工作報告書」非海嘯部分審查案，已透過02-007-08-A 併入暴雨相關章節。核管案 MS-JLD-10102水災評估工作主要依據美國近期專案小組(NTTF)建議，針對運轉中核能電廠進行重新評估，有關本報告最大可能降雨量(PMP)採用颱風模式法評估為207mm，保守起見仍採核三廠 FSAR 基準值為228mm 作為水災危害評估之依據。另依原能會審查意見要求參考「核能電廠壓力測試國家報告」(102年)，以恆春站民國31~109年最大60分鐘降雨進行推估，並參考 FSAR 規劃時採極端值 I 型分佈，故本報告採用極端值 I 型分佈之統計成果，分析得萬年重現期距 PMP 為242mm，利用此結果進行核三廠相關排水渠道能量檢核，檢核結果顯示其積淹水情形皆未超出核三廠現況防護能力。有關除役計畫所採用之水文標準與回歸期，目前仍採核三廠 FSAR 基準值為228mm 作為依據。

3.

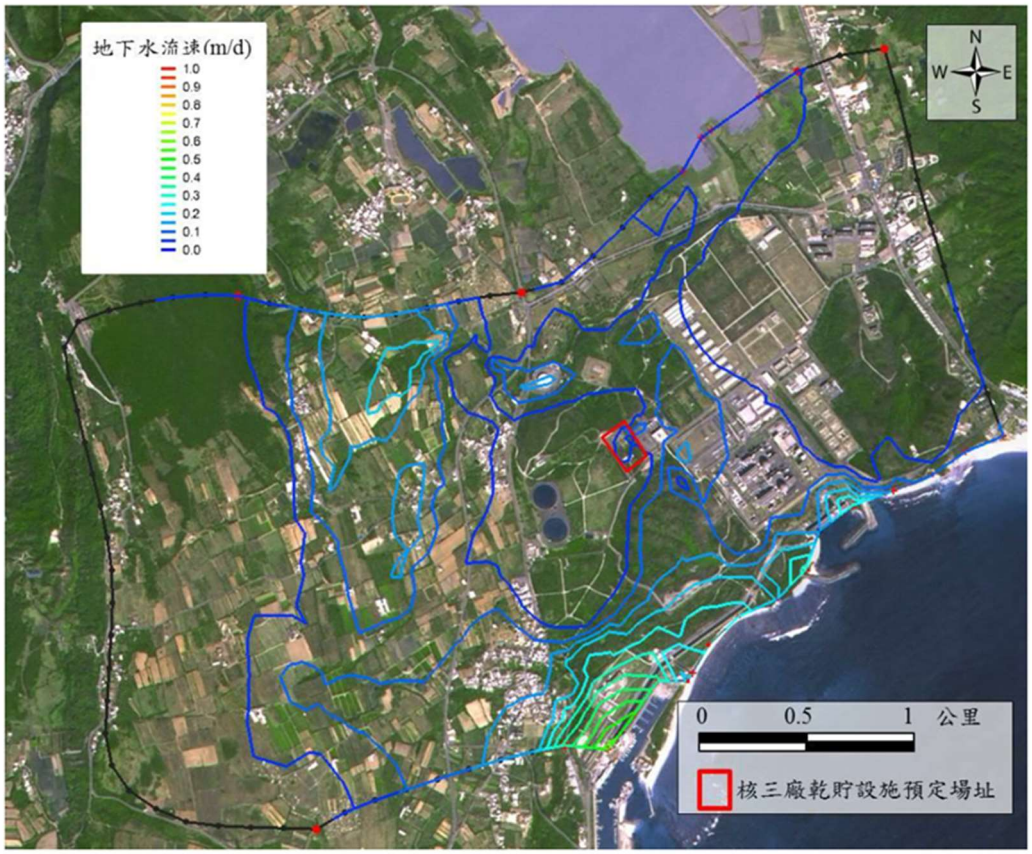
(1)依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]之水文地質概念模型建置，其流程可概分為訂定模擬範圍與邊界條件、水文地質單元分層、以及水文地質參數設定。模擬範圍與邊界條件設定的部分，主要依據周邊地形環境與水文條件進行設定。場址西側與北側邊界依山脊邊界設為零流量邊界，東北側邊界以龍鑾潭水庫為定水頭邊界；東側邊界依恆春斷層分布假設為零流量邊界；南側邊界分為兩個部分，一部分以海岸線為定水頭邊界，一部分因位於核三廠緊要海水泵室，考量該設施對地下水流有阻斷作用，因此設為零流量邊界。此外，模擬範圍內的兩條野溪無監測資料，而該兩條野溪為周圍農田長年排水渠道，故設為定水頭邊界。水文地質單元的分層，參考區域地質調查以及預定場址的地質調查與水力試驗成果。初步將模擬範圍內的地質材料依透水性分為3種水文地質單元。風化層、沖積層等地質材料較為鬆散，孔隙率較大，透水性較高，劃分為水文地質單元 HGU 1。夾雜石灰岩碎屑之沉積岩，以及含砂、礫之沉積岩，膠結程度較風化層、沖積層等地質材料高，透水性相對較低，劃分為水文地質單元 HGU 2。以泥岩為主的細顆粒地質材料，透水性相當低，劃分為水文地質單元 HGU 3。完成水文地質單元分層後，參考地形變化、地層分布、地質材料透水性變化、以及場址位置等因素，建置模型網格。經訂定模擬範圍與邊界條件、劃分水文地質單元、建置數值網格、以及設定相關水文地質參數後，即完成場址水文地質概念模型之建置。核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）[20]辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三

廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(2)依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]，模擬地下水水位高程主要由西北側往東南側遞減如圖一，地下水流速分布如圖二所示，全區模擬範圍之平均流速為 4.5×10^{-8} m/s，最大流速可達 6.6×10^{-6} m/s。核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）[20]辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。



圖一、核三廠模擬地下水流場分布圖



圖二、模擬範圍地下水流速分布圖

(3)本公司於除役期間將加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。

6.答覆同02-006-03項 。

7.

(1)目前廠內各偵測井資料如下表，未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

地點	鑽孔編號	座標 N	座標 E	孔口高程(M)	鑽探深度(M)	設置時間(年月)	地下水位高程(M)	用途
非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW3	N21°57’45”	E 120°44’35”	12.47	約10	81.9	2.73	重金屬量測
非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW4	N120°44’40”	E 21°57’49”	12.11	約10	81.9	2.6	重金屬量測

非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW6	N21°57’46”	E 122°44’38”	12.04	20	93.1	2.1	重金屬量測
泵室(地表逕流水取樣點)	P228,P229	21.95708	120.7542	9.3	20.68	68.12	-2.64	氚活度量測

(2)環保署「地下水水質監測井設置作業原則」係為民國102年12月25日公布實施，經查廠內各偵測井皆為102年前設置，依據行政法不溯及既往原則，應無法規符合性問題。

(3)核三廠「放射性事業廢棄物掩埋場作業」程序書，6.4節，「廢水收集槽及監測井水質檢測與排放」說明" 監測井水質每季委託環保署合格代檢業檢測乙次 " 代檢業者之取樣方法皆符合環保署法規要求。

(4)核三廠將依據相關法規制定觀測井、監測井與取樣井之管理維護作業程序書，以落實相關設施維護保養，並適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(5)本公司於除役期間將加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。

9.擬修改許可證字號為:3.非放射性事業廢棄物掩埋場係委託九連環境開發股份有限公司環署環檢字第001號檢測，修改內容詳如附件02-006-09-B。

11.

(1)核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(2)核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場作業程序書，其廢水收集槽及監測井水質檢測與排放一節中，提到 " 監測井水質每季委託環保署合格代檢業檢測乙次 " 代檢業者之取樣方法皆符合環保署法規要求，故可確認地下水取樣井及取樣作業均能正常運作及執行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)3；表2-7

第三回合審查意見

3.

(1)答復內容直接摘述相關報告文字，針對參考文獻之引述應有適當處理。其他答復說明有類似情形者，請一併修訂。

(2)核電廠水文部分，由於氣候變遷影響，水文環境的改變也可能改變地下水流向，核電廠應確實掌握地下水流動的時空變化，並據以調整建立具可信度地下水監測系統。除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新地下水水文地質資料。本項列入重要管制事項。

6.意見同本題第3.(2)項。

7.

(1)意見同本題第3.(2)項。

(2)核三廠地下水井(含觀測井、監測井與取樣井)應建立管理維護作業程序，並請評估有效壽命及功能完整性。除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新地下水水文地質資料。本項列入重要管制事項。

(4)意見同本題第3.(2)項。

(5)意見同本題第3.(2)項。

11.意見同本題第7.(2)項。

除以上第3、6、7.(1)、7.(2)、7.(4)、7.(5)、11小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.

(1)依據審查意見，修訂本項第二回合答覆內容：

依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」之水文地質概念模型建置，其模型建置模式依序為訂定模擬範圍與邊界條件、水文地質單元分層、以及水文地質參數設定，摘要說明如下：

- 模擬範圍與邊界條件設定：
  主要依據周邊地形環境與水文條件進行設定。場址西側與北側邊界依山脊邊界設為零流量邊界，東北側邊界以龍鑾潭水庫為定水頭邊界；東側邊界依恆春斷層分布假設為零流量邊界；南側邊界分為兩個部分，一部分以海岸線為定水頭邊界，一部分因位於核三廠緊要海水泵室，考量該設施對地下水流有阻斷作用，因此設為零流量邊界。
- 水文地質單元的分層：
  參考區域地質調查以及預定場址的地質調查與水力試驗成果。完成水文地質單元分層後，參考地形變化、地層分布、地質材料透水性變化、以及場址位置等因素，建置模型網格。
- 經訂定模擬範圍與邊界條件、劃分水文地質單元、建置數值網格、以及設定相關水文地質參數後，即完成場址水文地質概念模型之建置。

依據前述說明，其模擬範圍與邊界條件調查評估範圍可涵蓋全部廠區。核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護

方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。
(2)遵照辦理。
6.遵照辦理。
7.
(1)遵照辦理。
(2)遵照辦理。
(4)遵照辦理。
(5)遵照辦理。
11.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**02-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S02、B01、B04、B08	二、(一)	2-17 、 2-18 、 2-28、2-29、2-84	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫廠址自然特徵、降雨量等部分：
1.二、(一)、4、(1)有關降雨量部分，請補充說明迄今最大時雨量數據，以及說明在完成除役前之持續蒐集措施。
2.因應全球極端氣候，強降雨對廠區之影響，雖然將最大降雨量(PMP)由228 mm/hr 提升至291.6 mm/hr 分析結果尚有餘裕。然考量廠址內將設置土石堆置場，其對廠區地表逕流水之影響如何?及是否會造成土石流均應加以考量，請補充說明。
3.二、(一)、4有關廠址自然特徵有關氣象之說明，核三廠設置氣象偵測系統有風向、風速等資料，請以廠內收集之監測資料補充說明。(S02、B04)
4.請說明氣象局恆春地震測站之位置及高程，並請列出其地震紀錄與核三廠地震偵測系統偵測資料比對結果。
5.「(1991) 指出，滿州斷層上盤相對於下盤之潛移資料未有明顯之差異」，所參考之文獻為2005年之報告，以15年前之報告引述24年前之資料，要論證稍有難度，建議再敘述明確一些。大梅溪斷層亦同，另80年是否為1991年？採用民國或西曆請統一。
6.有四類颱風路徑對核三廠之威脅較大，對除役作業有何影響？請說明。

7.第2-84頁，表2-23場址附近地區環境振動調查結果，與核能三廠除役計畫環境影響說明書表6.2.4-4之測站不一致，請澄清說明。
8.第2-19頁，「本廠尚足以承受近年氣候變異所造成之豪大雨量而無淹水之慮」。本項請依有關水災危害重新評估之核管案結果提出相關說明之修訂。

第一回合審查意見答復

1.已補充最大時雨量數據，修訂結果如附件02-007-01-A，另氣象資料由中央氣象局持續監測中，未來發生超越目前計畫所載之最大時雨量時，將依據中央氣象局所公布之官方數據進行更新。
2.澄清說明如下:目前規劃之土石堆置場預定地(EL.15m)與廠區(EL.20m)間有EL.25m之高地屏障，無地表逕流水淹入廠區之虞。未來設置土石堆置場時，會依法規辦理相關調查及評估，再提送水保計畫供主管機關審查會依水土保持法規定提送水土保持計畫，並經主管機關核可後才會施工。
3.已依審查意見補充廠內相關監測資料，修訂結果如附件02-007-03-A。
4.依核三廠「事件通報及書面報告處理程序」程序書規定，核三廠地震超過0.08g 時，即會進行紀錄與分析(包含:與中央氣象局南灣測站值比較之 site response 分析)，並提報原能會審查。統計109至110年僅110/3/2地震超過0.08g，該提報紀錄已經原能會核備。提供110/3/2偵測資料比對結果如附件02-007-04-A。
5.地質調查是累積以往資料並長期更新的結果，由於滿州斷層並非地調所公告之活動斷層，故自2005年研究之後，並無斷層活動性之相關更新資料可供參考。有關民國/西元統一，擬依審查意見，於清稿時一併修訂。
6.依據核三廠除役計畫第七章，依颱風帶來強風與豪雨之特性進行分析如下：
強風：
於除役期間大多數之設備皆在混凝土結構物內，因此強風不會對設備有直接之影響。在建置用過核子燃料池島區時，規劃用過燃料池冷卻及淨化系統之二次側以新增冷卻水塔做為用過核子燃料最終熱沉，假設冷卻水塔為一般工業使用之冷卻水塔，此水塔預計擺放置戶外無混凝土結構物屏障，因此保守假設冷卻塔在颱風事件中可能會喪失功能，造成用過核子燃料池喪失冷卻能力，強風亦有可能造成廠外輸配電線路損壞，發生喪失廠外電源事件；若喪失冷卻能力，經分析用過核子燃料之衰變熱(如表7-7所示)，事故後水位降至燃料頂部上方的時間為68.48小時，依據核三廠程序書「機組斷然處置程序指引」所述，用過燃料池緊急補水須在5小時內完成，可見事件反應時間相當寬裕；若發生喪失廠外電源事件，則可依靠第五台柴油發電機與移動式柴油發電機恢復供電，綜上所述，強風事件不會對除役期間安全造成影響。
豪雨：
依「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用」之分析，結果顯示最大可能颱風暴潮高度為3.8 m，小於核三廠廠房區地面高程15 m，可知颱風引發之豪雨不會對除役期間安全造成影響。
7.澄清說明如下：本計畫表2-23為除役前偵測位置，係說明廠區及周圍屬第1種區域。核三除役環境影響說明書表6.2.4-4為該報告參考文獻之數值，係為說

明各測站於施工時產生之振動值皆符合日本之振動法規標準。另擬於圖2-30中增列除役期間之監測位置(共五處)，詳附件02-007-07-A。

8.擬於暴雨章節內補充以下說明:「另依本公司於108年12月完成之「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新工作報告書(定稿版)」重新評估結果，核三廠廠區之可能最大降雨(PMP)為228mm，現已併核管案 MS-JLD-10102將前述報告送原能會審查中，本項未來將依管制內容辦理。」，詳細修訂結果如附件02-007-08-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)4；二、(一)4；二、(一)4；圖2-30

第二回合審查意見

2.請說明水土保持計畫，會在何階段提出?經何主管機關核可後才會施工?請台電公司提出提報本會之程序。

3.廠內氣象塔所測風速風向數據係採高塔或低塔?請比照表2-13將數據詳細列表。並請說明與恆春氣象測站數據之差異性。

5.建議此段將所參考之文獻多引述一點，以使論證較明確，不要僅以「(1991)指出，滿州斷層上盤相對於下盤之潛移資料未有明顯之差異」帶過，大梅溪斷層亦同。

7.意見同02-003-3。

除以上第2、3、5、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.土石堆置場預定於除役拆廠階段設置，規劃興建期程為121年8月至133年7月，屆時將配合實際作業期程，規劃水土保持計畫提送時機。依據水土保持法第2條規定，水土保持計畫主管機關在縣（市）為縣（市）政府，依本計畫所在位置，水土保持計畫主管機關為屏東縣政府。除役期間相關興建設施提送水土保持計畫等作業，將納入未來一年重要工作事項，於「除役年度執行報告」中提報大會。

3.核三廠內氣象儀器係作為電廠運轉或未來除役期間之民眾劑量評估用，儀器包含偵測溫度、風向與風速，安裝於鐵塔10米與40米高，其用途為計算廠房排氣時輻射塵隨著風向、風速與溫度梯度變化估算其影響範圍，前述儀器設置目的與中央氣象局整體且長期環境監測目的不同。另相關氣象量測儀器依據廠內規定，定期進行校正，量測精確度無虞。若有核三廠鄰近氣象資料之需求，建議仍以表2-13中央氣象局提供之氣象資料較為妥適。

5.本文引述參考文件是針對恆春斷層之活動斷層特性所作之恆春半島地表變形研究，依迄110年最新公告之「台灣活動斷層分布圖」為止，滿州斷層與大梅斷層均非屬活動斷層，故參考文件亦未對上述兩斷層之地表變形特徵有更多論述。

7.環境監測部分，有關環境影響說明書第6章現況補充調查，過去先以核三廠內及周邊3處敏感點(民宅、學校)做為噪音振動量測對象。後續考量未來除役

期間廠房拆除可能產生之施工噪音振動及土方外運路線上施工車輛行經產生之交通噪音振動，故調整除役期間噪音振動測站位置，保留恆春國小南灣分校及大光國小等2處測站，刪除廠內、南灣路與南灣路龍鑾巷路口等2處測站，增加核三廠周邊主要道路、遊憩區、民宅-南光路與草潭路口、南灣遊憩區入口、大光路122-6號道路等3處測站。除役期間規劃不再執行南灣路與南灣路龍鑾巷路口測站(民宅)之監測，主要考量為因位於南灣路上已規劃恆春國小南灣分校及南灣遊憩區入口等2處測站，且位於核三廠外西南側已規劃大光路122-6號道路測站(民宅)，使監測點位於電廠周界分布較為平均，二階環評報告亦將重新檢討除役期間之環境監測計畫，並經環保署審定後據以執行。另；環境輻射監測部分，其監測項目與頻次將依除役工作推進隨之調整，但仍須符合「環境輻射監測規範」要求執行，確保除役過程中相關除役活動能符合游離輻射防護法之規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2. 所提「規劃興建期程為121年8月至133年7月」之興建期程長達12年，請說明規劃做法，並澄清是否涵蓋土石堆置場的運轉。
3. 核三廠氣象偵測系統除作為電廠運轉或未來除役期間之民眾劑量評估使用，亦作為颱風期間機組降載/停機之依據。且所收集之數據，較中央氣象局提供之氣象資料更能代表核三廠廠址之特性。既然相關氣象量測儀器依據規定，定期進行校正，量測精確度無虞，不知何以將其排除?

5.

(1)「滿州斷層上盤相對於下盤之潛移資料未有明顯之差異」，究竟係中央地質調查所之活動斷層調查報告（1991）所載，還是台灣南部恆春半島地殼變形初步研究（2005）所敘，請說明。大梅溪斷層亦同。

(2)大梅溪斷層為何以「恆春半島上的 GPS 量測資料並未發現明顯的斷層活動現象」來論述？滿州斷層沒有 GPS 資料嗎？

(3)滿州斷**層以101年**之活動斷層圖資說明其非屬活動斷層，大梅溪斷層卻用91年所公告者，第二次審查意見答覆又根據110年最新公告之「台灣活動斷層分布圖」，到底應以何者為準？請說明。

除以上第2、3、5.(1)、5.(2)、5.(3)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.依審查意見比對第六章 WBS 及表6-2相關資訊，查第二回合土石堆置場建置之排程時間有誤，相關作業係於113年啟動，整體規劃時程預計於113年7月至133年7月，此時程涵蓋土石堆置場之建置至運轉時程。期間將依序進行申照、整地作業及完成後的營運，營運期間隨土石量增加，配合建置排水及擋土設施等。

3.原氣象章節僅敘述中央氣象局之氣象資料，已增加”核三廠廠區氣象塔低塔量測風向及風速，近十年之記錄數據顯示，風向冬天以東北風為主，夏天以東南偏南風為主，近年平均月風速3.6 m/s；最大月陣風風速48.6m/s(8月份)”敘述，詳如附件02-007-03-C。另；依據中央氣象局資料:恆春地區風向冬天以東北風為主，夏天以西南風為主。而依據核三廠區氣象塔資料，核三廠區風向秋、冬天以東北風為主，夏天應以東南偏南風為主，二者資料顯示略有差異，特此說明。另；原氣溫一節中，原審查意見02-008-01，於第一回合答覆中，修訂「冬季月平均最低氣溫僅11.421.2 ℃」，經重新檢視，本段應修正為「冬季月平均最低氣溫僅11.4 ℃」，擬取消附件02-008-01-A，於02-007-03-C 統一修訂相關內容。

5.答覆如下：

(1)本段內容已於第一回合審查附件02-005-02-A、02-005-12-A，將1991年之資訊刪除，惟為避免造成誤解，擬再於本文補充「就滿州斷層兩側的位移資料顯示，斷層上盤相對於下盤位移資料未有明顯的差異」，本敘述係引用自「台灣南部恆春半島地殼變形初步研究(2005)」。擬修改為附件02-007-05-C。

大梅溪斷層部分，本段內容已於第一回合審查附件02-004-05-A，將1991年之資訊刪除，惟為避免造成誤解，擬再修訂「80年中央地質調查所之活動斷層調查報告依據「台灣南部恆春半島地殼變形初步研究」(陳建良等，2005)，指出恆春斷層指出恆春半島上的 GPS 量測資料並未發現明顯的斷層活動現象」。擬修改為附件02-007-05-C。

(2)「台灣南部恆春半島地殼變形初步研究(2005)」針對恆春半島之 GPS 量測結果指出，「恆春半島上的 GPS 量測資料並未發現明顯的斷層活動現象」，據以推測近期之大地量測資料並未顯示大梅溪斷層有活動現象。且地調所最新公告之「台灣活動斷層分布圖」(民國110年)亦未顯示大梅溪斷層屬活動斷層。而滿州斷層依據前述參考文獻指出滿州斷層就 GPS 量測資料顯示未有明顯的斷層活動現象。

(3)地調所不定期公告更新活動斷層圖資，最近公告日期為110年12月。依據最新圖資，滿州斷層及大梅溪斷層皆非地調所公告之活動斷層。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、2；二、(一)、4

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**02-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B04、B08	二、(一)	2-17 、 2-29 、 2-84	結案

第一回合審查意見
有關除役計畫環境監測部分： 1.請確認二、(一)、4、(2)文中敘述是否正確。恆春地區近十年年平均氣溫約為25.7 ℃，月平均溫度以1月份(21.2 ℃)最低，7月份(29.1 ℃)最高。夏季月平均最高氣溫達35.7 ℃(6月份)；冬季月平均最低氣溫僅11.4 ℃(1月份)。 2.第2-28頁，有關環境輻射之空氣微粒監測部分，請補充說明空氣中放射性懸浮粒子之監測方式。另請補充MDA的英文縮寫全名，並說明表示意義。 3.106年於出水口站土壤測得Cs-137，來源為何？請說明。 4.第2-29頁，有關環境輻射之水樣氚分析部分，僅說明海水樣本測得氚活度濃度範圍，請補充說明其餘各類水樣(飲水、池水、河水、地下水及雨水)之氚分析結果。 5.第2-29頁，有關環境輻射之生物監測部分，請補充說明各類生物試樣之加馬能譜Cs-137分析結果與碘分析結果。
第一回合審查意見答復
1.經查證，冬季月平均最低氣溫11.4℃為誤植，擬修正為21.2℃，修訂結果如附件02-008-01-A。 2.空氣微粒監測方式為空氣中放射性懸浮粒子之監測，係以低流量抽氣取樣器連續取樣，監測空氣總貝他、加馬能譜及空氣碘分析。MDA為Minimum Detective Activity儀器最小可測量活度，已補充於報告中，修訂結果如附件02-008-02-A。 3.本項經查時間106年為誤植，應修訂為105年，修訂結果如附件02-008-03-A。105年於出水口站環境土樣測站曾測得Cs-137，其最高值為5.23 Bq/kg，遠低於調查基準740 Bq/kg，其餘均測得天然核種。核三廠外之土樣含有Cs-137核種，可能是受到過往部分國家進行密集大氣核爆落塵的影響。 4.經確認僅海水與定量雨水測得氚，擬增加:「定量雨水濃度範圍為<MDA ~ 2.35×101 Bq/L；其餘水樣氚分析均低於 MDA。」敘述，修訂結果如附件02-008-04-A。 5.經確認各類生物試樣分析結果均低於 MDA，擬增加「加馬能譜 Cs-137分析結果均低於MDA」敘述，修訂結果如附件02-008-05-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(一)4、二、(二)3；二、(二)3；二、(二)3
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**02-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

		S02、 B04、 B10、C01	二、(一)	2-13~17	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫廠區內地下水監測部分：

1.現有廠區之地下水監測站僅設有3站?請詳列其位置、海拔、監控區間、深度、構造等詳細資料及觀測資料，並儘可能提供監測儀器之結構及相關完整資料。至於表2-7所示，僅110年第一季有委外分析嗎?之前若有，其分析結果如何?

2.除廠區內非放射性事業廢棄物掩埋場之三口地下水井外，建議考量納入廠區或鄰近廠區之其他地下水井資料，例如每季環境輻射監測作業之地下水井GW301(核三大門口)及 GW302(大光國小)。地下水井之資料建議可包括地下水井之位置、深度、構造等相關資料及過去監測數據，以掌握更為詳細之地下水資訊。

3.第2-15頁，二(一)3.(2)A)，本小節提及「由於廠房區在開挖整地後高程為 15 m，...至高程 15 m。」，是否有建廠時相關紀錄佐證此說法。

4.第2-15頁所述發電設備廠區內無明顯自由地下水，因除役計畫所分析範圍應包含核三廠整個廠區之地下水資訊，而非僅限於局部之發電設備區域，請再澄清說明。

5.就過去及目前彙整蒐集之地下水文資訊，請說明未來除役計畫執行時相關工作，是否會對含水層造成擾動或影響，導致地下水流向或流速變化。

6.請說明除役期間，廠區內地下水井是否會因應不同作業階段，而有調整數量或監測頻率之規劃。

7.有關(5)地表逕流水放射性核種監測乙節，「敘明廠區下游緊急取水設施設有取樣站(如圖2-21，P228、P229兩站)，每季取樣一次監測乙次」，惟圖2-21為「核三廠地下水取樣站位置」，請確認圖2-21中 P228及 P229為地表水或地下水取樣站。

8.表2-6至表2-12水文相關資料，請統一列出最近十年資料。

9.有關3.水文(1)河川乙節，「依據106年~107年度之水質監測結果，龍潭橋(原龍鑾潭)測站之河川污染程度指數 RPI 介於2~3.8，屬輕度污染等級」，惟依據環保署河川污染指數(RPI)之定義，若2.0 ＜ RPI 值 ≦ 3.0為輕度污染，3.1 ＜ RPI 值 ≦ 6.0為中度度污染，請修正相關論述。

第一回合審查意見答復

1.擬提供監測水井構造圖，並於表2-7中加入110年第2季至第4季之監測數據，相關修改資料詳附件02-009-01-A。

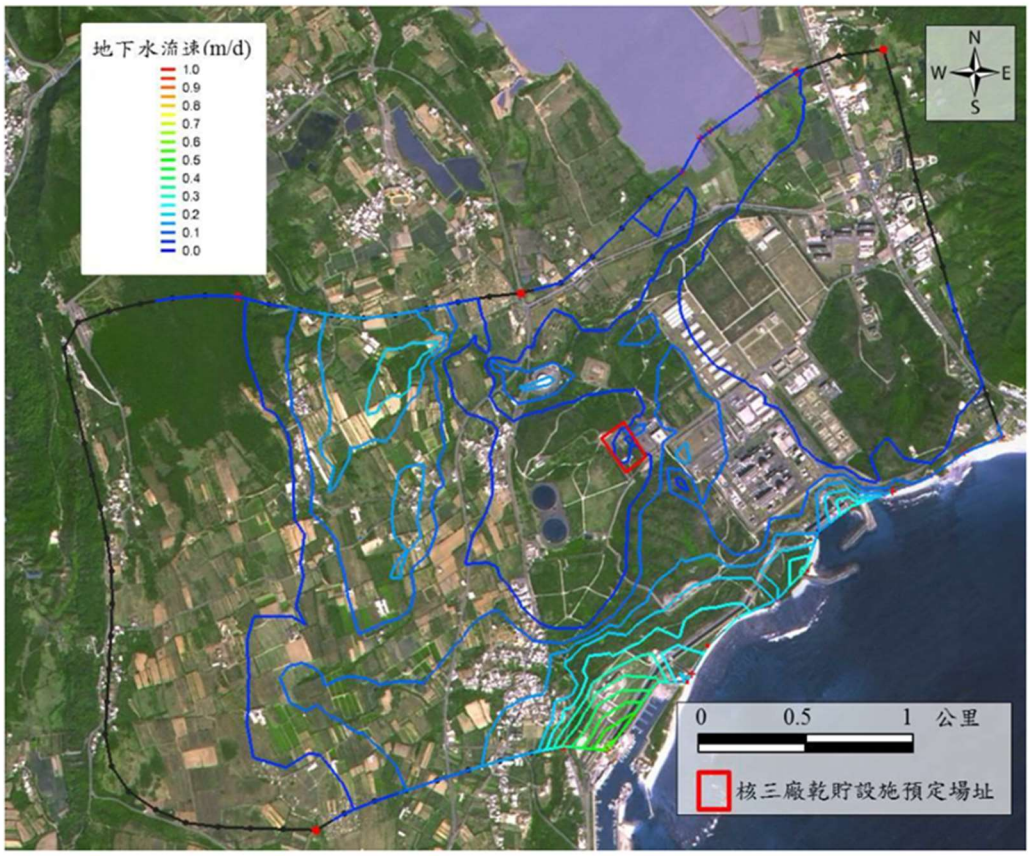
檢測儀器部分，本公司所委外之檢測公司使用之檢測方法與儀器皆有經過行政院環保署環檢所認證，不同檢測公司所使用之儀器不盡相同，考量除役期間長達25年，儀器亦有更換之可能(需經環檢所認證)，故監測儀器之完整資料擬不納入計畫中。

表2-7係因法規要求，故自110年第1季開始監測。過往監測為每年一次，但過往監測項目與目前法規要求項目不同，故未列出過去偵測項目。

2.地下水井 GW301(核三大門口)及 GW302(大光國小)位於廠界外均為鄰近居民所設，僅於每季取樣規劃商借取樣，故並無監測井相關結構資訊，另參考歷年監測數據，地下水監測結果均低於 MDA。

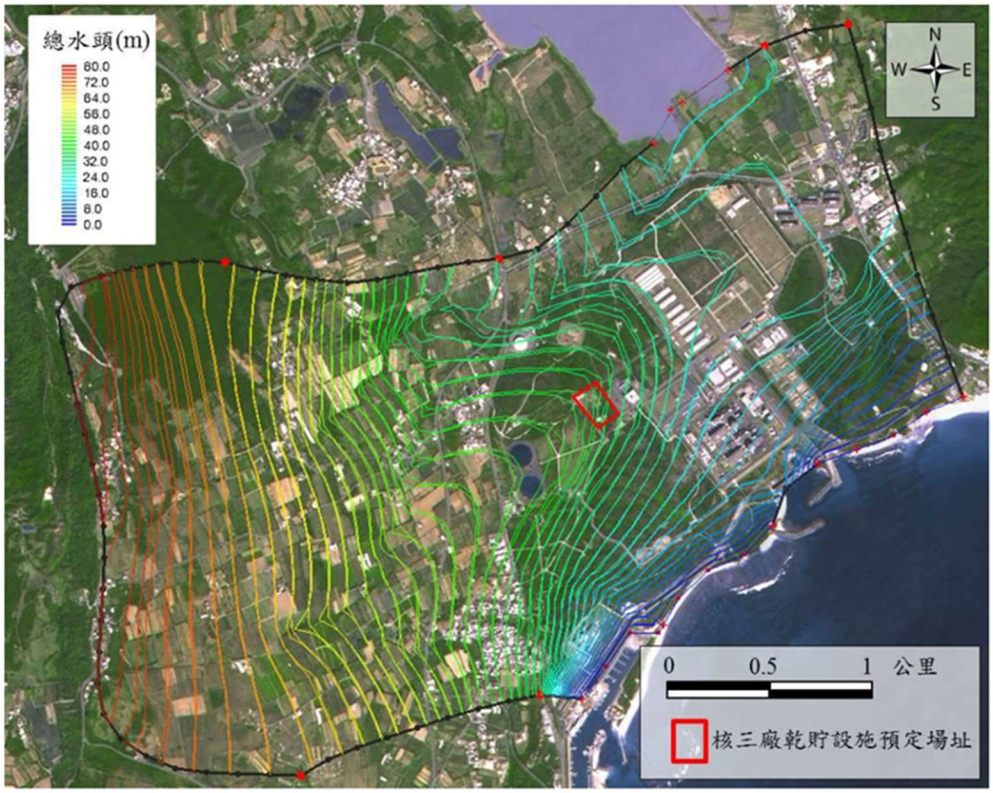
3.擬依據文獻[14]「核三廠終期安全分析報告」補充核三廠建廠開挖地質剖面供參考，詳附件02-009-03-A。

4.有關全廠區地下水流向及流速，澄清說明如下:「有關廠區地下水流向及流速的分析，則參考107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]所建置之核三廠乾貯設施預定場址的水文地質概念模型，地下水流動分析範圍約8 km^2，模型高程約介於 EL. 150 m 至 EL. -50 m，完成模型率定後的模擬地下水位分布如圖一 [31] 所示，預定場址內地下水水位高程主要由西北側往東南側遞減。地下水流速分布如圖二 [31] 所示，全區模擬範圍之平均流速為 4.5×10^{-8} m/s，最大流速可達 6.6×10^{-6} m/s。綜上所述，除可確保原廠房區在除役計畫執行期間不會影響地下水外，因未來乾式貯存設施放置於地表上，應不致對地下水含水層造成擾動或影響，故亦不會導致整個廠區地下水流向或流速產生變化。」



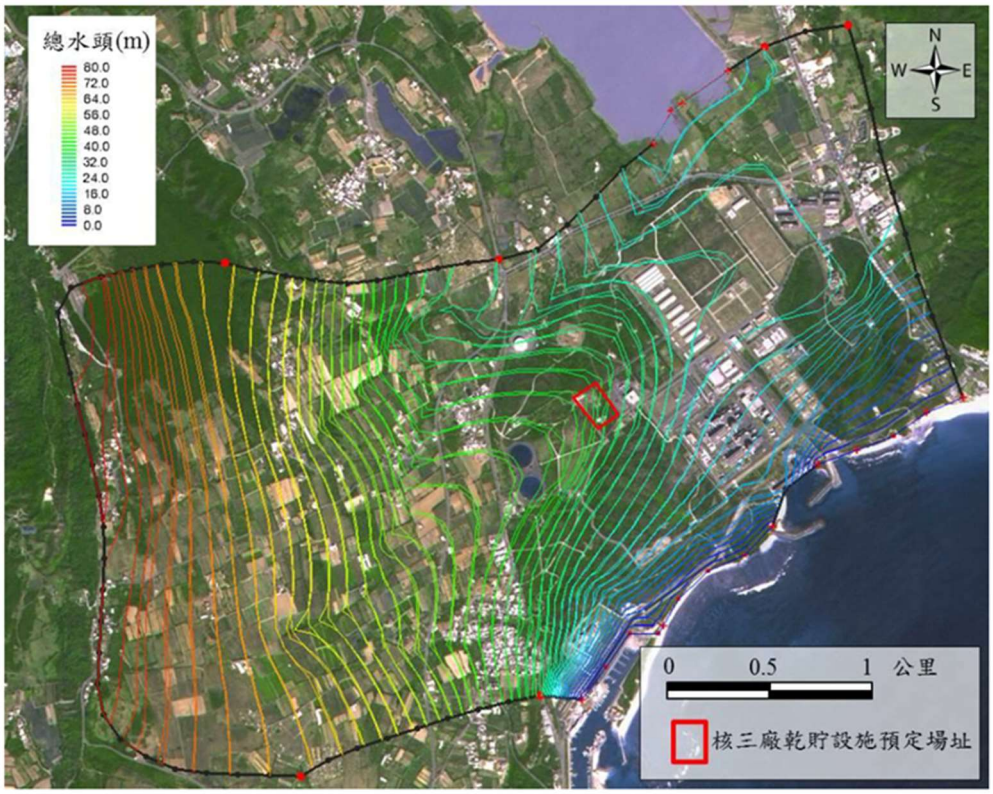
圖一 模擬範圍地下水流場分布圖 [31]

註:本報告模型設定僅考慮自然環境中地質材料的水文地質特性，模擬成果僅代表場址在無人為影響的前提下，其自然環境中流場狀況。



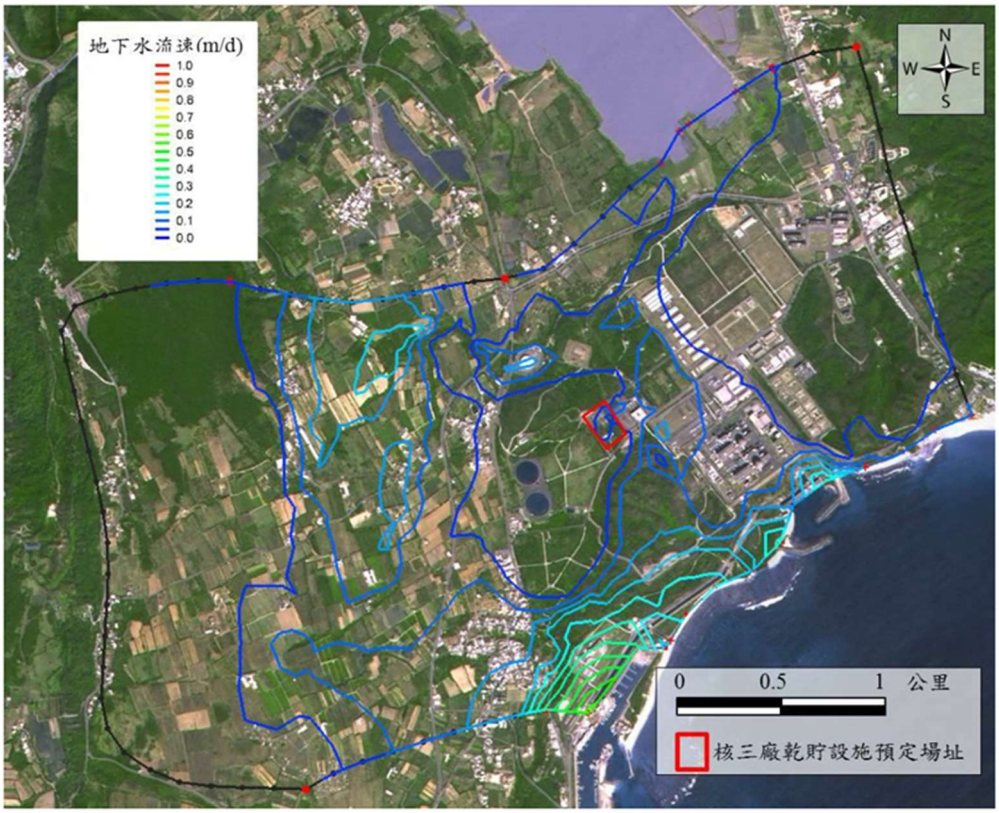
圖二 模擬範圍地下水流速分布圖 [31]

5.有關全廠區地下水流向及流速，澄清說明如下:「有關廠區地下水流向及流速的分析，則參考107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]所建置之核三廠乾貯設施預定場址的水文地質概念模型，地下水流動分析範圍約8 km^2，模型高程約介於 EL. 150 m 至 EL. -50 m，完成模型率定後的模擬地下水位分布如圖一 [31] 所示，預定場址內地下水水位高程主要由西北側往東南側遞減。地下水流速分布如圖二 [31] 所示，全區模擬範圍之平均流速為 4.5×10^{-8} m/s，最大流速可達 6.6×10^{-6} m/s。綜上所述，除可確保原廠房區在除役計畫執行期間不會影響地下水外，因未來乾式貯存設施放置於地表上，應不致對地下水含水層造成擾動或影響，故亦不會導致整個廠區地下水流向或流速產生變化。」。除役期間相關興建工程，即會依據法規規定進行地質鑽探與地下水評估等相關分析。



圖一 模擬範圍地下水流場分布圖 [31]

註:本報告模型設定僅考慮自然環境中地質材料的水文地質特性，模擬成果僅代表場址在無人為影響的前提下，其自然環境中流場狀況。



圖二 模擬範圍地下水流速分布圖 [31]

6.廠區內地下水井會持續依據法規規定執行監測，未來若有變更需求時，將另案向原能會申請變更。
7.查 P228及 P229為地表水取樣站，擬將圖2-21「核三廠地下水取樣站位置」修改為「核三廠地表逕流水取樣站位置」，修訂結果如附件02-009-07-A。
8.相關表單更新情形說明如下，修訂結果如附件02-009-08-A：
表2-6：擬依全國環境水質監測資訊網提供資訊更新資料。
表2-7：本表所述之檢測項目，係因法規要求，從110年第一季開始執行，因此無過去資料，擬補充至110年第4季。
表2-8：已提供最近10年資料。
表2-9：已提供最近10年資料。
表2-10：擬更新為最近10年資料。
表2-11：本表係引用參考文獻[19]「建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式完工報告」資料，主要表示水體已有海水成分，非屬長期監測項目。
表2-12：擬提供最近10年資料。
9.如前項意見，擬依全國環境水質監測資訊網提供資訊更新資料，相關河川污染的相關論述擬修正為:「依據行政院環保署全國環境水質監測資訊網，其彙整龍潭橋(原龍鑾潭)測站，101年~110年度之水質監測結果，如表2-6[33]所示，由結果可知龍潭橋(原龍鑾潭)測站之河川污染程度指數 RPI 介於1.5~4.3，屬未(稍)受污染至中度污染等級」，詳細修改詳附件02-009-09-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3；二、(一)3；圖2-21；表2-6；表2-7；表2-10；表2-12

第二回合審查意見

2.意見同02-006-7。
4.意見同02-006-11。
5.意見同02-006-3。
6.意見同02-006-7。
7.意見同02-006-7。
除以上第2、4、5、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.
(1)目前廠內各偵測井資料如下表，未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

地點	鑽孔編號	座標 N	座標 E	孔口高程(M)	鑽探深度(M)	設置時間(年月)	地下水位高程(M)	用途
非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW3	N21°57’45”	E 120°44’35”	12.47	約10	81.9	2.73	重金屬量測
非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW4	N120°44’40”	E 21°57’49”	12.11	約10	81.9	2.6	重金屬量測
非放射性事業廢棄物(垃圾)掩埋場	MW6	N21°57’46”	E 122°44’38”	12.04	20	93.1	2.1	重金屬量測
泵室(地表逕流水取樣點)	P228,P229	21.95708	120.7542	9.3	20.68	68.12	-2.64	氚活度量測

(2)環保署「地下水水質監測井設置作業原則」係為民國102年12月25日公布實施，經查廠內各偵測井皆為102年前設置，依據行政法不溯及既往原則，應無法規符合性問題。

(3)核三廠「放射性事業廢棄物掩埋場作業」程序書，6.4節，「廢水收集槽及監測井水質檢測與排放」說明" 監測井水質每季委託環保署合格代檢業檢測乙次 " 代檢業者之取樣方法皆符合環保署法規要求。

(4)核三廠將依據相關法規制定觀測井、監測井與取樣井之管理維護作業程序書，以落實相關設施維護保養，並適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(5)本公司於除役期間將加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。

4.

(1)核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水

防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

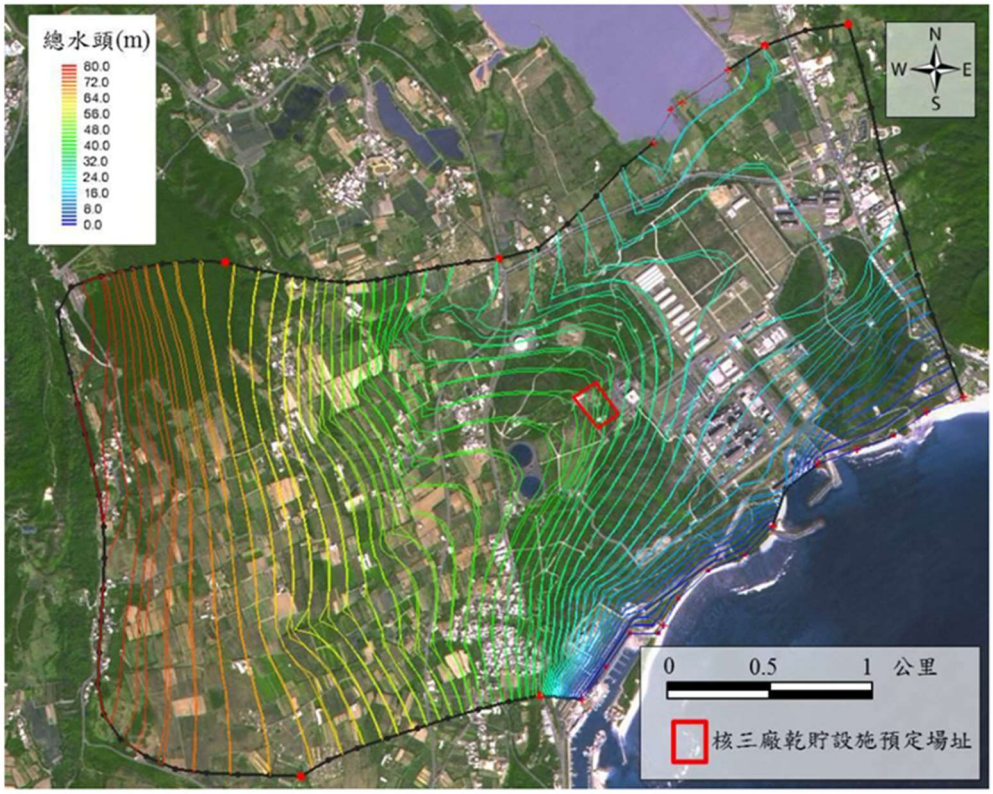
(2)核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場作業程序書，其廢水收集槽及監測井水質檢測與排放一節中，提到"監測井水質每季委託環保署合格代檢業檢測乙次"代檢業者之取樣方法皆符合環保署法規要求，故可確認地下水取樣井及取樣作業均能正常運作及執行。

5.

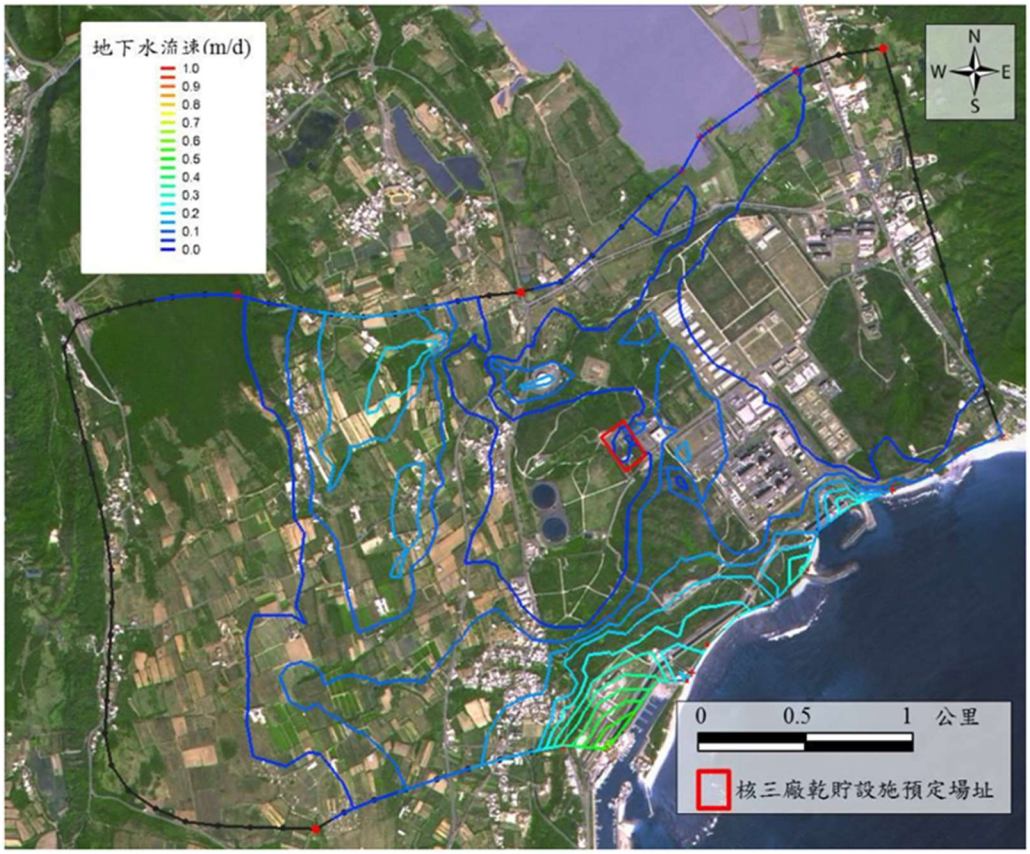
(1)依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]之水文地質概念模型建置，其流程可概分為訂定模擬範圍與邊界條件、水文地質單元分層、以及水文地質參數設定。模擬範圍與邊界條件設定的部分，主要依據周邊地形環境與水文條件進行設定。場址西側與北側邊界依山脊邊界設為零流量邊界，東北側邊界以龍鑾潭水庫為定水頭邊界；東側邊界依恆春斷層分布假設為零流量邊界；南側邊界分為兩個部分，一部分以海岸線為定水頭邊界，一部分因位於核三廠緊要海水泵室，考量該設施對地下水流有阻斷作用，因此設為零流量邊界。此外，模擬範圍內的兩條野溪無監測資料，而該兩條野溪為周圍農田長年排水渠道，故設為定水頭邊界。水文地質單元的分層，參考區域地質調查以及預定場址的地質調查與水力試驗成果。初步將模擬範圍內的地質材料依透水性分為3種水文地質單元。風化層、沖積層等地質材料較為鬆散，孔隙率較大，透水性較高，劃分為水文地質單元 HGU 1。夾雜石灰岩碎屑之沉積岩，以及含砂、礫之沉積岩，膠結程度較風化層、沖積層等地質材料高，透水性相對較低，劃分為水文地質單元 HGU 2。以泥岩為主的細顆粒地質材料，透水性相當低，劃分為水文地質單元 HGU 3。完成水文地質單元分層後，參考地形變化、地層分布、地質材料透水性變化、以及場址位置等因素，建置模型網格。經訂定模擬範圍與邊界條件、劃分水文地質單元、建置數值網格、以及設定相關水文地質參數後，即完成場址水文地質概念模型之建置。核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）[20]辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(2)依據107年「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」[31]，模擬地下水水位高程主要由西北側往東南側遞減如圖一，地下水流速分布如圖二所示，全區模擬範圍之平均流速為 4.5×10-8 m/s，最大流速可達 6.6×10-6 m/s。核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）[20]辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊

完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。



圖一、核三廠模擬地下水流場分布圖



圖二、模擬範圍地下水流速分布圖

(3)本公司於除役期間將加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。
6.答覆同02-009-02。
7.答覆同02-009-02。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2. 同02-006-07項。
4. 同02-006-07.(2)項。
5. 同02-006-03.(2)項。
6. 同02-006-07項。
7. 同02-006-07項。
除以上第2、4、5、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.遵照辦理。
4.遵照辦理。
5.遵照辦理。
6.遵照辦理。
7.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新。本項列入重要管制事項。

意見編號	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
02-010	S02、B10、B11、C01	一、(二)	2-23~36	結案

第一回合審查意見

有關除役計畫環境說明、人口統計部分：
1.人口統計僅列109年底之資料據以推算其人口成長率及結構，未能看出趨勢變化，請補充十年內數據說明。
2.第2-28頁，一、(二)、3.(3)，本小節提及「...落塵分析結果總活度濃度範圍為...」，請澄清此總活度濃度是否係指總加馬活度。

3.第2-29頁，一、(二)、3.(6)，本小節提及「...，僅106年於出水口站土壤測得Cs-137，...」，請澄清此處所指為“土壤”，還是“岸砂”。
4.由於核三廠位於通往墾丁交通要道旁，觀光人口於假日期間大增，較恆春常住人口還多，因此在人口分布及對於周邊道路之服務水準影響甚鉅，請補充說明。
5.台1線及台9線省道距離廠區過遠，是否有必要列入說明？
6.第2-2頁敘明西北端有開關場及氣渦輪機、十萬噸生水池等，惟第2-16頁敘明廠址內外之水工結構物包括50,000噸生水池2座及2,000噸生水池1座，其對生水池之敘述內容有差異，請澄清，並做適當修正。
7.「廠址人文環境說明」之「城鎮分布與環境說明」、「重要公共設施」與「主要交通」內之資料，若有引用其他資料者，請註明出處並請檢視資料來源是否過於老舊。

第一回合審查意見答復

1.恆春鎮、滿州鄉近10年來人口數及結構變化趨勢圖，已於圖2-27呈現。
2.此處總活度濃度即為總加馬活度。
3.出水口土壤測得 Cs-137應為105年。此處為「土壤」。修訂結果如附件02-010-03-A。
4.擬補充說明，發生核子事故時，假日觀光外來人口在未達需採取疏散干預基準時，即會要求遊客先行離開，以分散人流及車潮，修訂結果如附件02-010-04-A。
5.擬刪除台1線及台9線省道有關敘述，修訂結果如附件02-010-05-A。
6.擬將十萬噸生水池修改成5萬噸生水池2座，修訂結果如附件02-010-06-A。
7.經重新檢視資料後，擬修改行政中心內文(新增彰化銀行)與醫療設施之數據資料由106年更新至109年度，詳細修訂結果如附件02-010-07-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)；二、(二)3；二、(二)5；二、(二)6

第二回合審查意見

同意答復。

第二回合新增審查意見

意見編號	02-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、B04	二(一)、二(二)	2-3、2-23	結案

第二回合審查意見

1.落山風係恆春地區特有之氣候現象，請於除役計畫第二章(一)、4加入落山風相關的敘述及分析。
2.後壁湖遊艇港目前有定期航班至台東富岡港及蘭嶼開元港，請增加相關內容說明。
3.恆春機場目前雖然無定期航班，但仍屬重要交通設施，請增加相關內容敘述。

第二回合審查意見答復

1. 落山風相關敘述詳 Page 2-17，相關敘述如下”核三廠區地處台灣南部地區，常年多為炎熱高溫天候，在冬季受東北季風及中央山脈影響，轉為北風，沿著山脈邊緣南下，平均風力達每小時60 km，強度相當於輕度颱風，最大風速曾達到每小時115 km，達12級風，強度相當於中度颱風。”相關分析詳 Page 2-18，相關敘述如下”(4)風速及風向 恆春地區風向冬天以東北風為主，夏天以西南風為主，近十年平均月最大風速約13.4m/s(11月份)”。
2. 擬新增” 目前遊艇港有定期航班開往台東富岡港及蘭嶼開元港。”敘述，詳附件02-011-02-B。
3. 擬新增”(5)恆春機場 恆春五里亭機場位於台26公路往車城鄉方向馬路旁邊，因落山風因素使得飛機起降利用率極低，雖機場跑道與航廈等設施仍保留，惟目前已無航空公司開設定期航班。”敘述，詳附件02-011-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(二)6；二、(二)6

第三回合審查意見

2.後壁湖遊艇港增加之相關內容，無法與其前段內容相呼應。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.擬修訂內文為「核三廠出水渠道出水口旁建置有後壁湖漁港設施，可以疏運民眾旅客至枋寮漁港、東港漁港、高雄港、台東富岡港及蘭嶼開元港等地區。」修訂結果詳附件02-011-02-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)、6
審查總結回合意見
同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第三章　設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響
(已結案18項，共18項)

意見編號	03-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B09	第一節	3-1~3-2	結案

第一回合審查意見

有關廠址歷史評估方法簡介內容，請就以下問題提出補充說明：

1. 欲將廠址內區域分類為「受影響區」與「未受影響區」應先建立其判定基準。請說明核三廠「受影響區」與「未受影響區」的判定基準，該基準係以未建廠時環境背景值，還是運轉期間的調查基準或沒有固定值的儀器最低可測值，請澄清說明。
2. 藉由廠址歷史評估可瞭解放射性污染之殘留形態、區域範圍、介質、輻射種類及影響程度。但本章內容除區域範圍外並未說明其殘留形態、介質、輻射種類及影響程度。請增加說明以上各項，以提供資訊進行後續除役工作。例如：若有難測核種，須先建立量測能力，以獲得比例因數；影響程度則有助於土地分級(1、2、3級)參考。
3. 設施或廠址先期調查之作業內容包含「蒐集廠址內輻射狀態相關歷史資料與文件，並進一步藉由人員訪談確認資料的正確性」。請說明人員訪談執行方式，包含訪談對象挑選原則、受訪人數、透過訪談確認的重要資訊、訪談紀錄保存等。
4. 廠址歷史資料評析工作攸關最後判定結果，請說明資料評析方法(含評析人員組成及其資格要求、評析結果是否接受審查，審查人員的組成及其資格要求等)。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠廠址歷史評估係依據蒐集之歷史資料，以及先期調查、廠址考察之結果，將廠址內土地及建物劃分為「未受影響區」及「受影響區」。其中「未受影響區」定義為：無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域；「受影響區」定義則包含：運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域。本章範疇不涉及實務輻射偵測作業，僅針對廠址歷史資料進行受影響區判定，目前核三廠廠址與設施之特性調查及評估結果請參閱本計畫第四章，依據第四章第二、(二)節，輻射特性調查基準係依區域特性，參考核三廠「輻射防護計畫」第五編之地區管制劃分表，作為調查結果的比較基準。
2. 有關受影響區域放射性污染之殘留形態、介質、輻射種類及影響程度可參考第三、(二)節，曾發生之重大事件均會詳細描述事件造成之影響，

有關造成放射性污染型態與介質如裝填燃料池水、放射性碎屑、雨水排放渠道淤泥、非放射性事業廢棄物掩埋場土樣等；而輻射核種與其活度與直接輻射量測結果亦於該小節說明。有關核三廠除役後廠址內可能殘留之難測核種、土地分級方法論與相關流程，依據 MARSSIM 建議之量測偵檢程序，受輻射影響之分級應在實際停機後，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。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. 人員訪談選擇核三廠、核發處現任不同部門多位資深員工實際進行訪談，受訪人員工作資歷介於26年至41年，平均工作資歷約36.64年，訪談人員數目共計17人，訪談題目共計16題，訪談結果顯示大部份受訪人印象深刻輻射滲漏/外釋相關之重大事件為「事件1-裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件」與「事件3-核三廠廠區雨水排放渠道污染事件」，此部分與歷史資料評析結果一致。有關人員訪談紀錄經評估人員、審查人員與部門主管核定後，至少保存至設施除役作業完成為止。有關人員訪談執行情形擬增訂於除役計畫第一、(一)節，詳附件03-001-03-A。
4. 相關人員於審閱歷史資料時，應按實填寫紀錄表單，並經審查人員覆核、部門主管核定，相關說明如下：
   - ■ 與輻射安全相關之異常事件報告、大修經驗回饋報告、違規事件報告、注意改進事項報告、核能管制案件報告、備忘錄事件報告等事件分析結果紀錄，應填寫「輻射安全相關事件分析紀錄表」。
   - ■ 其他歷史資料分析結果，應填寫「廠址歷史評估調查-資料分析紀錄表」。
   - ■ 於必要時實施人員訪談，應填寫「廠址歷史評估調查-人員訪談紀錄表」。

   前述審查紀錄經本公司品保審查程序確認評估結果之正確性。有關本公司資料評析小組成員包含核三廠運轉組、保健物理組及核發處保健物理組同仁，成員背景與資歷有:於核三廠工作資歷10年以上且熟悉運轉及輻防業務同仁、參加本公司辦理之電廠除役相關訓練(如核二廠技轉自辦訓練)、赴美國橡樹嶺聯合大學參加 MARSSIM 訓練課程等，成員依據各自工作經驗與技術專業進行資料評析與審查覆核，均具備評析資格要求。

   本公司資料評析小組資格要求為曾參與過公司內或外與廠址歷史評估相關專業訓練課程(如核三廠除役計畫品保訓練、核二廠技轉自辦訓練、核三廠除役計畫訓練課程或 MARSSIM 返國座談會等)，以確保熟知除役計畫導則/審查導則、廠址歷史評估流程與 MARSSIM 精神。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)
第二回合審查意見
2. 第三、(二)節中僅說明曾發生之重大事件時的情況，但對於管制區以及其他歷史文件判定為造成影響的區域並無說明。請統整核三廠進行歷史評估後，放射性污染之殘留形態、區域範圍、介質、輻射種類及影響程度，並彙整至表3-16。 3. 訪談結果顯示大部分受訪人員印象深刻之重大事件為裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件，與核三廠廠區雨水排放渠道污染事件，請說明其他受訪人員所提事件為何及其處理方式？ 除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 已完成表3-16各區域放射性污染說明補充，詳附件03-001-02-B。 3. 經查訪談紀錄顯示，大部分受訪人員印象深刻之重大事件為裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件，與核三廠廠區雨水排放渠道污染事件，無其他重大事件。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表3-16
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**03-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B09、B12	第一節	3-1~3-3	結案
第一回合審查意見					
1. 請補充說明受檢文件及其檢視年份，是否完整涵蓋電廠運轉期間相關文件。 2. 核三廠廠址歷史評估係於核三廠運轉期間撰寫，請台電公司澄清於核三廠兩部機組運轉執照屆期後，提出更新廠址歷史評估報告之規劃及期程。 3. 本章未受影響區與受影響區之定義，與核一、二廠除役計畫不同，請澄清說明。另本章「受影響區」定義包含未被分類為「未受影響區」之區域，請說明核三廠依此原則劃分為受影響區之區域。 4. 第3-1頁說明執行廠址歷史評估(HSA)，參照國外電廠在除役規劃時，以初始(initial) HSA 報告配合執行廠址特性調查，在執行最終狀態輻射偵測時亦須有更新之 HSA 報告，第3-30~3-31頁，參考文獻並未列出核三				

廠廠址歷史評估(HSA)報告，故請將 HSA 報告納入。請說明核三廠廠址歷史評估(HSA)報告規劃的提交日期。

5. 依據 MARSSIM 廠址歷史評估主要有三個階段為確認候選場址、初期設施或廠址調查以及廠址訪查與檢查，請說明本章內容涵蓋 MARSSIM 廠址歷史評估之依據。
6. 第3-2頁說明採參考文獻[3]執行 HSA，請詳細說明該程序書之作業流程已妥適涵括收集、統整及評估相關資料與訪談人員等文件品質，包括符合 MARSSIM 指引要求資料品質評估(Data Quality Assessment，DQA)、資料品質目標(Data Quality Obejectives DQO)的做法。參考文獻[3]的版本日期為提交除役計畫前2個月，請說明第三章 HSA 執行時的版本、日期以及適切性。參考文獻[3]是核發處發行，請說明核三廠 HSA 執行的方式、參與人員以及遵循程序書的方式。

第一回合審查意見答復

1. 本章之受檢文件及其檢視年份逐項羅列於第五節參考文獻，每份受檢文件均自其最初始/源頭之報告年份蒐集，故已完整涵蓋電廠運轉期間相關文件。
2. 俟核三廠兩部機組執照屆期後，本公司依符合原作業程序檢討並更新110年1月1日至核三廠二號機運轉執照屆期日(114年5月17日)廠址歷史調查，提出評估結果與補充說明；此外，將於核三廠二號機運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告至大會。
3. 有關核一、二、三廠未受影響區與受影響區之定義整理如下表，有關未受影響區與受影響區之定義，核三廠與核一、二廠並無不同，本章僅調整判斷方法為較具體之表達方式，故有文字上呈現之差異。

電廠	未受影響區	受影響區
核一廠	無放射性污染可能性之區域，當作背景參考區。	未被分類為未受影響之區域，這些區域可能含有大於天然背景或輻射性落塵之殘餘放射性。
核二廠	無放射性污染可能性之區域，當作背景參考區。	未被分類為未受輻射影響之區域。
核三廠	無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域。	運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域，以及未被分類為「未受影響」之區域。

本章第一、(三)節提及「『受影響區』定義則包含：運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域，**以及未被分類為『未受影響』之區域。**」，此處「未

被分類為『未受影響』之區域」，目的為強調受影響區與未受影響區互不重複。

4. 俟核三廠兩部機組執照屆期後，本公司擬檢討並更新110年1月1日至核三廠二號機運轉執照屆期日(114年5月17日)之廠址歷史調查，提出評估結果與補充說明；此外，將於核三廠二號機運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告至大會。

   本章內容即為初始歷史評估結果，故參考文獻不再列出初始核三廠廠址歷史評估(HSA)報告，以避免造成混淆。

5. 本章依據MARSSIM第3.3至3.5小節所載，廠址歷史評估分為三個階段，分別為確認候選場址(Site Identification)、初期設施或廠址調查(Preliminary HSA Investigation)以及廠址訪查與檢查(Site Reconnaissance)，說明如下。

   - 確認候選廠址(Site Identification):本階段主要確認廠址基本資料，如核三廠設施概述及廠址環境說明，相關資訊可參閱除役計畫第二章。
   - 初期設施或廠址調查(Preliminary HSA Investigation):此階段主要蒐集與輻射作業相關歷史資料，以供初步分類為受影響區與未受影響區。作業內容包含：(a)透過審閱歷史資料，判斷可能之放射性污染源，並辨識廠址內可能殘留之輻射的特性；(b)蒐集廠址內輻射狀態相關歷史資料與文件，並進一步藉由人員訪談確認資料的正確性；(c)蒐集建物位置、設備圖面資訊，以利後續規劃輻射調查作業；(d)審閱並彙整前述歷史運轉紀錄。
   - 廠址訪查與檢查(Site Reconnaissance):本階段為廠址考察，調查人員實際走訪廠區進行現場調查作業，考證歷史資料所載之情形，並檢視事物變遷狀況，作為資料評析及後續規劃相關調查之參考。進行廠址考察前，須先審閱該考察區域的相關資料，如重大事件發生經過與原委、事件發生有放射性污染之區域與範圍、改正行動與整治成果等。此外，可依考察需求攜帶照相機或偵檢儀器等物品，照相機為提供人員記錄該考察區目前整復情形之圖像記錄工具，偵檢儀器為提供人員瞭解該考察區目前劑量率之量測工具；照相機或偵檢儀器應遵循設施的保安及輻防相關規定使用。

6. 本公司依據 MARSSIM 第2.3.1小節、第2-9頁所載之 DQO 精神，以執行核三廠廠址歷史資料評估作業；DQA 與 DQO 過程為使用一系列科學方法建立資料品質標準，並導出定性與定量的結果，以確保評估結果之正確性與證明其可信度。

   - HSA DQA＆DQO 決策目標與程序為：利用廠址歷史資料，初步將廠址初步分類為「受影響區」與「未受影響區」；DQO 之決策程序請參考第二段說明。
   - HSA DQA＆DQO 定性結果為：本章針對核三廠廠址進行「受影響區」與「未受影響區」之定性劃分。

- HSA DQA＆DQO 定量結果為：依據相關歷史資料，於除役計畫中將受影響區之範圍、形式、核種與活度等進行說明。
- HSA DQA＆DQO 數據型態為：因 HSA 結果不涉及輻射偵檢作業，初步輻射特性調查與量測結果數據請參考第四章。

核三廠廠址歷史調查之作業流程符合資料品質評估(DQA)與資料品質目標(DQO)之程序，參照 MARSSIM 附件 D 中圖 D.1，本章執行廠址歷史評估 DQA&DQO 程序說明如下。

- 問題陳述與決策定義:參照本章第3-1頁所載 HSA 調查目標與欲確認事項為(a)確定可能或已知來源之放射性污染與放射性物質、(b)確認對人員健康安全可能會造成危害，而需採取進一步行動之區域、(c)評估污染發生遷移之可能性、(d) 將廠址內區域初步分類為「受影響區」與「未受影響區」。
- 所需資訊:參照本章第3-2頁所載，本章評析方法透過審閱歷史資料，判斷可能之放射性污染源，因此將進行蒐集廠址內輻射狀態相關歷史資料與文件，並進一步藉由人員訪談確認資料的正確性；此外，蒐集建物位置、設備圖面資訊，必要時會實地進行廠址考察。所需之受檢歷史資料如本章第3-3頁所列共計16項文件。
- 範疇界定：核三廠廠址歷史調查決策範疇為核三廠廠區，並將廠址內土地及建物劃分為「未受影響區」及「受影響區」。
- 決策規則：「未受影響區」定義為無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域；「受影響區」定義則包含運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域，以及未被分類為「未受影響」之區域。
- 決策錯誤容許範圍: 本案因涉及人為評估判斷，為避免資料審閱判定錯誤，資料評估程序均明訂於核三廠廠址歷史資料評估作業程序書中，應填具相關紀錄表格並經紀錄者、審查者與部門主管審閱核定，如:與輻射安全相關之異常事件報告、大修經驗回饋報告、違規事件報告、注意改進事項報告、核能管制案件報告、備忘錄事件報告等事件分析結果紀錄填寫之事件分析紀錄表(本章表3-10至表3-15)、其他歷史資料分析結果則填寫廠址歷史評估調查-資料分析紀錄表、實施人員訪談填寫之廠址歷史評估調查-人員訪談紀錄表等。此外，前述資料經本公司品保審查程序，以確認評估結果之正確性。
- 評估結果:完成檢視核三廠歷史文件確認廠址可能污染的來源，並將結果統整於本章中，經評估廠址內外輻射監測結果符合法規要求，無人造核種對廠外環境造成影響，工作人員及一般民眾的劑量也符合法規標準，對人員健康沒有威脅，本章已經由廠址歷史評估的結果將廠區分類為受影響與未受影響的區域，此結果也提供給本計畫第四章執行輻射特性調查時規劃工作之參考。

另參考文獻[3]的最新版次為4，發行日期為110年5月10日，修訂理由係依據110年4月份原能會赴本公司進行「核三廠除役計畫先期整備作業第

4次專案查訪建議事項」辦理，修訂內容為於核發處負責權責新增「內文校潤與編定」，以符合實際執行情形。

核三廠HSA執行與遵循程序書的方式為填具程序書所載之相關歷史資料評估紀錄表格，並編寫「除役計畫第三章」與「核三廠廠址歷史資料評估報告」初稿，完成後送核發處進行審查、校潤與編定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.參考文獻所提檢視年份僅至109年止，而核三廠2號機運轉執照至114年屆期，故現行受檢年份應非屬完整涵蓋電廠運轉期間，請澄清。

2.同意答復，兩部機執照屆期後更新廠址歷史評估報告，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

3.

(1)未被分類為「未受影響區」之區域歸類為「受影響區」，係 MARSSIM 中的判定方式，然台電公司於本章中的判定方式與MARSSIM不盡相同，請再考量相關敘述之適切性。

(2)各廠未受影響區與受影響區之定義不同，請台電公司考量採取一致性之作法。

4.

(1)答復說明僅提出「運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告」，請依原審查意見說明「參照國外電廠在執行最終狀態輻射偵測時亦須有更新之HSA報告」之規劃做法。

(2)國外電廠 HSA 報告指出如在確認有新資訊，應修正或強化報告內容，俾使 HSA 報告為活態(living)之文件，故前述更新報告、視需要更新等報告與除役計畫第3章之關係，請提出澄清說明以及爾後更新之做法。

6.

(1)答復說明「HSA DQA&DQO 數據型態為：因 HSA 結果不涉及輻射偵檢作業」，但資料品質評估(DQA)與資料品質目標(DQO)應包括數據與非數據型式之資料，請澄清相關答復說明。

(2)請依原審查意見說明第三章HSA執行時的版本、日期以及適切性。

(3)請說明核三廠執行 HSA 而未建立該廠作業程序書，係遵循核發處程序書的適切性。

除以上第1、2、3、4、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.俟核三廠兩部機組執照屆期後，本公司依符合原作業程序更新110年1月1日至核三廠二號機運轉執照屆期日(114年5月17日)廠址歷史調查，提出評估結果與補充說明；此外，將於核三廠二號機運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告至大會。

2.遵照辦理。

3.經檢視 MARSSIM 定義，擬將未受影響區與受影響區定義調整摘述如下，另新增至報告本文，詳附件03-002-03-B。本次修訂僅為文字上調整，使其與核一、二廠論述一致，且不影響判定結果。

■未受影響區：無放射性污染可能性之區域，可當作背景參考區。

■受影響區：未被分類為未受輻射影響之區域。

4.核三廠將於運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告，以補充110年至核三廠二號機運轉執照屆期期間之廠址歷史評估，此更新報告涵蓋核三廠運轉期間之廠址資訊，可作為除役後輻射特性調查之先導資料。現階段已將核三廠曾發生重大事件之區域劃為受影響區，此等區域大部分位於輻射管制區內，亦是未來拆除工作主要執行的區域，因此現階段評估之受影響區應可涵蓋未來除役期間可能發生重大事件之區域，再依 MARSSIM 建議之流程，HSA 為輻射特性調查之先導作業，如頻繁更新 HSA 資訊，將影響輻射特性調查執行之順暢，因此依審查意見，核三廠如於除役期間因作業造成重大洩漏等事件，相關處理改善及整治紀錄將妥善保存，待最終狀態偵測之規劃階段，一併納入考量。

6.

(1)擬更正第一回合對應之答覆為「HSA DQA＆DQO 數據型態為：因資料品質評估(DQA)與資料品質目標(DQO)應包括數據與非數據型式之資料，本章包含歷史偵測數據及非數據形式之歷史資料，資料包含廠址歷史資料、資料分析紀錄表與人員訪談紀錄表等。」。

(2)核三廠廠址歷史資料評估作業程序書初版發行日期為107年6月22日，廠址歷史評估作業均遵循本程序書執行。

(3)廠址歷史評估作業係由核發處考量人力及地區限制委由核三廠執行，由核發處建立 HSA 程序書及督導相關作業執行，而核三廠則遵循前述程序書執行相關廠址歷史評估作業及撰寫報告，最後再由核發處審查、核對及內文校潤。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：一、(三)；四

第三回合審查意見

1及2

兩部機執照屆期後及特定時機更新廠址歷史評估報告，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

4.(1)及(2)

除了提出初始 HSA 報告，建立定期提出 HSA 更新報告之機制以掌握廠址資訊外，並在執行最終狀態輻射偵測時亦須有更新之 HSA 報告。

6. (1)、(2)及(3)

請依據 MARSSIM 手冊 Figure 3-2格式範例，比較並說明核三廠 HSA 報告章節及附錄之差異，以及未來更新該報告精進之方向。

依據 MARSSIM 手冊第3.9節應有兩位 HSA 報告審查人員確保該報告提出結論之適切性及保守性，且 HSA 報告應詳細記載此審查對報告之回饋，請說明目前做法之符合性及未來更新該報告之規劃作法。
除以上第1、2、4、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.及2.
遵照辦理(第二回合審查意見答復已抽換為遵照辦理)。
4.(1)及(2)
本公司將於核三廠運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告，以及於最終狀態輻射偵測前提出 HSA 更新資訊，另依據委員建議，本公司將建立定期更新 HSA 報告之機制，原則上除役期間每五年執行乙次廠址歷史評估，以除役計畫第三章之方法論及內容架構為基準，更新五年間之受檢文件，並審視新增事件是否變更受影響區範圍，爰依前述規劃，核三廠將於115年提送運轉執照屆期後之 HSA 更新報告、120年提送第一次五年更新報告、125年提送第二次五年更新報告、第三次五年更新報告擬與執行最終狀態輻射偵測前之更新報告合併於132年提送。另除役期間若有重大洩漏事件發生，相關處理改善及整治紀錄將妥善保存，擬於 HSA 程序書中納入檢核機制，於6個月內將該事件之相關資料文件進行檢視審閱並執行資料評析，評析結果予以紀錄，並於除役期間每五年執行乙次之廠址歷史評估作業時，將前述評析結果一併納入考量，以綜合判定受影響或未受影響之更新情況。
6. (1)、(2)及(3)
本公司除役計畫第三章格式均參照「核子反應器設施除役計畫導則」編撰，符合要求；有關 MARSSIM 手冊 Figure 3-2格式範例與本公司除役計畫與之符合性比較表格如下，經評估符合情形良好，惟項次4.1「物理特性」及4.2「環境背景」係撰寫在除役計畫第二章內容，未來核三廠提送之廠址歷史評估更新報告將納入前述章節，以精進廠址歷史評估內容。

MARSSIM 手冊 Figure 3-2與台電公司除役計畫符合性說明表

項次	MARSSIM 手冊 Figure 3-2	台電公司除役計畫符合性說明
1	專業用語、首字母縮略語與縮寫字	本公司為中文報告故不適用，另如有專業用語將於報告出現第一次詳加說明，例如第3-4頁提及「特殊安全設施(Engineered Safety Feature, ESF)」。
2	執行概述	第3-1頁第一段提及場址歷史評估的執行概述
3	場址歷史評估的目的	第3-1頁第二段提及場址歷史評估的目的

4.1	物理特性 包含:名稱、持有人/操作者姓名、住址、位置-街道名、城市名、縣市名、州名、地理座標、地形圖、地層圖等	除役計畫第二章表2-1基本資料、圖2-1地理位置圖、圖2-4地形圖、圖2-5至圖2-7地層圖。
4.2	環境背景 包含:地質、水文地質、水文、氣象	除役計畫第二章第二、(一)2.(1)節地質；第二、(一)3.節水文、第二、(一)4.節氣象。
5	場址歷史評估方法	除役計畫第三章第一節廠址歷史評估方法簡介
6	過去與現在的用途	除役計畫第三章第二節廠址運轉歷史
7	發現結果	除役計畫第三章第三節曾發生之重大事件及其影響
8	結論	除役計畫第三章第四節結論
9	參考文獻	除役計畫第三章第五節參考文獻
10	附錄(概念模式與顯示分類的場址圖、文件清單等)	除役計畫第三章圖3-14、圖3-15；除役計畫第三章第一、(四)節受檢文件。

依據「DNBM-D2-3.2-T 核三廠除役許可申請及除役作業規劃文件審查管制作業程序書」，除役計畫第三章由執行單位完成後，分送至相關會審單位/部門進行審查，各會審單位/部門將進行審查並提出審查意見與回饋，再由執行單位依據意見進行回復澄清與報告修訂，此部分符合MARSSIM手冊第3.9節提及「HSA 報告應詳細記載此審查對報告之回饋」之品質管制精神。另本報告有2個會審單位，各單位審查人員提出之意見均經其部門主管、單位副主管覆核與核准，此部分符合 MARSSIM 手冊第3.9節提及「應有兩位HSA 報告審查人員確保該報告提出結論之適切性及保守性」之品質管制精神。

有關本公司於核三廠運轉執照屆期後一年內提送廠址歷史評估更新報告，依據 MARSSIM 手冊第3.9節增訂審查機制，說明如下：
(1)建立本公司廠址歷史評估獨立審查小組人員資料庫，該審查人員曾參與

國內外廠址歷史評估訓練課程，並具備以下其中之一資格：
a.具有廠址歷史評估經驗
b.具有廠址歷史評估報告審查經驗
(2)廠址歷史評估更新報告由執行單位完成後，依據品保程序進行審查作業，將由前述符合資格之人員資料庫中選取至少2名審查人員，審查人員不參與報告編撰，以確保審查之獨立性，審查人員將檢視 HSA 資料，以確保品保程序之一致性與正確性，亦將針對廠址歷史評估更新報告內容提出獨立評估意見，最後取得內部一致性，確保 HSA 報告符合廠址現況。
另依 MARSSIM 手冊第3.9節，第一位審查者執行 QC 機制一致性的審查，第二位審查者則應對 HSA 報告提出獨立的評估意見，經查詢數份國外 HSA 報告，Crystal River 3電廠係委外執行廠址歷史評估，其兩位報告審查人員皆同屬該受委託單位。而因審查人員資訊並非皆於 HSA 報告內容中呈現，故本公司另諮詢 EPRI 之國際除役專家，EPRI 說明針對 HSA reviewer 並無限定資格，HSA 審查亦沒有標準做法，大多數情況是以具相關經驗之人員來執行審查工作，並且符合該單位的品保計畫即可。綜上，以本公司目前規劃之作法，文件檢視/報告撰寫、審查作業皆由台電公司執行，但由內部不同單位及人員分別辦理報告撰寫及審查作業，已符合 MARSSIM 之建議及精神，並且與國外 Crystal River 3電廠作法一致，相關審查及品保程序也將依「核能電廠除役品質保證方案」辦理，以符合本公司之品保計畫。本公司將依審查意見持續蒐集業界作法並適時檢討 HSA 報告審查方式。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

1.、2.、6.同意答復。
4.兩部機執照屆期後適時更新廠址歷史評估報告，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

意見編號	03-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、B06、B09、B12	第二節	3-5~3-6	結案

第一回合審查意見

有關本節所提反應器運轉歷史，請就以下問題提出補充說明：
1. 有關核三廠兩部機燃料棒破損紀錄，請說明：
   (1) 放射性物質外釋途徑以及相關系統設備或廠房是否皆已列入「受影響區」。
   (2) 破損燃料目前貯存情形，以及未來除役作業上與完整燃料有何不同？

(3) 有關核三廠一、二號機皆曾發生過燃料破損，然未提及燃料棒破損後洩漏之放射性物質的流向，以及電廠處置與機組運轉後洩漏之放射性物質，是否仍會造成機組組件或者管路內部表面污染增加，而影響將來除役作業的進行，請補充說明。

(4) 報告中提及核三廠1、2號機各有五週期曾發生燃料破損事件，請說明是否對這十次事件總結對後續除役影響進行評估？

2. 有關核三廠地下管線資料庫，請說明：

(1) 圖3-2至圖3-13不甚清楚，請提供較清楚的圖。

(2) 第3-6頁，「核三廠地下管線擬俟核三廠運轉執照屆期後，依主管機關核定之特性調查計畫內容進行全面偵測」。請台電公司說明本項追蹤管控機制。

(3) 第3-6頁，「核三廠地下管線資料庫如圖3-2至圖3-13所示」。從圖3-2至圖3-13，得知核三廠地下管線分為四區，請說明如何區分。

第一回合審查意見答復

1.答復說明如下：

(1)本章已將放射性廢氣外釋以及相關系統設備或廠房對於全核三廠廠區之影響納入考量，依據核三廠廠區內監測區各項輻射監測顯示，直接輻射度量、空氣、草樣、水樣、土樣與地下水之取樣分析結果均低於調查基準，且在正常變動範圍內，並無異常情形，顯示放射性廢氣排放造成廠區環境影響極低，故判定為未受影響區。有關燃料棒破損影響之系統設備或廠房(如:爐水淨化系統、通風系統、相關管路等)，均屬輻射管制區，依據其建置目的均列為受影響區。

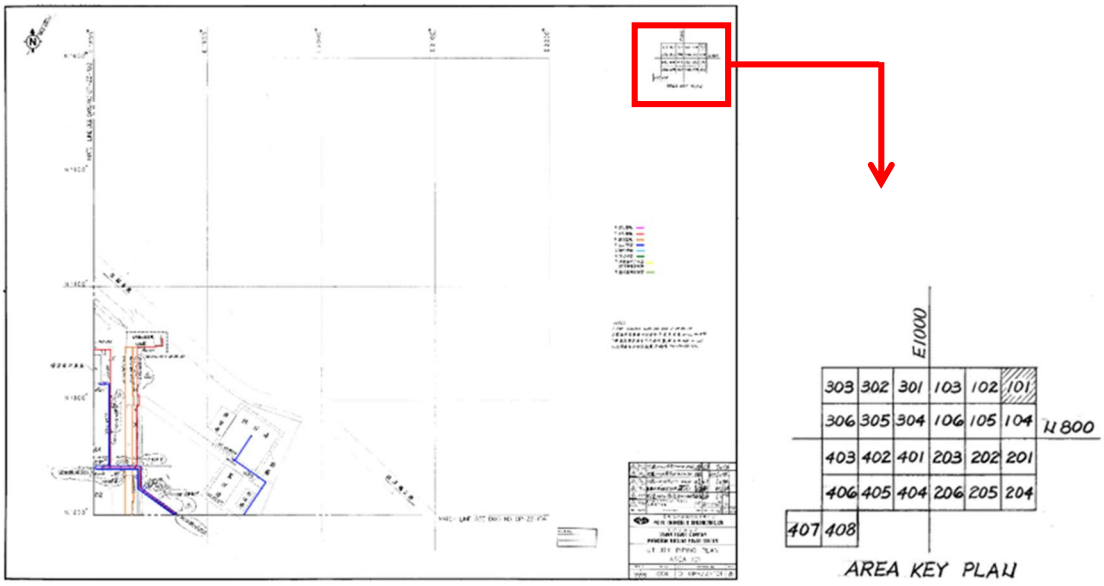
(2)破損燃料目前貯存於用過燃料池，破損燃料棒已抽離並存放於受損燃料罐。除役作業會將所有用過燃料移至乾貯系統，進行乾貯前會依相關法規要求進行用過燃料完整性評估，評估歸類為破損燃料包括前述之受損燃料罐，會先放置於乾貯的受損燃料罐後，再放入乾貯筒內貯存。

(3)爐心燃料棒發生破損，洩漏至反應爐冷卻系統的放射性分裂產物，水溶性產物由爐水淨化系統處理，氣體產物排(逸)至放射性廢氣系統處理。爐心燃料若有破損會使輻射背景些微升高，但不致使管路組件及其內表面污染明顯增加。管路組件及其內表面輻射來源，主要是腐蝕產物與水中雜質經爐心中子照射活化，然後附著於其上形成，因此與相關系統管路及組件材質及爐心水質控制息息相關。爐心燃料破損造成的輻射背景升高，一般在1~2個週期後可降至正常標準，故不至於影響除役作業的進行。

(4)核三廠一、二號機雖各有五週期發生燃料破損事件，但破損數量少及破口皆屬微小，在運轉期間即藉由過濾淨化和除礦系統進行處理控制，對於輻射背景影響不大。如(3)所述相關系統主要輻射來源與燃料破損關聯不大，且近年兩部機爐心燃料皆維持零破損，故不至於影響除役作業的進行。

2.答復說明如下：

(1) 圖3-2至圖3-13之地下管線圖，係為「原高解析度地下管線圖」進行後製處理(去除保安資訊)之轉貼圖檔，故圖3-2至圖3-13呈現之圖片解析度略低，但仍不影響地下管線位置之判讀；本公司擬依據審查意見再改善圖片解析度，並以一頁一張地下管線圖放大呈現之，詳附件03-003-02-A。
(2) 有關除役計畫內之相關承諾事項，本公司將於除役計畫審結時一併清查，並將其列為自主管制事項，將建立管控平台定期追蹤辦理情形，並將辦理情形定期陳報予原能會；經檢討擬補充說明其執行時機，故調整內文為「核三廠地下管線擬於除役期間納入輻射特性調查計畫，並於適當時機依主管機關核定之特性調查計畫內容進行全面偵測」，詳附件03-003-02-A。
(3) 請參考地下管線圖面右上角圖示(截圖放大如下)，廠區依據四個象限分為四個區域，故本章依據此四區與圖面編號依序呈現地下管線圖；第一區為圖面編號101-106、第二區為圖面編號201-206、第三區為圖面編號301-306、第四區為圖面編號401-408。



本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖3-2~圖3-13

第二回合審查意見

1.
(1)答復「直接輻射度量、空氣...，顯示放射性廢氣排放造成廠區環境影響極低，故判定為未受影響區」，此段敘述涉及未受影響區之定義或判定，建議依RAI 03-002確認未受影響區與受影響區之定義後，視需要修訂答復內容。
除以上第1.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.

(1)依據 RAI 03-002審查意見確認未受影響區與受影響區之定義後，擬修正本題第一回合對應答覆如下： 「有關燃料棒破損影響之系統設備(如:爐水淨化系統、通風系統、相關管路等)與廠房(如: 圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房等)，均屬輻射管制區，依據其建置目的均列為受影響區。」
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**03-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03	第二、(二)節	3-6~3-8	結案
第一回合審查意見					
有關本節所提輻射安全管理現況，請就以下問題提出補充說明： 1. 本節將管制區都劃定為受影響區，但未說明監測區的判定結果，請補充說明。 2. 本節將出水渠道判定為受影響區，請說明放射性廢氣排放口的下風處是否也應該判定為受影響區。 3. 本節採用監測區調查基準及計測儀器之最低可量測值，作為是否受輻射影響的判定基準，請先建立核三廠「受影響區」與「未受影響區」的判定基準，並根據此基準重新判定。					
第一回合審查意見答復					
1. 有關監測區判定結果，已納入本章之中，依據第三、(二)節曾發生之重大事件及其影響區域，判定為受影響區域之監測區域有: 廢料廠房鄰近部分道路(圖3-15、編號14)、E暫存庫、儀控組辦公室前方花圃、一號機圍阻體設備通道及一號機燃料廠房之附近道路路面(圖3-15、編號12)、二號機核機冷卻水廠房附近道路及一號機燃料廠房前停車區道路(圖3-15、編號13)；依據其建置用途與考量核三廠放射性廢水排放經由出水渠道排入大海，將位於監測區之出水渠道列為受影響區(參閱第3-7頁)。 2. 依據核三廠近5年氣象風花圖(除役計畫第10章圖10-1)顯示東北風頻率高，下風處為南灣海域；而本章已將放射性廢氣排放對於全核三廠廠區之影響納入考量，依據核三廠廠區內監測區各項輻射監測顯示，直接輻射度量、空氣、草樣、水樣、土樣與地下水之取樣分析結果均低於調查基準，且在正常變動範圍內，並無異常情形，顯示放射性廢氣排放造成廠區環境影響極低，故判定為未受影響區。 3. 本章核三廠「受影響區」與「未受影響區」的判定基準係依據廠址歷史					

資料內容所載，如無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域，即判定為未受影響區；如為運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域，則判定為受影響區。本章範疇不涉及實務輻射偵測作業，僅針對廠址歷史資料進行受影響區判定，有關核三廠廠址與設施之特性調查及評估結果請參閱本計畫第四章。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2. 依據審查意見03-001的答復，「未受影響區」定義為無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域；「受影響區」定義則包含運轉期間之輻射管制區、歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域、人員訪談推斷其有可能受影響區域。由此可見，只要有影響不能因為其低於調查基準或環境影響極低，而將下風處判定為未受影響區。調查基準不適合做為判斷是否受輻射影響之判定基準。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2. 依審查意見，調查基準不適合做為判斷是否受輻射影響之判定基準，擬修訂第一回合答覆論述如下:

「依據核三廠近5年核三廠廠區內監測區各項輻射監測顯示，草樣、水樣與土樣之試樣之人工核種分析結果小於計測設備的最低可測值；另依據核三廠除役計畫第四章監測結果可得知，核三廠廢氣排放下風處之水樣與土樣試樣之人工核種分析結果小於計測設備的最低可測值，且直接輻射監測劑量率為背景變動範圍，故據此將廢氣排放下風處判定為未受影響區。」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2

(1)只要存在背景中沒有的放射性核種，該地區就應被列為受影響區，不適合用低於最低可測值來判定。

(2)每套計測設備或偵檢系統的最低可測濃度並不相同，應該說明最低可測值的確切數值是多少。

(3)根據 MARSSIM 手冊2.2節 p.2-5，可能被判定為第2級地區包括釋放點下風處。下面為原文之節錄(MARSSIM p.2-5)

"Examples of areas that might be classified as Class 2 for the final status survey include: 1) locations where radioactive materials were present in an unsealed

form, 2) potentially contaminated transport routes, 3) areas downwind from stack release points, 4) upper walls and ceilings of buildings or rooms subjected to airborne radioactivity, 5) areas handling low concentrations of radioactive materials, and 6) areas on the perimeter of former contamination control areas."
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2
(1)
提出實際量測結果「相關試樣分析結果小於最低可測值」，係為輔助證明該區域未測得與電廠營運相關之人工核種，以支持未受影響之判定。
(2)
檢附近5年核三廠廠區監測區草樣、水樣與土樣核種分析計測設備的最低可測值，如附件03-004-02-C。
(3)
感謝委員建議，本公司執行核三廠 HSA 評估，審視歷年有關氣體外釋之相關事件，並記錄於本章之「核三廠雨水排放渠道出口水樣氚濃度偏高」事件中，並將事件影響範圍之雨水排放渠道列入受影響區。而例行運轉產生之氣體排放，亦有納入評估，惟考量歷年廠區及環境輻射監測結果顯示，皆在正常變動範圍內，並無異常情形，且依據本計畫第四章針對全廠區之輻射特性調查，下風處之土樣係經環境級實驗室進行分析，亦未測得人工核種，為進一步確認，本公司針對核三廠下風處之土地，採用 MARSSIM 建議之統計方式，補充取樣分析之點數共15點(表土及次表土共30個樣品)，經環境級實驗室分析之結果亦均未測得與電廠營運相關之人工核種，故經研判不將下風處列為受影響區。
另本公司執行 HSA 評估除了參考 MARSSIM 提供之建議指引，亦參考國外數座電廠之實務做法(包含 Big Rock Point、Connecticut Yankee、Main Yankee、SAXTON、TMI、Trojan、Zion)，多數電廠於廠址歷史評估過程中，主要將各重大事件造成之洩漏影響納入考量，例如液體洩漏或氣體洩漏/外釋等，並未將下風處列為受影響區。
另參考MARSSIM第1.3小節內文，MARSSIM提供之指引為建議，故各電廠可依據其特性與實務考量保有參採之彈性，綜上原因，將下風處判定為未受影響區。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

	03-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S05、C04、B02、B07	第二、(二)節	3-6~3-8	結案

第一回合審查意見

有關本節所提放射性廢氣、液排放管制與劑量評估及廠區輻射監測部分，請就以下問題提出補充說明：

1. 報告提及廢氣、廢液(含氚核種)之排放活度變動範圍，均在設計限值之1/100以下，請說明設計限值之設置標準，並比較國際相類似核電廠機組之設計限值。
2. 本節敘明重大事件經整復後，均整復良好且無放射性污染，未影響廠外環境與民眾之輻射安全。請澄清「均整復良好且無放射性污染」之適切性。
3. 核三廠每年均依原能會制訂之「環境輻射偵測規範」規定、參考美國核管會之相關法規，請補充參考美國法規之英文原文報告與編號，並納入參考文獻。
4. 本節敘明「依核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告結論指出，目前核三廠發電設備廠區內無地下水存在。依據歷年核三廠環境輻射監測報告得知，本廠環境地下水之氚及加馬核種觀測結果」，請澄清核能三廠廠區是否地下水存在，若無地下水，本文地下水監測是指何處。
5. 請說明核三廠除役期間是否持續監測地下水放射性含量。

第一回合審查意見答復

1. 依據《核能電廠環境輻射劑量設計規範》，放射性氣體排放造成廠界任一民眾有效劑量不超過 50微西弗/年/機組；放射性廢水排放造成任一民眾有效劑量不超過 30微西弗/年/機組。美國核能電廠依據10CFR50 APPENDIX I，放射性氣體與廢水排放設計限值與前述《核能電廠環境輻射劑量設計規範》一致。
2. 經評估及重新檢視全文後擬刪除「無放射性污染」相關文字，詳附件03-005-02-A。
3. 參考美國核管會之相關法規為 REGULATORY GUIDE 4.1 (Radiological Environmental Monitoring For Nuclear Power Plants)、NUREG1301(Offsite Dose Calculation Manual Guidance: Standard Radiological Effluent Controls for Pressurized Water Reactors)，擬依據審查意見新增至參考文獻之中，詳附件03-005-03-A。
4. 經檢討擬將「核三廠發電設備廠區無地下水存在」，修訂為「核三廠發電設備廠區因建廠階段開挖整地已將大部分含水的覆蓋層挖除而出露泥岩，故核三廠發電設備廠區無含水的覆蓋層。」；另擬於文中新增廠區監測區地下水監測論述，新增「監測區目前執行35000公秉油槽、掩埋場四周及低放射性廢棄物貯存庫周圍地下水取樣分析，由監測結果顯示並未測得人工加馬核種及氚核種。」，詳附件03-005-04-A。
5. 依原能會105年11月29日會核字第1050016327號函核准之「核三廠地下

水防護方案」監測規劃，及「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」結論指出，目前發電設備廠區內無地下水存在，故未執行發電設備廠區地下水監測，而於發電設備廠區外之監測區，以及核三廠周圍環境地下水，皆持續進行監測；監測區目前執行35000公秉油槽、掩埋場四周及低放射性廢棄物貯存庫周圍地下水取樣分析，由監測結果顯示並未測得人工加馬核種及氚核種；環境地下水監測站則位於核三廠大門口(電廠北北東方1-2公里)，為廠區地下水的上游，以及大光國小(電廠西南西方1-2公里)，為廠區地下水的下游，多年來取樣分析均未測得電廠相關之人工核種，顯示核三廠環境與廠區地下水均未受電廠營運之影響。未來於除役期間，本公司亦持續進行核三廠地下水監測作業，以確保除役作業不對外界環境造成輻射影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(二)3；二、(二)4；三、(二)2；三、(二)3；三、(二)4；三、(二)6；四；五

第二回合審查意見

1. 本次答復已提出美國核能電廠之設計限值，建議再比較國際相類似核電廠機組之設計限值，以利審查。
4. 此項併入03-005-5，請依該項審查意見辦理。
5. 答復顯示「有關發電設備廠區外之監測區，以及核三廠周圍環境地下水，皆持續進行監測；監測區目前執行35000公秉油槽、掩埋場四周及低放射性廢棄物貯存庫周圍地下水取樣分析」，請參考02-006-3及02-006-7之意見，澄清：
   (1)核三廠與水文地質相關之觀測井、監測井與取樣井等其數量與國際除役核能電廠相比較，請說明地下水傳輸模式計算能否適切地反映廠區現況？
   (2)另依核三廠觀測井、監測井與取樣井之管理維護作業情形與紀錄資料，確認地下水取樣井仍能正常運作且具有代表性。
   (3)除役期間應加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料，本項列入重要管制事項。

除以上第1、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 歐盟國家核電廠排放作業主要遵循IAEA指引，公眾劑量限度為每年1毫西弗。而劑量約束則各國不同，以瑞典而言，該國制定關鍵群體每年體內及體外劑量之總和不得超過0.1毫西弗，而英國的劑量約束僅適用於有效劑量，為每年0.3毫西弗。以西班牙而言，廢水排放造成廠界外非限制區域任一民眾有效劑量不得超過5毫西弗/年，廢氣之惰性氣體排放造成廠界外非限制區域任一民眾有效劑量不得超過5毫西弗/年，碘-131、氚及其他微粒型式廢氣造成之有效劑量亦不得超過5毫西弗/年。
4. 依審查意見將此項併入03-005-5進行答覆。

5. 答覆如下:

(1) 核三廠目前係依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）辦理地下水監測相關作業。未來擬持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，加以研析，俾提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

(2) 核三廠程序書141.08 「非放射性事業廢棄物掩埋場作業程序」之6.4節「廢水收集槽及監測井水質檢測與排放」，其中之6.4.1有提到「監測井水質每季委託環保署合格代檢業檢測乙次」，代檢業者之取樣方法皆符合環保署法規要求。

(3) 本公司於除役期間將加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

5.核三廠地下水井(含觀測井、監測井與取樣井)應建立管理維護作業程序，並請評估有效壽命及功能完整性。除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新地下水水文地質資料。本項列入重要管制事項。
除以上第5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

5.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**03-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05	第二、(四)節	3-9~3-11	結案

第一回合審查意見

核三廠一、二號機用過核子燃料池原設計貯存容量為746束燃料...最後決定採用「具中子毒素的高密度燃料貯存架」來替代現有之貯存架，使每部機

組之儲存容量擴充至2160單元，以符合核三廠40年運轉之需求。請就以下問題提出補充說明：

1. 請說明「替代現有之貯存架」是否為「原設計之貯存架」？請重新清楚描述本段內容。
2. 「原設計貯存容量為746束」與「儲存容量擴充至2160單元」,「束」與「單元」是否有區別？請統一單位。
3. 本節所提「具中子毒素的高密度燃料貯存架」與「燃料儲存架中子毒素板」,請澄清中子毒素是否為中子吸收材料。

第一回合審查意見答復

本項3小題均依據審查意見修訂，修訂為：「核三廠一、二號機用過核子燃料池原設計貯存容量為746束燃料...最後決定採用「具中子吸收材料的高密度燃料貯存架」來替代原設計之貯存架，使每部機組之儲存容量擴充至2160束燃料，以符合核三廠40年運轉之需求...另有關燃料儲存架中子吸收材料板中子吸收能力測定之 Blackness Test。」，並回饋至報告內文詳附件03-006-01-A；其中，「替代現有之貯存架」即為「原設計之貯存架」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(四)

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**03-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04、B06	第二、(四)節	3-9~3-11	結案

第一回合審查意見

本節所提核三廠運轉第25燃料週期末及運轉40年之用過核燃料數量，並說明用過核子燃料可能之放射性核種及總活度，請就下列問題提出補充說明。

1. 本節提及至運轉第25燃料週期末為止之用過燃料數量，並說明兩部機組運轉40年將產生3,850束用過燃料，請補充說明計算過程。
2. 核三廠一、二號機用過燃料之主要放射性核種與總活度，請補充說明活度估算方法及依據。
3. 有關核三廠一、二號機用過核子燃料主要放射性核種總活度與可能之放射性核種，其中活度主要貢獻者為 Cs-137，佔了約43.75 %的活度比例，請說明評估依據，並比較國際相類似核電廠機組之主要核種。

第一回合審查意見答復

1. 有關3,850束用過燃料的計算過程，說明如下:
   核三廠運轉第25燃料週期末是指尚未進入大修，週期25的燃料仍在爐心

內，此時一、二號機用過燃料池分別貯存1,516束及1,528束燃料。而核三廠運轉40年，一、二號機將分別運轉至週期28及週期29，往後以每部機每週期將退出70束燃料至用過燃料池估算，故一、二號機用過燃料池將分別增加210束燃料(週期25、26及27)及280束燃料(週期25、26、27及28)，再加上兩部機最後一個週期全爐心各157束燃料，合計為3,848束燃料，本報告四捨五入至十位數，以3,850束為代表數值。

2. 此次計算為早期委由核能研究所進行估算分析之結果，估算核三廠燃料數量為一號機815噸與二號機817噸，並以核三廠二號機 cycle13 fuel14B1，initial enrichment 4.40%，burn-up 48268MWd/MTIHM 為參考燃料，燃料以出爐冷卻40年進行估算，台電公司未來進行用過核子燃料最終處置前，將依運轉實績重新計算各電廠用過核子燃料之主要放射性核種活度。

3. 同上項目，本公司未來進行用過核子燃料最終處置前，將依運轉實績重新計算各電廠用過核子燃料之主要放射性核種活度。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3. 同意依運轉實績重新計算各電廠用過核子燃料之主要放射性核種活度之作法，請再比較國際相類似核電廠機組之主要核種，以利審查。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3. 未來最終處置前計算核種存量時，將參考國際間最終處置技術先進國家作法，採用國際上常用之分析程式計算，並蒐集國際相關報告做為參考。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**03-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S05、F17、B12	第三節	3-11~3-14	結案

第一回合審查意見

有關本節所提曾發生之重大事件及其影響，請就以下問題提出補充說明：

1. 第三節中依據核三廠歷年異常事件、大修經驗報告、違規事項、注意改進事項、運轉年報、輻射安全報告等評析結果提出7件列為曾發生之重

大事件，請說明上述依據中（表3-10至表3-14），未列入重大事件但評估結果為有受影響之地點是否已含括在受影響區之範圍。

2. 根據三、(一)之內容：1.異常事件報告有2件列為曾發生受影響之重大事件、2.大修經驗回饋報告有1件列為曾發生受影響之重大事件、3.違規事項及注意改進事項有5件列為曾發生受影響之重大事件、5. 其他重要參考報告發現3件應列為曾發生受影響之重大事件，綜合以上共有11件曾發生受影響之重大事件，與此節所述7件不符，請澄清。
3. 「反應器冷卻水泵運送過程滴水造成監測區地面污染」(表3-11、序號09)，請澄清是否應將「二號機核機冷卻水廠房附近道路及一號機燃料廠房前停車區道路」列入「受輻射影響地區」。
4. 請在「(二) 曾發生之重大事件經過、改善作業及造成之影響」7項事件「(3)事件造成之影響」內文敘述中把受影響區加註其相對應於圖3-14或圖3-15的編號。
5. 請說明本章所列運轉過程中曾發生之重大事件，其重大事件的標準為何?

第一回合審查意見答復

1. 表3-10至表3-14所載與輻射安全相關事件，如影響範圍涉及放射性物質外釋至廠房外監測區，均將其列入本文重大事件，並將其涉及區域進行再評估與判定受影響區；未列入重大事件者，代表其受影響地點均發生在廠房管制區內，管制區依據其建置用途已全數判定為受影響區；如：表3-10事件標號02，受影響地點為廠房管制區內(圍阻體廠房)，該廠房已列為受影響區。本章依據上述評析邏輯，均將未列入重大事件、但評估結果為有受影響之地點含括在受影響區範圍之中。
2. 核三廠曾發生受影響之重大事件共計7件，然不同受檢文件有重複記載相同重大事件，故導致文中重複敘述與實際總件數不符合之情形，如：「事件1 裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件」同時記載於異常事件報告，以及違規事項及注意改進事項；「事件3 核三廠廠區雨水排放渠道污染事件」同時記載於違規事項及注意改進事項，以及運轉年報；「事件5 核三廠雨水排放渠道出口水樣氚濃度偏高事件」同時記載於違規事項及注意改進事項，以及運轉年報；「事件7 核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場土樣測得人工核種事件」同時記載於違規事項、注意改進事項與運轉年報之中。
3. 表3-11、序號09之事件已列為重大事件「事件6　反應器冷卻水泵運送過程滴水造成監測區地面污染」，「二號機核機冷卻水廠房附近道路及一號機燃料廠房前停車區道路」已列入「受輻射影響地區」，位置區域請參考圖3-15、編號13。
4. 依審查意見辦理，詳附件03-008-04-A。
5. 本章所列運轉過程中曾發生之重大事件標準為「事件影響範圍涉及放射性物質外釋至廠房外監測區」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(二)1；三、(二)3；三、(二)4；三、(二)5；三、(二)7
第二回合審查意見
2. 依答復所述有4事件重覆記載於不同受檢文件，請修正相關文字說明。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 依據審查意見將「有4事件重覆紀載於不同受檢文件」以及詳細說明，新增至報告本文，詳附件03-008-02-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**03-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	第三節	3-14~3-16	結案
第一回合審查意見					
「裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件」涉及區域有：一號機燃料廠房、廢料廠房、廢料廠房鄰近部分道路、E 暫存庫、雨水排放渠道與非放射性事業廢棄物掩埋場。雨水排放渠道以歷經整治，並執行長期監測，參考下列歷年取樣紀錄，可再驗證對外界民眾並未造成健康風險，經評估後列入未受影響區。請就以下問題提出補充說明： 1. 「受輻射影響地區」未必是「污染地區」！只要有「潛在污染的可能」，就應列入「受輻射影響地區」，未來要加強偵測。 2. 上述地區雖經整治，但仍有潛在污染的可能，建請列入「受輻射影響地區」。					
第一回合審查意見答復					
「雨水排放渠道」與「非放射性事業廢棄物掩埋場」依據審查意見列為受影響區，詳附件03-009-01-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(二)1；三、(二)3；三、(二)5；三、(二)7；四；圖3-14、圖3-15					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	03-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、C04	第三節	3-24~3-25	結案

第一回合審查意見

1. 核三廠雨水排放渠道出口水樣氚濃度偏高事件，報告提及"本事件涉及區域為雨水排放渠道。經評估雨水排放渠道歷經整治，並執行長期監測，參考（第3-18頁 A-C）歷年取樣紀錄"，然本報告第3-18頁並無此紀錄，請說明。
2. 有關報告敘明「本事件涉及區域為雨水排放渠道。經評估雨水排放渠道歷經整治，...，故列入未受影響區」乙節，由於氚無法過濾處理之特性，請說明本事件整治之方式，以及事件產生放射性廢棄物之處理方式。

第一回合審查意見答復

1. 有關頁碼誤植部分一併進行調整，詳如附件03-010-01-A。
2. 核三廠為因應本事件，調整放射性廢氣、廢水氚核種排放比例，提高放射性廢水氚核種排放量，俾減少放射性廢氣中氚核種受雨水沖刷造成雨水渠道出口氚分析濃度過高之情形，因此逐年執行硼回收系統(BRS)計畫性氚排放之改善措施，經調整核三廠後續歷年排放比例確實符合前述計畫性氚排放之改善要求(廢水排放之氚核種高於廢氣排放之氚核種)。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(二)1；三、(二)3；三、(二)5

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	03-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、C04、F09、B06、B07	第三節	3-27~3-28	結案

第一回合審查意見

有關核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場土樣測得人工核種事件，請就以下問題提出補充說明：

1. 有關「由於該灰渣未特別與其他廢棄物區分管理，而發生誤將灰渣移至掩埋場中掩埋之物料管制作業疏失」乙節，請說明程序修訂之內容，如何確保本事件不再發生。另外針對「...其結果亦顯示土地尚未達機組受污染土地之需整治程度，...」乙節，請說明尚未達需整治程度之評估依據，為何判定為未受影響。
2. 有關「歷年集水池取樣分析結果正常，並於事件後增設該區為例行水樣取樣點以進行長期監控，迄今監測數值並無異常...」，請提供事業廢棄

物掩埋場集水池取樣分析結果，並說明取樣頻率。

3. 有關「未受影響區」定義為無歷史資料顯示其有放射性污染可能性之區域。惟第3-16、3-20、3-24、3-28頁，將「非放射性事業廢棄物掩埋場」及「雨水排放渠道」列為「未受影響區」，分類作法與定義不一致，請澄清適切性。
4. 本節所述核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場曾誤埋放射性灰渣，若依「受影響區」之定義（歷史資料佐證其有曾發生有輻射影響之區域），該掩埋場應判為「受影響區」。另 MARSSIM fig. 2.51判定路徑顯示，該掩埋場應是以「是」或「不清楚」是否為受影響區那條判定途徑至「經整治且有足夠證據判斷可決定是否外釋該區域」。該圖並未說整治過沒疑慮就可判定為「未受影響區」。另鑒於我國核電廠廠址是全部一次解除管制外釋，建議此掩埋場仍需依受影響區之污染程度分級執行最終偵測作業，並修訂相關內容。
5. 本節所述「核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場測得高於80 Bq/kg 的人工放射性核種 Co-60…。」，請說明「核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場」是否應列入「受輻射影響地區」。

第一回合審查意見答復

1. 答復說明如下：

   本事件經檢討修訂程序書名稱與內容如下，以確保本事件不再發生。

   A. 「監測區監測作業程序書」，增加掩埋場為例行廠區監測點，執行各項監測作業，於掩埋場內增加土樣、草樣及水樣取樣點，定期取樣執行核種分析，如分析結果異常，需再次取樣確認並追蹤發生原因及來源。

   B. 「非放射性事業廢棄物掩埋場作業程序」，掩埋廢棄物過程派員全程監看，並防止掉落污染表土；此外，修訂廢棄物處理紀錄，包括廢棄物種類、來源、數量、載運廢棄物者、產生廢棄物者、廢棄物置放倉庫名稱、置放倉庫內的位置及偵測紀錄等，使廢棄物料帳清楚。

   「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依據編號03-009-01之審查意見列為受影響區。
2. 取樣分析結果從事件迄今皆小於計測設備的最低可測值與低於調查基準，取樣頻率為每季1次。107-109年核三廠監測區水樣監測紀錄結果詳附件03-011-02-A。
3. 「雨水排放渠道」與「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依據編號03-009-01之審查意見列為受影響區。
4. 「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依據編號03-009-01之審查意見列為受影響區。
5. 「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依據編號03-009-01之審查意見列為受影響區。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**03-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、F09、B01、B12	第四節	3-29	結案

第一回合審查意見

1. 請澄清「事業廢棄物焚化爐」與「事業廢棄物掩埋場」係「受影響區」還是「未受影響區」。
2. 「蒐集歷史資料、分析評估、廠址考察與人員訪談等系列資料品質保證程序」，請說明相關品質文件的符合性；另請說明 HSA 報告中人員訪談的執行項目、以及由人員訪談獲得的回饋。
3. 依據核三廠放射性物質排放年報，放射性廢氣及廢液之排放源包含汽機廠房及乾洗衣房，而本報告中列為005未受影響區，請說明本項受檢情形。
4. 核三廠受影響建物及土地的評估結果，建議比對核一、二廠的結果提出差異結果說明。
5. 結語為彙總廠址歷史調查結果提出結論，歸納出廠區內受影響之區域與範圍，此結果將作為除役計畫第四章輻射特性調查作業規劃偵檢區之依據，以及第六章除役時程與作業之規劃參考。調查結果彙整於圖3-14、圖3-15及表3-16中。建議表3-16可參考 Vermont Yankee 電廠 HSA 報告受影響區判定總結(節錄如下)之格式撰寫，在此表中顯示其殘留形態、介質、輻射種類及影響程度等。

No.	Area	Figure No. / Map Location	Current Condition	Prelim Class (1, 2 or 3)	Justification for Preliminary Classification
2	North Storm Drain Outfall and River Sediments	2 / A-2 and A-3	A sample in 1997 contained a discrete particle of Co-60 of 3,820 pCi. This detection was reported to the NRC in BVY 97-101(Reference 10). The source of the particle was likely washout of the Turbine Building HVAC exhaust that formerly discharged to the Turbine Building roof but was redirected to the Plant Stack in late 1993. The roof was replaced in the early 2006. Samples of river sediment are collected from an area along the shoreline 80 ft by 160 ft. This sampling is done two times per year as required by the VYNPS ODCM. Recent sampling results are only showing trace levels of Cs-137 and sporadic low level detections of Co-60. A dose assessment of the Co-60 particle concluded that this area poses no risk to human health, as reported in BVY 97-101. The ongoing radiological environmental monitoring program (REMP) is designed to detect and monitor any buildup of radioactivity in the environment from plant activities.	2	Detection of a discrete particle of Co-60 in the silt in the river near the area of the North Storm Drain outfall.
3	South Storm Drain System	2 / A-4	The system was sampled extensively in 1993. Tritium is detected sporadically in the South Storm Drain System. MH-14 is currently sampled weekly for tritium. There was one positive tritium value in 1998 (900 pCi/l) in MH-14. All other samples were <700 pCi/l. This is a recognized NRC Bulletin 80-10 issue (contamination of a nonradioactive system). Extensive sampling of the storm drain systems was done during the summer of 1999. VYNPS has completed an evaluation pursuant to 10 CFR 50.59 (a regulation controlling changes, tests and experiments by nuclear plant licensees) on both the North and South Storm Drain Systems. Information on the storm drain system contamination is included in the Annual Radiological Environmental Operating Report.	1	This system receives much of the storm water from the station power block and MH-12 receives storm water from the Radwaste Cask Loading Area.

第一回合審查意見答復

1. 「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依據編號03-009-01之審查意見列為受影響區。

   核三廠之事業廢棄物焚化爐已於民國109年12月底拆除完成，焚化爐本體之結構物及水泥地基經偵測後無污染，地基下之表土層經採樣測量後查無人工核種，故判定為未受影響區。

2. 有關「蒐集歷史資料、分析評估、廠址考察與人員訪談等系列資料品質保證程序」品質文件的符合性，前述作業均會依據核三廠廠址歷史資料評估作業程序書，填具相關紀錄表格並經紀錄者、審查者與部門主管審閱核定，如:與輻射安全相關之異常事件報告、大修經驗回饋報告、違規事件報告、注意改進事項報告、核能管制案件報告、備忘錄事件報告等事件分析結果紀錄填寫之事件分析紀錄表(本章表3-10至表3-15)、其他歷史資料分析結果則填寫廠址歷史評估調查-資料分析紀錄表、實施人員訪談填寫之廠址歷史評估調查-人員訪談紀錄表、實施廠址考察填寫之歷史資料評估作業考察紀錄表。此外，前述資料係經本公司品保審查程序確認評估結果之正確性。

   有關 HSA 報告中人員訪談的問題羅列如下表，訪談結果與回饋顯示大部份受訪人印象深刻輻射滲漏/外釋相關之重大事件為「事件1-裝填燃料池水漏至廠房外水溝事件」與「事件3-核三廠廠區雨水排放渠道污染事件」，此部分與歷史資料評析結果一致。

項次	問題內容

1	核三廠有發生過哪些與輻射滲漏、外釋相關之重大事件與意外事故? 如有，請簡述事件經過與可能受影響區域。	
2	核三廠是否曾有放射性物質的掩埋? 如有，請說明掩埋地點、掩埋物質與相關事件緣由。	
3	您知道核三廠內有使用哪些放射性射源嗎? 其用途、形式(密封/非密封)與貯存地點為何?	
4	您認為核三廠受影響土地應有哪些?	
5	您認為核三廠受影響建物應有哪些?	
6	您建議可以參閱哪些報告與資料，有利於評析廠址歷史以判斷受影響與未受影響區域與建物。	
7	請推薦其他受訪人員以進一步瞭解廠址歷史狀況。	
8	核三廠運轉中之 Power block 是否有新建設施。 該新建設施設置時其施工挖掘刨除之土壤放置在何處?	
9	是否有其他表面土壤再利用或移除供填土或施工用途? 土壤表面是否曾因挖掘工作或植物生長而受到擾動? 請說明該區域位置與作業內容。	
10	是否有「表土」或「地下水」或「建物下方」有受放射性污染? 請說明該區域位置、污染物質與造成污染事件原因。	
11	土壤中是否有殘留有機溶劑或揮發性化學物質? 請說明該區域位置、何種化學物質與造成污染事件原因。	
12	有關「地表水」是否為可能受影響介質之問題題組如下: (1) 是否曾發生水災? (2) 污染源地區附近是否有地表水體? (3) 排水區是否很大? (4) 雨水流動動線規劃是否良好? 是否有從地下水流入地表水的可能性?	
13	有關「地下水」是否為可能受影響介質之問題題組如下: (1) 場址是否位於石灰岩地形？(在石灰岩地形的地下水很快流過時會溶解岩石材料，污染物易遷移。) (2) 表面到含水層是否很淺?(地下水源越淺越易受到污染) (3) 土壤滲透率是否很高? (粒質與砂質土壤滲透率很高，細質與黏質土壤就很低) (4) 次表土的透水性是否很高?(高透水性土壤有助於水向下移動使放射性物質流到地下水。) (5) 放射性核種在地下水中的移動性是否很快?(放射性核種在地下水中的移動性可用分配係數 Kd 估算。Kd 值越高，移動越慢。)	

14	有關「空氣」是否為可能受影響介質之問題題組如下: (1) 放射性污染物是否在空氣中實測到? (2) 土壤及水中的鐳-226(即氡母核)含量是否升高? (3) 是否有強風或污染物被風吹動的現象?
15	有關「結構物」是否為可能受影響介質之問題題組如下: (1) 相鄰的結構物是否因在下風處而受到放射性污染? (2) 施工材料是否受到放射性污染? (3) 是否與其他建物共用通風或排水系統 (4) 是否曾上漆或類似的固定方法改善放射性污染?
16	其他補充與說明。

3. 有關汽機廠房列為未受影響區評估說明如下:
   核三廠汽機廠房因壓水設計特性，有一次側與二次測系統區分，正常營運下，位於二次側系統之汽機廠房不受一次側系統所產生之放射性物質影響；此外，核三廠汽機廠房於地區管制之劃分為監測區，且該區域無歷史資料載明有放射性污染之重大事件，故列為未受影響區。由於汽機廠房通風系統廢氣會排放至環境，本公司保守將其當作放射性廢氣排放口，定期進行放射性取樣分析與監測，確保廢氣排放符合法規限值。
   有關乾洗衣房列為未受影響區評估說明如下:
   核三廠之乾洗衣房，為負責洗滌輕便型防護衣物，地區劃分為監測區，且該區域無歷史資料載明有放射性污染之重大事件，故列為未受影響區。由於洗衣廢水會排放至環境，本公司保守將其當作放射性廢水排放口，定期進行放射性取樣分析與監測，確保廢水排放符合法規限值。
4. 依審查意見辦理，提出核一、二廠受影響區比對結果說明，詳附件03-012-04-A。
5. 依審查意見辦理，參考 Vermont Yankee 電廠 HSA 報告受影響區判定總結之格式，另外編撰彙總表格，詳如附件03-012-05-A，並以此表格抽換取代原表3-16。惟有關受輻射影響的分級，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 比較後，再進行詳細之分級，故暫不於本章提出受輻射影響的分級。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表3-16

第二回合審查意見

1.請補充「事業廢棄物焚化爐」之相關偵測紀錄，以證明屬於「未受影響區」。
2.

(1)表3-10至表3-15提及訪談人員有兩處(第3-147頁、第3-239頁)，均屬原事件在處理時期的紀錄，並無本章 HSA 執行期間訪談人員的紀錄，相關佐證資料及品保文件應依核電廠品保程序辦理。
(2)所提「其他歷史資料分析結果則填寫廠址歷史評估調查-資料分析紀錄表、實施人員訪談填寫之廠址歷史評估調查-人員訪談紀錄表、實施廠址考察填寫之歷史資料評估作業考察紀錄表」，相關佐證資料及品保文件應依核電廠品保程序辦理。
(3)請說明人員訪談問題表所羅列問題之參考資料。針對 HSA 報告中人員訪談問題表，所列部分問題並非經由人員訪談即能確認，這些問題應有科學調查、分析或評估之結果，請說明後續辦理之作法。
(4)第3-1頁、第3-2頁及第3-29頁提及4次人員訪談，相關訪談資料及品保文件應依核電廠品保程序辦理。
3.請補充說明放射性取樣分析與監測結果，並與判定標準進行比對，以確認為未受影響區。
5.附件03-012-05-A 仍未完整說明其殘留形態、介質、輻射種類及影響程度等，另說明影響程度並非要求進行詳細之分級。
除以上第1、2、3、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.「事業廢棄物焚化爐」廢棄已久，依據營運考量決定拆除。因應拆除作業，核三廠根據相關程序書執行拆除後之土樣分析，土樣分析結果皆小於儀器 MDA，相關偵測紀錄詳附件03-012-01-B。
2.答覆說明如下:
(1)提供本章 HSA 執行期間訪談人員的記錄之相關佐證資料及品保文件，詳附件03-012-02-B。
(2)提供本章廠址歷史評估調查-資料分析紀錄表、人員訪談填寫之廠址歷史評估調查-人員訪談紀錄表、廠址考察填寫之歷史資料評估作業考察紀錄表，詳附件03-012-02-B。
(3)人員訪談問題表係參友廠廠址歷史評估經驗與 MARSSIM 第3.6.3小節羅列。
有關訪談資料部分問題並非經由人員訪談即能確認，此部分於 MARSSIM 第3.6.3小節也有提及「基於現有資料仍無法回答的問題，可作為規劃未來廠址偵檢的指引」，另 MARSSIM 第3.4.2小節亦提及「面談結果可用作未來資料收集作業的指引」，故本公司於後續將針對訪談結果需進一步釐清的問題，納入後續廠址偵檢與資料蒐集之規劃。
(4)提供本章 HSA 執行期間訪談人員的記錄之相關佐證資料及品保文件，詳附件03-012-02-B。
3. 汽機廠房廢氣排放口放射性取樣分析與監測結果：
核三廠汽機廠房通風排氣廢氣經過廢氣處理設備過濾後，再經流程輻射偵測器連續監測下排放至大氣，排放點名稱為冷凝器抽氣，經查近5年排

放氣體核種分析結果均僅測得氚，兩部機氚排放活度落在1.05E+08~2.04E+08 Bq 範圍內，對廠界民眾造成之輻射劑量亦符合法規要求。

乾洗衣房廢液排放口放射性取樣分析與監測結果：核三廠乾洗衣房廠房排放廢水經處理後，在流程輻射偵測器連續監測下排放至大海，經查近5年排放廢水γ核種分析結果均小於 MDA。

5. 依據審查意見補充於表3-16，詳附件03-012-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：表3-16

第三回合審查意見

2.(1)、(2)及(4)

附錄1資料分析紀錄表執行期間從108年7月11日至109年9月21日，惟執行單位擬定日期為110年8月20日；另執行單位擬定者與記錄者之關係不明，請說明紀錄表與品保程序之符合性及適切性。

請說明人員訪談紀錄表17位人員屬在職與退休之人數；附錄2人員訪談紀錄執行期間從108年9月24日至108年10月17日，惟未記載訪談之執行人員，且執行單位擬定之日期為110年8月20日；另執行單位擬定者與訪談執行人員之關係不明，請說明訪談紀錄表與品保程序之符合性及適切性。

廠址考察紀錄表3份，執行日期均為108年5月16日，惟執行單位擬定日期為110年8月20日；另執行單位擬定者與考察人員之關係不明，請說明考察紀錄表與品保程序之符合性及適切性。

2.(3)

請說明「本公司於後續將針對訪談結果需進一步釐清的問題，納入後續廠址偵檢與資料蒐集之規劃」所研議獲得之內容及細節。

3.依第一回合答覆說明汽機廠房位於二次側，不受一次測系統產生之放射性物質影響，惟本次回覆又說明汽機廠房廢氣排放口有測得氚核種,請澄清其合理性以及汽機廠房是否仍為未受影響區。

5.請台電公司於兩部機執照屆期後更新廠址歷史評估報告，內容應包含殘留形態、介質、輻射種類及影響程度。

除以上第2、3、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.(1)、(2)及(4)

有關記錄者、報告擬訂者、審查人員之關係與品保程序概述如下，所有歷史評析執行均遵循程序書辦理，相關紀錄均經本公司品保審查程序確認評估結果之正確性。

a. 記錄者與報告擬訂者均為本公司資料評析小組成員，其組成成員包含核三廠運轉組、保健物理組及核發處保健物理組同仁，成員背景與資歷有:於核三廠工作資歷10年以上且熟悉運轉及輻防業務同仁、參加本

公司辦理之電廠除役相關訓練(如核二廠技轉自辦訓練)、赴美國橡樹嶺聯合大學參加 MARSSIM 訓練課程等，成員依據各自工作經驗與技術專業進行資料評析與審查覆核，均具備評析資格要求。

b. 各項歷史資料分析結果紀錄，由記錄者(本公司資料評析小組成員)記錄完成後，經審查人員(記錄者之課長)覆核、記錄者之部門主管核定。

c. 前述所有紀錄結果將彙總並收錄至「3.1核三廠廠址歷史資料評估報告」(附件03-012-02-B)，該報告擬訂者負責報告編撰、歷史資料分析結果紀錄整理與彙總(最初 R0-a 版擬訂日期為108年11月29日，最終版定稿擬訂日期為110年8月20日)，並經其部門主管審查、單位主管批准、相關單位會審、第三單位品保審查、專案主辦單位正副主管審查與核定，歷次改版品保封面頁詳附件03-012-02-C。

有關 HSA 報告審查機制，本公司廠址歷史評估審查人員應曾參與國內外廠址歷史評估訓練課程，並具備以下其中之一資格：

i. 具有廠址歷史評估經驗

ii.具有廠址歷史評估報告審查經驗

依 MARSSIM 手冊第3.9節，第一位審查者執行 QC 機制一致性的審查，第二位審查者則應對 HSA 報告提出獨立的評估意見，經查詢數份國外 HSA 報告， Crystal River 3電廠係委外執行廠址歷史評估，其兩位報告審查人員皆同屬該受委託單位。而因審查人員資訊並非皆於 HSA 報告內容中呈現，，故本公司另諮詢 EPRI 之國際除役專家，EPRI 說明針對 HSA reviewer 並無限定資格，HSA 審查亦沒有標準做法，大多數情況是以具相關經驗之人員來執行審查工作，並且符合該單位的品保計畫即可。綜上，以本公司目前規劃之作法，文件檢視/報告撰寫、審查作業皆由台電公司執行，但由內部不同單位及人員分別辦理報告撰寫及審查作業，已符合 MARSSIM 之建議及精神，並且與國外 Crystal River 3電廠作法一致，相關審查及品保程序也將依「核能電廠除役品質保證方案」辦理，以符合本公司之品保計畫。本公司將依審查意見持續蒐集業界作法並適時檢討 HSA 報告審查方式。

截至111年7月底，17位受訪人員中，在職人數為12人、退休人數為5人。

2.(3)

訪談結果需進一步釐清的問題主要為第13題地下水題組，受訪者表示「經調查 Power Block 下方無地下水，Power Block 以外的地方須進一步調查」，經本公司資料評析小組成員研讀相關歷史資料報告，如建立核能電廠廠區地下水傳輸基準版概念模式(核三廠部分)與核三廠之地下水防護方案，與受訪者之答覆相同，故為釐清核三廠地下水分布情形與現況， 核三廠將適時更新水文地質資訊及地下水防護方案，以強化地下水防護監測系統之可信度，以確認地下水防護方案的適切性。

3.

核三廠汽機廠房通風系統主要目的為供給屋外空氣到汽機廠房各層之通風，並將熱空氣排出，其通風系統主要作動方式，係藉由送風扇從外界抽進新鮮空氣，送至廠房內冷卻設備，再藉由抽風扇，將廠房內的空氣排出廠房外面。

原第二回合答覆提及之冷凝器抽氣，屬二次側主蒸汽汽機系統，同樣位於汽機廠房，但與前述廠房通風系統彼此獨立並無關連。主蒸汽汽機系統冷凝器真空泵抽氣後將不凝結氣體排放，排放路徑設置流程輻射偵測器以進行24小時監測，流程輻射偵測器係用來監控燃料破損後一次側系統惰性氣體是否因破管洩漏至二次側主蒸汽汽機，經查過去並無蒸汽產生器以及其他設備破管造成主蒸汽汽機系統污染之情事，且參考近5年冷凝器抽氣之排放氣體核種分析結果均僅測得微量氚，兩部機氚排放活度落在1.05E+08~2.04E+08 Bq 範圍內，對廠界民眾造成之輻射劑量亦遠低於法規要求。

另參考國外文獻，氚會自蒸汽產生器 U 型管一次側循環經由微量滲透進入二次側，故冷凝器會有氚的排放，惟汽機廠房通風與冷凝器排氣為獨立不相關聯，亦即冷凝器不影響汽機廠房而導致廠房污染，另依據核三廠運轉歷史顯示，SG 歷年來並未發生破管而導致一次側洩漏至二次側的情形，且依據本計畫第四章之輻射特性調查結果顯示，兩部機汽機廠房輻射劑量率均為背景輻射範圍。

綜上說明，汽機廠房於地區管制之劃分為監測區，該區域無歷史資料載明有放射性污染之重大事件，且廠房通風系統與汽機冷凝器不凝結氣體抽氣排放兩者互相獨立並無關聯，故核三廠汽機廠房為未受影響區。

5.

本公司將於兩部機執照屆期後更新廠址歷史評估報告之中，如有新發生之重大事件，將提供該事件輻射污染殘留形態、介質、輻射種類及影響程度資訊。

原報告所載之受影響建物、土地，如歷史資料有記載者，已於報告充分說明輻射污染殘留形態、介質、輻射種類及影響程度資訊；其餘歷史資料未記載者，其表面污染分佈、污染滲透程度、輻射種類等資訊，仍需待除役期間進一步調查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**03-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09、B12	圖	第3-45、46頁	結案

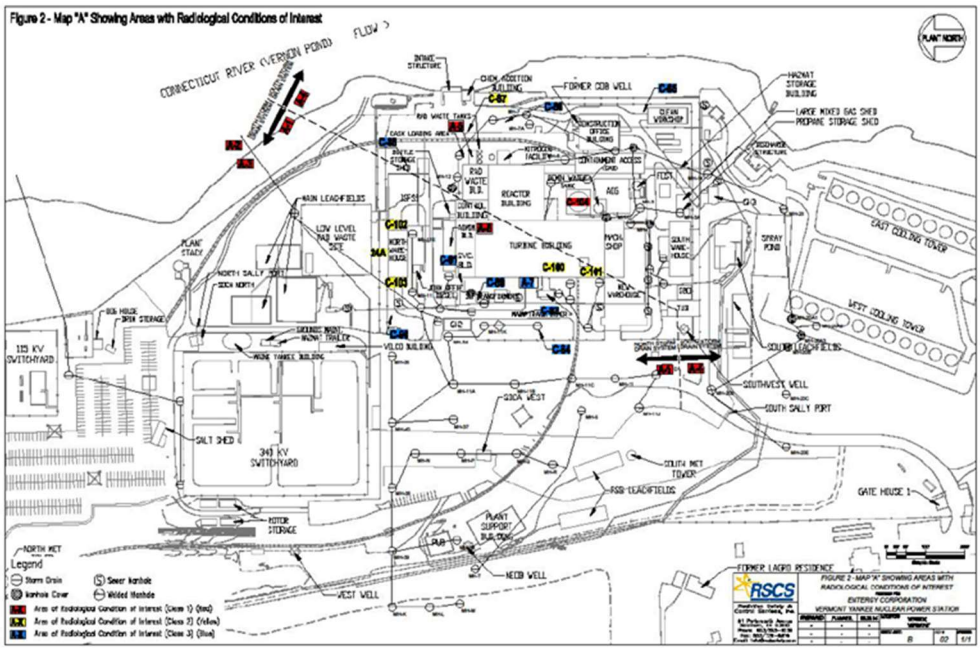
第一回合審查意見

有關本章之附圖，請就以下問題補充說明：

1. 圖3-14「核三廠受影響之建物」及圖3-15「核三廠受影響之土地」為初步判定之結果，建議於圖中加以標註。
2. 依圖3-15「核三廠受影響之土地」所示，並未將受影響之建物周圍土地劃入，請說明此作法之合理性。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見辦理，擬將圖3-14及圖3-15修訂為「初步判定核三廠受影響之建物」、「初步判定核三廠受影響之土地」，詳附件03-013-01-A。
2. 圖3-14、3-15為受影響區原則性之標示與呈現，目的為清楚辨識該廠房或區域所在位置，故依據建築物與土地實際邊界匡列標示；參考國外Vermont Yankee電廠的廠址歷史評估報告圖2，其受影響區域劃定方式無對邊界特別劃定，僅以標號與箭頭指示呈現，可得知受影響區之圖面表示方法有其彈性，不受特定標示方式限制，故本報告圖3-14及3-15應屬合理之呈現方式。
   此外，本公司於土地解除管制前，會再進行未受影響區的調查與評估，以確保全廠區均符合解除管制標準。



本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：圖3-14、3-15

第二回合審查意見

1. 請澄清圖3-14及圖3-15與FSAR所定之廠界範圍一致。
2. 請說明核三廠兩部機組永久停機後，如何確定圖3-14、圖3-15所標示之影響範圍。另請將未受影響區的調查與評估等相關規劃納入除役計畫說

明。
第二回合審查意見答復
1. 依據審查意見修訂圖3-14及圖3-15之廠界範圍，詳附件03-013-01-B。 2. 核三廠兩部機組停機後，將檢討影響範圍並更新至核三廠 HSA 更新報告，此外，輔以 GPS 定位方法，以及參考輻射偵檢結果，以完成定義與確認影響範圍。有關未受影響區的調查與評估相關規劃，請參考除役計畫第十七章第三節(最終輻射偵測規劃)，內文有提及：「未受影響區於廠址解除管制前，會確認符合輻射背景值變動範圍」。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：圖3-14；圖3-15
第三回合審查意見
1.圖3-14及圖3-15應完整涵蓋廠界範圍。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1. 經公司內部討論後修訂圖3-14(初步判定核三廠受影響之建物)及3-15(初步判定核三廠受影響之土地)之廠界範圍，另調整出水渠道劃設範圍並於圖面標示「至出水口」，而內文於受影響區提及出水渠道時以「出水渠道(至出水口)」之文字進行說明，以完整標示出水渠道受影響範圍，詳如附件03-013-01-C。另已同步調整除役計畫相關章節之圖面及敘述，使除役計畫內文一致。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：圖3-14；圖3-15
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**03-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	表	3-60~3-218	結案
第一回合審查意見					
有關本章之彙總表，請就以下問題補充說明： 1. 表3-10核三廠異常事件序號04(第3-62頁)，工作人員污染事件中所列「張員前往放射實驗室計讀，證實張員已受體內污染」，請說明並補足其後續處理情形。 2. 表3-10核三廠異常事件序號35(第3-75頁)，廠區環境偵測發現若干點狀分佈之放射性碎屑事件的受影響地點中，廠房外註記「有」，放射性碎					

屑應從廠房內帶出散播，然廠房內為何註記為「無」，請說明。

3. 表3-11大修經驗回饋報告序號03(第3-90頁)，造成圍阻體及燃料廠房碘-131濃度升高事件的人為影響中所列「13位工作人員全身計測，其中九人測得 I-131」，請說明並補足其測得結果與其後續處理。
4. 表3-12核三廠違規事項序號15(第3-121頁)，提及「從91年開始將目前液體氚排放之每年營運目標值2.22E+13貝克(600居里)調整為4.21E+13貝克(1140居里，FSAR 預估值 Table11.2-14)」，請說明目前液體氚排放值為多少貝克。
5. 表3-13注意改進事項序號42(第3-174頁)，核三廠1號機第17次大修改善行動中提及「該空浮事件發生時間短，範圍亦侷限於小區域」，然受影響地點中，廠房內與有無受影響為何皆註記為「無」，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 張君與吳君於管制站發現污染後進行全身計測，持續於1988/4/15~1988/12/27進行全身計測追蹤，於1988/12/27後確認體內已無人工核種。
2. 依審查意見辦理，依據異常事件報告所載之放射性碎屑可能來源，修訂廠房內註記為「圍阻體廠房與燃料廠房」，詳附件03-014-02-A。
3. 經查該年度全身計測資料，全身計測測得 I-131核種最高者，該核種積存量為3.65 kBq，未達調查基準，僅達紀錄基準，故予以紀錄並結案。
4. 依據表3-7核三廠放射性廢液排放統計與劑量評估結果，近五年(105-109年)放射性液體氚排放值為3.21E+13 Bq 至 3.69E+13 Bq。
5. 依審查意見辦理，經查該事件所載為96年11月2日，推斷應與表3-11、編號12之大修經驗報告(ROE-96-31-17-06)所載工作人員體外污染事件相同，故擬修訂廠房內受影響地點註記為「穿越室」，詳附件03-014-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表3-10、表3-13

第二回合審查意見

1. 請依答復說明修正內文。
3. 請依答復說明修正內文。

除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 依據審查意見，將答覆說明補充於表3-10之改善行動欄位，詳附件03-014-01-B。
3. 依據審查意見，將答覆說明補充於表3-11之改善行動欄位，詳附件03-014-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表3-10；表3-11
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**03-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	表	3-54~3-246	結案
第一回合審查意見					
1. 表3-6、表3-7中核三廠歷年放射性廢氣、廢液排放量較高的年份，似乎跟第3-5頁所提運轉週期間燃料棒破損有關，民國90年是屬於週期13，沒有燃料棒破損，然放射性廢氣、廢液排放有效劑量為何仍較高（6.55×10^{-1}微西弗、7.26×10^{-2}微西弗），請說明。 2. 第3-29頁提及“表3-16為受影響之建物與土地及其受影響評估項目彙總一覽表”，又第3-17頁，廠區環境偵測發現若干點狀分佈之放射性碎屑事件提及“推論放射性碎屑散播原因可能為廠區內高污染機件運送、大修期間圍阻體設備通道及緊急安全門之開啟、平時及大修期間燃料廠房大鐵門之開啟所致”，然表3-16項次1圍阻體廠房及其土地註記“無”發生輻射洩漏事件或曾發生受影響之重大事件，請說明。					
第一回合審查意見答復					
1. 依據90年放射性物質排放報告所載，氣體排放部分，全身劑量因惰性氣體排放量下降與大氣擴散係數上升交互影響，故與前一年相比較略呈上升趨勢；液體排放部分，全年度稀釋循環水量上升，全身劑量受氚排放上升影響，故與前一年相比較略呈上升趨勢；90年度兩部機廢氣、廢水排放造成廠外關鍵群體之有效劑量雖上升，但仍遠低於法規設計限值，顯示核三廠放射性物質排放管制功能正常。 有關大氣擴散因子模式與計算原理詳附件03-015-01-A。 2. 依審查意見辦理，經檢討擬將表3-16項次1圍阻體廠房及其土地註記「有」發生輻射洩漏事件或曾發生受影響之重大事件，詳附件03-015-02-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表3-16					
第二回合審查意見					
同意答復。					

	03-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S03、S05、F17、B01、B07	全	全	結案

第一回合審查意見

請就下列計畫內容用詞或說明的問題提出澄清並適當修正：

1. 第二、(一)節「運轉相關之重要里程碑，彙整於如表3-5所示」，此處是本章的第一個表，請修改其編號為表3-1，另本章其他表格亦請檢視後修正。
2. 第二、(一)節反應器運轉歷史第一段與第三段重複出現運轉相關之重要里程碑，彙整於如表3-5，請修正。
3. 第二、(二)、2.節「放射性物質排放秉持合理抑低之原則，嚴格執行質排放管制，對廠界民眾造成之輻射劑量亦將符合相關規定之要求」。請澄清「質排放管制」是否正確及修正？
4. 第3-16頁「事件 7. 核三廠非放射性事業廢棄物掩埋場土樣測得人工核種事件」之整治與監測結果(第 3-29 頁 A-E)」、第3-20頁「參考(第 3- 18 頁 A-C)歷年取樣紀錄」所引用頁碼有誤，請修正。
5. 第3-29頁「 、南部展示館、A、B、C、D、F 暫存庫、放射試驗室核三工作分隊等未於圖 3-14、圖 3-15 所標示之區域。」，請修正「未」錯字?。
6. 請將圖3-14及圖3-15編號名稱與表3-16項次名稱統一。
7. 本章「用過核子燃料池」與「用過燃料池」均有使用，建議採用「用過燃料池」。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見辦理，擬將運轉相關之重要里程碑調整為表3-1，其餘表格編號依序變更，詳附件03-016-01-A。
2. 依審查意見辦理，擬將第3-5頁因誤植且重複出現之「核三廠運轉重要里程碑如表3-5所示」刪除，詳附件03-016-02-A。
3. 依審查意見辦理，擬將該文句修訂為「嚴格執行放射性物質排放管制」，詳附件03-016-03-A。
4. 本題答復同審查意見03-010-01-A，有關頁碼誤植部分一併進行修正。
5. 經確認該段文字欲表示未受影響區即為「沒有標示」在圖3-14、3-15所匡列之區域，未避免讀者理解上之誤解，擬將該文句調整為「 、南部展示館、A、B、C、D、F 暫存庫、放射試驗室核三工作分隊等，以及其他無標示於圖3-14、圖3-15 所匡列之區域。」，詳附件03-016-05-A。
6. 依審查意見辦理，將圖3-14、3-15之受影響區域代號與表3-16項次統一，詳附件03-016-06-A。
7. 重新檢視全文，統一用詞為「用過燃料池」，詳附件03-016-07-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)；二、(二)2；二、(四)；三、(二)1；三、(二)6；四；圖3-14；3-15；表3-1~3-5；表3-10
第二回合審查意見
同意答復。

第二回合新增審查意見

意見編號	03-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04、B12	全	全	結案

第二回合審查意見

1.請於表3-5重要里程碑中，摘要補充說明90年3月18日一號機喪失所有 AC 電源事件之過程與處理結果。
2.系統管線如位於受輻射影響區，是否會有被判定未受輻射影響情形？並說明如此判定的程序及標準，與核一、二廠現行除役做法是否一致？
3.在"曾發生之重大事件與其影響"所述列入未受影響區者(例如，非放射性事業廢棄物掩埋場、雨水排放渠道等)，請保守考量列入受影響區，執行相關輻射偵檢作業。

第二回合審查意見答復

1.將表3-5核三廠運轉相關重要里程碑中隊應內容修改為：「318事件因345kV高壓線路受鹽霧害影響，線路跳脫，一號機喪失所有 AC 電源事件，SI 動作並注水進入 RCS，後續起動第五台柴油發電機並供電至 B 串緊要匯流排後，結束緊急狀態。」，請參考附件03-017-01-B。
2.核三廠系統管線是否受輻射影響之評估方式採用MARSAME建議之初始評估進行確認，包含目視檢查、檢視歷史紀錄、以流程知識評估是否與放射性物質直接接觸等，並輔以四項條件加以判斷：「是否位於管制區內」、「是否可能受中子活化」、「是否有放射性廢水或廢氣通過」、「是否用於貯存放射性廢水或固體廢棄物」，如經評估有部分或全部項目符合，即初判為受輻射影響；而部份系統同時位處管制區內及管制區外，但是在流程上並未與放射性物質接觸，則需將該系統進一步細分，位於管制區內的部分判斷為受影響，管制區外的部分為非受影響。此判定方式及標準與核一廠現行實際作法、核二廠規劃作法皆一致。
3.「雨水排放渠道」與「非放射性事業廢棄物掩埋場」已依第一回合審查意見重新檢視並保守考量後，將兩處列為受影響區，詳第一回合審查意見答覆第03-009-01題。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表3-5

第三回合審查意見

2.本項未針對問題正面答覆，請針對受影響區內設備系統，如何判定設備未受影響的方法，請補充說明。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2. 受影響區內設備系統，如未在除役計畫中經審查判定為未受影響物件(即偵檢包 B 類及 D 類)，保守將其初判為受輻射影響，如經考量後須改判為未受影響，將參考 MARSAME 的初始評估(IA)方式，提出未受輻射影響佐證資料，評估方式以流程知識檢視系統的位置、所屬的流程、設計上是否與放射性物質直接接觸等，並輔以四項條件加以判斷：「系統是否位於管制區內」、「系統是否可能受中子活化」、「是否有放射性廢水或廢氣通過」、「是否用於貯存放射性廢水或固體廢棄物」。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

第三回合新增審查意見

意見編號	03-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B12	全	全	結案
第三回合審查意見					
請補充說明地下管路或溝渠是否有潛在污染的可能性，及其清查管控機制為何？並請確認該地下管路是否位於未受影響區範圍？					
第三回合審查意見答復					
部分地下管路或溝渠(含下水道)具有潛在污染的可能。 核三廠已依原能會要求提出核三廠地下水防護方案，針對埋管進行清查並建置「運轉中核能電廠地下管線管理系統」，以及建立「核三廠地下管線檢測計畫」作業程序書(編號184)，對於各系統的地下管線定期執行檢查，檢測方案包含「緊密電位量測、開挖、外表面檢查、內表面腐蝕狀況評估、超音波厚度檢測」，以確保地下管線在電廠運轉期間與除役期間管路拆除前，可維持其功能，不會因洩漏造成對環境的衝擊及公眾健康的危害。 核三廠各系統地下管線依184程序書規定將不同屬性系統分為每5年或每10年檢查乙次，檢查工作委由工研院專業技師依規劃每年分批次執行地下管路緊密電位量測，若量測數值異常則建議開挖進行管路外觀目視檢查、管壁厚度量測及土壤比電阻量測...等檢查，並視檢查結果進行相關處置(例:管路防蝕膠帶破損重新包覆)，目前各系統地下埋管檢查結果皆正常。 經確認可能有潛在污染之系統管線(例如液體廢料處理系統之埋管)，其部分管線位於 Power Block 之未受影響區，而「核三廠地下管線檢測計畫」作業程序書(編號184)已包含前述系統管線檢查範圍、檢查方式、接受標準以及檢查週期，可確保前述系統管路皆有完整的檢查計畫，不因洩漏造成周圍環境之危害；而未來除役期間在管線外釋前將進行量測，確認其符合大會制定之「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之規定，始得外釋。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
審查總結回合意見					
同意答復。					

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第四章　廠址與設施特性調查及評估結果
(已結案18項，共18項)

意見編號	04-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、S06、S08		4-1	結案

第一回合審查意見

1. 原文:「因此本章配合核三廠機組大修排程，分別於 107年12月-108年1 月及108年10-11月執行二號機與一號機結構表面、相關系統及空間劑量率偵測；未受影響之廠址建物輻射偵測作業則於107年5月-108 年9月執行；另於107年10月-108年10月執行廠址環境之輻射偵測作業。」請澄清在上述量測期間，核三廠兩部機是否都在大修中。
2. 第4-1頁11行，廠址輻射偵檢分為四個階段：範圍偵測、特性偵測、改善措施輔助偵測及最終狀態偵測。請說明改善措施輔助偵測，應在何時進行偵測作業？
3. 「現階段核三廠仍在運轉中，基於設施運轉安全、輻射安全與人員劑量考量，對於量測及取樣位置之選擇有諸多限制。」請加以說明諸多限制為哪些內容。
4. 「根據核一廠除役計畫重要管制事項回饋，核三廠亦應於運轉執照屆期後提報「輻射特性調查計畫」送主管機關審核」；建議核二廠重要管制事項回饋亦須列入考量。

第一回合審查意見答復

1. 二號機第24次燃料週期大修(EOC-24)期間為107年12月3日至108年1月11日，一號機第25次燃料週期大修(EOC-25)期間為108年10月15日至108年11月25日，選擇大修停機期間原因為方便執行二號機與一號機結構表面、相關系統及空間劑量率偵測，而未受影響之廠址建物與廠址環境輻射偵測範圍時段與二號機EOC-24期間重疊，但與大修排程無關，作業時間規劃以人力可應用調配為主。
2. 依照 MARSSIM 建議之流程，改善措施輔助偵測應於完成特性偵測後執行，視調查結果決定是否採取整治或除污，如需採取整治或除污，則將於整治或除污完畢後進行改善措施輔助偵檢，以確認其成效。依本計畫第六章之工作排程，規劃於廠址最終狀態偵測階段，如土壤有需要進行整治，將執行土壤復原及改善措施輔助偵測。
3. 核三廠現階段尚處運轉狀態，爐心仍有燃料，系統仍需維持運轉，考量取樣涉及破壞性(如切取一片管路或刮取管路內表面沉積物及鏽垢)，恐破壞系統可用性進而影響爐心安全，另亦考量輻射安全與人員劑量，故現階段暫不全面執行取樣分析，因此主要限制為無法進行系統管線取樣分析及設施結構之污染鑽心取樣等作業。
4. 依審查意見辦理納入核二廠重要管制事項回饋，修訂如附件04-001-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：前言
第二回合審查意見
2.請說明核三廠計畫會在何時進行改善措施輔助偵測作業？ 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 依本計畫第六章之工作排程，於廠址最終狀態偵測階段(133年至136年)，屆時如土壤有需要進行整治，將執行土壤復原及改善措施輔助偵測，確認土壤整治狀況良好後，再執行廠址最終輻射偵測，以確認廠址符合外釋標準。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、C03、S06、S08	一	4-2	結案
第一回合審查意見					
1. 「一、調查範圍」中，未說明所調查的系統及設備組件。 2. 第4-2頁第5行，詳細之輻射特性調查作業計畫書，規劃於運轉執照屆滿後多久提報主管機關審核？(3. 「而詳細之輻射特性調查計畫將於機組運轉執照屆期後，輻射特性調查作業6 個月前另案提報主管機關審核。」請列出機組運轉執照屆期之時間。 4. 「參考國外電廠既有做法及已除役電廠[2]之偵測規劃，進行核三廠全廠區輻射狀況之調查及評估」，除了 Maine Yankee Nuclear Power Plant 之外，是否有相關參考電廠。 5. 參考核一廠除役經驗，台電公司應事先盤點於預定的輻射特性調查時程，無法完整執行調查的原因及需要後續補充執行的項目，並規劃分階段執行，例如：燃料無法順利移出廠房，土地上仍有廠房未拆除而無法偵測...等。 6. 請盤點並列出除役計畫本章節調查目的，例如：輻射工作人員劑量評估，廠房及設備受輻射影響判定，廢棄物估量...等，並說明目前本章節偵檢結果是否可完整達到上述目的。如有尚未執行特性偵檢或需於停機後才能執行，應列出規劃的執行項目及時程。 7. 建議將「受影響」與「未受影響」修訂為「受輻射影響」與「未受輻射影響」。				

第一回合審查意見答復
1. 系統及設備組件調查項目因數量較多，故並無直接列於「一、調查範圍」中，相關分析結果請參考表4-13及表4-14(分別為一、二號機 C、D 類偵檢包取樣分析結果)，取樣分析項目包含餘熱移除系統、化學與容積控制系統、安全注水系統、圍阻體噴灑系統、主蒸汽系統、輔助飼水系統等；亦可參考附錄表2~表4，為本計畫執行設備組件之外表面接觸劑量率及表面污染偵測結果。 2. 輻射特性調查計畫將於輻射特性調查作業前6個月(116年7月)完成並提報主管機關審核。 3. 核三廠一號機運轉執照屆期日為113/7/27，二號機為114/05/17。已補充修訂如附件04-002-03-A。 4. 本章偵檢規畫主要參考 Maine Yankee 電廠，以及核一、核二廠之除役規劃相關經驗。 5. 核三廠將參考核一廠經驗，詳細規劃停機後之輻射特性調查。於現階段尚無法執行之調查項目主要為系統管線之取樣分析、設施結構之污染鑽心取樣作業以及受影響廠房移除後之土地偵檢，廠址輻射特性調查時機應於輻射特性最終安定階段進行調查，故原則上規劃於用過燃料移出爐心，並配合系統除污及完成設備洩水後執行。 6. 本章節調查目的包含了解廠址輻射特性(包含核種資訊及輻射污染狀態)，以輔助判斷廠址歷史評估(HSA)之結果，並作為拆除後系統、設備或建物需處置之放射性廢棄物數量估算參考資訊，以及提供除役過程中作業人員集體有效劑量評估資訊，以做好相關輻射防護作業，除此之外也供未來機組運轉執照屆期後廠址輻射特性調查作業之規劃參考。 對於輔助判斷 HSA 結果，於本章第三節、(二)/(三)/(五)，對於 A 類、B 類及 R 偵檢包調查項目，皆依據調查結果輔助確認廠址歷史評估之判定。而對於放射性廢棄物數量估算參考所需資訊，則可參考本章 C、D 偵檢結果，以及設備外表面之接觸劑量率資訊、表面污染值(附錄表2-表4)，作業人員集體有效劑量評估資訊則可參考本章提供之 A 類偵檢結果、以及設備外表面30公分之劑量率資訊(附錄表2-表4)，綜上可確認所提供之資訊確實完整滿足本章節之調查目的。 由於電廠運轉狀態之限制，現階段尚無法執行之調查項目主要為系統管線之取樣分析以建立比例因數、設施結構之污染鑽心取樣作業以及受影響廠房移除後之土地偵檢，將於停機後之輻射特性調查分階段分區域進行。 7. 「受影響」與「未受影響」係直接以原文(impacted、non-impacted)進行翻譯，故除役計畫內文敘述擬維持為「受影響」與「未受影響」。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：前言
第二回合審查意見
2.請台電公司說明輻射特性調查計畫提報前具體工作項目及時程規劃。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 本公司預定輻射特性調查作業期程為 114年1月 1 日至 119年 12 月 31 日，其細部時程規劃為114年1月1日至116年 6月30 日準備及撰寫輻射特性調查計畫；116年 7 月 1 日至 116 年 12 月 31 日提報輻射特性調查計畫並依大會審查意見進行修訂；117年1月 1 日至 119 年 12 月 31 日執行輻射特性調查作業。 提報輻射特性調查計畫前，將先執行110年1月1日至核三廠二號機運轉執照屆期日(114年5月17日)之廠址歷史評估補充更新，並規劃於核三廠二號機運轉執照屆期後一年內(115年5月)提報廠址歷史評估補充報告。依照廠址歷史評估更新結果，並參考核一、二廠執行輻射特性調查之經驗，再據以準備及撰寫核三廠輻射特性調查計畫。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2.同意答復，輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2. 同意答復。

意見編號	**04-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、C03、S06、S08	一 二	4-3	結案
第一回合審查意見					
1. 「（一）調查項目」分為「表面與結構」、「系統」、「環境」等三個類別，請說明如何確保核三廠所有的建物、系統均列在調查項目而無遺漏。(C03)					

2. 第4-3頁第6行，有關地表水及地下水之調查分析，本次調查有對地表水進行取樣分析，請說明為何未對地下水進行取樣分析。
3. 「本公司參考國外電廠既有做法，將調查項目分為下列三個類別 」；請說明參考哪些國外電廠之資料。
4. 第4-4頁，「乾鑽方式各施鑽一孔，由施鑽過程中之土樣及岩樣，均呈乾燥狀態」，請再確認語意。

第一回合審查意見答復

1. 有關建物，係以核三廠廠區布置圖進行盤點，再輔以人員經驗與現場勘查，分區進行偵檢包清單制定；而系統則是對照核三廠設備系統清單進行盤點；廠區環境則為財產界線以內，除建物以外之區域，包含廠房外圍土地、水體、道路等區域，該部分在確保作業人員工作安全前提下，儘可能執行偵檢與取樣。
2. 依原能會105年11月29日會核字第1050016327號函核准之「核三廠地下水防護方案」監測規劃，及「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」結論指出，目前發電設備廠區內無地下水存在，雖未對發電設備廠區地下水進行監測，但於發電設備廠區外之監測區，以及核三廠周圍環境地下水，皆進行監測；由廠區地下水監測結果顯示並未測得人工加馬核種及氚核種，環境地下水監測站則位於核三廠大門口(電廠北北東方1-2公里)，為廠區地下水的上游，以及大光國小(電廠西南西方1-2公里)，為廠區地下水的下游，多年來取樣分析均未測得電廠相關之人工核種，顯示核三廠環境與廠區地下水均未受電廠營運之影響，未來於除役階段，本公司亦持續進行核三廠地下水監測作業，以確保除役作業不對外界環境造成輻射影響。
3. 本公司係參考 Maine Yankee 電廠，將調查項目分為「表面與結構」、「系統」與「環境」三個類別。
4. 將修改為「赴核三廠一號機廠房北側與二號機廠房南側，以乾鑽方式各施鑽一孔，~~由~~施鑽過程中取得之土樣及岩樣，均呈乾燥狀態」，如附件04-003-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：二、(一)

第二回合審查意見

2.除役期間應加強地下水防護監測，並適時更新地下水水文地質資料。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.本公司於除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2.請補充說明如何以更新之流場資訊，加強除役拆除期間地下水監測作業的做法。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.核三廠運轉期間依大會105年11月29日會核字第1050016327號函准予備查之「核三廠地下水防護方案（修訂五版）」，持續辦理地下水監測作業，未來除役作業期間除依據前述已核准方案持續執行外，另將加強蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，以提升既有「核三廠用過核子燃料乾式貯存計畫-場址特性調查綜合評估報告」所建立之大範圍流場資訊完整性及代表性，俾適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並以更新之流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2.同意答復。除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新，本項列入重要管制事項。

意見編號	**04-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、S08	二(一)	4-5	結案
第一回合審查意見					
1. 第4-5頁倒數第3行，及第4-6頁第3行，請說明 C 類、D 類的偵檢包的數量？除役進行時，預估偵檢包的數量會明顯的增減嗎？ 2. 第4-5頁，本章第一次開始提到表即從表4-9至表4-11，建議依計畫書內容順序，重新編號附表之次序。 3. 第4-5頁至第4-6頁提及之A、B、R類偵檢包均有計算偵檢包數量，C及D類則無；C及D類是否也可計算偵檢包數量？如果可以，請補充說明。 4. 「未來於除役過渡階段，本公司將補充此部份之調查」，請說明預計何時會提出這些調查資料。					
第一回合審查意見答復					
1. C 類、D 類的偵檢包的數量現階段分別規劃為21及45個，係依照核三廠設備系統清單進行盤點，除役期間規劃將輻射特性相近的局部區域進一步細					

分為個別的偵檢單元，做為調整方式，故 C 類、D 類偵檢包數量不會有明顯的增減。

2. 經確認僅有4-5頁「可能受影響之建物、結構物、設備的表面(A 類偵檢包)」及4-6頁「可能受影響及未受影響的廠址環境(R 類偵檢包)」具有此情形，後續之編號為正常順序，為免大幅度調整表格順序，已修改文字敘述為「...詳細清單可參照本章第三、(二)節...」及「其詳細清單及區域劃定如本章第三、(五)節...」，詳如附件04-004-02-A。

3. 目前核三廠 C 類偵檢包數量規劃為21個、D 類偵檢包為45個，修訂內容詳如附件04-004-03-A。

4. 預計於停機後之輻射特性計畫中提出，前述計畫將於輻射特性調查作業前6個月(116年7月)完成並提報主管機關審核，後續將依核定之計畫執行調查，並於調查完成後提交調查報告。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)1；二、(一)3；二、(一)4；二、(一)5

第二回合審查意見

1. 建議將核三廠之答復內容，補充列入除役計畫書中。
2.在除役計畫書內文中，並未記載表 4-4 、表 4-5 。建議重新檢視確認計畫書內附表等。

除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.依據本章第04-018-07小題審查意見，本公司重新審視並執行核三廠內各項系統之初始評估，評估結果顯示受影響系統（C 類偵檢包）共37個，不受影響系統（D 類偵檢包）共35個，因部分系統可能具有子系統，於除役期間將以偵檢單元的方式進一步細分，C、D 類偵檢包數量修訂如附件04-004-01-B。
2.經確認表 4-4、表 4-5記載於一、(四)、3節(第4-16頁)。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3；二、(一)4

第三回合審查意見

2.請重新依序編排表序號。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.經確認僅有4-5頁「可能受影響之建物、結構物、設備的表面(A 類偵檢包)」提及「表4-9至表4-11」、及4-6頁「可能受影響及未受影響的廠址環境(R 類偵檢包)」提及「表4-15」，表編號未依順序出現之情形，後續之編號為正常順序，已於第一回合審查時修改文字敘述為「...詳細清單可參照本章第三、

(二)節...」及「其詳細清單及區域劃定如本章第三、(五)節...」，請參考附件04-004-02-A，經確認本章之表編號皆按順序出現。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2. 同意答復。

意見編號	**04-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S07、S08	二	4-6	結案

第一回合審查意見

1. 有關「（二）調查基準」，為何以核三廠「輻射防護計畫」第五編之地區管制劃分表，作為調查結果比較基準？對於超過調查基準的偵測數據，有什麼因應措施(例如增加取樣密度，或再次偵測確認)？
2. 第4-6頁第15~17行提及調查基準，表4-1，作為調查結果的比較基準。但表4-1為地區管制劃分表，如何作為調查結果的比較基準/調查基準，請補充說明。
3. 「輻射特性調查基準係依區域特性，參考核三廠「輻射防護計畫」第五編[3]之地區管制劃分表，如表4-1，作為調查結果的比較基準。」請由表4-1，節錄相關重點資訊於此段落。

第一回合審查意見答復

1. 答復說明如下：

   依照輻防相關法規，地區管制係作為電廠營運過程中輻射防護手段之一，監測區與管制區有其對應之劑量或放射性污染區分準則，以及個別應採取之輻射防護措施，本章節調查範圍為全廠，輻射偵測目的除了全盤掌握並確認廠址內可能之放射性污染範圍與程度外，將調查結果與表4-1之地區管制劃分準則比較，可驗證按地區管制標準進行輻防管制之成效，亦可作為輻防人員採行輻防管制措施時之參考依據。

   如量測數據超出該區域之地區管制劃分標準，則重新確認該偵測數據，並依其量測值結果重新劃分其地區類別，並採行對應之輻射管制措施。經確認本章量測結果皆符合原始之地區管制分類，並無超出調查基準的情形。

   本章調查目標主要為掌握並確認廠址內可能之放射性污染範圍與程度，並協助確認第三章廠址歷史評估結果之判定，綜合本章調查項目，包含劑量率量測、表面污染量測及取樣分析，如劑量率量測結果小於0.2 μSv/h，或表面污染拭跡結果 β/γ 小於2 Bq/100cm^2、α 小於1Bq/100cm^2，或取樣分析結果未測得人工核種，即確認為未受影響。於此參考基準下，除本章 B 類

偵檢結果 B01500之廠房屋頂量測結果最高為0.3 μSv/h，略微超出前述標準0.2 μSv/h，將重新確認其輻射狀況，其餘建物結構皆符合未受影響之標準。而 D 類偵檢包於運轉流程上未跟一次側系統接觸，受污染可能性低，本章調查有一號機主蒸汽系統及輔助飼水系統，取其樣品並未測得人工核種，劑量率與表面污染亦皆符合前述標準，故可證明此兩系統為未受影響。有關 R 類偵檢包，其劑量率皆為環境背景輻射變動範圍，並且各偵檢包之土樣與水樣皆未測得人工放射性核種，故可驗證 HSA 判定為受影響以外之廠址區域為未受影響之結論。

綜上所述，修訂本段敘述為「為輔助確認本計畫第三章之判定結果，調查結果之調查基準為：劑量率量測結果小於0.2 μSv/h，或表面污染拭跡結果 β/γ 小於2 Bq/100cm^2、α 小於1 Bq/100cm^2，或取樣分析結果未測得人工核種。符合前述基準即驗證為未受影響，未符合則為受影響區，須於停機後執行進一步之輻射特性調查。另為驗證輻射防護管制成效，參考核三廠「輻射防護計畫」第五編之地區管制劃分表，作為調查結果的比較參考。其中監測區輻射狀況須小於5 μSv/h，輻射管制區中之非示警區輻射狀況需小於0.05 mSv/h，而示警區包含輻射區、空浮區及污染區等，相關劃分標準請參考表4-1。」詳如附件04-005-01-A。

2. 依照輻防相關法規，地區管制係作為電廠營運過程中輻射防護手段之一，監測區與管制區有其對應之劑量或放射性污染區分準則，以及個別應採取之輻射防護措施，本章節調查範圍為全廠，輻射偵測目的除了全盤掌握並確認廠址內可能之放射性污染範圍與程度外，將調查結果與表4-1之地區管制劃分準則比較，可驗證按地區管制標準進行輻防管制之成效，亦可作為輻防人員採行輻防管制措施時之參考依據。以 A 類偵檢包為例，經量測空間劑量率大於5 μSv/h 者，如燃料廠房、輔助廠房等，已劃為管制區並依輻防計畫執行輻射管制，故可依本章調查結果驗證該廠房地區管制劃分為適當，另雖經本章調查部分區域(如主蒸汽隔離閥室、進出管制廠房等)劑量率低於5 μSv/h，但依整體建物結構與管制方便性，仍保守一併歸屬劃為輻射管制區，並依輻防計畫執行輻射管制。

3. 節錄相關重點資訊於此段落：「另為驗證輻射防護管制成效，參考核三廠「輻射防護計畫」第五編之地區管制劃分表，作為調查結果的比較參考。其中監測區輻射狀況須小於5 μSv/h，輻射管制區中之非示警區輻射狀況需小於0.05 mSv/h，而示警區包含輻射區、空浮區及污染區等，相關劃分標準請參考表4-1。」詳如附件04-005-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(二)

第二回合審查意見

1.答復內容「為輔助確認本計畫第三章之判定結果，調查結果之調查基準為：劑量率量測結果小於0.2 μSv/h，或表面污染拭跡結果 β/γ 小於2 Bq/100cm^2、α 小於1 Bq/100cm^2，或取樣分析結果未測得人工核種。符合前述基準即驗證為未受影響，未符合則為受影響區，須於停機後執行進一步之輻射特性調查。」此核判標準並無學理依據。台電公司仍應按照初始評估結果，劃定受輻射影響及未受輻射影響區。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.本公司已確實依照廠址歷史評估結果劃分核三廠受影響及未受影響區(參考本計畫第三章)，惟依除役計畫導則，第四章接續進行全廠址輻射偵檢，故應可依偵檢結果進行輔助確認，而參考地區管制劃分標準後，茲設定前述答復內容之相關標準，以便與量測結果比較，輔助判斷受影響及未受影響。本章採用量測結果係為達輔助確認之目的，建築結構及廠址環境之受影響判定仍以第三章結果為主，而物質設備之受影響與否，則執行初始評估作為判斷，原第一回合答復之「以輻射偵檢結果作為是否受輻射影響之判斷方式與標準」、以及附件04-005-01-A 將予以取消。 3.考量本小題原答復之附件內容與本項第1小題答復之附件內容有語意上的承接，現依據審查意見將取消第1小題之答復附件內容，故本小題之答復附件將進行語句微幅調整，修訂如附件04-005-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、C03、S06	二(三)	4-7	結案
第一回合審查意見					
1. 「2.背景水平調查…核三廠目前仍處於運轉狀態，故本章使用收集之105年至109年廠區及環境輻射監測資料[6][7]，作為核三廠現階段背景水平之參考資訊。」經檢視本計畫第四章，未見背景水平之數值、參考位置等資訊。 2. 第4-7頁提及「未來核三廠執行除役時，應依核一、核二廠實質除役經驗，修正異動本評估方法」，請進一步說明相關機制及時機。 3. 第4-7頁第8行，請說明是否已完成確認背景水平調查的參考地區；如尚未完成，請補充說明預定完成時程。 4. 第4-7頁倒數第3行，略以...以 A 類偵檢包而言，調查作業按照點位所在表面之性質，分為牆面、地面與設備“表面”三種類型，... 。建議刪除“表面”2				

字，依表4-2設備的偵檢項目，除表面劑量率外，尚須測量距表面30公分處的劑量率。

第一回合審查意見答復

1. 105年至109年廠區及環境輻射監測資料請參見本章三、(一)節。以環境而言，近五年土樣曾測得 Cs-137，測值範圍為<MDA~5.23 Bq/kg，水樣僅於海水測得氚，測值範圍為<MDA~74.32 Bq/L。另廠區土樣均無測得人工核種，廠區水樣僅測得氚，測值範圍為<MDA~209 Bq/L，詳細監測位置請參考圖4-2、4-3、4-7~4-9。
2. 本章對於各偵檢包之調查作業係參考核一廠、核二廠除役計畫相關工作經驗，並著重考量核三廠實際之設備配置位置與例行偵測位置進行規劃。為輔助本計畫之撰寫與執行，於本計畫準備期間(107年11月)由核一廠具備輻射特性調查經驗之人員，至核三廠進行經驗回饋與技術轉移教育訓練；未來將於規劃與準備核三廠停機後輻射特性調查計畫之階段，參考核一、核二廠實質除役經驗，預計藉由會議、研討會或現地訪視等多種彈性機制，由人員進行經驗交流。
3. 本章使用105年至109年廠區及環境輻射監測資料，作為核三廠現階段背景水平之參考資訊。

   依據 MARSSIM 建議，調查背景參考區域的目的是為了瞭解一般介質中的放射性核種含量及一般背景輻射的劑量率大小，方能評估背景核種對廠址造成的貢獻，並用來與輻射特性偵檢結果進行比較，並可作為未來最終狀態偵測階段時，統計檢定方法選擇的依據。如最終狀態偵測使用雙樣本檢定，需於最終狀態偵測階段前，調查背景參考區域是否存在關鍵核種，如背景存在關鍵核種且背景濃度為顯著比例之 DCGL 時，則可選擇雙樣本檢定，如無調查背景參考區域或背景不存在關鍵核種則需使用單樣本檢定。核三廠於停機後之輻調階段，將採用單樣本統計方式，決定土壤系統性取樣點數，故現階段尚不需建立背景參考區。如經評估於核三廠最終狀態偵檢時將採用雙樣本統計檢定，將於提交最終輻射偵測計畫時，述明參考背景區之選用。
4. 本章 A 類偵檢包係針對可能受影響之建物、結構物、設備表面進行量測，雖設備項目包含接觸劑量率及距表面30公分之劑量率，但皆是進行外表面範圍之量測，故建議維持「表面」二字。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.在陳報最終輻射偵測計畫時，是否已確認參考背景區，而不僅只有述明參考背景區之選用？

4.建議修正為：「以 A 類偵檢包而言，調查作業按照點位所在表面之性質，分為牆面、地面與設備“表面及距表面30公分”三種類型，...。」 除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.如經評估於核三廠最終狀態偵檢時將採用參考背景區，則於提交最終輻射偵測計畫時，於計畫內確認並述明參考背景區。 4.依審查意見修訂為「以 A 類偵檢包而言，調查作業按照點位所在表面之性質，分為牆面、地面與設備表面及距表面30公分三種類型」，詳如附件04-006-04-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(三)3
第三回合審查意見
3.請將答復內容，補充說明於除役計畫書中。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.已補充說明於除役計畫內文：「如經評估於核三廠最終狀態偵檢時將採用參考背景區，則於提交最終輻射偵測計畫時，於計畫內確認並述明參考背景區。」詳附件04-006-03-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(三)2
審查總結回合意見
3. 同意答復。

意見編號	**04-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S06、S08	二(三)	4-8	結案
第一回合審查意見					
1. 「(2)初判未受影響之建築結構表面(B 類偵檢包)...此類偵檢包之偵測規劃原則為...若偵測結果發現該區域的量測值較高，則須再對該區域執行密度較高的偵測規劃...」，如何定義「區域的量測值較高」及「密度較高的偵測規劃」？請說明本計畫之相關案例。 2. 第4-8頁倒數第6行，C 類偵檢包，除量測閥件和泵等系統組件外，是否須對系統管線進行量測？ 3. 「表面污染分析，另以地面上一公尺處之劑量率作為空間劑量率之代表」，請說明以地面上一公尺處之劑量率，作為空間劑量率代表之原因。					

4. 「係參照國外已除役電廠之規劃及核一廠、核二廠除役計畫相關工作經驗，並參考核三廠例行偵測之位置進行佈點」，請說明此段參考哪些國外已除役電廠之資料。
5. 「以手提式輻射偵測儀於已規劃之牆面高度1 m 處量測接觸劑量率」，建議說明此手提式輻射偵測儀之偵測特性，及加註需通過年度校正。

第一回合審查意見答復

1. B 類偵檢包大多位於監測區，參考地區管制劃分標準，如偵測值超過0.5 μSv/hr 則為明顯異常，但實務偵測過程採取更保守的態度，如超過背景值變化區間，都將針對熱點及其周遭進行重新確認。依本章量測結果顯示，B 類偵檢包中僅廠房屋頂最高測得0.3 μSv/h，略超出國內一般認定之背景範圍0.2 μSv/h，故再次針對該區進行偵測，原始 B 類偵檢包之量測網格為5~10公尺，針對前述區域之重新複測則以網格2公尺執行，提高偵測密度。
2. 為了解管線系統內部受到放射性污染的狀況並建立比例因數，執行C類偵檢包之調查，惟本章節執行調查期間核三廠仍處運轉階段，取樣作業有所限制，故僅可執行大修期間配合檢修作業可觸及之部分閥件與泵之取樣分析。
3. 以地面上一公尺處之劑量率作為空間劑量率之代表，係因一公尺處約為人體重要器官所在之高度，且依據美國聯邦輻射防護指引報告 FGR-13，其提供不同放射性核種距地表一公尺之體外有效劑量轉換因數(mSv·m^2/Bq·h)，顯示距地一公尺之高度具有代表性可用於評估人體所受輻射劑量。另於實務上，人員手持輻射偵檢儀器之高度即約為一公尺，易於執行量測及確認量測結果，因此本報告亦採用此高度之量測值作為空間劑量率。
4. 本報告參考 Maine Yankee 電廠之規劃。
5. 此處使用之手提式輻射偵測儀為塑膠閃爍偵檢器(廠牌型號為 ATOMTEX AT1121)，對光子的偵測效率極高，常用於加馬輻射及 X 射線分析，該廠牌型號之能量範圍為15 keV ~ 10 MeV，偵測範圍為50 nSv/h ~ 10 Sv/h，並加註需通過年度校正。詳如附件04-007-05-A

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(三)3

第二回合審查意見

2.請說明何時才對系統管線進行輻射特性調查量測？
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.系統管線預定於核三廠除役後之輻射特性調查執行進一步量測，而核三廠除役後之輻射特性調查預定於117年1月 1日開始執行，為期三年。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2. 輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2. 同意答復。

意見編號	**04-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S08	二(三)	4-9	結案
第一回合審查意見					
1. 「(4)未受影響的系統管線(D 類偵檢包)...此類偵檢包之偵測目的，主要是驗證其所屬系統並未帶有放射性...」。 (1) 系統管線如位於受輻射影響區，為何歸類為未受輻射影響的系統管線？ (2)驗證標準為何？ 2. 「對該流體及零件執行取樣作業，樣品取回後，送至實驗室執行加馬核種分析」，請說明實驗室是指哪些實驗室，另需描述該實驗室所需通過之認證及所具備之試驗能力。					
第一回合審查意見答復					
1. (1)系統管線之分類主要參考歷史偵測資料及流程知識判斷系統是否與一次側系統接觸，位於受影響區之系統管路，如未與一次側系統接觸，則被分類為未受影響。 (2)未受影響之系統管線於拆除前，將配合拆除計畫再次進行量測與確認，並依 MARSAME 建議實施初始評估，以判斷產生之廢棄物是否受輻射影響、受輻射影響程度及受輻射影響之分布/位置，並作為後續規劃適當量測方案之參考依據。 2. 本章節取樣之流體及零件樣品係由核三廠環保化學組之分析實驗室進行分析，核三廠環保化學組實驗室具有 TAF 認證，包含混合加馬核種分析、氚核種分析、混合鍶89/90核種分析、混合鐵55/59核種分析，未來於核三廠除役階段，系統組件取樣分析用以建立比例因數之樣品，均將送至均符合				

財團法人全國認證基金會(Taiwan Accreditation Foundation, TAF)認證之實驗室執行分析。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.移至第三章 RAI 編號03-017-2續審，本小題結案。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1. 配合本小題移至第三章續審，於第三章對應意見編號中進行答復。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08	二(三)	4-10	結案

第一回合審查意見

1. 第4-10頁第13行提及關於 R 類偵檢包之劑量率量測將採用全球定位系統(GPS)，以間距20 m 或50 m 之網格套用於核三廠地圖上，每方格內即為一量測點。所述之間距20 m 或50 m 有2.5倍的變化範圍，在實際執行時改以何距離為依據？參考核一及核二的做法直接以方形網格間距為 20 m，即每20 m 有一量測點，似乎較明確可供實際劑量率量測作業依循。
2. 「以「方形」網格輔助選定量測地點，詳述如下：核三廠採用全球定位系統(GPS)…」；請說明此 GPS 為何套系統，其定位準確度及誤差為何？
3. 「根據國外電廠經驗，山坡地或植被覆蓋區域皆需要執行偵測或取樣，以證實偵檢區域是否含殘餘放射性。」請說明此段參考哪些國外已除役電廠之資料。

第一回合審查意見答復

1. R 類偵檢包以量測點間隔為20 或50 m 進行規劃，發電設備廠區內以20 m 間隔規劃，發電設備廠區以外至廠界以50 m 間隔規劃，並未有20 m 至50 m 區間範圍之變化。修訂如附件04-009-01-A。
2. GPS 系統使用內政部國土測繪中心的 e-GNSS 系統，水平精度<1m。
3. 本章節參考 Maine Yankee 電廠之經驗，山坡地或植被覆蓋區域皆需要執行偵測或取樣，以證實偵檢區域是否含殘餘放射性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(三)3
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、S08	二	4-11~4-12	結案
第一回合審查意見					
1. 第4-11頁，「可考量配合採用手提式碘化鈉偵檢器隨機走動式快速掃描廠址環境」，建議應有系統性的快速掃描廠址環境，另亦請說明手提式碘化鈉偵檢器之偵測特性，及加註需通過年度校正。 2. 第4-12頁，「現場輻射偵測係以偵檢器直接量測輻射劑量率。於適當位置取樣後，送實驗室進行放射性核種的定性與定量分析」，請說明實驗室是指哪些實驗室，請加以說明該實驗室所需通過之認證及所具備之試驗能力。 3. 第4-12頁，核電廠除役放射分析實驗室，須依除役需求建立分析能力及量能。					
第一回合審查意見答復					
1. 將於停機後之輻射特性調查計畫中將廠址環境掃描納入偵檢方式之考量，另於本章節加註手提式碘化鈉偵檢器需通過年度校正。手持式碘化鈉偵檢器之特性為反應快速，靈敏度高，適合作為掃描之量測儀器。修訂如附件04-010-01-A。 2. 本章節自管制區取得之樣品(試紙、水樣、金屬片等)核種分析係由核三廠環保化學組之分析實驗室進行分析，核三廠環保化學組實驗室具有 TAF 認證，包含混合加馬核種分析、氚核種分析、混合鍶89/90核種分析、混合鐵55/59核種分析。而環境級試樣(自非污染區取得之樣品)則由放射試驗室核三工作隊之環境試樣放射性核種分析實驗室進行分析，該實驗室經 TAF 認證，具備土樣、水樣加馬核種、氚核種分析等分析試驗能力。 3. 本公司積極辦理中，執行電廠除役之分析實驗室，目前已購置分析儀器設備並擴充實驗室量能，同時進行難測核種分析技術之方法開發，及申請 TAF 認證與實驗室間比對驗證等作業，以協助除役作業之順利推動與提升作業品質。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(三)3					
第二回合審查意見					

3.同意答復，核電廠除役放射分析實驗室，須依除役需求建立分析能力及量能，本項列入重要管制事項。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S08	二(四)	4-13	結案
第一回合審查意見					
1. 現場輻射偵測儀器..(1)蓋革計數器…活度量測範圍1 cps ~ 10000 cps」，cps應轉換為 Bq。 2. 「現場輻射偵測儀器」建議多列出幾種偵檢器或設備，避免指定相關特定設備。					
第一回合審查意見答復					
1. 依照儀器(RadEye B20)規格書，其活度量測模式之範圍即為1-10,000 cps，另於現場執行量測時，亦通常採用 cps 或 cpm 作為紀錄單位，如需轉換為 Bq，則可以將量測值扣除背景值後，除以儀器效率計算得知。 2. 本章節列出本次調查有使用到之儀器，未來將視輻射特性調查計畫之規畫內容與儀器發展狀況，選用符合量測需求之儀器。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
1.應以 Bq 表示量測範圍。各儀器效率不同，其 cps 讀數代表的活度亦不相同，故以 cps 無法正確表示活度範圍。(C03) 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。					
第二回合審查意見答復					
1.RadEye B20具備輻射劑量率偵測模式及活度量測模式，而現場通常使用於劑量率量測。因各台 RadEye B20儀器效率不同，於此以核三廠110年儀器校正結果為例進行說明，儀器效率範圍為最高為55.5%，活度量測模式之範圍即為1.8 Bq~18018.02 Bq。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否					

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
1. 請將該輻射偵檢儀器之活度偵測範圍，列入除役計畫書中。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1.已補充說明於除役計畫內文：「RadEye B20…活度量測範圍1 cps ~ 10000 cps(以核三廠110年儀器校正結果為例，儀器效率最高為55.5%，活度量測模式範圍即為1.8 Bq~18018.02 Bq)。」，詳附件04-011-01-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(四)1(C)
審查總結回合意見
1.同意答復。

意見編號	**04-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S06、S08	二(四)	4-16	結案
第一回合審查意見					
1. 「3.最小可測活度.. MDCR = $\frac{d\prime\times\sqrt{b_i\times i}}{i\times\sqrt{P}}$。」，MDCR(Minimum Detectable Counting Rate)的單位為 cps 或 cpm，應轉換為 Bq。 2. 第4-16頁倒數第5行，最小可測計數率(MDCR)之使用時機？與 MDA 之關聯性？ 3. 「其最小可測計數率（Minimum Detectable Counting Rate）可參考美國多部會物質與設備輻射偵測與評估手冊」；請明確指出此處最小可測計數率為何？					
第一回合審查意見答復					
1. 此公式及單位皆直接引用 MARSAME 手冊，為符合原文件之定義，建議以 cps 作為表示，未來如需實際計算 MDCR，可將量測值扣除背景值，再除以儀器效率即可換算為 Bq。 2. MDCR 用於掃描方式之偵測靈敏度確認，依使用儀器與射源之表面效率，可換算為 Scan MDC： $$Scan\ MDC = \frac{MDCR}{\sqrt{p}\ \varepsilon_i\ \varepsilon_s\ \frac{probe\ area}{100\ cm^2}}$$ 公式中 ε_i 為儀器效率；ε_s 為射源效率，scan MDC 單位為 dpm/100cm^2。					

3. 目前尚未採行掃描方式，亦未設置對應之掃描儀器，故未有確切的 MDCR 數值。本章提供掃描方式之偵測靈敏度確認方法做為參考，實務上仍建議待停機後之輻射特性調查規劃，如採行掃描方式，且儀器型號確認後則可以依照本公式進行 MDCR 計算。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
2.未說明 MDCR 與 MDA 或 AMDA 之關聯性？ 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2.MDCR 定義為採用掃描量測方式時之靈敏度檢測能力，其單位為計數率(cpm)，與掃描 MDC 有關，請參考第一次答復之公式，即 MDCR 考量儀器效率與射源效率後為掃描 MDC(單位為 Bq/kg)；而 MDA(或 MDC) 與 AMDA 之定義分別為定點量測分析時之最低可測能力，以及主管機關訂定之環境輻射監測試樣分析能力上限，兩者與 MDCR 於定義上並無關連。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、S06、S08	二(五)	4-18~4-19	結案

第一回合審查意見

1. 第4-18頁，倒數第9行，分析實驗室（或計測室）用於系統校正的標準件與標準參考物質（標準射源），“應優先”使用可追溯至國家標準或同級標準的標準品。建議修改為，“... ，需使用可追溯至國家標準或同級標準的標準品。”以與第17頁“必須使用可追溯至國家標準實驗室或國際標準實驗室之標準射源執行校正作業，以維繫分析數據作業品質”敘述一致。
2. 第4-18頁，「取樣之樣品應符合電廠的程序書要求。」請說明此程序書為何？如何規範取樣之樣品。
3. 第4-18頁，「廠址輻射特性調查團隊全體成員(含外包合約商人員)均需參加教育訓練，教育訓練應做紀錄並保存。」請說明包含哪些教育訓練，及相關時數為何？

4. 台電公司未來除役時應依除役計畫第4-18頁承諾，執行導出濃度指引基準(DCGL)限值量測之輻射偵測儀器，應具品保管制校正程序並經認可之校正實驗室執行校正。
5. 第4-19頁，「量測分析紀錄表單，保存至除役完成後10 年。輻射偵測儀器與分析儀器相關校正紀錄，保存至除役完成後10 年。」請說明及引述相關法規規範之保存年限。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修改為「需使用可追溯至國家標準或同級標準的標準品。」，如附件04-013-01-A。
2. 系統管線取樣程序參考本公司「核三廠除役廠址輻射特性調查作業程序書」，為減低輻射曝露及放射性污染，在取樣時置放樣品之容器須做好防止污染措施，容器需密封且須貼上適當之輻射示警標誌，並儘速將樣品送回實驗室進行分析。廠區環境試樣送放射試驗室進行分析，故取樣程序參照「核三工作隊環境輻射監測試樣取樣操作手冊」，水樣取樣儘可能避免泥沙、浮游生物、飄浮物等干擾，體積至少4 L；土樣取樣先以採樣鏟移除地表覆蓋物（如石礫、植被），再挖取表土，土壤樣分為表土(地表以下15 cm)及次表土(地表以下15~30 cm)，取樣體積至少250 g(乾重)，以符合分析需求。
3. 此處訓練包含年度3小時之輻射防護訓練、輻射防護人員在職訓練，即為維持人員保健物理基本知識技能。另為使核三廠執行本章節調查作業順暢，於107年舉辦「除役技轉自辦訓練」，以核一廠執行輻射特性調查之經驗，回饋至核三廠，本次課程時數共16小時。
4. 本公司將確保執行導出濃度指引基準(DCGL)限值量測之輻射偵測儀器，具品保管制校正程序並經認可之校正實驗室執行校正。
5. 依照「核三廠除役廠址輻射特性調查作業程序書」，量測分析紀錄表單保存至除役完成後10年，輻射偵測儀器與分析儀器相關校正紀錄則保存至除役完成後10年。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、（五）3

第二回合審查意見

4.同意答復，執行導出濃度指引基準(DCGL)限值量測之輻射偵測儀器，應具品保管制校正程序並經認可之校正實驗室執行校正，本項列入重要管制事項。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	04-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	三	4-20	結案

第一回合審查意見

1. 第4-20頁第3行，略以「...，亦可作為本計畫第十章工作人員劑量評估與第九章放射性廢棄物分類所需之參考資訊。」建議調整計畫書內文的編排內容順序。
2. 「輻射特性調查取樣資料藉由比例因數提供各系統放射性廢棄物之核種組成資訊，透過內部表面污染程度之模擬評估」，請說明相關核種之比例因數。

第一回合審查意見答復

1. 已修改為「...，亦可作為本計畫第九章放射性廢棄物分類與第十章工作人員劑量評估所需之參考資訊。」詳如附件04-014-01-A。
2. 現階段評估之比例因數可參考本計畫第九章表9-9，分為爐心活化組件、活化混凝土、反應爐冷卻水系統、化學與體積控制系統、污染混凝土等5項產源，並對應28個核種建立其比例因數，如下表所示：

核種	來源	爐心活化組件	活化混凝土	反應爐冷卻水系統	化學與容積控制系統	污染混凝土
H-3	活化	2.08×10^{-4}	2.90×10^{0}	6.58×10^{-3}	5.30×10^{-2}	7.74×10^{-1}
C-14	活化	1.14×10^{-3}	1.64×10^{-2}	1.57×10^{-2}	4.87×10^{-2}	1.32×10^{-1}
Mn-54	活化	3.68×10^{-4}	8.39×10^{-3}	2.52×10^{-2}	5.13×10^{-1}	0
Fe-55	活化	2.99×10^{0}	2.99×10^{0}	1.21×10^{0}	1.43×10^{0}	1.15×10^{0}
Co-57	活化	1.37×10^{-6}	0	1.65×10^{-3}	1.23×10^{-2}	0
Ni-59	活化	1.16×10^{-3}	1.27×10^{-4}	0	2.80×10^{-2}	1.36×10^{0}
Co-60	活化	**1**	**1**	**1**	**1**	**1**
Ni-63	活化	3.18×10^{-1}	1.38×10^{-2}	8.14×10^{-1}	1.85×10^{0}	2.72×10^{1}
Zn-65	活化	9.03×10^{-4}	4.48×10^{-3}	0	0	0
Nb-94	活化	4.29×10^{-6}	3.05×10^{-5}	0	0	3.18×10^{-2}
Ag-108m	活化	0	0	0	0	3.42×10^{-2}
Ag-110m	活化	0	0	4.25×10^{-2}	0	0
Sb-125	活化	2.85×10^{-6}	0	2.27×10^{1}	2.81×10^{-1}	2.67×10^{-1}
Eu-152	活化	1.18×10^{-17}	0	0	0	8.48×10^{-2}
Eu-154	活化	1.93×10^{-12}	0	0	0	5.14×10^{-2}

Sr-90	分裂	0	0	4.10×10^{-4}	3.39×10^{-3}	1.04×10^{-1}
Tc-99	分裂	3.43×10^{-10}	7.94×10^{-7}	2.63×10^{-2}	7.55×10^{-3}	5.52×10^{-2}
Ru-106	分裂	0	0	0	6.46×10^{-2}	0
I-129	分裂	0	0	1.78×10^{-3}	4.47×10^{-4}	0
Cs-134	分裂	2.90×10^{-5}	6.78×10^{-2}	0	1.32×10^{0}	5.22×10^{-2}
Cs-137	分裂	1.66×10^{-9}	8.33×10^{-7}	3.21×10^{-2}	1.32×10^{-1}	2.14×10^{2}
Pu-238	超鈾	0	0	1.71×10^{-4}	9.47×10^{-6}	1.79×10^{-3}
Pu-239	超鈾	0	0	2.10×10^{-4}	4.98×10^{-6}	1.58×10^{-3}
Pu-240	超鈾	0	0	2.10×10^{-4}	4.98×10^{-6}	1.58×10^{-3}
Pu-241	超鈾	0	0	1.29×10^{-2}	5.55×10^{-3}	1.45×10^{-1}
Am-241	超鈾	0	0	3.27×10^{-4}	1.20×10^{-5}	3.33×10^{-3}
Cm-242	超鈾	0	0	2.08×10^{-5}	3.14×10^{-7}	0
Cm-244	超鈾	0	0	0	9.55×10^{-6}	2.87×10^{-3}

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**04-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、S08	三(一)	4-21	結案

第一回合審查意見

1. 請說明發電設備廠區、監測區的範圍。（第4-21頁第4行、第18行）。
2. 劑量率的單位使用 mSv/h，但由於數據很小，是否可視狀況使用單位 μSv/h。（第4-21頁第8行）
3. 第4-21頁第9行，請說明監測區內雨水排放渠道，水樣中氚含量最高曾達 209 Bq/L 原因？
4. 「105年至109年間所有核三廠水樣監測站之測量結果，均無測得人工核種」、「105年至109年間所有核三廠土樣監測站之測量結果，均無測得人工核種」，請說明所使用之設備及該設備之最低偵測值為何？
5. 「核三廠外之土樣含有 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。」請說明是否有直接數據可證實為中國在1972年以前進行密集大氣核爆落塵的影響，而不僅是文字上的"可能是"。
6. 第4-21頁第24行提及"核三廠外之土樣含有 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"，此可能之推論是否有具體之資料或數據可供佐證？

第一回合審查意見答復

1. 發電設備廠區指三道門(即主警衛室)以內之區域，而監測區係指輻射管制區以外，財產界線以內之區域，輻射管制區主要包含一、二號機之輔助廠房、燃料廠房、圍阻體廠房、燃料更換水貯存槽、反應器補充水貯存槽區域、廢料廠房、熱修配廠房、核機冷卻水廠房、進出管制廠房(輻射安全管制站)、低放射性廢棄物貯存庫等。
2. 本章於 A 類劑量率偵檢數據以 mSv/h 為單位、B 類及 R 類劑量率偵檢數據以 μSv/h 為單位，係考量受影響廠房包含輻射管制區內之廠房建物，輻射值可能較高，故以毫西弗/小時作為單位，而未受影響建物及廠區環境，輻射值理應較低，故以微西弗/小時作為單位。
3. 因輔助飼水泵運轉排放之廢水係經由雨水渠道排放，故氚活度偏高，目前已將該排放管路改回輔助廠房內。
4. 廠區土樣及水樣使用純鍺偵檢器分析加馬核種，於近五年均無測得電廠運轉相關之人工核種。最低可測值請參考表4-5，舉例說明：水樣之 Co-60核種最小可測值為0.48 Bq/L，土樣之 Co-60核種最低可測值為1.49 Bq/kg-dry。
5. 核三廠外環境土樣於105年曾測得 Cs-137 核種5.23 Bq/kg，經確認核三廠運轉前環境土壤 Cs-137背景值即為0.599~7.55 Bq/kg，經數十年運轉時間未有明顯增加或累積之情形，仍屬背景變動範圍，可佐證環境之 Cs-137並非電廠運轉造成，故推測為大氣核爆落塵的影響。
6. 核三廠外環境土樣於105年曾測得 Cs-137 核種5.23 Bq/kg，經確認核三廠運轉前環境土壤 Cs-137背景值即為0.599~7.55 Bq/kg，經數十年運轉時間未有明顯增加或累積之情形，仍屬背景變動範圍，可佐證環境之 Cs-137並非電廠運轉造成，故推測為大氣核爆落塵的影響，另修訂本段敘述為「核三廠外之土樣含有 Cs-137 核種，可能是受到過往部分國家進行密集大氣核爆落塵的影響。」詳如附件04-015-06-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(一)2

第二回合審查意見

1.請將答復內容之廠房標記於圖4-2發電設備廠區中；建議增列監測區的地圖。
2.表4-10（第4-73頁編號12）二號機圍阻體廠房148吠，為何劑量率偏高?
3.請將答復內容列入除役計畫書中。
除以上第1、2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.原圖4-2已包含輻射管制區之一、二號機之輔助廠房、燃料廠房、圍阻體廠房、廢料廠房、熱修配廠房、進出管制廠房，本次修訂依審查意見將核機冷卻水廠房(CCW 廠房)、燃料更換水貯存槽(RWST)、反應器補充水貯存槽區

域(RMWST)納入圖4-2呈現，而低放射性廢棄物貯存庫未在發電設備廠區範圍內，故未於圖4-2呈現，詳參附件04-015-01-B。
監測區係指輻射管制區（請參考圖4-2標示處）以外，財產界線以內之區域，請參考圖4-3。

2.劑量率最高值位於燃料更換池下池洩水孔，並且為未補水狀態，於洩水過程中積聚較多沉積物，因此劑量率較高，另外2號機於 EOC23新增控制棒驅動機構更換作業，更換期間因燃料須循環冷卻，控制棒表面活化產物經RHR循環水帶出後大量沉澱於燃料更換池底部，洩水後累積於洩水孔，造成劑量率大幅升高。

3.依審查意見修訂為「雨水排放渠道出口(E0-水)曾最高測得209 Bq/L，係因輔助飼水泵運轉排放之廢水係經由雨水渠道排放，故氚活度偏高，目前已將該排放管路改回輔助廠房內。」詳附件04-015-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖4-2；三、(一）1

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**04-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F09、S07、S08	三(二)	4-22~4-30	結案

第一回合審查意見

1. 第4-22頁第18~19行提及燃料廠房100呎之空間劑量率：“…100呎為該建物的最底層，於一號機測得空間劑量率，測值範圍為0.001~0.125 mSv/h”，此空間劑量率較二號機(測值範圍為0.0001~0.06 mSv/h)高，且亦高於其他區域(燃料廠房126呎、148呎)，其可能原因為何？
2. 第4-24頁，「將待運轉執照屆期後適當時機執行輻射特性調查」，請說明適當時機為何？
3. 第4-24頁，「因一次側相關管路較多，影響空間劑量率偏高」，請說明一次側相關管路，包含哪些管路。
4. 第4-29頁至第4-30頁，有關 A00100-A00900：廢料廠房之敘述，請澄清以下疑問：
   (1) 新廢料廠房是否係指焚化爐系統設置區域？
   (2) 舊廢料廠房北區與南區係指何處？以何者為分界？
   (3) 為何廢料廠房屋頂不分南北區？
   (4) 為何沒有3、4號貯存區之偵測結果？

第一回合審查意見答復

1. 燃料廠房100呎空間劑量率最大值為0.125 mSv/h，經查當時量測位置為用過燃料池冷卻水淨化系統之管路，且量測點位於管路與鉛毯之間，因此劑量率稍高，而經鉛毯屏蔽後外部量測值即小於0.05mSv/h，與二號機量測值相當。
2. 二號機廢料通道主要為固體廢料處理系統及輻射洩水系統管路通行之通道，該區域為配合用過核子燃料池島區之運作，將持續運轉至用過核子燃料池島區廠房拆除，且簡易式廢液處理設備建置完成時停止，故初步評估該區可於停機後之輻射特性調查執行劑量率偵測，以作為除役作業人員劑量評估之資訊，惟如經評估需進行取樣作業，則須待該區域系統不需使用時，方可執行破壞性取樣分析。
3. 一次側相關管路主要為餘熱移除系統及化學與容積控制系統所屬管路。
4. (1)是，新廢料廠房為焚化爐設置區域。
   (2)舊廢料廠房並無確切之分區，圖面上標示之北側、南側僅為約略區分，方便圖面查詢時辨認位置。
   (3)承上，廢料廠房內並無分區。
   (4)經查執行本章調查期間，廢料廠房3、4號貯存區仍存有高劑量廢料桶，並執行門禁管制，考量人員輻射安全故未偵測該區域輻射狀況。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.依回復說明：一號機測得空間劑量率，最大值為0.125 mSv/h，量測位置為用過燃料池冷卻水淨化系統之管路，且量測點位於管路與鉛毯之間，經鉛毯屏蔽後外部量測值即小於0.05 mSv/h，與二號機量測值相當。請再說明二號機(測值範圍為0.0001~0.06 mSv/h)量測位置是否未包括位於管路與鉛毯之間的量測點？
4(4).請台電公司說明將於何時補做廢料廠房3、4號貯存區之輻射特性調查。
除以上第1、4(4)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.二號機量測位置亦包括管路與鉛毯之間的量測點，量測期間一號機管路劑量率較高，可能原因為一號機管路內累積腐蝕產物造成，機組運轉期間僅能以管內水流沖洗腐蝕產物，但效果有限，因此輔助使用鉛屏蔽降低空間劑量。未來除役後，依據本計畫第八章之規劃，將視機組運轉執照屆期後之現場輻射量測結果確認是否需進行系統除污作業。
4.(4)預定於核三廠二號低放射性廢棄物貯存庫建置完成並啟用，並將廢料廠房3、4號貯存區之高劑量桶移至二號低放射性廢棄物貯存庫後，再執行該區之輻射特性調查補充量測。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**04-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、S08		4-37~4-49	結案
第一回合審查意見					
1. 第4-37頁，描述(15) B01500各廠房屋頂(初判為 B 類偵檢包:初判未受影響之建築結構表面)之空間劑量率測值範圍，約為0.12~0.30μSv/h。此劑量率範圍有部分大於一般認定之國內背景空間輻射劑量率0.2μSv/h，請說明或解釋大於0.2μSv/h之可能原因，有無可能此區域為“可能受影響區”？ 2. 第4-43頁，「一號機圍阻體廠房之劑量率測值範圍介於0.0005~30 mSv/h，最高值位於圍阻體148呎之燃料更換池下池洩水孔，各偵檢包表面污染偵檢結果未測得α污染，β表面污染值測值範圍介於 MDA~891 Bq/100cm^2，污染最高值位於圍阻體148呎之燃料更換池下池洩水孔」，請說明最高值為何發生在此位置。 3. 第4-45頁，「未來於除役過渡階段，將確認各類偵檢包分類的妥適性、補充進行系統取樣、設施或結構滲入性取樣」，建議可加入參考核一及核二之相關經驗。 4. 第4-46頁第14行，請說明「核三廠輻射特性調查現場偵檢方案」的出版日期。 5. 第4-49頁，「圖4-2發電設備廠區取樣位置」，圖中文字模糊，請修正。					
第一回合審查意見答復					
1. 0.30μSv/h 為一號機燃料廠房屋頂之測值，雖些微超出一般認定之背景空間輻射劑量率0.2μSv/h，但仍低於監測區劃分標準0.5μSv/h，符合輻射管制要求。 B 類偵檢包為初判未受影響之建築結構表面，經重新偵測並將網格提升至1-2公尺，以確認 B01500之各偵檢單元，結果顯示二號機 RWST 及低放射性廢棄物貯存庫空間劑量率範圍分別為0.15~0.3μSv/h、 0.15~0.23μSv/h，其他廠房屋頂測值均小於0.2μSv/h，查證本次重新確認結果與本計畫量測結果之差異原因可能係本計畫該偵檢包調查期間(108年7月)核三廠為雨天天氣，影響各廠房屋頂之劑量率稍高，因此將以重新確認之數值更新本章節相關內容，並將二號機 RWST 及低放射性廢棄物貯存庫空間屋頂重新劃為 A 類偵檢包，修訂如附件04-017-01-A。					

2. 執行圍阻體除役偵檢調查時適逢機組大修期間，爐蓋吊起後 cavity 補水，使反應器內部高劑量碎屑流出，洩水後這些高劑量的碎屑就會經由燃料更換池洩水孔排出，部分高劑量碎屑會卡在洩水孔內及周遭，因此偵測數據會較高，近期大修針對該洩水孔執行沖刷，該區數據降為20 mSv/h，灌水增加屏蔽後空間劑量率為1mSv/h。
3. 停機後之輻射特性調查將參考核一、二廠經驗，修訂為「未來於除役過渡階段，將參考核一廠及核二廠之相關經驗確認各類偵檢包分類的妥適性...」如附件04-017-03-A。
4. 偵檢方案甲、丙、丁初版定稿之日期為107年12月5日，偵檢方案乙初版定稿之日期為108年4月10日，已依委員意見於參考文獻補充日期，修訂如附件04-017-04-A。
5. 依審查意見提供解析度較高之圖面，修訂如附件04-017-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(二)2；三、(三)2；四、(一)9；四、(二)；四(四)、五、圖4-2；表4-11；表4-12；附錄-表1

第二回合審查意見

4.為何需要有四個偵檢方案?
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.依據本章二、(三)、3之說明：【配合各類偵檢包現場作業，完成「核三廠輻射特性調查現場偵檢方案甲(可能受影響之建物、結構物的表面)」、「核三廠輻射特性調查現場偵檢方案乙(初判未受影響之建築結構表面)」、「核三廠輻射特性調查現場偵檢方案丙(可能受影響及未受影響的系統管線)」與「核三廠輻射特性調查現場偵檢方案丁 (可能受影響及未受影響的廠址環境)」等四份偵檢方案供現場偵測作業之依據】，故四份偵檢方案係對應A類偵檢包、B類偵檢包、C/D類偵檢包及R類偵檢包之偵測方法。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

4.同意答復。

意見編號	**04-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02、S08		4-50~4-78	結案

第一回合審查意見

1. 第4-50頁，「圖4-4廠址水樣核種濃度及變異性」，除了此4種核種外，是否有其他核種存在。
2. 第4-50頁，比較圖4-4與表4-5，表4-5顯示水樣之最小可測值 Mn-54為0.40 Bq/L、Co-60為0.48 Bq/L、Cs-137為0.41 Bq/L 與 I-131為0.30 Bq/L；而圖4-4的註說明105年第1季至109季第4季廠址水樣加馬核種分析結果皆小於MDA(最小可測值)，但圖4-4中，均以0表示，小於 MDA 不一定為0。廠址土樣分析結果，比較圖4-6與表4-5，與水樣分析結果相同，分析結果皆小於 MDA，不一定為0，但圖4-6中，均以0表示，請澄清。
3. 第4-52頁，圖4-5及第4-70頁之表4-6中，有部分時間(如106年)E0-水及 MH-16(如109年)取樣點之水樣氚分析結果較高之原因為何？
4. 第4-52頁，「圖4-5廠址水樣氚分析核種濃度及變異」，地表逕流水之水樣氚分析中，請說明為何數據呈現週期性之變化。
5. 第4-67頁，「各項量測儀器均依實驗室品保相關規定執行」，請說明實驗室品保之相關規定為何？
6. 第4-78頁，偵檢包編號 D10100主蒸汽系統、D10700輔助飼水系統，量測 β/γ 表面污染拭跡，結果分別為0.7、1.1(Bq/100cm^2)。請澄清上述系統表面污染拭跡結果，是否係人工核種污染造成。
7. 第4-78頁，偵檢包 C、D 類僅針對大系統量測，缺乏個別設備偵檢包規劃及量測數據。依核一廠除役經驗，當設備要拆除時才發現除役計畫未包含設備受影響的判定及輻射量測結果，尤其發現有不受影響設備及建物位於受輻射影響土地上的爭議問題。請台電公司盤點核三廠設備、全面執行輻射影響判定及輻射量測的規劃時程。

第一回合審查意見答復

1. 圖中所列出之4種核種為核三廠常見核種，其餘加馬核種均小於儀器最低可測值。
2. 各核種 MDA 確實不為0，為製圖方便故以0表示，為避免造成誤解，已依委員審查意見於圖4-4~4-6、圖4-10~4-11加註說明「測值為0代表小於MDA」，詳如附件04-018-02-A。
3. 106年 E0-水氚活度偏高原因為輔助飼水泵運轉排放造成；MH-16氚活度偏高原因為用過燃料池正常排放的氣體中含氚，經雨水沖刷至排水溝所致。
4. 核三廠在正常運轉下便會排放含氚之氣體，故於地表逕流水中會分析到微量氚。圖4-5中顯示為0表示小於儀器最低可測值，若有量測到數據亦顯示稍高於儀器最低可測值，故數據變化應屬正常變動範圍內，而非呈週期性變化。
5. 本章調查使用之量測及分析儀器包含加馬能譜分析儀、氣流式比例計數儀，及各手持式偵測儀，其中加馬能譜分析儀定期執行系統穩定度測試、背景計測及系統校正作業(包含能量及效率校正)，而氣流式比例計數儀定期執行效率及背景值測試，手持式偵測儀之輻射遙測儀(6112B)每6個月執行校正一次，而其餘手持式偵測儀(RadEye B20、AT1121)為每年校正一次。

6. 依量測結果(表4-13)，D10100主蒸汽系統及 D10700輔助飼水系統之樣品並未測得人工加馬核種，而依本公司作業流程，表面污染拭跡執行總計數分析，不執行核種分析，前述偵檢包之表面污染值非常低微，已符合表面污染拭跡 β/γ2 Bq/100cm^{2}之標準。
7. 此階段考量運轉安全，盡可能執行可接觸之系統取樣分析，個別設備則進行外表面量測(包含表面劑量率、30公分處劑量率以及表面污染，詳參附錄表2-表4)，提供工作人員執行除役作業集體有效劑量與廢棄物產量估算之參考資訊，現階段已滿足且符合本章節調查目標，即除役作業前之範圍偵測與評估。

   停機後之輻射特性調查，目的亦將著重於拆除作業前提供工作人員集體有效劑量參考資訊、比例因數建立參考資訊、以及提供最終狀態量測點數評估之先導資料等。有關設備組件是否受影響之判定，屬離廠量測之範圍，建議未來配合拆除計畫之量測規劃，執行設備組件之受影響判定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖4-4~4-6；圖4-10~4-11

第二回合審查意見

1. 建議指出儀器最低可測值為何？
4. 建議指出儀器最低可測值為何？
6. 請說明未受影響設備表面，執行污染擦拭有測值後，若表面污染拭跡 β/γ<2 Bq/100cm^{2}可繼續判定為未受輻射影響的依據或國外案例。
7. 輻射特性調查計畫對象僅限受影響土地建物與設備，請說明具體設備 IA 判定時程。

除以上第1、4、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 廠址水樣各核種最低可測值已列於本章表4-5，其 MDA 採用數據為105年至109年核三廠輻射安全年報 MDA 之最大值。
4. 廠址水樣氚最低可測值請已列於本章表4-6，其 MDA 採用數據為105年至109年核三廠輻射安全年報 MDA 之最大值。
6. 物質設備之受影響與否，以初始評估作為判斷，量測則做為輔助佐證，原第一回合答復之「符合表面污染拭跡 β/γ2 Bq/100cm^{2}之標準為未受影響」將予以取消。初步執行核三廠各系統初始評估，評估方式以流程知識檢視系統的位置、所屬的流程、設計上是否與放射性物質直接接觸等，並輔以四項條件綜合判斷：「系統是否位於管制區內」、「系統是否可能受中子活化」、「是否有放射性廢水或廢氣通過」、「是否用於貯存放射性廢水或固體廢棄物」。經重新評估，結果顯示主蒸汽系統及輔助飼水系統未與放射性物質接觸，但部份位於管制區內，故將該二系統改列為受影響之 C 類偵檢包(修訂如附件04-018-06-B)，而取樣位置位於管制區內，可能由於外

在環境造成設備組件外表面具有些微污染，因此本報告執行污染擦拭有測值後之偵檢數據應為合理。

7. 核三廠設備組件數量眾多，於除役計畫審查期間執行完成初始評估有一定程度困難，且考量於拆除前執行的 IA 較可針對該標的物之完整資訊，進行精確的評估，故建議個別設備組件之 IA 判定於該標的物拆除前配合拆除計畫執行，視其所在位置以及是否與放射性物質接觸，做較符合該設備狀況之判斷。惟依委員建議，現階段先執行較大範圍之各系統初始評估，以初步界定各系統是否受影響，並作為未來拆除計畫或是輻射特性調查計畫之參考資訊。而評估方式以流程知識檢視系統的位置、所屬的流程、設計上是否與放射性物質直接接觸等，並輔以四項條件加以判斷：「系統是否位於管制區內」、「系統是否可能受中子活化」、「是否有放射性廢水或廢氣通過」、「是否用於貯存放射性廢水或固體廢棄物」，其中一項條件符合，即為受影響；而部份系統同時位處管制區內及管制區外，但是在流程上並未與放射性物質接觸，則需將該系統進一步細分，位於管制區內的部分判斷為受影響，管制區外的部分為非受影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：表4-13；表4-14

第三回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第五章　除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式
(已結案39項，共39項)

意見編號	05-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B06、B09		5-1	結案

第一回合審查意見

有關本章前言部分，請就以下審查意見答復：

1. 第5-1頁第2段提到本章參考之核三廠終期安全分析報告(FSAR)為第47版，是否非最新版本，請澄清？若非最新版本，請說明 FSAR 新舊版本內容差異對本章報告之影響。
2. 第5-1頁提及「於適當時機陸續修訂或刪除相關之除役期間安全分析報告與技術規範，並依法向原能會提出解除管制申請」，以及「並視除役各階段之實際作業進程，持續辦理執照文件之修訂」。請台電公司說明除核三廠1號機執照屆期一年前提交申請外，其他各階段提交申請之期程規劃。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠終期安全分析報告(FSAR)每18個月進版，目前最新為第49版，期間差異內容不影響本章報告引用之內容。更新報告參考文獻為最新版次，1. Maanshan Nuclear Power Station, Unit 1, 2 “Final Safety Analysis Report Amendment No. 49”, Taiwan Power Company, October 2020.。詳附件05-001-01-A。
2. 此處「除役各階段」應為本章報告所述的「組態」，非指除役計畫第一章所述的除役四階段；一號機執照屆期前一年提送之安全分析報告係「用過核子燃料池島區整備期間」之安全分析報告；「用過核子燃料池島區運轉期間」安全分析報告預計最晚於島區開始運作前兩年(113/7)併用過燃料池島區專案提送；「用過核子燃料池島區廠房除污期間」之安全分析報告提送時間應會於用過核子燃料室內乾式貯存設施建置完成後、用過核子燃料尚未完全移至乾貯設施時提送，將不晚於用過核子燃料完全移至乾貯設施前一年(125/9)；「用過核子燃料池島區廠房拆除期間」之後的安全分析報告預計於廠房完全移除放射性污染源之前提送，將不晚於132/8。

   前述提送期程僅為概略規劃，各階段安全分析報告仍應視當時的除役進程而於最適時機提送。

本項答復說明是否申請結案？▓是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？▓是，□否
修訂章節段落：七、1

第二回合審查意見

1.答復說明 FSAR 差異內容不影響本章報告引用內容，請將重要項目列出，以佐證不影響除役計畫。

2.

(1)請依答復內容：「此處『除役各階段』應為本章報告所述的『組態』」修訂本章報告內容。

(2)答復內容：「各階段安全分析報告仍應視當時的除役進程」各階段，如是上述的「組態」，請修訂答復說明。

第二回合審查意見答復

1.

FSAR Rev.48: FSAR 修改案共 20 件，主要修改項目為福島改善案如下:

1) FC-MS1/2-10509-2: 福島事故改善案 MS-JLD-10108「強化核電廠因應電廠全黑能力至24小時」結案後增列至 FSAR 8.3.2.1.1.2.1節及附錄 B。
2) FC-MS1/2-10610-1: 在 Appendix B 新增福島事故改善案 MS-JLD-10115「NTTF 建議事項7.1－用過燃料池儀器之強化」專章。
3) FC-MS1/2-10801: 福島事故改善案 MS-JLD-10306「各電廠模擬器納入雙機組事故之能力」結案後增列至 FSAR 附錄 B。
4) FC-MS1/2-10802: 福島事故改善案 MS-JLD-10105「NTTF 建議事項2.3－地震、水災及其他廠外危害防護的現場履勘」結案後增列至 FSAR 附錄 B。
5) FC-MS1/2-10803: 福島事故改善案 MS-JLD-10104(AEC 核技處)「完成非耐震一級 TSC 結構耐震強化之規劃評估」結案後增列至 FSAR 附錄 B。
6) FC-MS1/2-10804: 福島事故改善案 MS-JLD-10204「利用區域地形圖重新檢視最大可能落雨量，以確認核電廠現行排洪設計」結案後增列至 FSAR 附錄 B。

FSAR Rev.49: FSAR 修改案共 7 件，主要修改項目如下:

1) FC-MS1/2-10611-2: 核三廠 FSAR 金屬撞擊監視系統相關章節修訂(4.4.6.4及1.8.2.133)。
2) FC-MS1/2-10807: 修改 FSAR 6.4.3.2 Emergency Mode 敘述，將 CREVS 自動停止正常通風及排風扇的敘述刪除。

2. (1)本計畫第一章的除役「階段」，是因應除役中不同時期的重要工作而劃分，而本章的「組態」，主要是依用過核子燃料貯存狀態不同而劃分，為使兩者有所區別，故採用不同的名稱，兩者的時間比對可參考下圖。



(2)前次答覆最後一段修訂為「前述提送期程僅為概略規劃，各組態安全分析報告仍應視當時的除役進程而於最適時機提送。」

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.
(1)所提的各項期程，應依據重要管制事項辦理。
(2)各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
(3)請在答復說明之圖示上，補充說明除役過渡階段前期、後期與除役組態之對照。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.
(1)遵照辦理。
(2)遵照辦理。
(3)審查意見所述之「除役過渡階段前期」及「除役過渡階段後期」應是以用過核子燃料完全退出爐心作為分界點，在核三廠除役計畫中，用過核子燃料可在機組運轉執照屆期後兩個月內自爐心完全退出，故「爐心仍有燃料」(即除役過渡階段前期)僅維持兩個月，本公司擬在此期間內持續遵守核三廠運轉期間的終期安全分析報告及技術規範，至於用過核子燃料完全自爐心中退出後的「除役過渡階段後期」將涵蓋本章所述的「島區整備階段」及一部分的「島區運轉階段」，進入「除役過渡階段後期」將遵守另案送原能會核定之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案；前次答復圖式修訂如下：



本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

意見編號	**05-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、B02、B04、B07	一(一)1	5-2~3	結案

第一回合審查意見

有關「重物墜落撞擊用過燃料池事件」之分析，請就以下審查意見答復：

1.請說明第5-2頁為何提及機組永久停機之4天、7天、8天、15天、16天等這麼多天？哪一天開始將爐心內的用過核子燃料退出至用過燃料池？

2.將爐心內的全部用過核子燃料退出至用過燃料池需要幾個工作天？

3.請說明規劃機組永久停機後多久開始將爐心內的用過燃料退出至用過燃料池？以及規劃多久可全部將爐心內的燃料退出至用過燃料池？

4.第5-2頁提及「將全部用過核子燃料退出至用過核子燃料池，並開始進行用過核子燃料吊運作業」，既然已經全部退出至用過核子燃料池了，怎麼才開始進行用過核子燃料吊運作業，請澄清。

5.核三廠進入除役階段，請說明兩部機同時吊運用過燃料之管制方式，於計畫內容作適當之補充說明。

6.第5-3頁提及永久停機後8天禁制區邊界及低人口密度區外邊界人員接受劑量可符合法規限值，以及於永久停機後16天用過核子燃料池島區控制站人員接受劑量可符合法規限值；然核三廠 FSAR 第15章燃料吊運事故分析，假設事故發生於大修停機後100小時（約4.167天）進行燃料吊運工作，其分析結果皆符合法規的要求，與此章節分析結果分別需要停機8天與16天後才符合法規的要求，請說明。

7.第5-2頁，第一、(一)、1節末句提到意外分析之"評估結果顯示"，請說明該劑量分析是依據何分析報告所得之結果，並請將此分析報告列入本章之參考文獻。

第一回合審查意見答復

1. 「重物墜落撞擊用過燃料池事件」之分析結果顯示劑量符合規定的天數，並非規劃退出燃料之時間。本公司預計規劃停機後2個月內完成爐心內的全部用過核子燃料退出至用過燃料池作業。
2. 依大修經驗，爐心內的全部用過核子燃料退出至用過燃料池約8~10個工作天，惟進入除役後已無短期工期壓力，目前預計規劃停機後2個月內完成爐心內的全部用過核子燃料退出至用過燃料池作業。
3. 目前規劃機組永久停機後2個月內完成爐心內的用過燃料退出至用過燃料池。
4. 此處係指安全分析假設條件，考量用過核子燃料吊運時，可能發生墜落事件，本計畫第七章評估除役期間可能發生用過核子燃料墜落的時機，以機組永久停機4天、7天、8天、15天及16天後，執行用過核子燃料吊運作業之情境分析。
5. 核三廠進入除役階段，將以行政管制規範，避免兩部機同時執行用過核子燃料吊運作業。為使除役計畫更為明確，本章節加入以下敘述：「在一號機運轉執照屆期後，二號機仍在運轉階段，一號機將參照電廠大修爐心燃料全出之組態，維持相關系統可用。除役期間以行政管制方式限制禁止兩部機同時執行用過核子燃料吊運作業，相關管制將於安全分析報告審定後

修訂於除役期間程序書遵行。」，詳附件05-002-05-A。

6. FSAR 分析時假設所有通風過濾系統皆維持可用，而於本分析時為保守考量，假設所有廠房通風過濾系統皆不可用，且分析標的為廢料廠房控制室，故分析結果會較 FSAR 分析結果較為保守。詳見07-005-1答復說明。
7. 第五章安全分析乙節內容為摘錄並簡要說明第7章「除役期間預期之意外事件安全分析」之分析結果，於第五章一、(一)亦明確說明，完整分析依據請參考第七章。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)、1

第二回合審查意見

1.除役計畫所述：「本計畫第七章評估除役期間可能發生用過核子燃料墜落的時機，並以機組永久停機4天、7天、8天、15天及16天後，立即將全部用過核子燃料退出至用過核子燃料池，並開始進行用過核子燃料吊運作業。」此段內容請依答復內容修正。

2.永久停機後，用過燃料島區整備期及島區運轉期，兩個期間之起始點應明確規劃，此時間點所對應之熱源項及輻射源項分別作為該兩期間燃料池安全分析及島區建置之根據和基礎。目前作法兩者常混談並有大修時程的影子，例如島區運轉至少在燃料移出爐心18個月後，為何每串熱移除能力要規劃14.15MW以涵蓋7天衰變熱11.4MW？安全分析結果也都以短期暫態呈現。兩時間點規劃可以保守些，如增加分別為3個月後和18個月後的靈敏度分析。

5.答復本章節加入之內容，摘錄如下：「本章是以單部機狀況執行分析...，至兩部機運轉執照皆屆期後，始符合本分析之情境」，既然以單部機分析，則1號機運轉執照屆期後即能符合分析情境才是，為何需待兩部機皆屆期才能符合？請再檢視調整答復敘述。

6.請將答復說明增列於本文中。

除以上第1、2、5、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.擬於「1. 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件」一節的最末處補述，「目前本報告所述分析結果，顯示永久停機16天後發生意外時人員劑量能符合規定，但永久停機後16天並非規劃退出燃料之時間，本公司預計機組運轉執照屆期後的2個月內，將該機組爐心內的全部用過核子燃料退出至用過燃料池。」詳附件05-002-01-B。

2.依目前規劃，「用過燃料池島區整備期間」自用過核子燃料全部移至用過燃料池開始，至用過燃料池島區開始運轉時結束，之後即為「用過燃料池島區運轉期間」，用過核子燃料預計自機組運轉執照屆期後兩個月內即可全部移至用過燃料池，島區運轉的啟始點不早於機組運轉執照屆期後18個月，實際時間點需視後續島區專案規劃送大會審查之結果而定。審查意見所述之系統移熱能力14.15MW，係指目前用過燃料池其中一串用過燃料池冷卻及淨化系統在機組運轉期間的設計參數(依據核三廠終期安全分析報告表9.1-1所載)，

本章表5-1欲表達的是，運轉一串目前的用過燃料池冷卻及淨化系統即可確保運轉執照屆期且全爐心退出後，用過燃料池的衰變熱不會超出該系統移熱能力。核三廠各機組運轉執照屆期後，系統運轉規劃會依運轉期間相關規定辦理，也就是每部機組的用過燃料池均會維持兩串用過燃料池冷卻及淨化系統，每串具備14.15MW 的移熱能力，直到大會核備本公司申請的燃料池島區運轉組態為止，目前規劃的時間點為不早於停機後18個月。

除役計畫第七章需探討喪失冷卻能力後用過燃料池水下降速度，而其中影響水位下降速度之主要參數為衰變熱，因衰變熱會隨時間下降，除役計畫已進行多個停機時間之衰變熱計算(包含停機後3個月，最長至1年)，所分析之天數已具足夠保守度，證明停機時間越久，用過燃料池水位下降速度越慢，除役計畫中計算衰變熱主要目的並非用於島區冷卻能力的詳細規劃，島區運轉所需之冷卻能力屆時將依實際情況(例如更符合當時情境的島區啟用時間)進行評估，並於島區專案另行陳報大會。

5.前次答覆中修訂之內容，已調整為「在一號機運轉執照屆期後，二號機仍在運轉階段，一號機將參照電廠大修爐心燃料全出之組態，維持相關系統可用。除役期間以行政管制方式限制禁止兩部機同時執行用過核子燃料吊運作業，相關管制將於安全分析報告審定後修訂於除役期間程序書遵行。」，不需待兩部機運轉執照屆期後才符合。

6. 擬於「1. 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件」一節補充說明「 FSAR 分析時假設所有通風過濾系統皆維持可用，而於本分析時為保守考量，假設所有廠房通風過濾系統皆不可用，且分析標的為廢料廠房控制室，故分析結果會較 FSAR 分析結果保守。」詳附件05-002-06-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)、1

第三回合審查意見

2.有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意 見	**05-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S04、S05、S09、S12、B06、B09、B14	一(一)1 一(一)2	5-4	結案

第一回合審查意見

有關「重物墜落撞擊用過燃料池事件」之分析，請就以下審查意見答復：

1.請說明預估何時可完成「吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(FHA)且燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量分析」？在未提出上述分析報告前，請將此議題列入追蹤事項。

2.「已規劃補足相關分析」之敘述，請說明相關分析內容為何？

3.請說明「完成分析後更新於本報告」之預估時程及作業機制？

4.提及之吊運燃料發生重物墜落撞擊用過燃料池事件且燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量，請說明此事件發展情境及假設為何？此與第七章 FHA 分析情境不同處為何(排氣系統可用性嗎)？

5.提及「參考國際業界壓水式電廠案例...依據業界經驗及相關分析...」，請將電廠案例、業界經驗等資料整理並提出說明。

6.提及「本章報告保守假設核三廠永久停機16天後，即可不必維持主控制室通風過濾系統可用，並停用或留用相關系統」。同章節於先前提到永久停機時，皆說明停機後吊運用過核子燃料，似乎是以個別機組判定永久停機，但此處假設之不必維持主控制室通風過濾系統可用，卻似乎為假設兩部機組皆已停機，請澄清永久停機之定義，是以整個廠還是以個別機組判定。

7.第5-4頁「本章報告保守假設核三廠永久停機16天後，即可不必維持主控制室通風過濾系統可用，並停用或留用相關系統，本公司已規劃補足相關分析，確認發生 FHA 時，能符合 SRP6.4、10 CFR 50 Appendix A, GDC 19 及我國核子反應器設施安全設計準則之要求，將於完成分析後更新於本報告。」第29頁，第五.三.(一).2節有相同敘述。在分析完成且經本會同意前，仍應假設主控制室通風過濾系統需可用。且除劑量外，是否仍應考慮控制室通風系統同時也擔負避免人員遭受有害物質影響之功能。

8.第5-4頁提及「若硼酸濃度小於650 ppm 時，能確保增殖因數小於1.0，即使在無硼酸的純水狀況下，仍能確保增殖因數小於1.0」。請明確說明硼酸濃度小於650 ppm 時，增殖因數數值為何？在無硼酸的純水狀況下，增殖因數數值為何？

9.第5-4頁提及「若事件發生在停機後7天，最後一週期全爐心用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，用過核子燃料池池水將於9.15小時後達到飽和溫度」，請明確說明本段分析所依據的「最後一週期」是指哪一個 EOC？

第一回合審查意見答復

1. 「吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(FHA)且燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量進行分析」本段分析預定將於111年年底提送。

2. 該分析之情境為，吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(FHA)且

燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量進行分析。

3. 本公司預計可於取得除役許可前，將本分析經主管機關審查同意後的內容，併同環評報告審查結論與除役計畫的差異進行除役計畫修改。
4. 第七章之評估情境為：操作人員於燃料廠房進行燃料吊運時發生燃料掉落事故，燃料廠房緊急排氣過濾系統假設失效直接排放至環境，依據大氣擴散條件計算廢控室人員接受輻射劑量，此處所提尚未進行分析的則是主控制室人員接受劑量。兩者差異在於所在廠房相對位置、控制室取氣流量及空間大小。
5. 依西屋 PWR 的 STS，主控制室通風過濾系統在挪移照射過燃料期間為需可用的系統，可用條件原文為「During movement of irradiated fuel assemblies」，核三廠亦同；而參考美國 PWR 電廠經驗，Diablo Canyon 1&2(MODE 1~6)、Indian Point 2(MODE 1~4)、North Anna 1&2(MODE 1~4)等機組，均經相關分析後，向 USNRC 申請將主控制室通風過濾系統需可用之條件修改為「During movement of recently irradiated fuel assemblies」並獲核准，其中 recently 可為反應器停止運轉後3~7天不等的時間。故本章報告參考前述電廠案例，假設核三廠永久停機16天後，主控制室通風過濾及與其相關的支援系統即可留用或停用，應已足夠保守，並依此作為本章系統安全分類之論述基準；本公司後續仍會以相關的分析結果佐證此假設的正確性，並向主管機關申請變更主控制室通風過濾及與其相關支援系統需可用之條件。
6. 本章報告透過研讀國際案例，判斷運轉執照屆期後經過一段時間，將主控制室通風過濾系統停用應有其可行性，但目前尚未就任一機組燃料廠房於運轉執照屆期後，發生燃料吊運事故且主控制室通風過濾系統失效時的主控制室人員接受劑量進行分析，也不會以本章目前所述內容做為變更現有系統運轉狀態之依據，以目前規劃，在二號機機組運轉執照屆期前，本公司皆會保持主控制室通風過濾系統可用；而二號機機組運轉執照屆期後，若要變更任一或全部機組的系統運轉狀態前，皆會另案向管制機關申請，並依管制機關審查結果實施，未通過審查前，系統運轉狀態將不予變更。
7. 依目前規劃，主控制室通風系統於機組進入除役階段初期仍會維持可用，本公司將另提分析報告，依分析報告結論進行系統安全重新分類後，納入終期安全分析報告或除役期間安全分析報告，並依上述文件送大會審查後審定之結論進行管制。
8. 據核三廠技術規範及終期安全分析報告(FSAR)之分析，當硼酸濃度大於650 ppm 時，能確保增殖因數小於或等於0.95之要求；若硼酸濃度小於650 ppm 時，能確保增殖因數小於1.0，即使在無硼酸的純水狀況下，仍能確保增殖因數小於1.0。
9. 「若事件發生在停機後7天，最後一週期全爐心用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，用過核子燃料池池水將於9.15小時後達到飽和溫度」，本段分析提到的「最後一週期」是指運轉執照屆期的最後一週期，依據目前電

廠營運規劃，為一號機第29週期。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請補充台電公司管控機制。
3.請將答復說明增列於本文中。
5.請修訂相關章節，明確說明答復內容。
6.審查意見是詢問報告中敘述「本章報告保守假設核三廠永久停機16天後，即可不必維持主控制室通風過濾系統可用，並停用或留用相關系統」，但同章節其他部分提到永久停機時，以停機後吊運用過核子燃料為例，似乎是以機組為單位。如果是一號機停機16天後，二號機還在運轉，分析時就得假設二號機事故對一號機控制室造成的劑量，故符合報告情境的情況需兩部機皆停機，報告中永久停機之定義不明，故請台電公司澄清永久停機定義。答復中說明分析未澄清永久停機之定義，應澄清並修訂報告中混淆之敘述。
7.
(1)報告中是敘述「完成分析後更新於本報告」，與答復所述內容不一致，請檢視答復與報告內容做適當的修訂；另報告中僅有提到 FHA，但控制室適居性方案尚有考慮發生有害物質危害時以隔離模式運轉等。
(2)請說明管制案 GA-0-10201「核一、二、三廠主控制室邊界完整性驗證與建立主控制室適居性方案」是否適用於除役期間。
8.回復『據核三廠技術規範及終期安全分析報告(FSAR)之分析，當硼酸濃度大於650 ppm 時，能確保增殖因數小於或等於0.95之要求；若硼酸濃度小於650 ppm 時，能確保增殖因數小於1.0，即使在無硼酸的純水狀況下，仍能確保增殖因數小於1.0』，請針對原提審查意見之問題，實際計算並將結果列出。
除以上第1、3、5、6、7、8小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.因島區運轉之前置作業(包括設計、主管機關審查、採購、施工、試運轉測試)時間很長，本公司將透過定期的每季內部會議掌握專案進行之進度，以符合目前規劃之期程。
3.擬將原文「將於完成分析後更新於本報告」，修改為「分析預定於111年年底提送原能會進行審查，並預定於原能會審查完成後，將經原能會審查同意之分析結果，併同環評報告審查結論與除役計畫的差異更新於本報告」，詳附件05-003-03-B。
5.擬於「1. 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件」一節補充說明如下：「核三廠技術規範係參考自西屋 PWR 的標準技術規範(STS)，其中主控制室通風過濾系統/燃料廠房緊急通風過濾系統在挪移照射過燃料期間為需可用的系統，可用條件原文為「During movement of irradiated fuel assemblies」；而目前許多美國 PWR 電廠，Diablo Canyon 1&2(MODE 1~6)、Indian Point 2(MODE

1~4)、North Anna 1&2(MODE 1~4)等機組，均經相關分析後，向 NRC 申請將主控制室通風過濾系統/燃料廠房緊急通風過濾系統需可用之條件修改為「During movement of recently irradiated fuel assemblies」並獲核准，其中 recently 可為反應器停止運轉後3~7天不等的時間。故本章報告參考前述電廠案例，保守假設核三廠二號機永久停機16天後，任一機組的主控制室/燃料廠房緊急通風過濾及與其相關的支援系統可依據分析結果向原能會申請留用或停用…」，詳附件05-003-05-B。

6.於「…該些電廠分析案例顯示，在停機7天之後即可不必維持主控制室通風過濾系統可用，依據業界經驗及相關分析，本章報告保守假設核三廠永久停機16天後，即可不必維持主控制室通風過濾系統可用，並停用或留用相關系統」一段文字中，「永久停機」原意與前文的分析狀態相同，一號機停機並待二號機運轉執照屆期停機16天後再停用主控制室通風過濾系統，但考量本段文字僅是為了敘述永久停機後經過一段時間，將主控制室通風過濾系統停用之規劃應有其可行性，其目的並探討分析時應以何種情境執行才合理，亦不會以本章目前所述內容做為變更現有系統運轉狀態之依據，又，本公司目前規劃，在二號機機組運轉執照屆期前，本公司皆會保持兩部機組的主控制室通風過濾系統可用，且未來變更系統運轉狀態前，皆會另案向主管機關申請，並依主管機關審查結果實施，未通過審查前，系統運轉狀態將不予變更。綜上所述，為免造成誤解，本段文字擬修訂為：「故本章報告參考前述電廠案例，保守假設核三廠二號機永久停機16天後，任一機組的主控制室/燃料廠房緊急通風過濾及與其相關的支援系統可依據分析結果向原能會申請留用或停用…」，詳附件05-003-06-B。

7.

(1)分析結果納入終期安全分析報告或除役期間安全分析報告時，亦會同步更新於除役計畫中。有關控制室適居性方案的適用範圍請參閱小題(2)的答復說明。

(2)依 GL 2003-01的要求，當燃料退出爐心且停機超過一年後，控制室人員已不需再考量有害化學物質(因此類事件是一個短暫事件，人員可撤離控制室改由現場監視)。另參考美國除役電廠 SONGS 的 DSAR 內容，進入除役期間且燃料退出以後，控制室仍能滿足事故時控制室人員劑量低於5 rem(50 mSv)的要求，但適居性與緊急通風過濾性統不需可用，而美國除役電廠 VY 的 DSAR 亦顯示，燃料永久退出爐心後，反應器廠房緊急通風過濾系統已不需可用，控制室喪失適居性的情節亦不需考慮，故管制案 GA-0-10201不適用於核電廠除役期間；GL2003-01及 SONGS、VY 的 DSAR 內容摘錄詳附件05-003-07-B。

8.用過燃料池水硼酸濃度0 ppm 時之有效增殖因數(K_{eff})為0.99904。燃料束濃縮度為1.91 w/o，硼酸濃度250 ppm 時之 K_{eff} 為0.94624。硼酸濃度增加400 ppm 抵補因燃料束濃縮度增加至5.0 w/o (配合燃耗額度)後之反應度增加。核三廠於運轉期間，會透過定期監測的方式，確保燃料池硼濃度大於2000ppm，進

入除役期間、燃料池仍在運轉時(包含爐心仍有燃料、島區整備及運轉階段)，仍會比照營運期間方式辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)、1

第三回合審查意見

1. 請刪除第一回合答復有關送審時間(預定於111年年底)之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
3. 請刪除本項送審時間(預定於111年年底)之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
6. 各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
7.

(1)GL 2003-01文件僅於「addressees」有燃料移出後一年之敘述，但答復之其他內容皆非出自 GL 2003-01。「addressees」之敘述充其量僅表示 GL 2003-01適用範圍，並非表示不在 addressees 範圍之電廠便不用考慮有害化學物質影響；答復所提供案例僅有說明該些電廠之事故後劑量影響降低，並未說明不用考慮有害化學物質影響；報告中新增的內容敘述參考業界經驗提出運轉規範修改後申請停用，惟核三廠運轉規範原本便僅針對 CREVS，且即使業界經驗認為 CREVS 之運轉規範可以改為僅適用在燃料移出一段時間，也不表示法規對於控制室適居性沒有要求。控制室對有害化學物質之適居性要求並非僅來自 GL 2003-01，而是來自10 CFR 50 Appendix A GDC 19 (RG 1.78 Evaluating the Habitability of a Nuclear Power Plant Control Room During a Postulated Hazardous Chemical Release 便敘述其依據為 GDC 19)。除役計畫第五章一(一)1.最後一段敘述「本公司規劃之相關分析，將確認發生 FHA 時，主控制室能符合 SRP 6.4、10 CFR 50 Appendix A GDC 19及我國核子反應器設施安全設計準則」等，GDC 19範疇尚包含有害化學物質，若申請時僅有 FHA 時之劑量分析，並無法滿足 GDC 19。

(2)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。

除以上第1、3、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.遵照辦理，第一回合答復擬修訂如下：「吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(FHA)且燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量進行分析」本段所述分析本公司已積極辦理，未來將考量各項文件之關聯性及島區建置作業所需時程等因素，並於適切時機將各項文件送大會進行審查，以使除役相關作業能依預定時程完成。」。

3.遵照辦理，該段文字修訂為「...分析完成並經原能會審查後，將經原能會審查同意之分析結果更新於本計畫，並另案向原能會申請停用主控制室/燃料廠房緊急通風過濾及其他相關系統。」，詳附件05-003-03-C。

6.遵照辦理。

7.

(1) GDC19的要求是於運轉期間發生事故(如 LOCA)時，控制室須能提供安全防護，使得控制室人員持續操作將機組安全停機。核三廠於運轉執照屆期後機組將永久停機，已無安全停機的顧慮，因此若發生事故時，控制室人員發現任何危害(如輻射或有害化學物質)時，即可立即撤離，以確保人員安全，並改由現場監視，待事件結束後返回控制室。

另，擬於第5-4頁增加下列敘述：「另有關有害化學物質，參考歷年核三廠對於廠內、外有害化學物質儲存量及廠外載運量之評估結果，在運轉期間，若該些有害化學物質意外洩漏，並不會對控制室人員生命安全造成影響；在進入除役期間後，廠內儲存的有害化學物質中以二氧化碳的存量最高，廠內、外其他有害化學物質(如氫氧化氨、氯化氫、甲醇、乙腈等)運儲量應不會超過運轉期間，可知控制室人員生命安全將不會因有害物質意外洩漏受到影響，且即使發生有害物質洩漏事件，由於核三廠於運轉執照屆期後機組將永久停機，已無安全停機的顧慮，當控制室人員發現任何危害(如二氧化碳濃度過高)時，可立即撤離，以確保人員安全，並改由現場監視用過燃料池狀況，待事件結束後返回控制室，前述應變措施將納入核三廠除役期間相關程序書。」，詳附件05-003-07-C。

(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(一)、1

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**05-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、B14	一(一)4	5-5	結案

第一回合審查意見

有關「用過燃料池冷卻水流失事件」之分析，請就以下審查意見答復：

1.第5-5頁第3段之敘述，請增加簡圖對照，說明冷卻水泵的進口、出口處、正常水位、燃料架頂端、回流用過燃料池管子逸氣孔等位置與標高。

2.第5-5頁第4段之敘述，請增加簡圖對照，說明1、2號閘門，密封環、支撐托架、水門固定栓、儀用空氣充壓裝置等。並請在圖上標示設備或組件之位置與標高。

3.第5-5頁第2段之敘述「依核三廠用過核子燃料池設計，用過燃料池下方並無穿越孔」，請澄清與現況，以及報告第七.一.(四)節之分析是否相符。

第一回合審查意見答復

1. 用過核子燃料池冷卻水泵的進口管路自用過燃料池140.5呎高之處取水，

該點低於正常池位146.5呎，冷卻水泵出口回流到池內，經共同集管在127.66呎處注入池內，燃料架頂端標高為121.66 呎，每一條回流用過燃料池管子，在144.5呎處有逸氣孔，此逸氣孔可破壞虹吸現象，以免低點管路破裂時池水被吸光。用過燃料池相關高度標示如附圖一。

2. 用過燃料池閘門1、2位置標示如附圖二，密封環、支撐托架、水門固定栓、儀用空氣充壓裝置等為閘門系統附屬設備。閘門之標高請參考附圖一。

3. 修正與第七章一致。洩漏偵測系統管路(HG-138-1”-XCD、HG-139-1”-XCD、HG-140-1”-XCD)位於燃料池內襯鋼槽外部，內襯鋼槽未受損時，管路失效沒有導致池水流失的疑慮，詳附件05-004-03-A。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)、4
第二回合審查意見
1~2請將答復內容與附圖加到計畫書內。 除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1~2.於報告 P.5-5新增附圖，詳附件05-004-01-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)、4；新增圖5-1、圖5-2
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	五(一)5	5-6	結案
第一回合審查意見					
有關「其他與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害」，於第5-6頁提及「與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害整理自第七章，對用過燃料池有影響的自然災害事件包含：地震、颱風、海嘯、洪水、土石流、雷擊事件與惡劣氣候等事件」。 1.請補充說明第七章考量之自然災害符合哪些國內外法規的要求？ 2.這些對用過燃料池有影響的自然災害事件包含：地震、颱風、海嘯、洪水、土石流、雷擊事件與惡劣氣候等事件，考量之風險尺度(Range)是多少？ 3.是否具足夠保守性？ 4.是否考量超越設計基準事故(BDBA)？ 5.所考量之極端氣候條件為何？					
第一回合審查意見答復					
1. 本報告第七章所考量之自然災害，係依據原能會《核子反應器設施除役計畫審查導則》(會核字第10800093531號令)針對第七章除役期間預期之意外事件安全分析之審查程序：「申請者必須說明設施除役期間各階段 (含核子燃料全部移出核子反器前)可能發生之各類意外事件，依性質可分為意外事件(如核安、輻安、工安、環安、火災等)、自然災害事件(如颱風、暴雨、土石流、地震及海嘯等)及人為破壞等」進行自然災害評估。 另國外法規要求應考量的廠外事件，係參考 NUREG-1407、NUREG/CR-2300及 ASME/ANS RA-Sa-2009所歸納的廠外事件，考慮各項廠外事件特性					

及對機組運轉的影響，也依據業界評估經驗整合台灣本土發生過特殊、嚴重的天然災害，再進行廠外事件篩濾。

2. 參考國外經驗 NUREG-1738(Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants)報告，該報告針對除役電廠用過燃料池(SFP)所評估之9項肇始事件(地震、重物墜落、惡劣天氣造成喪失外電、電廠及電網因素造成喪失外電、廠內火災、喪失冷卻、喪失冷卻水、飛機撞擊、龍捲風飛射物)及進行風險值量化(詳如下表)，該研究結果顯示，除役後之用過燃料池肇始事件加總的影響，對用過燃料池可能導致燃料裸露的頻率較運轉中電廠風險約小1~2個量級。

Table 3.1 Spent Fuel Pool Cooling Risk Analysis — Frequency of Fuel Uncovery (per year)

INITIATING EVENT	Frequency of Fuel Uncovery (EPRI hazard)	Frequency of Fuel Uncovery (LLNL hazard)
Seismic event [5]	$2x10^{-07}$	$2x10^{-06}$
Cask drop [6]	$2.0x10^{-07}$	same
Loss of offsite power[7] initiated by severe weather	$1.1x10^{-07}$	same
Loss of offsite power from plant centered and grid-related events	$2.9x10^{-08}$	same
Internal fire	$2.3x10^{-08}$	same
Loss of pool cooling	$1.4x10^{-08}$	same
Loss of coolant inventory	$3.0x10^{-09}$	same
Aircraft impact	$2.9x10^{-09}$	same
Tornado Missile	$<1.0x10^{-09}$	same
Total[8]	$5.8x10^{-07}$	$2.4x10^{-06}$

3.

NUREG-1738報告於2001年出版，所評估之地震事件，係以地震檢核清單(Seismic checklist)進行檢核，目的為透過檢視設計資料與地震現場巡查，可快速的確認用過燃料池是否存因地震造成結構失效之潛在弱點，而透過該地震檢核清單可確認其用過燃料池在因應1.2g Peak Spectral Acceleration (PSA)之地震時，仍可確保其結構完整性。

2011年日本福島事件後，美國核管會(USNRC)於2013年依據 NTTF(Near Term Task Force)建議事項2.1之要求，規範業者需執行地震調查工作(包含廠址地質、斷層調查等)，並依據「地震危害分析資深委員會」第3層級(Senior Seismic Hazard Analysis Committee Level 3，簡稱 SSHAC Level 3)之程序，以最新地質調查結果建立廠址地震危害度評估，再依據所建立之廠址地震危害曲線，執行 SPRA(Seismic Probabilistic Risk Assessment)等地震風險再評估工作。

本公司因應 NTTF 2.1及管制單位於 JLD-10101核管案件要求，依據 SSHAC Level 3產出之廠址危害曲線執行地震安全度評估(SPRA)及用過燃料池完整性再評估。SPRA 目前正依據最新陳報大會之核三廠廠址地震危害曲線，執行設備、結構物之耐震能力評估中，尚未有地震風險量化結果；另用過燃料池完整性再評估亦正進行中，評估方法採用 EPRI 3002009564報告所提出適用於廠址 GMRS 之 PSA 大於0.8g之評估方法，並經由 EPRI 3002009564

報告所提供之細部結構檢核與耐震容量計算，確認核三廠在最新廠址地震危害下，符合美國核管會於 NTTF 建議事項2.1中，對於用過燃料池地震風險再評估之相關要求。

4. 依據 ASME/ANS RA-Sa-2009 PART 6「廠外事件篩濾與保守度分析」細部要項 EXT-B1之5項篩濾準則(如下列所述)進行篩濾:
   - 事件危害相當或低於原設計基準危害；須評估電廠的結構與系統的設計基準要求，是否與此廠外事件一致。
   - 此事件發生機率遠低於其他事件，且考量兩者頻率不確定度，此事件不會比其他事件造成更嚴重的後果。
   - 此事件幾乎不可能發生在本廠，標準的認定在於其強度範圍與回歸週期。
   - 此事件之定義已經隱含於其他事件中。
   - 此事件發生時間緩慢，並可證明該事件有足夠的時間供電廠消除危害來源或適當反應。

   由於該標準適用於核能電廠功率運轉的篩濾條件，在應用於除役期間時考量用過核子燃料在除役期間的衰變熱遠低於持照運轉期間，故採用該標準於除役電廠之廠外事件篩濾，已具有相當保守性。
5. 如上述3答復，除役電廠之廠外危害分析已具有相當保守度，故未考量超越設計基準事故。
6. 參考 NUREG-1407、NUREG/CR-2300及 ASME/ANS RA-Sa-2009所歸納的廠外事件進行篩濾，核三廠除役計畫第七章所列可能造成的極端氣候包含乾旱、夏季高溫、颱風、強降水、大雪，其中乾旱及夏季高溫非立即衝擊用過核子燃料池安全，核三廠有時間可進行應變，另核三廠位處熱帶季風氣候/副熱帶季風氣候地區，難以發生大雪，颱風及強降水事件則納入第七章「颱風」及「洪水」章節探討。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

本大題答復與地震有關部分由 JLD-10101核管案件追蹤，請將相關內容摘要納入除役計畫。第5項所提「除役電廠之廠外危害分析已具有相當保守度，故未考量超越設計基準事故」，請重新研擬除役期間適切之因應作法。另針對地震危害新事證之評估結果，個廠用過燃料池須建立量化風險評估以適切納入超越設計基準事故。

第二回合審查意見答復

依審查意見將核管案 JLD-10101有關用過燃料池評估結果摘要如下:

本公司依據美國核管會所發布 NTTF 建議事項2.1中，有關用過燃料池地震風險再評估之導則，已於107年4月完成「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告，並提交大會審查，大會於109年4月准予備查。依據該報告之評估結論，核三廠用過燃料池結構設計，完全符合EPRI

3002009564報告中針對高震度廠址所定義的可接受準則，意即核三廠現有用過燃料池之設計與運轉，並無顯著潛在地震風險之疑慮。

依據該報告之評估結果確認：(1)核三廠用過燃料池結構的高信心低失效機率(HCLPF)加速度值大於 GMRS 最大地表加速度與特定頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI3002009564 可接受準則；(2)核三廠用過燃料池在保守不考慮補水的情況下，在受震後喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間約為 166 小時，符合 EPRI 3002009564 可接受準則，即用過燃料池在喪失冷卻後到水位下降至所儲存燃料棒三分之二高度所需時間必須大於 72 小時之要求。

另本公司已於110年11月陳報「核三廠用過燃料池完整性再評估」報告，該報告係納入 SSHAC Level 3 PSHA 結果，再依據 EPRI 3002009564導則，重新評估用過燃料池完整性，目前由核管案件 JLD-10101持續追蹤，待大會審查核備後再更新於除役計畫中。

有關超越設計基準事故，本公司已參照 NUREG-2161之分析方法架構，完成核三廠用過燃料池超越設計基準事故風險評估內容，以 USNRC 所制定輻射意外早期致死的定量健康目標(Quantitative Health Objectives, QHO)作為安全目標，釐清廠區周邊民眾因事故潛在罹癌死亡的風險，以作為核三廠是否有針對用過燃料池提出風險抑低措施必要性的參考。該報告已於109年9月陳報大會，目前由核管案 JLD-10122持續追蹤，待大會審查核備後再更新於除役計畫中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.第一回合第2項答復：「進行風險值量化(詳如下表)，該研究結果顯示，除役後之用過燃料池肇始事件加總的影響，對用過燃料池可能導致燃料裸露的頻率較運轉中電廠風險約小1~2個量級」，請說明如何由該表得到此結論。

2.第一回合第4項答復說明：「考量用過核子燃料在除役期間的衰變熱遠低於持照運轉期間，故採用該標準於除役電廠之廠外事件篩濾，已具有相當保守性。」僅採衰變熱降低但其他設備或條件有所變動之情況下，並不足以佐證具有保守性。

3.第二回合審查意見第5項所提「除役電廠之廠外危害分析已具有相當保守度，故未考量超越設計基準事故」，本項意見並未提出答復說明，請重新研擬除役期間適切之因應作法。

4.第二回合審查意見「另針對地震危害新事證之評估結果，個廠用過燃料池須建立量化風險評估以適切納入超越設計基準事故」的答復說明，並未切題，請重新提出。

第三回合審查意見答復

1.擬將第二回合答復修正如下:

美國 NRC 網站已於2022年3月公告除役法規草案10CFR 50.200，待此法規正式立法後，即會正式發行新的法規指引 RG 1.235(即目前的草案 DG-1346)。該草案將除役緊急應變計畫分為四個狀態是經過NRC多年的經驗法則制定，除役的風險分析先後引用 NUREG-1738 (2001/2)及 NUREG-2161 (2014/9)。NUREG-1738於第五章中說明對於功率運轉期間，緊急計畫針對的事故序列是由相當多不同風險顯著的事故序列進行分析，對廠外民眾可減免的劑量風險值約為每年10^{-5}，而緊急計畫對於除役電廠效果較為顯著事故為護箱掉落事故，但護箱掉落事故發生頻率低(約為每年$2x10^{-7}$)，相較於運轉中電廠緊急計畫可減免的劑量風險值，除役電廠可減免之劑量風險值約小兩個量級。故無論除役電廠是否豁免廠外緊急計畫，對於降低廠外民眾劑量的影響程度已較不顯著，核三廠除役期間廠外緊急計畫將依據「核子事故緊急應變法」辦理。

2. 擬將修訂第一回合第4項答復說明如下：
考量用過核子燃料在除役期間的衰變熱遠低於持照運轉期間，衰變熱降低且維持相同條件下，採用該標準於除役電廠之廠外事件篩濾，已具有相當保守性。

3. 擬將修訂第一回合第5項答復說明如下：
考量用過核子燃料在除役期間的衰變熱遠低於持照運轉期間，衰變熱降低且維持相同條件下，採用該標準於除役電廠之廠外事件篩濾，已具有相當保守性。

4. 福島事件後核三廠增加消防管路對於燃料池進行補水和灑水，並完成福島事故改善案 MS-JLD-10115「NTTF 建議事項7.1－用過燃料池儀器之強化」，該案為福島事件後增設燃料池的水位與溫度感測儀器，於除役期間仍繼續維持其功能；已納入 FSAR Appendix B 專章進行說明。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式。本項列入重要管制事項。

意見編號	05-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	一(一)	5-4~6	結案

第一回合審查意見

第5-4~5-6頁，陳述「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」、「用過核子燃料池冷卻水流失事件」以及「其他與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害」等事件，惟針對除役期間用過核子燃料安全的主要風險顧慮係來自於用過燃料池

之儲存，請台電公司針對核三廠除役過渡階段風險評估之規劃及期程提出說明，評估範圍至少包括用過燃料池島區整備期間及運轉期間。

第一回合審查意見答復

核三廠除役過渡階段風險評估之規劃分2部分：

- 用過燃料池島區整備期間：為爐心燃料至用過燃料池，與現行大修作業一致，可由現有營運中大修模式 POS8A(更換燃料池滿水(燃料全出前))進行爐心風險評估涵蓋。
- 用過燃料池島區運轉期間：參考業界燃料池風險評估方法，進行用過燃料池風險評估，相關風險評估將於島區建置專案報告中詳述，依本公司目前規劃，將分別於111年11月提送島區相關安全事故分析、112年7月提送島區整備階段安全分析報告、113年7月提送島區運轉期間安全分析報告至大會進行審查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.所提用過燃料池島區整備期間答復內容“由現有營運中大修模式 POS8A(更換燃料池滿水(燃料全出前))進行爐心風險評估涵蓋”，請說明規劃作法。
2.所提用過燃料池島區運轉期間之答復說明係安全分析，請針對用過燃料池仍有燃料階段，提出建立量化風險評估模式之規劃及期程。用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復

1.用過燃料池島區整備期間，爐心燃料已全數移至用過燃料池，用過燃料池冷卻及相關支援系統仍沿用功率運轉狀態，將依據既有運轉系統進行用過燃料池風險評估。
2.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。
2.用過燃料池相關風險評估，須納入 EPRI 3002002691 “PWR Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework and Pilot Plant Application”報告。此方法論報告除完成 SFP 之 PRA(包括 SFP 燃料受損事件發生率、後果、成功準則、相關物理現象及救援策略等)外，亦探討“Framework for probabilistic risk assessment (PRA) modeling of risk associated with reactor and SFP including their

interactions”項目，其做法係考量爐心有燃料期間與SFP交互影響之風險模擬之架構。

3.請刪除第一回合有關送審時間之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。

第三回合審查意見答復

1.核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，因此爐心模式沿用既有大修模式，風險管控則依據大修停機安全管制作業程序書；燃料池島區整備期間，仍維持與運轉中大修相同之設備與運轉模式，故風險管控仍比照大修停機安全管制作業，原大修模式主要風險來源為爐心燃料之熔損(CDF)，不需考慮用過燃料池冷卻/補水等系統是否有停用，即不論用過燃料池冷卻/補水等系統之組態為何所產生之風險，與爐心燃料毀損之風險相比皆屬為insignificant，可忽略不計，參考NUREG-1738報告表3.1所提供的喪失池水冷卻及冷卻水流失之燃料未被水覆蓋發生頻率(FUF)分別為每年$1.4x10^{-8}$、$3.0x10^{-9}$。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

2.EPRI 3002002691報告為EPRI於2014年6月出版的研究報告，如該報告的摘要所述，有鑑於福島事件凸顯了反應器(Reactor)與用過燃料池(SFP)間之潛在相互影響，譬如於 SFP 冷卻水溢出可能影響爐心冷卻系統、或涉及爐心的嚴重事故也可能影響 SFP 維持冷卻的能力、以及爐心與 SFP 共用支援系統故障可能同時挑戰爐心和 SFP 安全運轉等等，針對這些情境，研發了一個先導的 PRA 模型。惟依據核三廠除役計畫之規劃，核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，EPRI 3002002691先導 PRA 模型有關爐心及用過燃料池之交互影響的情境不適用於核三廠除役計畫。然本公司仍積極規劃，後續將待用過燃料池島區建置專案(即 SFP 設計修改)經大會審查同意後，參酌 EPRI 3002002691報告中適用於 SFP 的部分，並納入 SFP 島區運轉模式中。有關島區運轉期間PRA靈敏度分析將規劃納入島區專案。

3.第一回合答復調整如下：

用過燃料池島區運轉期間將參考業界燃料池風險評估方法，有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**05-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B04	一、(二)	5-6~8	結案

第一回合審查意見

有關「除役各階段安全分析」之內容：

1.第5-6頁，第一、(二)節「除役各階段安全分析」及其結論，請說明是依據何分析報告所得之結果。

2.依除役審查導則要求，須證明每一個階段完成後之分析結果，可確保廠區核能或輻射安全顧慮未高於前一個除役階段，目前各階段安全分析內容只有定性敘述而無定量分析之結果，請以列表方式說明除役各階段的風險，並提出各階段風險為逐漸降低之佐證，補充於報告內。

3.用過燃料池島區運轉期間，原以海水為最終熱沉變更為以大氣做為最終熱沉，該設計變更之設施均非耐震 I 級，何以確認其核能或輻射安全顧慮低於前一個除役階段(用過燃料池島區整備期間)，請說明。

4.第5-7頁提及「用過核子燃料池島區整備期間」及「用過核子燃料池島區運轉期間」，請補充說明用過燃料池島區整備期間過渡至運轉期間，此過渡界面期間有多久？如何管制？是否需建置 SOP？以及規劃建置 SOP 之期程為何？

5.第5-8頁，一.(二).3節最後一段敘述「此一變更使得用過核子燃料池島區相關冷卻水系統使用較少的支援系統，同時保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全。因此，用過燃料池島區運轉期間之風險將比用過核子燃料池島區整備期間低。」使用較少的支援系統與確保風險較低並無直接關係，請增補充報告敘述。

第一回合審查意見答復

1. 第五章安全分析乙節內容為摘錄並簡要說明本計畫第七章「除役期間預期之意外事件安全分析」之分析結果，完整分析依據請參考本計畫第七章。

2. 依「核子反應器設施除役計畫審查導則」，每一個階段完成後之分析結果，須確保廠區核能或輻射安全顧慮不得高於前一個除役階段。除役期間主要風險來自於用過核子燃料的貯存，本公司已針對用過核子燃料貯存於用過燃料池的期間進行衰變熱評估，由本計畫第七章表7-6所示，本計畫已定量出衰變熱，另如表7-7所示，當永久停機的時間愈長，面對用過核子燃料池喪失冷卻意外的可反應時間也愈長，因此，可以確認當用過核子燃料完全移至用過燃料池後，每一個階段的風險將不會大於前一個階段的風險。本章一、(二) 亦依燃料位置不同的組態，依序說明各組態的分析結果，每小節亦有明確說明該組態風險低於前一個除役階段的理由，簡要摘述如下：

A. 用過核子燃料池島區整備期間：燃料池冷卻系統移熱能力充足，且無反應器核子事故疑慮，在此期間，進行用過核子燃料池相關之系統、設備新增與修改，將確保一串用過燃料冷卻系統之熱移除能力足夠處理用過核子

燃料池衰變熱且有相當餘裕時，才停用部分系統功能，同時保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全，故風險低於前一組態。

B. 用過核子燃料池島區運轉期間：以大氣取代海水做為最終熱沉，使島區相關冷卻水系統使用較少的支援系統，同時保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全，故風險低於前一組態；此部份將透過後續島區相關安全分析佐證。

C. 用過核子燃料池島區廠房除污期間：所有燃料移出用過核子燃料池島區，故風險低於前一組態，後續乾貯設施建置作業將有相關安全分析再詳細說明。

D. 用過核子燃料池島區廠房拆除期間：此期間因結構及廠房均已除污，輻射安全風險降低，主要風險為工安意外，故風險低於前一組態。

E. 廠址復原期間：主要進行無污染之辦公廠房、宿舍、倉庫等結構與廠房之拆除，放射性污染擴散的可能性大為降低，故風險低於前一組態。

3. 用過燃料池於正常運轉期間，因為考量須填放剛退出爐心且具較高衰變熱之燃料，故對於冷卻系統須有較高之要求，而用過燃料池島區相關系統係依據停機後較長時間進行設計，用過燃料衰變熱及放射性核種已遠低於正常運轉大修期間情況，故於島區階段具備較長時間以進行相關應變救援措施。若能確保用過核子燃料持續被水淹蓋，則可確保燃料能維持其完整性，進而可確保外界民眾之安全，故整體風險較運轉期間低。島區運轉期間相關系統安全、耐震等級及風險評估，將另案以島區建置專案送大會進行審查，並依大會審查結果實施。

4. 有關用過燃料池島區整備期間過渡至用過燃料池島區運轉期間，目前規劃島區整備期18~24個月，整備期間之安全分析及除役後安全分析報告於預計機組運轉執照屆期前1年送主管機關審查，未完成審查前，機組依據運轉中之技術規範及終期安全分析報告執行管制，有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運期間轉換至除役期間之程序書適用性。所有進入除役期間馬上需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期前一個月發行備用。
5. 用過燃料池島區貯存的燃料已冷卻一段時間，衰變熱較低，故使用較少的支援系統同時保留相關的應變措施，亦能確保風險低於前一組態，此僅為島區之設計概念，實際運轉風險量化計算將於島區分析及專案報告中詳細說明，並依大會審查結果實施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見
2. (1)答復說明仍未符合核子反應器設施除役計畫審查導則第五章（三）之要求，未能確認用過核子燃料池島區運轉期間其核能或輻射安全顧慮低於前一個除役階段(用過燃料池島區整備期間)，請檢討改正。 (2)除役計畫內之用過核子燃料池島區運轉期間，預期將用過核子燃料池島區的用過核子燃料池冷卻系統及其支援系統之耐震及結構強度降至非耐震Ⅰ級設備/設施，此等於除役計畫內敘述之內容，目前尚未經本會同意亦未核准，請於除役計畫內增加敘述，在用過核子燃料池島區的用過核子燃料池冷卻系統及其支援系統之耐震及結構強度降至非耐震Ⅰ級設備/設施未獲本會同意前，用過核子燃料池冷卻系統之耐震及結構強度應符合目前運轉期間 FSAR 之要求。請修訂除役計畫內容。 3. (1)本項答復仍僅定性敘述，未執行相關安全分析佐證，以確保廠區核能或輻射安全顧慮未高於前一個除役階段。 (2)意見同2.(2)項。 4. (1)請將答復內容適當納入除役計畫。 (2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 5.答復中敘述「用過燃料池島區貯存的燃料已冷卻一段時間，衰變熱較低，故使用較少的支援系統同時保留相關的應變措施，亦能確保風險低於前一組態」，是否有經定量計算？若有請提供資訊，並說明是否有考慮設備數量及類型不同、安全等級不同、老化管理差異等因素，若無，請說明做此陳述之依據？ 除以上第2、3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. (1)以進入除役期間後發生 FHA 事故目前估算結果為例，說明除役期間在島區整備期間及島區運轉期間的事故劑量分析結果。機組運轉期間 FSAR15.7.4 FHA 的事故劑量分析結果，假設停機100小時(4.16天)發生 FHA，其 EAB/LPZ 邊界民眾全身劑量為5 /1.5 mSv(燃料廠房)；2/ 0.6 mSv(圍阻體內)。但當停機7天並假設燃料廠房緊急通風過濾系統不可用下，以 EAB/LPZ 分別為600公尺及2.5公里時，其全身劑量為1.42mSv/0.25 mSv，已可以符合法規接受標準(60mSv)；當短半衰期的核種大幅衰變後，到停機180天時，燃料間隙的放射性核種僅剩 Kr-85 為主，EAB/LPZ 全身劑量已降為 7.28×10^{-3}/1.39×10^{-3} mSv，分別降低了195/179倍；依本公司目前規劃，島區運轉階段至少為停機18個月後，此時 FHA 事故的人員劑量將比前一階段(島區整備階段)更低。而當燃料全部移至乾貯期間，少了 FHA 事故，故沒有會產生大量輻射外釋的事故，亦即比前一階段事故劑量更低。此外，停機7天的總衰變

熱為11.65MW，停機100天為5.39MW，到停機18個月時衰變熱降為3.23 MW，約為停機7天的28%，亦比前一階段更顯著降低，代表喪失冷卻時池水沸騰時間增加及池水沸騰後水位降至燃料頂端3公尺時間由約1.4天增加為約5.2天，救援時間大幅增加(可利用此時間修復冷卻系統、啟動緊急補水或採用 FLEX 設備補水)，下表並列出目前進入除役期間後發生 FHA 事故時的人員劑量評估結果(以停機7天時的劑量作為比較基準)：

FHA 劑量分析	停機 7天 (爐心仍有燃料)	停機 180天 劑量 (島區整備)	停機 180天 劑量下降幅度 (島區整備)	停機 1.5年 劑量下降幅度 (島區運轉)
EAB	1.42 mSv	7.28×10^{-3} mSv	1/195	遠小於1/195
LPZ	0.25 mSv	1.39×10^{-3} mSv	1/179	遠小於1/179

前述意外事故時相關人員接收劑量詳細計算結果將另送大會進行審查。

(2)依審查意見於除役計畫內 P.5-7增加敘述，在用過核子燃料池島區的用過核子燃料池冷卻系統及其支援系統之耐震及結構強度降至非耐震Ⅰ級設備/設施未獲大會同意變更前，用過核子燃料池冷卻系統之耐震及結構強度應符合目前運轉期間終期安全分析報告之要求，詳附件05-007-02-B。

3. (1)同本題2(1)之答覆。

(2)同本題2(2)之答覆。

4. (1)依審查意見於報告 P.5-7「2.用過核子燃料池島區整備期間」段落增加「目前規劃島區整備期約18~24個月，除役期間安全分析報告、技術規範及必要之安全分析預計於機組運轉執照屆期前1年送主管機關審查，未完成審查前，機組依據運轉中之技術規範及終期安全分析報告執行管制。」詳附件05-007-04-B。

(2) 遵照辦理。

5.同本題2(1)之答覆。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(二)、3；一、(二)、2

第三回合審查意見

2.

(1)(i)目前各階段安全分析為定性敘述，且答復說明只舉 FHA 為例，未包含外因事件(如地震等)之評估。(ii)規劃用過核子燃料池島區運轉期間，用過核子燃料池冷卻系統及其支援系統之耐震等級下修，應說明在此規劃前提下，用過核子燃料池島區運轉期間之核能或輻射安全顧慮能低於前一個除役階段。(iii)請台電公司綜整前述意見，並依核子反應器設施除役計畫審查導則第五章（三）之要求，佐證每一個階段完成後之分析結果，可確保廠區核能或輻射安全顧慮未高於前一個除役階段。

(2)有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

3.

(1)依本題2.(1)審查意見追蹤，本項先行結案。

(2)依本題2(.2)審查意見追蹤，本項先行結案。

4.所提答覆說明「目前規劃島區整備期約18~24個月」之期長，須依本會審定之用過燃料池島區建置案而定。

5.

(1)在喪失冷卻事件的分析，未說明冷卻系統降級對發生機率之影響，即使因衰變熱下降而讓救援時間變長，但若發生機率增加，則核能或輻射安全顧慮是否低於前一個除役階段仍須再補充論述。

(2)兩部機用過燃料池襯底洩漏量定期量測結果有差距，應將結構完整性納入安全分析之考量(如地震事件)；所規劃之用過燃料池島區建置亦應將此議題納入設計之考量。

除以上第2、3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.

(1)依本公司目前規劃，核三廠爐心內之核子燃料將於運轉執照屆滿後2 個月內全數移至用過核子燃料池，此時安全顧慮主要來自用過燃料池，且用過核子燃料衰變熱將隨時間經過逐漸降低，若用過燃料池相關系統不進行變更，且仍依核三廠運轉期間規範運轉，則核三廠廠區核能或輻射安全顧慮亦會隨時間經過而降低。

為使除役相關工作執行更加順利，本公司規劃變更既有核三廠用過燃料池冷卻系統，將用過燃料池冷卻系統的最終熱沉由海水轉為大氣，相關變更內容及對應的安全評估將於島區專案中詳述，島區專案完成後會送管制機關進行審查，並依管制機關審查結果執行島區建置作業，未獲管制機關審查同意前，將持續依原系統狀態與規範進行運轉。

本公司同時已規劃建置用過核子燃料室內乾式貯存設施，該設施建置完成後，即會將用過核子燃料全數移至該設施，結束用過燃料池運轉，此後即無用過燃料池貯存安全疑慮；用過核子燃料室內乾式貯存設施在其安全分析報告將另案提送大會審查。

上述規劃能確保除役期間每一除役階段的核能或輻射安全顧慮不高於前一個除役階段，符合相關法規要求。

(2)遵照辦理。

4. 遵照辦理。

5.

(1)相關變更內容及對應的安全評估將於島區專案中詳述，島區專案完成後會送管制機關進行審查，並依管制機關審查結果執行島區建置作業，未獲管制機關審查同意前，將持續依原系統狀態與規範進行運轉。

(2)有關用過燃料池底襯板洩漏偵測系統議題大會已開立核管案件：核三廠用過燃料池襯板完整性檢討與監測精進(MS-0-11103)，將依該核管案 MS-0-11103內容辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	一(二)6	5-9	結案

第一回合審查意見

1.第5-9頁提及「分別貯存於用過核子燃料室內乾式貯存設施及二號低放射性廢棄物貯存庫(後稱二號低貯庫)」，請補充此「二號低貯庫」係現有還是未來規劃興建？如為規劃興建請補充規劃時程？以及目前設計規劃現況？

2.第5-9頁提及「核三廠除役各階段系統安全分類原則與分類結果，針對除役期間仍需維持運轉之重要安全相關系統，亦規劃其設備老化管理，以確保正常運轉之安全性』。請補充設備老化管理方案何時提出？經原能會核准後何時開始實施？何時終止？

第一回合審查意見答復

1. 二號低貯庫為除役計畫中規劃的新建設施，依核三廠除役計畫第六章目前規劃，建置時程自115年8月至121年7月，該設施之建置目前仍在初步規劃階段，尚未開始細部設計作業。
2. 設備老化管理方案將於除役期間安全分析報告提出時併送，依據主管機關核准時程施行，至所有安全系統解除管制後終止。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.同意答復，二號低放射性廢棄物貯存庫建造執照申請，本項列入重要管制事項。

2.同意答復，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復
1.遵照辦理。 2.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

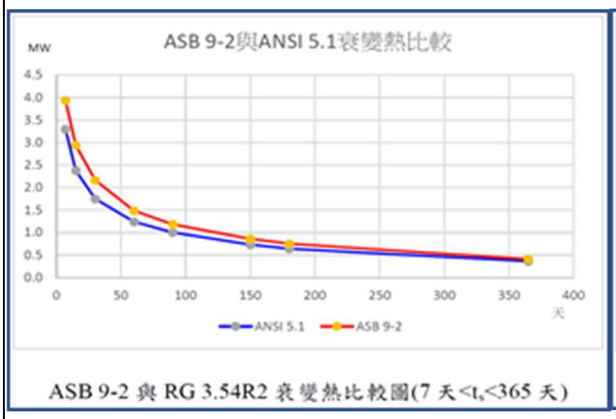
意見編號	**05-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B06、B09、B14	五.二.(一)	5-10~11	結案
第一回合審查意見					
有關「除役期間系統運轉規劃」，請就以下審查意見答復： 1.第5-10頁第三段敘述「用過核子燃料池島區整備期間自所有用過核子燃料移至用過核子燃料池開始...包含新增設備、系統改善及爐心用過核子燃料移至用過核子燃料池存放等工作」。爐心用過核子燃料移至用過燃料池存放應為前一階段之工作，請澄清。 2.第5-10頁第五段敘述「用過核子燃料池島區廠房除污期間自所有用過核子燃料移出用過核子燃料池時開始，至所有受污染建物完成除污後結束」、「用過核子燃料池島區廠房拆除期間自執行用過核子燃料池島區廠房拆除作業開始」，依以上定義，請說明所有受污染建物完成除污後至核子燃料池島區廠房拆除作業開始前電廠屬於何種組態？ 3.第5-11頁提及「依據美國核管會標準審查方案(NRC Standard Review Plan, NUREG-0800)之 ASB 9-2衰變熱功率計算式，計算不同全爐退出時間下用過核子燃料池全部燃料之衰變熱」，美國核管會 ASB 9-2衰變熱功率計算式係1981年出版文件，而後 ANSI/ANS 5.1-2005及2014陸續有新衰變熱功率計算式出版，(1)請說明兩種法規『衰變熱功率計算式』之適用性差別？(2)請就各計算式於除役不同期間之保守性提出量化分析比對。(3)請說明何者較具保守性，以及為何本案採用 ASB 9-2衰變熱功率計算式執行安全分析？ 4.第5-11頁提及「30天後全爐心退出相較於7天後全爐心退出，衰變熱降至6成左右」，經查第七章表 A-2，顯示為66.2%，若四捨五入應該是七成，請澄清。				
第一回合審查意見答復					
1. 第5-10頁第三段敘述「用過核子燃料池島區整備期間自所有用過核子燃料移至用過核子燃料池開始...包含新增設備、系統改善及爐心用過核子燃料移至用過核子燃料池存放等工作」，本段修改為「用過核子燃料池島區整備期間自所有用過核子燃料移至用過核子燃料池開始...包含新增設備與系					

統改善等工作」，詳附件05-009-01-A。

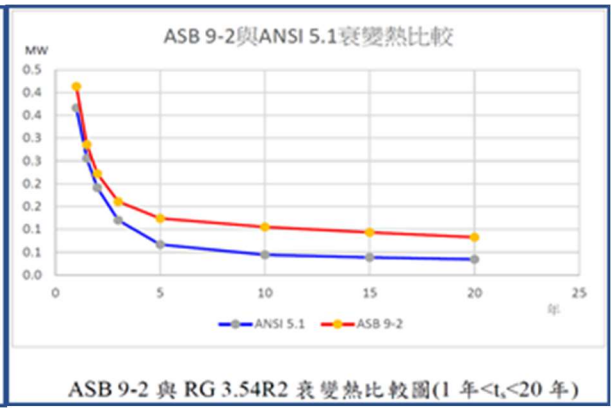
2. 第5-10頁第五段敘述「用過核子燃料池島區廠房除污期間自所有用過核子燃料移出用過核子燃料池時開始，至所有受污染建物完成除污後結束」，本段表示廠房完成除污後即開始進入廠房拆除相關作業，故受污染建物完成除污後應屬用過核子燃料池島區廠房拆除期間。

3. 本公司以核三廠一號機 EOC-7為例，以該週期退出之73束燃料實際運轉天數 T_0進行衰變熱計算，其中分別有44束歷經714天運轉、1束歷經945天運轉以及28束歷經1018天運轉。結果顯示以 ASB 9-2計算所得之衰變熱在7天至365天以及1年至20年皆比 ANS 結果來的高，可證實 ASB 9-2之保守性。

4. 原文「30天後全爐心退出相較於7天後全爐心退出，衰變熱降至6成左右」，本段修改為「30天後全爐心退出相較於7天後全爐心退出，衰變熱降至7成左右」，詳附件05-009-04-A。



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(7 天<t_c<365 天)



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(1 年<t_c<20 年)

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、1；二、(一)、2

第二回合審查意見

2.建議修訂本章內文有關用過燃料池島區廠房拆除期間開始時間點之相關敘述，俾使定義更為明確。

3.審查意見所提『ANSI/ANS 5.1-2005及2014版本與核管會 ASB 9-2衰變熱功率計算，何者較具保守性？』台電公司仍然未回答，請再補充。

除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依審查意見修訂除役計畫第5-10頁第六段敘述為：「用過核子燃料池島區廠房拆除期間自所有受污染建物完成除污後執行用過核子燃料池島區廠房拆除作業開始，…」，避免混淆，詳附件05-009-02-B。

3.ANSI/ANS 5.1 2005及2014版本差異主要在於2014年版本針對中子捕獲計算方式有進行更新，並納入更多錒系元素進行計算，其餘計算方式與2005年版大致相同，故使用 ANSI/ANS 5.1時，採用2014年版本會較為完整。第一回合審查意見答覆中之比較為 ANSI/ANS 5.1 2014版本與 ASB 9-2之比較，結果可見 ASB 9-2具保守性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(一)、1
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S11、B04、B07	二(一)3 四(二)	5-12 5-41	結案
第一回合審查意見					
有關「用過核子燃料池島區運轉規劃」，請就以下審查意見答復： 1.第5-12頁提到「設計時亦考量支援放射性廢液處理相關系統運作」，請補充說明為何種考量？ 2.承上，請列表說明燃料廠房及廢料廠房之共用系統與獨立系統。 3.請問用過燃料池島區(主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房)運轉階段之整體運作方式為何？用過燃料池島區運轉階段之安全設計等級為何？用過燃料池島區運轉階段新建設施包括島區控制站、島區寒水系統、氣冷式水塔、壓縮空氣系統、淨化系統，其個別系統之安全設計等級為何？目前在無確切評估數據及設計資料前，如何確認此等新建設施可替代舊有系統？ 4.第5-12頁提及用過核子燃料池島區必須進行局部系統設計變更，涉及局部系統設計變更、新增設備、與設置獨立控制中心，請說明案件提送審查時程與現場施工時程。 5.第1-22頁，「控制室適居系統包括飛射物防護、輻射屏蔽、輻射偵檢、煙霧偵測、控制室過濾、空調、燈光及一般消防設施等，在正常及緊急情況下，都能使值班人員長期留駐於控制室內」，請說明用過燃料池島區控制站的適居系統，並與控制室表列比較包括但不限於上述項目(例如，耐震等)的差異。				
第一回合審查意見答復					
1. 本段係說明島區設計規劃時須整合原廢料廠房內之放射性廢料處理相關系統運作，避免因島區運轉而有所牴觸，例如島區電源規劃、蒸氣、管路流程等。 2. 依目前規劃，島區燃料廠房及廢料廠房共用系統請參閱下表。上游電源皆由第五部柴油機電氣室提供，另有池水洩漏控制系統連通，燃料廠房地面廢水集水送至廢料廠房收集處理，其餘設備皆獨立運作。					

項次	是否共用	系統代碼	系統中文名稱
1.	Y	HB	液體廢料處理系統

2.	Y	HC	固體廢料處理系統
3.	Y	HG	輻射洩水系統
4.	Y	HH	放射性洗衣廢水系統
5.	Y	KA	壓縮空氣系統—儀用空氣(廢料廠房)
6.	Y	KC	消防系統
7.	N	KE	燃料吊車系統
8.	Y	MK	161 kV 開關場匯流排
9.	Y	NA	非安全相關13.8 kV 系統
10.	Y	NB	非安全相關4.16 kV 系統(S0E-PB-S01分類為非安全系統)
11.	N	NG	非安全相關480 V 負載中心(5^{TH} EDG、F/B、R/B)
12.	N	NH	非安全相關480 V 馬達控制中心(5^{TH} EDG、F/B、R/B)
13.	N	NK	非安全相關125 VDC 電源(5^{TH} EDG、F/B、R/B)
14.	N	NQ	非安全相關120 VAC 儀用電源(5^{TH} EDG、F/B、R/B)
15.	Y	PE	緊急柴油發電機—5^{TH} EDG (分類為非安全系統)

3. 依目前規劃，島區主體為燃料廠房，電源整合於第五台柴油發電機電氣室供給島區所需電力，廢料廠房除維持原有廢料處理相關系統外，增設島區控制站監視島區重要設備與參數。島區目前規劃主要設備參考 RG 1.13及國外電廠案例，執行安全分析確保符合法規要求下，對島區需用系統進行系統安全分類後，應可將島區所有需要系統分類為非安全相關。有關島區細部規劃、相關系統安全等級及設計依據，將於後續提送大會之島區建置專案中敘明，並依大會審查結果實施。
4. 「用過核子燃料池島區運轉期間」安全分析報告預計併同島區建置專案送大會審查，至於島區建置專案目前預計於113年7月提報，獲大會核准後即進行現場施工。
5. 依據本計畫第七章安全分析，島區運轉期間與用過核子燃料貯存相關之意外事件包含：重物墜落撞擊用過核子燃料池事件、臨界、用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、用過核子燃料池冷卻水流失事件與其他與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害等，經安全分析結果顯示島區運轉期間即使發生事故，用過核子燃料池島區控制站人員接受之輻射劑量仍可符合相關法規之要求，也不會威脅公眾健康與安全，故目前規劃，島區控制站不需比照主控制室的適居系統進行建置，有關島區細部規劃、相關系統安全等級及設計依據，將於後續提送大會之島區建置專案中敘明，並依大會審查結果實施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.依答復說明，用過燃料池島區運轉期間島區所有需要系統分類為非安全相關，島區系統之規劃目前未證明可符合核子反應器設施除役計畫審查導則第五章(三) 1.安全分析要求。請參考05-007-02之審查意見。 4.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 5.請針對島區控制站之耐震能力提出說明。 除以上第3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.島區實際系統設計及系統安全分類，將於島區專案中清楚描述，島區專案並會送大會進行審查，依大會核定後內容執行系統狀態或設計變更與運轉。島區專案未獲大會審查同意前，不會依島區專案內容變更既有系統的運轉狀態，系統仍會依原核定的狀態運轉並接受管制。 4.遵照辦理。 5.依據目前規劃，燃料島區控制盤設置在廢料廠房既有空間中，廢料廠房控制室耐震能力大於0.4g，燃料廠房現場監控盤面亦為耐震一級，故當廢料廠房的控制室指示有異常時，可派員至現場盤面監視。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
3.有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 5.用過燃料池島區現場控制盤、廢料廠房控制室等結構、系統、組件與SSHAC評估結果的符合性，以及其能符合地震新事證SSHAC評估結果的佐證資料，納入用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 除以上第3、5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.遵照辦理。 5. 遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見	**05-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S04、S10 S11、B01、B07、 B09	二(一)3（1）； 三(一)5 四(二)	5-13 5-14 5-30 5-41	結案

第一回合審查意見

有關「用過核子燃料池島區冷卻與補水」，請就以下審查意見答復：

1.第5-13頁提及「用過核子燃料池島區冷卻功能，大致沿用持照運轉期間既有用過燃料池冷卻及淨化系統」，請列表比較新增用過核子燃料池島區冷卻系統與既有用過核子燃料池冷卻系統，包括但不限於下列項目：(1)設計參數(熱移除能力、流量、溫度)，(2)安全設計等級(如 NUREG-0800 section 9.1.3 以及其引用之所有 Regulatory Guides)，(3)管路、組件與儀控系統之耐震等級，(4)電力供應要求，(5)品保要求，(6)後備冷卻系統，(7)其他。

2.第5-13頁提及「新增室外氣冷式水塔取代核機冷卻水系統作為用過核子燃料池島區之最終熱沉」，請澄清此設計變更之耐震等級，並請說明新增之室外氣冷式水塔設計熱移除能力是否符合原設計熱移除能力(每串14.15 MW)。

3.第5-13頁提及「在用過核子燃料池島區開始運轉後，將透過設計變更，於燃料廠房內新增用過燃料池淨化系統以淨化用過燃料池池水」，第5-41頁提及「藉由用過核子燃料池島區，重新配置用過燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統」，以上敘述請補充：(1)用過燃料池冷卻及淨化系統是沿用既有管路設備，或是更換部分管路設備，抑或是新建一套完整管路設備？(2)重新配置期間，用過燃料池如何維持移熱功能？

4,承上所述，請說明用過核子燃料池島區運轉期間，核三廠每部機組有幾套用過燃料池淨化系統。

5.機組未永久停止運轉前，核三廠用過燃料池冷卻與淨化系統係為安全系統，且已存放經多年衰變之用過燃料，為何至核子燃料池島區運轉期間就歸為非安全系統？請說明此兩階段設計差異。

6.第5-14頁提及「外部緊急補水可區分為以下5個途徑」，請說明5個途徑是否曾演練？需多少時間可以將冷卻水注入用過燃料池？

7.第5-30頁「用過核子燃料池冷卻補水功能」，請澄清用過核子燃料池之正常補水與緊急補水，在用過核子燃料池島區建置前後有無變更？如有變更請說明(如系統與元件設計、安全系統分類、供電獨立性、耐震要求...等)。

8.第5-13頁提及：「在運轉期間，用過燃料池淨化系統由二台離心泵、過濾器、除礦器和 Y 型濾網所組成；此系統設計流量為18.9 l/sec（300 gpm）」；第5-14頁，途徑1及途徑2僅有150gpm，途徑3未說明流量，請澄清可接受性或適切性。另請說明固定式儲槽(DST 及 CST)可供應用過燃料池冷卻與補水之期長。

第一回合審查意見答復

1. 目前本公司係參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行島區用過燃料池冷卻系統規劃，保留核三廠運轉期間用過燃料池冷卻系統一次側的

設備與管路，並將二次側的最終熱沉由海水系統更換為冷卻塔，島區運轉時期，以 DST 做為一般補水水源，另以 CST 做為後備補水水源，停用 RWST，上述各系統皆規劃為非安全相關，若為既有系統則同時維持其於核三廠運轉期間的耐震等級；有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

2. 依目前規劃，氣冷式冷卻水塔為 NON-Q、SEISMIC CAT.III之設計，擬裝置於燃料廠房屋頂，冷卻水循環泵及相關管線亦為 NON-Q、SEISMIC CAT.III之設計。本公司目前依據用過燃料池衰變熱及餘熱移除之運轉模式，機組運轉執照屆期且全爐退出18個月後，預估衰變熱為6.1MBTU/h(1.8MW)，故本案未來建置之室外氣冷式水塔應不需維持功率運轉期間設計容量14.15MW(約48.25MBUT/h)，核三廠島區相關系統細部設計參數，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

3. (1)本公司目前規劃保持原有用過燃料池冷卻系統一次側的冷卻水泵、管路及熱交換器，將二次側的最終熱沉由海水系統更換為室外氣冷式水塔。
(2)重新配置期間，於熱交換器增設二引接點，新管線先配至熱交換器旁，除役開始時接入既有管線，A、B 串分開施工，確保用過燃料池維持移熱功能。有關核三廠島區相關系統細部設計與施工方式等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

4. 依目前規劃，用過核子燃料池島區運轉期間，核三廠每部機組各有1套用過燃料池淨化系統。有關核三廠島區相關系統細部設計與施工方式等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

5. 核三廠用過燃料池冷卻與淨化系統可細分為冷卻系統與淨化系統，冷卻系統運轉期間為安全系統，淨化系統運轉期間為非安全系統。本公司目前規劃係參考 RG 1.13之要求及 SONGS 電廠建置島區的經驗，在維持耐震一級補水管路的前提下，若經安全評估證實，永久停機後18~24個月，即使喪失用過燃料池冷卻功能，仍能維持長時間的救援時間，則用過燃料池冷卻系統可進行系統重分類為非安全相關等級；有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分析、系統安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

6. 關於用過燃料池「外部緊急補水5個途徑」，已於核三廠現行程序書1451.5內涵蓋，並於年度緊急計畫演練安排演練，現有管路可迅速立即開啟補水，外接管路或移動式消防車補水可於5個小時內可完成設備列置進行補水。

7. 依目前規劃，島區燃料池補水設計與核三廠運轉期間相同：DST 正常補水維持、緊急補水採用既有 CST 補水用過燃料池、斷然處置採用既有500 gpm(注水)/ 200 gpm(噴灑)。安全系統改降為非安全相關，緊急補水管路維持耐震1級設計，電源因配合島區規劃重新架設；有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分析、系統安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建

置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

8. 途徑3 補水路徑(a)可提供100gpm 及(b)可提供400gpm，同時執行可達500gpm。5條補水路徑可搭配使用，其中路徑3與路徑5補水達到500gpm 可獨立符合 NEI 06-12「B.S.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline」用過燃料池補水策略。CST 容量565,531加侖(水位8米)、DST 容量104,085加侖(水位6米)，共可連續以500gpm 流量補水20小時以上。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.答復參考 RG 1.13執行島區用過燃料池冷卻系統規劃，經查其內容敘述「This guide specifies the temperature conditions for a safety-related cooling system」，惟貴公司又答復「上述各系統皆規劃為非安全相關」，規劃不符合 RG 1.13 之 safety-related cooling system，請補充適切性說明。

2.

(1)請將答復說明增列於本文中。

(2)請提供規劃氣冷式冷卻水塔、冷卻水循環泵及相關管線為 NON-Q、SEISMIC CAT.III設計之參考依據，並說明核三廠 FSAR 耐震 III 級之定義。

3.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

4.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

5.島區建置專案報告未經本會審核同意前，核三廠用過燃料池冷卻系統仍應維持安全系統等級。

6請將答復說明內容補充於除役計畫中。

7.請將答復說明內容補充於除役計畫中。

8.所提答復內容未說明途徑1及途徑2僅有150gpm 之可接受性或適切性。

第二回合審查意見答復

1. RG1.13 Rev.1引用 ANS 57.2-1983，適用於運轉期間用過核燃料池設計導則，規範冷卻或補水系統其中之一為安全等級、耐震 I 級設備。

除役期間， San Onofre 2&3經安全評估分析計算，用過燃料池島區喪失冷卻，溫度從140°F→212°F，至少80hr，故以執照變更向 NRC 申請池島區淨化/補水系統為非安全等級，NRC 核准之法源依據為 NUREG-0800第19.3節「進步型 LWR 採用非安全系統準則」設計基準事故72小時以後啟用之系統，並持續4天可用 (詳 NRC 安全評估報告：ML16055A522)。以 AP-1000為例，發生喪失燃料池冷卻事故時，前72小時需靠安全級系統補水，4~7天可採用非安全等級補水系統補水。故若分析上前72小時水位仍可保持在燃料頂端3米(不需任何系統運作)，則代表符合NUREG-0800第19.3節標準，補水系統可用非安全等級，此亦為核三廠未來島區建置的熱流分析標準。

核三廠除役計畫規劃燃料池島區採用非安全冷卻水系統，將參考 San Onofre 2&3安全評估分析模式向大會提出申請，若獲大會核准後，新建置系統整備期間維持原有 SFP 冷卻淨化系統可用，預計一、二號機停機後24個月，啟用新建置系統。

2.

(1)相關答復說明已摘錄於除役計畫本文中，詳附件05-011-02-B；另前次答復中停機18個月後的衰變熱，修改為11.0 MBTU/h(3.23MW)。

(2)因核三廠原 FSAR 內並無耐震 III 級之定義，故氣冷式冷卻水塔、冷卻水循環泵及相關管線重新設計規劃為非安全等級、耐震 II 級的設計。

3. 遵照辦理。

4. 遵照辦理。

5. 用過燃料池島區建置規劃作業，將提報主管機關審核，並依審查結果辦理，變更既有用過燃料池冷卻系統之運轉狀態的申請未通過主管機關審查前，將保持原有運轉狀態。

6. 報告第5-14頁補充:「若用過核子燃料池無法藉由 DST 或 CST 獲得冷卻水，機組可藉由外部緊急補水功能提供用過核子燃料池，外部緊急補水功能已於核三廠現行程序書內涵蓋，並有完整演練程序與列置步驟，現有管路可迅速開啟補水，外接管路或移動式消防車補水可於數小時內完成設備列置進行補水。如圖5-2所示，外部緊急補水可區分為以下5個途徑...」修改如附件05-011-06-B

7. 牽涉系統安全等級重分類部份，僅為目前規劃，擬不納入除役計畫內文，其他部份修改如附件05-011-07-B；另前次答復中提及之「斷然處置」一詞，修改為「特定重大事故策略」。

8. 依據核三廠技術規範及終期安全分析報告(FSAR) 9.1.3.3.2中4.48E+07 BTU/hr為用過燃料池最大熱負載來計算，當SFP之補水率達81.8gpm以上，即可超過用過燃料池於最大設計基準熱負載量時沸騰損失量。1451.5之途徑1及途徑2補水率均為150gpm，可超過用過燃料池於最大設計基準熱負載量時沸騰損失量，達到補水目的。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、3；三、(一)、5

第三回合審查意見

1.

(1)核三廠 FSAR 承諾遵循 RG 1.13(Rev.1)，進入除役期間，除非申請修訂持照基準經核准，否則核三廠仍係沿用既有之持照基準；請列出核三廠用過燃料池及其支援系統原為安全相關設計之結構物、系統、組件，並列出原非安全相關設計之結構物、系統、組件之耐震等級。

(2)所提引用 San Onofre 2&3案例，其為 CE 公司2迴路 PWR，與核三廠為西屋公司3迴路 PWR 設計不同，請再廣泛蒐集國際間相關案例。另請說明 San Onofre 2&3非屬進步型反應器，採用 NUREG-0800第19.3節之技術依據。核

三廠非屬進步型反應器，貴公司所提適用 NUREG-0800第19.3節規定技術基礎之適切性，並非妥宜，請修正。

(3)綜上，所提參考 San Onofre 2&3案例之適切性有待商榷，請台電公司再考量島區設計規劃；配合設計規劃所需時程，所提一、二號機停機後24個月啟用新建置系統之時程亦請重新考量。有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。

2.

(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

除以上第1、2.(2)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.

(1)遵照辦理。

冷卻系統	**一次側系統**	安全相關、耐震 I 級 Quality Group C
	二次側系統	安全相關、耐震 I 級 Quality Group C
補水系統	**DST 補水**	非安全等級、耐震 II 級 Quality Group D
	CST 補水	安全相關、耐震 I 級 Quality Group C
	特定重大事故策略補水	非安全等級、耐震 I 級 Quality Group D
用過燃料補充硼酸液系統	**RWST 桶槽**	安全相關、耐震 I 級 Quality Group C
	補充硼酸液管路	非安全相關、耐震 II 級 Quality Group D
池水淨化系統		非安全相關、耐震 II 級 Quality Group D
HVAC 系統及輻射偵防系統(島區空調、空氣限制排放及過濾系統)	**正常 HVAC**	非安全相關、耐震 II 級 Quality Group D
	緊急 HVAC	安全相關、耐震 I 級
	緊急過濾串	安全相關、耐震 I 級
	RT	安全相關、耐震 I 級
廠房配電系統	**480V L.C. NG 系統**	非安全相關、耐震 II 級
	480V M.C.C. NH 系統	非安全相關、耐震 II 級
	480V L.C. PG 系統	安全相關、耐震 I 級
	480V M.C.C. PH 系統	安全相關、耐震 I 級
	4.16KV SWGR NB 系統	非安全等級、耐震 II 級

有關除役期間，「爐心仍有燃料期間」及「島區整備期間」用過燃料池相關系統應遵循之運轉規定，除役計畫第五章、一、(二)節已有相關敘述，爐心仍有燃料期間「安全分析參照核三廠持照運轉的安全分析接受管制，相關規範與運

轉期間相同，若有異動則另案報請原能會審核，未完成審查前，依原運轉技術規範及終期安全分析報告接受管制」。

(2)、(3)

10CFR50.2定義的安全等級 SSCs 為:(1)確保反應爐壓力邊界完整性；(2)使反應器安全停機並維持在安全停機狀態；(3)防止或減緩設計基準事故下的廠外劑量超過限值。參酌美國除役電廠經驗，除役期間用過燃料池冷卻相關系統已無10CFR50.2所定義的安全功能。

依美國 SONGS 核電廠的 DSAR(ML16357A302)第8章電力系統之敘述，只保留一台柴油發電機，且於喪失外電(LOOP)時需以手動啟動柴油發電機；美國 VY 核電廠的 DSAR(ML15266A272)亦敘明因應 SBO 的柴油發電機或臨近 Vernon 水力電廠(VHS)之電力支援係於發生 LOOP 後手動併入廠內 4160V 匯流排；另依制訂除役電廠監管法規的技術報告(Task 1 Report for User Need NSIR-2015-001，詳 ML16110A432)，該報告以美國 SONGS 和 VY 核電廠作為參考範本所執行的研究分析，其中亦表明於喪失外電時，相較於運轉中電廠的緊急柴油發電機為自動啟動，除役電廠的緊急柴油發電機可從現場或主控制室執行手動啟動，即使緊急柴油發電機啟動失敗而無法供電給冷卻、補水系統，仍可採行其他補水策略(如消防系統、B5b 補水)，維持用過燃料池的安全水位。

以美國 SONGS 核電廠為例，依 NRC 安全評估報告(SER，詳 ML16055A522)審查結果，美國 SONGS 核電廠的安全評估項目分為熱水流分析及池水沸騰之劑量分析，此兩項分析結果均可符合接受標準，故NRC同意不用維持安全等級。

核三廠原有的冷卻、通風、電力系統等將依10CFR50.2所定義的 SSC 進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級將送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。

2.(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**05-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B01、B06	二(一)3(3)	5-14、5-25	結案

第一回合審查意見

有關用過核子燃料池島區「電力供應」，請就以下審查意見答復：

1.第5-14頁提及之表5-2與表5-3（第5-58頁與第5-59頁）燃料廠房電力需求表，請說明所列之「用過核子燃料池冷卻水塔」與「用過核子燃料池島區區域冷卻水塔」之差異性。

2.第5-25頁第一句提及用過核子燃料池島區運轉期間，需維持運轉系統如表5-8所示，檢視該表可知其中無任何安全相關系統。由於第五台柴油發電機將作為用過核子燃料池島區之備用電源供應(第5-31頁)，請確認：(1)第五台柴油發電機在用過核子燃料池島區運轉期間是否會支援安全相關系統運轉，(2)在此期間第五台柴油發電機是否為非安全相關系統。

3.第5-14頁提及「表5-2與表5-3顯示用過核子燃料池島區中燃料廠房內主要的電力需求」，顯示用過核子燃料池島區中燃料廠房內主要的電力需求。當兩部機島區之電力供應由相同來源所提供，針對共因失效之深度防禦能力有限；在第5-14頁另提及「若第五台柴油發電機亦無法供應用過核子燃料池島區所需電力，廠區配置兩台480 V 備用柴油發電機」。綜上所述，由於核三廠已備有4.16 kV 電源車，請納入用過燃料池島區電力供應之規劃。

4.第5-14頁提及「機組除役期間在用過核子燃料池島區正常運轉時，用過核子燃料池島區由161 kV 廠外電源系統供應所需電力」，此與核二廠規劃由345 kV 或69 kV 廠外電源供應不同，請台電公司就再就核一、二、三廠之規劃進行比對說明。

第一回合審查意見答復

1. 「用過核子燃料池冷卻水塔」為用過燃料池冷卻的最終熱沉，「用過核子燃料池島區區域冷卻水塔」規劃為燃料廠房通風寒水機的熱沉，兩項可能共用冷卻水塔或各自獨立冷卻水塔，未來詳細規劃系統時再行定案。

2. (1)依據目前規劃，核三廠進入用過核子燃料池島區運轉期間，已無安全相關系統須持續運轉，故第五台柴油發電機在島區運轉期間不會支援安全相關系統運轉。

   (2)若島區運轉期間已無安全相關系統須持續運轉，則第五台柴油發電機亦可重新分類為非安全相關系統。而一號機進入運轉執照屆期且二號機仍在運轉期間，將依核三廠功率運轉期間相關規範，維持第五部柴油發電機的安全等級；有關島區相關系統安全等級及其分類依據，將於島區專案中詳述，並依大會審查島區專案之結論實施。

3. 本公司規劃將4.16 kV 電源車納入用過燃料池島區電力供應之備用電源，故除役計畫內容需做對應調整。擬修改5-14至5-15頁內文為：「...若第五台柴油發電機亦無法供應用過核子燃料池島區所需電力，廠區配置兩台4.16 kV 電源車及480 V 備用柴油發電機，可提供用過核子燃料池島區移熱或補水之所需電力。」，並修改5-42至5-43頁內文為：「...在用過核子燃料池島區運轉期間，備用電力供應系統包括第五台柴油發電機、4.16 kV 電源車及480 V 移動柴油發電機。」，詳如附件05-012-003-A。

4. 核一、二、三廠之廠外電源規劃比對如下：

	核一	核二	核三
正常電力供應	345kV 外電、	345kV 外電、	161kV 外電、

	69kV 外電	69kV 外電	11.4kV 外電
喪失外電時之電力供應	第5台柴油發電機	第5台柴油發電機	第5台柴油發電機
喪失外電與第5台柴油發電機時之電力供應	500kW 固定式柴油發電機	4.16kV 電源車 1500kW 移動式 D/G 480V 移動式發電機	4.16kV 電源車 480V 移動式發電機

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、3；四、(二)、1

第二回合審查意見

1.既然兩項可能共用冷卻水塔或各自獨立冷卻水塔，請補充表5-2與表5-3所列30 kW 是否合理或低估。

2.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

3.

(1)所提答復內容未針對原提意見「當兩部機島區之電力供應由相同來源所提供，針對共因失效之深度防禦能力有限」說明，請重新提出澄清說明或強化之規劃作法，並考量納入柴油發電機 A、B 台之適切性。

(2)所提答復內容「4.16kV 電源車、480 V 備用柴油發電機」，請說明每部機組規劃配置之數量，以及相對應之負載，並確認因應共因失效能力(包括容量)之適切性。

4.正常電力供應核一、二廠採345kV 及69kV，此為運轉期間之兩外電；而核三廠採161kV 及11.4kV，非為運轉期間之兩外電(161kV 及345kV)。各廠作法不同，請補充合理性說明。

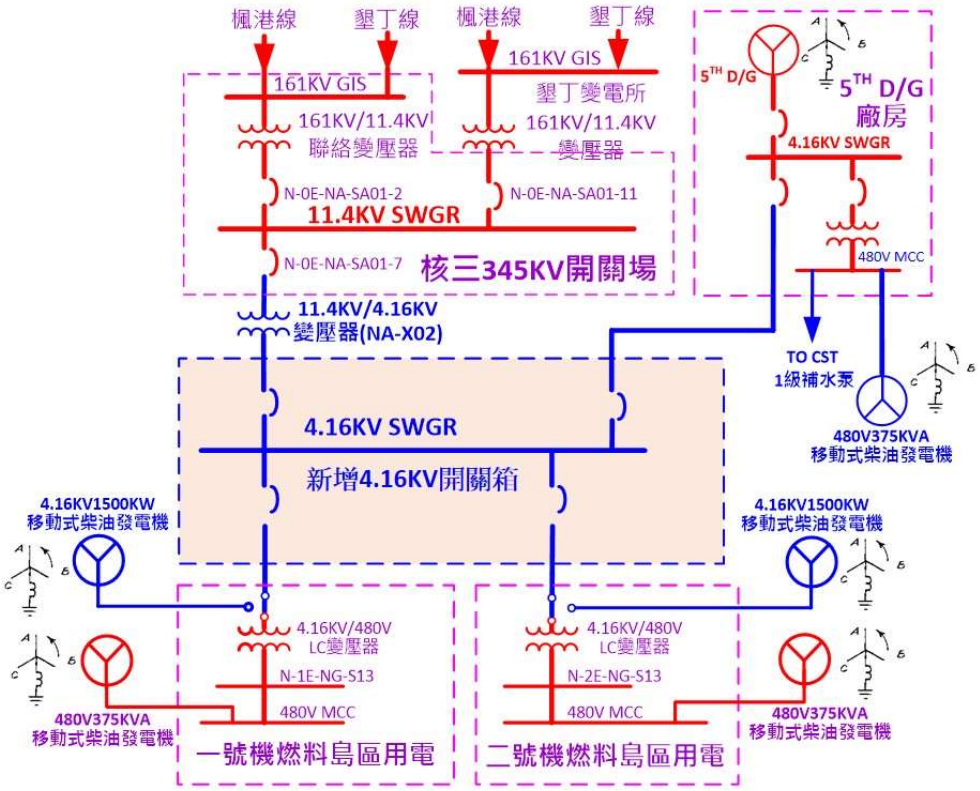
第二回合審查意見答復

1.用過燃料池島區規劃設計中，於除役計畫表5-2與表5-3所列數據僅供參考，島區共用冷卻水塔的設計與獨立冷卻水塔規劃之負載確實會有差異，但各項系統設備之正式規範未定案，報告中暫不修改，完整島區電力規劃將於島區專案內說明辦理。

2.遵照辦理。

3.依照國外除役電廠經驗，當用過燃料池島區運轉時衰變熱已顯著降低且應變時間很長，以核三廠為例，依目前計算，在停機18個月以後，衰變熱已降為原運轉期間終期安全分析報告設計燃料池熱負載的 23%，喪失冷卻到水沸騰至燃料頂端3米至少超過72小時(目前核三廠初步計算出來之結果為5.2天)，可使電廠有足夠時間啟用備用移動式電源供電、修復第5台柴油發電機、恢復廠外電源，即使因地震發生共因失效造成電源喪失，仍有充分時間啟用備用移動式電源供電，不會有安全顧慮。

(1)燃料島區主要電源來自開關場161kV/11.4kV 聯絡變壓器，再由11.4kV/4.16kV 變壓器降壓後，送至新增4.16kV SWGR，再分別提供電力至一、二號機燃料島區480VAC L.C.。另外，高屏供電區處161kV/11.4kV 墾丁變電有提供一組11.4kV備用電源至開關場11.4kV系統，因此11.4kV系統係採雙迴路供電設計。當11.4kV系統喪失電源，即下游4.16kV系統亦會喪失，五號柴油發電機立即啟動發電，擔任之緊要供電的角色。另外規劃在一、二號機燃料島區各設置一台4.16kV 1500KW 移動緊急發電機組，當五號柴油發電機啟動失敗，可藉由行政管制程序策略手動置入。因此，不需再由柴油發電機A、B台擔任後備電源。



(2)島區4.16kV 電源車、480 V 備用柴油發電機配置及對應負載評估請參考下表，在喪失全部外電情況且第五台柴油機無法供電時，移動柴油機額定容量是可適用燃料島區運轉所需的電力。

燃料島區	移動式柴油發電機額定	數量	負載名稱	總耗電
一號機	4.16kV 1500kW	一部	480V LOAD CENTER N-1E-NG-S13(維持燃料廠房正常功能)	517.26 kW
一號機	480V 375kVA	一部	FUEL BLDG MCC N-1E-NH-E13(維持燃料池冷卻功能)	259.9 kW

二號機	4.16kV 1500kW	一部	480V LOAD CENTER N-2E-NG-S13(維持燃料廠房正常功能)	517.26 kW
二號機	480V 375kVA	一部	FUEL BLDG MCC N-2E-NH-E13(維持燃料池冷卻功能)	259.9 kW
第五台柴油發電機廠房	480V 375kVA	一部	5TH DG BLDG MCC S-PH-E01(維持燃料池補水功能)	210 kW

4.島區主系統電源規劃如本題第3項答覆附圖。係依據核三廠外電配置特性規劃島區期間使用2條161kV 外電(原答覆為161 kV 及11.4 kV 各一，為避免誤解，將統一修改為2條161kV。)，島區期間電源規劃如本題第3項說明。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

3.

(1)(i)美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

(ii)請說明新增4.16kV 開關箱及其下游電氣設備至移動式電氣設備引接點之耐震能力。

(iii)161kV 外電喪失時，僅有第五號柴油發電機之固定式設備，電源之安全性不足，應增加納入 A/B 台柴油發電機以及移動式柴油發電機。

(2)除役期間之燃料安全為重要議題，應提供適切(耐震且足夠數量)之固定式設備，再討論移動式設備，故除廠外電源外，應保留 A/B 台柴油發電機、第五號柴油發電機等固定式設備，再增加足夠之移動式設備。

4.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

除以上第1、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.遵照辦理。

3.

(1)(i)(ii)依目前規劃，島區運轉期間與緊急補水系統相關之管路、管路上的設備配置將符合耐震一級；所述電氣設備與緊急補水系統無關，規劃為耐

震二級；島區相關新增設備耐震能力將於島區專案中詳述，並將核三廠特性 (含管制機關審查通過之新事證)及國際經驗納入考量，島區專案完成後將送管制機關審查，並依管制機關審查結果建置島區。

(iii)同下(2)之答復。

(2)有關電源配置將參考核三廠終期安全分析報告第15章事故重評的結果而定，島區運轉期間考量停機已至少18個月，用過核子燃料衰變熱大幅降低，本公司目前規劃 A/B 台柴油發電機皆不需可用，當外電喪失時，第五台柴油發電機將立即啟動，即使第五台柴油發電機無法供電，核三廠仍有4.16kV 電源車及480V 移動式柴油發電機適時供應島區所需的電力；若喪失冷卻後，用過燃料池貯存的用過核子燃料不會於短時間內因失水而破損，表示運轉人員有充足的應變時間來修復冷卻系統、啟動緊急補水或採用FLEX 設備進行補水，故 A/B 台柴油發電機應無留用必要。

有關島區相關系統設計、國際經驗蒐集、啟用時間、使用期長及個廠特性(含大會核定之地震新事證)考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

前述電力系統變更運轉狀態前，本公司皆會向管制機關申請，在管制機關同意變更前，皆會維持原先的運轉狀態。

4. 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

1.、3.、4.同意答復。

意見編號	**05-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、B01、B07	二(一)3(3)	5-15	結案

第一回合審查意見

有關用過核子燃料池島區「其他支援系統」，請就以下審查意見答復：

1.第5-15頁提及「將建置獨立壓縮空氣系統取代持照運轉期間的壓縮空氣系統」、「在用過核子燃料池島區啟用前，將新建置一套用過核子燃料池島區寒水系統」、「除役期間用過核子燃料池島區將以新建之氣冷式水塔取代海水為最終熱沉」，請分別說明進入除役階段仍需更新系統之考量因素。

2.第5-15頁提及「用過核子燃料池島區啟用前，將新增一套用過燃料池島區寒水系統」，請說明是否意指1、2號機共用一套寒水系統。

3.第5-15頁提及「第一部分為用過核子燃料池冷卻及淨化系統外其他系統之熱沉需求，例如用過核子燃料池島區寒水系統、壓縮空氣系統等」，請明確說明第一部分熱沉需求之系統。

4. 5-15頁提及「其他維持用過核子燃料池島區運轉支援系統尚包含壓縮空氣、寒水、熱沉及區域輻射監測等系統」，請針對兩部機島區之其他支援系統，說明已適切考量共因失效之深度防禦能力。

第一回合審查意見答復

1. 「壓縮空氣系統」運轉期間主要設置於輔助廠房，進入島區運轉期間後，為不影響輔助廠房拆除作業，故規劃於燃料廠房建立獨立小型壓縮空氣供氣動工具、儀器與設備使用，或以小型可攜式壓縮氣瓶取代。「用過核子燃料池島區寒水系統及氣冷式冷卻水塔」係因為配合除役期間島區建置設計，目的為減少除役期間各廠房互相干擾並有效降低設備營運成本。
2. 兩部機燃料廠房寒水系統目前規劃各自獨立，1、2號機燃料廠房將不會共用一套寒水系統。
3. 島區運轉期間，燃料廠房主要熱沉為用過燃料池冷卻及淨化系統熱交換器二次側之移熱需求，另外還包含廠房寒水系統、壓縮機等熱沉。
4. 依目前規劃，島區之支援系統不影響安全功能，壓縮空氣系統亦不涉及燃料與人員安全，若該系統失效，以小型可攜式壓縮氣瓶取代即可。寒水與熱沉皆會設計主台與備用台，若單一失效可以換台維護，若全部失效則透過耐震一級補水系統(即 CST)維持用過燃料池水位；區域輻射監測預計維持運轉中原有設備，並預備足夠備品供更換維護。有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.請再確認機組停機後全爐退出時間18個月後之預估衰變熱與第一部分熱移除需求之預估設計容量。

4.

(1)請將兩部機島區相關支援系統列表並說明各支援系統係兩機組專屬或兩機組共用，佐證相關規劃已適切考量共因失效之深度防禦能力。

(2)CST 水槽僅係補水系統之一部分，故所提答復內容“耐震一級補水系統(即CST)”應包括相關管閥、泵及支援系統，請修訂答復說明。

除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.島區運轉期間，燃料廠房主要熱沉為用過燃料池冷卻及淨化系統熱交換器二次側之移熱需求，機組停機後全爐心燃料退出時間18個月後，以燃料池放滿燃料預估衰變熱為3.23MW，進行島區規劃時將依現場狀況及較精確的島區啟用時間重新估計。另外第一部份熱移除以廠房寒水系統為主，初步估計約0.51MW。

4.

(1)核三廠兩部機島區相關支援系統羅列如下表所示：

	Unit 1	Unit 2	Common	佐證共因失效之深度防禦能力
電力系統			ˇ	共因失效及深度防禦是規範安全等級的系統。 參考美國SONGS電廠經驗，並依據NUREG-0800第19.3節「進步型LWR採用非安全系統準則」接受基準，核三廠島區採用非安全冷卻水系統。(參考SONGS電廠比照AP1000採用非安全等級設計之評估方式進行，若運轉中之AP1000燃料池冷卻系統可設計為非安全等級，除役電廠的燃料池衰變熱不會比運轉中機組的風險高，故應可比照其評估標準進行) 雖為非安全等級但仍可維持高可靠度要求，並維持緊急補水為耐震一級。 電力設計已有一般外電+第五台柴油發電機+4.16kV及480V移動式電源可維持電源可靠度及深度防禦。
冷卻系統	ˇ	ˇ		同上
淨化系統	ˇ	ˇ		原設計即為非安全系統，無須考量共因失效及深度防禦
壓縮空氣系統			ˇ	原設計即為非安全系統，無須考量共因失效及深度防禦
通風及空調系統	ˇ	ˇ		原設計即為非安全系統，無須考量共因失效及深度防禦
消防系統			ˇ	原設計即為非安全系統，無須考量共因失效及深度防禦

(2)修正答覆如下：依目前規劃，島區之支援系統不影響安全功能，壓縮空氣系統亦不涉及燃料與人員安全，若該系統失效，以小型可攜式壓縮氣瓶取代即可。寒水與熱沉皆會設計主台與備用台，若單一失效可以換台維護，若全部失效則透過耐震一級補水系統(包含 CST、相關補水管閥、泵及支援系統)維持用過燃料池水位。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.請將答復說明補列入本文中。有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。

4.

(1)所提依據 NUREG-0800第19.3節「進步型 LWR 採用非安全系統準則」接受基準，顯與核三廠之原始設計不同，且美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。用過燃料池島區之電力系統應再加以強化，其他支援系統亦然。

(2)所提系統失效即以移動式設備取代，請再強化相關之規劃。所提耐震一級補水系統，請說明包括 CST、相關補水管閥、泵及支援系統等均為耐震一級，並提出其能符合地震新事證 SSHAC 評估結果的佐證資料。

除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3. 遵照辦理，詳附件05-013-03-C；有關島區啟用時間、使用期長、個廠特性(含大會核訂之地震新事證)及國際核電廠除役經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

4.

(1)10CFR50.2定義的安全等級 SSCs 為:(1)確保反應爐壓力邊界完整性；(2)使反應器安全停機並維持在安全停機狀態；(3)防止或減緩設計基準事故下的廠外劑量超過限值。參酌美國除役電廠經驗，除役期間用過燃料池冷卻相關系統已無10CFR50.2所定義的安全功能。

依美國 SONGS 核電廠的 DSAR(ML16357A302)第8章電力系統之敘述，只保留一台柴油發電機，且於喪失外電(LOOP)時需以手動啟動柴油發電機；美國 VY 核電廠的 DSAR(ML15266A272)亦敘明因應 SBO 的柴油發電機或臨近 Vernon 水力電廠(VHS)之電力支援係於發生 LOOP 後手動併入廠內 4160V 匯流排；另依制訂除役電廠監管法規的技術報告(Task 1 Report for User Need NSIR-2015-001，詳 ML16110A432)，該報告以美國 SONGS 和 VY 核電廠作為參考範本所執行的研究分析，其中亦表明於喪失外電時，相較於運轉中電廠的緊急柴油發電機為自動啟動，除役電廠的緊急柴油發電機可從現場或主控制室執行手動啟動，即使緊急柴油發電機啟動失敗而無法供電給冷卻、補水系統，仍可採行其他補水策略(如消防系統、B5b 補水)，維持用過燃料池的安全水位。

以美國 SONGS 核電廠為例，依 NRC 安全評估報告(SER，詳 ML16055A522)審查結果，美國 SONGS 核電廠的安全評估項目分為熱水流分析及池水沸騰之劑量分析，此兩項分析結果均可符合接受標準，故 NRC 同意不用維持安全等級。

核三廠原有的冷卻、通風、電力系統等將依10CFR50.2所定義的SSC進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級將送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。
另外島區之電力系統包括161kV 外電、第五台柴油發電機、4.16kV 電源車及480V 移動式柴油發電機。當外電喪失時，則第五台柴油發電機將立即啟動；即使第五台柴油發電機無法供電，仍能透過4.16kV 電源車及480V 移動式柴油發電機適時供應島區所需的電力。以核三廠停機18個月計算，從喪失冷卻到池水沸騰降至燃料池頂端上方3公尺的時間約為5.2天，可使電廠有足夠時間恢復外電、修復第五台柴油發電機、啟動備用移動式電源，不會有安全疑慮，因此電力系統的設計目前已符合除役電廠的需求。
前述電力系統變更運轉狀態前，本公司皆會向管制機關申請，在管制機關同意變更前，皆會維持原先的運轉狀態。

第二回意見第4.(1)題有關電力系統的答復修訂如下：
共因失效及深度防禦是規範安全等級的系統。
核三廠規劃將用過燃料池冷卻系統重新分類為非安全等級，故相關支援系統(如電力系統)亦為非安全等級。
雖為非安全等級但仍可維持高可靠度要求，並維持緊急補水為耐震一級。
電力設計已有一般外電+第五台柴油發電機+4.16kV及480V移動式電源可維持電源可靠度及深度防禦。

(2)耐震一級補水系統：CST 桶槽、管路系統及 PUMP 均為耐震一級設計，進入除役後保留；PUMP 電源改由耐震一級五號柴油發電機廠房 MCC S-0E-PH-E01供電，電源、水源及管路皆符合耐震一級之要求。

有關用過燃料池島區設計將納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。有關事項均納入用過燃料池島區建置專案，提報主管機關審核，並依大會審核結果辦理。
有關除役期間，「爐心仍有燃料期間」及「島區整備期間」用過燃料池相關系統應遵循之運轉規定，除役計畫第五章、一、(二)節已有相關敘述，爐心仍有燃料期間「安全分析參照核三廠持照運轉的安全分析接受管制，相關規範與運轉期間相同，若有異動則另案報請原能會審核，未完成審查前，依原運轉技術規範及終期安全分析報告接受管制」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)、3

審查總結回合意見

用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	05-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B06、B14	二(一)3(3)~(4)	5-16	結案

第一回合審查意見

有關用過核子燃料池島區「控制站」與「深度防禦」，請說明以下意見：

1. 第5-16頁有關控制站警報之說明，於報告第七章七.2節提及匯流排低電壓將引發島區控制站的低電壓警報，但於此處未說明有此警報，請澄清或修訂報告。
2. 第5-16頁有關控制站之陳述，請針對兩部機島區之控制站(包括必要之支援系統)，說明已適切考量共因失效之深度防禦能力。
3. 第5-16頁提及「在用過核子燃料池島區運轉期間的控制中心將轉換至位於廢料廠房中的用過核子燃料池島區控制站，並增設必要的監控與警報相關設備」，請說明島區控制站係規劃為單一控制室或雙控制室。
4. 第5-16頁有關深度防禦，陳述「將配置符合核三廠耐震一級設計之固定式用過核子燃料池冷卻水管路系統及補水泵」，請針對兩部機島區補水泵、電力及其他支援系統與控制站，說明已適切考量耐震之深度防禦能力。
5. 第5-16頁敘述「將配置符合核三廠耐震一級設計之固定式用過核子燃料池冷卻水管路系統及補水泵」，請澄清此是否有於圖5-2繪出。

第一回合審查意見答復

1. 電源供應相關警報屬於監控用過核子燃料池島區運轉期間用過核子燃料池島區冷卻系統之相關參數，於報告中未逐一列出警報窗及參數，僅說明依據控制站監控重點包括：用過燃料池冷卻/補水、輻射及消防。有關核三廠島區相關系統細部設計，將於未來的島區建置專案報告中詳述。
2. 依據本計畫第七章安全分析，島區運轉期間與用過核子燃料貯存相關之意外事件包含：重物墜落撞擊用過核子燃料池事件、非預期臨界、用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、用過燃料池冷卻水流失事件、其他與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害等，經安全分析結果顯示島區運轉期間即使發生事故，用過燃料池島區控制站人員接受之輻射劑量仍可符合相關法規之要求，也不會威脅公眾健康與安全，故原機組運轉中控制室的適居性要求可降低放寬。有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。
3. 島區控制站規劃於兩部機皆永久停機，且進入島區運轉期間才會正式啟用並取代原有兩部機之控制室，島區控制站目前規劃設置於廢料廠房控制室內，為單一控制站，控制站負責監看兩部機燃料廠房之燃料池水位溫度等重要參數與設備運轉狀況。
4. 目前本公司係參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行用過核子燃料冷卻系統規劃，保留功率運轉期間用過燃料池冷卻系統一次側的設備與管路，並將二次側的最終熱沉由海水系統更換為冷卻塔，島區運轉時期，以 DST 做為一般補水水源，另以 CST 做為後備補水水源，停用

RWST，維持功率運轉期間的五條外部補水途徑，在電力系統方面，島區平時透過161kV 及11.4kV 兩條外電供電，緊急時備有第五台柴油發電機、4.16kV 及480V 移動電源車等電力來源；上述各系統皆規劃為非安全相關，若為既有系統、設備，則維持其於功率運轉期間的耐震等級，有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

5. 圖5-2僅為示意簡圖，未完整表現所有耐震一級之管路及補水泵，目前圖中的 CST 與補水閥 A-P100/B-P101，均為耐震一級設計。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

2.所提答復內容未針對原提意見"兩部機島區之控制站(包括必要之支援系統)，說明已適切考量共因失效之深度防禦能力"提出說明，請重新提出澄清說明或強化之規劃作法，並提出國際間個案之佐證資料。

4.

(1)所提答復內容參考國外除役電廠經驗之規劃，仍須納入核三廠個廠特性做適切之考量，例如，包括但不限於恆春斷層新事證。

(2)請列表將規劃之兩部機島區各系統及其支援系統列出，並註明原有系統為保留、停用以及新增設置之系統(支援系統)，並標示為固定式或移動式之設備。

5.報告中敘述「將配置符合核三廠耐震一級設計之固定式用過核子燃料池冷卻水管路系統及補水泵」，答復中所述 CST 及 AP-P100、P101為現有之補水相關設備，未如報告中所述為「將配置」，且未說明冷卻部分。

除以上第1、2、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 遵照辦理。

2.參考美國除役電廠如 SONGS、Fort Calhoun 的 DSAR 資訊(詳附件05-014-02-B)，島區控制室僅供遠端監控，無遠端操控或自動控制系統；參考除役計畫第七章，停機超過1年以後，用過核子燃料衰變熱即大幅降低，若發生喪失冷卻事故，水位下降至燃料頂端至少需時9.6天，且隨停機時間越久，所需時間將再增加，故島區控制站人員有充分應變時間赴現場進行冷卻系統復原或手動補水。目前規劃將島區控制室設置於廢料廠房，屆時控制室亦會有獨立空調系統，當控制室不可用時，可改為現場監控，足可維持用過燃料貯存安全；相關規劃將於用過燃料池島區專案中詳細說明，島區專案將會送大會進行審查，並依大會審查結果實施。

4.

(1)已於除役計畫第七章執行除役期間預期之意外事件安全分析，包含地震、颱風、洪水、海嘯、山崩等天然災害，同時以保守分析方式判定各事件對除役期間對燃料安全或輻射安全的影響，再評估各項意外事件之影響其結果顯示不論是廠內事件或是廠外事件時，皆不會對廠外環境造成重大影響。

(2)核三廠兩部機島區各系統及其支援系統羅列如下表所示：

	原有系統		新增設系統(支援系統)	固定式	移動式	備註
	保留	停用				
電力系統		ˇ	ˇ	ˇ		島區主系統電源規畫如05-012-3答覆附圖。
冷卻系統(一次側)	ˇ			ˇ		原熱交換器一次側初步保留，未來衰變熱降低可以再換容量較小的泵。
冷卻系統(二次側)	ˇ			ˇ		原熱交換器二次側變更為氣冷式水塔。
淨化系統	ˇ			ˇ		修改既有系統，原過濾器及除礦器停用
壓縮空氣系統		ˇ	ˇ	ˇ		
通風及空調系統	ˇ			ˇ		修改供應既有系統之寒水部分
消防系統	ˇ			ˇ		修改既有系統供獨立島區使用
補水系統	ˇ		ˇ			修改既有系統供獨立島區使用
儀控系統	ˇ		ˇ			現場儀器保留，新增控制系統

5.補水部分：CST 及 AP-P100、P101為現存之補水相關設備，將執行適當管路修改符合島區規劃，並維持耐震一級。

冷卻部分：島區規劃保持原有用過燃料池冷卻系統一次側的冷卻水泵、管路及熱交換器，將二次側的最終熱沉由海水系統更換為室外氣冷式水塔。

報告原文：「將配置符合核三廠耐震一級設計之固定式用過核子燃料池冷卻水管路系統及補水泵」，依意見修改為：「將維持符合核三廠耐震一級設計之固定式用過核子燃料池冷卻水管路系統及補水泵，例如 CST 及 AP-P100、P101等相關桶槽管閥，...」，詳附件05-014-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(一)、3
第三回合審查意見
2.所提美國除役核電廠如 SONGS、Fort Calhoun 的資訊，其僅做短暫存放之用，不宜僅以此個案作為核三廠採用之參考。所提島區控制室不可用時，可改為現場監控，惟如島區控制室因地震不可用，則屆時現場監控亦可能因地震不可用，用過燃料貯存之安全性將有疑義，請提出其能符合地震新事證 SSHAC 評估結果的佐證資料。 4. (1)應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力。本項列入重要管制事項。 (2)本項移由 RAI 05-013第4項做追蹤，本項先行結案。 5.有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 除以上第2、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.以美國除役電廠Millstone 1號機為例，該機組於1995年(民國84年)11月停止運轉後並將用過核燃料移至用過燃料池存放，經過12年的暫時存放，2007年(民國96年)Millstone 核電廠經評估後，決定不建乾貯、預計繼續將用過燃料存在用過燃料池至2048年(民國137年)。本公司規劃建置核三廠用過燃料池島區的同時，亦規劃建置核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施，乾式貯存設施建置完成後，即會盡快將用過燃料池內的用過核子燃料移至乾式貯存設施，結束用過燃料池(或島區)的運轉。按目前規劃，核三廠用過燃料池的現場液位計、現場補水控制盤及補水來源皆為耐震一級，若島區控制站不可用，可改為現場監控。有關用過燃料池島區設計(含島區控制站耐震等級及相關應變措施)將納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。有關事項均納入用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，並依大會審核結果辦理。 4.(1)遵照辦理。 5. 遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	二(二)	5-17	結案

第一回合審查意見

第5-17頁有關除役計畫系統清單之建立，請台電公司說明系統清單建立之適切性、涵蓋性、完整性如何確保？評估分類之標準與作法？以及說明島區新增設系統或除役期間新增設置之系統納入系統清單之作法。

第一回合審查意見答復

核三廠除役計畫依據「核能組件安全分類導則」建立系統清單後執行系統安全分類，持照運轉期間因應維護法規(Maintenance Rule, MR)建置所建立之系統清單為起始點，依據現有資料，114項系統納入核三廠除役計畫系統清單中，再比對核三廠 SLD、CWD、P&ID 圖面的系統後，增加「環境輻射監視」系統之後，合計共有115項未經區分子系統的主要系統。

維護法規(Maintenance Rule, MR)為電廠系統化彙整之最完整資料庫，尤其涉及法規要求安全相關之重要設備更是完整納入，因此以MR資料庫為主，再配合檢視電廠各系統圖面，可建立完整系統清單。

島區期間新增之設備目前仍沿用其功能屬性，歸於既有相對應設備編號。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請說明除役期間有關 MR 資料庫之運轉、維護作業方式。

2.所提答復內容未針對原提意見"除役期間新增設置之系統"說明，請重新提出澄清說明或規劃作法。

第二回合審查意見答復

1.除役期間有關 MR 資料庫之運轉、維護作業方式將與營運期間之作業方式相近，島區新增設系統或除役期間新增設置之系統將依照或比照程序書(維護法規範圍篩選)執行維護法規範圍 SSC 的增加、刪減與修正。

2.除役期間新增設置之系統皆依據正式設計修改管制程序(DCR)執行，DCR 會送交維護法規評估委員執行評估是否涉及維護法規範圍，若涉及維護法規範圍則依據以下程序執行:

- 執行範圍篩選 (Scoping)，確認其 SSC 的功能
- 決定安全重要度
- 建立性能準則
- 按照性能準則監測電廠 SSC 性能
- 決定不可用度與失效
- 失效原因與矯正
- 定期評估

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	05-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B01、B02	二(四)	5-18~23	結案

第一回合審查意見

有關「系統安全分類原則」，請答復以下審查意見：

1. 第5-18頁系統安全分類原則，請補充說明核三廠除役階段系統安全分類原則中，重要非安全相關系統和一般非安全相關系統係依據或參考何法規要求或準則或參考國際間除役核能電廠而做此分類？
2. 第5-18提及安全相關系統歸類方式係依循「核能組件安全分類導則」，請台電公司補充說明除「核能組件安全分類導則」之外，對於美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29要求之採用與符合情形。
3. 第5-21頁提及「因應用過核子燃料池島區運轉所新增的系統包括電力、熱沉、壓縮空氣、寒水等，均為除役期間支援應受管制系統功能的支援系統」，請列表補充所有除役期間新增系統安全分類之結果與適用之 SSC 分類法規及標準？
4. 第5-18頁提及「部分在功率運轉期間歸類為安全相關的系統，可依據輻射劑量分析或熱水流分析等可量化之評估結果，豁免執行原始設計系統功能時，應申請變更為非安全相關系統」，針對原安全相關系統變更為非安全相關系統，請提出評估方法論及可接受標準(量化)之說明，並佐證其具適切性；另外，請說明這些安全相關系統的耐震要求是否一併申請變更。
5. 有關第5-22頁「安全相關系統變更條件」，請台電公司說明除役各階段申請變更之時程規劃。

第一回合審查意見答復

1. 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。國外系統評估及分類小組(SERT)遵循以下標準：是否需要 SSC 進行防止或減緩永久移除核子燃料條件下的設備基準事故、是否需要 SSC 進行安全儲存放射性廢棄物或用過核子燃料、是否需要 SSC 滿足永久移除核子燃料之情況下廠房設計、執照基礎或技術規範，與是否需要 SSC 用以滿足平時常廠房除役期間操作之需求。每個 SSC 依據前述標準進行評估，確定將除役的工作需求。依此方式，可以使核三廠除役期間系統運轉管制上更為細膩，有助於加速除役作業的速度，減少輻射對工作人員的影響，滿足合理抑低之精神。

   除役期間系統設備安全分類定義仍會依循『核能組件安全分類導則』相關要求，安全等級若需重新分類，亦會依規定辦理。
2. 除役期間用過燃料池島區中用過核子燃料貯存相關系統，部分為沿用持照

運轉期間之系統，而核三廠用過核子燃料安全貯存相關系統於持照運轉時已符合審查見所述各項法規之要求。另一部分為因應用過核子燃料池島區設置而新增之系統，表5-17為除役期間用過核子燃料池島區新增設備及系統所列之新增系統，建置前將另外於島區建置專案中詳述，並依大會審查結論實施。

3. 目前本公司係參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行用過核子燃料冷卻系統規劃，初步預先規劃各項新增系統的安全分類皆為非安全相關，有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。
4. 安全相關系統變更為非安全相關系統，皆會於相關分析或除役期間安全分析報告送審時說明其適切性；依本公司目前規劃，如為運轉期間延用至除役期間的建物、設備及管路，其耐震等級均不變更，實際上仍應視本公司詳細的島區規劃完成並提出申請後，依主管機關審查同意之結論實施。
5. 依本公司目前規劃，進入島區運轉期間後即不再包含任何安全相關系統；相關分析預計於111年陸續送審，並會納入島區整備期間及運轉期間的安全分析報告中，其中島區整備期間安全分析報告預計於112年7月送審，島區運轉期間安全分析報告預計於113年7月併島區專案送審。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。
2.請再說明除役期間系統設備安全分類定義，依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29之規劃。除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。
3.請先澄清何以『初步預先規劃各項新增系統的安全分類皆為非安全相關？』所考量之技術基礎為何？
4.
(1)所提答復內容"如為運轉期間沿用至除役期間的建物、設備及管路，其耐震等級均不變更"之說明，請納入恆春斷層新事證之考量。
(2)所提答復內容未針對新增設置之系統設備、管路及建物，請提出納入恆春斷層新事證考量之說明或強化之規劃作法。
5.針對所提規劃期程應採妥適、具適切時間餘裕之作法，以避免各安全分析報告審查作業之交互影響。

第二回合審查意見答復

1.遵照辦理，除役期間若針對 RG1.26或1.29有豁免處，將專案向大會申請。
2.RG 1.26適用於執行安全功能的系統組件含有水、蒸汽或輻射物之品質等級分類標準，RG 1.29適用於可承受安全停機地震(SSE)的系統組件。機組永久

停止運轉，且全部燃料卸除爐心，唯一考量的是燃料在 SFP 的安全貯存，依 NRC 核准 San Onfre 2&3核電廠的安全技術評估 (詳 ML16055A522)，說明 RG 1.13、1.26、1.29、及1.76是對應運轉期間的 SFP 有潛在高衰變熱，由於 San Onfre 2&3核電廠燃料已永久卸除爐心，SFP 潛在衰變熱已明顯降低， SFP 的冷卻/補水系統功能的安全重要性也隨之降低，不適用於 RG 1.13、1.26、1.29、及1.76，故核准 San Onofre 2 &3核電廠申請案 (詳 ML15236A018)，可將冷卻/補水系統降為非安全系統，維持補水系統為耐震1級。核三廠擬參考 San Onofre 案例向管制機關申請部份豁免，並依管制機關審查結果實施，此部份適用在島區運轉期間，在島區整備期間核三廠仍符合 RG 1.26、1.29之規定。

3.所考量之技術基礎，擬參考 San Onofre 2&3用過燃料池島區冷卻淨化/補水系統獲 NRC 核准為非安全等級之安全評估之分析計算，其法源為 NUREG-0800 第19.3節「進步型 LWR 採用非安全系統準則」設計基準事故72小時內要啟用之系統須為安全等級，超過72小時即可採用非安全等級的系統 (詳 NRC 安全評估報告：ML16055A522)。因初評核三廠可以符合類似的要求，故參照美國除役電廠經驗規劃各項新增系統的安全分類皆為非安全相關。

4.待相關新事證奉大會審查核定後，即會納入考量。

5.本公司已積極辦理各項需送審文件撰擬事宜，未來將考量各項文件之關聯性及島區建置作業所需時程等因素，並於適切時機將各項文件送大會進行審查，避免各項審查作業之間產生交互影響，以使除役相關作業能依預定時程完成。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.

(1)美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

3.

(1)所提美國除役之 San Onofre 2&3僅為短期使用約3年之島區建置案例；NUREG-0800第19.8節之內容與被動式進步型反應器相關，亦非島區設置之法源，故請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

(2)前次詢問各項新增系統的安全分類皆為非安全相關所考量之技術基礎，答復初評核三廠可以符合類似的要求，請再補充貴公司初評內容。

4.請說明納入地震新事證 SSHAC 結果的規劃做法。

5.各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。

除以上第2、3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.(1)針對用過燃料池運轉期長，以美國 Millstone 1號機為例，該機組於1995年(民國84年)11月停止運轉後並將用過核燃料移至用過燃料池存放，經過12年的暫時存放，2007年(民國96年)Millstone 核電廠經評估後，決定不建乾貯、繼續將用過燃料存在用過燃料池至2048年(民國137年)。

有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

3.

(1)NRC 安全評估報告(SER)審查結果係依據 SONGS 的安全評估項目分為熱水流分析及池水沸騰之劑量分析，此兩項分析結果均可符合接受標準，故 NRC 同意不用維持安全等級。針對用過燃料池運轉期長，以美國 Millstone 1號機為例，該機組於1995年(民國84年)11月停止運轉後並將用過核燃料移至用過燃料池存放，經過12年的暫時存放，2007年(民國96年)Millstone 核電廠經評估後，決定不建乾貯、預計繼續將用過燃料存在用過燃料池至2048年(民國137年)。

有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證))及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

(2) 經初步評估，核三廠永久停機1.5年後衰變熱已大幅降低，若發生喪失冷卻事件時，無任何補水的情境下，池水經過約24小時將達到沸騰，池水沸騰後，水位降至燃料頂端上方10英尺時間約為5.6天，水位降至燃料頂端上方3英尺時間約為8天，可符合「發生事件時燃料在72小時內沒有安全顧慮」之標準，則不需設計安全等級系統，亦保有餘裕，代表核三廠發生喪失冷卻事件造成池水沸騰，用過燃料仍能安全貯存在水中，並有充足的應變時間來修復冷卻系統、啟動緊急補水或採用 FLEX 設備進行補水，此72小時的標準與10CFR50.155發生超越設計基準事件等待來自廠外救援的容許時間相同，代表 NRC 的管制立場一致。

核三廠相關系統等將依10CFR50.2所定義的 SSC 進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級將送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。

4.島區專案規劃時，會將啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)及國際經驗納入考量，島區專案完成後將送管制機關審查，並依管制機關審查結果建置島區。

5. 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	05-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B14	二(五)	5-23~25	結案

第一回合審查意見

有關「系統安全分類結果」，請答復以下審查意見：

1. 第5-23頁所提系統安全分類流程和系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)，請說明如何追蹤其執行方式、評估其功能及成效，以確保落實除役階段作業安全性。
2. 第5-24頁最末句提及島區運轉期間「經分類，此期間需維持運轉系統中未有安全相關系統」；而第5-30頁「用過核子燃料池冷卻補水功能」中僅有說明燃料池之 RWST 補水部分停用。請再補充說明用過燃料池冷卻水系統、其支援系統、水位及溫度指示等，為何從安全相關系統降級。
3. 第5-25頁「(4)用過核子燃料池島區廠房除污期間」敘述「在此期間還未能解除管制之系統將會在本階段結束前結束管制」，同頁「(5)用過核子燃料池島區廠房拆除期間」敘述「本計畫中尚未解除管制之系統...」；同頁「(6)廠址復原期間」敘述「尚未解除管制之系統...」。請澄清(5)中之「本計畫中尚未解除管制之系統」前後是否有缺字，以及(4)所述還未能解除管制之系統將會在本階段結束前結束管制之敘述是否有誤。
4. 第5-25頁陳述安全相關設備老化管理，請台電公司以用過燃料池、用過燃料池島區說明相關組件、系統、結構物之規劃做法。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠將參考核一、二廠之做法進行系統評估及再分類小組(SERT)制度之建立，有關系統設備運轉規劃隨除役各階段而轉變，其分類由確保用過核子燃料的安全相關轉變為維持除役需求的非安全相關。未來電廠將依除役審查委員會 Station Decommission Review Committee, SDRC 及其所屬之系統評估及再分類小組 (System Evaluation and Reclassification SERT 對其安全分類及運轉狀態進行評估，當反應爐內用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池，須確保現階段與未來需維持運轉相關系統之需求，即會依除役進度縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。
2. 除役期間系統安全分類依據「核能組件安全分類導則」所述的「主要安全功能」或「次要安全功能」為主，或在除役期間支援安全相關系統運轉時，則在除役期間應維持歸類為安全相關系統。目前本公司係參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行用過核子燃料冷卻系統規劃，在進入島區運轉期間，原燃料廠房、廢料廠房及控制站之安全相關設備，例如熱沉、電力及廠房通風等系統，若透過安全分析結果佐證，在喪失燃料池冷卻情況下，可透過多種燃料池緊急補水措施維持用過燃料池水位，確保燃料完整性，則運轉階段安全相關系統應可重新分類為非安全等級。燃料島區期間規劃161kV 外電、第五台柴油發電機、4.16kV 電源車及移動式電源，電源具備多重性與多樣性。有關核三廠島區相關系統細

部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

3. 確認後修改為：「(4)用過核子燃料池島區廠房除污期間

在用過核子燃料池島區廠房除污期間，用過核子燃料已全數移出用過核子燃料池島區。接續主要進行放射性污染系統與組件之除污與拆除，以及廠房建物拆除前的除污。在此期間還未能解除管制之島區相關核物料安全管制與核子保防等系統，將會在本階段結束前結束管制...」。

第(5)段則修訂為：「(5)　用過核子燃料池島區廠房拆除期間

在本期間主要工作為結構拆除、廠址復原規畫與除役後之廠址環境輻射偵測計畫，於拆除範圍中之系統已全數停用且拆除，本計畫中尚未解除管制之系統將會在本階段結束前結束管制...」，詳附件05-017-003-A。

4. 燃料退到燃料池後，依美國除役電廠的作法會著重在用過燃料池冷卻相關系統上，其維護管理方案將於1號機運轉執照到期前1年提出，原則上即使非安全相關的系統/設備亦已納入電廠700系列程序書進行維護保養。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(五)、1

第二回合審查意見

2.答復中敘述"需用替代措施維持用過燃料池水位"，若水位及溫度指示降級，如何確認需要時有指示可依循？請提出水位及溫度指示降級之原因說明。用過燃料池仍有用過核子燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。本項列入重要管制事項。

4.除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

除以上第2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.美國核電廠運轉期間燃料池冷卻/淨化/補水系統引用 RG1.13，除役期間依NUREG-1738的定量熱流分析，當停機1年發生喪失冷卻功能，水位降至燃料頂部上方3呎至少有7天，已遠超過 NUREG-0800 19.3發生事故後72小時的時間點，可將冷卻系統改為非安全系統。核三廠停機18個月後，衰變熱已顯著降低即使發生燃料池喪失冷卻事故仍有充足時間可實施救援行動，故相關冷卻、淨化與補水系統將參考 San Onofre 電廠安全分析模式向大會申請採用非安全等級。基本上儀控系統皆維持留用，僅將品質文件等級改採用非安全等級，現場信號維持，僅將信號再拉線至廢料廠房控制室，當新控制室信號故障時，因時間非常充裕，可派員至現場監視及操作系統。另，本項列入重要管制事項部分本公司遵照辦理

4. 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.
(1)NUREG-0800第19.3節之內容與被動式進步型反應器相關，亦非島區設置之法源，故請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。
除以上第2.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.
(1)NRC 於1996年(民國85年)修訂除役法規立場是不再以運轉期間規定來監管除役期間的 SFP。對於運轉期間 SFPCS 適用的 RG1.13，進入除役期間以後，其衰變熱隨著時間經過將越來越低，不再以安全等級視之。1990年(民國79年)以來諸多除役電廠 DSAR 資訊顯示，該些電廠皆採類似設計。因燃料池的安全要求不論 BWR 及 PWR 均類似，業者提出對應 RG 1.13的安全分析報告，本公司只是引述美國核管會(NRC)審查報告可重新分類為非安全等級系統的評估結果，其技術基準與 SRP 9.1.3一致。有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

2.(1)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	**05-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B02、B14	二(五)2	5-26	結案

第一回合審查意見

有關「安全相關設備老化管理」乙節，請答復以下審查意見：
1.第5-26頁提及「針對除役期間需維持安全功能的系統，核三廠將沿用核一、二廠除役期間的維護管理方案架構，並參考美國於營運中未執行過老化管理之除役電廠案例，規劃除役期間的用過燃料池安全相關系統之老化管理」。
(1)第一句所提除役期間需維持安全功能的系統，依報告五.二.(四).1(第5-18頁)之分類，除安全相關系統外，重要非安全相關系統及一般非安全相關系統等，也需維持安全功能，故是否應屬此敘述範圍？(2)最後一句規劃除役期間的用過燃料池安全相關系統之老化管理，此處僅敘述會規劃用過燃料池安全

相關系統之老化管理，惟於用過燃料池島區運轉期間後，用過燃料池相關系統便改列為非安全相關系統，是否與第一句矛盾？

2.針對前項引述的報告內文，實質上核三廠有可能較核一、二廠先進行除役工作，因此是否應先規劃除役期間的用過燃料池安全相關系統之老化管理，請提出其範圍及規劃時程。

3.核三廠除役期間之維護監測作業除了現有維護法規與相關維護監測作業外，應考量系統設備將超過40年之情境(如用過燃料池)，例如參酌美國對延役電廠之維護管理方案，針對結構、系統設備之維護與監測訂定適當措施。請就此提出補充說明。

4.安全相關設備應含括主動件及被動件，而本節所提之維護法規方案範圍僅是針對主動件部分，對於被動件部分，請說明需維持運轉系統之安全相關系統之整體性維護管理方案，並與核一/二廠除役期間維護管理方案比對。

第一回合審查意見答復

1. (1)依本章五.二.(四)2.所述，持照運轉期間的安全相關系統，若依據輻射劑量分析或熱水流分析等可量化之評估結果，豁免執行原始設計系統功能時，可申請變更為非安全相關系統，但若該系統仍有於發生燃料相關事故時執行減緩大量放射性物質外釋相關功能，則分類為重要非安全相關系統；又依五.二.(四)3.所述，持照運轉期間的非安全相關系統，若仍執行原始設計且於除役期間應受管制功能，則分類為一般非安全相關系統。

   (2)非安全相關系統與安全相關系統不同，若列為非安全相關系統，原則上不適用此處老化管理，有關核三廠島區相關系統安全分類，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

2. 需維持運轉系統之安全相關系統，依其執行之安全功能之相關設備與組件進行相對應之老化管理，可沿用核三廠運轉期間維護法規方案(Maintenace Rule Program)之方式進行老化管理。

3. 本公司主要收集參考除役電廠之經驗，參考案例亦多有使用島區設計之案例，基本上參考除役電廠之用過燃料池維護管理方案，包含結構、系統設備之維護與監測、緊急救援補水等。另核三廠用過燃料儲存架除役期間持續執行營運監測計畫，檢測範圍包含直接檢測儲存架內之加硼不鏽鋼片及檢測樣品串內之樣品板，以確保所有儲存架於使用期間均能維持設計的功能。

4. 核三廠將沿用核一、二廠除役期間的維護管理方案架構，並參考美國於營運中未執行過老化管理之除役電廠案例，規劃除役期間的用過燃料池安全相關系統之老化管理。此維護管理方案預計於核三廠一號機運轉執照屆期一年前送審。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。
(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
2.請說明目前核三廠運轉期間對用過燃料池安全相關系統之老化管理。
3~4同意答復，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復

1. (1)(2)遵照辦理，島區專案針對 RG1.26或1.29有豁免處將專案向大會申請。
2. 核三廠用過燃料池安全相關系統之老化管理摘述如下:
A.燃料池格架部分:依程序書650-N-001用過燃料儲存架營運中測試執行用過燃料池燃料格架檢查，以確保所有儲存架於使用期間均能維持設計的功能。
B.儀控設備:用過燃料池安全相關系統之老化管理使用 EQDP LIST 管理壽期，並使用 PM 及大修工作確認其功能正常。例如 B1J-EG-FT259(用過燃料池熱交換器流量)依據定期維護作業(IN1EG817)執行 EG 系統 B 串傳送器校正。當進入除役且燃料全部移至燃料池時，10CFR50.49有關嚴苛環境之法規要求已不再適用。
C.機械管路設備: 包含冷卻水泵、熱交換器、管路支架與洩漏管理等，定期執行檢查維護。
3~4.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.
(1)所提「當進入除役且燃料全部移至燃料池時，10CFR50.49有關嚴苛環境之法規要求已不再適用」之說明，應有合理數據佐證與論述，證實現場環境已不適用10CFR50.49，請重新答覆說明。
(2)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.
(1) 10CFR50.49為安全重要電氣設備需符合環境驗證的法規，於1983/1/21聯邦公報(48FR2733)首版 Final Rule 中已明確說明10 CFR 50.49適用於運轉中核電

廠。依據10CFR50.49(a)持照業者應建立電氣設備驗證方案，但不包括已依50.82(a)(1)申請並確定永久停機且爐心燃料全部退出的核電廠。 前述係美國除役電廠的作法。在管制機關未同意前，核三廠維持原 EQ 方案。 (2)遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2.同意答復。

意見編號	**05-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、B01、B07	三	5-28~29	結案
第一回合審查意見					
有關「需維持運轉之安全相關系統之運轉說明」乙節，請答復以下審查意見： 1.第5-28頁提及「經系統安全分類後...可歸類為留用系統或停用系統」。(1)請說明是否有留用系統或停用系統，進入除役後續階段時，重新作為需維持運轉系統(例如圍阻體吊車系統於用過核子燃料池島區整備期間停止運轉，後續拆廠階段是否重新採用其系統進行吊掛作業)。(2)請說明留用系統之保養規劃，以及設備是否訂有有效期限？ 2.第5-29頁敘述「在本章中述明變更時機，於管制單位核可後據以執行，未來配合除役作業須變更之系統，則可透過合適申請程序並經管制單位核可後，再依所申請條件據以執行」，請台電公司提出相關申請之期程規劃。 3.第5-29~30頁提及於核三廠停機16天後，分析結果主控制室緊急通風系統包括所屬緊要寒水支援系統亦可配合停用；第5-53頁提到停機後16天主控制室緊急通風系統可重新分類為非安全系統；然第5-61頁列表卻仍將前述兩系統列為安全運轉系統，請澄清前述系統開始停用時機、應分類為安全抑或非安全系統。				
第一回合審查意見答復					
1. (1)依據系統分類留用系統或停用系統屬於除役期間不涉及核子安全、輻射安全、人員安全與作業環境等系統，惟因除役實務作業需求，留用及部分停用系統仍會持續留用，由電廠管制使用，例如現場照明、通訊、空調及吊車等，皆會依據現場除役作業需求評估是否維持或以移動式臨時設備取代。 (2)留用系統之保養規劃會依據系統安全分類流程和系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)審查評估程序，並檢討其維護保養程序書或偵測試驗等。 2. 相關安全分析預計於111年陸續提送，並會反應至島區整備/運轉期間的安全分析報告，其中島區整備期間安全分析報告預計於112年7月送審，島區				

運轉期間安全分析報告預計於113年7月併島區專案送審；實際執行除役作業時，如各別系統有停止管制需求的急迫性，將另外提出申請。

3. 第5-61頁的表5-5為用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉的安全相關系統，依據本章重物墜落撞擊用過核子燃料持事件分析，機組永久停機後16天，即使不維持主控制室緊急通風系統功能情況下，仍可符合 SRP6.4、10CFR 50附錄 A 之 GDC 19及我國核子反應器設施安全設計準則之要求，故可申請重新分類為非安全系統。因進入島區整備期間，該系統仍會實際仍會為安全相關系統，故表5-5將其納入，依上所述，該系統於島區整備期間可達到重新分類的條件，故5-53頁有相關描述，實際變更時機將於相關分析中詳述，並依大會審查結果實施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.回復提及留用及"部分停用系統"仍會持續留用，由電廠管制使用。停用系統既然已停用，後續如何確保系統之可用度?停用系統是否列為定期維護或內控管理名單?

2.針對所提規劃期程應採妥適、具適切時間餘裕之作法，以避免各安全分析報告審查作業之交互影響。

3.請說明貴公司目前規劃申請變更核三廠主控制室緊急通風系統安全等級之時機為何(或其停用時機)。

第二回合審查意見答復

1.判定留用及停用之系統原則上其系統功能已不需要持續接受管制，其中留用系統由本公司自行管控，留用系統作用為支援除役作業進行，當該系統不再需要支援除役作業後，即可永久停止運轉。

2. 本公司已積極辦理各項需送審文件撰擬事宜，未來將考量各項文件之關聯性及島區建置作業所需時程等因素，並於適切時機將各項文件送大會進行審查，避免各項審查作業之間產生交互影響，以使除役相關作業能依預定時程完成。

3. 依美國除役電廠經驗，主控制室緊急通風系統停用時機可能為停機後7~100天之間，目前本公司正在執行核三廠終期安全分析報告第15章設計基準事故重評，初步結果亦與美國電廠經驗相符，該重評分析報告預定於111年11月送大會審查，待大會核定後，將依大會核定停用時間點執行，未奉大會核定前，將不變更核三廠主控制室緊急通風系統運轉狀態。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。
2.各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
3.請刪除本項送審時間之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
除以上第1、2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.遵照辦理。
2.遵照辦理。
3.遵照辦理，答復修訂如下：「依美國除役電廠經驗，主控制室緊急通風系統停用時機可能為停機後7~100天之間，目前本公司正在執行核三廠終期安全分析報告第15章設計基準事故重評，初步結果亦與美國電廠經驗相符，該重評分析報告完成後將送大會審查，待大會核定後，將依大會核定停用時間點執行，未奉大會核定前，將不變更核三廠主控制室緊急通風系統運轉狀態。」

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**05-020**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S10、S11、B01		5-31~32	結案

第一回合審查意見

有關「需維持運轉之安全相關系統之運轉說明」乙節，請答復以下審查意見：
1.第5-31頁提及緊急柴油發電機可在確認不再支援安全相關系統運轉後，變更為非安全相關系統；第5-33頁提及當一號機運轉執照屆期，用過核子燃料全部移往用過燃料池後，而二號機仍在運轉期間，第五台柴油發電機將同時作為一號機除役停機期間及二號機機組運轉之備用電力。請說明：(1)第五台緊急柴油發電機變更為非安全相關系統之安全考量以及保守性。(2)第五台緊急柴油發電機變更為非安全相關系統何時開始？
2.第5-31頁提及「需提供用過燃料池冷卻的緊急電源，因此機組A或B串緊急柴油發電機及相關支援系統，需維持至用過核子燃料池島區運轉後才均可停止運轉」，用過燃料池冷卻之電源有外電、A或B串緊急柴油發電機、第五台柴油發電機及移動式電源，在用過燃料池島區運轉期間之電源僅有161kV外電、第五台柴油發電機及移動式電源，請提出評估基礎及可接受標準以佐證適切性。其他系統變更為非安全相關系統亦應有評估基礎及可接受標準。

3.第5-31頁關於第五台柴油發電機、輔助飼水、緊要寒水、核機冷卻水、冷凝水儲存槽等系統設備之敘述，將變更為非安全相關系統。考量一旦發生緊急意外事件時，電力系統以及水源是確保電廠安全性重要一環，請審視是否需提升為安全相關系統。

4.第5-31頁提及「冷凝水儲存槽在持照運轉期間因提供安全相關輔助飼水、緊要寒水、核機冷卻水系統，而歸類為安全相關系統」，惟表5-5「用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉系統-安全相關」並未列出冷凝水儲存槽，請說明冷凝水儲存槽是否涵蓋於 AP 10系統中？

5.第5-32頁提及「除役期間燃料廠房緊急排氣過濾系統及主控制室緊急通風系統已可變更為非安全相關系統」，請就前述系統及相關輻射偵測系統，提出變更之評估基礎及可接受標準以佐證適切性。

第一回合審查意見答復

1. 第五台緊急柴油發電機為兩部機共用之安全相關系統，若二號機仍為運轉期間，相關規定以二號機運轉需求為主。
   (1)依國際相關經驗，永久停機18~24個月後，在符合 RG 1.13要求下建置島區，此時兩部機用過核子燃料皆已長期冷卻，即便在喪失電源無法執行用過燃料池冷卻的狀況下，仍有足夠時間執行緊急補水措施，燃料完整性可維持，故第五台柴油發電機可重新分類為非安全相關系統。
   (2)依目前規劃，第五台緊急柴油發電機自兩部機皆進入島區運轉期間後變更為非安全相關系統，實際變更時機將依相關分析於島區建置專案中詳述，並依大會審查結果實施。
2. 目前本公司係參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行用過核子燃料冷卻系統規劃，在進入島區運轉期間，原燃料廠房、廢料廠房及控制站之安全相關設備，例如熱沉、電力及廠房通風等系統，若透過安全分析結果佐證，在喪失燃料池冷卻情況下，可透過多種燃料池緊急補水措施維持用過燃料池水位，確保燃料完整性，則運轉階段安全相關系統應可重新分類為非安全等級。燃料島區期間規劃161kV、11.4kV 外電、第五台柴油發電機、4.16kV 電源車及移動式電源，電源具備多重性與多樣性。有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。
3. 本公司目前依國際相關經驗，規劃島區運轉期間不需保留安全相關系統，實際的系統安全等級將依相關分析結果進行分類，島區設計會另案送大會審查，依大會審查結果實施。
4. AP 系統含括冷凝水儲存槽(CST)，表5-5係針對系統進行描述，故未單獨列出 CST。
5. 除役期間燃料廠房緊急排氣過濾系統及主控制室緊急通風系統經評估，若發生各項意外事件即使不維持其系統功能情況下，仍可符合 SRP6.4、10CFR 50附錄 A 之 GDC 19及我國核子反應器設施安全設計準則等法規要求，可申請變更為非安全相關系統。換言之，在除役期間即使發生上述意外事件仍無輻射物質大量外釋違反法規之疑慮，故相關輻射偵測系統可調

整為非安全相關設備持續運轉。燃料廠房緊急排氣過濾系統及主控制室緊急通風系統是否可進行安全等級重新分類，將視本公司後續相關分析送大會審查結果而定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。
(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
2.
(1)所提答復內容參考國外除役電廠經驗之規劃，仍須納入核三廠個廠特性做適切之考量，例如，包括但不限於恆春斷層新事證。
(2)若補水水槽、管閥及泵維持為耐震一級，而相關支援系統非耐震一級，則無法發揮預期之功能，請檢討納入包括但不限於恆春斷層新事證等並重新提出答復說明。
3.回復中提及依國際相關經驗，請補充並列出國外電廠實際做法與案例。
5.答復內容請增加在相關申請之分析評估未獲本會同意前，依原規定辦理之敘述。
除以上第1、2、3、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.(1)遵照辦理，島區專案針對 RG1.26或1.29有豁免處將專案向大會申請。
(2)遵照辦理。
2.(1)島區專案將納入核三廠個廠特性做適切之考量；島區專案將送大會審查，並依大會審查結果辦理。
(2)用過燃料池因用過燃料衰變熱大幅下降，即使發生地震導致非耐震一級設備不可用狀況，因島區緊急補水系統包含補水水槽、管閥及泵等皆維持耐震一級，電廠仍可使用耐震一級之備用電源第五台柴油發電機可維持島區補水所需必要電源，也有充分時間(依目前估算，約5.2天)讓運轉員列置用過燃料池緊急補水策略使用替代發電機(4.16kV 電源車)供電給補水泵，可確保地震導致非耐震一級設備不可用的情況下，維持用過燃料池緊急補水功能。有關核三廠島區相關系統細部設計、安全分類與耐震等級等，將於未來的島區建置專案報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。
3.除役電廠冷卻系統為非安全等級，1990至1998年期間，計有 Trojan、Millstone 1、Connecticut Yankee、Maine Yankee、Big Rock Point、及 Zion 1 & 2等電廠，詳 EPRI 1003424報告。2013年至今，計有 Vermont Yankee (詳 ML17305A168) 、 Pilgrim (詳 ML21334A526) 、 Duane-Arnold (詳

ML21102A195)、Crystal River #3 (詳 ML17251A290)、Fort Calhoun (詳 ML20170A419)、SONGS 等電廠。 5.除役期間燃料廠房緊急排氣過濾系統及主控制室緊急通風系統變更相關申請之分析評估，未獲大會同意前，將依原規定辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2. (1)本項移由 RAI 05-013第4項做追蹤，本項先行結案。 (2)本項移由 RAI 05-013第4項做追蹤，本項先行結案。 3.請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
3.同意答復。

意見編號	**05-021**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B14、F06		5-33	結案
第一回合審查意見					
有關「需維持運轉之安全相關系統之運轉說明」乙節，請答復以下審查意見： 1.第5-33頁，「核三廠第五台柴油發電機將於不再支援二號機安全相關系統運轉後，變更為非安全相關系統，並做為兩部機用過核子燃料池島區之備用電源」，請提出評估基礎及可接受標準以佐證適切性。 2.有關第5-33頁最後一段，請澄清用過燃料池島區運轉期間，表5-16所列出之緊急柴油機貯油槽、變壓器、161kV 開關室是否執行結構檢查。 3.依據除役計畫第六章排程，廢料廠房預計131年開始設備拆解，所以在拆解前廠房內各系統應持續運轉，請澄清表5-16除役期間應執行檢測結構物清單中為何沒有納入廢料廠房？					
第一回合審查意見答復					
1. 核三廠會參考 RG 1.13除役規劃與國外除役電廠經驗，執行用過核子燃料島區電源規劃，核三廠各安全相關系統實際重新分類結果，將於除役期間各					

階段安全分析報告中詳述，並依主管機關審查結果實施。

2. 用過燃料池島區運轉期間，表5-16所列出之緊急柴油機貯油槽、變壓器、161kV 開關室等涉及用過燃料池冷卻與補水功能之設備仍會執行結構檢查。

3. 表5-16原先所列建物，係於機組運轉執照屆期後仍內含應持續運轉安全相關系統所屬設備、或支援安全相關系統運轉的結構物，共計12項，但考量島區運轉期間，與用過燃料池補水功能有關之結構物亦應執行結構檢查，而廢料廠房將建立用過燃料池島區控制站，故檢討後修改報告，將廢料廠房列入表5-16，詳附件05-021-003-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：表5-16

第二回合審查意見

1.所提答復內容參考國外除役電廠經驗之規劃，仍須納入核三廠個廠特性做適切之考量，例如，包括但不限於恆春斷層新事證。由第五部柴油發電機同時提供兩機組之負載，且電源規劃僅有第五部柴油發電機為耐震一級，在恆春斷層新事證此考量並不適切，請檢討納入包括但不限於恆春斷層新事證等並重新提出答復說明。

2~3.答復內容與報告第5-34頁「如表5-16所示，表列結構物將持續依程序書要求執行檢查與監測，直到結構物內已無安全相關系統所屬設備，且不再支援安全相關系統運轉後豁免執行；當機組進入用過核子燃料池島區運轉期間，燃料廠房、第五台柴油發電機廠房及冷凝水儲存槽等涉及用過核子燃料池補水功能之相關結構物將持續依程序書要求執行檢查與監測，直到用過核子燃料池島區停止運轉後豁免執行。」不一致，島區運轉後是以下一句所列出之範圍執行，若僅加入表5-16，未加於報告下一句之敘述，則於島區運轉後無法如答復所述執行，請修改報告。另所提「豁免執行」，請修訂為「經審查同意，得免執行」。

第二回合審查意見答復

1.核三廠一二號機機組於停機後，第五台柴油發電機不再支援機組電力，有關第五台柴油發電機之安全相關系統將變更為非安全耐震一級系統，並做為兩部機用過核子燃料池島區之備用電源。因燃料島區冷卻/淨化系統均採非耐震一級設計。第五部柴油發電機為氣冷式冷卻系統，結構耐震一級，在 DBE 0.4g 事故或海嘯來襲時，均能正常運轉發電，提供可靠且足夠電力供島區負載使用。另外，緊急補水系統為耐震一級，在燃料島區內，配置耐震一級補水管路系統及手動管閥，此管路及管閥不須動力。擬參考 San Onofre 核電廠安全評估模式向大會申請將冷卻系統改為非安全耐震二級系統，緊急補水改為非安全並維持耐震一級。緊急補水系統之補水泵位於 CST 桶槽之泵室內，其補水泵動力直接來自第五台柴油發電機廠房的480MCC，CST 桶槽及泵室均為耐震一級設計，且設計有防海嘯的水密門，在DBE事故下，能可維持適當補水功能，維持用過燃料的安全。

2~3. 原文：「如表5-16所示，表列結構物將持續依程序書要求執行檢查與監測，直到結構物內已無安全相關系統所屬設備，且不再支援安全相關系統運轉後豁免執行；當機組進入用過核子燃料池島區運轉期間，燃料廠房、第五台柴油發電機廠房及冷凝水儲存槽等涉及用過核子燃料池補水功能之相關結構物將持續依程序書要求執行檢查與監測，直到用過核子燃料池島區停止運轉後豁免執行。」，此段將修正為：「如表5-16所示，當機組進入用過核子燃料池島區運轉期間，燃料廠房、第五台柴油發電機廠房及冷凝水儲存槽等涉及用過核子燃料池補水功能之相關結構物將持續依程序書要求執行檢查與監測，直到用過核子燃料池島區停止運轉後經審查同意，得免執行。」詳附件05-021-02-B
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(三)
第三回合審查意見
本項移由 RAI 05-013第4項做追蹤，本項先行結案。

意見編號	**05-022**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S11、B14	四.(一)	5-37~39	結案

第一回合審查意見

有關「需維持運轉之非安全相關系統之運轉說明」，請答復以下審查意見：

1. 第5-37頁敘述「正常照明系統、緊要照明系統、廠內通訊系統等支援系統在本項目需維持運轉。上述這些系統，當所有用過核子燃料移出用過核子燃料池、用過核子燃料池島區運轉結束後，若無提供其他應接受管制系統功能或有新增系統替代其功能，則可解除管制而轉為停止運轉系統。」其中緊要照明系統被列入表5-13用過核子燃料池島區運轉期間停止運轉系統，兩者是否矛盾。
2. 第5-38頁提及將建置小型爐取代現有鍋爐供廢料廠房使用，請說明進入除役階段仍須更新鍋爐之緣由？
3. 第5-39頁提及「液體廢料收集、貯存與處理系統、焚化爐系統、高減容固化系統、固體及液體廢料處理系統，在本項目為需維持可用直到系統設備與廠房除污完成，另外設置替代廢料處理系統後，才可停止運轉。」請澄清：(1)此處替代廢料處理系統為何？(2)替代廢料處理系統是否有其他新增之附屬系統(例如冷卻系統)？

第一回合審查意見答復

1. 緊要照明系統因進入島區運轉後，其餘廠房維持正常照明系統供除役作業執行，燃料池獨立島區除維持正常照明，另規劃有緊急 DC 照明系統可提供緊急照明功能。
2. 現有鍋爐設計容量主要為提供機組起動時的輔助蒸汽，進入除役期間後，

僅需提供放射性廢液處理系統使用，所需容量大大降低，故運轉維護將不敷成本，亦會需要額外人力運維，更換小型鍋爐後，可維持必要運轉需求的前提下，將既有資源更集中投入於除役相關作業中。 3. (1)進入除役拆廠階段後期，廠內已無處理大量放射性廢棄物之必要，僅需設置「簡易廢液處理系統」處理可能產生的少量放射性廢液。 (2)依目前規劃，簡易廢液處理系統應無再新增附屬系統的需要。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.答復內容與報告第5-37頁「正常照明系統、緊要照明系統、廠內通訊系統等支援系統在本項目需維持運轉」不一致，請修改報告。 3.簡易廢液處理系統設置是否先行規劃並送申請？簡易廢液處理系統與現有廢液處理系統差異為何？ 除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.擬修正報告內容為：「正常照明系統、緊要 DC 照明系統、廠內通訊系統等支援系統在本項目需維持運轉。」，詳附件05-022-01-B。 3.系統設備申請部分將併同二號低貯庫申請時程，並依大會審查結果辦理。 目前運轉中的廢液處理系統和簡易廢液處理設備，最大差異為處理量和廢液處理方式與處理能力不同。 A.簡易廢液處理設備： 處理方式為過濾、吸附處理廢水，處理後之廢水經偵測合格後進而排放。目前規劃處理能力約為10CMD(1.83GPM)。 B.廢液處理系統： 以蒸汽加熱濃縮分成濃縮廢液和蒸餾水，濃縮廢液再經高效率固化系統固化裝桶，蒸餾水經樹脂床過濾並偵測合格後進而排放。處理能力約20GPM。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(一)、1
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-023**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S09、S12、B02	四(二)(3)	5-41	結案
第一回合審查意見					
有關「用過核子燃料池島區設計修改」，請就以下審查意見答復：					

1.請說明用過核子燃料池島區建置之安全系統考量？案件送審時程規劃？興建規劃時程？預定開始運作期程？

2.請說明除役期間用過核子燃料池島區之設計概念(整個島區之冷卻、電力、熱沉、壓縮空氣、寒水、淨化等)，並列表各新增設備之功能、品質分類及安裝位置(高程及廠房位置)等。

3.第5-43頁用過核子燃料池島區控制盤面具備哪些功能(如通訊或控制、警報或隔離等)，請列表(或圖示並輔以文字)說明？

4.(承上)主控制室及用過燃料池島區控制中心盤面上能清楚標示安全相關設備及必須維持之設備系統，以使運轉人員易於盤面監控與操作，請說明規劃是否符合。

5.請說明核三廠用過燃料池相關之 SSC 之耐震等級及品質等級，並請說明新增設備及組件符合哪些法規及分類要求(如 ASME Code、Regulatory Guide)？

6.美國 Maine Yankee 電廠島區設計修改案，熱交換機及空調所用風扇24小時運轉發出高分貝噪音，引起附近居民抗議，請台電公司說明核三廠島區設計修改案可能的噪音來源以及減免措施。

7.根據表5-12島區整備期間將停用 CVCS 系統，燃料池冷卻水如何確保硼液濃度？控制室監控之運轉參數，是否仍包括硼液濃度？

8.請詳述核三廠除役期間有關需維持運轉之安全相關系統的設計修改，所需遵循之法規規範。

9.請澄清核三廠除役期間規劃事項，對於用過燃料池仍有用過燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆持續維持可用。

10.第5-41頁提及「用過核子燃料池島區設計時亦考量支援放射性廢液處理相關系統運作等」，然放射性廢液處理相關系統原本在廢料廠房就可運作，請說明島區設計時為何要考量支援放射性廢液處理相關系統運作。

第一回合審查意見答復

1. 除役期間系統安全分類依據「核能組件安全分類導則」所述的「主要安全功能」或「次要安全功能」為主，或在除役期間支援安全相關系統運轉時，則在除役期間應維持歸類為安全相關系統。依目前規劃，在進入島區運轉期間，原燃料廠房、廢料廠房及控制站之安全相關設備，例如熱沉、電力及廠房通風等系統，若透過安全分析結果佐證島區運轉期間，在喪失燃料池冷卻情況下，可透過多種燃料池緊急補水措施維持用過燃料池水位，確保燃料完整性，應可重新進行安全分類。燃料島區運轉期間規劃161kV 外電、第五台柴油發電機、4.16kV 電源車及移動式電源，電源具備多重性與多樣性。除役期間核三廠燃料池島區會依據 NUREG-1738之 Staff Decommissioning Assumptions, SDAs 與 Industry Decommissioning Commitments, IDCs 準則確保維持燃料完整性。

   本公司目前規劃，島區相關規劃及細部設計預計於113年年中送主管機關審查，建置準備作業亦會同步開始準備，依目前本計畫第六章時程，116年7月將完成全部島區建置作業。

2. 如本章圖5-2所示，島區運轉期間，用過燃料池冷卻系統規劃維持原系統一次側相關設備(如：冷卻水泵 P032/033、熱交換器 X060/061等)，二次側的最終熱沉則以冷卻水塔取代原海水系統，原淨化系統因主要設備位於輔助廠房，將評估自原系統隔離，另於燃料廠房裝設新的淨化設備取代；壓縮空氣及寒水系統則會以新建較小容量的設備取代原系統，詳情請參閱審查意見05-011-001、05-013答復。
3. 用過核子燃料池島區控制盤面應具備用過核子燃料冷卻、區域及流程輻射監控、正常及緊急通風及消防所需的設備操作、運轉參數(用過核子燃料池水位、溫度、寒水機/冷卻水塔運轉狀況)監控及警報相關盤面。
4. 依目前規劃，進入島區運轉期間後，原有安全相關系統皆已達重新分類的標準，且除役期間島區控制站尚未進行細部設計，後續將以標示清楚、設備防呆、指示明確易於監控與操作之原則建置。
5. 依目前規劃，島區相關 SSC，若係沿用自運轉期間，則不變更其耐震與品質等級，實際設計將依本公司另行提報之島區建置規劃，及主管機關審查結果辦理。
6. 依據核三廠 FSAR 3.1.21內容，廠區中心半徑1公里內無居民，且核三廠遵守行政院環保署噪音管制標準相關規定。另有關風扇維護，核三廠皆備有備品可立即更換，進入除役期間後亦將比照辦理。
7. 參考目前運轉規範，用過燃料池每週進行池水化驗確保硼酸濃度。控制室會記錄池水硼酸濃度，若期間有執行燃料池補水作業則立即化驗更新硼酸濃度。
8. 依本公司目前規劃，營運期間的安全相關系統若於除役期間保持其安全等級並續用，且有進行設計修改之必要，將依現行管制辦理；若是經系統安全重新分類後欲改變安全等級或解除管制，均會依現行相關規定進行申請。
9. 目前規劃對於用過燃料池仍有用過燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆持續維持可用，實際設計將依本公司另行提報之島區建置規劃，及主管機關審查結果辦理。
10. 本段係說明島區設計規劃時須整合原廢料廠房內之放射性廢料處理相關系統運作，避免因島區運轉而有所牴觸。例如島區電源規劃、蒸氣、管路流程等。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)須修訂除役計畫將答復說明列入，以利清楚表示做法。除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。

(2)島區建置係於原用過燃料池(SFP)執行設計變更，應依原(即10 CFR 50相關)規定加以檢視，不宜引用已在2010年8月撤銷之 RG 3.49, “Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Water-Basin Type)”或10 CFR 72相關規定。

(3)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

2.原除役計畫第五章圖5-2用過核子燃料池冷卻與補水示意圖，並未標示哪些系統(或組件或盤面等)係新增？請標示及說明清楚並列表各新增設備之功能、品質分類、耐震等級及安裝位置(高程及廠房位置)等，如果現階段無該項資料則請承諾或說明將於島區送審時依審查意見辦理。

3.答復說明應於除役計畫內說明清楚。

4.主控制室及用過燃料池島區控制中心明顯標示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，本項列入重要管制事項。

5.請先清楚說明設計安全原則。

8.所提「依現行管制辦理」，請補充說明除役期間設計變更是否遵循「核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範」；所提「依現行相關規定進行」，請補充說明除役期間系統設備安全分類定義是否依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29。

9.用過燃料池仍有用過核子燃料期間，用過燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用，本項列入重要管制事項。

除以上第1、2、3、4、5、8、9小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

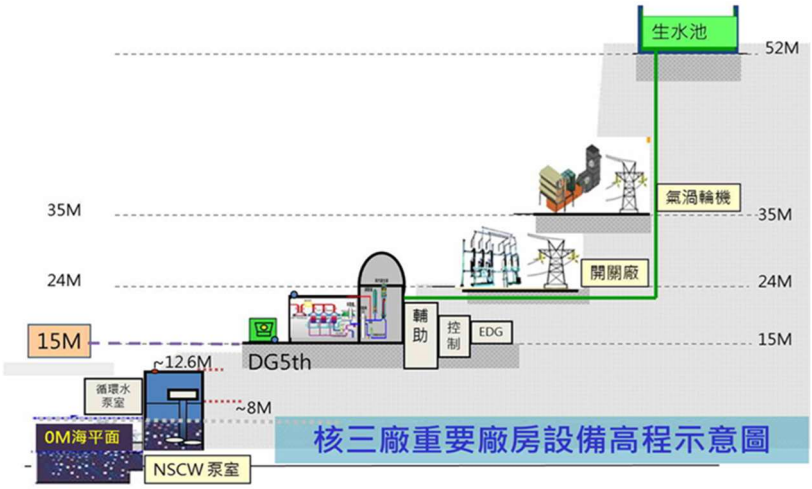
1.

(1)遵照辦理，島區專案針對 RG1.26或1.29有豁免處將專案向大會申請。

(2)擬參考 San Onofre 核電廠安全分析模式向大會申請將冷卻系統改為非安全系統，並依 NUREG-0800第19.3節事故發生72小時內不需要任何系統動作即可維持用過燃料安全的方式，向大會申請。

(3)遵照辦理。

2.依目前規劃，新增系統將與既有廠房在同一高程，島區專案送審資料包含各新增設備之功能、品質分類、耐震等級及現場位置。



3.答覆內容已於報告內容 p.5-44 「3. 用過核子燃料池島區控制盤面」段落中陳述，摘述如下：「...在用過核子燃料池島區運轉期間，新增包括用過核子燃料冷卻、區域及流程輻射監控、正常及緊急通風及消防所需的設備操作、運轉參數(用過核子燃料池水位、溫度、寒水機/冷卻水塔運轉狀況)監控及警報相關盤面」。

4. 遵照辦理。

5.參考 San Onofre 2&3用過燃料池島區淨化/補水系統獲 NRC 核准為非安全等級之安全評估之分析計算，其法源為NUREG-0800第19.3節「進步型LWR採用非安全系統準則」設計基準事故72小時後啟用之系統，並持續4天可用 (詳 NRC 安全評估報告：ML16055A522)。若獲大會核准後，將據以規劃各項新增系統的安全分類皆為非安全相關。

8.除役期間設計變更仍遵循「核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範」，系統設備安全分類定義亦會依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引RG 1.26及1.29。島區專案針對RG1.26或1.29有豁免處將專案向大會申請，申請之變更未獲核准前，將依原運轉規定辦理。

9. 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.

(2)美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

5.NUREG-0800第19.3節之內容與被動式進步型反應器相關，亦非島區設置之法源，且美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，故請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料

池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

除以上第1.(2)、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.(2)針對用過燃料池運轉期長，以美國 Millstone 1號機為例，該機組於1995年(民國84年)11月停止運轉後並將用過核燃料移至用過燃料池存放，經過12年的暫時存放，2007年(民國96年)Millstone 核電廠經評估後，決定不建乾貯、預計繼續將用過燃料存在用過燃料池至2048年(民國137年)。

有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

5.NRC 於1996年(民國85年)修訂除役法規立場是不再以運轉期間規定來監管除役期間的 SFP。對於運轉期間 SFPCS 適用的 RG1.13，進入除役階段，其衰變熱隨著停機時間越來越低，不再以安全等級視之。此外，可由1990年(民國79年)以來諸多除役電廠 DSAR 資訊取得，亦是類似設計。因燃料池的安全要求不論 BWR 及 PWR 均類似，業者提出對應 RG 1.13的安全分析報告，本公司只是引述美國核管會(NRC)審查報告可重新分類為非安全等級系統的評估結果，其技術基準與 SRP 9.1.3一致。有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**05-024**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B02	前言	5-34~35	結案

第一回合審查意見

有關「終期安全分析報告與技術規範修改原則」及「監視與維護計畫」：

1. 第5-35頁提及「表5-5所列安全相關系統，其設備/組件屬於安全相關的部分，其餘設備/組件皆重新分類為非安全相關，原核三廠 FSAR Table 3.2-1之分類結果必須修訂」。請補充：(1)依據何種法規分類設備/組件屬於安全相關的部分？(2)哪些屬於『其餘設備/組件皆重新分類為非安全相關』？(3)哪些『原核三廠 FSARTable 3.2-1之分類結果必須修訂』？
2. 請說明核三廠除役期間安全分析報告與技術規範，規劃報請主管機關審核之內容與期程。

3.第5-34頁提及「在用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，將依據10 CFR 50.65(a)(1)執行監視與維護計畫」，請補充說明將於何時提報原能會核准？預定何時開始執行？

第一回合審查意見答復

1. (1)除役期間涉及核子安全、輻射安全、人員安全與作業環境等系統將會列為受管制系統，受管制系統依據其持照運轉期間 FSAR Table 3.2-1之分類結果歸類為安全相關系統，再檢視其系統功能於除役期間是否符合上述三項受管制功能，若屬於受管制之安全功能之系統將持續列為安全相關系統。
   (2)承上，若其安全功能於除役期間不再屬於受管制功能，將重新分類為非安全相關系統。
   (3)FSAR Table 3.2-1內容會配合 DSAR 申請更新，本章報告附錄5.B 列出運轉期間系統完整清單(含安全等級分類)，進入除役階段各系統整理於表5-5與表5-7，本計畫僅為規劃，除役期間實際的系統安全分類結果，將依主管機關核定之除役期間各階段的安全分析報告內容進行管制。
2. 「用過核子燃料池島區運轉期間」安全分析報告預計最晚於島區開始運作前兩年併島區建置專案(113/7)提送；「用過核子燃料池島區廠房除污期間」之安全分析報告提送時間應會於用過核子燃料室內乾式貯存設施建置完成後、用過核子燃料尚未完全移至乾貯設施時提送，將不晚於用過核子燃料完全移至乾貯設施前一年(120/7)；「用過核子燃料池島區廠房拆除期間」之後的安全分析報告預計於廠房完全移除放射性污染源之前提送，將不晚於132/8。
   前述提送期程僅為初步規劃，各階段安全分析報告仍應視當時的除役進程而於最適時機提送。
3. 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，除役期間之安全分析報告及技術規範，預定在核三廠一號機運轉執照屆期前一年提送大會進行審查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.除役期間系統設備安全分類定義仍須依循「核能組件安全分類導則」、美國核管會法規指引 RG 1.26及1.29，本項列入重要管制事項。
2.
(1)請先澄清說明『用過核子燃料室內乾式貯存設施建置』預定時程。
(2)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理，本項列入重要管制事項。
3.

(1)須修訂除役計畫內容把答復說明納入。
(2)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理，本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復

1.遵照辦理，島區專案針對 RG1.26或1.29有豁免處將專案向大會申請。
2.(1)依本計畫第六章及「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究報告」所載之時程，本公司預計115年9月向大會申請設施建造執照，待大會核發建造執照後即開始進行現場土木施工及設備製作等作業，並於119年6月~120年9月間執行試運轉作業，於121年6月開始正式運轉、接收用過核子燃料，126年9月完成所有用過核子燃料移動作業。
(2)遵照辦理。
3.(1)擬修訂除役計畫第5-34頁段落如下：「…，將依據10 CFR 50.65(a)(1)執行監視與維護計畫，除役期間之整體性維護管理方案，預定在核三廠一號機運轉執照屆期前一年提送原能會進行審查。」詳附件05-024-03-B。
(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(三)

第三回合審查意見

2.請再補充所提可行性研究報告之評估事項，並說明該報告已參考核一、二廠乾貯建置經驗回饋，提出核三廠具體可行之解決方案內容，俾能依台電公司規劃於121年6月讓設施正式運轉。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.「核三廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告」係評估該建置計畫的經濟可行性、工程可行性、環境接受性、財務可行性、計畫效益、外部效益及成本，另外亦針對建置設施時可能發生的經濟性風險與非經濟性風險(主要為工程技術、民眾抗爭、環評時程與地方政府態度)進行分析與擬定防範措施，根據報告的結論及核一及核二 1 期(室外)乾式貯存計畫經驗，可知環境影響評估、水土保持計畫、及營建工地逕流廢水污染削減計畫、民眾抗爭等都是會影響乾貯計畫推動及執行之幾項重要因素，主因在於主管機關或地方政府審查與核可之時程充滿變數與不確定性，將影響後續特種建築物許可及主管機關建照執造核發及水保設施工等之時程延宕，故本公司相關因應對策說明如下：
A.環境影響評估審查之時程掌控
「核能三廠除役計畫環境影響說明書」已於民國 108 年 9 月 3 日送審，民國 108 年 9 月 25 日進入第二階段環境影響評估，該說明書內容之除役開發行為已包含乾貯設施之興建，因此乾貯與除役之環境影響已共同考慮。考量

環評審查期間之不確定性，將環評所需時程規劃為 45.5 個月，以因應環評審查期間各種議題之補充說明，以免環評審查時程(因屬關鍵路徑)延宕則主管機關無法如期核發建造執照。

B.水土保持計畫審查之時程掌控

加強利用各種管道與屏東縣政府溝通，排除各項須送地方政府審查之障礙，亦可建請中央政府協助，以期能順利完成本計畫之水土保持計畫審查。

C.「營建工地逕流廢水污染削減計畫」審查之時程掌控

加強利用各種管道與屏東縣政府溝通，排除各項須送地方政府審查之障礙，亦可建請中央政府協助，以期能順利完成本計畫之「營建工地逕流廢水污染削減計畫」審查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

2.同意答復。

意見編號	**05-025**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11、B02、B04	四(一)3、四(二)5	5-41、5-44	結案

第一回合審查意見

有關除役消防事項，請就以下審查意見答復：

1. 第5-41頁提及「利用模組式、移動式之消防設備取代現場固定式消防設備」，(1)請澄清其消防設備能力是否足夠因應？(2)請說明使用模組式、移動式消防設備之申請核備程序，以及定期保養與訓練之規定？
2. 第5-44頁「用過核子燃料池島區消防系統」乙節未敘明須符合之相關法規要求，請補充？
3. 請說明反應爐仍存有核子燃料期間，反應爐無核子燃料期間，核三廠消防計畫將遵循之相關法規。

第一回合審查意見答復

1. 依據美國國家防火協會(NFPA)規定辦理。使用「利用模組式、移動式之消防設備取代現場固定式消防設備」的區域主要為該區域內已無列管須運轉設備，在符合法規情況下，才逐步隔離固定式消防系統。移動式消防設備的保養與檢查規定依據消防法規辦理。
2. 依據美國國家防火協會(NFPA)、10 CFR 50.48 (f) Fire Protection 及 RG 1.191 規定辦理。
3. 反應爐仍有燃料期間，仍依運轉期間相關規範辦理；待燃料退出爐心後，將依據美國國家防火協會(NFPA)、10 CFR 50.48 (f) Fire Protection 及 RG

1.191 之架構，另案陳報大會核備。大會未核准前，仍依反應爐仍有核子燃料承諾須符合之規定辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)請進一步說明，除役期間消防計畫是否依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG 1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。
(2)請將回復內容補充至報告中。
3.除役期間消防計畫依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG 1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。
除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.(1)除役期間消防計畫依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG 1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。若有變更須另案申請。
(2)擬修訂除役計畫第5-44頁「用過核子燃料池島區消防系統」段落為：「核三廠進入除役期間以後，將依據終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG 1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理，保留原有之消防系統，除了消防相關法規所要求的消防設施外，並於用過燃料池島區控制站提供消防相關法規所要求的警報。除役期間消防計畫若有變更將另案申請。」，詳附件05-025-01-B。
3.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(二)、5

第三回合審查意見

1.
(1)除役期間消防計畫依安全分析報告第9.5.1節及美國核管會法規指引 RG 1.191規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。
(2)請將答覆說明「核三廠進入除役期間以後」修訂為「核三廠進入除役期間用過燃料全部移出反應爐以後」，以及答覆說明「並於用過燃料池島區控制站提供消防相關法規所要求的警報」修訂為「並於用過燃料池島區專案送審時納入控制站提供消防相關法規所要求的警報」。另請說明一部機組進入除役期間、另一部機組尚在運轉期間的規劃做法。
3.除役期間消防計畫依安全分析報告第9.5.1節及美國核管會法規指引 RG 1.191規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。
除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復
1. (1)遵照辦理。 (2)遵照辦理，修訂除役計畫第5-44頁「用過核子燃料池島區消防系統」段落為：「除役期間消防計畫依除役期間安全分析報告「FIRE PROTECTION SYSTEM」一節(即運轉期間終期安全分析報告9.5.1)及美國核管會法規指引RG 1.191規定辦理。若有變更將另案申請。」，詳附件05-025-01-C。 當一部機組進入除役期間，另一部機組尚在運轉期間的消防規劃做法，原則上仍依循前述說明，消防系統不進行變更、仍維持現有的消防計畫，後續除役作業進展至用過燃料池島區運轉階段前，消防計畫若有變更之需求，將配合用過燃料池島區專案辦理期程另案申請，未獲管制機關同意變更前，仍維持原有消防計畫。 3.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(二)、5
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-026**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02		5-45	結案

第一回合審查意見
有關「氣象儀器系統」，第5-45頁提及「氣象儀器系統兩部機共用，提供廠區風速、風向及氣溫資訊。兩部機除役期間，氣象儀器系統仍須維持可用，以提供必要之風力、風向及氣溫資訊，作為防颱或輻防上之參考。」請說明核三廠氣象儀器是否與核一、二廠一樣都有高、低塔，並說明大氣擴散程式使用的氣象資料來自高或低塔。應用於分析之氣象資料是否恰當。
第一回合審查意見答復
本公司核三廠有一座氣象鐵塔長期記錄電廠廠區氣象資料，其監測系統係參考美國核管會頒行之法規指引R.G.1.23建立，儀器裝置於氣象鐵塔10公尺及40公尺高度處，每層觀測包括風向、風速、溫度及溫差等。而風向、風速資料經由類比數位轉換器（A/D Converter）送到電腦系統處理為每小時平均資料存檔，再由電腦統計彙總為各類大氣穩定度（穩定度之分類依 R.G. 1.23建議），各風向、風速類別內之所占小時數之聯合頻率分布表，提供電廠例行運轉時民眾劑量評估核種濃度分佈之計算基本資料。 核三廠大氣擴散因子使用之氣象資料來源為低塔，氣象儀器定期校正合格，因此蒐集之氣象資料作為劑量評估使用應為適當。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-027**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11	五.(一).2	5-48	結案
第一回合審查意見					
有關「停止運轉系統之說明」，第5-48頁敘述：「用過核子燃料池島區整備期間自所有用過核子燃料移至用過核子燃料池開始，至用過核子燃料池島區開始運作時結束，在此期間應受管制系統需符合本章第二、(三)節所述之內容，系統功能包含核子安全、輻射安全與人員安全與作業環境，不在這三個系統功能之系統可列為停止運轉系統，停止運轉系統如表5-12所示。」根據人員安全與作業環境考量下，部分通風系統是否需要持續沿用？例如廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等，請說明。			
第一回合審查意見答復					
考量人員安全與作業環境，用過核子燃料池島區整備期間電廠重要區域出入人員仍頻繁，且島區未建立前電源設備未切換，故電廠此階段仍會優先使用固有設備，例如廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等，若人員出入減少或廠房設備停用後，才會以臨時設備取代。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
回復內容提及：「用過核子燃料池島區整備期間電廠重要區域出入人員仍頻繁，且島區未建立前電源設備未切換，故電廠此階段仍會優先使用固有設備，例如廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等。」請再檢視表5-12廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等相關系統是否需維持運轉，例如輔助廠房通風系統-東/西側走道等。					
第二回合審查意見答復					
表5-12內廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等相關停用系統，停用原因為設備停用後相對應廠房的空調也可一併停用，例如系統編號114輔助廠房通風系統-圍阻體噴灑泵室，因為圍阻體噴灑系統停用，故對應廠房空調可配合停用隔離。而用過燃料池島區整備期間電廠重要區域出入人員仍頻繁區域皆維持可用，例如表5-7表列之廢料廠房通風及冷卻系統、輔助廠房通風系統等。					

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-028**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B06		5-50~51	結案
第一回合審查意見					
1.有關「隔離、斷電及洩水作業方法」，第5-50提及之「禁止操作卡管制程序」與第5-51頁提及之「洩水監視及查漏程序書」，請澄清是否不需修訂即可適用於除役階段之『隔離、斷電及洩水作業』？SOP 適用期從何時開始？當多處不同系統同時由不同廠商執行，如何管制其作業(尤其界面點)而不致造成現場淹水或亂度增加，甚至造成污染區擴大等問題？ 2.有關本章所提程序書，請台電公司說明重新盤點程序書步驟內容，以及內部品保審核之作法與完成時程規劃等，另請說明最新版程序書人員訓練之規劃作法與完成期程。					
第一回合審查意見答復					
1. 「禁止操作卡管制程序」與「洩水監視及查漏程序書」包含一般掛消卡、洩水及查漏原則規定，電廠歷年於大修期間的經驗已回饋於程序書內，進入除役階段較無時程壓力，且考量系統逐漸停用，設備間互相影響降低，掛消卡、洩水任務應較為單純，除役後相關運轉人力會適當銜接，以大修管制經驗執行管控，至於進入除役期間後的程序書轉換作業，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換經驗，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。 2. 核三廠程序書依據「程序書管制作業」予以管制，以符合各類程序書之編寫、審查、核准、發行、變更、改版、進版、廢止等之處理程序，以符合品保方案之要求。 有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					

2.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，本項列入重要管制事項。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**05-029**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S11、B14	六	5-52、5-78~79	結案

第一回合審查意見

1.第5-52頁提及用過燃料池島區整備期間，所有用過核子燃料移至用過燃料池貯存開始，此時可停止運轉系統計有100項。用過核子燃料池島區運轉期間，可停止運轉系統計有59項。用過燃料池島區廠房除污期間，可停止運轉系統計有25項。用過燃料池島區廠房拆除期間，可停止運轉共計65項。上述可停止運轉系統的數量與表5-12（126項）、表5-13（63項）、表5-15（61項）不同，請重新檢視表5-12至5-15並補充說明。

2.表5-13用過燃料池島區運轉期間停止運轉系統中，將緊要寒水系統—SFP 冷卻水泵列入。惟用過燃料池冷卻水泵應仍需可用，請說明將其列入的理由。

第一回合審查意見答復

1. 經檢視，擬修正第5-52至5-53頁本文為：「...此時可停止運轉系統計有126項。用過核子燃料池島區運轉期間，用過燃料池冷卻及淨化系統可滿足用過核子燃料池所需之移熱能力，因此可將部分系統停止運轉，可停止運轉系統計有63項。用過核子燃料池島區廠房除污期間，所有用過核子燃料全數移出用過核子燃料池，支援用過核子燃料池相關系統可以停止運轉，可停止運轉系統計有25項。用過核子燃料池島區廠房拆除期間，廠區拆除範圍內廠房與廠房內的系統皆完成除污，廢料處理相關系統可以停止運轉，可停止運轉共計61項...」，詳附件05-029-001-A。
2. 依目前規劃，進入用過燃料池島區運轉期間，用過燃料池冷卻水泵的安全等級可進行重新分類，故緊要寒水系統將可配合停用，除役期間實際的系統安全分類結果，將依主管機關核定之除役期間各階段的安全分析報告內容進行管制。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：六
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**05-030**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	附表	5-55、5-58	結案
第一回合審查意見					
表5-2說明喪失廠外電力及備用柴油發電機時，移動式發電機必要負載為322.5 kW；圖5-2顯示 cooling tower 與熱交換器之間有一個泵。請澄清表5-2在計算移動式發電機必要負載時，是否已經將上述泵負戴納入？若無請作必要之修改。					
第一回合審查意見答復					
目前表5-2之計算已將該泵涵蓋於 cooling tower 預估設計負載內，cooling tower 設計容量與電力負載採保守預估。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**05-031**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	附表	5-61、5-63	結案
第一回合審查意見					
表5-5之 EC 37與表5-7之 EC 38皆為用過燃料池冷卻及淨化系統，請說明兩系統之異同。					
第一回合審查意見答復					
EC 系統因島區建置需求，規劃拆分為兩項子系統，為分別指冷卻系統與淨化系統。 冷卻系統於島區期間將變更設計改以氣冷式冷卻塔為最終熱沉，而原 EC 系統內之淨化系統因主要設備位於輔助廠房，將評估自原系統隔離，另於燃料廠房裝設新的淨化設備取代。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					

同意答復。

意見編號	05-032	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	附表	5-67	結案

第一回合審查意見

表5-8顯示用過燃料池島區運轉期間需維持運轉系統均為非安全相關之系統。依 NUREG-1738第2-1頁：「While the February 2000 study indicated that for the cases analyzed a required decay time of 5 years would preclude a zirconium fire, the revised analyses show that it is not feasible, without numerous constraints, to define a generic decay heat level (and therefore decay time) beyond which a zirconium fire is not physically possible.」針對 zirconium fire 議題(即使發生機率非常低)，請就以下方向討論說明用過燃料池島區運轉期間未配置任何安全系統的正當性，例如：(1)國外電廠針對此議題之做法，(2)對共因失效之評估，(3)冷凝水傳送和儲存系統持續列為安全相關系統之可能性，(4)其他。

第一回合審查意見答復

針對 zirconium fire 議題，在用過燃料頂部未裸露出水面情況下可避免發生鋯火災，參考用過燃料池池水流失及喪失餘熱移除之安全分析，燃料池島區運轉期間有足夠的時間完成用過燃料池補水，確保用過燃料的完整性。

(1)參考美國 SONGS 案例，燃料池島區運轉期間未配置任何安全系統，僅維持用過燃料池補水系統耐震一級設計。

(2)即使發生共因失效導致 SFP 喪失移熱或補水，仍有足夠的時間完成用過燃料池緊急補水。

(3)核三廠冷凝水傳送和儲存系統於島區期間持續維持其結構耐震一級，搭配移動式電源車即可恢復供電或者採用緊急外部補水5條路徑確保用過燃料池水位；本除役計畫內所述的系統安全等級為目前規劃，除役期間實際的系統安全分類結果，將依主管機關核定之除役期間各階段的安全分析報告內容進行管制。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

請提供國際除役電廠(包括美國 SONGS 以及其他核能電廠)案例，佐證燃料池島區運轉期間未配置任何安全系統之案例資料。

第二回合審查意見答復

SONGS 運轉期間冷卻補水系統是安全耐震 I 級，除役期間向 NRC 提出島區冷卻系統為非安全耐震 III 級，補水為非安全耐震 I 級申請，申請案詳 NRC ML15236A018，NRC 獲准文件詳 NRC ML16055A522。除了 SONGS 外，美國除役電廠的冷卻系統為非安全等級的案例如下:1990至1998年期間，計有

Trojan、Millstone 1、Connecticut Yankee、Maine Yankee、Big Rock Point、及Zion 1 & 2等電廠，詳 EPRI 1003424報告。2013年至今，計有 Vermont Yankee (詳 ML17305A168)、Pilgrim (詳 ML21334A526)、Duane-Arnold (詳 ML21102A195)、Crystal River #3 (詳 ML17251A290)、Fort Calhoun (詳 ML20170A419)等。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
請進一步摘述各案例之原文，並加以澄清美國除役電廠案例是否可以涵蓋核三廠所規劃之設計與情境(如:最快18個月且燃料池冷卻系統與補水系統均非安全系統)。 請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。
第三回合審查意見答復
前次答復之各除役電廠案例中冷卻相關系統為非安全等級之摘述原文，詳附件05-032-C；另有關運轉執照屆期後18個月即進入島區運轉階段為本公司目前概略估算之時程，島區實際啟動時間將視本公司後續詳細規劃之島區專案送主管機關審查後，依主管機關核准之時程及內容而定。 從 NRC 網站找到美國各除役核電廠提送 DSAR 的內容可看出為停機後 SFP 冷卻系統皆重新分類為非安全系統，並未說明重新分類的時間點，附件05-032-C所列電廠為先前所查詢到的資訊。核三廠相關系統等將依10CFR50.2所定義的SSC 進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級將送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。 有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-033**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S11	表5-17	5-84	結案
第一回合審查意見					
有關表5-17除役期間用過核子燃料池島區新增設備及系統，請說明：					

1.請針對用過燃料池相關用電需求，列表比較新增用過燃料池島區電力供應系統與既有電力供應系統。包括但不限於下列項目：(1)雙機組正常電力供應，(2)喪失外電時之雙機組電力供應，(3)喪失外電與第5台柴油發電機時之雙機組電力供應，(4)設計法規標準、耐震等級、獨立性，(5)其他。

2.表5-17顯示系統代碼 NE 之480 V 備用柴油發電機為新增，請問此新增480 V 備用柴油發電機與後福島改善所購置之移動式480 V 柴油發電機有何不同？在任務分配上如何相互搭配？

3.上述三問題回答時請將1號機進入除役而2號機仍在正常運轉的情境與兩部機組均進入除役的情境都納入。

4.N09「用過核子燃料池淨化系統」於表5-17說明為變更設計，但章節內文卻說明新增系統，請再澄清。

5.N16「廢料廠房冷卻水系統」，請說明其設備是否會與用過燃料池冷卻系統共用，例如共用冷卻水塔。

第一回合審查意見答復

1. 用過燃料池島區電力供應系統簡易列表如下:

(1)雙機組正常電力供應	161kV 外電、 11.4kV 外電
(2)喪失外電時之雙機組電力供應	第5台柴油發電機
(3)喪失外電與第5台柴油發電機時之雙機組電力供應	4.16kV 電源車 480V 移動式發電機
(4)設計法規、耐震等級、獨立性	依另案提送大會審查之島區建置專案審查結果執行

2. 480 V 備用柴油發電機即沿用核三廠後福島改善所購置之移動式480 V 柴油發電機，進入除役期間島區運轉期間，480V 柴油發電機可重新編制任務，移轉納入島區備用電源。

3. 一號機進入除役而二號機仍在正常運轉的情境，兩部機電源供應與配置仍維持與運轉中一致，例如大修時燃料全出配置狀況。島區期間之電源配置將會於兩部機都進入島區階段才開始適用，二號機運轉階段一號機之電源配置不會改變。

4. 依目前規劃，用過核子燃料池淨化系統EC系統一次側池水循環冷卻將沿用既有管路與設備，而二次側到氣冷式冷卻水塔則為新增設備。

5. 依目前規劃，廢料廠房冷卻水系統不會與用過燃料池冷卻系統共用冷卻水塔，分別為各自獨立系統。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.

(1)請依原審查意見將既有電力供應系統一併列入，以便更為清楚了解用過燃料池島區新增之電力供應系統與既有電力供應系統之異同。

(2)報告第5-42頁顯示161 kV 廠外電源系統經由連絡變壓器降壓至11.4 kV，請澄清11.4 kV 電源是否有兩個來源?(是否一個來源是11.4 kV 外電，另一個來源是161 kV 降壓至11.4 kV。)

(3)當兩機組全黑時，請澄清是否以一台4.16 kV 電源車供應兩機組，另外，以兩台480V 移動式柴油發電機(每個機組一台)供應兩機組?

(4)報告中未提到11.4 kV 外電與4.16 kV 電源車。

(5)請將答復說明內容補充於除役計畫中。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

2.

(1)請說明將480V 移動式柴油發電機納入島區備用電源之運作方式與480V 移動式柴油發電機未納入島區備用電源之運作方式有何不同之處。

(2)請將答復說明內容補充於除役計畫中。

3.請將答復說明內容補充於除役計畫中。

4.建議修訂報告內容，以澄清說明變更設計與新增系統之差異

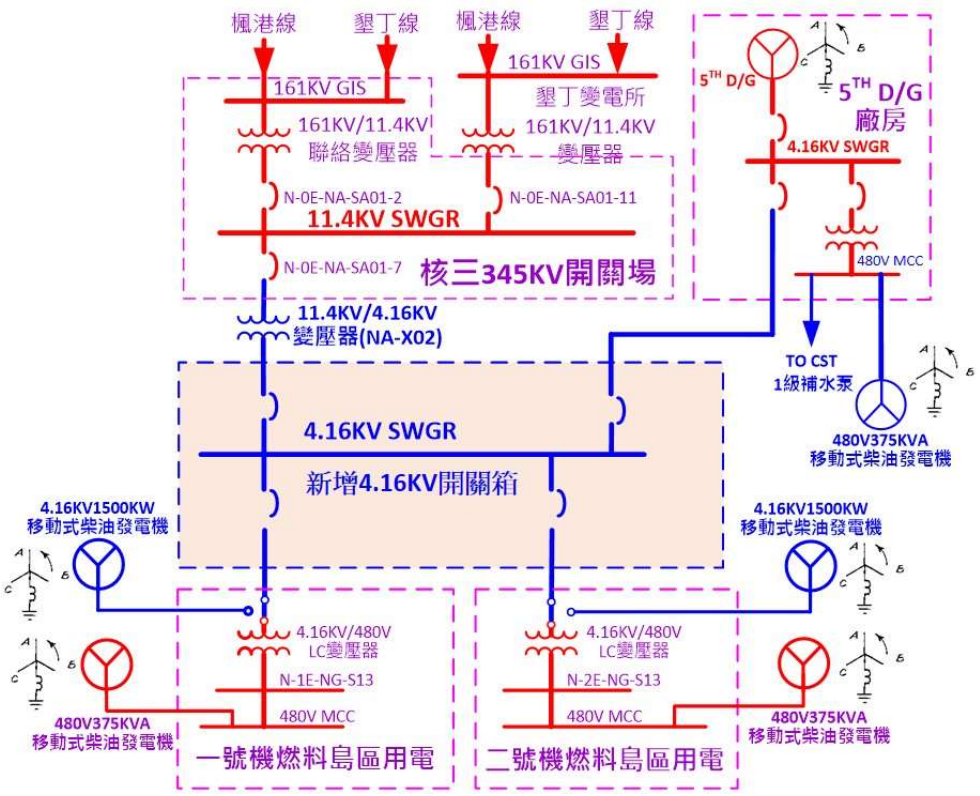
5.請說明廢料廠房冷卻水系統之最終熱沉。

第二回合審查意見答復

1.(1)

	島區規劃	機組運轉中
(1)雙機組正常電力供應	161kV 外電 X 2	345kV 外電 X 2 161kV 外電 X 2
(2)喪失外電時之雙機組電力供應	第5台柴油發電機	柴油機 A/B 台 第5台柴油發電機
(3)喪失外電與第5台柴油發電機時之雙機組電力供應	4.16kV 電源車 480V 移動式發電機	4.16kV 電源車 480V 移動式發電機
(4)設計法規、耐震等級、獨立性	依另案提送大會審查之島區建置專案審查結果執行	安全相關

(2)燃料島區主要電源來自開關場161kV/11.4kV 聯絡變壓器，另外，高屏供電區處161kV/11.4kV 墾丁變電有提供一組11.4kV 備用電源至開關場11.4kV 系統，因此11.4kV 系統係採雙迴路供電設計。上游外電為兩條161kV 墾丁線與楓港線，為避免誤解爾後將以2條161kV 外線說明。



(3)當兩機組全黑時，設計各以一台4.16 kV 電源車供應對應燃料廠房，另外，總規劃3台480V 移動式柴油發電機供應兩機組燃料廠房及第5部柴油機廠房，請參考附圖。

(4)除役計畫第5-15頁「(2) 電力供應」段落已於第一回合修改為：「...廠區配置兩台4.16 kV 電源車及480 V 備用柴油發電機，可提供用過核子燃料池島區移熱或補水之所需~~480V~~電力。」，詳附件05-012-03-A。

(5)遵照辦理。

2. (1)480V 移動式柴油發電機為島區運轉期間燃料廠房480V 負載中心備用電源。480V 移動式柴油發電機可再增加一道用過燃料池島區的備用電源，可維持島區用過燃料池冷卻與補水功能。

(2)除役計畫第5-42~43頁已註明480V 移動式柴油發電機為島區運轉期間燃料廠房480V 負載中心備用電源，摘述如下：「在用過核子燃料池島區運轉期間，備用電力供應系統包括第五台柴油發電機及480 V 移動柴油發電機。」

3.擬於除役計畫第5-15頁「(2) 電力供應」段落增加敘述如下：「一號機進入除役期間而二號機仍在運轉期間的情境，兩部機電源供應與配置仍維持與兩部機皆在運轉期間一致，例如大修時燃料全出配置狀況，此配置維持到進入除役期間以後的島區整備階段，至於島區期間之電源配置將會於兩部機都進入島區運轉階段才開始適用。」，詳附件05-033-03-B。

4.檢視表5-17與除役計畫內文，N09用過核子燃料池淨化系統(原 EC 系統)一次側池水循環冷卻將沿用既有管路與設備，而 N08(原 EG 系統)二次側到氣冷式冷卻水塔則為新增設備。

5.冷卻水系統(液體放射性廢棄物處理系統(LRS)、輔助蒸汽熱沉等之最終熱沉原使用核機冷卻水系統(CCW)，進入島區運轉階段將新增氣冷式冷卻水塔取代核機冷卻水系統。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(一)3
第三回合審查意見
1. (1)「機組於大修或冷停機期間第5部緊急柴油發電機管制方案」修訂，在未核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。 (2)~(4)移由 RAI 05-013第4項做追蹤，各子項先行結案。 2.、4.及5.移由 RAI 05-013第4項做追蹤，此3項先行結案。 除以上第1.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1.(1)遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-034**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12			結案
第一回合審查意見					
1.請說明用過燃料池旁之護箱裝載池，平常有無蓄水？若無，水閘門是否因壓差關係而有滲漏之虞？若有，則可保持壓力平衡又可視為另一水源。請再說明運作規劃。 2.為防止用過燃料及格架等組件之腐蝕及劣化，請說明核三廠用過燃料池水化學控制作法？另又如何保持池水之透明度？ 3.核三廠用過燃料池歷經格架改裝、美國911恐攻事件、日本福島事件、老化管理等，請說明採取過哪些對本除役計畫用過燃料池安全有所助益之改善措施。 4.美國核管會在探究除役核電廠用過燃料池安全後，公布 NUREG-1738報告，提出持照者可遵循之原則。請台電公司針對該報告 Table 4.1-1之10項 IDCs 及 Table 4.1-2之7項 SDAs，檢視比對是否已採相對應措施，以降低用過核燃料池除役期間之風險。					
第一回合審查意見答復					

1.護箱裝載池平常配合機組大修會短暫成為水源暫存區，營運期間並不會長期蓄水，閘門部分確實偶有充氣封環劣化檢修紀錄。島區營運期間是否保持護箱裝載池及燃料傳送渠道蓄水，將依據用過燃料的餘熱及總池水量的評估做合理且保守的規劃。

2.核三廠用過燃料池水每週執行水質化驗，水質若有劣化則使用池水淨化系統，包含過濾及淨化功能，用過燃料池係使用 HOH 型混合樹脂維持池水透明度。

3.用過燃料池加裝水位計及溫度計，並將訊號拉至控制室及廠房外適當地點，以利事故時能了解用過燃料池狀況。增設用過燃料池緊急補水及噴灑設施管路，以利事故時用過燃料池補水，避免燃料裸露，相關緊急補水及噴灑策略納入程序書1451.5中。

4.有關 NUREG-1738技術報告中 IDC、SDA 評估項目與除役計畫無關，參照美國除役電廠經驗，當除役電廠向主管機關提出緊急應變計畫區(EPZ)縮減至廠界內申請時，才需要提供相關評估結果。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

4.NUREG-1738技術報告之目的，並非僅供除役電廠提出緊急應變計畫區(EPZ)縮減至廠界申請之用，請依原審查意見辦理。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.依大會審查意見，本公司將針對 NUREG-1738技術報告中 IDCs 及 SDAs 項目進行評估，並採取相對應的措施，以確保用過燃料池的安全；核三廠 IDCs 及 SDAs 項目評估結果，預計於下次完成緊急計畫應變區重新檢討時一併提出。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

4.本項應依原審查意見提出規劃之作法。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

4.針對除役期間用過燃料池的組態，本公司已初步檢視業界除役承諾(IDC)和官員除役假設(SDA)的評估項目並與核三廠用過燃料池現況進行比對，比對結果顯示，除 IDC 第1項(使用具防止單一失效系統的吊車進行吊掛作業)及 SDA 第5項(對於沒有防止單一失效系統的設備進行墜落結果分析)尚未滿足要求，核三廠現行相關程序書所列的對應措施已能滿足評估項目之要求。

有關IDCs及SDAs項目之完整評估，本公司預定於112年7月完成並提送大會；至於尚未能滿足評估要求之項目(如燃料廠房耐單一失效吊車改善案)，目前規劃於115年完成改善，該改善案將比照核一、二廠做法，另案提送大會進行審查。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-035**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B06	前言	5-1	結案

第一回合審查意見
核三廠兩部機運轉執照屆期相差約10個月，1號機開始除役時，2號機仍在運轉中。請說明如何防範1號機除役作業影響2號機穩定運轉？請提出相關行政管理措施方案。
第一回合審查意見答復
除役期間的爐心仍有燃料期間與用過燃料池島區整備期間，各主要設備運轉與維護作為與核三廠運轉期間相較，皆不會有明顯差異，且除廢料廠房及第五號柴油發電機廠房外，核三廠各機組皆有獨立的廠房，干擾較小，故相關管制可參考大修期間之經驗。 一號機進入除役過渡階段，二號機正常運轉而一號機所有系統皆未停止運轉，一號機在爐心燃料尚未退出前，依 Mode5或 Mode 6進行管制；一號機爐心燃料退出後，已非原 TS 定義的模式，因機組已停止運轉，管制目標將從確保機組正常運轉，轉變為安全貯存燃料組件。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.各廠應有一致性作法。請參考核二廠方案，盤點核三廠相關重要事項，納入答復內容。 2.1號機進入除役階段，2號機仍在運轉中，請比照核二廠作法，在1號機運轉執照屆期之1個月前，提報「1號機進入除役過渡階段轉換管制計畫」、「2號機因應1號機除役作業之運轉安全管理方案」。
第二回合審查意見答復
1.參考「核二廠2號機因應1號機除役作業之運轉安全管理方案」之管理作為，規劃核三廠管理做法摘要說明如下:

(1).品質制度：

針對書面文件(包含程序書、法規文件如除役期間安全分析報告及技術規範等)採醒目顏色區別作管控，以利運轉與除役機組之適用辨別。

(2).系統隔離與實體屏障：

A.機組與設備之安全防護：針對受保護之重要設備設置實物圍籬、標示、警語；共用廠房或設備部分，繼續依照過去一機組運轉、一機組大修之維護管制程序確保運轉中機組之安全，包含禁止操作卡與分區隔離掛卡等管制，並於兩部機相連之設備管路區域更加落實人因疏失防範。

B.系統隔離之安全管制：待取得除役許可後，依 SERT 作業程序進行系統隔離。SERT 作業設計上備有標準審查流程，透過相關協調與討論會，針對共用設備以及是否影響 2 號機安全運轉作討論與評估。評估結果若有影響 2 號機運轉安全之虞時，核三廠則會採保守性作法，暫停其隔離工作。務必以維持 2 號機安全運轉為首要。

2.在核三廠1號機運轉執照屆期之1個月前，本公司將提報「核三廠1號機進入除役過渡階段轉換管制計畫」及「核三廠2號機因應1號機除役作業之運轉安全管理方案」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**05-036**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S12、B01	三(五)	5-35	結案

第一回合審查意見

1.第5-35頁第二段，重複出現「例如：」，請修訂。

2.第5-35頁第二段，「在 的相關章節」語意不清？

3.請參考核管法及相關子法，統一修訂名詞，例如使用「用過核子燃料」、「用過燃料池」、「護箱裝載池」。

第一回合審查意見答復

1. 刪除重複出現「例如：」，詳附件05-036-001-A。
2. 刪除「在 的相關章節」，詳附件05-036-002-A。
3. 依照審查意見進行修改，將「桶裝池」修改為「護箱裝載池」，詳附件05-036-003-A；至於「用過核子燃料」及「用過燃料池」等，因章節內較多相關用詞，擬待清稿時一次修訂完成。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(五)；一、(一)、4；表5-2；表5-3
第二回合審查意見
同意答復。

第二回合新增審查意見

意見編號	05-037	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	一(一)1	5-2~3	結案

第二回合審查意見

附件05-002-05-A 顯示:「在一號機運轉執照屆期後，二號機仍在運轉階段，一號機將參照電廠大修爐心燃料全出之組態，維持相關系統可用」。附件05-036-01-A 顯示:「針對緊急柴油發電機系統，包括每部機二台緊急柴油發電機與第五台柴油發電機，在除役過渡階段僅規劃保留第五台柴油發電機」。而報告第5-6頁顯示:「除役過渡階段」包含爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間及一大部份的用過核子燃料池島區運轉期間。

審查意見:

1.針對緊急柴油發電機系統，請問在一號機運轉執照屆期後，二號機仍在運轉階段，一號機之二台緊急柴油發電機是否需維持可用?

2.附件05-036-01-A 與附件05-002-05-A 上述之說明有無互相矛盾之處?

第二回合審查意見答復

1.需依目前執行之核三廠終期安全分析報告第15章事故重評的結果而定，若停機一段時間後發生 FHA，在緊急通風過濾系統不可用情況下，主控制室人員劑量仍可符合相關法規限值，則柴油機發電機 A / B 台僅需供電給用過燃料池冷卻/淨化系統，在此情況下，只需維持一台柴油發電機可用；前述分析將送大會進行審查，並依大會審查結果執行，未依大會審查同意前，將維持現有的系統運轉狀態。

2.「一號機運轉執照屆期、二號機仍在運轉期間」並不會涵蓋整個除役過渡階段，依本公司目前規劃，進入島區運轉期間後(不早於機組停機18個月後、仍屬除役過渡階段)A/B 台柴油發電機不需可用，故附件05-036-01-A 與附件05-002-05-A 與前述說明相符，並未矛盾，為免誤解，修改內文如附件05-037-02-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：三、(五)

第三回合審查意見

2.附件05-037-02-B 所提「在除役過渡階段、用過燃料池島區開始運轉後，目前僅規劃保留第五台柴油發電機」，建議刪除「除役過渡階段」。請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及

天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理，詳附件05-037-02-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(五)
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-038**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	一(一)1	5-4	結案
第二回合審查意見					
報告第5-4頁顯示:「本公司目前暫無針對吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(Fuel Handling Accident)且燃料廠房緊急排氣過濾系統失效時，主控制室人員接受輻射劑量進行分析，... 本公司已規劃補足相關分析，... 將於完成分析後更新於本報告。」 審查意見: 1.前述燃料廠房緊急排氣過濾系統失效是否應為主控制室緊急排氣過濾系統失效? 2.補足相關分析時，建議同時說明在 FSAR 分析情境(主控制室緊急排氣過濾系統並未失效情況)下，本分析方法論與 FSAR 之驗證結果。 3.在審查意見05-003-1項之答復說明，本項預定將於111年年底提送，故請修訂原敘述「將於完成分析後更新於本報告。」					
第二回合審查意見答復					
1.應為燃料廠房以及主控制室緊急排放過濾系統兩者皆失效，亦即在排氣及取氣皆無過濾之情境下進行分析，擬修訂除役計畫對應內容為：「本公司目前暫無針對吊運燃料發生重物墜落撞擊用過核子燃料池事件(Fuel Handling Accident)且主控制室及燃料廠房緊急排氣過濾系統皆失效時，主控制室人員接受輻射劑量進行分析」，詳附件05-038-01-B。 2.有關燃料吊運事故劑量與 FSAR 驗證相關內容，於 TITRAM 報告(MS-RAD-MHD-02)中已進行驗證，而未來擬送審控制室分析報告所建立之分析模式主要仍為依據 TITRAM 報告方式進行，主要變更內容為過濾器能力及更新大氣擴散數據等參數更新，審查意見所提建議，將於該報告內進行相關說明 。					

3.擬將原文「將於完成分析後更新於本報告」，修改為「分析預定於111年年底提送原能會進行審查，並預定於原能會審查完成後，將經原能會審查同意之分析結果，併同環評報告審查結論與除役計畫的差異更新於本報告」，修訂如附件05-038-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)、1
第三回合審查意見
3.請刪除本項送審時間(預定於111年年底)之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.原文修改為「...分析完成並經原能會審查後，將經原能會審查同意之分析結果更新於本計畫，並另案向原能會申請停用主控制室/燃料廠房緊急通風過濾及其他相關系統。」，修訂如附件05-038-03-C。。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)、1
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**05-039**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B06	二(五)3	5-27	結案
第二回合審查意見					
1.除役計畫第7章對用過燃料池非預期臨界之評估，係以用過燃料池維持一定硼酸濃度為基礎。惟在本章表5-12中，更換燃料水儲存系統(註：RWST 為系統內設備)列為用過燃料池島區整備期間停止運轉之系統，且本章除役期間需維持運轉系統相關章節中，並無用過燃料池補充硼酸水相關系統之描述。請再檢討留用既有用過燃料池補硼相關系統設備及相關支援系統。 2.請就表5-12(用過核子燃料池島區整備停止運轉系統)、表5-13(用過核子燃料池島區運轉停止運轉系統)、表5-14(用過核子燃料池島區廠房除污停止運轉系統)、表5-15(用過核子燃料池島區廠房拆除停止運轉系統)所列之系統，逐項補充停止運轉理由之說明。					
第二回合審查意見答復					
1. 為維持用過燃料池補充硼酸水維持硼酸濃度功能，將 BN 更換燃料水儲存系統調整至表5-13(用過核子燃料池島區運轉停止運轉系統)，島區整備前維持以 BN 系統補充硼液，而進入島區運轉階段，將評估於用過燃料池規劃用過燃料池水硼酸濃度調整程序與設備，取代 BN 系統之既有硼液補充路徑，詳					

附件05-039-01-B 所示。具體設備規劃將併於島區專案中說明。 2. 核三廠除役期間所有系統停止運轉理由之說明如附件05-039-02-B，惟各項設備具體停用時機將依據除役期間安全分析報告及核三廠 SERT 程序執行管控。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三；三、(一)、5；表5-5；表5-12；表5-13；附錄5.B
第三回合審查意見
1.用過核子燃料池島區運轉期間，提出適切規劃(採固定式設備，移動式設備僅為後備備援)並經本會審查同意前，BN 系統需維持可用。請廣泛蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。 2.附件05-039-02-B 中，若非配合一次側/二次側停止運轉事項，請納入追蹤機制，以確認停用之適切性。
第三回合審查意見答復
1.遵照辦理。有關島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核訂之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。 2.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第六章　除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序

(已結案23項，共23項)

意見編號	06-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、S14、B05	一、(一)~(三)	6-1~6-9	結案

第一回合審查意見

1. 相較核一及核二除役計畫，請說明核三除役計畫第六章主要差異為何？
2. 核三廠營運期間是否曾經發生重大事件？是否對核三除役計畫第六章相關內容有所影響並需特別注意之事項？
3. 第6-2頁，“參考核一、二廠除役規劃經驗[1-4]，核三廠機組運轉執照屆期後，爐心內之用過核子燃料將會全部退出，並安全存放於燃料廠房用過核子燃料池中。”實際上核一、二廠燃料暫時無法退出爐心，其相關經驗與核三廠應有相當距離，請修正本章相關內容之敘述，以符合現況之邏輯。
4. 目前規劃的各階段排程，似乎剛好滿足法規規定的年限。實際規劃中，各階段是否留有餘裕及緩衝，以因應將來可能出現的困難與耽擱？
5. 第6-9頁，(2)B.提及國內或國外除役工程顧問規劃，請說明顧問項目或專業領域。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠與核一、二廠主要差異如下：

   機組設計不同：核一、二廠為BWR機組，而核三廠為PWR機組，在機組、系統、附屬設備等均有差異(如：僅核三廠有主、二次生物屏蔽、蒸汽產生器等)，故有不同的拆除作業規劃。

   因機組類型不同，受污染區域也有所不同，如核三廠之汽機廠房為非受污染區域。

   因機組設計差異，產生之規劃差異如下：

   核三廠除役計畫第六章列出之受污染大型組件為蒸汽產生器及調壓槽，與核一、二廠主要受污染大型組件為汽機組件不同。

   核三廠規劃將燃料廠房作為 WMA 預定地，與核一、二廠預定將汽機廠房作為 WMA 預定地不同。

2. 本計畫第三章已有說明運轉期間之重大事件，且事件發生後，均已完成改善行動，故對本章節規劃內容較無影響。除役期間拆除作業執行前，亦會實施輻射調查作業，若發現高污染熱點時，則會進一步處理後，再進行後續作業，以確保作業人員安全無虞。

3. 核三廠機組運轉執照屆期後，爐心內之用過核子燃料將會全部退出，退出後即需與核一、二廠一樣，進行廢棄物處理與貯存設施申照、興建與啟用等作業，故相關經驗仍可參照，本段已修訂相關內容之敘述，使其內容更加明確，詳如附件06-001-03-A 所示。

4. 依國際核能電廠除役經驗，核能電廠進入除役階段後，15~20年左右即可完成所有除役活動並將廠址復原至可解除管制的狀態，故我國法規規定25年完成除役作業，已提供足夠餘裕，本公司並已於除役計畫第七章，參考國際原子能總署 Safety Guide No. WS-G-5.2、NUREG-0586、核一廠除役計畫、核二廠除役計畫及核三廠終期安全分析報告中各種意外進行分析，篩選出可能發生於核三廠除役期間之意外事故，進行核三廠除役期間預期意外事件安全分析，分析結果顯示，除役期間不論是發生廠內事件或是廠外事件，皆不會對廠外環境造成重大的影響，故除役活動應不會因意外事故而有嚴重延遲。

5. 於除役過程中，核三廠將持續參考核一廠及核二廠除役經驗，故顧問之專業領域，需視當時所需釐清之議題而定，本公司尚無自行執行經驗且困難之作業(例：反應器拆除)，即可能聘請國內外顧問協助；如屬各電廠執行除役方式已趨成熟之作業，亦可考慮不另外聘請顧問，由本公司自行規劃執行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一

第二回合審查意見

同意答復

意見編號	**06-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S17、B12、B05	一、(一)~(三)	6-1,2,9,12,74	結案

第一回合審查意見

1. 第六章第一節之（三）「除役各階段之目標與時程」於6-9頁提及於1.除役過渡階段中須執行第(2)項「各除役作業項目的規劃與發包」的重點工作項目。然而在圖6-1「除役過渡階段作業排程」中並沒有看到此「各除役作業項目的規劃與發包」的時間排程。由於在此規劃與發包作業中即應決定執行除污與除役時所採用的技術，請確認是否此「各除役作業項目的規劃與發包」作業中與除污技術相關的採購與發包必須在114年1月1日「除污作業」開始前完成？而與切割和拆解技術相關的採購與發包必須在116年1月1日「氣渦輪機拆解」開始前完成？參照圖6-2「除役過渡階段作業排程」內1.4項所列的多項部件拆解工作，請確認各工作所需採用的拆解技術是各別

訂定時程執行採購與發包？抑或是各工作皆於一個明確的時間前作出決策而後進行採購與發包。另參照圖6-3與圖6-4所示「除役拆廠階段作業排程」中2.4項所列的各種組件拆解工作，是否可以訂定明確的時間點完成6-12頁所述關於2. 除役拆廠階段中第(2)項「各除役作業項目的規劃與發包」的工作，以決定所採用的切割和拆解技術，並完成相關採購與發包。簡而言之，是否可以有明確作出決定且執行採購各種除污、切割與拆除技術的時間安排，並於圖6-1至6-4中標示。

2. 第6-1頁說明本章拆除範圍、時程與工法等內容係參考除役計畫其他章節而得，惟除役期間電廠仍須執行輻射特性調查作業等相關工作，請說明調查結果是否會回饋至本章內容及其機制，使本章內容更為明確。
3. 第6-2頁略以說明除役過渡階段前期係設置用過核子燃料池島區，並完成室內乾式貯存設施的建置工作，請說明設立除役過渡階段前期的目的為何。如何定義前期及後期。
4. 第6-2頁，「現階段參照其規劃經驗，進行廢棄物處理與貯存設施申照、興建與啟用，及相關除役工程規劃，故除役過渡階段之時程規劃為8年」，乾貯設施參照核一、二廠除役規劃經驗，並非優良實務，考量核三廠尚有3~4年運轉執照屆期，在室內乾貯預定地並無現有設施，應儘早辦理可及時處理並因應未預期之申照等困難；若提早完成室內乾貯得以減少或降低島區運維期長，加速進行相關廠房除污、拆除等作業；請台電公司積極辦理乾貯設施相關作業，俾於最短的時間內完成除役作業。
5. 第6-74頁，1、2號機反應器壓力槽及內部組件拆解時程，為1號機完成之後才進行2號機。但反應器和內部組件拆除工法不同，為何不是1號機內部組件拆除完成後即進行2號機部分，而是1號機反應器都拆除完成後才進行2號機部分？
6. 用過燃料池島區預計於116年7月31日完成，許多與用過燃料池島區無關之廠房，其開始拆除日期是否可以提前？

第一回合審查意見答復

1. 各項作業之採購所需時間將與當下採購金額、採購範疇及廠商投標意願等多項變因有關，故於除役規劃前，難以訂定明確之採購時間，唯本公司為符合作業排程需求，將提前於作業開始前進行採購作業，務求於作業開始前，完備該工作所需之採購作業，以利進行相關除役作業。
2. 未來於除役期間，本公司將依照作業實際需求，適時修訂除役計畫，如有需修訂或回饋至本章節之處，亦將進行整體檢視修訂。
3. 此所稱之前期，即要開始進行核子燃料池獨立島區建置作業，以提供用過核子燃料過渡期間之安全貯存。並於除役過渡階段同時進行「用過核子燃料中期貯存設施(含再取出單元)建置」，以利後續將用過核子燃料池燃料移出。為避免混淆，本段文字修改如附件06-002-03-A。
4. 參考核一廠與核二廠除役經驗，相關設施之申照、興建及啟用，所受外部影響甚鉅，故本公司已提早展開相關文件準備，目前核三廠室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性評估報告已奉經濟部核定，本公司後續會依規劃

時程辦理，並持續與地方政府溝通，在核三廠除役環境影響評估作業通過環評大會審查後，即儘早辦理興建相關準備事項，以求儘速完成乾式貯存設施，俾積極推動完成除役作業。

5. 當前國內並無實際執行反應器壓力槽及內部組件拆解作業之經驗，本除役計畫係考量減少現場管制人力，及避免同時在不同的機組有搬運高活度放射性廢棄物之需求，故採拆除完一部機組的反應器壓力槽及內部組件後再拆另一部機之方式；若屆時經評估，有更佳的作業安排，將再修改排程因應。

6. 拆除作業前仍有相關前置作業須執行，例如拆除計畫編擬、物流管理作業準備、輻射特性調查等，待完成上述前置作業後，才能執行拆除作業，故目前規劃之拆除作業時程應屬合理；進入除役期間後，本公司會依除役作業執行情況調整時程，若相關作業提早完成，即可在考量人力配置、除役經費及工作場所安全等因素後，儘早進行受輻射影響廠房內設備拆除作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一

第二回合審查意見

1.本項之意見回復提及可能因採購流程、輻射特性調查作業需求、乾貯設施建置進度等變數而需適時修訂除役計畫與調整時程。因此在執行除役計畫時，台電公司是否將安排一特定部門統籌管理各分項進度，回饋執行現況並即時修訂除役計畫。該部門或可以年度報告之形式檢討各分項進度，並據此修訂計畫內容，也有助於協調各單位了解計畫執行狀況與更新後的工作時程。

5.請將答復內容摘錄並適切補述於計畫書中。

除以上第1、5小題外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.未來核三廠將參考核一、二廠除役工程進度之管控機制經驗，規劃一套系統化的管理方式，適時追蹤及檢討各項作業進度，並依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之相關規定，定期修訂除役計畫內容。

5.遵照辦理，因本項內容與作業排程有關，擬將前次答復內容新增於本章一、(三).2節之前言內，如下：

本階段主要目標為開始進行全面放射性污染之系統、設備、組件之拆除，拆除物件包含核三廠圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房及其他污染建築物內之系統、設備、組件等。

當前國內並無實際執行反應器壓力槽及內部組件拆解作業之經驗，本除役計畫係考量減少現場管制人力，及避免同時在不同的機組有搬運高活度放射性廢棄物之需求，故採拆除完一部機組的反應器壓力槽及內部組件後再拆另一部機之方式進行排程規劃；若屆時經評估，有更佳的作業安排，將再修改排程因應。修訂結果如附件06-002-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)2

第三回合審查意見

1. 開始除役工作後的管理、追蹤及檢討各項作業進度的執行原則與方式是否有摘錄於本除役計畫書中？抑或是已編寫於本計畫書的相關篇章中可供了解與參考。

除以上第1小題外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.除役計畫僅為除役執行的概略方向，進入除役期間後，將依電廠自身的程序書及管制平台進行除役作業進度管控及追蹤。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

1.同意答復。

意見編號	**06-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、S17、B01、B05	一、(一)~(三)	6-7,11,12,72	結案

第一回合審查意見

1. 除役過渡階段規劃約8年，請說明是否有沙盤推演哪些工作可能出現哪些延誤以及一旦延誤出現時，備援計劃為何？
2. 第六章第一節之（三）「除役各階段之目標與時程」於6-11頁描述2.除役拆廠階段中須執行之第(1)項工作「此項任務主要是完成……」對比諸如(2)「各除役作業項目的規劃與發包:此項任務主要是……」之格式，第(1)項工作似乎欠缺對此主要任務的統稱描述。建議是否可以有此第(1)項工作的統稱描述以利於審查圖6-3「除役拆廠階段作業排程」中的圖表。
3. 第六章第一節之(三)「除役各階段之目標與時程」於6-12頁描述2.除役拆廠階段中第(2)項工作「各除役作業項目的規劃與發包」部分需持續進行停機後之除污工作。然而於圖6-1「除役過渡階段作業排程」中「除污作業」僅標示於114年1月1日至116年9月30日期間執行，是否圖6-3與圖6-4所示之「除役拆廠階段作業排程」中仍須加入相關「除污作業」的時間規劃？待「除污作業」作業完成後，才於121年8月1日後開始「拆解與拆除」作業？若「除污作業」與「拆解與拆除」需同時進行，是否可以於121年8月1日開始執行「拆解與拆除」前，因應所採用的切割與拆除技術訂定時程檢討選用各種相應的除污技術，並標示時程於圖6-3與圖6-4中。
4.

(1) 圖6-1工作編號1.1.1項完成時間為114年6月18日，即在2號機運轉執照屆期次日起1個月，在除役計畫各章節之敘述應有一致性。

(2) 圖6-1工作編號1.1.4項開始時間為115年9月8日，本項影響用過燃料池貯存期長，且室內乾貯預定地並無現有設施，請說明本項開始時間規劃之合理性。

(3) 圖6-1工作編號1.1.5項、1.1.6項及2.1.1項，請說明各項的實質工作細項及各細項之期程規劃；另1.1.6項及2.1.1項需時逾5年，請參考國外經驗(SONGS 兩機組約2年9個月，其中因護箱掉落事件停止移轉用過燃料約9個月)說明此時程之合理性。

(4) 圖6-1工作編號1.2.1項115年7月31日完成設施停止運轉，拆除作業規劃116年1月1日、118年8月1日分別針對氣渦輪機(工作編號1.4.3)、汽機廠房/主輔變壓器(圖6-2工作編號1.4.2/1.4.1)等無污染之設備廠房展開，請說明各項開始時間規劃之合理性。

(5) 圖6-4工作編號2.4.5/2.4.6/2.4.7/2.4.8項規劃約略在同時期拆除作業，請說明合理性，應確認相關作業不致互相排擠。

(6) 圖6-6工作編號3.1.1~3.1.6項規劃約略在同時期拆除作業，請說明合理性，應確認相關作業不致互相排擠。

綜上，第6-7頁，「圖6-1~圖6-7分別為除役四個階段所對應之除役作業排程」，請針對相關作業排程補充更詳細規劃之說明。

5. 第6-7頁，(三)除役各階段之目標及時程，提及"目前規劃以1號機運轉屆期滿停止運轉日(113/7/27)為除役起算日，以2號機運轉屆滿停止運轉日起算25年後(139/5/17)為除役完成日"。除役起算日應為運轉執照有效期間屆滿之次日，請修訂。113/7/27之後1號機雖已停止運轉，但2號機仍有一段時間在運轉，不應屬除役階段。請適度修正該段文字之敘述，以符合實際情況。

第一回合審查意見答復

1. 除役計畫規劃之排程，係以目前可預知的情境配合核一、二廠規劃經驗排定，時程上已考量作業延誤所需的餘裕，進入除役期間後，會隨時視除役作業執行狀況修訂除役計畫，另會透過管考等方式控制工作進度，若有作業提早完成，即會提早展開接續作業，以增加排程餘裕。
2. 已增修本項工作統稱描述，詳如附件06-003-02-A。
3. 圖6-1所述之114年1月1日至116年9月30日之除污作業乃指系統化學除污作業，故將其單獨列出。而於121年8月1日以後開始執行的「2.4拆解與拆除」作業，相關的除污是指拆除後的組件除污作業，可以透過既有的設備拆解 WBS 編號進行管制。
4.

(1) 本公司規劃於機組停機後，於2個月內將爐心燃料移至用過核子燃料池。故擬調整此項排程時間為2個月，使各章節作業期程一致，修訂詳如附件06-003-04-A。

(2) 核三廠乾式貯存設施之興建，須待環境影響評估獲認可後，據以執行相關設計及採購作業，以使相關設施符合管制機關要求；於送建照申請

前，需辦理乾貯顧問案採購、細部設計等，以選定所需護箱型式，才可據以發展安全評估報告。故規劃於115年送件申請，應屬合理之規劃。唯台電公司將持續與地方政府溝通，並儘早辦理相關準備事項，以求儘速完成乾式貯存設施，俾積極推動完成除役作業。

(3) 本計畫之燃料挪移期程，係參考本計畫第9章進行規劃，核三廠一、二號機若運轉滿40年即機組運轉執照屆期進行除役，估計將有約4,320束用過核子燃料，又參考核三廠室內乾式貯存設施投資可行性研究報告，如以每個護箱裝載32束燃料，平均每個護箱裝載時間以2周計算，所需耗時約為(4320/32)*2=270周，又以每年52周計算，估計五年應屬合理規劃。未來如實際作業期程有所變化，將再依照實際情況調整除役作業。

(4) 拆除作業前，仍有相關前置作業須執行，例如拆除計畫編擬、物流管理作業準備、輻射特性調查等，待完成上述前置作業後，才能執行拆除作業，故目前規劃的氣渦輪機及主/輔變壓器拆除時程應屬合理，若是相關前置作業提早完成，本公司亦會提早執行拆除作業。

(5) 因各廠房設備拆除屬獨立作業項目，故拆除作業可各自獨立進行，故期程雖看似重疊，然因各廠房間之拆除作業可平行進行，故應不致互相排擠。

(6) 因各廠房拆除屬獨立作業項目，故拆除作業可各自獨立進行，故期程雖看似重疊，然因各廠房間之拆除作業可平行進行，故應不致互相排擠。另，各廠房在移除放射性污染物後，如非較特殊之結構，其拆除應不需時太久，屆時若評估需單獨執行各別廠房的拆除作業，亦不致於造成除役時程延遲。

5. 核三廠除役相關作業應自一部機組運轉屆滿後就開始、至兩部機組除役活動皆完成後結束，故目前除役各階段主要目標及作業時程，規劃以一號機運轉屆滿停止運轉日(113/7/27)為除役起算日，以二號機運轉屆滿停止運轉日起算25年後為除役完成日(139/5/17)，本段已修訂相關內容之敘述，詳如附件06-003-05-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)、圖6-1

第二回合審查意見

4.
(1)同意答復。
(2)請說明核三廠乾式貯存設施之環境影響評估目前進度及預估完成時間。機組運轉執照屆期係確定日期，進入除役期間亦需要本項設施，故本項請台電公司積極辦理，儘速完成。
(3)答復未針對原審查意見“圖6-1工作編號1.1.5項、1.1.6項及2.1.1項，請說明各項的實質工作細項及各細項之期程規劃”說明，請重新提出。另請與 SONGS 做法(包括護箱內之用過核子燃料數量，每個護箱裝載的時間等)比較說明所需時程差異之原因。國際業界近期均採較積極之規劃期程，例如，Pilgrim

核電廠在永久停止運轉後30個月將用過燃料全數移置乾貯設施，DCPP 規劃在永久停止運轉後2年內將用過燃料移至乾貯設施，請台電公司掌握國際作法及經驗回饋。

(4)同意答復。

(5)請針對不同廠房設備拆解之時程安排規劃，提出國際除役經驗之有關作法，以確認“應不致互相排擠”之敘述。

(6)請針對不同廠房設備、建築物拆解之時程安排規劃，提出國際除役經驗之有關作法，以確認“應不致互相排擠”之敘述。

5.同意答復，另依據核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法規定，除役計畫執行完成後六個月內應提報除役完成報告，請補充說明除役完成報告相關規劃並納入除役計畫。

除以上第4、5小題外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.

(2) 核三廠除役環評目前正依環評範疇界定會議紀錄執行現場調查作業，環評報告書預計於113年12月可依環評大會審查決議定稿，本公司會依相關工作規劃及進度，積極辦理核三廠乾貯設施建置作業。

(3) 1.1.5包含試運轉測試、撰寫試運轉報告及申請運轉執照等作業；現行國際上已啟用的乾貯設施有金屬護箱、混凝土護箱及混凝土模組等不同型式，各種型式又依開發的公司不同而有多種型號，不同種類的護箱、型號、協助傳送護箱的拖板車型態或廠內道路狀況，都可能對燃料裝載時程造成影響，故不同電廠的乾式貯存設施裝載時程不一定能做有意義的對比，以 SONGS 電廠來說，在2014年預計以899個工作日對 Unit 2&3完成約73個 MPC-37護箱的裝載，平均每個護箱約需12個工作日，雖然實際上扣除停工的時間，每個護箱僅需約10個工作日即可完成裝載，但其採用的 HI-STORM UMAX 系統為地下式乾貯，與本公司目前較熟悉的地上式乾貯略有不同，且本公司核三廠除役工作排程目前尚在預排階段，以每個護箱兩週工時(10個工作日、14個日曆天)、共135個護箱(4320束燃料、每個護箱裝載32束)進行估算，1.1.6及2.1.1工項預估約5年完成用過燃料裝載應屬合理，未來乾貯設施獲得建造執照或較接近乾式貯存裝載作業時，本公司可再依當下情況，包含設施採購結果、廠內情況評估及人力安排等因素，對燃料裝載時程進行調整，並會以積極的態度，盡早將全部用過燃料移至乾貯設施。

(5) 參考 SONGS 電廠除役排程，除主要大型組件及反應爐等重要組件外，其餘不同廠房設備及結構物拆解亦有重疊執行之情形，因作業地點係位於不同廠房，故作業可彼此獨立進行，故此時程安排應屬合理。

(6) 參考 SONGS 除役排程，除主要大型組件及反應爐等重要組件外，其餘不同廠房設備及結構物拆解亦有重疊執行之情形，因作業地點係位於不同廠房，故各廠房拆除屬獨立作業項目，拆除作業可各自獨立進行，故期程雖看似重疊，然因各廠房間之拆除作業可平行進行，故此時程安排應屬合

理。

5.未來核三廠除役作業完成後，將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第13條規定，於除役計畫執行完成後六個月內，提報除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，報請主管機關審查。擬摘錄上述規定納入本章節一、(三).4.(3)內，使其更加完善，修訂內容如下：

除役作業準備：此項任務主要是持續執行除役費用再評估及文件準備作業，包含除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告準備。詳如附件06-003-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)4

第三回合審查意見

4.

(3)圖6-1與表6-2：請將以下所述意見須修訂之部分，適切反映至圖6-1及表6-2。

(a)有關1.1.4項請比照1.3.1項提出排程為較詳細階層並納入修訂；若排程子項之期程有重疊，請說明其合理性，並將相關答復說明納入表6-2。

(b)請修訂1.1.5項為移至。

(c)請修訂1.2.4項為輻射特性調查。

(d)1.2.6項僅提及圍阻體廠房，請說明2.2.2項其他廠房規劃之差異。請說明在第一階段及第二階段，此「依除役需求調整廠房系統」項目之異同，並請說明2.2.2及2.2.3兩項目間相距8年之目的，並將相關答復說明納入表6-2。

(e)請澄清1.3.1.1項與1.3.1.2項壓縮減容設備之差異。

(f)1.4.4項所規劃是否包括其他廠房(如控制廠房等)，若否，請說明原因，另2.4.4項內容與1.4.4項相同，請澄清並將相關答復說明納入表6-2。

(g)請說明2.2.1項是否包括拆除作業計畫，並將相關答復說明納入表6-2。

(h)請說明1.3.1.3項、2.3.1.1項之廢樹脂處理系統之差異，並將相關答復說明納入表6-2。

(i)請說明1.3.3項、2.3.4項之土石堆置場之差異，並將相關答復說明納入表6-2。

(j)有關 RCP 拆除是否包括在2.4項，請將相關答復說明納入表6-2。

(k)2.4.8.1項、2.4.8.3項在控制廠房有拆解作業準備、低放射性廢棄物處理等規劃(2.4.9項及2.4.10項亦然)，請說明其他廠房未納入此兩項之適切性，並將相關答復說明納入表6-2。

(l)2.4項有部分列出1、2號機各自之項目，若未區隔1、2號機之項目(2.4.4、2.4.8~2.4.13)，是否表示兩機組同時執行，若否，請列出1、2號機之項目，請將相關答復說明納入表6-2。

(m)請列出2.4.9項、2.4.11項其他廠房之細項，並將相關答復說明納入表6-2。

(n)請列出2.4.12項、2.4.13項廠房之細項，並將相關答復說明納入表6-2。

(o)請刪掉2.4.14.3項「及審核」文字；另針對1.3.1.1.5項及1.3.1.2.5項之類似文字，亦請做適切修訂。

(p)表6-2有關2.4.14.1~5項順序與圖6-1不一致，請澄清；項之數目不同，請確認。

(q)請列出3.1.6項建築物之細項，並將相關答復說明納入表6-2。

(r)請增加3.2項列入「提出申請」之細項，例如，相關作業計畫應包括提交本會審查之子項；請將相關答復說明納入表6-2。

(s)請列出4.1.1項建築物之細項，並將相關答復說明納入表6-2。

(t)在除役計畫第6-16頁說明廠址復原階段為2年，圖6-7卻為3年，請釐清此不一致。

(u)請將除役計畫完成後6個月內提交兩報告項適切納入。

①依核管法施行細則第16條「核子反應器設施之除役，應依本法第二十一條第一項規定，於取得主管機關核發之除役許可後二十五年內完成」，第19條「本法第二十六條所稱除役期間，指核子反應器設施運轉執照有效期間屆滿之次日起，至主管機關審查同意經營者所檢送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告之日止」，另依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第13條「核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，報請主管機關審查同意後，解除除役管制」。

②所提工作編碼4「廠址復原階段」，包括4.1(4.1.1)「其他建築物拆除」項，此項作業在美國除役電廠係列在執照終止計畫(LTP)之內容；4.2「土地復原」項及4.3「除役作業準備(廠址復原)」項，此項作業所規劃土地復原/廠址復原之執行時間，早於本會審查接受廠址最終狀態偵測(FSS)報告之前，參考美國除役之 Zion 電廠發生須重新分類之情事，恐將衍生解除除役管制之疑義。4.4「除役完成」項，顯與上①項所述法規內容有所扞格。

③現行規劃係在約2年9個月完成土地/廠址復原後，再6個月才提交廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告；建議修訂在工作編碼3「廠址最終狀態偵測階段」完成後6個月內提交此2份報告，並可與工作編碼3「廠址最終狀態偵測階段」順利銜接。

④目前規劃未適切規劃解除除役管制相關提交報告項，請修訂。

此外，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項納入重要管制追蹤事項。

5.請說明相關準備規劃並納入表6-2除役工作分解架構表。

除以上第4.(3)、5小題外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

4.(3)

(a) 遵照辦理；另1.1.4.1包含水保申請，1.1.4.2之設備製造待取得建造執照即

可進行，不需待取得水保施工許可；1.1.4.2包含所有設備製造，運轉測試不需要待所有設備製造完成才能執行；相關敘述已於表6-2中補述。

(b) 遵照辦理。

(c) 遵照辦理。

(d) 1.2.6/2.2.2更改為「依除役需求調整廠房系統」，不限定於特定廠房的系統調整；「2.2.3」主要工作為建置鋼筋混凝土塊分離場，與2.2.2較無關聯，已修改工項名稱避免混淆。

(e) 經檢討後發現原工項排程不恰當，考量「放射性廢棄物壓縮減容設備」應為二號低貯庫之附屬設備，再考量工項之間的關連性，1.3.1項改為「建置二號低貯庫(含放射性廢棄物壓縮減容設備與廢樹脂處理系統建置、新設廢液處理設備申請)等廢棄物管理設施」，1.3.1.1及1.3.1.2分別為「申照準備作業」及「申照作業」，二號低貯庫及其所含的放射性廢棄物壓縮減容設備、廢樹脂處理系統及新設廢液處理設備預計可一併進行申照相關作業，但考量原有廢液處理系統仍可持續使用，新設廢液處理設備將待原有廢液處理系統拆除後才需啟用，其建置時間預估為127年4月至131年3月；工項1.3.1.3、1.3.1.4與1.3.1.5分別為二號低貯庫、壓縮減容設備與廢樹脂處理系統的建置，其中二號低貯庫因工程較複雜，保有原1.3.1.1.3、1.3.1.1.4及1.3.1.1.5等子工項，分別調整為1.3.1.3.1、1.3.1.3.2及1.3.1.3.3；1.3.1.6為新設廢液處理設備建置，並增加其接續工項2.3.4「新設廢液處理設備建置與運轉」；另考量建置廢樹脂處理系統所需時間，刪除原2.3.1、2.3.1.1應較為合理，並刪除圖文中「視需要」等字，之後將依據未來大會核備之「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」建置廢樹脂處理系統。

(f) 原1.4.4項(已改為1.4.5)所規劃之目的，係於作業期間拆除各廠房可供優先拆除之組件，故規劃範圍包含其他廠房，另2.4.4項屬原1.4.4之延伸作業，工作內容相同；1.4.4及2.4.4工項名稱調整為「輔助廠房、圍阻體廠房及其他廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解」。

(g) 2.2.1項為相關文件準備作業，故包含拆除作業計畫，已於表6-2增加說明。

(h) 無差異，已於表6-2增加說明，該兩工項為延續作業。

(i) 工項1.3.3包含申照、整地及營運作業，營運時隨土石量增加，需持續配合建置排水及擋土設施，工項2.3.4則僅有營運部分作業；已於表6-2增加說明，並增加工項1.3.3之子項及對應工作內容說明。

(j) 工項2.4.3.1/2.4.3.2大型組件拆解對象包括反應器爐水冷卻泵(RCP)，已於表6-2增加說明。

(k) 以2.4.5.1/2.4.5.2/2.4.6.1/2.4.6.2/2.4.7.1/2.4.7.2等工項來說，拆解作業準備及放射性廢棄物處理，屬下一階工項(如：2.4.5.1.1)，除役計畫僅為除役規劃概述，為免 WBS 過於瑣碎，故擬不於 WBS 完整呈現該階工項，2.4.5.1/2.4.5.2/2.4.6.1/2.4.6.2/2.4.7.1/2.4.7.2等工項已足以控管拆除作業準備及拆除後的放射性廢棄物處理，相應說明已加入表6-2。

(l) 區隔之項目(2.4.1/2.4.2/2.4.3.1/2.4.3.2/2.4.5.1/2.4.5.2/2.4.6.1/2.4.6.2/2.4.7.1/2.4.7.2)主要為

核三廠大型設備或污染較嚴重設備所在廠房，故考量專用機具調配及現場作業需求，擬分機組執行拆除作業，其餘未特意區隔表示該工作項目涉及之工作區域(1.4.3/1.4.5/2.4.4/2.4.8/2.4.9/2.4.11)、工作內容(2.4.12/2.4.13)應無需使用專用器具或本身為單一廠房(2.4.10/2.4.14)，故時序及工作區域得於此期間內彈性調整，視現場機具調配狀況執行相關拆除工作，已於表6-2加入相應說明。

(m) 原則上為表6-1上所列且不在2.4.5~2.4.8所提及的廠房；2.4.9、2.4.11差異說明如下，2.4.9為受輻射影響廠房(如：熱修配廠房)，2.4.11則為未受輻射影響的廠房，實際清單可能視輻射特性調查後有所變動，已於表6-2加入相應說明。

(n) 2.4.12為表6-1上受輻射影響廠房，2.4.13則為表6-1上未受輻射影響的廠房，實際清單可能視輻射特性調查後有所變動，已於表6-2加入相應說明。

(o) 遵照辦理，1.3.1.1.5及1.3.1.2.5亦調整為「運轉執照申請作業」。

(p) 經檢視後，一併修正為2.4.14.1~4，項目名稱依序是「既有低放射性廢棄物運貯作業」、「既有低放射性廢棄物貯存庫除役計畫準備」、「既有低放射性廢棄物貯存庫除役許可申請作業」、「設備拆除與建物除污作業」。

(q) 原則上為表6-1上所列且不在3.1.1~3.1.5所提及的廠房，已於表6-2加入說明。

(r) 已於表6-2上工項3.2.1加入說明，並將廠址最終輻射偵測計畫的撰寫及修訂納入。

(s) 工項4.1.1之目標為主要拆除範圍外的建築物，目前本公司規劃主要拆除範圍外的建築物皆不拆除，惟未來待除役作業推展，將有可能拆除主要拆除範圍外的建物，故以本工項進行管控，相關說明加入表6-2。

(t) 核三廠除役相關作業應自一部機組運轉屆滿後就開始、至兩部機組除役活動皆完成後結束，故目前除役各階段主要目標及作業時程，規劃以一號機運轉屆滿停止運轉日(113/7/27)為除役起算日，之後25年間依序進入除役過渡階段(8年)、除役拆廠階段(12年)、廠址最終狀態偵測階段(3年)及廠址復原階段(2年)，其中廠址復原階段以二號機運轉屆滿停止運轉日起算25年後為完成日(139/5/17)，該日期亦設定為除役完成日，故廠址復原階段在WBS會有較長的時間；核三廠除役許可核發後，本公司將依除役許可內容之日期調整WBS的除役起算日。

(u) 台電公司目前規劃於進入廠址復原階段後6個月內完成並提送「除役後之廠址環境輻射偵測報告」及「除役完成報告」，相關說明納入除役計畫內文及表6-2，並以工作項目4.3.1及其子工項進行管制。

(4)因應本公司目前電力規劃，氣渦輪機由原先規劃拆除改為不拆除，擬修訂第一回合答復如下：「拆除作業前，仍有相關前置作業須執行，例如拆除計畫編擬、物流管理作業準備、輻射特性調查等，待完成上述前置作業後，才能執行拆除作業，故目前規劃的主/輔變壓器拆除時程應屬合理，若是相關前置作業提早完成，本公司亦會提早執行拆除作業；至於氣渦輪機目前規劃改為不拆除。」

本題修正內容詳附件06-003-04-C。

5. 有關解除除役管制相關提交報告之準備，將於4.3.1文件準備作業內進行，並已於表6-2核三廠除役工作分解架構表中敘明，相關修訂併於附件06-003-04-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(一)2.；一、(三)1/2/4.；圖6-1；表6-1；表6-2

審查總結回合意見

4.(3)盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

4.(4)、5.同意答復。

意見編號	**06-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B05、B08、B12	一、(一)~(三)	6-1,3,5,6	結案

第一回合審查意見

1.

(1) 第6-3頁，關於「時程規劃基礎」之各廠房內規劃檢整處理部分，請查明有無內政部營建署「建築物室內裝修管理辦法」第三條規定之行為及建築法第77-2條規定。

(2) 第6-5頁，時程規劃基礎5.(5)：「挖除污染之結構物」後，後續如何處理？是否依5.(4)以可外釋混凝土塊級配方式混合回填？

(3) 第6-5及6-6頁，最後一段所載除役時程規劃之各工作項目，請加註工作編碼。

2. 第6-1頁，第2段所載「本計畫第九章、一、(二)節之低放射性廢棄物數量及特性之推估方法，則為本章拆除切割技術選用、工法及評估之依據」，而核二廠除役計畫係採其計畫第九章、一、(三)節之低放射性廢棄物活度評估為依據，請說明兩廠拆除切割技術選用依據來源不同的理由。

3. 核三廠為國內最後一座除役的核電廠，請台電公司說明，核三廠除役時程規劃是否為獨立考量？或有依台電公司人力、物力及財力等各面向和核一、二廠除役時程一起做最佳考量？請說明核一、二廠除役規劃經驗如何回饋至核三除役規劃。

4. 第6-5頁所述拆除範圍指發電設備廠區之所有建物，而第一章所述拆除範圍，除前項建物外，亦將氣渦輪機列入拆除範圍，請澄清不一致情形。另表6-1所列項目與圖1-2亦有不一致之情形，請修訂。

第一回合審查意見答復

1.

(1) 核能電廠重要廠房皆屬特種建物，依建築法第98條：「特種建築物得經行政院之許可，不適用本法全部或一部之規定。」，故擬建置 WMA 之

燃料廠房檢整作業，不涉建築法相關規定，而核三廠除役過程如另需有必要執行一般廠房的檢整改建等作業，本公司將參考核一廠拆除特種建物之經驗，向內政部營建署申請相關執照後執行改建作業。

(2) 時程規劃基礎5.(5)係針對1m 以下受污染的結構物，受污染的結構物挖除後，將破碎裝桶後貯存，依低放射性廢棄物處理流程處理；確認剩餘的1m 以下未拆除結構物已符合外釋標準後，即以符合外釋標準的破碎後混凝土回填。

(3) 因除役低放射性廢棄物處理涉及眾多工項(如：管理設施準備與建造、處理區域準備及各項前置作業等)，故難以逐一列出所有相關工作編碼，擬修訂本段敘述，改以較高階層之工作編碼描述(已包含前述工作項目)，詳如附件06-004-01-A。

2. 此係為誤植，已修訂依第九章、一、(三)節之除役低放射性廢棄物推估為依據，詳如附件06-004-02-A 所示。

3. 有關核三廠除役計畫排程，係以該廠之獨立性以安排核三廠除役作業排程，然本公司於除役過程中，將整合調配公司內部資源，以使除役作業順利推行。本公司進行核三廠除役計畫編撰時，已有參考國際同型電廠除役經驗，並比對核一、二廠除役計畫內容與審查意見回復，進行經驗回饋。

4. 經再次檢視，表6-1所描述之內容是拆除範圍內的主要建物，為避免混淆，已修訂表6-1使其與圖1-2內容一致，詳如附件06-004-04-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：前言；一、(一)；表6-1

第二回合審查意見

1.經濟部國營事業委員會110年9月14日頒訂「經濟部審議特種建築物申請案處理原則」，請據以辦理並修正答復說明。

3.請補充說明台電公司在三個廠皆進行除役的狀況下，如何整合調配公司內部資源，以使除役作業順利推行?相關具體措施及規劃為何?

4.拆除範圍外亦有設施會進行拆除作業，建議文字修訂為主要拆除範圍，相關章節請一併修訂。

除以上第1、3、4小題外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.未來核三廠除役過程中，若有涉及特種建物部分(如申請建照或拆除作業等)，將依經濟部國營事業委員會110年9月14日頒訂之「經濟部審議特種建築物申請案處理原則」相關規定辦理，並參考核一、二廠之執行經驗辦理。

3.進入除役期間以後，電廠與總管理處之間，將參照已奉大會核備之「核能電廠除役品質保證方案」所載權責進行核能電廠除役，具體來說，核能電廠負責執行各自廠內的現場除役作業及現有人力資源管理，總管理處相關單位除了監督現場除役作業執行外，也協助不同電廠之間進行資源調度，以人力調配方面來說，已有現行各電廠大修經驗可供參考，由各電廠現有人力執行多數現場作業，若是較重要或需大量、特殊人力執行的除役作業，則可將各電

廠類似工作之工期錯開後，進行跨廠區人力調配或是以總處人力支援，若是工期較長或是各廠工期彼此重疊難以錯開，則考慮由事業部外部補充人力，例如進行勞務包採購作業。 4.第6-5頁「除役拆除範圍」修改為「主要拆除範圍」，文中其他處「拆除范圍」均改為「主要拆除範圍」。修訂結果如附件06-004-04-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)4；一、(三)2；一、(三)3；一、(三)4；圖6-4；表6-2
第三回合審查意見
1.所提低放射性廢棄物處理區域(Waste Management Area,簡稱 WMA)，在 WBS 工作編碼1.3.2從116年起至121年7月底以及工作編碼2.3.3從123年8月起至128年底，提出概略之期程。 (1)請針對低放射性廢棄物處理區域(WMA)提出相關規劃說明。 (2)請提出 WMA 適當層級之時程規劃並納入 WBS 之工作編碼。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1. WMA 設置已納入 WBS，目前 WBS 工項2.3.3「廢棄物管理區準備」時程為121/8/1~128/12/12，詳細時程因涉及一號機燃料廠房燃料完全移出時間點，該時間點變動機會較大，目前僅為概略估計，且WMA亦尚未詳細評估所需建置的機具設備，故目前難以列出更詳細的時程規劃。另，表6-2中針對該項工作描述為「建置廢棄物管理區，以處理除役產出之廢棄物」。有關 WMA 設置時應遵循之規定，依「除役放射性廢棄物管制技術第七次討論會議紀錄」，廢棄物管理區(WMA)之設置規劃，屬核電廠除役計畫第八章除污作業計畫一部分，適用對象為全廠拆解後須除污之物件，本公司將依大會指示，於設置WMA前先行提報除污計畫，並經大會審核後據以執行；提報 WMA 設置規劃作業列為工項1.3.2之工作內容，並於內文中敘述 WMA 設置規劃將包含之內容，相關修訂併於附件06-003-04-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)1.；圖6-1；表6-2
審查總結回合意見
1.同意答復。

意見編號	**06-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16	一、(一) 二、 (一)~(二)	6-4,18,26	結案
第一回合審查意見					

第六章應清楚的說明除役各階段的時程規劃目標、原則及時程與除役各階段對應的組件的拆除作業之技術及注意事項，請針對下面問題進行說明：

1. 第6-4頁，“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：(2)針對建物表面除污及移除表面污染混凝土”部分，請說明採用何種除污技術（如物理除污或化學除污）。
2. 第6-18頁，金屬的熱切割部分，雖然表6-3~6-7做了詳細的整理，但建議在內文的部分，可以針對各項熱切割技術簡要的指出適用的操作環境（水中或是空氣）。
3. 第6-116~121頁，因為切割技術容易產生粉塵或氣溶膠，可針對各項技術於表中列出粉塵/氣溶膠的顆粒尺寸等級並比較對應因切割過程中所產生的粉塵後續收集或過濾的難易程度及成本估算，以進一步了解各項技術的適用性。
4. 第6-26頁，在具活化效應之結構、系統、組件之拆除作業，1.拆除切割前的準備作業有針對水下切割作業注意事項（第6-28頁)進行說明，建議應加入在“空氣中切割”的注意事項於此節中，如切削的收集及過濾系統的要求等。

第一回合審查意見答復

1. 針對混凝土材質之除污作業，將規劃採取機械式表面移除技術，機械式表面移除技術可除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物。有關混凝土材質之除污作業詳細方式，已於本計畫第八章、一、(二)、3、B 節說明。
   已修訂本章相關內容之敘述，以供與其他章節比對，詳如附件06-005-01-A所示。
2. 針對各項熱切割技術，已於表6-3~6-7內第一欄(操作環境)說明各項技術可適用之操作環境。
   除放電加工(金屬破碎機、接觸電弧金屬切割、接觸電弧金屬研磨)必須在水下作業外，其餘大多熱切割技術均可在空氣或水下進行操作，各種切割技術的重要特性皆已綜整於表格內，內文之目的為簡要介紹該切割技術，建議內文不作修訂，避免內文資訊與表格重覆及版面雜亂。
3. 有關切割技術產生之粉塵/氣溶膠的顆粒尺寸等級，供參考如下：
   機械切割(鋸切)產生之二次廢棄物顆粒大小平均為毫米(mm)等級
   熱切割產生之二次廢棄物顆粒大小平均為微米(um)到奈米(nm)等級
   水刀切割之二次廢棄物顆粒大小平均為毫米(mm)到微米(um)等級
   未來執行切割作業時，會於現場設置通風過濾、集氣系統等，並提供作業人員適當之防護設備，故切割過程產生之粉塵或氣溶膠顆粒大小，對整體拆除作業執行影響較小，故非選用切割技術的重要依據。
   因目前為除役規劃階段，本章節已儘可能收集國外除役電廠採用之常見切割技術，以供作為未來評估資料。且實際拆除作業大多於「除役拆廠階段」執行，距今仍有近十年時間，未來亦可能有更新穎之技術及設備，故現階段較難以評估採用之切割技術。

4. 有關切割作業之注意事項，已於本章二、(二).7.安全作業標準一節統整說明，本處就「空氣中切割」部分簡述重點如下：
空氣中切割活化之機械系統、設備、組件，應在隔離帳篷內實施，隔離帳篷內應設置通風過濾系統，以防止污染空浮顆粒的擴散，帳篷內維持負壓狀態，進而確保氣流是流向隔離區內部。
同時盡可能使用自動化機具，或提供輻射屏蔽，以降低輻射劑量，保護工作人員。當工作人員進入隔離帳篷時，必須穿戴各式的防護衣及設備。若需要時，依工作需求另外提供特殊的呼吸與空氣冷卻系統，使除役任務的執行能保持在安全及可接受的工作狀況下。
而拆除活化的混凝土(如生物屏蔽)，以及結構混凝土的除污操作非常容易產生空浮污染；因此，工作人員必須使用各式的防護衣與設備，或加以適當搭配組合。若需要時，依工作需求另外提供特殊的呼吸與空氣冷卻系統。
其餘切割作業應注意事項，如: 職業安全衛生、電氣安全、消防安全均已於本章二、(二).7，7.安全作業標準一節說明。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(四)

第二回合審查意見

4.建議可在第6-26頁處加上以下文字"其餘切割作業應注意事項請見本章二、(二).7.安全作業標準一節"。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.擬於二、(二)、1.(拆除切割前的準備作業)乙節末端(第6-30頁)，新增「其餘切割作業應注意事項請見本章二、(二).7.安全作業標準一節」敘述。修訂結果如附件06-005-04-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(二)1

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	06-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	一、(一)	6-4	結案

第一回合審查意見

1. 除污有各種不同技術，在目前階段是否已有初步掌握市面上有哪些商用技術，其效能，價格，適用範圍及速度等基本資料，並對不同設備有基本規劃將採用哪些類別的除污技術？

2. 第6-4頁，有關4.組件系統之拆除規劃程序(1)至(9)，其次序是否為工作的順序？“系統化學除污”是否有預計或規劃清除到何程度始進行下一步驟？同樣“持續進行污染組件除污”是否有預計或規劃清除到何程度始進行下一步驟？大型放射性污染組件及顯著污染組件是否有建立一個清單，進行拆除時是否有最高污染程度限制的設定？

第一回合審查意見答復

1. 有關除污技術簡單分述如下：
   系統化學除污：該作業之目的係移除系統組件之污染物質以降低設施之劑量，減少後續拆除之工作劑量。國際上常見之技術，如：CORD DUV (Chemical Oxidation Reduction Decontamination for Decommisioning by Ultraviolet Light)及 DFD (Decontamination for Decommissioning)等方法，均已於本計畫第八章、一、（二）、2節詳細說明。
   金屬組件除污：該作業之目的係降低其污染程度，以達到廢棄物減量及再利用之目標，並降低廢棄物貯存、處置壓力及成本。國際上常用之技術，如: 化學除污、電化學除污、機械除污等類別。均已於本計畫第八章、一、（二）、3、A 節詳細說明。
   混凝土除污：除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物，常見之除污技術為機械式表面移除技術，已於本計畫第八章、一、（二）、3、B 節詳細說明。
2. 本段敘述係為組件系統拆除規劃之重要作業項目，其執行次序仍需視實際作業及現場狀況適時進行調整。
   系統化學除污作業之目的係移除系統組件之污染物質以降低設施之劑量，減少後續拆除之工作劑量。除污完成後，將依現場量測狀況，決定是否再進行除污，以達可接受之除污效果。
   金屬組件除污之主要目的為降低其污染程度，以達到廢棄物減量、再利用或釋出之目標，以及降低廢棄物暫存、處置之數量及成本。將儘可能除污至外釋標準，若該組件污染程度太高，經評估無除污價值時，則作為放射性廢棄物進行處理。
   已於本計畫第9章已進行除役廢棄物數量之盤點，各系統以西屋公司23個盤點表分別進行初步估算，目前核三廠潛在放射性污染之系統，已表列於第九章表9-1，惟目前電廠仍處於運轉狀態，未來於電廠進入除役階段後，將再進行輻射特性調查，以確認各系統、組件之輻射狀況，以作為未來細部規劃之參考。
   涉及高劑量率工作則將納入 ALARA 原則進行工作規劃(如水下進行切割、提供輻射屏蔽、自動化切割等)，並參照本公司現有運轉中相關作業程序(如：輻射劑量合理抑低(ALARA)作業程序)進行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	06-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F09、B16、S12、S14	一、(一)	6-3,6-4	結案

第一回合審查意見

1. 第6-3頁，第(1)點敘述「於燃料廠房、核機冷卻水廠房及熱修配廠房設置WMA…」，三處 WMA 各自負責處理之對象為何？請製表列舉說明。
2.
   (1) 一、(一)2.(1)所述，「前述規劃待實際進入除役階段後，將視現場狀況作出適切之調整，例如可能選用其他合適的既有廠房設置 WMA，或是調整拆除的順序及時機」，對於調整 WMA 相關事項，可能影響拆除作業時程等，請說明 WMA 調整管理機制與報會程序及時程規劃。
   (2) 請說明除役期間低放射性廢棄物之處理需求量與空間規劃，對於 WMA 處理區域之整體作業流程，如拆解後待處理之組件、WMA 處理作業過程中及後續處置等，所需規劃堆置與暫存區之空間餘裕及評估考量？
3. 第6-2頁，"將會進行低放射性廢棄物處理區域(Waste Management Area, 以下簡稱 WMA)之整建作業"，請問 WMA 是否專責處理低放射性廢棄物，是否有明確的可處理放射性極限，其管理是否有相關程序書以防範交叉污染及人員接受不必要劑量？另其空間佈局規劃是否有綜整所有設施的拆除方式，確保要進場處理的構件及運送的機具均有足夠迴旋的空間，抑或其空間尺寸受先天地形所限，日後必須就其可處理的大小反過來決定各設備拆除所能採取的方式？
4. 根據核三除役規劃圖，大型WMA將建置於燃料廠房，且時程跨越島區運轉期間和島區廠房除污期間，請說明是否有段時間是燃料移出和大型廢料管理並行作業？有無相互干擾情形？
5. 國外有些廠除役，燃料池清空後，利用水池作高輻射污染組件水下作業區，請說明核三有無類似作法？

第一回合審查意見答復

1. WMA 可視除役作業需求，用以作為進一步細切、除污或暫貯的場所，目前本公司除預定將燃料廠房作為大型組件細切割、除污及裝載固封區域外，熱修配廠房及核機冷卻水廠房作為除役作業前期小型受污染組件細切、除污或暫貯，實際設置將視除役作業需求再進一步規劃。

廠房	規劃
燃料廠房	大型組件(如：SG、PZR 等)切割、除污、切割後裝載及固封，可參考圖9-10。
核機冷卻水廠房	除役作業前期小型受污染組件(如：輔助廠房內的受污染管路及閥件等)細切、除污或暫
熱修配廠房	

	貯，實際設置將視除役作業需求再進一步規劃，可參考圖9-8及圖9-9。

2. 答復說明如下：
   (1) WMA 設置前需先拆除既有廠房之設備，並進行檢整處理後，才有足夠空間建置相關設備。拆除既有設備前，需先提拆除計畫至原能會審查，經大會核准後，才可進行後續作業，WMA 設置時程亦會配合上述計畫提報時程而調整，以一號機燃料廠房為例，依當前規劃，約可於124年上半年將一號機燃料廠房內的燃料全數挪移至乾式貯存設施，之後即可開始執行一號機燃料廠房檢整作業，故檢整前的拆除計畫，約略會於123年年初提送主管機關審查。
   (2) WMA 物料進出動線、暫置區等，亦會納入 WMA 建置整體規劃；廠房設備拆除前亦需準備拆除計畫，其中就會考量當下廢棄物處理所需之堆置空間。
3. 電廠進入除役拆廠階段後，將有許多拆除下來之系統管路、設備組件等。若有再細切或除污之需求時，將送到 WMA 區域做進一步處理。若該組件污染程度太高，經評估無除污價值時，則作為低放射性廢棄物進行處理。現場佈局視未來除役需求再行規劃並滾動式調整，相關程序書將於 WMA 運作前完成。
4. 依目前本公司規劃，121年6月開始執行用過核子燃料移至乾貯設施的作業，該項作業會先執行一號機的用過核子燃料搬運，全部完成後再將一號機燃料廠房改建為 WMA，並可同時開始執行二號機的用過核子燃料搬運。

   一號機大型組件移除作業預計於126年4月開始執行(一號機燃料廠房 WMA 建置作業須於該時間點前完成)，而於該時間點，二號機燃料廠房內可能有尚在執行用過核子燃料搬運作業，但兩項作業執行的空間不同，不會有互相干擾的情況發生。
5. 目前本公司規劃使用圍阻體廠房的燃料更換池作為切割反應器內部組件的場所，預計不會使用燃料廠房的用過燃料池作為高輻射污染組件(如反應器內部組件)的水下切割作業區。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.依答復所述以一號機燃料廠房為例，當前規劃，將一號機燃料廠房內的燃料全數挪移至乾式貯存設施，之後即可開始執行一號機燃料廠房檢整作業。請澄清說明若燃料全數挪移至乾式貯存設施期程受影響，WMA 設置之因應作法或替代措施為何?

4.根據規劃一號機燃料池須於三年內全部遷至乾貯場，如有延宕是否有替代方案?

除以上第2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復
2.燃料廠房設置之 WMA，主要係用來處理拆解後之大型組件(如：蒸汽產生器及調壓槽等)，若用過核子燃料移至室內乾貯設施之時程有延宕時，可考慮於圍阻體廠房就地切割，但仍需視除役計畫執行狀況及當下時空背景做出最妥適之應變。未來核三廠除役作業執行期間，將適時檢討整體作業排程，若有非預期狀況而導致須變更作業時程時，將回饋至除役計畫內，並依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」相關規定，提出除役計畫修正版。 4.依目前規劃，用過核子燃料室內乾貯設施啟用後，約需時兩年半將一號機用過燃料池中的用過核子燃料全數挪移至乾貯設施，此規劃為較保守之估計，考量該項作業重複性質高，在人員較為熟悉流程後，如有必要可透過調配工時的方式加快速度；而用過燃料挪移至乾貯設施後的接續工作，係將燃料廠房改建為低放射性廢棄物處理區域(工項2.3.3)，一號機燃料廠房改建作業預計在123年8月開始、在大型組件開始移除前(126年4月)結束；如果一號機用過燃料挪移作業短暫延誤，可透過調整工時方式按預定時程完成燃料廠房整建作業及後續的大型組件移除與切割作業，若延宕時間較長，則視除役計畫執行狀況及當下時空背景做出最妥適之因應方案，例如可考慮於圍阻體廠房就地切割大型組件。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2. (1)同 RAI 06-004-1之意見。 (2)請說明未來核三廠除役作業執行期間，不限於燃料廠房設置之 WMA 作業排程，若有非預期狀況而導致須變更作業時程時，均應適時檢討整體作業排程(含該階段與下階段之影響評估)，並將回饋至除役計畫內，另除役計畫第六章之除役作業工項時程修正前，台電公司應循正式管制程序提報本會。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2. (1) WMA 設置已納入 WBS，目前 WBS 工項2.3.3「廢棄物管理區準備」時程為121/8/1~128/12/12，詳細時程因涉及一號機燃料廠房燃料完全移出時間點，該時間點變動機會較大，目前僅為概略估計，且 WMA 亦尚未詳細評估所需建置的機具設備，故目前難以列出更詳細的時程規劃。另，表6-2中針對該項工作描述為「建置廢棄物管理區，以處理除役產出之廢棄物」。 有關 WMA 設置時應遵循之規定，依「除役放射性廢棄物管制技術第七次討論會議紀錄」，廢棄物管理區(WMA)之設置規劃，屬核電廠除役計畫第八

章除污作業計畫一部分，適用對象為全廠拆解後須除污之物件，本公司將依大會指示，於設置 WMA 前先行提報除污計畫，並經大會審核後據以執行。 (2)核三廠除役作業執行期間，台電公司將確實管控各項作業排程，如需進行變更，亦會適時檢討整體作業排程，並回饋至除役計畫中。除役計畫第六章之除役作業工項時程修訂，台電公司將循正式管制程序提報原能會。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**06-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	一、(一)~(二)	6-2, 3	結案

第一回合審查意見

1. 第6-2頁，“二號低放射性廢棄物貯存庫(含壓縮減容設備、廢樹脂處理系統；以下簡稱為二號低貯庫)完成建置後，將執行低放射性廢棄物搬遷作業，將貯存於既有貯存庫之低放射性廢棄物搬遷至二號低貯庫貯存，後續將執行既有低放射性廢棄物貯存庫的除污作業。本階段將於受污染建物完成除污作業後結束。”有關二號低放射性廢棄物貯存庫空間大小是否已有詳細規劃，確保其可容納既有存庫之低放廢棄物，並有足夠餘裕儲存除役拆除過程中產生的低放廢棄物？
2. 第6-3頁，“另用過核子燃料池待燃料完全移出後，移除格架並增設樓板及相關除污設備，用於處理拆解後之大型組件(如蒸汽產生器及調壓槽等)，故相關大型組件之拆解時程，須於用過核子燃料移出燃料廠房後，且完成相關設備設置後方得以進行”，假如核三乾式貯存設施之興建啟用，如同核一、二受到非預期因素的延誤，是否有規劃適當對策處理大型組件之相關拆解、切割？

第一回合審查意見答復

1. 二號低放射性廢棄物貯存庫之設計容量係以運轉廢棄物及除役廢棄物(含10%餘裕)總量估算而得，共可貯放105,000桶(換算55加侖桶)，故二號低貯庫有足夠空間可容納所有低放射性廢棄物。
2. 大型組件(如蒸汽產生器及調壓槽等)可考慮於圍阻體廠房就地切割，但仍需視除役計畫執行狀況及當下時空背景做出最妥適之應變。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	06-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、B05	二、(一)~(二)	6-17~23, 49, 40, 57	結案

第一回合審查意見

1. 第6-17～23頁，二、除役各階段之拆除作業，有關金屬切割的各種技術，目前有頗為細節的介紹，在此階段，是否已開始瞭解實際商售的切割技術的詳細規格。建議有關各切割技術的比較表，除了優缺點比較外，具體的規格如切割速度，可切割厚度，可供作業環境，設備架設需要空間...等，也同時列出。另如可能，可建立一個篩選的 SOP，並將各主要設備較適合的切割技術列出，以助日後細部規劃及招商。
2. 第6-49頁，(三)放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業，“本節放射性污染之系統管路，列舉污染較為嚴重者之代表性管路作為說明，例如與 RPV 連接之主要系統管路。”核三機組中污染較為嚴重者之系統管路、設備及組件，是否已建立有一個明確的清單？如是，此處請列舉一例以說明原則。假如還沒有，建議在此階段應有初步的清點，建立一個明確的清單，作為日後細部規劃的依據。
3.
   (1) 第6-14頁，C. 敘述拆除其他非輻射廠房的設備組件係指為何？
   (2) 第6-40頁，a.空氣中切割，對於現場工作人員之輻射防護影響為何？
   (3) 第6-40頁，有關反應器於空氣中或水中切割之優缺點為何？
   (4) 第6-57頁，B.切割規劃，蒸汽產生器切割時程規劃有二方案，優缺點及可行性評估為何？國外的做法為何？

第一回合審查意見答復

1. 有關各切割技術之切割速度，可切割厚度，可供作業環境等資料，均已在表6-3~6-7進行說明。
   切割技術之選擇需考慮許多因素，如：切削速度、切割深度(或厚度)、可靠度、維護需求、設備尺寸、設備重量、適用性(如特殊環境)、操作性(如手持或遙控)、現場狀況、輻射安全、職業安全衛生、成本等，本公司後續於進行細部規劃時，將考量上述項目，以利選用最適當之切割技術。
2. 已於本計畫第9章已進行除役廢棄物數量之盤點，各系統以西屋公司23個盤點表分別進行初步估算，目前核三廠潛在放射性污染之系統，已列於第九章表9-1，惟目前電廠仍處於運轉狀態，未來於電廠進入除役期間後，將再進行輻射特性調查，俾確認各系統、組件之輻射狀況，以作為未來細部規劃之參考。
3. 答復說明如下：

(1) 「其他非輻射廠房」主要是指拆除範圍內未受輻射污染且不包含在2.4.5、2.4.6、2.4.7、2.4.8、2.4.9、2.4.10所述範圍內的小型建築物，例如：馬達工廠、修配大樓及柴油機廠房等。

(2) 對於必須在空氣中進行的切割工作，需設置隔離帳篷，以防止切割過程造成污染擴散。同時盡可能使用自動化機具，或提供輻射屏蔽，以降低輻射劑量，保護工作人員。當工作人員進入隔離帳篷時，必須穿戴各式的防護衣及設備。若需要時，依工作需求另外提供特殊的呼吸與空氣冷卻系統，使除役工作能保持在安全及可接受的工作狀況下執行。

(3) 反應器壓力槽於空氣中或水下切割之優缺點初步比較如下：

	空氣中	水下
優點	1. 不需要將爐槽整個吊出，不必改建極式吊車 2. 人員檢修操作機具較方便	1. 操作及維護人員所受劑量較少 2. 若使用磨料水刀較空氣中切割易收集碎屑
缺點	1. 人員操作或維修機具時所受劑量較高 2. 熱切割過程會產生氣溶膠，易造成空浮污染，需完善的通風過濾設備	1. 需要評估改建極式吊車 2. 須將原本放置反應爐的爐穴封住，更換燃料池才可注水 3. 更換燃料池因放置爐槽，可用空間較小

(4) 有關蒸汽產生器切割方案主要係參考美國 Connecticut Yankee 電廠，方案一(於低放射性廢棄物貯存庫暫存，後續配合切割時程規劃，再運回 WMA 進行切割)之優點為可待活度降低後，再進行切割，降低人員輻射劑量，但其缺點為運輸、貯存成本高。方案二(現地先進行初步切割分離)之優缺點則與方案一恰好相反。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**06-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	二、(三)	6-59, 60	結案

第一回合審查意見

1. 第6-59頁最後一段所述建築物先進行表面移除污染再進行拆除，國外是否有實例？表面移除污染如何進行？是否會造成二次污染？鋼筋混凝土表面除污下來的混凝土與鋼筋碎片如何處理？

2. 報告中常提到「除污」，請說明建築物和設備「除污」的方法、步驟、以及效果，不同區域的建築物之鋼筋混凝土與鋼材(如：圍阻體內部)在除污完成後，會有多少的放射性物質殘留？第6-60頁的除污技術與污染碎片或廢棄物的處理說明應再加強。

第一回合審查意見答復

1. 如西班牙Jose Cabrera核電廠，即係先進行結構物表面除污後，再進行拆除作業。如此可使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物，以利減少污染廢棄物之數量。

   當建物結構進行除污時，可採取機械式表面移除技術。機械式表面移除技術可除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物。有關混凝土材質之除污作業詳細方式，已於本計畫第八章、一、(二)、3、B節說明。

   結構物表面除污過程產生之二次廢棄物為殘礫粉塵，目前商用設備可搭配相對應的集塵設備進行收集，而收集後之粉塵，可盛裝於55加侖桶或固化處理。機械除污產生之廢棄噴砂及殘礫粉塵若採取固化方式處理，將先評估固化作業之可行性，以符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」相關規定。

   表面除污下來的混凝土碎片因受污染，視為放射性廢棄物。
2. 金屬組件除污之目的係降低其污染程度，以達到廢棄物減量及再利用之目標，並降低廢棄物貯存、處置壓力及成本。國際上常用之技術，如: 化學除污、電化學除污、機械除污等類別。均已於本計畫第八章、一、（二）、3、A節詳細說明。

   混凝土除污之目的係除去不同深度的表面污染物，使剩餘之混凝土結構成為可釋出或非污染之廢棄物，常見之除污技術為機械式表面移除技術，已於本計畫第八章、一、（二）、3、B節詳細說明。

   除污後產生之二次廢棄物處理方式，已於本計畫第八章、一、(三)進行說明。

本項答復說明是否申請結案？□是，■否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**06-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、F06、C03、B05、B12	一、(一)~(三) 二、(三)	6-17, 51, 72~78	結案

第一回合審查意見

1. 圖6-1，除役過渡階段作業排程中規劃新建二號低貯庫，壓縮減容設備是否設置於二號低貯庫內？是否有新設置焚化減容設備及廢液處理系統之需求？其規劃位置？現有低貯庫在機組除役期間之使用規劃？拆除之時程？
2.
   (1) 圖6-1~6-7，有關輻射特性調查之執行，將在除污作業前或除污作業後執行？或在除污作業前及除污作業後均執行？
   (2) 依據MARSSIM手冊，除污後會執行復原行動偵檢（remedial action support survey），但本計畫時程圖均未見相關規劃。
   (3) 依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第十九條，運轉、停役、除役期間與除役後三年內，應於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測計畫。本計畫時程圖未見相關規劃。
3. 第6-51頁，“（1）管路拆除原則，A.污染的管路切割移除前應完成系統除污，有效減少工作人員的劑量。B.考慮現場空間輻射劑量，高輻射的管路系統優先移除。”系統除污是否有訂定完成的指標污染程度，達到始進行切割移除以避免工作人員接受過多的劑量？
4.
   (1) 第6-17頁僅列出現行切割拆除技術，並說明實際執行拆除作業前，將進行除役計畫之細部規劃，請說明詳細拆除作業計畫之作業時程與規劃。
   (2) 考量除役過渡階段，若有相關廠房結構及各重要系統、設備、組件等拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，仍應於拆除作業執行前1年提報主管機關審核。
5. 第6-17頁，二、除役各階段之拆除作業，第二段最後提到：“....本公司將參考當時國際最新拆除技術，針對反應器廠房結構及各重要系統、設備、組件等拆除之工法與時序，進行除役拆除計畫之細部規劃”。請補充說明所指之細部規劃為何？是否有規劃另案提報主管機關？

第一回合審查意見答復

1. 壓縮減容設備規劃與二號低貯庫共構；核三廠既有焚化爐將持續使用至除役拆廠階段後期、廢液處理系統將沿用既有廢液處理設備，除役拆廠階段時會規劃建置簡易式廢液處理設備，建置完成後即將既有廢液處理設備拆除，簡易式廢液處理設備目前規劃建置於二號低貯庫內；於二號低貯庫建置完畢後，將規劃把現有低貯庫廢棄物全數移至二號低貯庫貯放，並將現有低貯庫除污後保留，解除除役管制後供本公司後續營運策略使用。
2. 答復如下：
   (1) 有關詳細之輻射特性調查作業將於除污作業後執行，但考量除污作業對作業人員所造成之劑量影響，將於除污作業前進行初步之偵檢，以評估作業人員進行除污作業所接受之劑量。
   (2) 有關復原行動偵檢（remedial action support survey），於本計畫中稱為「改善措施輔助偵檢」，詳圖6-6，工項編號3.3.2。

(3) 因環境輻射監測計畫已有「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第十九條明文管制時程，本公司將依法規辦理，建議不列入時程圖。

3. 系統除污作業之目的係移除系統組件之污染物質以降低設備組件活度，減少後續拆除之工作人員劑量。除污完成後，將依現場量測狀況，決定是否再進行除污，以達可接受之除污效果。

4. 本公司將參考核一、二廠除役計畫重要管制事項(CS-DP-14、KS-DP-14)辦理方式，於各重要廠房結構、設備、組件拆除作業執行前1年將拆除作業計畫(含輻射劑量合理抑低)提報主管機關審核。

5. 包含反應器及其內部組件及蒸汽產生器等重要設備拆除作業，本公司目前已於除役計畫內文中有初步拆除構想，待正式進入除役期間後，會持續參考國際間的最新技術，並進行細部規劃，而重要設備拆除作業執行前1年皆會將拆除作業計畫提送主管機關進行審核。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.本小題的重點在詢問系統除污是否有訂定完成的指標污染程度？達到始進行切割移除，請針對問題重新提出回答。

4.拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

5.所提答復仍未說明所指之細部規劃為何？

除以上第3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.針對除役期間之系統除污，除污目的為將一次側系統設備上附著性污染物移除為主，進而盡量降低整體系統或設備之污染值，故應選擇除污效果較好或除污因子較高之除污技術，目前會依國際經驗 DF 值大於10以上之除污技術來規劃。系統除污作業完成後，將先執行詳細之輻射特性調查作業，評估實際之拆除作業造成之工作人員劑量。另為確保作業人員之安全，於執行切割作業時，除儘可能使用自動化機具，亦會提供作業人員輻射屏蔽、各項防護裝備(如防護衣、防護面具等)，以降低人員接受之輻射劑量及確保人員安全，並管控現場作業人員之接受劑量，以符合輻射劑量合理抑低原則。

4.遵照辦理。

5.該處所提之細部規劃，係為重要設備拆除作業之詳細規劃，如：拆除前準備、選用之切割器具、作業空間規劃、程序、作業排程、廢棄物處理、人員輻射防護、安全作業標準等。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	06-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B08、B16	一、(三)	6-13,15,17	結案

第一回合審查意見

1. 第6-13頁，2.除役拆廠階段之(6)拆解與拆除乙項中，提及電氣設備與電纜拆解之工作項目。考量核能電廠之成束電纜線所連結之電源可能相當複雜，請說明在進行電纜拆解時如何確保所有所連結之電源皆已斷電，以避免工作人員發生感電意外，或影響須運轉設備之運作。
2. 第6-15頁，關於「廠址最終狀態偵測階段」之受污染之混凝土塊部分，請詳細說明除污後的處置。
3. 第6-17頁，報告所述「...進行除役拆除計畫之細部規劃[5]」，及「...拆除技術的選用需做下列評估[6-20]...」等，相關參考文獻均係逾10年以上之報告，請說明將來是否會再參考當時國際最新拆除技術文獻做更新，另請說明文獻編號19、20與拆除技術選用的關聯性。

第一回合審查意見答復

1. 關於進行電纜拆解之作業安全規定，將參照本公司核三廠營運程序書 (人員與設備安全衛生管理；目前最新版本為第14版，修訂日期為110年5月)，該程序書係依據職安法相關法規及台灣電力公司安全衛生章則彙編所訂定，目的在於防止職業災害，保障工作者安全及健康與設備之安全，期能達到零災害。除役作業中相關的感電危害預防作業可參考前述作業程序書之基礎，再依據除役作業實際需求建立管控機制。
2. 現場進行刨除後之受污染混凝土塊須於現場立即裝桶，刨除後其餘之乾淨混凝土塊，再移置鋼筋混凝土塊分離場，執行混凝土塊的偵檢與小範圍敲除處理，以減少低放射性廢棄物數量，本段已修訂相關內容之敘述，詳如附件06-012-02-A 所示。
3. 經審視，本章參考文獻編號於內文有誤植情形，修訂詳如附件06-012-03-A所示。本公司將持續參考國際上近期之相關文獻，並評估可否採用。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)；一；二；二、(一)；二、(二)

第二回合審查意見

同意答復。

	06-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S17、B05、B08、B16	二、(二)	6-45, 46	結案

第一回合審查意見

1. 第6-46頁，載明「..因為水下過濾系統的濾芯最後都將成為二次廢棄物，因此，設計過濾系統時應考慮減少濾芯使用量」，請說明對於減少濾芯使用量之作法為何？
2. (二)2.(2)B 敘述「具有高放射性活度的廢棄物裝桶後運送到低貯庫、二號低貯庫或暫存燃料更換池中」，其中上內部組件、下內部組件、爐心筒內各組件等，組件切割裝桶後可能暫存燃料更換池中，然各組件水下切割係於燃料更換池執行切割作業，請說明切割作業與組件切割裝桶後暫存燃料更換池，其空間規劃之評估與考量。
3. 第6-46頁於(2)輻射防護中提及「....必須穿戴各式的防護衣及設備...」以及「...提供特殊的呼吸與空氣冷卻系統...」。請提供於本除役計畫中相關的章節或段落之明確索引，以利進一步審查除役計畫所列之輻射防護相關人員防護設備以及特殊呼吸與空氣冷卻系統。抑或請提供相關文獻可於此引用，有助於審查此類高風險作業下所需之特殊裝備與規格。
4. 請補充說明隔離帳篷與通風過濾系統之設置，所依相關法規及標準為何？請台電公司於進行相關作業時，務必遵照相關法規及標準辦理。

第一回合審查意見答復

1. 依據美國 Entergy 電力公司的經驗，Grand Gulf 核電廠在切割大型組件(如蒸汽乾燥器)時，建立了一個碎片過濾系統，以保持水質的透明度並收集碎屑，就是在濾芯前的管路安裝了一個特別設計的可拆卸罐來收集切屑。進行切割作業時，較大塊的切屑會先被前述可拆卸罐所收集，接著經過濾芯的切屑體積較小，便可減少濾芯使用量，同時降低二次廢棄物(濾芯)產量。未來將參考國際拆除經驗，配合水下切割機具，設計適合使用的過濾系統，以降低核三廠除役作業二次廢棄物(濾芯)產量。
2. 經檢討，已刪除「暫存」等字句，並修訂相關內容之敘述，詳如附件06-013-02-A 所示。
3. 有關作業人員防護設備部分，將參照本公司核三廠營運程序書(輻射防護衣物使用程序)及(呼吸防護作業)執行相關作業。該程序書目的在於防止工作人員身體受到污染及確保工作人員空浮放射性物質的曝露量，不超過「游離輻射防護安全標準」規定之限度，並符合合理抑低之要求。除役作業中相關的防護作業應可參考前述作業程序書之基礎，再依據除役作業實際需求建立管控機制。
4. 進行切割拆除作業過程中，為維護作業人員之安全，將設置通風與過濾設備，目的是要防止污染空浮顆粒的擴散，因為這些顆粒被人吸入，可能會對人員造成輻射危害。但經由通風過濾設備的捕獲與包裝，使顆粒可以安全地處理與處置。設置該些設備所依相關法規及標準摘要如下：
   (1) 職業安全衛生設施規則；
   (2) 粉塵危害預防標準；

(3) 游離輻射防護法。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)、2
第二回合審查意見
2.對於刪除文字說明應更具體明確，以利未來閱讀時，仍可清楚所刪除之內容。 4.隔離帳及通風過濾設計時，請亦參考國際最新規範。 除以上第2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 前次答復說明擬改為：「經檢討，本節所述之反應器內部組件經切割裝桶後，均刪除暫存於燃料更換池中之方案，詳如附件06-013-02-A 所示。」 4. 通風與過濾設備的設置，目的是要防止污染空浮顆粒的擴散，避免人員吸入過量粉塵或接收過量輻射劑量，以符合前次答復所羅列之國內法規，而該些國內法規業已參照國際相關規範，例如10 CFR 20「Standards for Protection Against Radiation」，本公司未來建置相關設備時，會持續自 IAEA 及 NRC 等處搜集相關國際資訊，以維護切割拆除作業中作業人員之安全。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**06-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、B11	一、(二) 二、(二)	6-7, 28	結案
第一回合審查意見					
1. 本章第二、(二)、1、(5)節已說明對廢棄物件切割規劃及包裝的考量為以下2項：1.切割次數或切割長度為最少，以減少切割時間及降低刀具的耗損。2.對於一些具有高輻射之切割件，必須提高容器的屏蔽效果，或縮減容器內高輻射切割件的數量，以符合包裝相關的法規。參考「San Onofre Nuclear Generating Station Unit 1 - Decommissioning Experience Report, EPRI, 2008」第6章之內容，其提及精確的廢棄物幾何形體規劃與切割，可有效率的封裝廢棄物，減少總裝桶數。請說明對廢棄物件切割規劃及包裝的考量，是否納入「精確的規劃廢棄物切割幾何形體，使切割件於符合1與2的條件下，能有效率的於桶內形成最密堆積，以減少總裝桶數。」乙項條件。 2. 鋼筋混凝土塊是否有必要用敲除粉碎的方式處理？切割成板狀或條狀儲存是否可行？					

3. 第6-7頁提到，鋼筋混凝土塊分離場將進行表面除污之鋼筋混凝土塊的敲除與鋼筋分離，此步驟是否還是會造成含放射性物質之粉塵的污染，所分離之具放射性物質之混凝土塊與鋼筋如何處理？是否有可能流到市面被回收，造成二次公害？另拆除之型鋼與鋼筋如何控管，以避免流到市面被回收，變成輻射鋼筋與鋼材？
第一回合審查意見答復
1. 審查意見所提及之最密堆積，確實能有效減少總裝桶數，本公司執行切割作業規劃時，將考慮切割設備、動線、容器、人力及時間等因素後，對切割工法及盛裝容器的方式，做出最適當的安排。 2. 目前規劃經過偵檢與分離後符合外釋標準的混凝土塊，符合法規「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，用適當之機具，依相關法規破碎至一定粒徑以下後回填。目前尚無細部執行之規劃，但未來執行作業前，亦會將審查意見納入評估內 3. 鋼筋混凝土廢棄物將於廠房內進行偵檢，判定污染的鋼筋混凝土廢棄物即裝桶處理，而經判定符合外釋標準的建築物廢棄鋼筋混凝土塊，將規劃先堆置於堆置區之原料堆置區，並於進行破碎作業後，再次進行污染偵測，確定符合標準者，始可送至鋼筋混凝土分離場之成品堆置區，等待回填。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**06-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、B05、B11	二、(一)~(四)	6-15, 17	結案
第一回合審查意見					
1. 核三廠的圓頂型圍阻體為巨型之預力鋼筋混凝土結構，請說明如何拆除具有預力鋼鍵的混凝土結構？ 2. 預力混凝土結構拆除的第一步為解除預力，預力解除過程有可能會使結構體穩定性降低，故於整個過程中可能需對結構適當施加支撐，並以安全之順序逐步解除預力。解除預力的過程也須嚴密監控結構體產生之變形於合理範圍內，以防範意外崩塌。請於本章相關章節補足必要的資料或論述。 3. (三)3.(1)所述，「核三廠圍阻體廠房屬預力混凝土結構，故於拆解時，需嚴加規劃拆除工法及施工順序，並於執行前盡可能蒐集相關案例與技術資料，以確保工作安全。」請就預力混凝土結構拆解之規劃拆除工法及施工順序與技術，說明國外除役電廠相關經驗或案例。				
第一回合審查意見答復					

1. 本公司核三廠圍阻體預力系統設計目的為抵抗事故時所產生的內部壓力，耐震、抗風、荷重等完全由鋼筋混凝土結構承受，解除鋼鍵預力順序只要依原建廠時鋼鍵施力的相反順序解除預力即可，電廠運轉時亦有「圍阻體預力系統運轉期間檢測程序書」規範解除預力之程序，解除預力後的混凝土結構，經確認無不當的結構應力分布後，即可以一般的拆除工法進行拆除。

   核三廠一、二號機圍阻體鋼鍵之施預力順序均分為4個步驟：

   步驟1：先施拉 GROUP 1垂直鋼鍵之單數號後再施拉 GROUP 2垂直鋼鍵之單數號。垂直鋼鍵施力順序，原則上是由外側一次2束同時施力，並逐次的往中間推進，但需做摩擦力試驗者應先行施力。

   步驟2：水平鋼鍵因係每3束構成一環狀圍束，於是以每連續3束為單元的方式，並交錯分成2個階段施力。水平鋼鍵施力順序原則上是由較下往上每完成4個單元後再往上推進施拉上方的4個單元，但需做摩擦力試驗者應先行施力。

   步驟3：先施拉 GROUP 1垂直鋼鍵之雙數號後再施拉 GROUP 2垂直鋼鍵之雙數號。施力順序是由較外側一次2束同時施力，並逐次的往中間推進。

   步驟4：水平鋼鍵施力順序說明同步驟2，施力順序均可參考本公司建廠時留存之圖面資料。
2. 本公司在執行核三廠圍阻體廠房拆除作業前一年(依目前規劃時程，為132年8月)，會完成圍阻體廠房拆除計畫並送主管機關審查，該計畫中即會包括必要的安全分析，執行拆除作業時亦會依據主管機關審查結果設置安全防護措施，以維護作業安全。
3. 依據 SONGS 電廠規劃及 Trojen 電廠實際拆除預力混凝土結構的經驗，執行拆除前，為了解除鋼鍵的預力，需先洩除預力鋼鍵上的潤滑油，因潤滑油相當黏稠，且屬於易燃物質，因此進行作業時需要注意工安問題，避免人員受傷，並在作業區域預備完善的油類火災消防設備，例如消防沙及防火布。洩除後的潤滑油亦需要妥善貯存並運送到適當的處置場所。洩除潤滑油後，可依建築時施加預力的反向順序解除鋼鍵上的預力，核能電廠預力混凝土結構是為了避免圍阻體因內部高壓而失效，並非增強圍阻體本身的結構強度，解除預力後對建物穩定性應無嚴重影響。在洩除潤滑油後，即可解除預力鋼鍵的預力，並將鋼鍵移除，剩餘的混凝土結構物可透過一般拆除工法進行拆除作業，可在圍阻體外部先開洞，將拆除機具送入圍阻體內部，由內部以逐層方式，由下往上將圍阻體結構拆除。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.答復中所述：「解除鋼鍵預力順序只要依原建廠時鋼鍵施力的相反順序解除預力即可」，實際情況可能並非這麼簡單，解除鋼鍵力量後，所有靜載重由

混凝土構件承受，混凝土只能承受壓力，因此構件內受拉力部位應該會不足以承受載重；請提出較為完整並具有工程學理的答復說明。

3.

(1)請就拆除預力混擬土部分再檢視職業安全衛生法規(如營造安全衛生設施標準)相關要求，澄清說明考量事項。

(2)答復「剩餘的混凝土結構物可透過一般拆除工法進行拆除作業，可在圍阻體外部先開洞，將拆除機具送入圍阻體內部，由內部以逐層方式，由下往上將圍阻體結構拆除。」圍阻體為圓柱形及半球形圓頂之建築，請說明進入內部由下往上拆除之拆除方式，是否可能有結構崩塌之可能？

(3)除役計畫之敘述「核三廠圍阻體廠房屬預力混凝土結構，故於拆解時，需嚴加規劃拆除工法及施工順序，並於執行前盡可能蒐集相關案例與技術資料，以確保工作安全。」突顯圍阻體拆解之重要性，惟答復內容對於現有 SONGS 電廠規劃及 Trojan 電廠實際拆除經驗未有詳細說明，建議台電公司詳細補充。另請澄清核三廠使用「圍阻體廠房」名詞之正確性。

除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.本公司核三廠圍阻體鋼筋混凝土結構設計考量，除耐震、抗風、荷重等外，還有承受預力系統施力時的壓力。2012年亦經核三廠圍阻體原設計顧問公司（貝泰）審視原設計文件、圖面、施工資料等後，再以有限元素法、力學分析等評估後，認為核三廠圍阻體鋼筋混凝土結構內有足夠的鋼筋量可承受預力系統所施加之力量，因此可證明核三廠圍阻體結構設計之鋼筋量已考量預力系統所產生的力量，絕不是全由混凝土承受壓力。

另核三廠圍阻體預力系統設計之目的純是為抵抗事故時所產生的內部壓力而設計，與一般預力結構物不同，而且在 ASME BOILER & PRESSURE VESSEL CODE IWL 規章，並無要求鋼筋混凝土圍阻體在施加預力或解除預力時需對圍阻體結構加設支撐之相關規定。

綜合上述，核三廠圍阻體解除預力後，僅是不足抵抗事故時所產生的內部壓力，其餘耐震、抗風、荷重等能力維持原設計需求，安全無虞。

3.

(1) 拆除核三廠圍阻體結構考量事項如下：

(i) 規劃作業方式、排訂作業順序及建立拆除程序書。

(ii) 規劃解除預力作業方式及相關注意事項（原則上按建造時施加預力的反順序逐一解除鋼腱預力）。

(iii) 圍阻體內外部結構表面之管路及設施等拆除（含規劃、施工）。

(iv) 圍阻體內部結構表面除污（必要時進行表面刨除、打除）及偵測劑量符合接受標準後才可進拆除作業（含鑽、切、移除、分解等）。

(v) 施工前及施工中檢視拆除之各結構、構件，對不穩定部分，應予支撐、固定穩固，避免倒塌、崩塌之情形發生。

(vi) 拆除作業之工安注意事項須依照營造安全衛生設施標準相關規定(如第131-2條、155條～159條)及其他工安法規辦理。

(2) SONGS 電廠規劃及 Trojen 電廠拆除經驗目前僅為參考資料，未來不一定採取相同的工法與工序執行拆除作業，本公司執行拆除作業前會對現場狀況進行評估，選擇適當的拆除工法後，載於圍阻體廠房之拆除計畫中，於拆除作業進行前送拆除計畫至主管機關審查，拆除作業將依主管機關審查核准內容執行；另外，執行拆除前及拆除作業中，本公司均會檢視拆除之各結構、構件，對不穩定部分，會給予支撐、固定穩固，避免倒塌、崩塌之情形發生。

(3) 目前本公司搜集到有關 SONGS 電廠規劃及 Trojen 電廠拆除預力混凝土圍阻體結構之經驗回饋文件，其內容僅針對拆除所需注意事項進行描述，其重要資訊皆已於前次答復中摘述，本公司未來會持續搜集相關案例，並於圍阻體廠房拆除計畫中呈現搜集結果，並仔細描述如何執行拆除作業。「圍阻體廠房」一詞與核三廠目前發行的內部程序書相符，例如程序書650-CH-003即為「圍阻體廠房低體積空氣排放淨化系統 GT-N-F018 效能測試」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**06-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B05、B12、B13、B16	一、(一) 二、(二)	6-3, 26	結案

第一回合審查意見

1. 除役各階段之興建、建造、拆除、整地等工程施工品質管理作業及安全防護措施為何？有關拆解與拆除部分，對於施工之廠商台電公司是否有相關程序(例如：需有拆解相關設施經驗之規定)加以規範？相關程序為何？另外

施工人員是否必須接受工安或相關訓練以便保護個人作業安全？請於除役各項作業執行前，完備各相關程序書，並完成人員訓練。

2. 第6-26頁，在空氣中與水下爆炸切割超過15 cm 厚的材料時，執行的承包商必須擁有執照。請簡述該執照為何，並說明須符合的相關法規。
3. 拆除過程中，如發生天災(地震、風、水災)或運送機具故障，相關之應變措施是否有所規劃？
4. 第6-3頁所列拆除時程規劃之工作項目與時程，可能受除役進程而影響(例如室內乾貯設施設置情形)，請說明相關風險管理的機制與參考國際經驗的情形。

第一回合審查意見答復

1. 因核電廠除役工程係為較需技術性之作業，未來可依據其工程特性、廠商實務經驗等項目，擬定相關採購規範，並遵守採購法相關規定執行招標作業。

   施工廠商將參照本公司現有之作業程序(如：100系列程序書(人員與設備安全衛生管理)進行作業。同時，施工人員必須接受工安或相關訓練以保護個人作業安全。前述訓練課程已列為承包商進廠訓練及本公司人員各階段訓練課程內容。

   本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
2. 依我國「事業用爆炸物爆破專業人員訓練及管理辦法」第5條規定：爆破專業人員應由參加中央主管機關或經委託其他訓練機關（構）辦理之爆破專業人員訓練，受訓期滿成績及格，年齡未逾六十五歲，並領有爆破專業人員證者擔任。但特殊發爆作業需要，得由具有該項發爆技術證照或訓練合格證明之外國人或本國人員擔任。
3. 拆除過程中如遇天災(地震、風、水災)，以人員安全為優先考量，現場工作暫停，執行掩蔽及撤退動作；待天然災害警報解除後，確認現場建物及設備財產等損害情形，並依既有應變程序書執行復原動作。核三廠運轉期間已有500系列營運程序書(強震處理程序、颱風警報期間機組之運轉措施、海嘯處理程序書、緊急淹水事件)提及前述天災發生前中後等因應措施，未來將參考除役進程修訂，並據以執行，將災害降至最低。如遇運送機具故障情形，則先暫停拆除作業，俟故障排除後再恢復作業。
4. 本公司參考國際間風險管理作法，已建立公司內風險管理相關機制，未來核電廠進入除役階段後，除將除役作業依據前述機制進行風險管理外，亦將考量納入國際除役風險管理(如：IAEA 之 DRiMa 等)之作法。簡要說明可能作法如下：

   本公司將依據風險管理政策，就除役計畫之重點工作執行及例行性業務之運作，進行風險辨識、風險分析、風險評量、風險處理、溝通與協商、監督與檢討等作業，持續改善與落實風險管理。前述作業亦連結公司內既有內控制度進一步落實風險管理運作，本公司會將內部控制作業層級目標風

險評估為高等級之風險項目及其他參考來源，綜整為單位風險事件，且繪製風險圖像及擬定管控措施，並納入既有其他管控機制如內控、分級檢核或目標體系等進行檢討追蹤；機組運轉執照屆期一個月前會完成除役專案風險管理相關程序書，作為核三廠除役期間專案風險管理之依循。

實際作為方面，以燃料吊運作業為例，經風險辨識後本公司認為可能因人為失誤或機械故障等因素發生燃料墜落意外，但經執行現有管控措施(如：既有程序書及強化核能安全文化作為等)後，已對風險有適當管控。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)除過渡階段所需用程序書轉換，請說明各階段除役各項作業執行前之管理作法。
(2)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，本項納入重要管制事項。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.
(1) 本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。至於除役其他階段需用之程序書，將參考核三廠既有程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。
(2) 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.(1)除役過渡階段期間新增建項目(例如用過燃料池島區)所需的程序書，請說明程序書建置的做法。
除以上第1.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.(1)前次答復擬調整如下：「本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。進入除役過渡階段後馬上需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。至於除役期間其他需用之程序書，將參考核三廠既有程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。」

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**06-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、B05、B08	二、(二)~(四)	6-41,48,51,58	結案
第一回合審查意見					
1. 第6-48頁，除役期間之廠房結構拆除作業過程，結構穩定性非常重要，於拆除前宜審慎評估。為確保拆除過程的安全性，避免意外崩塌事故，第六章的安全作業標準，除了通風與過濾、輻射防護、職業衛生安全、電氣安全等項目之外，第6-48頁結構安全之說明並不充分，請加強此部分之論述。 2. 第6-51頁，“G. 跨樓層的管路系統避免先移除較低位置的管路，儘可能由高層先開始移除。”有關大型結構物的拆除，是否會進行拆卸、搬運等過程的穩定性分析，確認每一階段的拆除不會造成結構失穩而發生意外？ 3. 法國 Bugey I 電廠的蒸汽產生器拆除時，曾因經過長時間的使用，許多設備重要的吊運參數(如重量及質心位置)可能已經與原設計有所不同，請台電公司於執行重要設備吊運前，相關安全評估務必將此不確定性納入考量。 4. 第6-41頁第2段所載「要將反應器壓力槽從槽穴吊運到燃料更換池，由於吊車吊升荷重僅167 MT，必須先改建吊車使吊升荷重大於257 MT。」及6-58頁第1段所載「由於蒸汽產生器高度約18.3 m，若吊掛天車高度不足，可採拆除蒸汽產生器周圍二次生物屏蔽或需評估增加天車高度可行性。」請說明吊車改建設計、分析、申請、製造、構造與性能檢查、荷重試驗及安全性試驗等規劃。 5. 第6-58頁，有關蒸汽產生器之拆除二方案擇一進行，蒸汽產生器高18 m多，是6、7層樓的高度，方案一要整體以天車或吊車吊掛移送至 WMA，吊掛這麼龐大之結構的可行性及安全性應納入評估；另低放射性廢棄物貯存庫的入口、迴旋空間等，有設計可供此大型結構運送進去作切割處理嗎？後者 layout 的設計是否有收集所有相關大型組件拆除規劃，整理出可供各規劃預計的迴旋空間之佈局？另如採拆除蒸汽產生器周圍二次生物屏蔽，在屏蔽內是否高放射性設備皆已完全清除，如否，則此方案可行嗎？				
第一回合審查意見答復					
1. 除役廠房結構拆除作業之安全作業標準係依據現行國內相關法規規定，如「建築法」、「建築物拆除施工規範」、「職業安全衛生法令」或其他相關安全法規等進行管理。本公司未來會以作業安全為至高原則，研擬作業人員安全管制措施，並擬訂程序書供作業人員依循。廠房建築物拆解主要					

原則係由上而下、由廠房外側往內拆除，而其構件(樑、柱、樓板、牆等等)拆解則考量結構強度及人員安全的原則進行拆除。

2. 未來進行拆除作業時，將以適當工法為之，並以作業安全為首要前提，大型結構物拆解前會視情況施加必要固定，避免拆除過程產生傾倒意外，以確保作業人員之安全。

3. 有關大型組件起重作業，針對「避免組件產生傾斜或翻覆」此一工安議題之考量關鍵因素，目前常見拆除分解吊掛作業之工安危害有物體飛落、物體倒塌、人員被夾被撞等，而造成此工安危害的可能原因如下：

(a)起重機及吊具選用不適當或超負荷使用、

(b)起重機及吊具檢查不確實、

(c)吊掛物之吊掛點或堆疊不適當導致重心偏移、

(d)吊具與吊掛物接觸之銳角處未使用軟墊保護、

(e)吊鉤無防脫裝置或已失效、

(f)起重機操作或指揮不當、

(g)吊掛路徑及作業區域未做好人員管制或隔離。

針對上述危害因素，核三廠現行吊掛作業之管理係依下列程序書及管理辦法執行有：

(1)程序書190「起重機操作、檢查、吊掛及吊掛構件管理、搬運程序書」(目前最新版本為第5版，修訂日期為109年11月)，提供吊掛作業相關程序及注意事項、作業前檢查要求；另針對1公噸以上之吊掛作業須提送吊掛作業計畫表/書並經審查合格後才可執行，其評估內容包括吊掛物重量及重心、起重機及吊具選用、吊運路徑及擺置區域規劃（含人員淨空區、吊運路徑鄰近設備保護評估）、吊運路徑干擾物清查及排除、吊掛物可能之墜落區域及損害評估、風險等級評估及應變措施、作業區域安全管制作法、人員資格審查及工作任務指派等，以有效管理及防範因吊掛作業過程所增加之風險。

(2)程序書190「起重機操作、檢查、吊掛及吊掛構件管理、搬運程序書」(目前最新版本為第5版，修訂日期為109年11月)，執行起重機之過捲預防裝置、警報裝置、制動器、離合器等安全裝置及鋼索、吊鉤、電控系統等預防保養與測試檢查，以確保起重機可正常執行吊掛工作。

綜上所述，核三廠行政管制應可確保大型組件拆除分解吊掛作業之吊掛物組件不會傾斜或翻覆，同時可確保工作人員安全。

未來將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。

4. 本公司曾就核三廠更換蒸汽產生器之可行性進行評估，依據當時評估內容，圍阻體廠房的吊車目前荷重為167MT，而圍阻體廠房上方旋轉式起重機的結構額定荷重為360MT，故在執行反應器壓力槽或蒸汽產生器吊運作業前，進行旋轉式起重機部份的起重機和吊鉤之更換，即可吊運反應器壓力槽(257MT)及蒸汽產生器(305MT)。另現有旋轉式起重機基線高度為

EL.238英呎，距離二次生物屏蔽最高處約有77.5英呎(23.62公尺)的距離，考量反應器壓力槽及蒸汽產生器高度分別為10.36公尺及18.3公尺，應有足夠空間完成吊運作業。

在執行反應器拆除作業前一年(依目前時程規劃，為121年8月)，本公司會將拆除計畫送主管機關審查，該計畫內容包含必要的改善作業、結構分析、現場整建作業與試驗規劃。

5. 方案一僅是將蒸汽產生器吊往低放射性廢棄物貯存庫暫存，再於適當時機移往 WMA 進行切割，預計不會在低放射性廢棄物貯存庫內進行切割作業，而低放射性廢棄物貯存庫在設計建造之初，即已預留存放核三廠所有蒸汽產生器的空間。在執行蒸汽產生器拆除作業前一年(依目前時程規劃，為125年4月)，本公司會將拆除計畫送主管機關審查，該計畫內容包含必要的改善作業、結構分析、現場整建作業與試驗規劃。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

4.請再檢視答復內容適切性，並摘錄於核三廠除役計畫內。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.修訂如附件06-017-04-B，詳細拆除內容及所需之改善工程，仍應視未來規劃之內容而定，本公司亦會適時調整除役計畫內容。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(二)2

第三回合審查意見

4.所述若吊掛天車高度不足，可採拆除蒸汽產生器周圍二次生物屏蔽，其施工工序是否與原規劃相符，請說明；如有不同，亦請說明輻射屏蔽考量。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

4.如第一回合答復所述，目前經過簡單的評估，初步判斷圍阻體廠房內旋轉式起重機基線位置與二次生物屏蔽的高度差(約有23.62公尺)，應可供執行反應器壓力槽(高10.36公尺)及蒸氣產生器(高18.3公尺)的吊掛作業，且旋轉式起重機的設計荷重亦大於反應器壓力槽及蒸氣產生器的重量；但前述評估作業尚有目前未能考量之因素，例如拆除該些大型設備所需機具的選擇，可能影響評估結果之準確性，但仍應可透過調整現場設備配置或工序等手法克服，不致使目前規劃之作業期程受到延遲；上述因素詳細考量後的結果，皆會於反應器壓力槽及其內部組件之拆除計畫中詳述，並於執行拆除作業(含必要之改善作業、現場整建作業與試驗規劃)前一年(依目前規劃，為121年8月)送原能會進行審查，並依拆除計畫審查結果執行拆除作業，拆除過程所有現場

作業都將遵循相關輻防法規，如：「游離輻射防護安全標準」之規定，以確保現場作業人員安全；調整除役計畫內文，詳附件06-017-04-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)2
審查總結回合意見
4.同意答復。

意見編號	**06-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	二、(二)	6-45~47	結案

第一回合審查意見

1. 第6-45頁，7.安全作業標準中，是否有考慮及結構安全或結構穩定性之防護，以避免不適合的拆除順序，使結構在過程中發生不穩定而側翻、倒塌等會造成職災的意外？
2. 第6-46頁，安全作業標準(3)職業安全衛生，建議在進行各項作業前，應建立一套風險評估作業，辨識在該項作業有可能發生之職安危害事件之樣態，以及規劃降低、消弭此等危害的措施，經管理人員核定後始得進行。
3. 第6-47頁，安全作業標準中雖針對通風與過濾作出原則性因應，但個人安全防護部份，建議仍應列入粉塵防護之個人護具，有需要時必須使用。另是否會有侷限空間作業的可能，有的話也應列入職安衛規定中。對於作業人員，是否有相關程序或規定針對其安衛防護需經一定的訓練考核？

第一回合審查意見答復

1. 除役廠房結構拆除作業之安全作業標準係依據現行國內相關法規規定，如「建築法」、「建築物拆除施工規範」、「職業安全衛生法令」或其他相關安全法規等進行管理。台電公司未來會以作業安全為至高原則，研擬作業人員安全管制措施，並擬訂程序書供作業人員依循。廠房建築物拆解主要原則係由上而下、由廠房外側往內拆除，而其構件(樑、柱、樓板、牆等等)拆解則考量結構強度及人員安全的原則進行拆除。
2. 本公司核三廠運轉時期已依程序書(風險管理指引)、(整體風險管理作業程序書)，建立具風險之事件的因應管理辦法，如：進行風險評估程序，包含風險分析、建立及執行風險減緩或消除計劃、風險狀況追蹤等。
   未來進入除役階段後，亦可參照上述程序書持續修訂及精進。
   另，核三廠已取得我國 TOSHMS 驗證，可符合 CNS 45001及相關法令規定，有助於提升風險管控能力。
3. 除役時工作人員將參照本公司核三廠現有之作業程序(如：人員與設備安全衛生管理，亦包含侷限空間作業)進行作業。同時，工作人員必須接受工安或相關訓練以保護個人作業安全。前述訓練課程已列為承包商進廠訓練及本公司人員各階段訓練課程內容。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
3.有關粉塵防護之個人護具，是否有相應的安排？ 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.未來核三廠執行除役拆除作業時，將參照核三廠現行程序書(人員與設備安全衛生管理)擬定相關防護措施，如：提供適當的安全防護具（護目鏡、面罩、活性碳過濾防護器具等），若需要時，依工作需求另外提供特殊的呼吸與空氣冷卻系統，使除役任務的執行能保持在安全及可接受的工作狀況下。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**06-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B08	二、(四)	6-51,60,61, 117, 118	結案
第一回合審查意見					
1. 第6-60頁，關於「建築物除污技術」之最後1段所載：「...如果需要光滑的表面(例如建築物可能會被再利用)，必須採用重新覆蓋混凝土表層或其他使表面光滑的處理。」請使用土木工程術語詮釋修正文字內容。 2. 第6-61頁，第1段所載「除役常見之混凝土表面除污技術，請參考本計畫第八章、一、(二)、B 節」，請確認所參考章節之正確性。 3. 第6-51頁，有關系統管路拆除原則部分，如何確認欲拆除之管路為何種氣體或液體？壓力狀況為何？對應之施工法是否會有所不同？ 4. 第6-117、118頁，表6-6接觸電弧金屬切割的相關性能參數與表6-7接觸電弧金屬研磨的相關性能參數，請確認其二次廢棄物有無金屬材料碎屑。					
第一回合審查意見答復					
1. 在污染物穿透表層材料的情況下，可能需要做進一步的處理。大部分的混凝土表面移除技術留下的表面光滑度並不理想，若建築物有再利用之考量，將依照「行政院公共工程委員會施工綱要規範-混凝土表面修飾」相關規定辦理，以恢復混凝土表面光滑度，已修訂本段相關內容敘述，詳如附件06-019-01-A 所示。 2. 經確認，此處為誤植，已修訂為第八章、一、(二)、3、B 節，詳如附件06-019-02-A 所示。					

3. 核三廠系統管路已有針對內容物類別不同以不同顏色作標示(如：紅色表示消防管路、藍色表示海水管路、黃色表示油管等)，故可依據原內容物不同進行管理，且系統管路拆除前皆會將管路內容物及可能蓄積之壓力洩除後，才進行拆除。 4. 經確認，該兩項切割技術均會產生金屬材料碎屑廢棄物，已修訂表6-6相關內容之敘述，詳如附件06-019-04-A所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(四)；表6-6；表6-7
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**06-020**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、B16	二、(二)	6-46, 54	結案
第一回合審查意見					
1. 二、(二) 7.(1)「活化組件中的生物屏蔽是由混凝土鋼板及鋼樑所組成，而混凝土的拆除與清理工作可能會產生大量的粉塵，故需注意相關通風與過濾需求。」考量防止污染擴散與人員防護等措施，請補充說明對於拆除與清理工作可能會產生大量的粉塵之處置措施與作為。 2. 二、(三)3.有關放射性污染桶槽(2)拆除程序，請說明風險評估事項及防護措施，是否建立相關安全作業標準與程序書。 3. 若廠房具有高度輻射污染性且除污不易，是否有必要進行拆除？ 4. 除污過程中的污水要如何處理？是否有污染土壤與地下水的疑慮？					
第一回合審查意見答復					
1. 作業過程將使用吸塵設備或以水沖洗等不致發生粉塵飛揚之方法，減少室內作業場所之地面粉塵。對粉塵作業場所實施通風設備運轉狀況、人員作業情形、空氣流通效果及粉塵狀況等隨時確認，並採取必要措施。必要時可提供作業人員適當之呼吸防護具。 2. 本除役計畫第七章已針對除役作業活動潛在之輻射意外事件進行安全評估，包括：(一)除污意外(二)拆除意外(三)吊卸意外(四)低放射性廢棄物包件意外(五)低放射性廢棄物暫存之意外(六)低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外(七)廢液處理系統之桶槽破裂意外(八)廢氣處理系統失效意外。相關作業可參考核三廠現有900系列程序書(輻射防護作業程序)辦理，本公司會於執行相關作業前確保已有完善之安全作業標準及程序書。 3. 依目前規劃，若1 m 以下廠房結構物受放射性污染，且無法完全除污時，將於廠內各項拆除及改善措施(例如除污、刨除等)完成後，進行改善輔助偵檢作業，如發現不符合廠址外釋標準時，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，以確認符合廠址外釋標準。

4. 有關除污過程所產生之廢液，參考核三廠運轉期間已有的相關處理經驗，除役期間若有放射性廢液產生，將先進行前處理，再以廠內廢液處理系統或簡易式廢液處理設備處理，以去除大部分放射性成份及有害物質，達到廢液排放標準，方可排放。前述廢液排放時必須符合相關法規，包括原能會「游離輻射防護安全標準」，以及環保署「放流水標準」暨水污染防治相關法規。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.生物屏蔽活化組件拆除之作業過程，以水沖洗方式使不致發生粉塵飛揚或減少室內場所之地面粉塵，然此法是否可能造成二次污染或導致污染擴散?請再檢視後澄清說明。

2.桶槽拆除程序風險除第七章所列潛在之輻射意外，請就二、(三)考量因素之空間限制與有毒物質(如鉛金屬)等，澄清說明風險評估、防護措施及是否建立相關程序書。

3.請補充說明地表以下1m 具有高度輻射污染性廠房之處置方式。

4.為避免污水有可能流到外部未被污染的下水道系統，請考量在污水流經的下水道系統設置污水蒐集池來處理。

第二回合審查意見答復

1.若生物屏蔽拆除過程中，須以水沖洗來做為粉塵抑減方式，初步規劃可利用地面洩水收集槽來收集廢水，以避免二次污染，但仍須視實際作業情況而調整。

2.桶槽初步規劃於房間內，直接採現地切割處理，為避免污染擴散，須設置隔離帳篷及負壓通風系統，必要時，也可提供作業人員適當的安全防護具（護目鏡、面罩、活性碳過濾防護器具等）。

若切割位置因受空間限制，有侷限空間作業之情形，將提供作業人員氧氣呼吸器、照明設備（強力照明手電筒）等必要設備。

另為避免鉛危害，若桶槽表面之油漆成分如果含有鉛金屬，拆除工法及防護措施必須確保在低於鉛金屬的容許曝露濃度(Permissible Exposure Limits , PEL)之環境下工作，並避免採取熱切割方式進行切割。為使桶槽切割作業能夠順利執行及確保人員安全，將於作業前完備相關程序書，使現場作業人員有所遵循。

3.1 m 以下廠房結構物受放射性污染，且無法完全除污時，將於廠內各項拆除及改善措施(例如除污、刨除等)完成後，進行改善輔助偵檢作業，如發現不符合廠址外釋標準時，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，以確認符合廠址外釋標準。

4.核三廠運轉時期已既有廢液處理系統，並可視除役作業需要再改建或設置所

需的部分，如此可以有效縮短除役時程及減少除役成本，直至除役拆廠階段之後期才拆除現有的處理系統。

廢液處理系統其程序主要為收集、處理、儲存全廠放射性廢水。於作業期間產生之放射性廢水，將先收集到分佈在電廠各廠房的集水槽，再以泵經管路傳送到廢液處理系統的大收集槽，並經過處理以去除大部分放射性成份及有害物質，達到廢液排放標準及符合相關法規，包括原能會規定之法規「游離輻射防護安全標準」，以及環保署所規定之法規「放流水標準」暨水污染防治相關法規，方可排放。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**06-021**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B05	一、(一)~(三)	6-6,12,72,73,76,116	結案

第一回合審查意見

1. 第6-12頁，「進行反應器壓力槽及內部組件拆解準備」，依工作編碼1.2.5項(以及工作編碼1.2.6項)均約2.5年，請說明此二項目之工作內容，並增列入表6-2備註欄。其他各項工作編碼亦請檢視後，在表6-2備註欄增加相關說明。
2. 第6-6頁，「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(1.2.4)」。在第四章並無此"初步"廠址特性調查結果，請澄清。核三廠工作編碼1.2.4項期程約4.5年，請增加1.2.4.x 之規劃內容，並說明與核二廠工作編碼1.1.3項(名稱為輻射特性調查)期程約6年，在規劃做法之差異。核二、三廠用不同工作名稱，請說明實質工作內容之差異。
3. 第6-72頁，除污作業(1.2.3)、廠址特性調查(1.2.4)之期程重疊，請說明工作編碼1.2.3項對1.2.4項結果之影響。
4. 第6-72頁，工作編碼(1.3.1.1.1)、(1.3.1.2.1)之開始時間為115.8.1，請說明在此日期之前的準備工作。
5. 第6-73頁，工作編碼(1.4.1~1.4.4)之期程均較工作編碼(1.4)有不同程度的滯後，請說明在各工作編碼(1.4.1~1.4.4)開始日期之前的準備工作。
6. 第6-72~6-73頁，除役過渡階段是最早開始的階段，應提出較詳細的規劃說明，至目前所提出的更下一層或二層的工作編碼；請針對除役過渡階段的工作編碼(例如，工作編碼1.1.2、1.1.4、1.1.5、1.2.2~1.2.6、1.4.1~1.4.4等)，增加較詳細的規劃(例如，工作編碼1.3.1.1、1.3.1.2)並修訂作業排程圖。

7. 第6-76頁，工作編碼(2.4.14.2)，除役許可及審核作業，審核作業非台電公司職權，請修正。另工作編碼(2.4.14)，既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業完成後，請說明與本除役計畫之關係與影響。
8. 第6-114頁，表6-2除役拆廠階段第2.4.14.1及2.4.14.2項提及工作項目之說明，請再加以澄清。

第一回合審查意見答復

1. 有關1.2.5工項「反應器壓力槽及內部組件拆解準備」，因屬除役重要關鍵工作，故於準備期間，需規劃拆除方案、採用機具、拆除細節及現場動線等，如有需採購或研發者，亦得於本階段規劃設備規範。另有關1.2.6工項「圍阻體廠房除役需求系統調整」，屬圍阻體廠房內的作業，各系統設備因應後續拆除作業進行，優先進行系統隔離停用或修改，將參考審查意見將1.2.5、1.2.6的工作說明加入表6-2，但部份工項可由工項名稱或子工項知其工作內容，擬不於表6-2逐項說明。
2. 核三廠除役計畫「廠址特性調查」工作內容，與核二廠除役計畫之「輻射特性調查」並無顯著差異，為免誤解，本段文字刪除「初步」字眼，詳附件06-021-02-A。有關「廠址特性調查」執行時程，核三廠除役計畫第六章之規劃期程為114年1月1日至119年12月31日，共計約6年時間，其中特性調查計畫準備及撰寫約2.5年，特性調查計畫提報及修訂約0.5年，特性調查作業執行約3年，與核二廠除役計畫「輻射特性調查」作業執行時程110年12月28日至116年12月31日，共計約6年時間比較，並無顯著差異。
3. 依目前規劃，兩作業皆預計自114年開始，除污作業準備歷時約一年，於115年開始實際執行；而廠址特性調查作業準備歷時約3年(含調查計畫準備、撰寫及修訂等作業)，實際調查作業於117年開始；本公司目前正檢討此兩項作業彼此間之關聯性，檢討後必要時將再對作業時程進行調整。
4. 該兩項工作屬廢棄物處理及貯存設施，故須向大會提出執照申請，於申照前，須執行公司內部設計及採購作業，並備妥相關設計文件，才得以向大會提出申照。
5. 依核一廠除役經驗，於進行實質拆除前，須向相關機關申請相關文件，如水保作業、逕流廢水作業等，另涉及發包工項者，亦須於作業前先行準備相關採購文件，以利後續發包進行，該些作業將於1.2.1「設施停止運轉」完成後(115年7月31日)陸續進行，各項文件獲主管機關同意後再開始執行實質拆解作業。
6. 目前本除役計畫規劃階段僅列出高階層工項，未來進入除役階段後，將可參考核一廠及核二廠經驗，擬定更具實務執行時間之排程，同時可透過定期的除役計畫審視及修訂，使除役計畫符合執行現況。
7. 依審查意見，將工作項目2.4.14.1及2.4.14.2的工作名稱分別修改為「既有低放射性廢棄物貯存庫除役計畫準備」及「既有低放射性廢棄物貯存庫除役許可及送審作業」，修訂如附件06-021-07-A。而既有低放射性廢棄物貯存庫除作業完成後，該建物則視未來本公司經營管理需要拆除或保留，並配合核三廠除役計畫進程，於適當時機申請解除管制。

8. 因既有低放射性廢棄物貯存庫具備獨立執照，又貯存設施之除役年限與核能電廠除役年限有別，為使貯存庫與電廠二號機同步完成除役作業，故需往回推算除役開始時間，又依此時間規劃除役計畫準備及除役許可審核時間，以利安排後續放射性廢棄物運貯及拆除作業，為使工項名稱與工作內容更為明確，第2.4.14.1工作內容擬修改為「準備低放射性廢棄物貯存庫除役計畫，本計畫...」，第2.4.14.2工作內容擬修改為「向主管機關申請既有低放射性廢棄物貯存庫除役許可，取得許可後開始執行除役作業」，修訂如附件06-021-8-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)；表6-2；圖6-3~5

第二回合審查意見

1.答復說明"將參考審查意見將1.2.5、1.2.6的工作說明加入表6-2"，請提出Markup。表6-2多項工項備註欄之內容為 NA，請重新檢視內文、排程圖與表6-2，並再增加工項細節或各工項時程規劃之詳細說明。

2.

(1)1.2.4項從114年1月開始，至115年7月設施(2號機)才停止運轉，本項在表6-2備註欄之內容為 NA，應重新檢視內文、排程圖與表6-2並再提出清楚之細節說明(請將本項答復或視需要提出更詳細說明納入)。

(2)第6-77頁，工作編碼(3.4.1)最終輻射偵測由135年2月開始，於136年1月底完成，開始之時，工作編碼(3.1.1~3.1.8)尚未完成，另工作編碼(3.3.1~3.3.2)亦未完成，在拆除作業尚未完成即開始最終輻射偵測，如何確認可獲得正確之最終輻射偵測結果，請檢討修正。另工作編碼(4.1.1)僅有2個月期長，請說明此2個月內規劃拆除之廠房建築物。

3.請將本項答復或視需要提出更詳細說明納入表6-2備註欄；另答復說明"本公司目前正檢討此兩項作業彼此間之關聯性"，請重新檢視內文、排程圖與表6-2並再提出檢討之結果。

4.工作編碼(1.3.1.1)開始時間較工作編碼(1.3.1.1.1)、(1.3.1.2.1)提早約2年，請重新檢視內文、排程圖與表6-2並再增加下一層級之工作編碼說明。

5.工作編碼(1.4)開始時間較工作編碼(1.4.1)~(1.4.4)提早約半年至數年不等，請重新檢視內文、排程圖與表6-2並再增加下一層級之工作編碼說明。

6.請針對除役過渡階段的工作編碼補充增加到相同層級的詳細情形。綜合以上的審查意見，表6-2備註欄之內容不宜為 NA，請重新檢視內文、排程圖與表6-2並再增加該項之相關說明，或雖為不同項但有關連性(例如1.1.6與2.1)之說明。

7.本項答復說明"於適當時機申請解除管制"，與第8小題所提"既有低放射性廢棄物貯存庫除役許可"，請澄清與完成除役計畫之後，申請解除除役管制之關係。

除以上第1~7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 除役計畫內容調整如附件06-021-01-B。
2. 特性調查計畫準備及撰寫約2.5年，自114年1月即可開始執行。
3. 因輻射特性調查作業目的之一係評估拆除作業對工作人員所造成之劑量，而實際進行拆除作業將於系統除污後，故於時程安排上將先進行系統除污作業後，再進行輻射特性調查，該評估值應較符合實際之拆除作業造成之工作人員劑量。
4. 主要為申照準備作業，納入 WBS，除役計畫內容修改如附件06-021-04-B。
5. 主要為拆除準備作業，納入 WBS，除役計畫內容修改如附件06-021-05-B。
6. 1.1.6及2.1.1工作名稱即為工作內容，其為連續工項，納入表6-2說明，除役計畫內容修改如附件06-021-06-B。
7. 依本公司目前規劃，既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業會於133年7月前完成，並在完成既有低放射性廢棄物貯存庫完成除役作業後六個月內，即會依「放射性物料管理法施行細則」第19-1條將低放射性廢棄物貯存庫之除役完成報告，報請主管機關檢查並核准後，解除該貯存庫的除役管制，亦即該貯存庫不可再做為用於貯存低放射性廢棄物使用，但由於貯存庫位於核三廠廠址內，在核三廠除役作業完成前，仍屬於游離輻射防護法規所定義的監測區，且依目前核三廠廠址歷史評估作業的結果，該貯存庫所在區域屬受輻射影響區，故核三廠全廠除役作業完成前，該貯存庫(如果建物保留)或空地(如果建物拆除)將會需執行最終狀態偵檢，確認符合廠址使用劑量標準後方可併同核三廠其他非保留區解除管制，完成核三廠除役作業，並針對原廠址進行再利用。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖6-1~6-4；表6-2

第三回合審查意見

1.本項移由 RAI 06-003-4(3)做追蹤，本項先行結案。
2.
(1) 1.2.4項規劃為114年初至119年底共6年，請提出並納入下一層級規劃之細項。並提出114年1月至115年7月(2號機停止運轉)期間之規劃，請將相關答復說明納入表6-2。
(2) 第6-77頁，工作編碼(3.4.1)最終輻射偵測由135年2月開始，於136年1月底完成，開始之時，工作編碼(3.1.1~3.1.8)尚未完成，另工作編碼(3.3.1~3.3.2)亦未完成，在拆除作業尚未完成即開始最終輻射偵測，如何確認可獲得正確之最終輻射偵測結果，請檢討修正，並將相關答復說明納入表6-2。
(3) 4.1.1項僅有2個月期長，請說明此2個月內規劃拆除之廠房建築物，並將相關答復說明納入表6-2。
(4) 3.4.1項若因有3.3土壤整治之需，在136年7月31日完成，同時間亦完成3.4.2及3.4.3項並不合理，請一併釐清並將相關答復說明納入表6-2。
3.請依據第二回合之原審查意見「請將本項答復或視需要提出更詳細說明納入表6-2備註欄”；另答復說明“本公司目前正檢討此兩項作業彼此間之關聯

性”，請重新檢視內文、排程圖與表6-2並再提出檢討之結果」提出答復說明。

4.請再檢視工作編碼(1.3.1.2)開始時間，以適切涵蓋工作編碼(1.3.1.2.1)，並將相關答復說明納入表6-2。

7. 除役計畫第9章敘述「核三廠現有...低放貯庫規劃與全廠除役一併執行完成，所有貯存之14,397桶低放射廢棄物將移至二號低放射性廢棄物貯存庫」(第9-46~47頁)，另於除役計畫第6章提出121年開始準備既有低放貯庫除役計畫，進行設備拆除及建物除污等規劃(WBS 編號2.4.14)。查放射性物料管理法，放射性廢棄物處理或貯存設施除役與核子反應器設施除役合併辦理者，應報請主管機關核准。請提出第6章既有低放貯庫除役規劃之依據，並檢討WBS 2.4.14項之適切性，或考量是否將 WBS 2.4.14項移除，並將既有低放貯庫改列為保留區。

除以上第2、3、4、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.

(1) 增加1.2.4.1「特性調查計畫準備與撰寫」、1.2.4.2「特性調查計畫提報及修訂」、1.2.4.3「執行輻射特性調查」等工項及作業內容說明。有關輻調計畫時程，114/1/1~116/6/30 為「特性調查計畫準備與撰寫」，雖該段時間與「設施停止運轉」部分時間重疊，但不影響輻調作業規劃，故114年1月至115年7月依原先規劃為進行「特性調查計畫準備與撰寫」，與二號機運轉期間重疊的區間，以不影響二號機運轉為前提。

(2) 工作編碼(3.1.1~3.1.8)為統一劃分之建築物拆除時間，而實際拆除順序將依屆時規劃而有所差異，故最終輻射偵測將依拆除順序採分區量測方式進行；另考量如有土壤整治需要，則須於土壤復原及改善輔助偵檢完成後，再進行最終輻射偵測，故將調整最終輻射偵測時程為135年2月1日~136年7月31日，將土壤整治時間調整為135年8月1日~136年1月31日；最終輻射偵測計畫中將提出詳盡分區工作規劃，避免同時間執行的拆除、整治及偵測作業彼此干擾；另已刪除原誤繕之3.4.2工項，並將原3.4.3「除役後之廠址環境輻射偵測報告準備」項次調整為3.4.2。

(3) 4.1.1工項為針對主要拆除範圍外之建物進行拆除，雖然本公司目前規劃主要拆除範圍外的建物以保留為原則，但未來仍有可能因除役作業需求或本公司其他電力事業用途而針對該些建物進行拆除，故列出此工項，但目前無法詳述會拆除哪些建物，但考量主要拆除範圍外之建物結構較為簡單且非受輻射影響，兩個月的期長應足以完成。

(4) 已刪除原誤繕之3.4.2工項，並將原3.4.3「除役後之廠址環境輻射偵測報告準備」項次調整為3.4.2，若於136年7月31日未能完成「廠址環境輻射偵測報告」，將持續於4.3.1「文件準備作業」進行該項工作，相關敘述可見表6-2。

本題修訂之內容併於附件06-003-04-C。

3. 已於表6-2之1.2.3備註欄敘明作業包含準備及執行除污，且除污作業應於特調作業執行前完成。有關兩項作業關聯性部分經檢討後說明如下：因輻射特性調查作業目的之一係評估拆除作業對工作人員所造成之劑量，而實際進行拆除作業將於系統除污後，故於時程安排上將先進行系統除污作業後，再進行輻射特性調查，該評估值應較符合實際之拆除作業造成之工作人員劑量，修訂內容併於附件06-003-04-C。
4. 遵照辦理，修訂內容併於附件06-003-04-C。
7. 核三廠低貯庫目前執照效期至120年10月，依物管法相關規定，本公司應於運轉執照屆期前申請除役許可或展延運轉期限，故本公司目前規劃依「放射性物料管理法」第9條第三項規定，於目前執照屆期前兩年(118年10月)向大會申請換發執照，如蒙大會許可核准更新執照，本公司將再依「放射性物料管理法」第14條第一項規定，擬訂「核三廠低放射性廢棄物貯存庫除役計畫」，另案報請大會核准，以便於換發後執照效期屆期(預計為130年10月)前取得核三廠低貯庫除役許可，並依該計畫核准內容實施核三廠低貯庫除役作業，預期139年5月後，核三廠低貯庫可不再受相關法規管制(即核三廠除役完成後，核三廠低貯庫預期不會繼續持有運轉執照)，故擬不將核三廠低貯庫列入核三廠除役完成後的保留區；核三廠低貯庫除役作業與本計畫所載之核三廠室內乾式貯存設施建置及二號低放射性廢棄物貯存庫建置相同，皆非與本計畫併案辦理，但考量該些設施建置或除役作業時程可作為本計畫低放射性廢棄物貯存相關時程參考(例如：低貯庫設備拆除與拆除各廠房中受放射性污染的設備組件工作性質類似，工作時程應盡量安排接近，相關資源才能集中運用)，且「核子反應器設施除役計畫審查導則」第六章、(三)1.(3)內容亦提及，「申請者在規劃除役各階段之時程，亦須說明考量國內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結果」，故本公司認為有必要於本計畫交待該些設施當前的建置或除役時程規劃，核三廠室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫之建置時程及核三廠低貯庫除役時程，雖已初步規劃並載於本計畫 WBS，未來仍應以另案申請且奉大會核發或核准之核三廠室內乾式貯存設施建造執照、二號低放射性廢棄物貯存庫建造執照及核三廠低貯庫除役計畫所載時程為準，屆時本公司將再就該些時間點與本計畫 WBS 之差異進行除役計畫檢討修正，而再行檢視目前除役計畫內容後，發現僅於 WBS 工項2.4.14提及既有低貯庫除役作業部分與放射性廢棄物處理時程相關之規劃，並未於內文針對既有低貯庫除役作業將另案向大會申請之規劃進行描述，亦未明訂完成除役之時間，確實會讓讀者誤會本公司於核三廠除役完成後，有持續運轉既有低貯庫之可能，故本公司擬於除役計畫第六章增加既有低貯庫除役規劃相關說明，詳附件06-021-07-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)2.；圖6-1~6-7、表6-2

審查總結回合意見

2.、3.、4.同意答復。
7.盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。本項列入重要管制事項。

意見編號	06-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、B01、B16、F06	一~四	6-2,8~11, 21,61,72~78	結案

第一回合審查意見

1. 第6-61頁及6-62頁部分單位以 ft 表示，宜附註公制。
2. 請說明圖6-35反應爐冷卻水系統之右圖照片及圖6-38緊急爐心冷卻系統之下圖照片之目的為何，請補充照片示意說明。
3. 表6-17，C.S.及 S.S.係指何種材質？請加備註說明。表頭為「有放射性污染之桶槽彙整(以廢料廠房為例)」，為何是舉例，不列出所有桶槽？
4.
   (1) 第6-8頁，第1段所載「...廢棄物處理與貯存設施準備與興建、汽機廠房、輔助廠房相關設備拆除作業、...」及最後第二段所載「...執行除污作業準備、除污作業規劃、一、二號機系統化學除污、廠房結構初步除污...」，請編修標點符號與字句。
   (2) 第6-9頁，最後第二段所載「...執行廠房與設施及機電發包、編撰安全評估報告與進行建物、機電及設備製造、試運轉等作業。...」，請編修標點符號與字句。
   (3) 第6-10頁，第1段所載「...編撰安全評估報告、用過核子燃料池島區的SAR/TS 修改及審查與進行建物、機電及設備建置等作業。...」，請編修標點符號與字句。
   (4) 第6-11頁，關於「除役拆廠階段」各項任務部分，其餘任務皆有任務名稱，唯第(1)項沒有，請補充任務名稱(如:除役作業準備)。
   (5) 第6-21頁，關於「金屬的冷切割技術」的剪切，編號格式有誤，請修正。
5.
   (1) 第6-2頁：「核三廠機組運轉執照屆"其"後」，請修訂。
   (2) 在第六章「用過核子燃料池」出現30次，請將第五/七章及所有章節均納入考量，並請修訂採與核三廠一致之用字。
   (3) 圖6-1~圖6-7之編排，與一般報告做法不符，請再檢視確認。
   (4) 參考文獻第2項，「核二廠除役計畫」，請確認是否為修訂版？

第一回合審查意見答復

1. 經查，單純表示長度之處已使用公、英制併列，單以 ft 或英吋標示處，係配合建廠時建築土木圖面資料表示建物所在高程(EL.)，並非表示長度，建議不更改。

2. 經確認，並無其必要性，為避免混淆，已修訂移除，詳如附件06-022-02-A。
3. C.S 係為 carbon steel(碳鋼)之縮寫；而 S.S 係為 stainless steel(不鏽鋼)之縮寫。已於表6-17下方新增備註，詳如附件06-022-03-A。另因核三廠內受污染桶槽眾多，且桶槽拆除切割規劃原則大致相同，故此處列出污染程度較高的桶槽僅係作為參考。
4. 已配合意見進行修訂，詳如附件06-022-04-A。
5. 答復說明如下：
   (1) 已配合修訂，詳如附件06-022-05-A。
   (2) 遵照審查意見，如指稱燃料池，將統一使用「用過燃料池」，如指稱用過燃料，將統一使用「用過核子燃料」，因本項修訂變動較大，擬待清稿階段併修訂。
   (3) 已參照審查意見修訂，詳如附件06-022-05-A。
   (4) 經確認，109年10月20日之版本並非修訂版。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：全文

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**06-023**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	一、三、四	6-1,6,57,68,69	結案

第一回合審查意見

1.
(1) “核三廠除役各階段工作時程規劃，請參考本計畫第一章、圖1-2”，第一章圖1-2為廠區平面圖；圖1-2應為圖1-1。
(2) 第6-6頁，(2)-(4)項後( )內的編號如(1.2.3)是參照哪裡，請予標示。
(3) 第6-57頁，“蒸汽產生器是直立式的 U 型管熱交換器...送往汽機作功發電。(詳圖6-39)”，圖6-39只有一個蒸汽產生器的外觀示意圖，沒有文中所述的各項細節，建議(圖6-39)去掉詳字，同時移置本段一開始的“蒸汽產生器”後。

2. 第6-68頁，三、結語，“本公司已將待拆除系統/設備/組件/結構等基本資料進行初步彙整，並規劃可行之拆除方法，以及所需採行之安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散之設計，供未來實際執行拆除作業時，細部規劃之參考。”上述提到的彙整，是否有附在本除役計畫適當之章節或附錄？

3. 本除役計畫所參考國外的文獻，只有一篇為2014年，算是較新的文獻，其餘都是10年甚至20年以上的舊文獻，是否應納入較近期國外有關除役的實務經驗，尤其拆除、切割相關之商業技術等資料？
第一回合審查意見答復
1. 答復如下： (1) 已配合意見進行修訂，詳如附件06-023-01-A。 (2) (2)-(4)項後( )內的編號如(1.2.3)係參照表6-2，以供比對。 (3) 已配合意見進行修訂，詳如附件06-023-01-A。 2. 此處所指之彙整，即為本章節之內容。 3. 依近年國外電廠除役經驗，大多電廠將作業成本、工期、人員經驗及施用機具等相關因素納入評估後，最後仍採用較為成熟的技術，故本章節即是參考國外較為成熟之技術編撰而成。但本公司仍會持續參考國際間的最新技術，並評估是否可採用。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一
第二回合審查意見
同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第七章　除役期間預期之意外事件安全分析
(已結案42項，共42項)

意見編號	07-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01		7-1~2	結案

第一回合審查意見

有關本章「前言」部分，請就以下審查意見說明：

1.第7-1頁提及「若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入」，惟依核管法規定除役應採取拆除之方式，請檢討與法規之符合性並修訂報告內容。

2.除役計畫第5-7頁，提及用過燃料池島區整備期間「進行用過核子燃料池相關之系統、設備新增與修改，將確保一串用過核子燃料冷卻系統之熱移除能力足夠處理用過核子燃料池衰變熱且有相當餘裕時，才停用部分系統功能，同時保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全」。而在第7-2頁，「與燃料相關的意外分析，將以用過核子燃料池島區開始運作時間作為分析起始點」，並未涵蓋島區整備期間僅有一串冷卻系統之熱移除能力，請澄清其適切性。

3.第7-2頁敘述「安全分析著重於輻射安全影響相關之意外事件」，針對本章所提不同階段各項安全分析報告，請列表逐項說明該報告係沿用或修訂原有報告，並說明是否會納入 DSAR？或將該報告另案提交本會送審？以及提交不同階段各項安全分析報告之規劃期程。

第一回合審查意見答復

1. 7-1頁第二段「人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入)」，該段文字係舉例說明除役意外事件須考量之人為事件有哪些，且在7-1頁第四段「核三廠除役作業規劃係依據我國相關法規規定，採立即拆除之策略」，可知核三廠確實依核管法規定，採立即拆除方式進行除役作業。為避免造成誤會，擬於報告內補充說明核三廠依「核子反應器設施管制法」第21條之規定，採取拆除之方式進行除役工作；並依「核子反應器設施管制法施行細則」第16條之規定，於取得原能會核發之除役許可後，25年內完成除役作業。詳如附件07-001-01-A所示。

2. 核三廠在島區整備階段會保持兩串冷卻系統可用，核三廠用過燃料池平時只要運轉一串冷卻系統就足夠移除所有的衰變熱，島區建置整備期間仍沿用營運期間之管制，若有設備安全等級重新分類將另案向大會申請。因此在用過核子燃料池島區開始運轉前，除了獲得原能會核可之變更或豁免個案外，相關系統與設備將沿用營運期間相關規範，而本章與燃料相關所新增的意外分析，將以用過核子燃料池島區開始運作時間作為分析起始點。

3. 本章提及安全分析報告列表如下：

報告名稱	修訂狀態	是否納入除役期間安全分析報告(DSAR)	陳報期程
核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告	新增	否，另案提送	預計118年
用過燃料池島區專案評估報告	新增	是	預計113年
「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故）安全評估報告	沿用	否	106年核備
用過核子燃料池臨界安全分析報告	沿用	否	89年核備
核三廠用過燃料池完整性評估報告	沿用	否	108年核備

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：前言

第二回合審查意見

1.答復說明指"該段文字係舉例說明除役意外事件須考量之人為事件有哪些"，然而台電公司雖採立即拆除策略，但除役期間可達約25年，仍需將人為闖入納入考量，請修訂相關說明。

2.

(1)「核三廠在島區整備階段會保持兩串冷卻系統可用」之答復說明，請修訂相關說明並納入有關支援系統。

(2)答復說明指「核三廠在島區整備階段會保持兩串冷卻系統可用，核三廠用過燃料池平時只要運轉一串冷卻系統就足夠移除所有的衰變熱」，故在用過燃料池島區運轉期間亦應維持有兩串冷卻系統可用，並且只要運轉一串冷卻系統就足夠移除所有的衰變熱。

3.所提沿用之報告，請說明在除役期間相關報告之適用性，以及該報告安全分析之情境已能適切涵蓋除役期間之事件。

第二回合審查意見答復

1. 7-1頁第二段「人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等，若除役策略採延遲拆除，則另需考量人為闖入)」文字不夠精確，審查意見所提除役作業可達25年，應將人為闖入納入考量，而核三廠除役期間保安相關之入侵或破壞事件已在除役計畫第十四章保安措施中考量，第七章第八、(六)節已針對人為破壞進行評估，擬修改上述文字為「人為事件(如飛機撞

擊、爆炸、火災、電力喪失、人為破壞、入侵等)」。詳如附件07-001-01-B所示。

2. 第1回合係就「意外分析未涵蓋島區整備期間僅有一串冷卻系統之熱移除能力」進行答覆，故僅說明核三廠在島區整備階段會保持兩串冷卻系統可用，且只要運轉一串冷卻系統就足以移除所有衰變熱。本次答覆補充說明用過燃料池冷卻系統在島區運轉階段仍可以維持運轉一串即可移除所有衰變熱之能力。

3. 「核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告」、「用過燃料池島區專案評估報告」為新增報告，分析條件與狀況將考量核三廠除役情境。

「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論（主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故）安全評估報告」係引用其評估方法，改以除役之情境進行用過燃料池燃料吊運事故之劑量評估。

「用過燃料池臨界安全分析報告」係原能會於89年核備之核三廠使用新型核燃料 VANTAGE+申請案，台電公司提交之附件安全分析報告，因核三廠用過燃料池在除役階段仍將維持正常貯存時硼酸濃度大於650ppm，燃料挪移操作時硼酸濃度大於1,350ppm，且平時運轉時皆保守維持在2,000ppm以上，故該報告評估結果仍可適用。

「核三廠用過燃料池完整性評估報告」係引用報告中用過燃料池結構耐震能力之敘述，以及因應福島事故地震風險再評估得到之高信心低失效機率耐震能力 g 值，有關核三廠用過燃料池完整性再評估將待大會審查及核備後進行除役計畫之修訂。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：前言

第三回合審查意見

2.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

3.

(1)各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。

(2)請將答復說明“有關核三廠用過燃料池完整性再評估”修訂為“有關「核三廠用過燃料池完整性再評估」報告”。

除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.遵照辦理。

3.

(1)遵照辦理。

(2)修訂第二回合答覆文字為「...有關核三廠用過燃料池完整性再評估報告將待大會審查及核備後進行除役計畫之修訂」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

總結回合審查意見

2.、3.同意答復。

意見編號	07-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B02	一(一)	7-3~5	結案

第一回合審查意見

1. 本報告中所看到的風險分析均係定性分析，請補充定量風險值或參考國外經驗(如引用其風險經驗等)？
2. 第7-3~5頁，核三廠除役期間用過燃料池仍有燃料階段，請說明建立量化風險評估模式之規劃。

第一回合審查意見答復

1. 依據美國核管會於2001年提出之第1738號報告 NUREG-1738(Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants)，該技術報告針對除役電廠用過燃料池(SFP)所評估之9項肇始事件(地震、重物墜落、惡劣天氣造成喪失外電、電廠及電網因素造成喪失外電、廠內火災、喪失冷卻、喪失冷卻水、飛機撞擊、龍捲風飛射物)及進行風險值量化(詳如下表)，該研究結果顯示，除役後之用過燃料池肇始事件加總的影響，對用過燃料池可能導致燃料裸露的頻率較運轉中電廠風險約小1~2個量級。

Table 3.1 Spent Fuel Pool Cooling Risk Analysis — Frequency of Fuel Uncovery (per year)

INITIATING EVENT	Frequency of Fuel Uncovery (EPRI hazard)	Frequency of Fuel Uncovery (LLNL hazard)
Seismic event [5]	$2x10^{-07}$	$2x10^{-06}$
Cask drop [6]	$2.0x10^{-07}$	same
Loss of offsite power[7] initiated by severe weather	$1.1x10^{-07}$	same
Loss of offsite power from plant centered and grid-related events	$2.9x10^{-08}$	same
Internal fire	$2.3x10^{-08}$	same
Loss of pool cooling	$1.4x10^{-08}$	same
Loss of coolant inventory	$3.0x10^{-09}$	same
Aircraft impact	$2.9x10^{-09}$	same
Tornado Missile	$<1.0x10^{-09}$	same
Total[8]	$5.8x10^{-07}$	$2.4x10^{-06}$

2. 核三廠除役期間用過燃料池仍有燃料期間，本公司將規劃參考上述NUREG-1738技術報告之肇始事件，於機組爐心燃料全數移至用過燃料池前，完成用過燃料池風險評估。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.該 NUREG-1738係2001年出版之研究報告，是否宜適用於國內核能三廠應比較國內和美國核能電廠所處之環境條件不同及設計基準、管制標準及目前之管制立場等現況不同，不宜直接引用，而應有國內分析之數據為宜。請再研提答復。
2.用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復

1.針對第一回合審查意見答覆，擬補充說明如下：本公司將規劃參考 NUREG-1738之方法論並考量核三廠之除役情境及個廠資訊，執行用過燃料池風險評估：另將參照 NUREG-2161(2014年)之分析方法架構，完成核三廠用過燃料池超越設計基準事故風險評估。
2.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.請將答復說明內容加入除役計畫報告。用過燃料池相關風險評估，須納入EPRI 3002002691 “PWR Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework and Pilot Plant Application”報告(2014)相關方法論。
2.核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。
除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.依審查意見將答復說明內容(如下)加入除役計畫報告:
「此外本公司將規劃參考 NUREG-1738之方法論並考量核三廠之除役情境及個廠資訊，執行用過燃料池風險評估：另已參照 NUREG-2161(2014年)之分析方法架構，完成核三廠用過燃料池超越設計基準事故風險評估。」，修訂內容詳附件07-002-01-C。
EPRI 3002002691報告為 EPRI 於2014年6月出版的研究報告，如該報告的摘要所述，有鑑於福島事件凸顯了反應器(Reactor)與用過燃料池(SFP)間之潛在相互影響，譬如於 SFP 冷卻水溢出可能影響爐心冷卻系統、或涉及爐心的嚴重事故也可能影響 SFP 維持冷卻的能力、以及爐心與 SFP 共用支援系統故障可能同時挑戰爐心和 SFP 安全運轉等等，針對這些情境，研發了一個先導的 PRA 模型。惟依據核三廠除役計畫之規劃，核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，EPRI 3002002691先導 PRA 模型有關爐心及

用過燃料池之交互影響的情境不適用於核三廠除役計畫。然本公司仍積極規劃，後續將待用過燃料池島區建置專案(即 SFP 設計修改)經大會審查同意後，參酌 EPRI 3002002691報告中適用於 SFP 的部分，並納入 SFP 島區運轉模式中。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

2.核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，因此爐心模式沿用既有大修模式，原大修模式主要風險來源為爐心燃料之熔損(CDF)，不需考慮用過燃料池冷卻/補水等系統是否有停用，即不論用過燃料池冷卻/補水等系統之組態為何所產生之風險，與爐心燃料毀損之風險相比皆屬為 insignificant，可忽略不計，參考 NUREG-1738報告表3.1所提供的喪失池水冷卻及冷卻水流失之燃料未被水覆蓋發生頻率(FUF)分別為每年$1.4x10^{-8}$、$3.0x10^{-9}$。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一

總結回合審查意見

1.、2.同意答復。

意見編號	**07-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B02	一(一)	7-3~5	結案

第一回合審查意見

1. 請補充說明用過燃料池島區建置案將於何時提出？何時完成？如何配合除役時程？目前規劃用過燃料池島區建置案設計及設備採購時程為何？
2. 第7-3頁，為確保核三廠機組永久停止運轉初期，其吊運事故之禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量符合法規，應針對兩部機同時吊運用過燃料之管制方式，於計畫內容作適當之補充說明。
3. 第7-3頁，除役計畫表7-1提供核子燃料吊卸意外情境下 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果，表7-5提供核子燃料吊卸意外情境下島區控制站內人員劑量分析結果。請說明核子燃料吊卸意外情境下，現場工作人員可能接受之劑量及相關處置及管理規劃方式。

第一回合審查意見答復

1. 建置島區所需相關安全分析準備工作已展開，依本公司目前規劃，用過燃料池島區建置案專預計於113年7月提送大會審查，待審查同意後可進行相關建置作業，兩部機組之島區預計分別於115年7月及116年5月開始運轉。
2. 核三廠在機組永久停止運轉初期，將透過行政管制方式避免兩部機組同時吊運用過燃料。上述文字已補充於報告內，詳如附件07-003-02-A 所示。
3. 燃料吊運掉落事故為假想之除役期間可能發生之設計基準事故，分析方法及主要目的為參考 FSAR 第15章內容，進行控制室人員劑量以及 EAB/LPZ

人員劑量評估，並不會針對現場操作人員進行劑量估算。另於核三廠程序書1305用過核燃料或控制棒搬運緊急事故處理程序中，針對燃料吊運發生掉落事故時，會立即進行撤離並進行管制，並視現場輻射警報及空浮警報進行後續處置，人員撤出後會進行劑量評定，若有超過游離輻射防護安全標準劑量限度情況，則會立即送醫治療。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)

第二回合審查意見

1.用過燃料池島區建置案專案時程應有清楚之規劃，請說明專案時程(島區設計、採購、施工開始、完成、啟用、結束及提出送審時程等)。
2.同意答復，兩部機組吊運用過核子燃料行政管制，本項列入重要管制事項。
除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.依美國核電廠除役經驗及NRC標準審查導則NUREG-2215，新增之島區冷卻系統因衰變熱降低，喪失冷卻的應變時間足以讓運轉員採取修復或採取替代補水措施，確保用過燃料的安全，因此使用商業級產品即可。核三廠一、二號機永久停機1.5年後，啟用新建置之燃料島區，用過燃料池內的衰變熱已顯著降低，即使發生超越設計基準事件，依島區建置的安全分析報告，已有充分救援時間，故可參考美國電廠做法進行燃料池島區運轉。

核三廠燃料池島區之設計變更將分階段進行，主要重點為停用二次側的海水系統、以氣冷式水塔作為島區的最終熱沉，一次側冷卻系統及支援系統的硬體設計(含管路、組件、電力系統、儀控系統、後備冷卻系統)維持不變，只將品保文件變更為非安全等級。接者再視島區實際運轉之需求，分階段新增非安全相關之電力系統、儀控系統、監控室等，以利電廠除役拆廠作業之進行。

目前規劃安全評估及設計概念約需1年，原能會審查約需1年，大會同意後進行細部設計(6個月)及採購(6個月)，安裝施工(1年6個月)，試運轉測試(3個月)。故島區建置相關安全評估預定於112年1月底提送大會審查，島區二次側冷卻水塔啟用時間預定於一、二號機停止運轉後24個月。

2.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.經查NRC標準審查導則NUREG-2215係針對乾貯設施，逕採為用過燃料池島區建置案之參考並不適切。用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。所提用過燃料池島區建置案及啟用等相關時程，應依本會審查結論之要求辦

理，並請刪除本項送審時間(預定於112年1月底)之說明。各階段安全分析報告之提送期程，應依據重要管制事項辦理。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.10CFR50.2定義的安全等級 SSCs 為:(1)確保反應爐壓力邊界完整性；(2)使反應器安全停機並維持在安全停機狀態；(3)防止或減緩設計基準事故下的廠外劑量超過限值。參酌美國除役電廠經驗，除役期間用過燃料池冷卻相關系統已無10CFR50.2所定義的安全功能。
依美國 SONGS 核電廠的 DSAR(ML16357A302)第8章電力系統之敘述，只保留一台柴油發電機，且於喪失外電(LOOP)時需以手動啟動柴油發電機；美國 VY 核電廠的 DSAR(ML15266A272)亦敘明因應 SBO 的柴油發電機或臨近 Vernon 水力電廠(VHS)之電力支援係於發生 LOOP 後手動併入廠內 4160V 匯流排；另依制訂除役電廠監管法規的技術報告(Task 1 Report for User Need NSIR-2015-001，詳 ML16110A432)，該報告以美國 SONGS 和 VY 核電廠作為參考範本所執行的研究分析，其中亦表明於喪失外電時，相較於運轉中電廠的緊急柴油發電機為自動啟動，除役電廠的緊急柴油發電機可從現場或主控制室執行手動啟動，即使緊急柴油發電機啟動失敗而無法供電給冷卻、補水系統，仍可採行其他補水策略(如消防系統、B5b 補水)，維持用過燃料池的安全水位。
以美國 SONGS 核電廠為例，依 NRC 安全評估報告(SER，詳 ML16055A522)審查結果，美國 SONGS 核電廠的安全評估項目分為熱水流分析及池水沸騰之劑量分析，此兩項分析結果均可符合接受標準，故 NRC 同意不用維持安全等級。
核三廠原有的冷卻、通風、電力系統等將依10CFR50.2所定義的 SSC 進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。
有關除役期間，「爐心仍有燃料期間」及「島區整備期間」用過燃料池相關系統應遵循之運轉規定，除役計畫第五章、一、(二)節已有相關敘述，爐心仍有燃料期間「安全分析參照核三廠持照運轉的安全分析接受管制，相關規範與運轉期間相同，若有異動則另案報請原能會審核，未完成審查前，依原運轉技術規範及終期安全分析報告接受管制」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

總結回合審查意見

1.同意答復。

意見編號	**07-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、B09	一(一)	7-3	結案

第一回合審查意見

1. 第7-3頁，重物墜落撞擊與燃料束墜落撞擊不同，應分別說明。燃料束墜落，可能撞擊格架或燃料池內襯，後果要討論輻射劑量和結構變形。重物吊舉如水閘門或池邊檢驗設備時，雖不允許經燃料上方，但須討論對用過燃料池內襯的影響。至於重物如密封鋼桶傳送護箱吊舉等乾貯作業之安全評估，是否應於乾式貯存計畫申照時討論之。
2. 「重物墜落撞擊用過核子燃料池」乙節不包含傳送護箱掉落撞擊用過燃料池相關分析，台電公司亦於本節內文承諾該分析將另案提報本會審查，請說明該分析是否有可能影響「重物墜落撞擊用過核子燃料池」乙節目前的分析結果？若有，請說明其更新規劃。
3. 第7-3頁，核三燃料廠房主吊車是否已升級為防單一失效？

第一回合審查意見答復

1. 本報告為分析除役期間可能發生的極限事故，藉此涵蓋可能造成的最大外釋活度及人員接受劑量，撞擊格架或燃料池內襯所造成之劑量已被現有分析涵蓋。燃料束及重物(水閘門或設備)之相關墜落應力分析，已於核三廠Reracking報告中進行分析，分析結果顯示對於燃料格架及池體並未有造成危害之影響，而燃料廠房吊掛作業係符合 NUREG 0612之要求，並有相關程序書進行吊掛管制，例如閘門吊掛有程序書1346進行管制吊掛流程，故吊掛物墜落對用過燃料池造成損壞之影響可能性甚小。
2. 傳送護箱掉落撞擊用過燃料池相關分析擬另於核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告中說明，該分析報告預計於115年送大會審查，分析結果與後續改善措施亦一併由乾式貯存計畫進行管控。
3. 核三廠燃料廠房吊車防止單一失效改善案，將於提送核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫試運轉許可申請前完成，依目前核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告預定時程，試運轉許可預定於118年提出申請，目前核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告已奉行政院核定，本公司亦已著手辦理改善案，以配合乾貯作業之推動。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.請說明傳送護箱掉落撞擊用過燃料池相關分析結果如何反應至除役計畫中。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2. 傳送護箱掉落撞擊用過燃料池將在用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析中考量，相關的意外情境與安全分析皆會納入乾式貯存設施安全分析報告中，至於分析結果與後續改善措施皆會在乾式貯存設施建置計畫中進行管控；乾式貯存設施安全分析報告將送主管機關進行審查，審查通過後即會於

定期更新除役計畫時，適度將內容反應至除役計畫。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S11、B14	七.一.(一) 七.一.(三)	7-4~5	結案

第一回合審查意見

1. 第7-4頁，所提「核三廠 FSAR 中15.7.4.1節與15.7.4.2節之分析結果」，請將分析結果與法規限值內容，增列在本報告適當位置。
2. 第7-5頁，請說明本節用過核子燃料直接撞擊貯存格架之墜落事件與核三廠 FSAR 第15章在燃料廠房發生燃料吊運設計基準事故的情形有何差異。
3. 第7-4、7-5頁提及燃料吊運之第二項、第三項作業，係假設停機4天、7天、8天、15天、16天時，將用過核子燃料退至用過燃料池進行分析。然而 FSAR 15.7.4.1、15.7.4.2兩章節，則假設於停機後100小時（約4.167天）以後才能將燃料移動至用過燃料池。
   (1) 本節所提第二項、第三項作業有關停機4天便將燃料移至用過燃料池的假設，似乎與第一項作業於 FSAR 分析之假設相左，請澄清假設是否恰當或提出差異說明。
   (2) 第七.一.(一)、七.一.(三)兩節，於分析時皆有假設停機特定天數後作業。惟於第六章圖6-1除役過渡階段作業排程之爐心燃料挪移作業，開始時間為停機當天，請澄清如何確保作業時的風險與分析相符。
   (3) 針對表7-4停機8天前，與表7-5停機16天前之期間，未能符合美國核管會標準審查計畫15.7.4接受準則之要求，請說明因應作法。
   (4) 請說明第一項吊運作業的時機。
4. 第7-5頁，提及「撞擊能量將低於用過核子燃料直接撞擊貯存格架之分析結果。於除役期間有可能發生第二項及第三項情境，分析內容詳於後述。此外，第三項及第四項作業屬於用過核子燃料室內乾式貯存設施作業...」，請檢視第三項分析之敘述是否正確？

第一回合審查意見答復

1. 依 FSAR 分析結果與法規限值內容，修訂本文為「劑量分析工作如核三廠 FSAR 中15.7.4.1節與15.7.4.2節，在這兩小節已進行此類吊運事故之分析，其結論計算後的曝露量如發生於圍阻體內，EAB 人員甲狀腺接受劑量及體外曝露全身劑量分別為35 rem 及0.2 rem，LPZ 則分別為11.0 rem 及0.06 rem，而若發生於燃料廠房內，EAB 民眾甲狀腺接受劑量及體外曝露全身

劑量分別為70.0 rem及0.5 rem，LPZ則分別為21.0 rem及0.15 rem，皆不會超過法規限制」，修訂結果詳如附件07-005-01-A所示。另本分析與FSAR分析假設與結果比對表如下:

	FSAR	本報告	差異說明
爐心功率 (MWt)	2,900	2,914	除役計畫參考TITRAM報告，為較保守假設
燃料燃耗 (MWD/MTU)	35,500	62,000	除役計畫參考TITRAM報告，為較保守假設
燃料尖峰因子	1.72	1.72	與FSAR一致
損壞燃料根數	314	314	與FSAR一致
停機天數	100小時	4至16天	依據靈敏度分析需求，計算不同天數
核種外釋分率	Noble gases other than Kr-85 :0.1 Iodines other than I-131:0.1 Kr-85:0.3 I-131:0.12	Noble gases other than Kr-85 :0.1 Iodines other than I-131:0.1 Kr-85:0.3 I-131:0.12	與FSAR一致
池水除污因子 (DF)	100	100	與FSAR一致
燃料廠房過濾	有考慮	不考慮	除役計畫為較保守假設
大氣擴散因子	FSAR表15A-5	依據105年至109年重新計算	依據近期氣象資料更新
控制室分析假設	主控制室 ・ 取氣流量: 1000 cfm ・ 未過濾洩漏: 0 ・ 過濾能力: 99% ・ 再循環流量:1000 cfm ・ 再循環過濾能力: 99%	廢料廠房控制室 ・取氣流量:4360 cfm ・未過濾洩漏: 128 cfm ・不考慮相關過濾系統 ・未有再循環過濾能力	除役計畫為較保守假設

控制室人員劑量	由 LOCA 事故涵蓋，故無另外分析	參考本報告16天結果 全身劑量:0.009 mSV 甲狀腺劑量: 287.6 mSV 皮膚劑量: 1.95mSV	除役計畫為依實際分析結果
	法規限值: 全身劑量: 50 mSV 甲狀腺劑量: 300 mSV 皮膚劑量:300 mSV		
EAB/LPZ 民眾接受劑量	EAB: 甲狀腺: 700 mSV 全身劑量 : 5 mSV LPZ: 甲狀腺: 210 mSV 全身劑量: 1.5 mSV	本報告8天結果 EAB: 甲狀腺: 723.6 mSV 全身劑量 : 1.7 mSV LPZ: 甲狀腺: 95.5 mSV 全身劑量: 0.2 mSV	除役計畫為依實際分析結果
	法規限值: 全身劑量:62.5 mSV 甲狀腺劑量: 750mSV		

2. 本報告分析內容與核三 FSAR 發生在用過燃料池差異主要為本報告假設燃料廠房緊急通風過濾串不可用，另主要為針對廢料廠房控制室進行評估，其餘假設部分皆參考 FSAR 或方法論相關假設，並符合相關法規要求。
3. 本題說明如下：
   (1) 4天為靈敏度分析之假設，與 FSAR 100小時並無直接關聯，主要為找出在緊急通風過濾不可用組態下，最小可吊運燃料天數。
   (2) 本分析以最保守假設所有緊急通風過濾不可用情況，計算此組態下最小可吊運燃料天數，惟核三廠進入永久停機階段初期，相關系統組態仍維持正常運轉模式，故在符合既有規定下(如正常運轉大修時，依據 FSAR 分析為100小時後方可進行燃料吊運，相關圍阻體管制及通風系統管控皆維持與正常運轉一致)，仍可依照規劃時程進行燃料吊運。
   (3) 本題答復如第2點，於反應爐停機後，將依據現有規定(如正常運轉大修時，依據 FSAR 分析為100小時候方可進行燃料吊運，相關圍阻體管制及通風系統管控皆維持與正常運轉一致)進行燃料吊運管制。
   (4) 本題答復如第2點，第一項作業為爐心燃料退至用過燃料池作業，相關吊運程序皆會依照現有電廠程序進行管控(如正常運轉大修時，依據 FSAR 分析為100小時後方可進行燃料吊運，相關圍阻體管制及通風系統管控皆維持與正常運轉一致)。
4. 第二項作業情境為除役期間進行用過核子燃料完整性檢驗，可能發生之用過核子燃料墜落意外。第三項作業則是在除役拆廠階段，進行乾式貯存作業，用過核子燃料吊運至密封鋼筒的過程中可能發生之燃料墜落意外。第四項作業一樣是乾式貯存作業，情境為運送密封鋼筒之傳送護箱撞擊用過

核子燃料池。本節文字說明稍作調整，改以針對第二項作業進行分析，而第三、第四項作業屬於乾式貯存相關作業，將另案分析送大會審查。修訂內容詳如附件07-005-04-A所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)3

第二回合審查意見

1. 請將修訂內容附件07-005-01-A 中劑量單位「rem」換算成國際單位「mSv」；第1回合答復表中「mSV」，請修正為正確的表示方法「mSv」。
3.(4)請將「爐心燃料退至用過燃料池作業(燃料吊運)」之適切時間寫在計畫書中。

除以上第1、3.(4)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 擬修改答覆與附件內容如下：EAB 人員甲狀腺接受劑量及體外曝露全身劑量分別為350 mSv及2 mSv，LPZ則分別為110 mSv及0.6 mSv，而若發生於燃料廠房內，EAB民眾甲狀腺接受劑量及體外曝露全身劑量分別為700 mSv及5 mSv，LPZ則分別為210 mSv及1.5 mSv，皆不會超過法規限制」。修訂內容詳如附件07-005-01-B所示。
3. (4) 依審查意見將第1回合答覆之吊運時間與依據擬修訂於除役計畫中。修訂內容詳如附件07-005-03-B所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)3

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**07-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S10、B14、C02	一(一)	7-5	結案

第一回合審查意見

1. 第一.(一)小節提及「於除役期間有可能發生第二項及第三項情境」，然第一項作業(爐心內用過核子燃料退至用過燃料池的吊運作業)係於除役過渡階段執行，請澄清前揭敘述之正確性。
2. 第7-5頁，第一.(一).3小節提及對於燃料吊運之第二項、第三項作業，係依「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」評估島區控制站內人員接受的輻射劑量。
   (1) 請說明本節重物墜落撞擊用過燃料池之事故輻射劑量分析條件與參考文獻6是否完全一致？如果分析條件假設有不一致之處，請表列並討論

其保守度。

(2) 該方法論並未討論廢料廠房控制室(島區控制站)之劑量，請澄清此假設變更之影響。

(3) 另查原能會核備「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」安全評估報告並未假設通風系統不可用，與本節假設不同，請澄清此假設之影響，以及是否有影響該報告原假設之放射性物質離開燃料廠房之時間。

3. 第7-5頁，請說明 RADTRAD 劑量評估程式國內外使用經驗，或經管制機關審核通過或認可使用案例，並說明參數來源、人員資格要求及評估結果檢核機制。

第一回合審查意見答復

1. 該段文字原為說明第七章針對第二項及第三項情境進行評估，然而根據07-005-04之審查意見，已修訂為針對第二項情境進行評估。修訂內容詳如附件07-006-01-A 所示。

2. 本題答復說明如下：

(1) 本分析假設主要參考參考文獻6及核三廠 FSAR，分析方法維持一致，差異點主要為本分析假設緊急通風過濾不可用及人員位於廢料廠房控制室，主要修訂項目為不考慮過濾器能力、更新大氣擴散因子數據及廢料廠房通風流量，相關分析假設對於劑量結果會較為保守，相關參數比較如下：

	TITRAM 報告	除役報告
分析標的	主控制室	廢料廠房控制室
取氣流量	1000 cfm	4360 cfm
過濾效果	考量元素碘、有機碘及微粒碘皆為99%	並無考慮過濾效果
內漏率	128cfm	128cfm
大氣擴散因子	採用 FSAR Table 15A-5	依據105年至109年氣象資料重新計算

(2) 延續本題(1)之答復內容，本報告分析方法主要係依據該方法論，分析標的改為廢料廠房控制室主要為更新χ/Q 及修訂通風流量，並不影響原方法論之評估方式。

(3) 本報告於緊急通風不可用案例之假設，僅修訂分析程式中過濾器之移除效果，即可外釋核種百分比，程式中外釋時間與流量之關係為固定參數，與方法論假設一致，並不會影響放射性物質離開廠房時間。

3. 本公司於 TITRAM 計畫所建立之相關劑量分析方法論即採用 RADTRAD 程式進行分析，並應用於核一、二除役計畫、核一廠除役過渡階段控制室包封內漏率允許限值等相關分析，上述報告皆已獲大會核備。而國外亦有許多電廠運轉中或除役劑量分析採用 RADTRAD 程式進行計算，例如 Limerick 電廠利用 RADTRAD 進行 AST 計算並更新 FSAR，Oyster Creek 電

廠則是利用 RADTRAD 程式進行永久停機後之燃料吊運事故分析，驗證圍阻體不需維持完整性及 SGT 不需維持可用之時間。建立本報告分析模式前，先參考 TITRAM 報告及 FSAR，建立同樣模組進行計算結果比對，以確認建模方式正確性，再重新依據本報告分析內容，依據方法論報告、FSAR 及電廠相關圖面，建立相關參數及計算書，分析報告亦經本公司相關單位進行品保審查。另，本報告分析人員具足夠之培訓訓練，相關資格認定亦有程序書進行管控。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)3

第二回合審查意見

1.
(1)請說明第三項情境分析結果如何反應至除役計畫中。
(2)第7-56頁，本章分析之事件整理表中，重物墜落撞擊用過核子燃料池主要肇因仍包含情境三，請澄清其正確性。
2.請將答復說明內容補充於除役計畫中。
除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.(1) 一、(一)、3節新增補充說明：吊運用過核子燃料至密封鋼筒時可能發生之燃料墜落事件情況與第二項作業執行用過核子燃料檢驗時發生墜落意外之情境相近，分析內容可由第二項作業涵蓋。修訂內容詳如附件07-006-01-B所示。

(2)結論章節表格，重物墜落撞擊用過核子燃料池事件主要肇因一欄修訂如下：用過核子燃料從爐心吊運至用過燃料池、執行用過核子燃料完整性檢查或用過核子燃料吊運至密封鋼筒階段作業時發生墜落事件。(註一)密封鋼桶以及燃料護箱吊運相關意外擬於乾式貯存安全分析報告中評估。修訂內容詳如附件07-006-01-B 所示。

2.於本章一、(一)、3節新增敘述如下：「本章分析假設參數與「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」（主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故）安全評估報告[6]之差異如表7-3。此外，本章於緊急通風不可用案例之假設，僅修訂分析程式中過濾器之移除效果，即可外釋核種百分比，程式中外釋時間與流量之關係為固定參數，與參考文獻之方法論假設一致。」修訂內容詳如附件07-006-02-B 所示。

表7-3 TITRAM 報告與除役報告假設參數差異

	TITRAM 報告	除役報告
分析標的	主控制室	廢料廠房控制室
取氣流量	1000 cfm	4360 cfm
過濾效果	考量元素碘、有機碘及微粒碘皆為99%	並無考慮過濾效果

	內漏率	128cfm	128cfm
	大氣擴散因子	採用 FSAR Table 15A-5	依據105年至109年氣象資料重新計算

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)3；九；新增表7-3

第三回合審查意見

1.所提「吊運用過核子燃料至密封鋼筒時可能發生之燃料墜落事件情況與第二項作業執行用過核子燃料檢驗時發生墜落意外之情境相近，分析內容可由第二項作業涵蓋」，請詳細說明上述兩情境之差異，並澄清可由第二項作業涵蓋之理由。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.第二項作業所發生之事故情境主要為燃料吊運過程發生掉落，並直接與燃料池中用過燃料發生撞擊，進而造成燃料護套損毀，燃料護套間隙中放射性物質外釋至環境，而第三項作業為進行乾貯作業時，燃料可能在吊運至護箱裝載池時發生掉落，當燃料直接掉落於燃料格架上時，情境與第二項作業相同，但因燃料中之放射性核種已經更長時間衰變，活度也降低，故可由第二項作業涵蓋，而若為撞擊密封鋼筒或傳送護箱後掉落格架，主要為二次撞擊，撞擊能量較第二項低，故也可由第二項作業之結果保守涵蓋。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

總結回合審查意見

1.同意答復。

意見編號	**07-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S09、S11、B01、B06、B09、B14	一(一)3	7-6~8	結案

第一回合審查意見

1. 第7-6頁，第1行敘述放射性物質經過池水刮洗(Scrubbing)後進入燃料廠房；並於同段落敘述係依據「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」進行評估。經查「核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論」中刮洗之敘述皆僅出現於介紹 RADTRAD 程式時，關於抑壓池設定之敘述，請澄清是否適用於核三廠。
2. 第7-6頁，第3行敘述島區控制站距一號機較近，故以一號機進行分析。惟兩部機燃料廠房與島區控制站之方位差距極大，是否需考慮不同方位之風

速不同？若釋放點與接收點垂直高度差較大，也可能水平距離較遠時大氣擴散因子反而較大，此可能是否也已考慮？僅說明距離較近，缺乏其他相關因素之詳細說明，似乎無法確認是否較保守。

3. 第7-6頁，第10行敘述經估算由廠房地面排放相對於 EAB(1,000 m)為 2.91×10^{-4} s/m^3。此 EAB 邊界距離與 FSAR 敘述不符，請澄清。另請說明 s/m^3單位之意義。

4. 第7-6頁，倒數第2行敘述「放射性物質由燃料廠房排氣系統釋放到大氣環境，...。流率與核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論報告一致，為 125 CFM (212.375 CMH, (m^3/h))。」
   (1) 核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論是針對原位於控制廠房之控制室進行分析，請補充說明島區控制站位於廢料廠房控制室與主控制室適居性法規要求條件是否相同？另請說明 ARCON96程式應用於此案例之適用性和保守性？
   (2) 請說明未針對廢料廠房控制室進行分析便假設125 CFM 內漏率是否恰當，且是否將進行測試驗證內漏率小於125CFM。

5. 第7-6頁，敘述「採用105年至109年核三廠氣象條件，利用美國太平洋西北國家實驗室(Pacific Northwest National Laboratory)發展的 PAVAN 程式」。請以島區控制站開始使用之最近5年氣象條件重新分析並提出更新之結果。

6. 第7-7頁，提及「應再確認用過燃料池相關設備及監測儀器之性能是否正常」，請具體說明規劃保留或新增哪些設備及監視儀器，以及確認性能正常之作法。

7. 第7-7頁，提及「應再確認用過燃料池相關設備及監測儀器之性能是否正常，.....在除役期間進行此類作業時本公司將建立適當程序書進行監視與應變。」，請說明核三廠目前是否沒有用過核子燃料墜落意外監視與應變之相關程序書，若無，則何時建立完成。

8. 第7-8頁，第一.(一).5小節提及「因此無發生核子事故之虞，事件發生時將採取廠內意外事件應變措施進行處理」。
   (1) 本小節僅分析核子燃料吊運墜落事件所造成之劑量，應無法排除事故發生之可能性，請澄清。
   (2) 核子燃料吊運墜落事件將造成廠外人員劑量，請說明廠外應變措施。

9. 核一/二廠除役計畫重要管制事項對於除役期間之兩部機同時進行燃料吊運情境已有行政管制限制，請說明核三廠之參採情形。

10. 有關第7-9頁非預期臨界之「分析與結果」乙節，(1)請再補充文中所提臨界分析之假設條件，以及該臨界分析於除役期間之適用性，相關內容請增補於除役計畫內。(2)請補充除役期間用過燃料池池水之硼酸濃度規範，並請增補除役計畫內。

第一回合審查意見答復

1. TITRAM 報告中說明 RADTRAD 移除機制時，刮洗效應是以除污因子(DF)進行表示，而用過燃料吊運事故發生時，燃料內的放射性核種會經由池水

刮洗而將微粒核種留存於池水內，例如破損燃料棒釋出的碘因刮洗效應會假設有99%被留在池水中，於核三廠 FSAR 15.7 FHA 分析時所採用之除污因子為100(與本報告相同)，故此部分敘述與抑壓池刮洗效應之物理意義一致。

2. 一般當釋放點與接受點距離越接近時，大氣擴散因子會隨之越大，本報告在考量兩部機不同排氣口及島區控制站不同取氣口，包括：排氣口、取氣口之高程、水平距離及角度等，分析結果顯示島區控制站與一號機直線距離最接近，且計算之大氣擴散因子亦為最大，故以此作為最具限制性(Most Limiting)的案例。

3. 本報告參考105年2月1日原能會核備之「TITRAM/NPP-SPT-MHD-02 核能電廠設計基準事故大氣消散因子分析方法論」專題報告進行分析，該報告中訂定核三廠之 EAB 距離即為 FSAR Table 2.3-24，兩部機參考風向並計算所有方位大氣擴散因子後，最具限制性案例為二號機 SE 方向(435m)之大氣擴散因子為2.91E-04，因此本報告分析即以此作為分析參數，擬修訂如附件07-007-03-A。

核三廠圍阻體中心距 EAB 在各方位之最小距離

方位	一號機圍阻體中心距 EAB 之最小距離(m)	二號機圍阻體中心距 EAB 之最小距離(m)
N	920	1033
NNE	925	1020
NE	975	1005
ENE	1013	985
E*	910	758
ESE*	525	375
SE*	550	435
SSE*	760	600
S*	850	765
SSW	1060	1090
SW	1025	1005
WSW	985	1015
W	950	1025
WNW	920	1035
NW	905	1043
NNW	905	1040

* 大海方位 *LPZ 採用2500公尺

為便於計算輻射劑量，一般是將穩態擴散方程式之χ除以 Q 而得到，此稱為大氣擴散因子(Atmospheric Dispersion Factor)，代表大氣排放物之相對濃度，若χ單位為，Q 之單位為，則單位為，詳細可參考上述方法論報告。

4. 本題說明答復如下：

(1) 參考國際相關案例，當燃料儲放於用過燃料池後，因燃料風險已大幅下降，島區控制站主要功能為可供運轉人員進行監視並具警報提示，而於喪失冷卻事故時，運轉人員仍有足夠時間進行應變，而即便人員撤離島區控制站仍可於現場進行控管，故與運轉中控制室相關要求不同；核三廠島區相關系統的設計基準及安全等級，將另案提報大會審查，並依大會審查結果辦理。

ARCON96執行控制室計算是依據 RG 1.194指引進行，對每一種射源-接收點組態(如本題2.之答復內容)，計算95%機率之值，而95%機率之值定義為根據氣象數據組所算出之所有值中，超過該值的百分比不超過5%，且分析時亦納入近五年之氣象數據資料，應有足夠之保守度。

(2) 廢料廠房控制室並無考量建立包封之相關功能，故本報告分析直接假設廢料廠房控制室過濾功能不可用，且內漏率主要為針對建立控制室包封時之未過濾洩漏量之假設，故本分析加上內漏率之考量為額外增加之保守度，相關參數比較可參考07-005題答復。另，重新檢視本報告之參數與 TITRAM 比對結果，於內漏率值有誤植參數，內漏率應為128CFM，不影響分析結果，修訂內容詳如附件07-007-04-A 所示。

5. 比較前次本公司內部審查之版本，採用102至106年核三廠氣象資料，於事故發生後2小時之大氣擴散因子，經估算由廠房地面排放相對於 EAB 為 7.52×10^{-4} s/m^3，由廠房地面排放相對於 LPZ 為8.3210^{-5} s/m^3，相較於送大會審查105至109年氣象資料的版本，EAB 為2.91×10^{-4} s/m^3， LPZ 為3.84×10^{-5} s/m^3，兩者差異對分析結果無太大之影響，建議仍維持使用105至109年數據進行評估。

6. 核三廠除役期間對用過燃料池之數值監視仍會比照運轉期間，對水位、溫度、冷卻水泵流量以及燃料廠房輻射值等進行定期監視。

7. 核三廠針對用過核子燃料池之監視與意外事件緊急應變計畫仍可比照運轉中燃料吊運程序、緊急應變計畫辦理。燃料吊運意外為假想之除役期間可能發生之設計基準事故，分析方法及主要目的為參考 FSAR 第15章內容，進行控制室人員劑量以及 EAB/LPZ 人員劑量評估，並不會針對現場操作人員進行劑量估算。另於核三廠「用過核燃料或控制棒搬運緊急事故處理程序」中，針對燃料吊運發生掉落事故時，已制定好撤離與管制程序。

8. 本題說明答復如下：

(1) 本段無發生核子事故之虞係指不會發生超過人員接收劑量限值，造成輻射危害之事故。為避免文意不清，擬修訂為：上述事件發生時，依「事故分類判定程序」程序書進行事故判定，並執行後續廠內、外意外事件應變措施。

(2) 該段文字擬修訂為：「上述事件發生時，依「事故分類判定程序」程序書進行事故判定，並執行後續廠內、外意外事件應變措施。」

上述修訂內容詳如附件07-007-08-A 所示。

9. 核三廠除役前間將比照核一/二廠，以行政管制措施避免發生兩部機同時進行燃料吊運情境。

10. 本題說明答復如下：

(1) 本節所提非預期臨界之假設條件已保守考慮燃料及格架製造公差及相關非預期暫態事故等影響，包括喪失冷卻(Loss of Cooling Accident)、燃料束錯置事故(Assembly Misload Accident)、燃料束墜落(Fuel Assembly Drop)等多項情境，分析結果顯示燃料束錯置事故(Assembly Misload Accident)為最具限制性(Most Limiting)之暫態。

(2) 核三廠用過核子燃料池在除役階段仍將持續維持用過燃料池正常貯存時硼酸濃度大於650ppm，燃料挪移操作時硼酸濃度大於1,350ppm，本節臨界分析結果仍適用。

上述修訂內容詳如附件07-007-10-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(一)3；一、(一)5；一、(二)3

第二回合審查意見

5.請提出兩者差異對分析結果有影響數值之範圍，推估說明氣象資料可能產生影響的範圍，並納入氣候變遷的可能影響。

7.

(1)請依答復內容修訂報告內文，說明有類似之相關程序書，以佐證核三廠目前已建立相關程序書。

(2)內文中提及：「在除役期間進行此類作業時本公司『將』建立適當程序書進行監視與應變」，請說明相關程序書提交之時程規劃。

10.請說明除役期間用過燃料池規劃維持之硼酸濃度？是否距安全分析硼酸濃度有相當餘裕？以及相關定期測試作法為何？

除以上第5、7、10小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

5. 以 TITRAM/NPP-SPT-MHD-02「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」報告對照核三廠原始 FSAR 大氣擴散因子進行說明，原始 FSAR 係參考建廠前恆春地區過去80年之氣象資料統計而得(參考 MS FSAR Table 2.3-1～2.3-27)，EAB 為2.47×10^{-4} s/m^3，LPZ 則為7.22×10^{-5} s/m^3；參考 TITRAM/NPP-SPT-MHD-02「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」範例計算結果，相同條件下使用98~102 共五年氣象資料，計算結果 EAB 為2.88×10^{-4} s/m^3，LPZ 為5.56×10^{-5} s/m^3，另依照審查意見將本公司其他應用案曾計算大氣擴散因子之數據一併納入比較，整理氣象資料結果如下：

項目(年)/氣象數據	98-102	101-105	103-107	104-108	105-109	106-110	FSAR
EAB χ/Q (s/m^3)	2.88×10^{-4}	3.41×10^{-4}	2.57×10^{-4}	2.46×10^{-4}	2.91×10^{-4}	2.13×10^{-4}	2.47×10^{-4}
LPZ χ/Q	5.56×10^{-5}	6.38×10^{-5}	4.35×10^{-5}	4.26×10^{-5}	3.84×10^{-5}	3.70×10^{-5}	7.22×10^{-5}

(s/m^3)							

由上表可知，依不同年份氣象數據計算出之大氣擴散因子並無明顯上升或下降趨勢，且氣象數據係採用近五年每一小時之氣象數據，考量風速、風向及大氣穩定度訂定，並利用統計方法保守取最大值作為最後之結果，因此計算結果已考量氣象變化之結果及足夠之保守度(詳如方法論報告)，且近年本公司各廠相關應用案均採近五年氣象數據，建議維持使用本案申請時之105至109年數據應屬合理。

7. (1) 修訂本章一、(一)、4節如下：此外，應再確認用過燃料池相關設備及監測儀器之性能是否正常，以確保未因用過核子燃料墜落意外而影響其功能，除役期間針對用過核子燃料池之監視與意外事件緊急應變計畫仍可比照運轉中燃料吊運程序、緊急應變計畫或是程序書「用過核燃料或控制棒搬運緊急事故處理程序」辦理。修訂內容詳如附件07-007-07-B 所示。

(2) 本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。至於除役其他階段需用之程序書，將參考核三廠既有程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。

10. 除役期間用過燃料池硼酸濃度，仍維持運轉規範 T.S. 3.7.16要求，維持用過燃料池硼酸濃度在2,000 ppm 以上，與「核三廠用過燃料池臨界分析報告」所假設之燃料正常貯存狀態下池水硼酸濃度650 ppm，或燃料操作時硼酸濃度1,350 ppm 相比，仍有相當之餘裕。核三廠定期測試頻率係依照偵測試驗要求SR 3.7.16.1每七天或是用過燃料池補水後進行量測，並依照「用過燃料水池硼濃度分析」程序書執行檢測。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(一)4

第三回合審查意見

5.

(1)大氣擴散因子如果相差很多，對分析結果之影響應該很大，第一回合答復所稱兩者差異對分析結果無太大影響之正確性，請再檢討。

(2)102至106年大氣擴散因子，經估算由廠房地面排放相對於 EAB 為7.52×10^{-4} s/m^3，請澄清此數值是否偏高。

7.

(2)針對除役過渡階段期間才新增建置之程序書，請澄清在運轉執照屆期次日發行使用之適切性。

除以上第5、7.(2)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

5.本章一、(一)、3小節中所使用之大氣擴散因子為參考105年至109年核三廠氣象條件，保守評估事故發生後2小時之大氣擴散因子，經估算由廠房地面排

放相對於 EAB 為2.91×10^{-4} s/m^3，由廠房地面排放相對於 LPZ 為3.84×10^{-5} s/m^3，與第二回合答復之數值一致。至於第一回合答復說明中提及採用102至106年核三廠氣象資料所得之大氣擴散因子數值，為報告草稿階段誤用氣象高塔之值，本章在正式送會前已修訂為正確之數值。

7.

(2)擬修訂前一回合答復說明為「本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。進入除役過渡階段即需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。其餘在除役過渡階段期間或其他階段才開始執行之作業項目，將參考核三廠既有程序書建立程序，於作業前建置完成，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。」

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

5.同意答復。

7.(2)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，本項列入重要管制事項。

意見編號	**07-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S21、B06、B14	一(二)	7-8	結案

第一回合審查意見

1. 第7-8頁，核子燃料非預期臨界可能發生於燃料未退出之反應爐爐心以及用過燃料池。請補充說明在永久停機時，發生前述事故之風險機率為何？
2. 第7-8頁，燃料池內用過核燃料考慮核臨界安全及局部熱傳，是否按燃耗額度（Burnup credit）之佈局存放？如何有效管理？
3. 第7-8頁，在非預期臨界項目，其發生原因僅討論因用過核燃料錯置導致，可能過於簡化。應將工業界普遍關切的議題以核三廠來說明：如因意外事件可能導致燃料受擠壓情境、或格架如以 Boraflex 當作中子吸收物，可能因劣化導致降低功能。
4. 第7-8頁，提及 EAB 及 LPZ 人員劑量符合限值、島區控制站人員劑量符合限值，因此無發生核子事故之虞。然而核能電廠 EAB、LPZ、控制室人員劑量符合限值，無法說明核子事故是否可能發生，請修正。
5. 第7-9頁，有關用過燃料錯置之討論，除役期間將用過燃料移至燃料池過程中，是否有可能因故須將燃料置回反應爐之情形？若不能排除，則只針對用過燃料池論述並不完整。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠用過燃料池之臨界分析假設在燃料正常貯存狀態時池水硼酸濃度大於650 ppm，或燃料操作時硼酸濃度大於1,350 ppm，其分析結果顯示有效增殖因數(Keff)可符合小於0.95限值要求。永久停機時反應爐爐心硼酸濃度維持大於2,000 ppm 可符合小於0.95限值要求。有效增殖因數小於0.95已有足夠安全餘裕，因此無發生非預期臨界事故之疑慮。
2. 核三廠「用過燃料池核燃料存放查證」、「核機冷卻水系統化學添加操作」程序書已規範核燃料置放於用過燃料池燃料儲存架前，需先確認其初始濃縮度和燃耗符合運轉規範 SR 3.7.17.1之要求，其退出燃料之燃耗與初始濃縮度需符合運轉規範圖3.7.17-1燃耗額度（Burnup credit）曲線之存放要求。
3. 核三廠用過燃料池之臨界分析已保守考慮燃料及格架製造公差等影響，非預期事故分析亦已考慮燃料束墜落(Fuel Assembly Drop)等多項情境，例如燃料束墜落於格架模組上面之情況，燃料束會停止於格架模組上方，與有效燃料有足夠之間隔，足以防止中子耦合效應，故燃料束墜落對反應度之影響很小。分析結果顯示燃料束錯置事故(Assembly Misload Accident)為最具限制性(Most Limiting)。此外，本案燃料池格架中子吸收材料採用含硼不鏽鋼(Borated stainless steel)，不會像 Boraflex(含硼樹酯)經中子照射而導致劣化問題。
4. 本段無發生核子事故之虞係指不會發生超過人員接收劑量限值，造成輻射危害之事故。為避免文意不清，擬修訂為：上述事件發生時，依「事故分類判定程序」程序書進行事故判定，並執行後續廠內、外意外事件應變措施，詳如附件07-008-04-A 所示。
5. 電廠執照到期進入除役後，爐心用過燃料將陸續退至用過燃料池，因核三廠用過燃料池仍有足夠貯存空間，應無用過燃料置回反應爐之情形。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)5

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**07-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S09、B06、B14	一(二)	7-8~9	結案

第一回合審查意見

1. 第7-8、7-9頁，用過燃料池可能因為用過核子燃料錯置，導致非預期臨界時的偵測方法，除靠「操作人員於現場查證時得知」外，是否有適當的監測方法？

2. 第7-9頁，本節提及經分析結果得知無臨界意外之疑慮，無進一步輻射影響。然而此分析情境係假設未發生「用過核子燃料錯置」。若發生「錯置」，又未立即「查證」出的情況下，是否會發生未預期的「臨界意外」？
3. 第7-9頁提及「在正常狀況下，當假設池水有加入硼酸時(平時濃度維持在2,000 ppm，事故時至少需1,350 ppm，……」，所謂事故是否是指用過核子燃料錯置，若是，用過核子燃料錯置會對核三廠造成何種影響，請說明。另請列出硼酸濃度分別為2,000 ppm、1,350 ppm、650 ppm與0 ppm的有效增殖因數(Keff)。
4. 第7-9頁，提及「若假設池水沒有加入硼酸時(即硼酸濃度0 ppm)，能確保增殖因數小於1.0」。經查5.2.1.3.1章節用過燃料池島區冷卻與補水之規劃，島區設備並無補充硼酸水之能力，而島區之池水硼酸濃度為0時，若僅能確保燃料正常擺設時增殖因數小於1.0，一旦燃料吊運時發生燃料墜落，是否會有非預期臨界的可能。
5. 第7-9頁，請補充說明此處引用原能會89年7月19日會核字第13091號書函核備核三廠申請使用新型核燃料 VANTAGE+申請案，附件分析報告之理由為何？並請說明因而導出「核三廠用過燃料池在除役階段無臨界意外之疑慮」，其結論是否恰當和具保守性？另請補充說明核三廠自初始裝填核子燃料至永久停機使用過哪些型式之「核子燃料」。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠程序書操作人員執行現場查證之目的在避免燃料束錯置事故，燃料填換進行時，燃料廠房吊車操作員及工具操作員均會執行三向溝通、雙重確認，燃料池邊的核技組人員也會執行獨立查證；燃料填換期間全程皆以源階偵檢器之爐心中子計數監控，並輸入計數計算 ICRR 數值，確保燃料回填期間全程不會有意外臨界之顧慮。
2. 核三廠用過燃料池臨界分析時已保守假設燃料束錯置事故，確認有效增殖因數(Keff)符合小於0.95限值要求，因此即使發生燃料束錯置事故，亦無發生未預期的「臨界意外」之疑慮。
3. 「事故時至少需1,350 ppm，……」，該事故為用過核子燃料束錯置事故，臨界分析結果顯示過核子燃料錯置事故造成反應度增加為7,580 pcm。用過燃料池水硼酸濃度0 ppm時之有效增殖因數(Keff)為0.99904。燃料束濃縮度為1.91 w/o，硼酸濃度250 ppm時之 Keff 為0.94624。硼酸濃度增加400 ppm抵補因燃料束濃縮度增加至5.0 w/o (配合燃耗額度)後之反應度增加，硼酸濃度再增加700 ppm 抵補因意外事故之最大反應度增加，因此，正常貯存狀態(650 ppm)及操作意外狀態(1,350 ppm)時可符合 Keff 小於0.95限值。
4. 為確保未預期的臨界意外不會發生，進入除役期間後，用過燃料池島區運轉時，將參考核三廠運轉期間做法，透過定期監測用過燃料池硼濃度的方式，確保燃料池硼濃度保持大於2,000pm，以符合正常貯存狀態時大於650ppm 及意外時大於1,350ppm 之要求，除役期間燃料池水主要流失途徑

為池水蒸發，過程中並不會導致池水硼濃度大幅下降之疑慮。

5. 核三廠初始裝填到目前均使用皆為西屋公司製造之核燃料，燃料束型態只有 OFA 和 VANTAGE+，其中初始裝填為 OFA 燃料束使用之可燃性中子吸收劑有 PYREX、WABA 二種，目前使用之 VANTAGE+之中子吸收劑為 IFBA。

因應核三廠使用新型核燃料 VANTAGE+後之用過燃料池貯存彈性，本公司要求西屋公司以「考慮可溶性硼酸(Soluble Boron Credit)」之臨界分析方法完成用過燃料池臨界分析，分析時已保守假設燃料束錯置事故，確認有效增殖因數(Keff)符合限值要求，無發生非預期臨界事故之疑慮，並獲原能會89年7月19日 會 核 字 第13091號 書 函 准 予 核 備 。

核三廠除役階段若維持用過燃料池正常貯存時硼酸濃度650 ppm，燃料吊動操作時硼酸濃度1,350 ppm，則上述西屋公司臨界分析結果仍然有效，因此，「核三廠用過燃料池在除役階段無臨界意外之疑慮」之結論為恰當和具保守性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.硼酸濃度250 ppm 時之 Keff 為0.94624。硼酸濃度增加400 ppm 抵補因燃料束濃縮度增加至5.0 w/o (配合燃耗額度)後之反應度增加，硼酸濃度再增加700 ppm 抵補因意外事故之最大反應度增加。其中配合燃耗額度意義為何？最後退出爐心燃料中有部分具高濃縮度低燃耗額度要如何處理？意外事故燃料錯置基本假設為何？是否為新燃料？濃縮度多少？永久停機後燃料池保持2,000 ppm 硼酸濃度，一旦發生失水事件，需要補水，勢必造成硼酸稀釋，此時如何防止再臨界現象的發生。

4.『..除役期間燃料池水主要流失途徑為池水蒸發..』請澄清上述狀態之池水蒸發率是假設為何？此時之蒸發係數是多少？

5.

(1)請於『OFA 和 VANTAGE+、PYREX、WABA、IFBA』等縮寫字後加註中文或英文，以使一般讀者易於明瞭其意。

(2)除役計畫引用89年更換 VANTAGE+型式燃料時之臨界分析，惟核三廠後續於97年進行小幅度功率提昇案。請再補充小幅度功率提昇案對於用過燃料池之影響(例如但不限於：是否因而增加用過2周期燃料之存放數量、存放較多5%濃縮度燃料、用過燃料衰變熱是否因而增加…等)，檢討澄清所提89年之分析是否仍可適用。

除以上第3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.核三廠新燃料濃縮度1.91w/o 於硼酸濃度250 ppm 時之 Keff 為0.94624，燃料濃縮度增加時之反應度會增加，燃料燃耗時之反應度會減少，燃耗額度

(burnup credit)係由燃料束晶格計算反應度平衡方法(recativity equivalencing)得到，符合濃縮度-燃耗額度限制曲線之燃料束才可貯存於核三廠用過燃料池 Region II 區(格架間距較小)，退出爐心燃料中有部分高濃縮度低燃耗者因未符合該項限制曲線需貯存於 Region I 區 (格架間距較大)。燃料錯置意外事故分析時保守假設反應度最大之濃縮度為5.0 w/o 新燃料，在用過燃料池區域內發生錯置之各種情境。如發生用過燃料池失水事件，可依照「用過燃料池緊急補水/噴灑策略」程序書中補水策略5、策略6以及噴灑策略1中提及：若需以消防車載運硼酸水，可於消防車取水時，打開消防車上的人孔，將適量的硼酸加進人孔。欲配置2500 ppm 硼酸水，每1000公升水需加入14.3公斤硼酸，再以消防車做為水源進行補水或噴灑。

4. 本報告並未考慮池水蒸發之影響，在進入除役期間後，衰變熱將持續下降，此時池水水位蒸發下降量應可忽略，且池水蒸發會因現場各種條件而有不同，因此難以量化燃料池水蒸發率，實際蒸發量多少需由現場視水位進行少量補水時來反推，原答覆敘述僅為定性說明。

5. (1)VANTAGE+及 PYREX 已為全稱，其餘縮寫補充如下：「Optimized Fuel Assembly, OFA」、「Integrated Fuel Burnable Absorber, IFBA」、「Wet Annular Burnable Absorber, WABA」。

(2)核三廠執行小幅度功率提昇案(Measurement Uncertainty Recapture, MUR)後爐心功率由2,775 MW 增加為2,822 MW，爐心設計時可能略增加新燃料填換數量，或僅維持新燃料填換數量 (略增4.95%濃縮度燃料數，減少4.60%濃縮度燃料數) 。由於62,000MWD/MTU 燃耗限值要求，爐心設計時會盡力得到較為平均之退出燃耗以提高燃料使用效益，因此，對個別退出燃料之衰變熱增加有限，由於核三廠用過燃料池仍有足夠之貯存格架，MUR 後用過燃料池內燃料之衰變熱總合仍可符合用過燃料池設計冷卻能力。

填換爐心設計會確保符合運轉規範要求，運轉規範圖3.7.17-1有關濃縮度與燃耗額度（Burnup credit）曲線之存放係89年臨界安全分析得到之結果，因此，原有89年之臨界安全分析仍適用。

另依核三廠小幅度功率提昇安全分析報告（第2版）MS-MUR-SAR-02，第8.3.3節所述：「MUR 功率提昇1.7%後衰變熱及部分系統的溫度會增加，上述的設備中受影響的是用過燃料池熱交換器，根據第8.3.5節的評估結果，MUR 功率提昇至101.7% CLTP 後將使衰變熱增加1.7%，使原設計負載21.1×10^6 Btu/hr 增加0.36×10^6 Btu/hr，因此 SFP 的池水溫度在正常與異常的更換燃料情況下分別上升約0.4°F與0.8°F，改變之值非常小，對用過燃料池熱交換器的影響輕微。」，及第8.3.5節所述：「根據原子能委員會所頒佈之標準審查規範（Standard Review Plan, SRP），包括所有爐心燃料移出之正常更換燃料，用過燃料池之最高池水溫度必須低於140 °F（60 °C），在非正常更換燃料時，允許之用過燃料池最高池水溫度為150 °F（66 °C）。MUR 功率提昇至101.7% CLTP 後將使衰變熱增加1.7%，並使 SFP 的池水溫度在正常與異常的更換燃料情況下分別上升約0.4°F與0.8 °F，池水溫度最高分別達到139.14°F與146.40°F，仍都在要求溫度之下。因此，SFP 的冷卻水系統在功率提昇1.7%

後仍有足夠的能力維持 SFP 於法規要求的溫度之下。」，可知 MUR 後用過燃料池之設計冷卻能力仍足以應對用過燃料池內燃料之衰變熱總合。
用過燃料池之冷卻能力於設計時即已考慮用過燃料池放滿燃料之熱移除需求，而目前核三廠用過燃料池預估至114年止，兩部機組分別仍有格架可放置200束以上之用過燃料。在用過燃料池有足夠格架未放滿用過燃料的情況下，設計之冷卻能力更足以應付衰變熱之熱移除需求。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.所提將硼酸加進消防車人孔，再進行補水或噴灑之策略，請澄清是否已建立相關程序，並有實際演練硼酸水配製，以確認策略可行性。另針對硼酸濃度之維持，應設有固定式設備，移動式設備僅可做為後備備用。
4.第一回及第二回答復內容矛盾，請重新研擬回答。
除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.如於核三廠「用過燃料池緊急補水/噴灑策略程序書」補水策略(5)中使用消防車補水，利用 EC-V673經 EC-V008補水，流量約400 gpm；補水策略(6)中使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水。流量約為500 gpm；噴灑策略(1)中使用消防車，經用過燃料池硬式消防噴灑管路，流量約250 gpm。上述使用消防車進行補水或噴灑之策略，若需以消防車載運硼酸水，可於消防車取水時，打開消防車上的人孔，將適量的硼酸加進人孔。欲配置2500 ppm 硼酸水，每1000公升水需加入14.3公斤硼酸。核三廠曾在演習中進行消防車補水用過燃料池之線路引接演練，只要再於消防車人孔中加入適量硼酸即可完成硼酸水配置。核三廠目前規劃留用 RWST 做為除役期間用過燃料池補充含硼酸水之固定式設備，島區運轉期間實際的用過燃料池硼酸濃度維持策略將於島區專案中詳述，島區專案完成後將送管制機關審查，並依管制機關審查結果實施，管制機關未同意變更現行用過燃料池冷卻/緊急補水系統前，將依現行規定運轉。
4.第二次答覆與第一回合矛盾內容修正如下：
有關於池水蒸發之影響，參考電廠目前運轉數據顯示，一號機用過燃料池111/6/14 07:00水位為77.8%，至111/7/5水位為74.1%進行手動補水，水位下降率約為0.176%/day；二號機用過燃料池111/6/7 09:00水位為78.6%，至111/6/21水位為75.5%進行手動補水，水位下降率約為0.221%/day。由上述數據可知，除役期間燃料池水自然蒸發速率緩慢，因此對於池水硼濃度並不會有明顯之影響，因此在本節分析並不納入考慮。
擬補充第一回合答覆說明如下：

…惟目前本公司仍然保守地比照運轉期間終期安全分析報告所述2000ppm 硼濃度作為限值，未來若需變更運轉條件，將於除役期間安全分析報告進行變更，並依主管機關審查結果執行。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
3.、4.同意答復。

意見編號	**07-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S09、S11、B14	一(三)	7-9~10	結案

第一回合審查意見

1. 第7-9頁，用過燃料池喪失冷卻能力事件提及，等燃料衰變熱降到一定的程度後才可從池中取出做後續的處置，「等燃料衰變熱降到一定的程度後」之敘述不夠明確具體，請提出量化數據。(如永久停機後多少天？或燃料衰變熱降到剩下多少%之後？)
2. 第7-10頁，提及控制室盤面警報之警報窗號，而第7-5頁第三段敘述「本公司擬於用過核子燃料全部退出至用過燃料池並於島區建立完成後，將用過燃料池島區之監控及管理任務轉移到用過燃料池島區控制站」，若轉移至島區控制站，請說明屆時如何依此控制室警報追蹤。
3. 第7-11頁，提及「考量用過燃料池島區除役期間運轉安全…」。此情境是否有考慮島區建立前，將冷卻塔及冷卻水傳送水泵連結至熱交換器期間的影響，且此種組態並未於第7-2頁第二段所述之營運期間相關規範中說明。
4. 第7-11頁，提及「依附錄7.A 所進行的熱流評估，其結果彙整於表7-6。主要分別計算核三廠在停機7天、15天、30天、60天、90天、150天、180天與365天後，燃料池內之總衰變熱、燃料池於喪失冷卻後至飽和溫度所需時間與平均溫升率。」建議此飽和溫度與表7-6飽和溫度應明確加註為「沸點」。
5. 第7-11頁，提及「假設用過燃料池島區在停機180天後就建置完成，……，是相當保守的初始條件」。
   (1) 請說明此假設為何是相當保守的初始條件。
   (2) 另第7-2頁提及「依據核三廠除役期間除役過渡階段之規劃，在用過燃料池島區開始運轉前，……因此，與燃料相關的意外分析，將以用過燃料池島區開始運作時間作為分析起始點。」然而，用過燃料池島區開始運作時間完成施工驗收至少需一年時間，因此做為與燃料相關的意外分析起始點是否不合理？

第一回合審查意見答復

1. 燃料衰變熱降到一定的程度係指用過核子燃料自用過燃料池移至乾式貯存設施存放，應符合每一個密封鋼筒的熱負載能力。以核二廠為例每一個密封鋼筒可裝載87束用過核子燃料，每一密封鋼筒最大設計熱負載為14.6 kW，核三廠乾貯密封鋼筒之熱負載擬另案陳報於用過核子燃料室內乾式貯存設施安全分析報告中，故第7-9頁所提燃料衰變熱降到一定程度將符合上述報告限值。
2. 第7-10頁所列出之監控項目，係說明核三廠用過核子燃料池於運轉期間之監控機制，包括用過核子燃料池溫度、水位、冷卻水泵低流量、廠房輻射偵測等，上述數值待島區建置完成後仍會比照運轉期間持續進行監視，島區完成後之緊報窗號亦會進行調整，為避免誤解擬刪除7-10頁警報窗號，修訂結果詳如附件07-010-02-A 所示。
3. 島區建立前，將冷卻塔及冷卻水傳送水泵連結至熱交換器期間屬於核三廠用過燃料池島區之建置轉換期，詳細規劃內容將於另案提送大會之島區建置規劃中納入考量。
4. 表7-6主要重點是在描述用過燃料池水溫升溫至飽和溫度之時間，在此之所以稱飽和溫度是因為本表重點為液態水升溫至該溫度所需時間，尚未包含液態水吸收汽化熱轉變為水蒸汽之時間，也就是說液態水尚未進入沸騰狀態，若額外加註使用「沸點」一詞，可能造成誤導，建議不須加註。
5. 本題說明如下：
   (1) 以國外用過燃料池島區建置經驗，用過燃料池島區建置時間約須半年至五年不等，且建置完成時間越短池內總衰變熱越高，可說明此為足夠保守之假設條件。
   (2) 7-2頁說明第七章之分析皆以用過燃料池島區開始運作作為分析起始點，而在島區建置完成前，除了獲得原能會核可之變更或豁免個案外，相關系統與設備將沿用營運期間相關規範。在用過核子燃料池喪失冷卻能力事件中先就國內外經驗假設島區完成施工驗收至少需一年時間，但進行評估時係保守考量180天即啟用島區並發生冷卻能力喪失意外。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)2

第二回合審查意見

1.「等燃料衰變熱降到一定的程度後」之敘述不夠明確具體，請再澄清？
5.
(1)以衰變熱的角度來看，180天與停機後7天來比，採用7天的初始條件相對保守，因此在不同的角度上，審視之保守面向不同，請補充說明這邊所謂的“保守”的初始條件？

(2)回復內文提及:「將以用過燃料池島區開始運作時間作為分析起始點」。請列出並說明用過燃料池島區開始運轉前與完工後，所進行安全分析的條件差異點。

除以上第1、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.根據「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究報告」，目前國際間使用的各式護箱，依其設計所能貯存的燃料冷卻情況皆有不同，其中燃料最短冷卻期限多為3~10年之間，每束燃料的最大熱負載則是0.5kW~4kW不等，故未來核三廠用過核子燃料中期貯存設施所裝載之燃料的最高衰變熱，需待招標結果及安全分析報告送大會審查後而定。

5.(1) 節錄報告如下：「考量用過燃料池在建置成為島區之時程，依系統複雜度進行設計、發包與施工驗收，所需時間至少需要一年的時間；因此，假設用過燃料池島區在停機180天後就建置完成，且是以用過燃料池島區內裝滿用過核子燃料進行評估，是相當保守的初始條件。」該段保守之判定係依據島區建置時間以及用過燃料池燃料裝填數量來考量，建置時間如第一回審查意見答覆，國外用過燃料池島區建置經驗約須半年至五年不等，本章採停機180天後建置完成具一定保守度。且用過燃料池永久停機後實際裝填數量為1912束用過核子燃料，本章採用填滿共2160束進行評估。

(2)電廠組態轉換為用過燃料池島區運轉之前，除了獲得主管機關核可之變更或豁免個案外，相關系統與設備將沿用前一次獲主管機關核可之相關規範，故相關安全分析亦將持續沿用原有內容。當用過燃料池島區開始運轉後，系統組態將有所差異，例如燃料吊運事故將依據新設置之廢料廠房控制室進行分析，喪失冷卻能力亦為依據規劃之系統組態進行評估。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.請將答復說明內容加入除役計畫報告。

5.

(2)回覆內容提到"燃料吊運事故將依據新設置之廢料廠房控制室進行分析，喪失冷卻能力亦為依據規劃之系統組態進行評估"，是否意指先前相關事故安全評估報告已不適用，進入新組態前需提送新版安全分析報告？

除以上第1、5.(2)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.第二回合答復內容新增於一、(三)第一段如下：「...對於核子燃料安全是相當重要的一環。另根據「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫投資可行性研究報告」，目前國際間使用的各式護箱，依其設計所能貯存的燃料冷卻情況皆有不同，其中燃料最短冷卻期限多為3~10年之間，每束燃料的最大

熱負載則是0.5kW~4kW不等，故未來核三廠用過核子燃料中期貯存設施所裝載之燃料的最高衰變熱，需待招標結果及安全分析報告送大會審查後而定。」詳附件07-010-01-C。

5.(2)當進入島區運轉階段前，本公司將依據島區組態提送安全分析報告進行審查，待大會核備後，再據以修訂相關安全評估報告內容。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)

總結回合審查意見

1.同意答復。

5.(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核；以及除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。以上兩項列入重要管制事項。

意見編號	**07-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S09、S12、B01、B14	一(三)4	7-12	結案

第一回合審查意見

1. 第7-12頁提及「事件發生時可參考現行程序書進行後續之應變，可以參考相關的程序書應變手段整理如下，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性。」
   (1) 請台電公司說明於核三廠進入除役期間之前，完成確認程序書之規劃。
   (2) 另請簡要敘述燃料池於喪失冷卻後之事件處理程序及相關程序書編號。
   (3) 第一.(三).5小節輻射影響與緊急應變、第一.(三).4小節用過燃料池冷卻水流失事件等，皆有提到用過燃料池緊急補水，請說明所列出程序書分別在哪些階段可行？對於其他階段之應為措施？
   (4) 針對未來新建置之用過燃料池島區，是否仍可採相關之程序書，請澄清或視需要修訂報告內容。
2. 第7-12頁，請補充說明用過燃料池設計有哪些特性及防護喪失冷卻能力的監測功能？並請說明福島事件後，核三用過燃料池有哪些改善措施？這些措施在除役期間不同階段可繼續使用或將移除？

第一回合審查意見答復

1. 本題說明如下：
   (1) 核三廠進入除役前，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用

之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。

(2) 核三廠現行程序書「用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」之處理流程簡述如下：(1)判斷用過燃料池水水溫高的原因是喪失冷卻能力或是池水流失。(2)若是喪失冷卻能力，立即召集電氣或機械相關人員，研討回復冷卻水泵運轉或回復用過燃料池水冷卻能力的可行方案。若是池水流失，先確認原因再由值班主任/值班經理需立即召集相關人員研討停止冷卻水繼續流失之方案。(3)依據現行程序書「用過燃料池的充水、洩水與過濾」程序，尋找可補水至用過燃料池之水源與路徑，將用過燃料池水補至正常水位。

(3) 核三廠現行「機組斷然處置用過燃料池緊急補水／噴灑策略」程序書中，用過燃料池緊急補水措施共有6種補水策略與2種噴灑策略，其中自 RWST 補水之策略於除役期間 RWST 停用後即不適用，其他補水途逕於用過核子燃料自用過燃料池移出前(即用過燃料池島區整備階段及運轉階段)都能持續適用。

(4) 上述程序書執行過程所涉及的系統設備多數會持續運轉到用過核子燃料完全移至乾貯設施之後才停用，故進入除役期間後，用過燃料池在運轉時(包含用過燃料池島區整備階段及運轉階段)，仍可依上述程序書執行應變措施，惟程序書細節可能因應系統改變而需調整，故上述程序書皆會比照1、(1)小題之作法於進入除役前完成修訂。

2. 核三廠用過燃料池可透過溫度監測，當水溫達到60°C 即發出警報，以及高、低水位警報、冷卻水泵低流量警報與燃料廠房輻射偵測值確保用過燃料池狀態。因應福島事件改善之救援措施將持續使用直到用過燃料完全移至乾式貯存設施為止。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(2)請將答復內容增列於報告中。
(4)用過燃料池島區運轉階段所涵蓋之系統設備，在除役期間之初期尚未能明確，請針對答復“程序書皆會比照1、(1)小題之作法於進入除役前完成修訂”說明其適切性。
除以上第1.(2)、1.(4)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.(2)修訂內容詳如附件07-011-01-B 所示。
(4)本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用，其中除

役過渡階段新建設施相關程序書，則規劃在設施啟用之前完成修訂。至於除役其他階段需用之程序書，將參考核三廠既有程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)4
第三回合審查意見
1. (3)機組斷然處置程序指引業已更名，請整體檢視並修訂。另針對硼酸濃度之維持，應設有固定式設備，移動式設備僅可做為後備備用。 除以上第1.(3)小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1. (3)擬修訂第一回合答復中程序書名稱為「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」；進入除役期間後，本公司將維持 BN 系統可用，且經大會同意停止運轉前，將持續維持可用；島區專案中提出島區運轉期間硼酸濃度控制方案，島區專案經大會審查同意後，本公司將依審查同意內容建置並運轉島區相關系統。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
1.(3)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	**07-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S11、B14	一(四)	7-13	結案
第一回合審查意見					
1. 第7-13頁，NUREG-2161指出用過燃料池有可能因為地震造成池底破口而流失冷卻水，此類情境相較於穿越孔失效或是管路破裂後因虹吸效應而造成冷卻水流失事件後果來得嚴重，請說明核三廠對於此類情境的考量結果。 2. 第7-13頁，提及「用過燃料池另有一套用過燃料池襯底之洩漏偵測，當流量達每分鐘25 L 為其警報設定點」，請說明運轉階段1、2號機用過燃料池襯底之洩漏流量偵測值。 3. 第7-13頁，圖7-2無法顯示燃料頂端上方穿越孔與下方穿越孔之位置。請提供用過燃料池之側視圖，並標示上方穿越孔、下方穿越孔、A/B 串取水管					

路、洩漏偵測系統管路。

4. 第7-13頁，提及「依據 EPRI-3002009564報告第四章...穿越管路失效之接受準則為：『所有可能引發池水快速流失之穿越管路耐震設計，符合個廠 SSE 設計規範(耐震一級設計)...』。」該 EPRI 報告僅針對地震可能造成的危害，請澄清於此處引用是否合理。

第一回合審查意見答復

1. 依據本公司於110年4月陳報大會之「核三廠用過燃料儲存池超越設計基準事故風險評估分析報告」，該報告係參照 NUREG-2161(NRC, 2014)之分析方法架構，完成核三廠用過燃料池(SFP)超越設計基準事故風險評估，其內容已針對特定狀態之(相對)發生機率進行評估，該報告之評估結果目前大會正進行實質審查中(核管案 JLD-10122)。
2. 經確認，用過燃料池襯板洩漏監測是透過每個月定期量測洩漏量，洩漏量達2500c.c.作為警報行動點，將進一步評估用過燃料池襯底完整性。上述文字修訂於報告，詳如附件07-012-02-A 所示。
3. 依審查意見附上相關圖面如下：

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

圖1 用過燃料池廠房位置側視示意圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

圖2 SFP 上方、下方穿越孔及 A/B 串取水管路

4. 依據 EPRI 3002009564導則第1章說明，該導則雖然主要是針對50.54(f)信函的回應，亦適用於任何用過燃料池耐震評估；另依據該導則中針對燃料傳送閘門的要求：只要確認燃料傳送閘門的材質為鋁合金或不鏽鋼合金等高韌性材質，即可排除地震發生時，因燃料傳送閘門失效造成用過燃料池池水快速流失的疑慮；核三廠用過燃料池共有兩個燃料池傳送閘門，閘門材質均為不鏽鋼(ASTM A 240 Type 304L)，符合 EPRI 3002009564導則。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(四)2

第二回合審查意見

1.此核管案 JLD-10122尚未經核備，請補充相對發生機率(%)之來源。

2.

(1)答復所列2號機用過燃料池襯底之每月總洩漏流量偵測值大於2,500 c.c.，已超過所謂的"警報行動點"，請說明電廠目前如何處置。

(2)2號機 V100號閥，其洩漏量警示值為12,500 c.c，然其餘閥皆為2,500 c.c，請說明緣由。

4.

(1)除役計畫第7.1.4節為用過核子燃料池冷卻水流失事件，並非耐震評估。EPRI 3002009564標題為地震評估導則：用過燃料池完整性評估，其中排除匣門失效是以其主要是承受靜水壓與熱負載，地震負載並非主要負載等理由排除，若非耐震評估，並不應以耐震評估中之理由將其排除。

(2)FSAR 9.1.2.3.2中，有假設閘門失效，而 FSAR 9.1.2.3.2於結尾處，假設藉由 RWST 及 CST 緊急補水，由於 RWST 於島區整備期間便假設停止運轉，該分析不適用於除役期間，故仍應更正用過燃料池冷卻水流失事件分析。

(3)另 FSAR 分析時考慮可由 RWST 補水，而除役計畫從島區開始運作時才分析，RWST 似乎不應於島區整備期間便假設停止運轉，否則除役計畫便應從島區整備期間開始分析。

除以上第1、2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.依據109年9月陳報大會之「核三廠用過燃料儲存池超越設計基準事故風險評估分析報告」，用過燃料池鋼襯破損機率評估係依 NUREG-2161作法，以鋼襯不銹鋼材之應變作為相關分布函數之隨機變數(不確定參數)，利用機率密度函數表示鋼襯應變需求(Demand)和應變容量(Capacity)之機率分布，進而預測鋼襯破損之機率。該報告顯示核三廠用過燃料池結構完整性無變形疑慮，但為了進一步探討風險，故將材料參數降低方能得到鋼襯破損機率，其計算方式為將鋼襯應變容量之機率密度與鋼襯應變需求之機率密度函數，代入鋼襯破損機率關係式，計算在假設材料參數降低的情況下之燃料池鋼襯失效(破損)機率，接著參考 NUREG-2161報告，將此失效機率平分對應給燃料池鋼襯池底破口及閘道破口這兩種情境，據此完成核三廠用過燃料池(SFP)超越設計基準事故風險評估，前述分析內容將以大會審查 JLD-10122案之結果為準。

2.

核三廠洩漏量警示值是為了讓每月偵測試驗有判斷依據，故參考核三廠歷史量測數據而訂定，1、2號機分別有8組及12組用過燃料池洩漏偵測集水閥，每月開啟量測累積洩漏量，其最大洩漏量警示值為12,500c.c/month(換算約0.3 c.c/min)，核三廠長期監測狀況趨勢皆為穩定、無異常情形。核三廠訂定用過燃料池洩漏量限值係因核三廠1、2號機用過燃料池於執行儲存容量擴充工程時，發現有微量洩漏，依會核字第0四四三五號函指示應於正常營運期間，繼續作結構完整性之監視與紀錄，故核三廠承諾每月進行量測並記錄。核三廠於民國97年參考美國 Salem 電廠1號機案例，該機組用過燃料池洩漏率為100 gallon/day，換算約262.88 c.c/min，該電廠業主亦採用定期監測方式處理，另外經詢問 PWROG 其他國外電廠情形，VC Summer 用過燃料池總洩漏量警示值為500 c.c/min。除了業界案例外，國外相關法規亦未針對用過燃料池洩漏率進行限制要求，故核三廠以趨勢分析的方法，透過歷史量測數據建立接受標準，最終訂定上述洩漏量警示值。先前於第一回合答復中提及「當洩漏量達2500c.c.時將進一步評估用過燃料池襯底完整性」擬修訂為「當洩漏量達警示值時將進一步評估用過燃料池襯底完整性」。修訂內容詳如附件07-012-02-B 所示。

4.(1)由於用過核子燃料池於正常運轉中，並不會發生冷卻水流失，冷卻水流失事件主因為地震所引發，報告7.1.4節「用過核子燃料池冷卻水流失事件」中3.分析與結果(1)穿越孔失效及(2)虹吸現象其內容主要係引用109年4月獲大會准予備查「用過燃料池完整性評估」報告評估結果。另依據 EPRI 3002009564 報告所進行的燃料傳送閘門評估，燃料傳送閘門在

設計上即具有較高的耐震能力，主要原因為燃料傳送閘門之主要應力負載來源，為池水靜水壓力與熱負載，並非池水晃動時所造成的應力，另外燃料傳送閘門材質與固定方式，亦具有高耐震能力的特質，在進行個廠評估時，只要確認燃料傳送閘門的材質為鋁合金或不鏽鋼合金等高韌性材質，即可排除地震發生時，因燃料傳送閘門失效造成用過燃料池池水快速流失的疑慮。

(2)(3)為維持用過燃料池補充硼酸水維持硼酸濃度功能，更換燃料水儲存系統(RWST)擬修訂為在用過燃料池島區運轉階段停止運轉，島區整備階段維持以 RWST 補充硼液，而進入島區運轉階段，將評估於用過燃料池規劃用過燃料池水硼酸濃度調整程序與設備，取代 BN 系統之既有硼液補充路徑，具體規劃將併於島區專案中說明，且於大會同意前依既有規定作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(四)2

第三回合審查意見

2.

(1)用過燃料池及相關組件、系統與結構物，須納入除役期間整體性維護管理方案。

(2)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

4.

(1)FSAR 9.1.2.3.2中有假設閘門失效，請再補充分析結果。

(2)針對硼酸濃度之維持，應設有固定式設備，移動式設備僅可做為後備備用。用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

除以上第2、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.

(1) 遵照辦理。

(2) 遵照辦理。

4.

(1) FSAR 9.1.2.3.2為說明若發生閘門洩漏造成用過燃料池冷卻水流失，水位不會降至燃料頂端之下，並未進行定量分析，此段文字主要係依據 R.G. 1.13 要求，說明用過燃料池設計時必須將閘門底部高度納入設計考量，類同取水管之取水高度及真空破壞閥設計等，為多重安全保障之設計概念，且在 FSAR 內文中亦有說明，因另有 CST 及 RWST 兩個系統，皆可增加緊急補水能力。將 FSAR 本文摘述補充於本章一、(四)、3小節，如下：

…符合上述可接受標準。此外，FSAR9.1.2.3.2節亦有針對閘門洩漏進行陳述，原文摘錄如下：「由於燃料傳送水道以及用過燃料池閘門開口底部高

於池內用過核子燃料頂部，因此閘門失效不會造成用過核子燃料裸露，故該閘門未被設計成符合耐震一級...若用過燃料池發生異常失水事故，緊急補水來源有 CST 以及 RWST」。詳附件07-012-04-C。

(2) 遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(四)、3

總結回合審查意見

2.同意答復。

4.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	**07-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	一(四)	7-14	結案

第一回合審查意見

1. 第7-14頁，提及「合成橡膠墊圈防止池水洩漏」，請補充說明合成橡膠墊圈失效之後果，本章相關分析是否已涵蓋。
2. 第7-14頁，敘述「依核三廠用過燃料池完整性評估報告，核三廠用過核子燃料池結構無耐震不足之疑慮」；第7-36頁，敘述「依因應福島事故地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估報告所示」，前述所提之參考文獻[17]尚未納入 SSHAC 結果重新檢視確認，請修訂。
3. 第7-15頁，「福島事件後另新增可自室外消防栓或消防水車利用水帶連接燃料廠房內、外快速接頭」，請說明在用過燃料池有燃料期間是否均採納相關策略。另外，若結構受損導致池水流失量大於每分鐘400或500 gal 之流量，請說明因應措施，以及在此情況下「輻射影響與緊急應變」小節敘述之適用性，以及補強之措施。

第一回合審查意見答復

1. 用過燃料池評估係依據 EPRI 3002009564導則進行結構評估，該導則主要針對地震發生時大規模洩水之情況，主要評估對象為閘門之關鍵失效模式，即應考量本體之材質，導則4.2節結論說明，閘門之可接受準則為「鋁合金或不鏽鋼合金等材質」，經評估可忽略閘門焊接點、合成橡圈等細部結構。核三廠燃料傳送水道閘門1、桶裝填池閘門2材質均為不鏽鋼板(ASTM A 240 Type 304L)，符合 EPRI 3002009564導則。
2. 參考文獻[17]係為本公司提報核三廠除役計畫時引用之最新用過燃料池完整性評估結果(109年4月獲大會准予備查)，有關核三廠用過燃料池完整性評估納入 SSHAC L3結果之更新報告，本公司已於110年11月中陳報大會，將待大會審查及核備後進行本章節之修訂。
3. 在用過燃料池有燃料期間均會採納相關策略。若結構受損導致池水流失量

大於每分鐘500 gal之流量，則會採用 NEI 06-12之噴灑策略進行救援，噴灑策略之執行方式已載明於核三廠「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」程序書。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
2.請提出 Markup 後再議。 3.台電公司須將 NEI 06-12有關用過燃料池之策略，以及 NEI 12-06有關用過燃料池之策略一併納入。 除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2.擬於四、(一)、3節補充說明如下：且依因應福島事故地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估報告[17]所示，核三廠用過燃料池的高信心低失效機率(High Confidence Low Probability of Failure, HCLPF) 之耐震能力為1.32 g，無耐震能力不足之疑慮，至於核三廠用過燃料池完整性評估納入 SSHAC L3更新之結果，待原能會核備後將進行本章節之修訂。修訂內容詳如附件 07-013-02-B 所示。 3.經大會核備的 NEI 06-12以及 NEI 12-06與用過燃料池相關之策略，將會依據 10 CFR 50.155納入救援考量。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(一)3
第三回合審查意見
2.核三廠用過燃料池完整性評估納入 SSHAC Level 3更新之結果，即貴公司已提交送審之「核三廠用過燃料池完整性再評估報告」，請再調整附件07-013-02-B 文字。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理，詳附件07-013-02-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(一)3
總結回合審查意見
2.同意答復。

	07-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S04、S11	二	7-16	結案

第一回合審查意見

1. 第7-16頁，提及「除役作業活動潛在之輻射意外事件有以下八項」，其中（四）、（五）與（六）與低放射性廢棄物處置相關的意外，請說明核三廠運轉期間是否曾發生過類似意外。
2. 第7-16頁，提及「廢氣處理系統僅在除役過渡階段中用過核子燃料島區整備期間使用。」請說明除役作業及除役拆廠階段是否需要用到廢氣處理系統？

第一回合審查意見答復

1. 本章所提低放射性廢棄物包件意外，可能情境為廢棄物裝桶時吊卸脫落；放射性廢棄物暫存之意外，可能情境為廢棄物桶置於暫存區時傾倒；低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外，可能情境為運送時卡車故障之暫停。核三廠運轉期間未因上述意外情境，發生劑量超過廠界限值之意外事故。
2. 廢氣處理系統主要處理反應爐運轉時核分裂反應及活化反應產生之放射性廢氣，用過核子燃料自爐心中退出後，已無核分裂及活化反應發生的可能，故廢氣處理系統應可在用過燃料池島區整備期間停用，而除役拆廠階段進行切割拆除作業過程中，為維護作業人員之安全，將設置通風與過濾系統設備，目的是要防止污染空浮顆粒的擴散，因為這些顆粒被人吸入，可能會對人員造成輻射危害，但經由通風過濾設備的捕獲與包裝，使顆粒可以安全地處理與處置。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.反應爐在除污階段或切割拆除階段時，是否可能有殘留放射性氣體需透過廢棄物處理系統來進行處理？請補充說明。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.反應爐拆除時所進行之除污及切割作業，將建立具有通風過濾系統之臨時屏蔽，且切割時亦包括水下切割作業，目前規劃不使用既有的氣體廢料處理系統進行處理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	07-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S09、B07、F07	二(一)	7-18	結案

第一回合審查意見

1. 第7-18頁，請說明系統化學除污意外分析時，所假設管路中液體之放射性活度與體積、除污化學藥劑之種類與操作方式，以確認輻射源劑量設定。另請搜尋國外類似核電廠系統化學除污案例，當作本項分析之參考。
2. 第7-18頁，除污意外事件係以核三廠1號機餘熱移除系統管路大修時之輻射偵測數據為分析假設情境，請說明此大修案例與除役系統化學除污情境之相似性，以及此處為何不以 CVCS 系統除污為分析情境。
3. 第7-18及7-30頁，除污意外分析及廢液處理系統之桶槽破裂意外提及「……現場架設臨時屏蔽，使輻射劑量率降為原來之90 %，……處理作業人員個人接受劑量為1.35 mSv。」，而核一、二廠相關章節卻假設經現場屏蔽，使輻射劑量率降為原來之50%，請說明核三廠假設現場屏蔽使劑量率降為原來之90 %是否恰當。
4. 第7-18頁，除污意外事件對現場之人員輻射曝露，經評估結果皆低於「游離輻射防護安全標準」第7條之職業曝露劑量限度規定(每連續五年週期之有效劑量不得超過100 mSv，且任何單一年內之有效劑量不得超過50 mSv)，以及第18條之接受緊急曝露人員之劑量限度規定。除污意外事件可能只是單一事件，而「職業曝露劑量限度」係為5年或1年的累積劑量，請再檢視報告內文比較方式是否恰當，並說明是否有單一事件的劑量限值？

第一回合審查意見答復

1. 國外核電廠於除役期間進行系統拆除前之化學除污案例整理如附件07-015-01-A。然而於本章節採用餘熱移除系統管路除鈷作業係因為此作業在除役期間亦會執行，故採此情境最貼近真實現況。此外鈷及其同位素(Co-58及Co-60)為壓水式核電廠輻射曝露的主要來源，餘熱移除系統管路亦為劑量較高之管段，故使用除鈷作業時所量測到之接觸劑量作為空間劑量來計算，既與除污作業相近又具保守性。
2. 除污意外事件採用大修期間餘熱移除系統進行除鈷作業時之實際輻射偵測數據，然而在除役期間會先排空系統內流體並進行藥劑浸泡與沖放。故採用運轉中大修之數據係較為保守之假設。
3. 本節假設降為原先之90%係指空間輻射劑量率3mSv/hr × 90% = 2.7 mSv/hr，若比照核一、二廠降為原先之50%則為1.5mSv/hr，此處假設應足夠保守。
4. 目前電廠程序書未制定單次事件之輻射劑量限值，且現場作業人員接收之劑量皆由保健物理組進行管登，確認人員接收劑量符合「游離輻射防護安全標準」的規定，以每年不超過20mSv 的標準進行管制。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請說明系統化學除污意外分析時，所假設管路中液體之放射性活度與體積、除污化學藥劑之種類與操作方式，以確認輻射源劑量設定。
2.請說明核三廠餘熱移除系統是否為全廠最高輻射系統，若否，請說明是否亦已針對高污染系統進行意外事件之劑量評估？
3.請說明核三廠現場架設臨時屏蔽，使輻射劑量率下降之比率假設與核一、二廠不同之考量。若非考量核三廠現場屏蔽或場地布置不同，請說明與核一、二廠假設不一致之原因。

除以上第1、2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.核三廠目前已經有使用如附件07-015-01A 之除污程序實際使用在「反應爐冷卻水泵」離線除污程序，實際除污效果良好可以降低接觸劑量達10倍以上，對於除污藥劑亦均能以氧化還原、酸鹼中和方式進行處理及符合後續濃縮固化作業之要求，至於除役期間系統除污的藥劑體積與可能的放射性活度將於實際執行系統除污作業前進一步評估，以確認系統除污作業之有效性。目前僅能以大修管路除鈷作業作為類似參考標準（為電廠在大修更換燃料時，將反應爐內高放射性物質移除，以減少大修期間維修人員曝露劑量）。作法係在停機程序中，於系統管路中添加過氧化氫進行一次側系統除鈷作業。因目前所蒐集到國際上系統化學除污案例並無詳細之空間劑量率可供參用，雖除鈷法所添加之藥劑與系統化學除污採用之藥劑並不相同，但核三廠大修期間進行除鈷後有相關實際量測數據可供參用，故採取保守概估方式，以現場量測而得之接觸劑量率3mSv/hr 作為空間劑量率(實際量測值0.7mSv/hr)進行評估。此處意外分析即以上述保守估算之空間劑量率進行評估，可保守涵蓋管路中不同除污藥劑、操作方式等。實際執行系統化學除污作業前，會確認待除污系統的完整性，並於適當點位設置流量監測設備，以避免除污藥劑洩漏。
2.依目前核三廠除役計畫第8章規劃，可能須進行系統除污之系統，主要包括反應器冷卻水系統、餘熱移除系統及化學容積控制系統。選擇餘熱移除系統係因在餘熱移除系統所測得之接觸劑量率為前述3個系統中最高的，且該系統之熱交換器為大型體射源佔據較多廠房空間，可能有多名工作人員進入該區域進行維護作業，因此意外發生時可能對工作人員造成較高之集體劑量。且目前化學除污意外分析係採取保守概估方式，以現場量測而得之接觸劑量率3mSv/hr 作為空間劑量率(實際量測值0.7mSv/hr)進行評估。
3.依過往現場作業經驗，若採用人員穿鉛衣防護方式，約可降低輻射劑量率10%，而若是採用設備覆蓋鉛毯，則可以降低輻射劑量率50%。電廠實際作業時，上述兩種抑低輻射劑量方式皆可採用，在核三廠除役計畫中，本公司採用抑低較少之屏蔽假設狀況進行分析，以驗證分析結果有足夠保守度，且

進一步驗證發現，核一、二、三廠除污意外不論採用何種屏蔽假設皆可以符合游離輻射防護安全標準；此外，實際發生意外時皆會遵循 ALARA 原則進行合理劑量抑低。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.請將「以餘熱移除系統進行除鈷大修作業案例作為系統化學除污之代表案例」之理由補充於除役計畫「系統化學除污意外分析」段落中。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.修訂本章二、(一)、3節內容如下：
參考核三廠一號機餘熱移除系統管路大修時之輻射偵測數據，保守取大修除鈷作業後之實際量測值作為評估數據，~~接觸劑量最高3 mSv/hr，空間劑量最高0.7 mSv/hr。~~除鈷作業為電廠在大修更換燃料時，為了減少大修期間維修人員曝露劑量，所執行之反應爐內高放射性物質移除作業，作法係在停機程序中，於系統管路中添加過氧化氫進行一次側系統除鈷作業。因目前所蒐集到國際上系統化學除污案例並無詳細之空間劑量率可供參用，雖除鈷法所添加之藥劑與系統化學除污採用之藥劑並不相同，但核三廠大修期間進行除鈷後有相關實際量測數據可供參用，故採取保守概估方式，以現場量測而得之接觸劑量率3mSv/hr作為空間劑量率(實際量測值0.7mSv/hr)進行評估，且實際執行系統化學除污作業前，會確認待除污系統的完整性，並於適當點位設置流量監測設備，以避免除污藥劑洩漏，本評估之假設應可保守涵蓋管路中不同除污藥劑、操作方式下所得之空間劑量率。假設意外現場因管路破損導致廢棄液體洩漏至廠房，故保守假設意外現場因洩漏造成之空間輻射劑量率為3 mSv/hr…
詳附件07-015-01-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)、3

總結回合審查意見

1.同意答復。

意見編號	**07-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S11、B04、 B07、F07	二(2)	7-19~23	結案

第一回合審查意見

1. 第7-19~23頁，請逐一討論拆廠過程各類型桶槽吊運之墜落事故，由內存廢液體積、總活度、桶槽大小、廠房空間尺寸、相關位置、工法、現場操作

人數、疏散難易程度、機具、拆除困難度等條件來比較，說明 LRS 濃縮槽拆除墜落意外為核三廠除役過程(二)拆除意外事件、(三)吊卸意外事件、(四)放射性廢棄物包裝意外中，兼為三個項目之 worst case dose scenario，以確定本章之分析足夠安全保守。

2. 第7-19頁，拆除意外事件推估劑量之分析是否有分析報告？若有請摘錄於除役計畫內提出說明，並列入本章之參考文獻內。
3. 請再說明七、二、(二)節之事發後疏散、污染轉化空浮率、輻射意外處理人員人數與時數、及事故後之大氣擴散因子 χ/Q 等假設數據保守性。

第一回合審查意見答復

1. 本節為確認拆除設備中表面污染放射性活度最高者，已確認除役期間廠內設施何者具較高之放射性活度，其中具放射性之廢液會先經過滯留槽、LRS 蒸發器，最終匯至 LRS 濃縮槽。此外電廠停機且燃料退出爐心後化學與容積控制系統(CVCS)將停用，故採用放射性液體處理系統之LRS濃縮槽作為分析標的實屬合理。
2. 依審查意見，補充評估廠界劑量時所需之呼吸率、以及依據美國聯邦指引報告 FGR13 CD Supplement 所得之體內、外有效劑量轉換因子，完整分析過程如本章第二、(二)、3節所示，修訂內容詳如附件07-016-02-A。
3. (a)LRS 濃縮槽所在房間小，廠房空間為4.11m×4.00m×8.38m，經現場工作人員確認5分鐘疏散時間足以離開，實屬保守。

   (b)依實際做法，濃縮槽在拆除前應先將其內含之廢水抽除乾淨後，並進行除污、拆除等工作，此處採用之槽內放射性總活度係為運轉中取樣分析報告數值，現假設其內表面鬆散污染物的10%在墜落後立刻平均分佈在房間中，實屬保守。

   (c)意外處理人員人數參考 NUREG/CR-0672之 Appendix H 之 H.5-6表，說明沸水式參考核電廠(WNP-2，1,155 MWe)系統化學除污經驗，每輪值時段有5人作業(1領班、2設施操作員、1技工及1保健物理員)，本節發生事故之處理人員配置應與其類似，並保守假設10位工作人員進行事故處理。作業時間10人時係考量該廠房空間小，且桶槽內污染物應為污泥之狀態，影響範圍較小，10人時之處理時間應屬合理。

   (d)本報告參考105年2月1日原能會核備之「TITRAM/NPP-SPT-MHD-02 核能電廠設計基準事故大氣消散因子分析方法論」專題報告及 RG 1.145導則，納入近五年之氣象數據，分析中除了算出不同方位之 χ/Q 值並找出最大扇形方位 χ/Q 值外，並與5%整體性 χ/Q (即所算出之所有 χ/Q 值中，超過該值的百分比不超過5%)比較，取較大值，應有足夠之保守度。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(二)3；表7-11

第二回合審查意見

3.不同意『現假設其內表面鬆散污染物的10%在墜落後立刻平均分佈在房間中，實屬保守』這項假設說明？為何不假設『表面鬆散污染物的(約50%至100%)在墜落後立刻平均分佈在房間中...』較嚴重的狀況？請再提供補強說明。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.本章火災意外事故係假設桶槽內100%污染物瀰漫在空間中造成空浮，所造成之廠界劑量為9.45×10^{-3} mSv，仍低於法規安全限值。此處桶槽墜落後雖只有假設10%形成空浮，但如前次答覆所說明，此處採用之槽內放射性總活度係為運轉中取樣分析報告數值，未考量拆除前將進行之放射性廢水抽除與除污。擬修正前次答覆「實屬保守」文字，修訂為「應為合理之假設」。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
3.請將答復說明內容加入除役計畫報告。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.修訂本章二、(二)、3小節如下： ...使得其中10%之桶槽內表面鬆散污染物，平均瀰漫在空間中(體積$4.11\times4.00\times8.38=137.77$ m^3) (此處採用之槽內放射性總活度係為運轉中取樣分析報告數值，未考量拆除前將進行之放射性廢水抽除與除污，應為合理之假設，至於100%污染物瀰漫在空間之情況可參考本章三、(一)火災章節之情境)，...詳附件07-016-03-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)、3
總結回合審查意見
1.同意答復。

意見編號	**07-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11	二(四)	7-24	結案
第一回合審查意見					
第7-24頁，提及「本節之包裝意外其假設是與濃縮廢液槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件時雷同，故其分析結果可涵蓋本事件(包裝意外)所造成之影響。」低放射性廢棄物包裝意外章節應設想低放射性廢棄物在進行包裝作業時可能會產生的意外，雖然可預期其後果不比吊卸意外後果來的嚴重，但用吊卸					

意外分析結果來涵蓋其他事件，或許可能會忽略掉其他意外事件的發生。除役計畫旨在規劃並預想可能發生的任何風險加以考量。包裝意外與吊卸意外定義上是不同之兩件事，應單獨進行評估。
第一回合審查意見答復
本節作業係為將低放射性廢棄物吊卸至貯存容器之過程，其中可能發生吊卸之廢棄物脫落、桶槽傾倒等或是包件容器未密合等意外，在這之中可能讓作業環境中快速出現大量放射性粉塵的意外為廢棄物脫落撞擊桶槽傾倒。然而進入作業流程的廢棄物應為完成切割及除污之廢棄物組件，所造成之污染遠低於濃縮廢液槽掉落意外。且若有相關意外事件發生時，亦會比照現行核三廠900系列輻射防護作業程序執行後續處理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
請補充說明核三廠900系列輻射防護作業程序，能有效含括處理不同之事件。
第二回合審查意見答復
核三廠900系列輻射防護作業程序涵蓋內容廣，舉例而言有輻射防護作業標準、人員輻射計量監測管制、放射性物質管制、輻射曝露劑量合理抑減作業、輻射安全意外及異常事故處理以及污染廠房、機件、工具除污程序等，能有效處理核三廠內與放射性物質有關之意外事件。 如發生輻射安全意外事件，除可依核三廠900系列「輻射安全意外及異常事故處理」程序書處理外，將要求工作人員先暫停作業、立即撤離現場，並於附近安全地點召集相關處理人員通盤考量工安、核安、輻安及現場情形等因素進行討論，決定如何處理上述意外事件。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S09	二(五)	7-24~25	結案
第一回合審查意見					
1. 第7-24頁，提及放射性廢棄物暫存之意外事件，在暫存區會累積一定數量的低放射性廢棄物包件。若因地震造成低放射性廢棄物包傾倒，可能不只一桶？而需採取扶正作業行動，作業估計2人時，請說明此情境假設有幾桶的傾倒並如何估計？					

2. 第7-25頁，放射性廢棄物暫存意外事件之處理提及「如無適當程序書，則應另行建立適當程序書」，請說明意外事件後發生何種狀況，核三廠目前無適當程序書，而需另行建立適當程序書處理。另目前若沒有適當程序書，何時建立完成，請說明。
3. 第7-25頁，請說明第二.(五).3小節假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，採5人分班輪流作業，估計需作業2人時之保守性，及是否符合ALARA原則？

第一回合審查意見答復

1. 參考放射性廢棄物意外事故演習計畫，放射性廢棄物包件傾倒後的處理流程包括：(1)傾倒地點設置輻射防護圍籬。(2)保健物理人員進行現場輻防管制與偵測(3)廢料處理組人員進行廢棄物桶扶正，並透過屏蔽堆高機將廢棄物桶夾至運送車。(4)緊急救護去污小組進行現場除污。(5)保健物理人員再次進行輻射偵測。本節情境為單一廢棄物貯存容器傾倒，執行上述處理的時間為2人時。若為地震造成多個貯存容器傾倒，將投入更多人時進行處理。
2. 核三廠運轉中放射性廢棄物之處理可依照「放射性物質管制程序」及「輻射防護計畫書」進行管理。除役期間新增作業，例如大型放射性廢棄物組件之切割、吊卸及裝填等程序，營運期間程序書尚無法涵蓋。未來將比照核一、二廠，於各項作業執行前完成適用除役情境之程序書修訂。
3. 本節之復原作業須工作人員操作吊車/叉動車及卡車扶正貯存容器，實際作業執行時本公司將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，此處採5人分班作業2人時且未考量架設臨時屏蔽係為評估時之保守假設，且現場作業人員，均視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等，確保事故處理工作人員僅接受體外曝露。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.請於除役計畫相關章節修訂說明清楚
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.擬將二、(五)、3小節修訂為：保守假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，須由工作人員操作吊車/叉動車及卡車扶正貯存容器，作業時將嚴守劑量合理抑低原則妥善管理事件處理之作業人員劑量，而評估為求保守採5人分班輪流作業2人時且未考量架設臨時屏蔽，此外現場作業人員均視需要佩戴高效率呼吸面具、防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護具等，確保事故處理工作人員僅接受體外曝露，評估5人輪流作業2人時，集體有效劑量約為2×10^{-2} man-Sv，個人則有4 mSv，低於年劑量限值50 mSv，

符合輻射作業人員職業輻射劑量限度規定。修訂內容詳如附件07-018-03-B所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(五)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S11、F07	二(六)	7-26~27	結案

第一回合審查意見

1. 第7-26頁，假設運送貨櫃包件貯存容器時發生意外，運送時包件其外表面上之作業人員所能接觸到任一點，最大輻射強度不會大於20 mSv/h，...。請說明與「放射性物質安全運送規則」第44條規定(包件或外包裝除以專用運送，或作專案核定運送外，其外表面上之任一點，最大輻射強度不得大於每小時二毫西弗)，或第45條規定(以專用運送之包件，其外表面上任一點之最大輻射強度，不得大於每小時十毫西弗)之符合性，並請說明此處假設20 mSv/h之理由？
2. 第7-26頁，提及「推估離貨櫃包件不同距離下之劑量率及現場處理人員作業工時2人時所接受劑量，如表7-11所示。如果再假設現場處理人員平均離包件距離為2 m且需5人分班輪流作業，...」：
   (1) 現場處理人員作業工時2人時，有何根據？
   (2) 請說明假設現場處理人員平均離包件距離為2 m是否合理？
   (3) 請說明此分析是否已考慮緊急應變組織人力？(於此案例中，該組織就必須至少有5人能分班輪流作業)
3. 第7-26頁，提及「因運送過程將維持車速低於每小時30 km，且為一封閉式的屏蔽車，拖車翻覆、廢棄物桶滾落損毀等事件發生之機率較低，故以拖車因故必須非計畫暫停進行維修較為可能；...」。請再就核一廠案例(滿載低放射性廢棄物桶的車輛滑落到廠內墘華溪中)，檢討「廢棄物桶滾落貨櫃外，掉落到地面毀損並造成地面污染」事件可能性，修訂相關報告分析。
4. 第7-26頁，$DR_{p\,or\,v}$ 在距離包件(p)或運送車輛(v)表面1 m 處的最大劑量率，亦即運送指數 TI (mSv/h)。與「放射性物質安全運送規則」附件五之一(一)與(二)，對運送指數之規定(距離外部表面一公尺處最大輻射強度每小時毫西弗數乘以一百，再乘以附表四之適當倍乘因數)不同，請修正。
5. 第7-27頁，廠內低放射性廢棄物之運送路徑，依第六章圖6-4拆廠階段排程，在121年以前係搬運到既有低放貯存庫，於121年以後將搬運到新建低放貯存庫，請分析兩條運送路線意外事故之劑量，並與法規要求進行比較。

第一回合審查意見答復

1. 本節擬改採「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」中物件表面30公分處經偵測劑量率2mSv/h 作為評估基準，修改(六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外評估內容，符合「放射性物質安全運送規則」第44條之規定，對於45條規定提及之專案運送將視個案另案申請。修訂內容如附件07-019-01-A 所示。
2. 本題說明如下：
   (1) 拖車運送過程將維持車速低於每小時30 km，拖車翻覆、廢棄物桶滾落損毀等事件發生之機率較低，故以拖車因故必須非計畫暫停進行維修作為假設情境，考量為廠內運送，2人時作業時間來排除車輛故障讓拖車恢復行駛或是另外找來其他大拖車將該車拖走應是合理且保守的時間假定。
   (2) 此情境之運送包件及工作處理人員均假設為無屏蔽狀態，再於表7-11假設2m 作為作業人員之平均距離，考量處理人員維修拖車時距離包件距離為1m 至3m 不等，且實際作業時均會確保人員防護或添加臨時屏蔽，此處平均2m 之假設應屬合理。
   (3) 核三廠除役作業時仍會保有充足之緊急應變人力，足以因應低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外發生時，進行輻射管制、車輛修復與現場復原所須人力。
3. 核一廠發生滿載放射性廢棄物桶的車輛滑落到廠內墘華溪之意外事件後，已強化廠內運送之管制措施，包括：車輛隨時保持押車兩人、車速不得大於每小時30 公里、路線進行管制並預做模擬、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。核三廠於運轉期間已有「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」，在運送前須經保健物理人員進行偵測，接著由廢處組召開工具箱會議並完成「核三廠放射性廢棄物廠內運送作業查證表」，相關注意事項包括車輛承載重量、司機應接受之專業訓練、廢處組應派員隨車押運、廠內行車時速不得超過30公里，車輛停妥應在輪胎下方置放楔形止滑塊等作為，應可避免再發生滑落事故。若考量廢棄物桶滾落貨櫃外，損毀並造成地面污染情境，可保守以拆除意外之桶槽墜落情境涵蓋。
4. 有關放射性廢棄物運送劑量影響評估模式係參照 NUREG-0170報告，其基礎劑量率公式如報告中式7-1所示，經檢討式中參數 DR p or v 為在距離包件(p)或運送車輛(v)表面1 m 處的最大劑量率(mSv/h)，與「放射性物質安全運送規則」所定義之運送指數 TI 無關，故擬刪除「亦即運送指數 TI」以避免混淆，修訂內容如附件07-019-04-A 所示。
5. 根據本除役計畫第十章、一、(二)節「除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估」，考量既有低貯庫與二號低貯庫運送路線，其中距廠界最近距離為330m。本章節保守考量取200m 處之劑量率進行評估，結果皆可符合「核子反應器設施管制法施行細則」第3條、「游離輻射防護安全標準」第12條之劑量限度規定。另處理事故之作業人員所接受之劑量亦低於「游離

輻射防護安全標準」第7條及第18條之規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(六)1；二、(六)3；二、(六)5

第二回合審查意見

2.(2)
(i)回復提及處理人員維修拖車時距離包件為1m 至3m 不等，請問是否進行相關靈敏度分析？採用1m 距離進行評估是否較為保守？
(ii)針對低放射性廢棄物運送意外事件分析，應先依放射性物質運送安全規則，在無屏蔽情況下，外表面3公尺處之輻射強度不得大於10 mSv/hr。於例行運送狀況下，才適用假設距外表面2公尺處不大於0.1mSv/hr。
3.為完整納入核一廠除役計畫審查之經驗回饋，請再檢視核一廠事件後的改正項目，以及所提之核三廠運送程序，將相關管理作法與要求納入除役計畫報告內(如車輛停妥在輪胎下方置放楔形止滑塊)。
4.修訂內容附件07-019-04-A 中，以2 小時之累積劑量為1.84×10^{-5} mSv，來與一般人之年有效劑量限度(1 mSv)做比較，此說明並不合理。請以一年的最大運送作業時間，來計算造成廠外一般人之年有效劑量。
除以上第2.(2)、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2. (2)發生運送意外事件時，在無屏蔽的情況下，對工作人員之劑量率計算距離可能為數公尺不等，在本國「放射性物質安全運送規則」中亦規定運送低比活度物質或表面污染物體之數量，以每一包件、物體、物體之集合，在無屏蔽情況下，距其外表面三公尺處之輻射強度，不得大於每小時十毫西弗；且只有在例行運送狀況下，才適用假設距外表面2公尺處不大於0.1mSv/hr。故本節採用距離2公尺進行評估係較保守之假設。
3. 本公司因應滿載低放射性廢棄物桶車輛滑落到廠內乾華溪案所訂定之改正措施有：(1)廠內廢料運送作業，即日起須有電廠人員隨車押運；(2)運送車輛須經品管人員檢查簽章後，方可開車；(3)車上載有廢料時，司機不得離開駕駛座；(4)貯存庫之停車廣場，原設計有斜度，應予改善整平；(5)貯存庫前之乾華溪畔，應增設阻擋牆；(6)應徹底檢討各核電廠廠區內之運輸作業。核一廠已修訂其「低放射性廢棄物廠內運儲程序」，於程序書中新增上述改正措施，而核三廠「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」，亦有參照核一廠經驗回饋增加上述程序，例如程序6.3.4.10所述：車輛停止搬運作業或於坡道上不得已停車時，須確實拉上手煞車及以楔形止滑塊擋輪等，確實注意防止車輛前滑或退後之措施。相關程序作法補充於除役計畫內，修訂內容詳如附件07-019-03-B 所示。
4. 參考除役計畫第十章，除役期間運送趟數每年(960+2785+454)/12 約為350趟，假設每趟皆臨停2小時，累積劑量為6.44×10^{-3} mSv，符合一般民眾之年有效劑量限度。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(六)4
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-020**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B07	二(七)	7-20,7-29	結案
第一回合審查意見					
第7-29頁，廢液處理系統之桶槽破裂意外提及「假設濃縮廢液槽發生破裂意外，造成廢水污泥外洩至該房間地面時，……由於濺出的廢淤泥屬液態，一時不會造成空浮」: 1. 請澄清七、二、2節分析案例假設意外流出濃縮廢液估計數量？ 2. 另第7-20頁拆除意外分析之 LRS 濃縮槽拆除墜落情境卻有假設濃縮廢液槽之表面污染10 % (2.86×10^{9} Bq)全轉化為空浮，並未有沉降至地表之可能。請說明廢液處理系統桶槽破裂意外假設濺出的廢淤泥一時不會造成空浮(第7-29頁)情境的保守性。					
第一回合審查意見答復					
1. 為保守考量，本節桶槽破裂意外之3.分析與結果小節擬改為「由於拆除意外事件係已保守假設進行濃縮廢液槽之拆除作業時，因故發生墜落意外事件並造成桶槽內廢棄物濺出而進行分析，故其分析結果可涵蓋本事件(桶槽破裂)所造成之影響。」，詳細修訂內容如附件07-020-01-A 所示。 2. 如同1之答復內容，此處比照拆除意外事件之評估流程，已將空浮之情況納入考量。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(七)3					
第二回合審查意見					
1~2不同意此項修訂，請說明保守假設為何？處理此狀況之人數？人員劑量為多少，是否符合 ALARA 原則等。					
第二回合審查意見答復					
廢液處理系統之桶槽破裂若比照拆除意外之情境假設，處理工時預估為10人時，由10名作業人員進入現場處理，每位處理意外之作業人員所受劑量約為1.06×10^{-2} mSv，集體有效劑量則為1.06×10^{-4} man-Sv。意外發生導致桶槽內污泥外洩至該房間地面時，將立即停工並撤離工作人員，負責處理之工作人員將於安全地點討論如何善後，並由保健物理組人員量測空間劑量率及空浮數值以利 ALARA 評估。如現場有空浮情形，則將架設 HEPA 進行抽氣過濾，並讓處理					

人員配戴呼吸面具，避免工作人員體內污染；亦可視情況考量讓處理人員加穿鉛衣。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-021**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、B01、B14	三(一)	7-31~34	結案

第一回合審查意見

1. 第7-31頁，請說明依除役各階段之實務需求，如何規劃修訂防止火災的因應對策，並敘明核三廠除役期間消防計畫所須遵循之法規規範。
2. 第7-31頁，相較正常運轉，除役作業時現場有較多的作業變數(非例行作業較多，現場較為雜亂)，請檢視現行預防火災之管理方式有無需要加強之處。例如，在防火區內如何管控可燃物之數量，以免超出 FSAR fire hazards analysis 之假設(FSAR Appendix 9.5A assumptions for the fire hazards analysis 中提到需要 Identification and quantification of combustible material)。
3. 第7-31頁，「除役期間相關之組件、系統、結構之除污與拆除等作業皆於廠房內執行，若工作不慎造成火災、爆炸，核三廠已有相關程序書，例如：「失火對策計畫」」，第7-33頁，「惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等的影響」，請確認核三廠現行相關程序書「失火對策計畫」，以及在除役期間各階段的適用性，並提出修訂之時機與規劃。
4. 第7-32頁，提及所分析內容與結果沿用第二.(二).3小節之內容，惟火災時應該還有消防人員之救火工作，與第二.(二).3小節應不同，請澄清兩者分析內容是否應有所差異。
5. 第7-33頁，事件處理敘述「事件發生後，可參考現行核三廠消防計畫程序書「失火對策計畫」進行處理，惟除役期間先要確認其作業程序書可行性，例如人力配置、廠房現況及設備組態等的影響。」請核三廠於進入除役期間之前，確認相關程序書之可行性。
6. 第7-34頁，提及火災發生後，現場人員會確定通風過濾系統關閉，以避免放射性物質洩漏到廠外。除過濾系統，廢料廠房尚設計有排煙風扇、抽風扇等，請說明是否有影響。

第一回合審查意見答復

1. 電廠進入除役後，將針對除役作業及機組狀態進行程序書盤點或修訂，火災因應相關程序書為程序書「失火對策計畫」，該程序書係遵循核三廠最

終安全分析報告(FSAR)、QIC 防火評估報告（Quadrex International Corporation）、貝泰公司消防評估等規範，後續核三廠將依除役組態修訂消防計畫。

2. 核三廠廠房內可燃物管控依照程序書 「可燃物管制程序書」執行，以避免超出 FSAR fire hazards analysis 之假設，此管控程序於進入除役階段仍採用，以落實預防火災之管理。
3. 核三廠進入除役前，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
4. LRS 系統位於輻射管制區內，其消防人員救災仍須依照輻防管制人員指示，故兩者分析內容應無差異。
5. 核三廠進入除役前，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
6. 參考核三廠失火對策計畫6.8節「廢料廠房」C.失火對策：控制室人員應先參考廢料廠房通風系統程序書，確認該系統運轉必要條件、限制條件與注意事項後，由運轉人員依據廢料廠房空調單元系統的操作指引，隔離該區 Normal HVAC 系統，最後經保健物理人員檢測確認該樓層煙霧之輻射劑量低於限值，再由運轉人員操作將煙霧排出廢料廠房。故對於排煙風扇、抽風扇並無影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.同意答復，除役期間消防計畫依終期安全分析報告(FSAR)9.5.1及美國核管會法規指引 RG 1.191所列美國消防協會(NFPA)規定辦理，若有變更須另案申請，本項列入重要管制事項。

3.進入除役期間尚未設置或施作(例如，用過燃料池島區、除污與拆除等作業)，無法如答復"於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用"，請重新檢討並提出規劃之說明。

4.除役計畫第7.2.2.3節拆除意外事件分析時，假設現場3人逃離，處理輻射意外現場10人；第7.3.1節的火災分析也假設現場3人逃離，處理輻射意外現場10人，救火人員未被考慮，並非如答復所述救火人員依照輻防管制人員指示便可不用分析。

5.同意答復，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，本項列入重要管制事項。

除以上第1、3、4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復
1. 遵照辦理。 3. 本公司核三廠將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用，其中除役過渡階段新建設施相關程序書，則規劃在設施啟用之前完成修訂。至於除役其他階段需用之程序書，將參考核三廠既有程序書建立程序，於該項作業前完成程序書建置，未完成程序書建置前，相關作業不予執行。 4. 依審查意見新增救火人員以及處理工時，以現場實際作業經驗，假設救火人員3員進入現場、作業時間10小時，每人所接受劑量為1.06 mSv。修訂內容詳如附件07-021-04-B 所示。 5. 遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)3
第三回合審查意見
1.除役期間消防計畫依安全分析報告第9.5.1節及美國核管會法規指引 RG 1.191 規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
1.同意答復。

意見編號	**07-022**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S11	三(二)	7-34	結案

第一回合審查意見
1. 第7-34頁，除役期間核三廠焚化爐仍可能在運轉中，請將焚化爐爆炸列入發生原因。 2. 第7-34頁，火災與爆炸事件，本質上就存在差異性，爆炸事件分析結果與火災之分析結果應會有所差異，請補充說明。此外，若發生爆炸意外事件，可能摧毀設備、組件、系統與廠房結構、固定式消防設備、會擴大空污影響範圍或導致喪失廠外電源事件等，因此事件處理不僅如第三.(二).4小節所述，請再強化「爆炸事件處理」分析內容。

第一回合審查意見答復
1. 依審查意見將焚化爐納入可能發生爆炸之原因，然核三廠焚化爐位於廢料廠房內，和用過燃料池非屬同一廠房，且核三廠已於程序書「低放射性廢棄物焚化爐緊急操作程序」規範焚化爐發生電氣火災、液化石油氣火災、燃油火災等事件之因應指引，故焚化爐爆炸應不致影響用過燃料完整性進而引發輻安事件，可於報告中篩濾此事件，不再進行後續分析。詳細修訂內容如附件07-022-01-A 所示。 2. 核三廠對爆炸事件之評估，已考量爆炸導致喪失廠外電源之情境，並在事件處理中增加喪失廠外電源事件應變之描述。而在輻射劑量外釋上與火災相同，皆考量放射性廢液濃縮槽內2.86×10^{10} Bq 放射性核種全部釋放到外界環境，造成廠界劑量為9.45×10^{-3} mSv。相較於桶槽墜落意外僅10%外釋造成之廠界劑量9.35×10^{-4} mSv 應為保守。系統與結構若有受損，應視當下情境考量是否需提前拆除或進行現場改善至安全狀態
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(二)1
第二回合審查意見
1.請將第一回合審查意見答復內容，適切納入計畫書中。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.修訂內容詳如附件07-022-01-B 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(二)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-023**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	四(一)	7-35	結案
第一回合審查意見					
1. 第7-35頁，陳述地震、颱風、洪水、海嘯、山崩事件，請依據最新之自然危害重新評估之分析結果據以修訂，並適切納入相關核管案之分析結果及因應措施(NEI 12-06)修訂，針對人為攻擊之因應措施(NEI 06-12)亦應納入考量。 2. 第7-35頁，「地震對用過核子燃料池之影響主要有兩種影響：第一種為對建築結構之影響；第二種為對系統與設備之影響」。在拆除作業進行時，有新增之設施、結構物(例如，搭架、包封)之需，其受地震影響可能有工					

安、輻安之議題，請提出澄清說明。

3. 第7-35頁，「地震造成用過燃料池冷卻及淨化系統相關設備損壞」，第7-38頁，「假設冷卻塔在颱風事件中可能會喪失功能」，如果在自然危害發生後導致冷卻塔失效，請說明後續的因應措施。如冷卻塔失效，僅由移動式設備持續供應冷卻功能以及期長，請提出適切性之佐證。
4. 本章自然危害係針對運轉期間既有設施進行分析，請再就除役期間新增設施增加評估說明。

第一回合審查意見答復

1. 地震、颱風、洪水、海嘯事件由相關管制案持續追蹤，其分析結果及因應措施待管制案完成且經大會審查核備後，將再重新檢視確認分析結果；另山崩事件將依據核管案件 JLD- 10301大會審查同意之「核能電廠廠區山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估報告」分析結果修訂於報告中，詳如附件07-023-01-A 所示。
2. 關於除役期間之工安與輻安論述(可參閱除役計畫第12章)如下:

● 工作安全

除役期間各項工作應遵照職業安全衛生法及其施行細則、勞動基準法及其施行細則、勞動檢查法及其施行細則、危險性工作場所審查及檢查辦法、加強公共工程職業安全衛生管理作業要點等有關法規規定，及本公司工安相關規定、核三廠之程序書「人員與設備安全衛生管理」及程序書105系列等相關程序書(須再依除役之需求修訂)辦理，採取一切妥善措施，重視工作安全與環境衛生。並將職業安全衛生相關法規規定事項納入施工計畫書。核三廠運轉期間已有500系列營運程序書(強震處理程序、颱風警報期間機組之運轉措施、海嘯處理程序書、緊急淹水事件)提及前述天災發生前中後等因應措施，未來將參考除役進程修訂，並據以執行，將災害降至最低。如遇運送機具故障情形，則先暫停拆除作業，俟故障排除後再恢復作業。

各種設備，若有工作或停用檢修，參照核三廠現有程序書之掛卡程序辦理。為維護工作地區之安全，設備在檢修前，相關閥類、控制開關及其他裝置應在適當位置，藉以隔離電源、蒸汽、水、油、壓縮空氣，以及洩出時足以引起傷害的任何液體、氣體與內在壓力。設備隔離應掛紅卡(禁止操作卡)，表示此設備禁止操作。若控制裝置兼作其他元件之控制，應掛黃卡(指示卡)。

依「勞動檢查法及其施行細則」之規定，工程有危險性之工作場所須審查者，若經勞動檢查機構審查或檢查不合格時，工作人員不得進入該工作場所施作，待不合格之原因消滅後，得向勞動檢查機構申請復工。除「勞動檢查法及其施行細則」之規定，本公司發現有停工命令核發準則所列情形時，將依核三廠程序書「停工命令」之程序提報停工命令，以防止或減輕嚴重違反品質、工安、輻射管制等事件的發生或擴大。

● 輻射安全

除役期間各項工作將遵照游離輻射防護法，以及核三廠除役計畫第十章輻射劑量評估、輻射防護措施及第十一章環境輻射監測所承諾之事項執行，以確保工作人員之輻射安全，並達到合理抑低(ALARA)之要求。

3. 用過燃料池島區之用過燃料池冷卻之熱沉將由海水改為氣冷式水塔，做為用過燃料池熱移除之方案，未來將依管制機關認可之改善案進行變更，用過燃料池島區規劃三個補水策略，為正常補水、緊急補水與外部補水，外部補水包含以下5條途徑：(可參閱除役計畫第5章)
   - 途徑1：由CST取水，經移動式柴油引擎泵補水至用過燃料池。流量約150 gpm；
   - 途徑2：移動式柴油發電機供電 CST 傳送泵，由 CST 取水進行補水。流量約150 gpm；
   - 途徑3：
     (a)拉設燃料廠房148呎室內消防水站 (或輔助廠房148 呎室內消防水站)以消防瞄子固定支架補水用過燃料池。
     (b)由室外消防栓以消防車泵浦接至 EC-V673上游快速接頭補水用過燃料池。
   - 途徑4：使用消防車補水，利用 EC-V673經 EC-V008補水，流量約400 gpm。
   - 途徑5：使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水。流量約為500 gpm。
4. 有關除役期間新增設施之評估，本公司將另依「低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」及「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」之要求撰寫安全分析報告，並於報告中進行說明。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(五)3

第二回合審查意見

1.答復說明"待管制案完成且經大會審查核備後，將再重新檢視確認分析結果"，請將相關說明納入並提出 Markup。
2.第7-35頁，「地震對用過核子燃料池之影響主要有兩種影響：第一種為對建築結構之影響；第二種為對系統與設備之影響」。請針對第二種影響說明用過燃料池島區整備/運轉期間之地震影響，提出因應做法。
3.所提並未佐證耐震能力之適切性，相關因應措施須將耐震能力(包括但不限於恆春斷層新事證)納入考量。請針對冷卻塔失效，僅由移動式設備持續供應冷卻功能以及期長，提出適切性之佐證。
4.有關土石堆置場、低放射性廢棄物貯存設施及乾式貯存設施之安全分析，須將廠址內現有設施(如風力發電機之飛射物)及規劃設施之可能事件之影響納入考量。

第二回合審查意見答復

1. 修訂內容詳如附件07-023-01-B所示。
2. 本節所提地震對系統與設備之影響，列出用過燃料池冷卻系統失效以及喪失廠外電源，若用過燃料池冷卻系統失效，核三廠首先會進行用過燃料池水位、溫度之監測，並採取相關程序書進行處置以避免事件惡化，包括透過「用過燃料池的充水、洩水與過濾」程序重新建立冷卻水循環；遵循「用過燃料池喪失冷卻能力或池水流失時之處置與恢復程序」進行狀況判讀與處理；亦可採用「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」作為補水手段，此外經大會核備的 NEI 06-12以及 NEI 12-06與用過燃料池相關之策略會依據10CFR 50.155規定納入救援考量。喪失廠外電源部分可採取之處置手段為利用第五台柴油發電機與移動式柴油發電機進行供電，確保在電力恢復前用過核子燃料衰變熱可被移除且用過核子燃料可被水覆蓋。
3. 在發生強震的情況下，若冷卻塔失效，將採外部補水途徑5：使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水，該硬式消防補水管路已執行耐震補強(DCR 編號:M1-5234/M2-5235)。核三廠實際量測消防車油耗為29公升/小時，依補水策略須維持12小時補水能力共348公升，廠內全部柴油儲油槽合計約儲放14000公秉，即使發生災變在不需廠外支援的情況下，核三廠仍有足夠的燃油提供消防車等運轉12小時以上；補水策略須維持12小時係依據NEI 06-12，2.3.1「SFP Makeup Capability」章節中，「Performance Attributes」第7、9點要求進行設計。
4. 土石堆置場無安全分析報告，土石堆置場建置時將依照「營建剩餘土石方處理方案」、「水污染防治措施及檢測申報管理辦法」及「水土保持法」等相關法規辦理。低放射性廢棄物貯存設施及乾式貯存設施之安全分析屆時將以專案方式執行，分析中即會將廠內其他設施(例如風力發電機之飛射物)可能造成之事件納入考量，安全分析報告並會送大會審查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四

第三回合審查意見

2.移由 RAI 07-030第1項做追蹤，本項先行結案。
3.
(1)請說明硬式消防補水管路的耐震補強與新事證之符合性；另審查意見係針對強震發生情況，惟答復說明引用人為攻擊之 NEI 06-12指引，說明維持12小時補水能力，此技術基礎並不適切，請修訂並重新答復。
(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.

(1)前次答復擬修訂為：「在發生強震的情況下，若冷卻塔失效，將採外部補水途徑5：使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水，該硬式消防補水管路已執行耐震補強(DCR 編號:M1-5234/M2-5235)，耐震能力可達1.4g，符合新事證。核三廠實際量測消防車油耗為29公升/小時，消防車油箱容量為300公升並保持滿油箱，此外油料倉庫約貯存1700公升之柴油，考量兩部機組用過燃料池，共可讓消防車連續補水約39小時，採用停機半年後之用過燃料池衰變熱，用過燃料池喪失冷卻水位降至燃料頂端的時間約為6.2天，以消防車500gpm 補水能力約須13.4小時補水至正常高度，總計貯存之油量可讓用過燃料池水位維持在 TAF 上方25天以上。水源方面則可使用海水進行補水，亦可確保水源無虞。」

(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

3.同意答復。

意見編號	**07-024**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S11、B02、B04、F07、F12	四(一)	7-35~37	結案

第一回合審查意見

1. 請將福島後管制案件 MS-JLD-10103與核三廠相關之分析結果列入參考文獻，並將相關成果簡要納入本章中。
2. 第7-35頁，在核三廠機組進入除役期間，針對強化天然災害應變作業能力。
   (1) 請說明如何加強場址特性條件監測，及更新場址特性資料之頻率。
   (2) 現階段對於地震、颱風、洪水等自然災害之危害度評估，皆針對反應器廠區與發電設備。在拆廠階段完成前，應先完成除役保留區各廢棄物貯存設施之自然危害度分析，補強防災作為，請補充說明除役計畫保留區之危害度分析規劃。
3. 第7-36頁，提及「當地震發生時，用過燃料池之冷卻或補水系統之耐震度不足以承受所發生之地震時，有可能會造成用過燃料池相關系統或設備因地震損壞。」
   (1) 當地震發生時，請說明假想燃料廠房塌陷或重物掉落對於用過燃料池之影響。
   (2) 當地震發生時，請說明假想燃料廠房塌陷或重物掉落對於用過燃料池之冷卻或補水系統之影響。回答時請澄清是否有共因失效之疑慮(也就是說，當上述地震情境發生時，是否會同時影響兩串系統)。

4. 第7-37頁，提及「短期的處理方法為.....對用過燃料池進行補水及噴灑，避免用過核子燃料過熱。」，然而假定用過燃料池結構體損壞的情境下，用過燃料池結構體損壞造成大破口而冷卻水流失，用過燃料池緊急補水是否因池底還存在破口而無法將用過燃料池水位補滿並覆蓋用過燃料之情事？若有此情事發生時，電廠緊急應變措施為何？

第一回合審查意見答復

1. 有關 MS-JLD-10103核管案「第三核能發電廠地震及海嘯複合式災害情境分析」報告(所參考地震資料為1987年，海嘯資料為2012年)，大會已於106年5月先行結案(會核字第10600003848號函)，並於來函上說明該報告後續依核管案 MS-JLD-10101與 MS-JLD-10102完成後，再進行必要的檢討與修訂；故本章節將待上述2核管案完成且該報告經大會審查核備後，再進行必要之修訂。
2. (1) 場址特性條件監測，及更新場址特性資料規劃如下表：

持續監測與廠址特性更新規劃			
		持續監測規劃	更新廠址特性資料規劃
地質與地震	地震	中央氣象局與核三廠地震監測系統持續監測中	1. 除役計畫第二章引用之研究報告已具代表性且無時效性問題 2.未來若有新事證時，會依主管機關要求，提供更新資料
	海嘯	中央氣象局持續監測中	
	火山活動潛勢	除役計畫第二章研究報告顯示，核三廠廠址不會受到鄰近活火山之影響	
	山崩潛勢	除役計畫第二章研究報告顯示，核三廠區內無山崩熱區影響重要設施及救援道路	
水文	河川	鄰近廠區無河川	鄰近廠區無河川
氣象	颱風、暴雨	中央氣象局持續監測	1. 除役計畫第二章引用之研究報告已具代表性且無時效性問題 2.未來若有新事證時,會依主管機關要求，提供更新資料

(2)因應自然危害度評估之福島管制案，大會已有個別審查管控機制，基於除役期間安全考量，針對自然災害事件，應參照福島管制案強化因應自然危害度之評估結果，未來若有新事證時，會依主管機關要求，提供更新資料。

3. (1)依據美國核管會分別於2001年及2014年提出之 NUREG-1738及 NUREG-2161研究報告指出，核電廠用過燃料池的結構具有抗震強健性的設計，在過去用過燃料池的研究中顯示高密度貯存用過燃料的風險是很低微的，且即使在經歷嚴重的地震危害，用過燃料池發生滲漏的機率也是很低。
另依據大會於109年4月准予備查之「核三廠用過燃料池完整性評估」報告，係依據 EPRI 3002009564 報告進行用過燃料池結構及非結構分析，有關結構分析係依據該 EPRI 報告附錄 C 之分析方法，執行用過核子燃料池結構的耐震餘裕評估，評估結果顯示用過核子燃料池結構具有高耐震能力，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。若依審查意見，假想燃料廠房塌陷或重物掉落對於用過燃料池結構體損壞的情境下，將可能導致燃料受損，然依據上述3份報告之分析結果，地震發生時，造成燃料廠房塌陷之發生頻率微乎其微。有關重物墜落事件為考量執行吊運作業時，發生吊運物墜落之情形，相關分析已涵蓋於7-3頁「(一)重物墜落撞擊用過燃料池」。
(2)同前述(1)之答復，用過燃料池結構具有高耐震能力，若假想燃料廠房塌陷或重物掉落對於用過燃料池之冷卻或補水系統將可能同時影響兩串系統不可用，惟燃料廠房塌陷或重物掉落發生頻率微乎其微。
4. 如上題3之答復，保守評估應不會發生審查意見所述「用過燃料池結構體損壞，用過燃料池結構體損壞造成大破口而冷卻水流失」之情境。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.
(1)除役期間應加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。
(2)請將福島後管制案件 MS-JLD-10103與核三廠相關之分析結果列入參考文獻，並將相關成果簡要納入本章中。
3.請補述燃料廠房耐震設計等級。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2. (1)遵照辦理。
(2)擬將福島後管制案件 MS-JLD-10103「第三核能發電廠地震及海嘯複合式災害情境分析」報告之分析結果(所參考地震資料為1987年，海嘯資料為2012年)，並依據核三廠除役期間之電廠組態及運轉系統補充說明於報告中，補充內容如下。
- 海嘯：當海嘯上溯高度高於海平面5~15公尺時，雖溢淹至臨海廠房(循環水泵室及廠用海水泵室)，然除役期間以冷卻塔作為最終熱沉，用過燃料池島區不受影響；而當海嘯上溯高度大於15公尺，將使第五台柴油

發電機及開關場失效，電廠將依據程序書執行海嘯後救援措施。

- 地震：地震震度低於0.4g 時，用過核子燃料池島區相關設備不受地震影響，當地震震度大於0.4g 時，廠外電源系統及第五台柴油發電機將因地震失效，電廠將依據喪失廠外電源事件之程序書進行處理。修訂內容詳如附件07-024-02-B 所示。

3. 燃料廠房耐震設計等級為 Seismic Category I。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(一)3；四、(四)3

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	07-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B14	四(二)	7-38	結案

第一回合審查意見

第7-38頁，提及一旦冷卻水塔因颱風喪失，將會造成用過燃料池冷卻及淨化系統喪失功能，在此事件之處理參考本章一.(三)節用過燃料池喪失冷卻能力事件進行。請澄清颱風期間是否仍能執行該些措施。

第一回合審查意見答復

根據7.1.3節分析結果，保守假設用過核子燃料池島區成立在停機180 天後(依目前島區建置時程大約為停機兩年後，最快不會短於一年半，故假設足夠保守)，若喪失燃料池冷卻系統，燃料池池水水溫到達沸點時間為24.34小時，而水位降至燃料頂端3公尺(level-2水位)需5天時間，燃料仍可被水淹蓋並可確保用過燃料完整性。另，電廠具備多元性用過燃料池救援策略，例如可利用移動式柴油發電機經 CST 取水、利用消防車直接注水、及利用室內/外消防水站補水等，故於颱風期間仍可確保策略之可執行能力，且於發生颱風前，電廠亦會預先準備救援之列置，確保各項救援措施之可行性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	07-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B01、F07	四(三)	7-39~41	結案

第一回合審查意見

1. 第7-39~41頁，本節已針對龍鑾潭潰堤、生水池潰壩進行評估。初判分別因為高地屏障、第二內牆阻隔的緣故，洪水不會溢淹至發電設備廠區，但核三廠反應器設置於岩盤(原表土挖除)為一個地塹地形，低處仍有淹水潛勢，故建議於地塹不同高程處設立水位偵測器與抽水設備，提早偵測以避免洪水蓄積。
2. 本章第四(三)節第3小節提及「龍鑾潭滿水位16.5m，雖高於核三廠廠房區地面高程15 m，惟龍鑾潭與廠房區分屬不同集水區，兩地之間有高程約30 m之高地屏障隔離」，
   (1) 請補充澄清此『兩地之間有高程30 m 之高地屏障隔離』之結論是推估或實測獲得之數據？
   (2) 請說明此自然高地屏障、隔離，可防範幾公尺之洪水？並請繪圖說明龍鑾潭與廠區之集水區劃分。
3. 第7-41頁，請說明所述廠區北側外之排水系統 C1~C3屬於哪一個集水區？龍鑾潭潰堤之洪水會不會由此系統流入廠區？
4. 第7-40頁，請澄清分析時有否考量兩座5萬噸生水池之人為破壞風險？以及採取哪些行政保安措施？
5. 第7-41頁，請澄清此「緊急洩水孔排水能力40.66 cms」數據是設計值？還是實測值？在將近40年間此緊急洩水孔排水能力是否因堵塞而變差？
6. 第7-40頁，提及依「核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用」[22]，結果顯示最大可能颱風暴潮高度為3.8 m，小於核三廠廠房區地面高程15 m，因此排除風暴潮之影響，不再進行後續分析。文內所提之參考文獻[22]並未提報本會審查，請修正。

第一回合審查意見答復

1. 由於核三廠廠區地面高程之高度以及第二內牆之阻隔，核三廠發電設備廠區不會因為龍鑾潭潰決以及兩座五萬噸生水池潰決而產生影響，且核三廠廠房區西南側保安圍籬下方之緊急洩水孔可隨時將廠房區溢流至地面水直接宣洩至南側海域，該緊急洩水孔排水能力達40.66cms，可確保廠區不致發生淹溢。此外，核三廠廠區內外皆有保警、消防隊與運轉組同仁24小時定時巡視，現場發現問題時皆會立即反應，已具備完善的現場巡視與監測制度。。
2. (1)依據「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告書」對龍鑾潭之調查及評估，如該報告圖7-3核三廠與龍鑾潭之區域地形地勢圖，龍鑾潭及核三廠核島區之間高地實測為海拔26~30公尺之地形。
   (2)依據 FSAR 章節1.2.1.7之說明，龍鑾潭及廠區之間有天然屏障可阻隔潰堤之洪水(A natural ridge between the lake and the site prevents flooding)；另依據「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告

書」，龍鑾潭潰決洪水最大淹水深度約0.5~3公尺之間，且淹水範圍於龍鑾潭東側及北側農田處，由於洪水並未漫淹至核三廠，而高地屏障約有30公尺高，故應不需考量自然高地屏障防範洪水之能力。龍鑾潭與廠區之集水區劃分如下圖，龍鑾潭屬龍泉水段，核三廠廠區屬後壁湖段。



圖1 核三廠所屬集水區及相關廠界範圍圖(圖片出處：「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告書」)

3. 核三廠排水系統如下圖1，廠區北側(包含倉庫和氣渦輪機廠房)之逕流，由排水系統C1~C3排放至龍鑾潭，屬後壁湖段之集水區；廠區南側(包含電廠區域、變電所、宿舍和行政大樓)的逕流則以排水系統排放至南灣。依據集水區劃分圖，龍鑾潭不在核三廠集水區範圍內(兩者不在同一集水區)，惟電廠廠址北側設有水路，引核三廠集水區範圍內地逕流至龍鑾潭南側，龍鑾潭潰決洪水傳遞方向主要沿著潭區東北側流量，潰決後洪水並無漫淹至核三廠區，故保護區無淹水之疑慮。

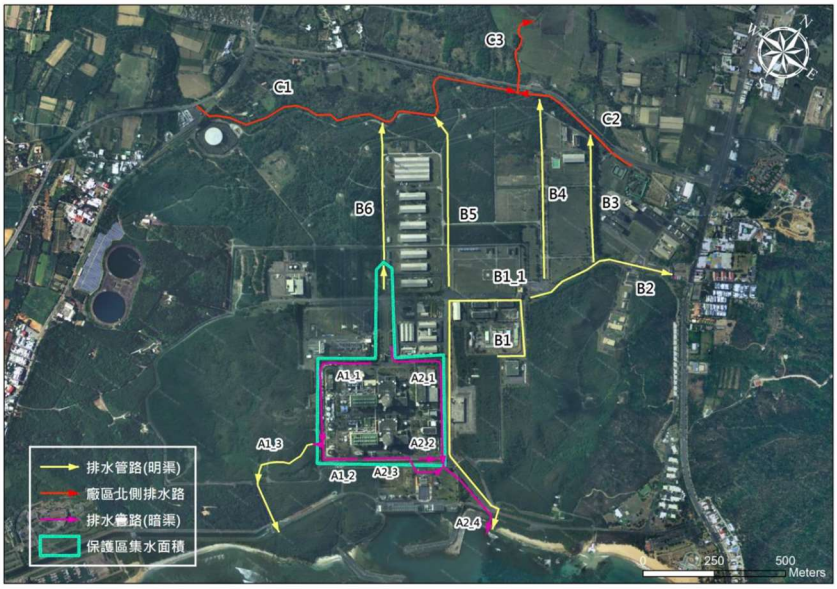


圖2 核三廠排水系統之集水分區(圖片出處：「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告書」)

4. 即便發生人為破壞，由於核三廠兩座5萬噸生水池潰決之洪水造成廠區西北側儲油槽及第二內牆外圍倉庫之最大淹水深度，大都在1公尺以下，低於核三廠第二內牆高度(約為3公尺)，因此不會溢淹進入發電設備廠區，生水池潰決對於核三廠之影響甚微，且已有現行保安措施可防止外部人員隨意闖入，故應不須額外增加保安措施。
5. 核三廠核島區集水範圍內並無天然河流渠道存在，而廠區內之排水渠道，若因阻塞或其它問題以致無法順利排水時，地表逕流仍可透過廠房區西南角之緊急洩水口進行洪水宣洩。有關西南角之緊急洩水孔排水能力，採用「台電第三核能發電廠壓力測試報告」及「南部區域(核能三廠)水災危害評估與更新(非海嘯部分)工作報告書」報告之結果，以曼寧公式估算該洩水孔之排水能力，計算結果為40.66m^3/sec(cms)。以 FSAR 章節2.4.3.1評估之核三廠萬年重現期的最大1小時降雨(PMP) 228 mm 來推集水區逕流量，保護區排水系統出口最大逕流量為13.31cms，遠小於緊急洩水孔排水能力，只要緊急洩水孔沒有嚴重阻塞，預估亦有足夠裕度排出最大可能洪水。
6. 參考文獻[22]為本公司自行研究報告，擬刪除該文獻，改引用 FSAR 數據，修訂本節內容為「依據核三廠 FSAR 章節2.4.5.2評估，結果顯示最大可能颱風暴潮 (PMSS)為 CDL(低潮位系統) +5.56m，對應現今中潮位系統為 EL. +5.09m，小於核三廠廠房區地面高程15 m，因此排除風暴潮之影響，不再進行後續分析」，修訂內容如附件07-026-06-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(三)3；十

第二回合審查意見

3.請將集水分區圖片納入除役計畫。
5.請澄清如何確保『...只要緊急洩水孔沒有嚴重阻塞..』？核三廠有採行何種行政管理措施嗎？或有 AOP 程序書涵蓋此措施嗎？
6.答復說明應增列"待管制案完成且經本會審查核備後，將再重新檢視確認分析結果"，並將相關說明納入並提出 Markup。
除以上第3、5、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

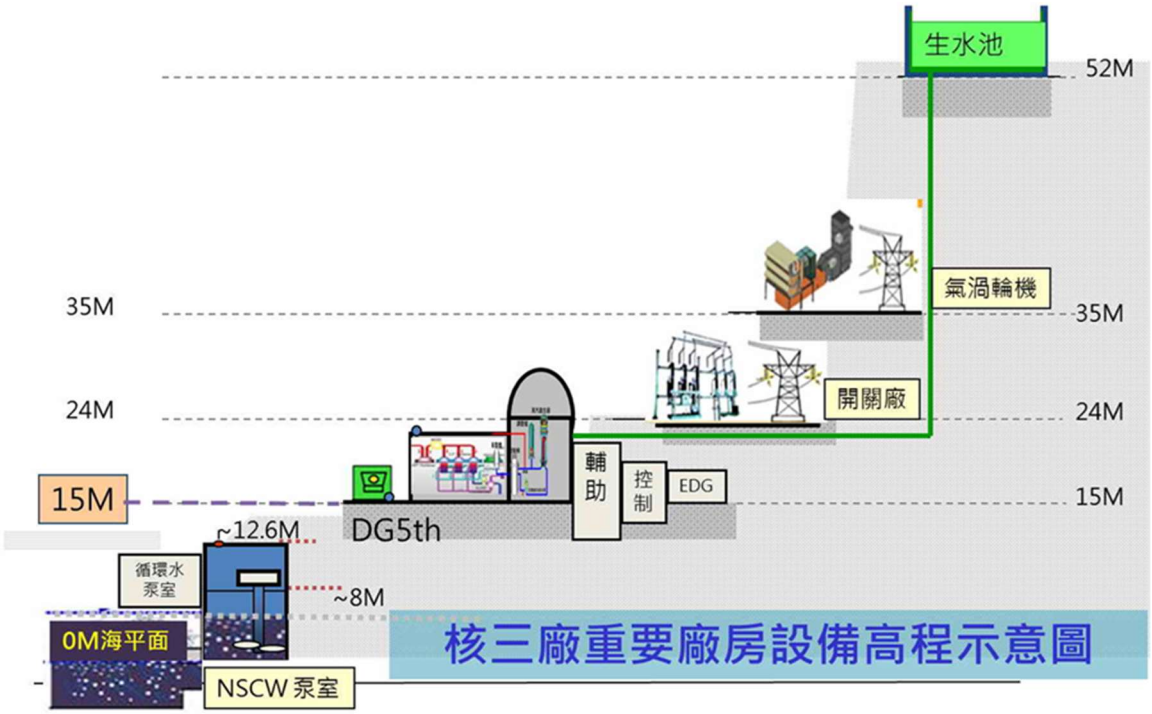
第二回合審查意見答復

3. 依審查意見將集水分區圖納入除役計畫中，修訂內容詳如附件07-026-03-B 所示。
5. 核三廠保護區西南側之緊急洩水口已於104年9月增設舌閥，防止外水進入保護區，當保護區之排水系統阻塞，或因其它問題以致保護區排水系統無法順利排出流量，地表逕流將匯流至保護區西南角，透過緊急洩水口予以宣洩洪水。

依據核三廠程序書154「防颱、防汛作業」有規範颱風及汛期間電廠人員處理要點，以防止強風豪雨造成之災害及損失，並維持人員、機組之安全。颱風、大豪雨期間天候允許情況下，增派人力清理轄區排水孔、排水溝；風雨過後，各組應派員實施檢查，並清理所屬轄區環境、道路、溝渠、排水孔的清理與疏浚。 6. 本題同07-023第1小題之答覆，修訂內容詳如附件07-026-06-B所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(三)3；四；新增圖7-5
第三回合審查意見
6.第一回合答復說明「依據核三廠 FSAR 章節2.4.5.2評估，結果顯示最大可能颱風暴潮(PMSS)為 CDL(低潮位系統) +5.56m，對應現今中潮位系統為 EL. +5.09m，小於核三廠廠房區地面高程15 m，因此排除風暴潮之影響，不再進行後續分析」，雖已刪除對福島事故後水災危害重新評估要求不符合之內容，惟因颱風暴潮尚須與其他水災機制(如海嘯)考量合併效應，請納入重新提出說明。 除以上第6小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
6.有關水災機制(包括海嘯)相關分析結果，現由核管案(JLD-10102)進行實質審查中，待大會審查核備後將視情況更新除役計畫。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
6.同意答復。

意見編號	**07-027**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、F07	四(四)	7-42	結案
第一回合審查意見					
有關「海嘯」乙節，請就以下意見說明： 1. 請說明核三廠海嘯預估最高海嘯溯上高程為何？依據文件為何？ 2. 請繪製海嘯溯上預估高程以及核三廠重要設施高程關係圖。 3. 分析結果「海嘯溯上高度不會直接影響廠區且不會造成喪失熱沉，因此無需進一步考量後續事件處理」，請再強化理由說明。 4. 另請依據最新海嘯自然危害重新評估之分析結果據以修訂本節內容。					
第一回合審查意見答復					

1. 核三廠海嘯高程之依據文件為FSAR 2.4.10節。核三廠採用鄰近海域有紀錄之最大潮差為高雄港的4.03 公尺；依鄰近區域歷次海嘯高度紀錄及鄰近海域地層結構推算出核三廠最大可能海嘯溯上高度為4.03公尺(大潮位)+8公尺(海嘯溯上)+0.5(餘裕)=EL.+12.53公尺。
2. 核三廠重要廠房設備高程示意圖如下：



3. 海嘯來襲時，核三廠有海水溯升淹溢至臨海廠房的疑慮，造成廠用海水及循環水系統失效，然核三廠除役期間改以冷卻塔作為用過核子燃料池熱沉，廠用海水及循環水系統因海嘯失效沒有造成用過核子燃料池冷卻中斷的疑慮。故海嘯溯上高度不會直接影響廠區且不會造成喪失熱沉，無需進一步考量後續事件處理。島區完成前，用過燃料池仍以海水做為作最終熱沉，當海嘯來襲溢淹至臨海廠房時，將比照運轉中因應措施進行處理，詳程序書「清運海嘯過後 NSCW 水池進水口垃圾雜物作業指引」，以維持廠用海水系統之可用。
4. 本公司目前正在進行「核能電廠海底火山、海底山崩及古海嘯調查暨評估工作」，預計111年7月陳報大會，後續待大會審查並核備該報告後，將再依據最新海嘯自然危害重新評估結果修訂本節內容。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1~2請將答復內容適切補充至除役計畫。
3.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

4.請將相關說明納入並提出 Markup。

第二回合審查意見答復

修訂內容詳如附件07-027-01-B/07-027-02-B/07-027-03-B/07-027-04-B 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(四)3；四、(四)4；新增圖7-6

第三回合審查意見

3.
(1)附件07-027-03-B 核三廠除役期間改以冷卻塔作為用過核子燃料池熱沉，建議將「除役期間」改為「島區運轉期間」，「用過核子燃料池」改為「用過燃料池」。有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。
(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。
4.附件07-027-04-B 核三廠除役期間改以冷卻塔作為用過核子燃料池熱沉，建議將「除役期間」改為「島區運轉期間」，「用過核子燃料池」改為「用過燃料池」。所提"正在進行「核能電廠海底火山、海底山崩及古海嘯調查暨評估工作」"，此項報告已審結，請修訂說明並增列核三廠「水災危害(不含海嘯)評估報告」、「核三廠水災危害評估補充報告書」之辦理情形。
除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.
(1)遵照辦理，擬修訂除役計畫如下：
海嘯來襲時，核三廠有海水溯升淹溢至臨海廠房的疑慮，造成廠用海水及循環水系統失效，然核三廠島區運轉期間改以冷卻塔作為用過燃料池熱沉，若廠用海水及循環水系統因海嘯失效，仍可使用冷卻塔進行熱移除；而在超越設計基準事故情境下，亦可使用移動式設備對用過燃料池進行補水，確保用過核子燃料完整性。有關冷卻水塔之設計將併入用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。
詳細修訂內容如附件07-027-03-C；有關島區啟用時間、使用期長、國際經驗回饋及個廠特性(含大會核訂之地震新事證)考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。
(2)遵照辦理。
4.本公司「核能電廠海底火山、海底山崩及古海嘯調查暨評估工作」案所產出之核三廠古海嘯調查及評估報告書及核三廠海底火山、海底山崩及構造線報告書已審結，另核三廠水災危害評估與更新(非海嘯部分)報告及核三廠水災危害再評估成果報告書，目前大會分別進行實質審查及程序審查中。
相關修訂詳附件07-027-04-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(四)3；四、(四)4
總結回合審查意見
3.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 4.同意答復。

意見編號	**07-028**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、F12	四(五)	7-43~44	結案
第一回合審查意見					
有關「山崩」乙節，請就以下意見說明： 1.本節對山崩事件評估僅分為土石流及順向坡滑動兩類別，惟此兩類別並非經常發生之山崩類型；另查除役計畫第二章內容，核三廠內尚包括1處活動性與潛勢等級屬「高」之N3S1邊坡，故請將福島後管制案件MS-JLD-10301與核三廠相關之調查分析結果簡要納入本節中。 2.第7-44頁所提「由於核三廠周邊無土石流潛勢溪流亦無順向坡，因此無需進一步考量後續事件處理」，請依據最新之山崩、土石流、土壤液化等自然危害重新評估之分析結果據以修訂。					
第一回合審查意見答復					
1. 本公司將依據核管案件 JLD- 10301大會審查同意之「核三廠山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估報告」，將調查分析結果納入本節內容：「經評估 N3S1 關鍵塊體坍滑後，崩塌之土砂多集中於調查邊坡下方空地（蝕溝出口），滑動方向朝東，整體崩塌土砂量堆積深度介於0.1-1.5 m。最深土砂堆積區為坡趾處，約0.8-1.5m。部份崩塌前緣土砂溢流至東側廠界內之南灣宿舍區，約10-40 cm 高度之土砂堆積停駐於宿舍建物編號14、15與16 房舍間的空地。因馬鞍山東側未有重要救援道路通過，故崩塌模擬土砂堆積結果不涉及廠區內重要道路阻斷（僅影響宿舍區聯絡道路），崩塌塊體潰散後之土砂亦無波及廠區內重要設施。」，詳如附件07-028-01-A 所示。 2. 山崩部分如前述；土石流評估依據「核能電廠集水區土石流災害潛勢等級評估綜合報告」，廠內僅有9號蝕溝符合水保局之土石流初步判定溪谷地形條件，經評估後，結果顯示其土砂堆積範圍不涉及核三廠重要設施及救援道路；土壤液化評估則依據大會准予備查之「核三廠廠區重要道路基礎受地震液化潛勢評估綜合報告」，其分析結果為「通往13號倉庫之部分重要救援道路可能發生輕微受損，其餘路段發生液化的可能性低，道路下方之涵洞亦不受影響，整體上重要救援道路仍可提供運送救援設施之交通功能。」前述山崩及土石流土砂之評估結果，其流動方向遠離核三廠除役計畫範圍，並不會對範圍內設施造成影響；而針對土壤液化之結果，核三廠					

已備妥道路清運設備、鋼板、沙包等搶修物資，以利緊急事件時之應變。 已依審查意見將上述分析結果納入本章節，修訂內容如附件07-028-02-A所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：四、(五)3；四、(五)5
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-029**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	五	7-45	結案
第一回合審查意見					
有關「雷擊事件」乙節，第7-45頁提及「核能發電廠於設計時依據法規要求設置避雷措施」，請說明除役期間新增設置及臨時性設施等之避雷措施，以及所須遵循之規定。					
第一回合審查意見答復					
核三廠於設計時依據「建築技術規則建築設備編」第一章第五節之規定設置避雷措施。在核三廠除役期間仍會依照上述法規，建物高度在二十公尺以上或是建物高度三公尺以上且作為危險物品倉庫者將裝設避雷設備，包括受雷部、避雷導線（含引下導體）及接地電極。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
答復說明未針對“臨時性設施等之避雷措施，以及所須遵循之規定”，請提出相關說明。					
第二回合審查意見答復					
廠內建物頂樓目前已依規定廣設避雷設施，臨時設施皆低於建物高，涵蓋於保護範圍內，應無雷擊之疑慮。 未來若有高於建物高度或是位於空曠處之臨時設施,將依建築技術規則建築設備編第一章第五節所提規範設置避雷設施。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第三回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	07-030	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、B01	七(五)	7-47	結案

第一回合審查意見

有關「喪失廠外電源事件」乙節，請就以下意見說明：

1.所提「在核三廠持照運轉期間的風險評估，已將電廠之喪失廠外電源分成四類情節：電力系統故障、開關場故障、喪失場外電網及天候因素導致喪失廠外電源」，請提出在除役期間持續監測四類情節相關參數長期趨勢之作法，以提升用過燃料之貯存安全。另請修訂「喪失場外電網」為「喪失廠外電網」。

2.所提「在開關場修復前，電廠在除役期間備有第五台柴油發電機與移動式柴油發電機」。由於除役期間的規劃，外電僅161 kV 持續接受管制，較易發生喪失外電之情況，且備用電力不再考量 A/B 台緊急柴油發電機，僅有第五台柴油發電機與移動式柴油發電機，移動式電源亦不包括4.16 kV 電源車，請說明除役期間強化與提升電力系統之因應措施，以有效降低喪失廠外電源事件之衝擊。

3.請針對電廠各種組態，提出除役期間電廠長期全黑之能力評估及因應。

第一回合審查意見答復

1. 該四類情節為核三廠功率運轉期間安全度評估模式中依據 NUREG/CR-6890將喪失外電肇始事件所細分之情節，核三廠於除役期間用過燃料池島區建立後，若發生完全喪失廠外電源事件，將由第五台柴油發電機供應4.16 kV 緊急電力，第五台柴油發電機額定出力7159 kW，足夠提供用過燃料池島區中用過燃料池冷卻之電力需求(兩部機約2300kW)並有相當大的餘裕。若第五台柴油發電機亦無法供應用過燃料池島區所需電力，廠區配置兩台480 V 備用柴油發電機，可提供用過燃料池島區移熱或補水之所需480 V 電力；另將修訂「喪失場外電網」為「喪失廠外電網」，修訂內容詳如附件07-030-01-A 所示。
2. 如上述1.之答復，機組除役期間在用過燃料池島區正常運轉時，用過燃料池島區由161 kV 廠外電源系統供應所需電力，在發生完全喪失廠外電源事件時，由第五台柴油發電機供應4.16 kV 緊急電力，第五台柴油發電機額定出力7159 kW，詳如除役計畫第5章中表5-2與表5-3顯示用過燃料池島區中燃料廠房內主要的電力需求，因此第五台柴油發電機能夠提供用過燃料池島區中用過燃料池冷卻之電力需求並有相當大的餘裕。若第五台柴油發電機亦無法供應用過燃料池島區所需電力，廠區配置兩台480 V 備用柴油發電機，可提供用過燃料池島區移熱或補水之所需480 V 電力，此外亦可遵照「4.16kV 移動式電源車引接作業程序」，利用4.16kV 電源車供電至4.16kV 匯流排，提供救援設備所需電源。
3. 核三廠於除役期間將沿用持照運轉期間所建置的外部補水措施，以因應發生長期喪失廠外電源之用過燃料冷卻需求。用過燃料池島區之用過燃料池

冷卻之熱沉將由海水改為氣冷式水塔，做為用過燃料池熱移除之方案，未來將依管制機關認可之改善案進行變更，用過燃料池島區規劃三個補水策略，為正常補水、緊急補水與外部補水，外部補水包含以下5條途徑：

- 途徑1：由 CST 取水，經移動式柴油引擎泵補水至用過燃料池。流量約150 gpm；
- 途徑2：移動式柴油發電機供電 CST 傳送泵，由 CST 取水進行補水。流量約150 gpm；
- 途徑3：
- (a)拉設燃料廠房148呎室內消防水站 (或輔助廠房148 呎室內消防水站)以消防瞄子固定支架補水用過燃料池。
- (b)由室外消防栓以消防車泵浦接至 EC-V673上游快速接頭補水用過燃料池。
- 途徑4：使用消防車補水，利用 EC-V673經 EC-V008補水，流量約400 gpm。
- 途徑5：使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水。流量約為500 gpm。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：七、1

第二回合審查意見

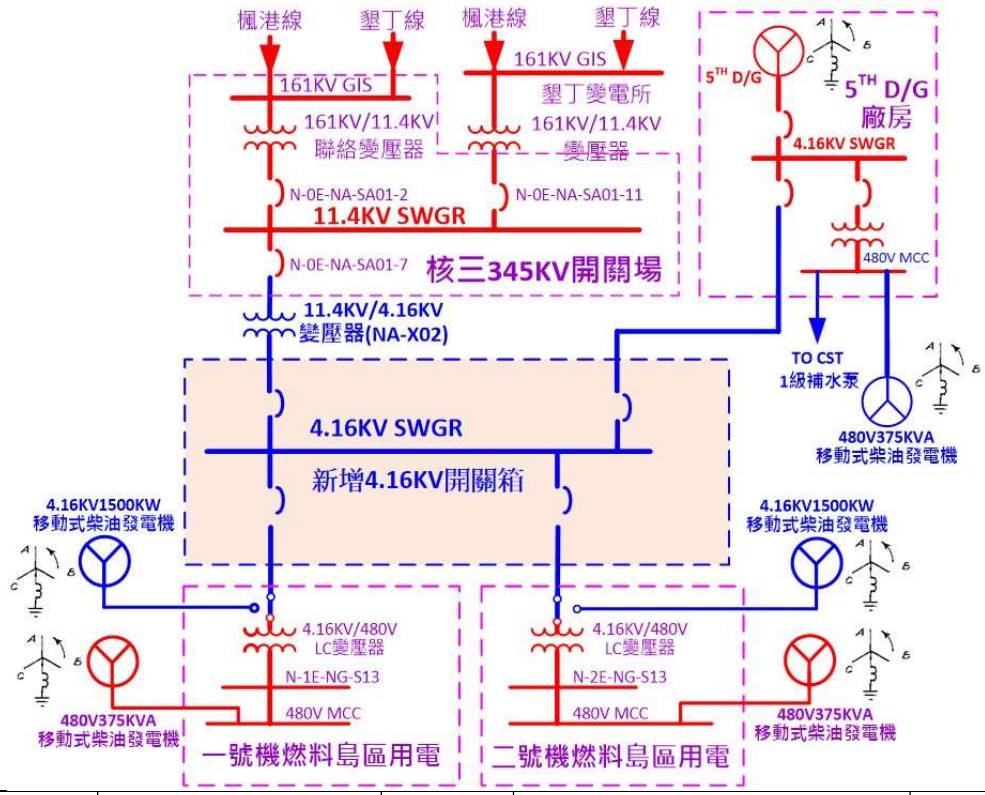
1.請依05-012-3、05-013-4、05-014-4及05-016-4等第二回合之審查意見，重新檢討並考量電源供應等支援系統之適切性。
2.請依05-012-3、05-013-4、05-014-4及05-016-4等第二回合之審查意見，重新檢討並考量電源供應等支援系統之適切性。例如，除161kV 外電、第五台柴油發電機外，每部機各保留一部柴油發電機，強化電源供應之深度防禦。
3.答復第2、3項所提策略是否有對應程序書，請再補充說明。

第二回合審查意見答復

1.依照國外除役電廠經驗，當用過燃料池島區運轉時衰變熱已顯著降低且應變時間很長，使電廠有足夠時間將備用移動式電源供電、修復第五台柴油發電機、恢復廠外電源，即使因地震發生共因失效造成電源喪失，仍有充分時間使用備用移動式電源供電，故不會有安全顧慮。用過燃料池島區主要電源來自開關場161kV/11.4kV 聯絡變壓器，再由11.4kV/4.16kV 變壓器降壓後，送至新增4.16kV SWGR，再分別提供電力至一、二號機燃料島區480VAC L.C.。另外，高屏供電區處161kV/11.4kV 墾丁變電有提供一組11.4kV 備用電源至開關場11.4kV 系統，因此11.4kV 系統係採雙迴路供電設計。當11.4kV 系統喪失電源，即下游4.16kV 系統亦會喪失，第五台柴油發電機立即啟動發電，擔任之緊要供電的角色。另外規劃在一、二號機燃料島區各設置一台4.16kV 1500kW 移動緊急發電機組，當第五台柴油

發電機啟動失敗，可藉由行政管制程序策略手動置入。因此，不需再由柴油發電機 A、B 台擔任後備電源。

島區4.16kV 電源車、480 V 備用柴油發電機配置及對應負載評估請參考下表，在喪失全部外電情況且第5部柴油機無法供電時，移動柴油機額定容量是可適用燃料島區運轉所需的電力。



燃料島區	移動式柴油發電機額定	數量	負載名稱	總耗電
一號機	4.16kV 1500kW	一部	480V LOAD CENTER N-1E-NG-S13(維持燃料廠房正常功能)	517.26kW
一號機	480V 375kVA	一部	FUEL BLDG MCC N-1E-NH-E13(維持燃料池冷卻功能)	259.9kW
二號機	4.16kV 1500kW	一部	480V LOAD CENTER N-2E-NG-S13(維持燃料廠房正常功能)	517.26kW
二號機	480V 375kVA	一部	FUEL BLDG MCC N-2E-NH-E13(維持燃料池冷卻功能)	259.9kW
五號柴油機廠房	480V 375kVA	一部	5TH DG BLDG MCC S-PH-E01(維持燃料	210kW

			池補水功能)	

2.同上題答覆。

3.電力救援策略參照「480V 移動式柴油發電機供電指引」、「4.16kV 移動式電源車引接作業程序」進行列置與引接。用過燃料池補水所參照之程序書為「用過燃料池緊急補水／噴灑策略」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.

(1)美國除役核電廠(如 SONGS)用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，有關用過燃料池島區設計要納入啟用時間點、使用期長、個廠特性(包括地震新事證)等考量並納入國際核電廠除役之經驗回饋。

(2)請說明新增4.16kV開關箱及其下游電氣設備至移動式電氣設備引接點之耐震能力。

(3)161kV 外電喪失時，僅有第五號柴油發電機之固定式設備，電源之安全性不足，應增加納入 A/B 台柴油發電機以及移動式柴油發電機。

(4)除役期間之燃料安全為重要議題，除廠外電源外，應保留 A/B 台柴油發電機、第五號柴油發電機等固定式設備，再增加足夠之移動式設備。

2.本項移由上項做追蹤，本項先行結案。

除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.

(1) 10CFR50.2定義的安全等級 SSCs 為:(1)確保反應爐壓力邊界完整性；(2)使反應器安全停機並維持在安全停機狀態；(3)防止或減緩設計基準事故下的廠外劑量超過限值。參酌美國除役電廠經驗，除役期間用過燃料池冷卻相關系統已無10CFR50.2所定義的安全功能。

依美國 SONGS 核電廠的 DSAR(ML16357A302)第8章電力系統之敘述，只保留一台柴油發電機，且於喪失外電(LOOP)時需以手動啟動柴油發電機；美國 VY 核電廠的 DSAR(ML15266A272)亦敘明因應 SBO 的柴油發電機或臨近 Vernon 水力電廠(VHS)之電力支援係於發生 LOOP 後手動併入廠內 4160V 匯流排；另依制訂除役電廠監管法規的技術報告(Task 1 Report for User Need NSIR-2015-001，詳 ML16110A432)，該報告以美國 SONGS 和 VY 核電廠作為參考範本所執行的研究分析，其中亦表明於喪失外電時，相較於運轉中電廠的緊急柴油發電機為自動啟動，除役電廠的緊急柴油發電機可從現場或主控制室執行手動啟動，即使緊急柴油發電機啟動失敗而無法供電給冷卻、補水系統，仍可採行其他補水策略(如消防系統、B5b 補水)，維持用過燃料池的安全水位。

以美國 SONGS 核電廠為例，依 NRC 安全評估報告(SER，詳 ML16055A522)審查結果，美國 SONGS 核電廠的安全評估項目分為熱水流分析及池水沸騰之劑

量分析，此兩項分析結果均可符合接受標準，故 NRC 同意不用維持安全等級。
核三廠原有的冷卻、通風、電力系統等將依10CFR50.2所定義的 SSC 進行系統重新分類，其重新分類結果與設備耐震等級送管制機關審查，管制機關同意變更前，維持原先的系統安全等級。
有關除役期間，「爐心仍有燃料期間」及「島區整備期間」用過燃料池相關系統應遵循之運轉規定，除役計畫第五章、一、(二)節已有相關敘述，爐心仍有燃料期間「安全分析參照核三廠持照運轉的安全分析接受管制，相關規範與運轉期間相同，若有異動則另案報請原能會審核，未完成審查前，依原運轉技術規範及終期安全分析報告接受管制」。
(2)依目前規劃，島區運轉期間與補水相關之管路、設備、電氣等配置將符合耐震一級；所述電氣設備與補水系統無關，規劃為耐震二級；島區運轉期間新建設備之耐震等級，將於島區專案中詳述，島區專案完成後將送管制機關審查，並依管制機關審查結果建置島區。
(3)同(1)之答覆
(4)同(1)之答復。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

總結回合審查意見

1.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	07-031	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S12、F07	八(一)	7-48~49	結案

第一回合審查意見

1. 第7-48頁，「由國外除役實際經驗得知...絕大多數對除役工程造成安全危害之事件，均為類似於職場工安之人為疏忽」，請列舉參考哪些國外除役核能電廠的實際經驗？
2. 第7-49頁，請補充強化以下敘述『6.延伸營運安全文化作為適用於除役階段的行為與培養緊急應變處置。』，說明除役階段的人員行為與培養緊急應變處置，是否將會不比營運階段差？並以台電公司強化除役階段安全文化具體做法為例，補強此人為疏失？
3. 對於「人員闖入」、「蓄意破壞」等人員蓄意破壞意外事故，雖列於保安應變計畫為密件，本章仍需補充項目名稱與簡述意外事故劑量，並討論是否編定後續處理方案，維持第七章完整性。

第一回合審查意見答復

1. 依據 Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of

Nuclear Facilities: Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors (NUREG-0586) Table I-3所列出之意外事件清單，例如美國 La Crosse 電廠發生未執行取樣就把廢棄液體排入河中；Saxton 核電廠進行反應器冷卻水系統及安全注水系統切割作業時未建立完善工程控管等事件，顯示除役期間可能發生人員疏失之意外事件。

2. 核三廠除役期間仍會遵循核三廠安全承諾宣言，延續既有之安全原則，包括：(1)以安全性及保守性做為行動準繩，充分運用集體智慧建構營運決策；(2)精進卓越管理系統，敏銳偵知弱點缺失，並迅速有效處置。(3)強化核心專業技術，落實維護經驗回饋、技術傳承；(4)做好主管作業觀察，提升組織績效與安全文化；(5)正確運用風險分析，詳實風險規劃，做好風險管控；(6)落實工具箱會議與現場走動管理，將工作的品質與安全推進到第一線；(7)實踐預知危險、自我查證(STAR)、雙重確認、三向溝通、質疑態度等防誤措施。

3. 人員闖入以及蓄意破壞等內容已在第七章、八、(六)人為破壞小節納入考量，擬不另外新編獨立章節撰寫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.請修訂第7-49頁，以補強說明『原則和作為』。
3.請於第七章、八、(六)人為破壞小節，補充「人員闖入」、「蓄意破壞」項目名稱與簡述意外事故劑量。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2. 修訂內容詳如附件07-031-02-B 所示。
3. 擬修訂八、(六)人為破壞小節，將人員闖入及蓄意破壞列入可能之情境。修訂內容詳如附件07-031-03-B 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：八、(一)；八、(六)

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**07-032**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B14	八(二)	7-50	結案

第一回合審查意見

第7-50頁，第二段敘述「高溫、低溫之接觸可能的成因為除役期間需要進行切

割會使用到熔切或相關動火作業，除役期間可比照現行核三廠動用火種工作許可證申請/作業程序書規定申請」。請說明低溫是否與動火有關、是否能以動火管制避免低溫可能造成的危害。
第一回合審查意見答復
該段文字已改為「高溫、低溫之接觸可能的成因為除役期間需要進行切割會使用到熔切或相關動火作業，以及低溫冷凍作業(如:管路冷凍法作業、液態氮使用)。除役期間可比照現行核三廠動用火種工作許可證申請/作業程序書及冷凍作業程序書進行管制」，修訂內容詳如附件07-032-A所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：八、(二)
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-033**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S11、B01	八(三)	7-51	結案

第一回合審查意見

1. 請說明是否考量極端氣候變遷及「乾旱、夏季高溫、颱風、強降水等」之尺度條件差異？
2. 第7-51頁，提及「因此乾旱對系統之影響，在二次側管線因冷卻水蒸發至環境而須補水時造成無水可補，...核三廠有時間可進行應變。」及「夏季高溫之影響，可能使得冷卻水塔的熱移除效率下降，...核三廠有時間可進行應變。」請提出分析評估之情境、假設、分析結果、具體應變措施等，以佐證相關說明之適切性。

第一回合審查意見答復

1. 依據核三廠功率運轉期間安全度評估結果，肇因於自然災害且具備風險顯著性的廠外事件為地震與颱風事件，地震事件並無顯著受氣候變遷之影響之疑慮，颱風事件雖然可能受氣候變遷之影響，但主要可能之影響為發生頻率增加，考量颱風侵襲時間短，且除役期間用過燃料池在喪失冷卻後，依本章附錄7.A 的計算結果於停機後180天發生喪失用過燃料池冷卻事件的狀況為例，事件發生後182.07小時(7.6天)，用過燃料池水位下降至燃料頂端，電廠有足夠的反應時間，因此氣候變遷因素對核三廠除役期間用過燃料之風險並無顯著影響。
2. 核三廠除役期間規劃以冷卻水塔作為最終熱沉，乾旱及夏季高溫的影響大多侷限在最終熱沉的能力降低狀況，而可能使得冷卻水塔的熱移除效率下降，此事件從發生到產生危害的發展過程是緩慢的，非立即衝擊用過燃料池安全，核三廠有足夠之時間做因應，因此除役期間乾旱、夏季高溫符合

美國機械工程師學會(ASME)所發布之安全度評估標準(ASME/ANS RA-Sa-2009)中「廠外事件篩濾與保守度分析」之細部要項EXT-B1中的第5點：「事件發生時間緩慢，並可證明該事件有足夠的時間供電廠消除危害來源或進行適當反應」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.『本章附錄7.A 的計算結果於停機後180天發生喪失用過燃料池冷卻事件的狀況為例...』，審查所提問題並未回答，請再研議回答。
2.
(1)請再以量化數據補強證明可以符合 ASME/ANS RA-Sa-2009中「廠外事件篩濾與保守度分析」要求。
(2)雖然事件發生時間緩慢但可能延續較長時間(如乾旱、高溫等)，再考量氣候變遷之影響，且我國核電廠未曾有冷卻塔之運轉經驗，請重新檢討並提出適切性考量之因應說明。

第二回合審查意見答復

1. 核三廠在除役期間，改使用冷卻塔作為最終熱沉，且乾旱發生並非緊急的事件，電廠有足夠的時間提出有效的因應措施並據以執行，因此對於電廠運轉以及安全性沒有顯著影響性。夏季高溫事件的影響大多侷限在最終熱沉的能力降低，但因影響最終熱沉的過程緩慢，運轉員有足夠的反應時間做妥適的應對，此2事件符合美國機械工程師學會(ASME)所發布之安全度評估標準(ASME/ANS RA-Sa-2009)中「廠外事件篩濾與保守度分析」之細部要項 EXT-B1中的第5點：「事件發生時間緩慢，並可證明該事件有足夠的時間供電廠消除危害來源或進行適當反應」。可以在篩濾階段予以排除，不再進行後續分析。

   核三廠易受颱風侵襲影響，對於颱風之影響，可能因為豪大雨或風暴潮造成水災事件，或是因強風影響冷卻塔與廠外電源之可靠性。前項的分析已在本章四、(三)節討論；喪失外電之影響，在除役規劃中，用過核子燃料池島區之電源除了廠外電源外，另保留核三廠之第五台柴油發電機，另外，保留電廠之移動式電源做為第五台柴油發電機之後備；冷卻水塔喪失將會造成用過燃料池冷卻及淨化系統喪失功能，在此事件之處理參考本章一、(三)節用過核子燃料池喪失冷卻能力事件進行。

   由核三廠主要廠區降雨-逕流分析結果發現，主要廠區萬年迴歸周期之地表逕流為14.06 cms (Cubic meter per second)與百萬年迴歸周期逕流量(Probable Maximum Flood, PMF)為22.29 cms，均遠小於廠房區西南角之緊急洩水孔排水能力40.66 cms，結果顯示在百萬年迴歸周期下，意即即使廠區排水通道阻塞情形下，緊急洩水孔仍有足夠排洪能力將萬年及百萬年迴歸周期之逕流量排出，不致發生因排洪能力不足造成廠房區淹水之情況。

2. (1)乾旱及夏季高溫因發生時間緩慢，可使運轉員做妥適的應對，因此不會對用過燃料池造成立即影響，故依據 ASME/ANS RA-Sa-2013標準第六章「廠外事件篩濾與保守分析」細部要項EXT-B1準則(5)進行定性篩濾，不需再進行後續量化評估。

(2)有關冷卻水塔作為最終熱沉，乾旱及夏季高溫的影響可能導致最終熱沉的能力降低狀況，電廠已規劃設計使用吹壓式冷卻水塔(FORCED DRAFT COOLING TOWER)，有效降低飛濺損失、降低補水需求，可以降低設備受乾旱之影響，另設計運轉容量時保留適當餘裕可避免因夏季高溫導致熱交換效率降低之影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.請說明冷卻水塔耐震能力、防颱風(及飛射物)之規劃。

2.

(1)核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式。本項列入重要管制事項。

(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.冷卻水塔規劃採用耐震二級，由於冷卻水塔擬放置於屋頂上，若因颱風、飛射物等造成失效，將執行喪失冷卻能力事件之應變措施。有關島區建置規劃作業，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

2.

(1)核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，因此爐心模式沿用既有大修模式，原大修模式主要風險來源為爐心燃料之熔損(CDF)，不需考慮用過燃料池冷卻/補水等系統是否有停用，即不論用過燃料池冷卻/補水等系統之組態為何所產生之風險，與爐心燃料毀損之風險相比皆屬為insignificant，可忽略不計，參考NUREG-1738報告表3.1所提供的喪失池水冷卻及冷卻水流失之燃料未被水覆蓋發生頻率(FUF)分別為每年$1.4x10^{-8}$、$3.0x10^{-9}$。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

1.用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

2.核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。

意見編號	07-034	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	(四)	7-52	結案

第一回合審查意見

有關「火山」乙節，第7-52頁提及「因核三廠廠區附近並無火山活動，因此不做進一步處置」，請依相關核管案之分析結果及因應措施修訂報告內容。

第一回合審查意見答復

依核管案 MS-JLD-10117之成果報告「核能電廠鄰近地區之陸域火山與海域火山島調查暨評估工作」(已獲大會准予備查)，綠島、蘭嶼、小蘭嶼非屬活火山，應已不具有火山活動潛能，即使保守假設若未來發生火山活動，因與核三廠之距離與受海洋阻隔，其熔岩流、泥流或火山碎屑流等災害對核三廠應無威脅，惟考量火山灰飄移行為可能之影響，核三廠將依程序書 SOP-1454(火山灰對設備、人員影響之因應措施指引)處理，以上敘述已修訂於本節內容中，詳細修訂內容如附件07-034-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：八、(四)4

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	07-035	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	八(五)	7-53	結案

第一回合審查意見

有關「飛機撞擊」乙節，第7-53頁提及「因大型民用客機若因故撞擊廠區附近，可能造成多重系統損壞，則要另外討論」，請說明討論之章節。本項請依相關核管案之分析結果及因應措施(NEI 06-12)修訂。

第一回合審查意見答復

有關 NEI 06-12提及之飛機撞擊導致廠區多重系統損壞情境，已於核管案件JLD-10112「實施10CFR50.54(h)(2)」進行管制，已參照審查意見，修訂「NEI 06-12減緩策略規劃及實施」並納入程序書「大範圍災害減緩指引(EDMG)」中，已依據此結果修訂本節內容，詳如附件07-035-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：八、(五)2

第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	07-036	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B06	九	7-55	結案
第一回合審查意見					
有關「結論」乙節，第7-55頁提及「在評估各項意外事件之影響，顯示不論是廠內事件或是廠外事件時，皆不會對廠外環境造成重大的影響」。除役期間無法排除事件發生，請台電公司補充通報之事項、時限、提送書面報告等之機制。					
第一回合審查意見答復					
除役期間之事件通報遵循「核子反應設施除役許可申請審核及管理辦法」，並參照核三廠現行程序書「事件通報及書面報告處理程序」辦理，程序書內容詳如附件07-036-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復，除役期間事件通報程序，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理，本項列入重要管制事項。					
第二回合審查意見答復					
遵照辦理。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第三回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	07-037	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S10、S11、S12	附錄7.A	7-70	結案
第一回合審查意見					
1. 第7-70頁，用過燃料池喪失冷卻系統事件發生之原因，請將地震造成用過燃料池晃動，導致池水震盪濺溢之效應納入考慮；另請評估可能同時喪失冷卻能力和冷卻水流失（如池水晃蕩溢流）。請以此假設情境評估事件可能之演					

進並檢討應變能力。

2. 第7-70頁，提及「每週期 EOC、BOC：由於電廠目前僅有部分資料，因此缺少之部分使用核三廠運轉組提供之假設資料。」請說明資料缺少之緣由，以及缺少之部分使用核三廠運轉組提供之假設資料，假設資料是否合理，請補充。
3. 第7-70頁，提及「爐心熱功率：第1~18批次為2,775 MW，第19~29批次為2,822 MW」，然而爐心熱功率由2,775 MW提升到2,822 MW過程中，會有1~3個批次處於過渡期，請說明假設條件是否保守？
4. 第7-70頁，提及相關重要假設(2)~(7)，請說明此假設之保守性。
5. 燃料衰變熱計算若已採全功率及100%容量因數，即可不過於關注 BOC 及 EOC 日期，只要再採保守週期長度，即可得保守結果。本案 t0使用1250天，換算週期長度不到14個月，但核三廠自民國84年起即採18個月運轉週期，顯然 t0參數並未更新。請以正確保守數值估算燃料衰變熱並更新相關數據。

第一回合審查意見答復

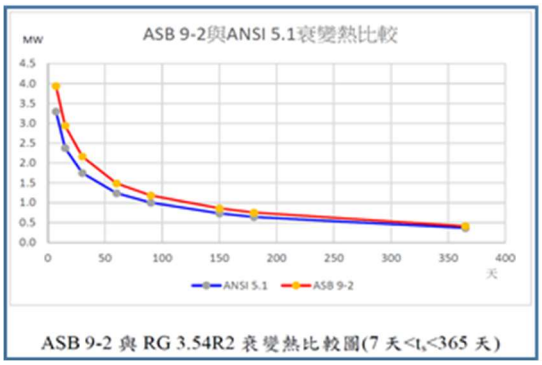
1. 大會109年4月准予備查之「核三廠用過燃料池完整性評估」，該報告係依據 EPRI 3002009564進行結構及非結構分析，有關非結構分析之池水濺溢量評估，則依據 EPRI 1025287進行評估，結果顯示核三廠用過燃料池的池水，在地震時因池水震盪造成濺溢的極限高度約為 3.50 公尺，若考慮核三廠用過燃料池邊緣與池水位高度差 0.51 公尺，在最壞狀況下所評估用過燃料池因池水震盪濺溢出池外的水量約為 432.8 立方公尺，用過燃料池水位將因此降低 2.99 公尺，扣除濺出之水量，用過核子燃料池內水量離燃料頂端(TAF)仍有相當大餘裕，至於喪失冷卻時的應變，本公司將有正常補水、緊急補水與外部補水等策略，其中外部補水包含以下5條途徑：(可參閱除役計畫第5章)
   - 途徑1：由 CST 取水，經移動式柴油引擎泵補水至用過燃料池。流量約 150 gpm；
   - 途徑2：移動式柴油發電機供電 CST 傳送泵，由 CST 取水進行補水。流量約150 gpm；
   - 途徑3：
     (a)拉設燃料廠房148呎室內消防水站 (或輔助廠房148 呎室內消防水站)以消防瞄子固定支架補水用過燃料池。
     (b)由室外消防栓以消防車泵浦接至 EC-V673上游快速接頭補水用過燃料池。
   - 途徑4：使用消防車補水，利用 EC-V673經 EC-V008補水，流量約400 gpm。
   - 途徑5：使用消防車，經用過燃料池硬式消防補水管路補水。流量約為 500 gpm。
2. 因撰寫本報告時，電廠運轉執照尚未到期，僅能使用當時實際電廠既有資料(EOC cycle 1~25)，故未移出爐心之用過燃料資訊只能使用預估值，此為缺少之緣由。另有關本資料合理性，在針對影響計算結果之參數部分，如

「A.1計算方法」段落所述，係以 reracking 報告中 cumulative operating time 保守替代 BOC、EOC 之運轉時間。針對審查會議中所提問「部分燃料運轉累積天數超過1500天」部分，本公司經查證，cycle 1~25用過燃料共1702束中，僅有338束累積運轉超過1250天，若將所有燃料束運轉天數平均之後所得之值不到1200天。故以 reracking 報告中的1250天統一替代 t_o 即已足夠保守；另一項會影響計算結果之參數為 cycle 29 之 EOC，則是使用電廠運轉執照期限，故本分析所使用之假設資料，應是保守而合理之值。

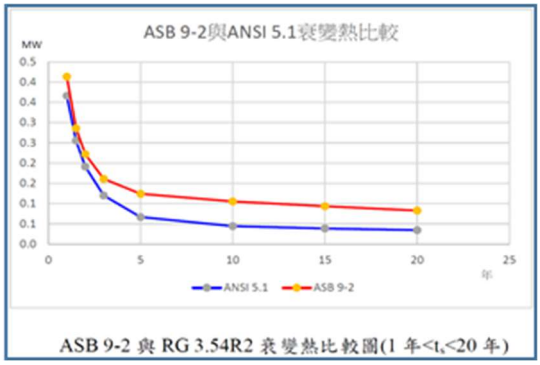
3. 原先2775MW 所運轉之過渡期燃料，會以功率提升後的2822MW 涵蓋。且因各燃料束運轉天數 t_o 已依據 reracking 報告統一調整為保守假設之1250天，因此已保守涵蓋功率提升的過渡期。
4. 有關(2)~(7)之保守性說明如下：

(2)有關「假設用過核子燃料池擺放2163束，內含157束剛退出燃料」，用過燃料池容量是2163束，但實際上並不會有滿池的狀況發生。

(3)本公司已初步計算，若以一號機 cycle7退出之73束燃料衰變熱進行計算，證實 ASB9-2與實際運轉天數 t_o 所得之核三廠衰變熱數值會比 ANS 5.1 的數值還高，故採取 ASB 之計算方式較為保守。



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(7 天<t_o<365 天)



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(1 年<t_o<20 年)

(4)一號機 cy(4)實際檢視一號機 cycle 1~25用過燃料共1702束中，僅有338束累積運轉超過1250天，若將所有燃料束運轉天數平均之後所得之值不到1200天。故以 reracking 報告中合理假設接近三個 cycle 的1250天統一替代 t_o 即已足夠保守。

(5)運轉時間已保守估計。另影響冷卻時間的最終停機日，係依照電廠運轉執照期限。

(6)過渡期之運轉時間及功率，皆以功率提升後之2822MW 及1250天保守估計。

(7)ASB 公式中所指的功率即為平均功率，此為合理假設。

5. 每批次退出燃料可能包含各種運轉 cycle 數的燃料，針對審查會議中所提問「部分燃料運轉累積天數超過1500天」部分，本公司經查證，一號機 cycle 1~25用過燃料共1702束中，僅有338束累積運轉超過1250天，若將所有燃料束運轉天數平均之後所得之值不到1200天。故以 reracking 報告中合理假設接近三個 cycle 的1250天統一替代 t_o 即已足夠保守。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.答復所引用報告與數據，建議據此修訂報告計算結果與內容。
2.議修改報告內文，採用適切之文字敘述。
5.用過燃料池貯存用過燃料之衰變熱計算，較早期退出之燃料對衰變熱已趨穩態，或可勉強採用平均值概念，但新退出燃料衰變熱暫態現象以1,250天計，則不夠保守。目前分析作法尚不符涵蓋性及簡化之安全分析原則，且與核二廠除役計畫安全分析所用假設不一致。
除以上第1、2、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.修訂內容詳如附件07-037-01-B 所示。
2.修訂內容詳如附件07-037-02-B 所示
5. 修改計算條件，cycle 1~cycle 28使用更保守假設的1600天運轉天數。惟本公司 EUP 第64版指出2號機 cycle 29運轉天數為1159天，故 cycle 29採用1250天應為足夠保守之假設。其餘假設條件之修訂如附件07-037-02-B 附件所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：附錄7.A；一、(三)3；一、(三)5；表7-6；表7-7

第三回合審查意見

1.用過核子燃料池喪失冷卻能力事件在進行計算分析時應假設最嚴重意外事件。當大地震發生時，不但可能造成用過核子燃料池喪失冷卻而且很可能一併發生池水震盪濺溢。因此，在計算到達飽和溫度之時間或其他應變時間時，應納入池水震盪濺溢之效果。請提出澄清說明並更新附件。
5.
(1)本大題內各子題對運轉天數之回覆並不一致，請統一。
(2)請補充說明核三廠2號機較1號機多1個燃料周期(cycle)，以及2號機燃料周期(cycle) 29為較短周期之緣故。
(3)第7-75頁表 A-2已修訂但對應之圖 A-1未改。影響衰變熱及事故後裸露時間最大的是最後退出的157束，由圖 A-1可見以2號機做評估基礎未必保守，請再澄清。
(4)第7-70頁用過燃料池熱水流分析，請將分析所採之保守假設納入報告，例如如何處理 cycle 29退出之157束燃料。
除以上第1、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.經查有關核三廠池水震盪濺溢之影響評估，目前由核管案件 MS-JLD-10101進行管控，該分析結果符合 EPRI 3002009564 報告中所要求接受標準，「核三廠用過燃料池完整性再評估」報告已提送大會，尚進行實質審查中，擬待大

會審查通過，再視需要將相關內容加入除役計畫；至於第二回合誤將尚未審結核管案內容納入除役計畫，擬刪除附件07-037-01-B，並調整第一回合答復：「...用過核子燃料池內水量離燃料頂端(TAF)仍有相當大餘裕，前述內容已由核管案件 MS-JLD-10101進行管控，「核三廠用過燃料池完整性再評估」報告已提送大會，尚進行實質審查中，至於喪失冷卻時的應變...」

5.

(1)除役計畫中之計算條件參照委員意見以及自主修訂後，從原先一號機假設29週期(一號機實際為總共28週期)，每周期運轉天數1250天；改為採用二號機共29週期，第1至28週期採用1600天，第29週期採用1250天計算。故一、二回合之答復天數不一致情形係因修改假設條件為更保守所致。

(2) 核三廠一號機於74年7月7日發電機氫氣漏出引發火災，事後調查是奇異公司汽機設計不良，造成核三廠一號機長期停止運轉，故一號機較二號機少了一個 cycle。而二號機 cycle-29時間較短係因運轉執照到期所致。

(3) 經確認修訂後改採2號機之數據，應皆較保守，如下表所示。

表 A-2 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果

距離停機時間(天)	舊燃料衰變熱 [2,1603-157=2,0036 束] (MW)	新退出燃料衰變熱 [全爐 157 束] (MW)	衰變熱總和 (MW)	與停機 7 天後退出之衰變熱相比
7	2.96383.1800	8.4701	11.433911.6500	100.00%
15	2.94463.1594	6.3241	9.26879.4835	81.0681.40%
30	2.91063.1232	4.6588	7.56947.7820	66.2066.80%
60	2.84983.0589	3.2001	6.04996.2590	52.9153.73%
90	2.79703.0036	2.5513	5.34845.5549	46.7847.68%
150	2.70992.9133	1.8576	4.56754.7709	39.9540.95%
180	2.67342.8759	1.6273	4.30074.5032	37.6138.65%
365	2.51172.7126	0.8895	3.40123.6021	29.7530.92%

(4)於本章附錄 A.1節重要假設第(4)點新增說明如下：

有關 ASB 9-2[A-2]公式中之 to(cumulative operating time)，Cycle 1~ Cycle 28皆保守假設為1600天。而由本公司 EUP Rev.64版可知 Cycle 29運轉1159天，故 Cycle 29的 to 保守假設為 Reracking 報告[A-3] Table 5-2中的1250天，其中 Cycle 29 退出之157束燃料僅部分歷經1250天運轉天數，此處保守假設157束燃料皆運轉1250天。詳附件07-037-05-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：附錄7.A
總結回合審查意見
1.、5.同意答覆

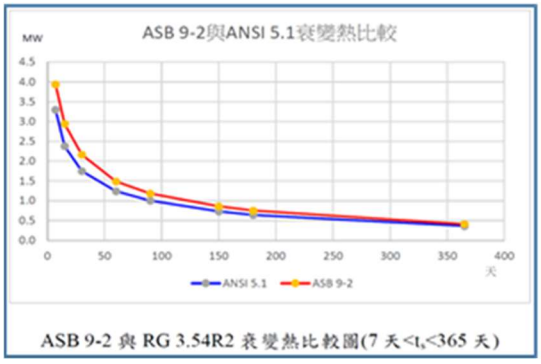
意見編號	07-038	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S10、S11	附錄 7.A A.2	7-70~71	結案

第一回合審查意見

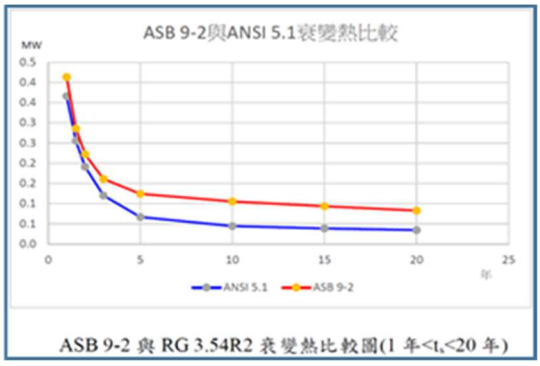
1. [A-2]為此NUREG-0800之ASB 9-2衰變熱功率計算式，請檢視其正確性並修訂。
2. 附錄7.A 係依據參考文件 A-2，採用 ASB 9-2方式計算燃料衰變熱功率。參考文件 A-2為 Standard Review Plan 9.2.5 1981年版(Rev.2)。而 Standard Review Plan 9.2.5最新版本為2007年版(Rev.3)。在 Rev.3中衰變熱之計算公式已經由 ASB 9-2改為 ANS 5.1, "Decay Heat Power for Light Water Reactors," October 1979. 請改依 Standard Review Plan 9.2.5 Rev.3之公式計算衰變熱或證明 ASB 9-2之整體計算結果(於反應器停機後7~365天期間)較 ANSI/ANS-5.1保守。
3. 第7-71頁 ， 所 提"k：uncertainty factor, 0.2 for $0 \leqq t_s < 10^3$ and 0.1 for $10^3 \leqq t_s \leqq 10^7$"，當 $t_s > 10^7$ 秒時，k 是否應保守假設為0.1，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 本章節所使用之公式與 ASB9-2官方文件(NUREG-0800) Page 9.2.5-8相同，已確認該文件為核管會認可之公式無誤。
2. 本公司已確認衰變熱若以 cycle7退出之73束燃料衰變熱進行計算，ASB 9-2與實際運轉天數 t_o 所得結果，仍比 ANS 5.1結果還高，若以 cycle1~cycle 25所有燃料衰變熱加總進行計算，也是 ASB9-2比 ANS 5.1還大。故採取 ASB之計算方式較為保守。



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(7 天<t_s<365 天)



ASB 9-2 與 RG 3.54R2 衰變熱比較圖(1 年<t_s<20 年)

3. 本章節之計算係採用「當 $t_s > 10^7$ 秒時，k 保守假設為0.1」，並依審查意見將此敘述新增至報告中，詳如附件07-038-03-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：附錄 A.2
第二回合審查意見
2.請提供計算報告/結果；另請確認該計算有獨立審查者審閱計算結果。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2. 經驗證之計算結果詳如附件07-038-02-B 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**07-039**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	附錄 7.A A.3 7.A A.4	7-72~78	結案

第一回合審查意見

1. 第7-72頁，所提“經有限差分法處理，水溫變化可由以下[A-6式]及[A-7式]計算”，由 A-6式轉換到 A-7式時，在 $T_i = T_{i-1}$後少了加號“＋”，請修正。
2. 第7-74頁，所提“經有限差分法處理，水溫變化可由以下[A-9式]計算”，然A-9式未看到代表溫度的符號，請說明。
3. 第7-75頁，所提“用過燃料池分為東區、中區及西區，正常運轉時相互連通”，然從圖7-2核三廠燃料廠房 EL.148 ft 俯視圖（第7-61頁）中看不出有分區，請說明。
4. 第7-78頁，圖 A-3顯示用過燃料池初始之水位約為7.75 M，然從核三廠的技術規範3.7.15燃料池水位高度之規定，必須高於燃料頂部7.01 M（第7-12頁），因此用過燃料池於喪失冷卻後水位變化之分析，初始之水位是否應為7.01 M，而不是7.75 M，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 此為誤植，已於報告中補上 A-7式 T_{i-1}後之加號，詳如附件07-039-01-A 所示。
2. A-9式說明已修訂為「水位」變化，詳如附件07-039-02-A 所示。
3. 用過燃料池分為 Region 1及 Region 2，東區、中區及西區為「核三廠用過燃料池容量擴充（Reracking）」報告方便進行熱流計算而進行之分區，故擬不建議進行報告修訂。
4. FSAR 第9.1-12頁所述，水位高程為146.5ft，格架高程為121 feet-7-3/4 inches，兩者相差7.57555 meter，加上格架與 TAF 之差距，因此 TAF 上之

水深合理設定為7.75 meter。為求保守，本章節初始水位改採 TAF 上7.01m進行評估，詳細修改內容詳如附件07-039-03-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：附錄7.A

第二回合審查意見

3.審查意見並未建議進行報告修訂，請將用過燃料池東區、中區及西區標示於圖7-2核三廠燃料廠房 EL.148 ft 俯視圖中。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.經查「核三廠用過燃料池容量擴充（Reracking）」熱流安全分析報告，用過燃料池僅以 Region 1及 Region 2作為分區，如下圖，而無東、中、西區之分隔，擬修訂報告內容，刪除「用過燃料池分為東區、中區及西區，正常運轉時相互連通」文字，不影響評估結果。修訂內容詳如附件07-039-03-B 所示。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 7 款，內容涉及營業上秘密或經營事業有關之資訊，故不予公開

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：附錄7.A

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**07-040**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B04	全	7-1~7-58	結案

第一回合審查意見

1.依核子反應器設施除役計畫審查導則第七章、(三)、2規定，意外事件分析須說明發生之可能原因，並針對可能引發放射性曝露或是放射性污染擴散之程

度進行量化估計並分析對除役活動之影響，惟本章意外事件分析內容未涵括上述之內容，請補正報告。

2.依核子反應器設施除役計畫審查導則第七章、(三)、3中規定，自然災害事件須依據廠址特性資料，決定除役期間可能發生之假想事件，以及可能導致之最大危害程度並分析對除役活動之影響。請依據核三廠廠址特性資料，分析說明除役期間可能發生之假想事件，並分析其對除役活動之影響。相關內容請補正於報告內。

第一回合審查意見答復

1. 本章各項意外分析結果可能引發放射性曝露的事件包括：重物墜落撞擊用過核子燃料池、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、廢液處理系統之桶槽破裂意外、火災、爆炸等。經評估量化結果，不論是廠內工作人員接收劑量或是廠外個人全身劑量皆可低於法規限值。而意外事件對除役活動影響為成本增加以及時程展延。
2. 本章自然災害事件之分析係依據核三廠廠址特性資料，包括地震、颱風、洪水、海嘯、山崩及雷擊事件，皆採用大會核備之安全評估報告結果或核三廠廠址之水文、氣象資料進行評估。且就本章分析結果，若發生自然災害類型之意外事件，可能導致結果為喪失廠外電源或喪失用過核子燃料池冷卻，經評估皆有足夠之應變時間，應不會對除役時程造成太大之影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.意外事件應依除役計畫審查導則第七章(三)之要求，透過評估方法、後果管理，分析其對除役活動之影響，並補述於除役計畫內。

2.自然災害事件應依除役計畫審查導則第七章(三)之要求，透過評估方法、後果管理，分析其對除役活動之影響，並補述於除役計畫內。

第二回合審查意見答復

1.有關意外事件的評估，在燃料相關意外事件方面，非預期臨界因能確保有效增殖因數(K_{eff})小於1.0，無需進行後續處理，而其他事件發生時評估結果均符合我國輻射防護相關法規之標準，並且都可以透過十六章所述的廠內意外事件應變措施進行後果管理，內容詳見本章第一節，在對除役活動影響方面，事件發生後可能需要短暫停止相關工作進行處理，但預期後續可透過工期安排調整，使相關作業仍能如期完成；在輻射意外、火災/爆炸、輔助系統功能喪失及喪失外電等事件方面，相關事件經評估均不會造成廠內/外人員劑量超過法規限值，並且都可以透過十六章所述的廠內意外事件應變措施進行後果管理，內容詳見本章第二/三/五/六節，在對除役活動影響方面，事件發生後可能需要短暫停止相關工作進行處理，例如清除現場放射性污染物或是

恢復系統功能等，但預期後續可透過工期安排調整，使相關作業仍能如期完成。

2.有關自然災害事件的評估，本章報告已評估地震、颱風、洪水、海嘯、山崩及雷擊事件等事件，相關事件若發生最嚴重可能導致用過燃料池喪失冷卻或電廠喪失外電等情況，但評估結果均不會造成核子事故或是廠內/外人員劑量超過法規限值，並且都可以透過十六章所述的廠內意外事件應變措施進行後果管理，內容詳見本章第四/七節，在對除役活動影響方面，自然災害事件發生後可能需要短暫停止相關工作進行處理，或是因惡劣自然環境造成除役活動短暫停止，但預期後續可透過工期安排調整，使相關作業仍能如期完成。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.及2.

(1)核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式。本項列入重要管制事項。

(2)除役期間消防計畫依安全分析報告第9.5.1節及美國核管會法規指引 RG 1.191規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。

(3)除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之安全分析報告、技術規範及整體性維護管理方案，提報主管機關審核，並定期更新。在未經核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

第三回合審查意見答復

1.及2.

(1)核三廠於運轉執照屆滿後2個月內即可將爐心的燃料全部移至用過燃料池，因此爐心模式沿用既有大修模式，原大修模式主要風險來源為爐心燃料之熔損(CDF)，不需考慮用過燃料池冷卻/補水等系統是否有停用，即不論用過燃料池冷卻/補水等系統之組態為何所產生之風險，與爐心燃料毀損之風險相比皆屬為insignificant，可忽略不計，參考NUREG-1738報告表3.1所提供的喪失池水冷卻及冷卻水流失之燃料未被水覆蓋發生頻率(FUF)分別為每年1.4×10^{-8}、3.0×10^{-9}。有關島區運轉期間 PRA 靈敏度分析將規劃納入島區專案。

(2)遵照辦理。

(3)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

1.、2.核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段，應建立量化風險評估模式，本項列入重要管制事項。

意見編號	07-041	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S11、B01、B07、B09	全	7-5、7-13、7-18、7-22、7-46、7-59、7-77	結案

第一回合審查意見

1. 第7-5頁，「禁制區邊界(Excluded Area Boundary, EAB)」，其英文名稱有誤，應為 Exclusion Area Boundary，請修正。
2. 第7-13頁，提及「清查所有燃料頂端上方穿越孔，分別為燃料傳送水道閘門1、桶裝填池閘門2、用過燃料池冷卻系統(EC 系統)A/B 串取水管路」，桶裝填池建議修改為燃料裝載池同圖7-2（第7-61頁）所示。
3. 第7-18頁，「接觸劑量最高3 mSv/hr，空間劑量最高0.7 mSv/hr。假設意外現場因管路破損導致廢棄液體洩漏至廠房，故保守假設意外現場因洩漏造成之空間輻射劑量率為3 mSv/h」，建議檢視全文劑量率單位並修訂為 mSv/hr。
4. 第7-22頁，「包裝」通常指的是空容器，而此處應是盛裝了「低放射性廢棄物」。若盛裝了放射性物質，則應稱為「包件」，故在本節抬頭與內容及在第7-15頁(四)的「包裝」，建議修正為「包件」。
5. 第7-46頁，圖7-4不清楚，無法識別淹水深度分布，請改善？
6. 第7-59頁，參考文獻第4項，請確認「核二廠除役計畫」應為修訂版，並請更新；參考文獻第6、7項，請註記作者、出版年月；參考文獻第7項請註記為安全評估報告；參考文獻第17項，請註記作者、出版年月；請確認參考文獻之編號。
7. 第7-77頁，所提「期間的水位變化如圖 A-2所示」，圖 A-2應為圖 A-3，請修正。
8. 請參考核管法及相關子法，統一修訂名詞，例如使用「用過核子燃料」、「用過燃料池」。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修訂，詳如附件07-041-01-A 所示。
2. 經確認，第7-13頁、第7-14頁桶裝填池改為「護箱裝載池」，圖7-2燃料裝載池亦改為「護箱裝載池」，詳如附件07-041-02-A 所示。
3. 依審查意見，修訂報告中時間 h 改為 hr，詳如附件07-041-03-A 所示。
4. 因本節為低放射性廢棄物盛裝至包裝容器時可能發生之意外事件，擬將包裝改為盛裝，詳如附件07-041-04-A 所示。
5. 依審查意見放大圖7-4，從凸面可知生水池潰決造成核三廠廠區西北側儲油槽及第二內牆外圍倉庫之最大淹水深度，如圖中深藍色所顯示區域，大多在1 m 以下。
6. 依審查意見修訂參考文獻，詳如附件07-041-06-A 所示。
7. 依審查意見修訂，詳如附件07-041-07-A 所示。

8. 將依審查意見修訂，統一採用「用過核子燃料」及「用過燃料池」，此部分修訂較多，擬待清稿時一併修正。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：目錄；一、(一)3；一、(四)3；二；二、(一)3；二、(二)3；二、(四)；二、(四)1；二、(四)3~5；二、(五)；二、(六)1；二、(六)3；二、(六)5；三、(一)3；四、(三)3；九；十；圖7-2；附錄7.A
第二回合審查意見
第6、7項是本會對台電公司提交分析報告之安全評估報告，請再確認並更新。 除以上第6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
6. 第6、7項參考文獻擬修訂為 TITRAM 報告編號， TITRAM/MS-RAD-MHD-02-A；TITRAM/NPPSPT-MHD-02。修訂內容詳如附件07-041-06-B 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：十
第三回合審查意見
6.及7. 有關核三廠設計基準事故輻射劑量分析方法論(主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、蒸汽產生器破管事故)，及核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論，請澄清台電公司是否為共同作者。 除以上第6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
6.及7. TITRAM 報告為台電公司委託核能研究所執行之研究發展案，報告作者則為核能研究所及台電公司計畫主持人。項次6作者修改為蔡智明、江授全，項次7作者修改為苑穎瑞、江授全，修訂內容詳如附件07-041-06-C 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：十
總結回合審查意見
6.及7.同意答覆

第二回合新增審查意見

意見編號	07-042	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、B06	一(四)	7-12~7-15	結案

第二回合審查意見

1.請提供核三廠用過燃料池因各種補水，可能造成硼酸稀釋之途徑及後果分析。

2.針對用過燃料池(SFP)洩漏管理，請提出國際間類似機組之經驗回饋。

3.請建立用過燃料池(SFP)洩漏偵測系統適切的監測程序書，以掌握環境、結構、洩漏量、水樣、水質與核種分析等各種參數並執行趨勢分析。

4.第7-12頁"在除役拆廠階段後期，當全數燃料移往用過核子燃料室內乾式貯存設施後，即不須再考慮燃料池冷卻水流失事件發生"，此時若燃料池冷卻水流失且未經適當處理，仍有可能發生污染地下水之情境，請提出澄清說明。

第二回合審查意見答復

1. 核三廠用過燃料池補水之水源若採用 CST 最有可能造成硼酸稀釋，根據「用過燃料池的充水、洩水與過濾」程序書，CST 之體積足以稀釋用過燃料池內之硼濃度，但如果由於用過燃料池之過量補水而消耗 CST 體積，將會產生低液位警報告知控制室內之運轉人員；萬一發生用過燃料池之高液位儀器失效，運轉人員每值兩次之巡視將會很快發現用過燃料池之溢流，此大體積之溢流亦將會快造成液體廢料系統之警報信號；由 CST 至用過燃料池之流量為 210 gpm，估計約36小時才能提供由2,000 ppm 稀釋至為650 ppm 所需之449,000加侖體積，故運轉人員有足夠時間來偵測及減緩硼酸稀釋事件。此外若需補充硼酸水可依照「用過燃料池緊急補水/噴灑策略」程序書中補水策略5、策略6以及噴灑策略1中提及：若需以消防車載運硼酸水，可於消防車取水時，打開消防車上的人孔，將適量的硼酸加進人孔。欲配置2500 ppm 硼酸水，每1000公升水需加入14.3公斤硼酸，再以消防車做為水源進行補水或噴灑。

2. 美國 Salem 電廠1號機發生用過燃料池洩漏且洩漏率為100加侖/天，該電廠業主亦採用不進一步處置並定期監測方式處理，此外相關法規亦未針對用過燃料池洩漏率進行限制要求，故核三廠比照以趨勢分析的方法，透過歷次測量數據建立接受標準。

3. 針對用過燃料池，本公司核三廠已建有「維護法規結構檢查及監測」程序書，每5年檢查燃料廠房整體結構狀況，另有建立監測用過燃料池水洩漏量的預防保養項目(PM)，根據該 PM 要求，每30天應量測各機組燃料池相關指定閥件的洩漏量，如洩漏量超出 PM 注意事項所列之限值，將縮短該 PM 執行之間隔，並針對該次洩漏之池水進行取樣，確認洩漏池水的水樣、水質及

核種，如有必要則再執行結構方面不定期的檢查，以釐清洩漏池水來源，若定期監測的池水洩漏量無異常狀況，則不對水質及結構等情況做進一步的不定期檢測。

4. 用過核子燃料全數移至乾式貯存設施後，用過燃料池池水將透過洩水至廢液處理系統，該階段之外釋情境可以廢液處理系統濃縮槽之拆除墜落意外安全分析涵蓋。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.

(1)「用過燃料池的充水、洩水與過濾」程序書應有分析報告做為基礎。如美國 SONGS 核電廠的 Spent Fuel Pool Boron Dilution Analysis 報告。

(2)未針對原審查意見提出答復說明，請說明除 CST 之外，用過燃料池之其他補水水源，並與 CST 補水量比較能導致稀釋之情況。

(3)救援策略請納入 RWST 補硼酸水之措施，本項應採固定式設備，移動式設備僅為後備備援。

2.及3.

請納入 NUREG-2157附錄 E 資料並廣泛蒐集國際間業界作法。

除以上第1、2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.

(1) SONGS 電廠的 Spent Fuel Pool Boron Dilution Analysis 報告對硼液稀釋進行的分析包括了：稀釋來源、稀釋流速、加硼來源、儀器儀表、行政管制、管路、喪失外電影響、硼液稀釋肇始事件、硼液稀釋時間和體積等。而在「用過燃料池的充水、洩水與過濾」係依照核三廠技術規範作為硼濃度下降之依據。上述程序書亦提及發生不當稀釋時之因應措施為：「當正常電源可用時，RWST 淨化泵可由 RWST 補充含硼水至用過燃料池；硼酸槽內 7,000 ppm 硼液可做為用過燃料池之備用加硼源。當正常電源喪失時，RWST 淨化泵並非由緊要電源供電，因此，將無法自 RWST 補充含硼水至用過燃料池；但硼酸傳送泵係由緊要電源供電，因此，當正常電源喪失時可由硼酸槽補充含硼水至用過燃料池。此外，人工添加乾式硼酸至用過燃料池可做為正常電源喪失時加硼之最後手段」，再加上第二回合答覆之應變作為應可因應除役期間硼稀釋之情形。

擬將第二回合第一段答復修改為：「核三廠用過燃料池補水之水源若採用 CST 最有可能造成硼酸稀釋，參考用過燃料池臨界安全分析報告之事故狀態，依據西屋公司「Spent Fuel Pool Boron Dilution Analysis for Maanshan Unit 1 and 2」之 Equation 1，考量 CST 補水至用過燃料池流量為210gpm，計算用過燃料池內硼濃度從2,000ppm 稀釋至1,350ppm 之稀釋時間約為12.5小

時，如發生用過燃料池稀釋事件，因運轉人員每值兩次之巡視(即4小時巡視1次)可以在12.5小時內發現用過燃料池之溢流而採取改正硼酸稀釋措施。」

此外，核三廠除役期間用過燃料池硼酸濃度，目前規劃仍維持技術規範 T.S. 3.7.16要求，維持用過燃料池硼酸濃度在2,000 ppm 以上，定期測試頻率係依照偵測試驗要求SR 3.7.16.1每七天或是用過燃料池補水後進行量測，並依照「用過燃料水池硼濃度分析」程序書執行檢測。

(2)及(3)

本小題答覆第一、二段先就核三廠運轉中補水程序現況進行說明，最後一段則為除役期間規劃之補水程序。依核三廠現行用過燃料池補水程序，為保證用過燃料池池水硼濃度符合技術規範限值，除使用 RWST 或 BAT 補充硼酸水外，正常情況下，在用過燃料池水硼濃度大於2100ppm 且 RWST 可用時，可使用除礦水系統(AN)進行少量補水，緊急情況可使用 CST 進行補水，CST 補水亦可能同時需搭配 BAT 或人工添加乾式硼酸，並適當增加用過燃料池水取樣頻率。

考量現行程序僅允許使用 CST 或硼酸水執行大量補水，故除 CST 補水外，不致有用過燃料池水硼酸濃度被大量稀釋的情況發生，且在使用非硼酸水補充池水後，應對池水進行頻度較高之定時取樣，確認硼酸濃度符合技術規範，取樣結果不符技術規範限值時，則應使用 RWST 或 BAT 之硼酸水進行補充。

至於前次答復中所述的「用過燃料池緊急補水/噴灑策略」，屬外部補水範疇，其中雖然有維持硼酸濃度之因應手段，但外部補水情境發生時應優先考量用過燃料池水是否充足，水量確保且情境解除後再執行硼酸濃度確認及必要補充即可。

依據核三廠用過燃料池臨界安全分析報告，即使全部補充清水至用過燃料池，區域1和區域2的 keff 皆小於1，不會有臨界的顧慮。

核三廠目前規劃留用 RWST 做為除役期間用過燃料池補充含硼酸水之固定式設備，島區運轉期間實際的用過燃料池硼酸濃度維持策略將於島區專案中詳述，島區專案完成後將送管制機關審查，並依管制機關審查結果實施，管制機關未同意變更現行用過燃料池冷卻/緊急補水系統前，將依現行規定運轉。

2~3.

NUREG-2157附錄 E 主要說明用過燃料短期貯存期間(即運轉執照終止後燃料持續貯存於用過燃料池和 ISFSI 的60年期間)，用過燃料池洩漏對環境之影響，包含對於地下水、地表水、土壤以及民眾健康之影響評估，該附錄指出 Salem、Indian Point、Seabrook 等電廠皆曾發生用過燃料池洩漏，然而經評估洩漏之影響不大。NRC 經驗回饋專案小組之報告亦說明美國設施用過燃料池洩漏狀況對其周遭民眾近期的健康並未受到影響(NRC 2006b)。

有關用過燃料池底襯板洩漏偵測系統議題大會已開立核管案件：核三廠用過燃料池襯板完整性檢討與監測精進(MS-0-11103)，將依該核管案 MS-0-11103內容辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
.總結回合審查意見
1.~3.同意答覆

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第八章　除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理
(已結案20項，共20項)

意見編號	08-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S19、C04		8-1	結案

第一回合審查意見

1. 有關「除污作業期間將沿用核三廠原有之通風系統、廢液處理系統，並配合本計畫第五章規劃除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式，將通風、廢液處理系統規劃保留至除役拆廠階段後期」乙節，請摘要說明除役拆廠階段「後期」之主要條件與啟動機制。
2. 「及本公司核二、三廠運轉期間之除污經驗」，建議將核一廠亦加入，使其更完整。
3. 除污的順序將影響效果及效率，請補充說明本案污染環境、各類結構、系統及組件之除污順序的安排為何？

第一回合審查意見答復

1. 有關除役拆廠階段主要拆除物件，主要為圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房及其他污染建築物內之系統、設備、組件等；而原有如第五章規劃說明各廠房通風及廢液處理系統等共用系統將沿用至除役拆廠階段，待主要拆除物件陸續除污、拆除後且不再使用共用系統時，將逐步執行共用系統之拆除。
2. 依審查意見修改，將第一節除污方式段落內容修訂為「...及本公司核一、核二、核三廠運轉期間之除污經驗」，修訂詳如附件08-001-02-A 所示。
3. 本項對於污染環境、各類結構、系統及組件之除污規劃，本公司將配合機組運轉執照屆期後現場輻射特性調查之結果來規劃，並進行除污必要性之評估，以確認最佳之處理程序，評估項目包括污染物種類、污染數量(範圍)、除污技術之有效性、工作人員之輻射劑量、除污時程、除污成本與效益分析、達到目標除污因子的可能性，以及除污時所產生的二次廢棄物產量等。綜合上述考量，原則上將規劃以系統化學除污、組件和結構，及污染環境等順序來執行，實際上規劃可能需待細部評估後再行調整、執行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	08-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、B03、B13	一(一)1	8-2~3	結案

第一回合審查意見

1. 「...顯示廠房內工作區的氣體洩漏或空浮事件經電廠通風過濾吸附後，氣體洩漏的影響範圍僅限於廠房內部，對廠房外環境未有影響，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。」有關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，是否有進一步偵測計畫，建議補充說明。
2. 「...未來若偵測到地下水有污染時，則將於含水層及其周邊開挖取樣井及監測，以界定污染之程度，...」意見如下：含水層幾乎與地表面平行或傾斜某角度，且範圍廣闊。如何於「含水層及其周邊開挖取樣井及監測」？
3. 「另外亦將配合水文地質資料之收集，建立污染傳輸模式，以瞭解放射性污染物質於地下水及土壤中之傳輸及擴散特性，進一步確定污染範圍。」其污染傳輸模式目前之建立進度為何。

第一回合審查意見答復

1. 有關核三廠廠房輻射偵檢，請參考本計畫第四章輻射特性調查 A 類偵檢包，已於現階段全面執行廠房牆面、地面之輻射偵測。而有關空浮事件氣體洩漏影響之廠房區域天花板，於考量人員作業安全前提下，將於拆除完成後，針對其拆除後結構物進行進一步量測，並確認符合我國「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，始予回填或進行外釋。而通風系統之偵測將於停機後之輻射特性調查作業執行。
2. 因含水層範圍廣闊，故已修訂本文為「...未來若偵測到地下水有污染時，則將參考國際經驗於偵測有污染位置處周邊開挖取樣井及監測，以界定污染之程度，...。」，詳如附件08-002-02-A。
3. 依原能會105年11月29日會核字第1050016327號函核准之「核三廠地下水防護方案」監測規劃，及「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」結論指出，目前發電設備廠區至岩層間無含水層存在，發電設備廠區外之監測區，以及核三廠周圍環境地下水，皆進行監測；由廠區及環境地下水監測結果顯示並未測得人工加馬核種及氚核種，未來除役期間將持續監測地下水輻射狀況，以確保除役作業不對地下水造成影響。另有關污染傳輸模式，由本公司委外執行之核三廠廠區地下水污染物傳輸評估，其評估結果指出場址在無人為影響的前提下，如有污染物將大致由西北往東南流動，而後流入海濱。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)

第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	08-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05	一(一)3	8-4	結案

第一回合審查意見
1. 核三廠可能受到污染之系統還有固化系統及熱減容系統，請將其加入。 2. 「上述可能污染之系統，本公司將在機組運轉執照屆期後於除役過渡階段，執行現場輻射特性調查作業時，再進行更詳細之輻射偵測，以確認應進行除污系統之範圍。」輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，應提報主管機關審核。
第一回合審查意見答復
1. 依審查意見修改，本段落內容增加「固化系統及熱減容系統」，修訂詳如附件08-003-01-A所示。 2. 本公司未來提報輻射特性調查計畫時將含導出濃度指引基準(DCGL)，經主管機關審核後據以執行輻射特性調查，並於輻射特性調查完成後提報輻射特性調查報告予主管機關審核。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一) 3
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	08-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S18、F03	一(一)4	8-5	結案

第一回合審查意見
1. 「結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性分類為金屬廢棄物(含活化金屬、污染金屬)、混凝土廢棄物、其他類型廢棄物(含乾性、濕性廢棄物)等三類，其類別可分為可外釋、A類、B類、C類及超C類，核三廠除役產生之低放射性廢棄物數量及特性之推估，以中子活化、比例因數、廢棄物產量及廢棄物活度等估算方法進行污染程度分類及推估。活化金屬廢棄物來自反應器壓力槽及內部組件，經推估其重量及活度分別為1,165 MT及6.03×10^{17} Bq，其中超C類、B類及A類占比分別為18.6%、15.0%及66.4%。污染金屬廢棄物來自於系統、組件及設備，經推估其總重量約為6,987 MT，總活度約為1.04×10^{15} Bq，其中除些許C類及B類外，其餘大部分皆A類廢棄物。活化混凝土來自於生物屏

蔽，經推估其重量及活度分別為2,201 MT 及1.04×10^{14} Bq，皆屬 A 類廢棄物。污染混凝土來自於建物結構，經推估其總重量及總活度分別為1,645 MT 及1.64×10^{13} Bq，其中 B 類及 A 類占比分別為61.8%及38.2%。其他類型廢棄物來自於乾性、濕性、保溫材等廢棄物，經推估其重量及活度分別為1,415 MT 及2.21×10^{14} Bq，皆屬 A 類廢棄物。...。」不易看懂，請列表分類並統計。

2. 為上下文一致性，內文「結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性可分類為金屬廢棄物(含活化金屬、污染金屬)、混凝土廢棄物、其他類型廢棄物(含乾性、濕性廢棄物)等三類」，建議修改為「結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性可分類為金屬廢棄物(含活化金屬、污染金屬)、混凝土廢棄物(含活化混凝土、污染混凝土)、其他類型廢棄物(含乾性、濕性廢棄物)等三類」。
3. 請將「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」兩法規列入參考文獻，並在文中適當引註。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修訂，本段內容新增彙整表8-1「核三廠除役廢棄物分類重量推估結果」、表8-2「核三廠除役廢棄物分類活度推估結果」，修訂詳如附件08-004-01-A 所示。
2. 依意見修訂，本段內容「結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性可分類為金屬廢棄物...、混凝土廢棄物、...等三類」修改為「結構、系統、組件及可再除污廢棄物可依材料特性可分類為金屬廢棄物...、混凝土廢棄物(含活化混凝土、污染混凝土)、...等三類」，修訂詳如附件08-004-02-A 所示。
3. 有關「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」已於本計畫第一章一(二)專有名詞及一(三)引用法規及準則內說明，故此處未將兩法納入參考文獻。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)；表8-1；表8-2

第二回合審查意見

1.表8-1及表 8-2之意見如下：

(1)兩表「1.3 初步研判無污染之金屬」，既然無污染，就不應有「超 C 類」、「C 類」、「B 類」、「A 類」之區分。請將「初步研判無污染之金屬」，列在最上面，不標示「超 C 類」、「C 類」、「B 類」、「A 類」。

(2)表8-1中「初步研判無污染之金屬」應有重量合計推估，不應為0；在表8-2中活度合計推估可列為0。

(3)金屬廢棄物都有「初步研判無污染之金屬」，混凝土廢棄物更應有「未受輻射影響的混凝土廢棄物」，請再加以推估。

3.本章既然單獨列有參考文獻，則請將此兩法規列入其中，並請在第8章文中適當引註。 除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.表8-1及8-2係引用自第九章、一、(三)節，因內文提及「管制區確認無污染」部分，故於表格中出現「初步研判無污染之金屬」，由於本章討論之範疇著重在污染部分，擬刪除無污染廢棄物部分，避免讀者混淆，詳附件08-004-01-B。 3.依審查意見修訂加入「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」等法規於內文及參考文獻處，詳附件08-004-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)4；四；新增表8-1；新增表8-2
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B16	一(二)	8-5~8-6	結案
第一回合審查意見					
1. 「污染結構、系統及組件之除污作業可採用現場除污、拆除後除污或拆除後直接貯存/處置等方式，或透過以上三種方式之組合進行，以達到降低污染等級、減少工作人員輻射曝露及二次廢棄物的產生。」如何透過以上三種方式之組合進行？請說明。 2. 「除污作業產生之氣體或空氣微粒應被適當收集、處理及監測」，考量除污作業產生不同粒徑物質對於作業環境及人員之影響與防止污染擴散，該項所述內容是否涵蓋氣膠、粉塵及職業安全衛生法規有關「勞工作業場所容許暴露標準」相關種類之規範，請澄清說明應被適當收集、處理及監測之物質與相應措施。					
第一回合審查意見答復					
1. 除役作業前，將規劃先確認最佳之處理程序，評估項目包括：污染物種類、污染數量(範圍)、除污技術之有效性、工作人員之輻射劑量、除污時程、除污成本與效益等。將依上述評估結果規劃，如低輻射劑量且不易拆卸之大型結構、系統及組件可先經現場除污搭配拆除後除污此種組合方式進行。考量本段內文敘述易讓人誤解，已修改為「污染結構、系統及組件之除污作業可採用現場除污、拆除後除污或拆除後直接貯存/處置等單一方式，或透過現場除污搭配拆除後除污等不同組合方式進行」，詳附件08-005-01-A。					

2. 核三廠除役期間產生之放射性廢氣，主要來自於拆除、切割、除污及廢棄物處理過程中，其組成為拆除切割核設施、除污作業產生之煙霧氣體、粉塵及一般管制區內的氣體，其核種多半以微粒型態存在。除役期間將規劃使用實體帳篷或現有的房間邊界，建立臨時隔離區，並利用空調通風系統既有之 HEPA 或設置移動式空氣除污裝置等進行過濾，以符合「勞工作業場所容許暴露標準」，另透過現有輻射監測系統或架設移動式空氣輻射偵測器連續偵測，確保經過處理後之放射性廢氣符合「游離輻射防護安全標準」之排放標準。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二)
第二回合審查意見
1.請將「除役作業前，將規劃先確認最佳之處理程序，評估項目包括：」這段敘述亦納入，評估項目內加上二次廢棄物。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
已依審查意見修訂該段落，詳附件08-005-01-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二)
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B03、B16	一(二)1	8-6	結案
第一回合審查意見					
1. 有關污染環境之除污規劃「未來於除役過渡階段及廠址最終狀態偵測階段，將會有再進行更詳細之輻射偵測。若輻射偵測後，發現有土壤或地下水有污染，則將視污染情況採用下列適當之處理方案」，請說明除役期間各階段地下水污染監測情形及作為，及於拆廠階段地下水若發現污染之處置作為。 2. 核三廠廠址環境若有污染時進行整治之安全層面考量：「確保整治過程及除污技術對於設備安全及人員輻安無虞。」整治過程及除污技術亦應能確保人員工安無虞，請加入工安部分。 3. 第8-6頁「技術效果」段落內容與第8-7頁「二次廢棄物」段落內容完全相同，「二次廢棄物」中建議說明選擇適當之除污技術以減少二次廢棄物之產生，請修正。				

第一回合審查意見答復
1. 依原能會105年11月29日會核字第1050016327號函核准之「核三廠地下水防護方案」監測規劃，及「核能三廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告」結論指出，目前發電設備廠區至岩層間無含水層存在，而地下水部分僅位於發電設備廠區外之監測區，以及核三廠周圍環境。未來除役期間將持續監測地下水輻射狀況，以確保除役作業不對地下水造成影響。如發現地下水污染，則參考國際經驗於受污染區域周邊建立污染傳輸模式，以瞭解放射性污染物質於地下水及土壤中之傳輸及擴散特性，開挖取樣井及監測，瞭解待整治土壤/地下水之核種種類、濃度及污染範圍，選擇可行之除污技術。 2. 依審查意見修改，將8-6頁安全層面段落內容修訂為「確保整治過程及除污技術對於人員工安、輻安及設備安全無虞。」，修訂詳如附件08-006-02-A 所示。 3. 依審查意見修改，將8-7頁「二次廢棄物」段落內容修訂為「評估除污整治過程所產生的二次廢棄物種類、數量、暫存及處置方案。」，修訂詳如附件08-006-03-A 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二) 1
第二回合審查意見
1.為確保除役作業不對地下水造成影響，請簡要說明除役期間各階段監測地下水輻射狀況之規劃與監測方法。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.核三廠將依據大會105年11月准予備查之「核三廠地下水防護方案」（修訂五版）辦理地下水監測相關作業。未來持續蒐集核三廠廠區相關鑽探資料，及落實相關觀測井、監測井與取樣井之維護保養，以適時更新核三廠地下水防護方案，且在除役拆除工作進行期間會持續進行地下水監測，並更新流場資訊加強除役拆除期間地下水監測作業。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
1.後續待本除役計畫第2章地下水監測相關作業之管制要求確定後，請依其規定辦理並確實執行。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1.依審查意見辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
1.除役期間應加強地下水防護方案，並適時更新。本項列入重要管制事項。

意見編號	**08-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S19、F16	一(二)1	8-7	結案
第一回合審查意見					
1. 地表水若發現污染時，可採取沉降、過濾、離子交換或其他可行技術之水質淨化...。這只是淨化地表水的水質，地表水下的底泥如何處理？ 2. 土壤復原部份提到挖掘過程中，將控制飛塵以避免污染範圍擴大，請補充說明具體方法為何？另外，所提到的處理技術有三種，請問三者皆使用嗎？如何選擇？順序為何？ 3. 「...由於污染可能為非均勻分布，因此必要時將透過減量方案，進行移除土方的篩選或處理，將量測或評估劑量率低於法規標準之土壤，經分離或分類後，回填至廠區土地，以減少放射性污染土壤的體積...」。「將量測或評估劑量率低於法規標準之土壤」，污染土壤的法規是哪個法規？其標準為何？ 4. 有關台電公司規劃將受污染的土壤使用挖土機或除耕機移除，另載運這些受污染土壤的部份，是否有所規劃？還是僅以兩台機具進行堆置分類作業？					
第一回合審查意見答復					
1. 關於地表水污染，規劃將以防止污染擴散及整治除污等原則進行處理。處理前將先瞭解待整治區域之地表水及底泥等之核種種類、濃度及污染範圍。地表水和底泥處理方法有所不同，地表水將以沉降、過濾、離子交換等淨化方法為主，而底泥部分可參考「(1)土壤復原 B 清洗法」方式，利用污染土壤粒子的大小差別，藉由過濾方式，將附著在微細土壤粒子上的污染物與土壤分開，該方法屬於物理分離技術。最後過濾下來之污染物如污泥，將裝桶貯存，而乾淨土壤可於廠區回填利用。 2. 若發現廠區有土壤受到放射性污染，挖掘前將先規劃搭建隔離帳篷以避免污染範圍擴大，且視需要架設局部排氣過濾設備。本段之處理技術分別有電動力學除污法、清洗法及高溫處理法三種，目前核三廠無實際使用經驗，但未來規劃時將會綜合評估成本、效益及二次廢棄物之產生等要素來選擇適當的處理方式。 3. 本章節說明除役期間土壤受污染之復原作業，為符合我國「核子反應器設施管制法施行細則」第17條之規定(除役後廠址劑量限值如限制性使用對一般人造成之年有效劑量不得超過1 mSv/y，非限制性使用則為0.25					

mSv/y)，將於最終輻射偵測確認土壤輻射偵測值符合廠址使用劑量標準0.25 mSv/y，以解除廠址的管制。

4. 除役期間若發現污染土壤，規劃將採用挖土機、鋤耕機或參考業界合適之機具、設備移除。移除之土壤必要時需再經篩選或處理，量測或評估劑量率低於法規標準之土壤可回填至廠區土地，以減少放射性污染土壤的體積；量測或評估劑量率高於法規標準之土壤，則可視污染狀況參考業界適當之除污方式，如電動力學除污法、清洗法、高溫處理法等執行分離。最後量測或評估劑量率低於法規標準之土壤將以回填至廠區土地為原則、高於法規標準之土壤則以合格容器盛裝並存放於二號低貯庫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

4.
(1)低於法規標準將回填至廠區之土地，請提供規劃之堆置場域圖。
(2)請說明目前二號低貯庫貯存空間是否足夠除役期間提供高於法規標準之土壤於廠區進行土壤之放置。
除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.
(1) 除役期間移除之污染土壤，將視污染狀況做處理或裝桶，高於法規標準之土壤將裝桶貯存，低於法規標準之土壤將以回填原地為處理原則。
(2) 依據除役規劃階段輻射特性調查執行結果，初步判定核三廠並無受污染之土壤，故除役廢棄物產量估算不包含受污染之土壤預估量，不過廢棄物產量盤點部分已加上約10%之盤點餘裕，應可涵蓋未來不可預期之污染廢棄物貯存空間。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**08-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	一(二)1	8-37	結案

第一回合審查意見

圖8-1廠址環境整治之除污程序包含「確認活度超過 DCGL」→「確認土壤、地下水之污染資訊」→「評估除役前污染遷移廠外可能性」→「評估除役期間污染是否超過廠址外釋劑量限值」...。意見如下：

1.「DCGL」是以「廠址外釋劑量限值」推導出來的，且在「除役期間」可能增加污染，既然「確認活度超過 DCGL」，再進行「評估除役期間污染是否超過廠址外釋劑量限值」是否合理？請說明。
2.活度濃度超過 DCGL，就代表「劑量超過廠址外釋劑量限值」，必須除污，否則廠址無法外釋。
3.圖8-1之邏輯有問題，請重新規劃並重繪。

第一回合審查意見答復

重新檢視圖8-1引用之國際文獻報告，依據該報告之說明，地下水及土壤整治之流程為：當發生洩漏事件並完成事件處理後，對環境進行偵檢調查，以評估是否存在殘餘污染，如污染可能超出調查基準，則評估當下殘餘污染是否可能超出廠址外釋限值，如未超出則不需要進一步整治，如超出則進行地下水及土壤之調查，並評估在除役前污染是否有可能遷移至廠外，如不會遷移至廠外則預估除役期間地下水及土壤殘餘污染程度，以及是否可能超出廠址外釋限值，如可能超出則進行整治，未超出則持續監測。
綜上說明，在洩漏發生時之環境殘餘污染除了與調查基準比較，也與廠址外釋限值比較，以決定是否採進一步調查，具備較詳細調查資訊後，再預估除役期間之污染值是否可能超出廠址外釋限值，以決定是否採取整治措施，故「確認活度超過 DCGL」與「評估除役期間污染是否超過廠址外釋劑量限值」之比較時間點並不相同，發生洩漏時之殘餘污染雖可能超出 DCGL，但於除役期間之污染值不一定會高於 DCGL，因此兩者並未衝突。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	08-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	一(二)1(2)	8-8	結案

第一回合審查意見

1. 發現有地下水污染時，將先判斷是否超過法規標準。地下水污染的法規是哪個法規？其標準為何？
2. 「規劃適當的抽水井，深入至地下水層之飽和帶，利用泵將地下水抽至地表的監測槽(Monitoring Tank)。」如果抽取過量可能造成地層下陷，應妥善規劃並確認是否應向水利相關單位申請，請台電公司說明。
3. 地下水若有污染時之抽出再處理法（Pump and Treat）說明：「此法與抽出法原理相同，規劃適當的抽水井，深入至地下水層的飽和帶，利用泵將地下水抽至地表的監測槽，若有放射性污染則以離子交換樹脂設備或其它合適的方法進行除污，處理後的水樣經檢測後若符合法規要求，

則可循電廠原有的排水管線進行排放。」如果抽取過量可能造成地層下陷，是否考量處理後的水不循電廠原有的排水管線進行排放，而將處理後的水補注到原來的地下水層的飽和帶，請說明。
第一回合審查意見答復
1. 依「游離輻射防護法」及「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，廠址地下水於除役期間須符合我國環境輻射監測規範之「環境試樣放射性分析預警措施基準」之水樣調查基準，監測結果如達調查基準時，本公司將進行查證作業，並於確認數據後二小時內通報主管機關，書面報告於三十日內送主管機關備查。 2. 本公司將於規劃、執行前先和屏東縣政府水利處確認應申請之流程。 3. 關於處理後之地下水，除排水管線進行排放外，亦將一併考量地層下陷問題，將處理後的水補注到原來的地下水層的飽和帶。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
2~3請將答復內容寫在計畫書內，以顯示規劃之周詳。 除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
已依審查意見修訂，將此兩項答復內容回饋至除役計畫，詳附件08-009-02-B及08-009-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二)1
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、F02	一(二)2	8-11	結案
第一回合審查意見					
報告中說明在選擇合適之系統除污技術之前，將先進行系統除污技術之可行性評估，評估的項目包含該除污技術可減少之總輻射曝露、污染系統之材質與該除污技術所需之化學藥劑、該除污技術可達到之除污因子與量測技術需求、除污產生之二次廢棄物產量，以及除污作業對工作人員與環境可能造成的衝擊，並已於第8-1頁中說明系統除污計畫預訂於執行除污作業前1年提報原能會審查，請說明提出系統除污計畫之預計時間。			
第一回合審查意見答復					

核三廠系統除污計畫規劃於執行除污作業前1年(113年1月)提報主管機關(原能會)審查，並於核准後據以執行相關除污作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.依台電公司之說明，核三廠系統除污作業將於114年1月起執行，惟此時1號機甫進入除役階段6個月，而2號機仍在運轉中。請台電公司再確認核三廠系統除污作業期程與其作業計畫提報時程之合宜性。
2.核三廠系統除污作業計畫提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

第二回合審查意見答復

1.有關核三廠系統除污作業時程，依除役計畫第六章規劃之時程為114年1月1日~116年9月30日，此時程包含系統除污作業準備及執行系統除污作業，而實際執行系統除污作業預計於115年4月1日開始，故擬於執行系統除污作業前一年(114年4月)提報系統除污作業計畫供主管機關(原能會)審查。
2.核三廠系統除污作業計畫將於執行除污作業前1年提報主管機關審核。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

所提於114年4月提報核三廠系統除污作業計畫送本會審查，惟該時間點距核三廠一號機停機僅9個月後，且二號機仍在運轉中，系統輻射特性評估作業恐無法完成，進而影響系統除污作業計畫之完整性，請再妥善考量。

第三回合審查意見答復

參考核一廠系統除污規劃經驗並依審查意見建議，審慎檢視整體系統除污規劃時程。依除役計畫第六章規劃之除污作業時程為114年1月1日~116年9月30日，除污作業時程包含「準備作業時程」及「實際除污時程」兩大部分。考量準備作業時程將包含除污前除污設備或系統之輻射偵測評估，並將其納入系統除污作業計畫內，故需以2號機屆期時間為基準加上準備作業時程。綜合以上，將計畫提報時程由原先114年4月調整至114年9月，系統除污預計開始執行時間則為115年10月，內文修訂詳附件08-010-01-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一

審查總結回合意見

同意答復。

	08-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S19、B13、F05	一(二)2	8-11 8-13 8-42	結案

第一回合審查意見

1. 選擇以化學法進行封閉式系統之除污，對於較微細結構恐有表面張力等所造成質傳問題，其解決之方法為何？此外所使用的化學物質其後續處理方式為何？
2. 第8-13頁中針對系統除污說明：「...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。」其適當位置(可能洩漏之位置)，目前是否有表列位置清單或圖示說明，又後續規劃為何。
3. 請說明表8-1除污案例，德國與比利時系統化學除污技術皆為 HP/CORD D UV 程序，為何除污效果差異甚大(除污因子分別為625及10)？

第一回合審查意見答復

1. 對於質傳問題，可以提升化學除污藥劑的傳輸速率或維持一定濃度來改善；廢液淨化階段利用離子交換樹脂，將溶解於除污劑中之金屬離子(陽離子樹脂)與剩餘之除污劑(陰離子樹脂)移除。
2. 依目前核三廠運轉中經驗，可設置流量計於管路中或傳送泵出口處裝設壓力計來監控洩漏狀況。另於系統化學除污作業前將提出每個階段之巡檢、監測規劃及緊急應變程序，方可執行清洗工作。
3. 影響除污因子(DF)的因素眾多，除了不同除污技術外，除污的時間、化學試劑流量、化學物質的特性等皆會影響。除污因子(DF)為除污前的放射性比活度與除污後比活度的比值，另考量除污效果(去污率)的計算為(100 *(1-1/DF))，故 DF 為20代表95%污染已去除，100則代表去除99%污染，1000則代表99.9%污染已去除，雖然除污因子差異大，但除污效果皆顯示大部分污染已去除，故根據國際經驗，除污因子於10~15之間已足夠達成降低工作人員劑量之目標。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.有關質傳問題，在微小孔洞中提升藥劑的傳輸速率的方法為何?請說明。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.除役期間系統化學除污，將規劃採現有運轉期間系統設備(如反應器冷卻水泵(RCP)或除鈷泵等)來推動除污藥劑，作為傳輸之動力來源；另因本身傳輸系統設備之運轉溫度亦提供除污藥劑之熱源。動力來源和熱源兩者均可提升藥劑的傳輸速率。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03	一(二)3	8-18	結案
第一回合審查意見					
「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」。建議比照表8-1「金屬組件之除污技術之比較」，新增上述結構混凝土除污技術之比較。					
第一回合審查意見答復					
金屬組件除污以化學除污、電化學除污及機械除污為主，因較為複雜故另列比較表；而多孔性之結構混凝土規劃使用機械除污方式進行除污，較為單純，故建議可不必另列比較。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**08-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、B03、B16、C04、F05、F16	一(二)4	8-18~20	結案
第一回合審查意見					
1. 在使用高壓水除污過程中，所產生之廢水將如何收集及其他溼式除污(化學或電化學)設施之設置等較詳細計畫請補充說明之。 2. 除污過程中，進行機械性除污及設備拆卸，過程中所產生之粉塵影響空氣品質，在工作區為負壓區域，確保工作人員的健康安全措施為何？此外亦可能有安全之疑慮，請補充是否有相關防範措施。 3. 核三廠系統除污規劃以化學除污為主，利用化學試劑以密閉循環方式進行，其作業場所在系統所在地，若每個金屬組件在拆除前都統一在系統所在地進行除污，其是否有足夠場地堆置已除污及未除污之金屬組件？					

4. 第8-19頁第2段中提到，核三廠除役期間，系統之化學除污與金屬組件之化學/電化學除污作業，以及操作化學試劑相關設備，須符合相關健康及安全規定。有關相關健康及安全規定，建議進一步說明。並建議蒐集相關事故案例，以為借鑒。
5. 組件化學除污採用的桶槽為開口向上之容器，且根據一(二)3節 A(a)化學除污規劃所述將浸泡槽施以攪拌及控溫，請說明針對電控加熱方式產生之蒸氣，對於作業場所、作業安全與防護之措施與安全設備設置為何。
6. 對於可能產生爆炸性氣體之防護，於規劃作業場所時是否考量該作業場所設置防爆設備及區隔其他作業區域，以防止所述發生突發狀況時，對於廢棄物處理區域之影響程度，請澄清說明。
7. 對於電化學除污部分，所述「為了控制電化學除污過程所產生的蒸氣，須沿著電解桶槽裝設排氣煙櫃，並提供桶槽加熱及攪拌裝置」，設置排氣煙櫃時應考量排氣率，請說明該作業場所對於排氣能力以外之防護與管控機制。
8. 有關「...。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。...」乙節，請說明「視需要」配戴輻防裝備之除污作業條件與情況。
9. 「組件機械除污時會產生懸浮粉塵污染，因此須裝設防止污染擴散之設備及人員安全保護設備。」請簡要說明就懸浮粉塵污染部分，規劃裝設防止污染擴散之設備及人員安全保護設備為何？

第一回合審查意見答復

1. 除役期間高壓水除污及其他溼式除污(化學或電化學)設施，規劃設置於廢棄物處理區域(WMA)，產生之廢水將透過洩水集水坑或桶槽收集，最後輸送至核三廠現有廢液處理系統進行處理。
2. 關於機械性除污或設備產生之粉塵，對於個人安全措施及作業場所主要以採用防止污染擴散之設備及人員安全保護原則，除了利用既有廠房排氣系統過濾廢氣外，並評估先期建置隔離帳篷並視需要架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備；另在個人安全措施將評估依不同實際作業環境，提供工作人員在輻射管制區內穿著之各式防護衣、佩戴面罩、供氣式面具等輻射防護裝備，並使其正確使用。詳情請參考本章第二、(一)節說明。
3. 有關核三廠化學除污規劃，系統化學除污作業是在系統拆除前進行，主要於系統中加入化學試劑，以密閉循環方式進行，透過氧化、還原、除污及淨化等階段達到除污效果，故作業場所為原系統場所；拆除後產生之金屬組件將視實際情形規劃於現地進行除污或運至廢棄物處理區域(WMA)進行除污，除污後組件相關堆置區域及處理動線亦將會妥善規劃。
4. 關於本題所關切之作業安全事項，本公司相當重視工作人員個人健康及作業安全規定，執行除污相關作業會符合職業安全衛生管理辦法，工作人員亦會遵守電廠「人員與設備安全衛生管理」程序書之規定。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、呼吸用防護具及腳部防護具等，亦須根據污染物的毒性及待除污組件的類別，額外增加適當的安全設備，詳細內容可參考本章第一(二)4節說明。

5. 關於本題所關切之作業安全事項，本公司相當重視工作人員個人健康及作業安全規定，執行除污相關作業會符合職業安全衛生管理辦法，工作人員亦會遵守電廠工安防護之規定。組件化學除污採用的桶槽為開口向上之容器，因此作業場所將加裝通風系統收集處理所產生之蒸氣。此外，操作化學試劑相關設備，工作人員須先接受相關訓練課程，作業時須配戴防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護等護具，並依需求建立有效安全措施以應付突發狀況，如裝設緊急排水系統、氣體偵測器及緊急排氣系統等，詳細內容可參考本章第一(二)4節說明。
6. 關於組件除污規劃時將依可能有毒氣體或爆炸性氣體的產生狀況，考量該作業場所設置防爆設備及區隔其他作業區域，可使用實體帳篷或現有的房間邊界，建立的臨時隔離區，利用負壓狀態確保氣流是流向隔離區內部，可防止廢氣的反向擴散。並於廢棄物處理區域裝設通風系統收集處理所產生之廢氣，降低爆炸性氣體濃度與防止毒性氣體。另為應付突發狀況亦將規劃裝設如氣體偵測器及緊急排氣等系統，建立有效的安全措施，詳細內容可參考本章第一(二)4、二(一)2節說明。
7. 操作化學試劑相關設備，工作人員須先接受相關訓練課程，作業時須配戴防護眼鏡、全身保護工作服、不滲透性手套及腳部防護等護具，並依需求建立有效安全措施以應付突發狀況，如裝設緊急排水系統、氣體偵測器及緊急排氣系統等，詳細內容可參考本章第一(二)4節說明。
8. 本公司相當重視工作人員個人健康及作業安全規定，執行除污相關作業會符合職業安全衛生管理辦法，工作人員亦會遵守電廠工安防護之規定，故關於組件化學或電化學除污作業所需之安全措施或護具，依作業人員現場不同作業場所需求，要求配戴合適之護具及執行相關安全措施。參考本章第一(二)4節說明。
9. 關於機械性除污產生之粉塵，除了利用既有廠房排氣系統過濾廢氣外，並評估先期建置隔離帳篷並視需要架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備；另在個人安全措施上，將評估依不同實際作業環境，提供工作人員在輻射管制區內穿著之各式防護衣、佩戴面罩、供氣式面具等輻射防護裝備，並使其正確使用。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.一般而言，除了著防護衣之外，若於電化學反應中，除了具強腐蝕性，反應中可能會產生氣體，亦有電參與反應，需要有額外的防護與管控機制。

此外，氣體偵測器具有特異性，因此需要掌握所產生的氣體使能有效監測，所配置的位置及種類需仔細考慮。
2.本小題併入第1小題續審。
3.請補充堆置區域圖及處理動線圖。
5.「組件化學除污作業場所將加裝通風系統收集處理所產生之蒸氣」，請簡要說明通風系統之設備規劃裝設為何?(如整體換氣或局部排氣裝置、排氣罩或排氣櫃等)
6.本案審查說明係針對爆炸性氣體所為之防護說明而非針對放射性廢氣處理規劃，其兩者係屬不同，請再澄清說明。
除以上第1、2、3、5、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.本公司除役期間相關工安規定將會比照運轉期間之要求，在確保人員作業安全前提之下採取各種除污技術規劃，評估各種潛在危害，並依不同危害特性做好各種防護與監控。
3.依第9章第三節除役低放射性廢棄物處理之規劃說明，請參考該節所述廢棄物處理區域(WMA)相關堆置區域及處理動線圖示。
5.組件化學除污作業採用之桶槽為開口容器，並於高溫化學反應下進行，通常所產生蒸氣為有害氣體，故需加裝排氣通風設備，設備型式將規劃以整體排氣系統(如廠房通風系統)或局部排氣系統(排氣罩或排氣櫃等)等，最後均利用廠房通風系統過濾處理。
6.組件化學除污作業，規劃以排氣通風設備來處理除污時產生之蒸氣，同時亦可移除爆炸性氣體，降低爆炸性氣體濃度做為主動防護措施，另將規劃裝設如氣體偵測器及緊急排氣等系統，建立有效的安全措施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.除化學物質外，粉塵與化學物質所產生的交互作用亦需仔細考慮。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.粉塵產生主要來源為混凝土切割，在進行切割作業時將視情況架設粉塵收集系統，或考量以灑水裝置限制粉塵形成，產生之廢液將進行妥善處理或回收。而化學物質主要使用於系統或組件之除污，像是系統化學除污係於系統拆除前針對系統管路內表面進行除污，而電化學除污則是在組件拆解後浸入桶槽中進行除污。在目前工作規劃中，會盡量避免化學物質與粉塵同時存在。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見
1.同意答復。

意見編號	08-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、B16	一(二)4	8-19~20	結案

第一回合審查意見

1. 第8-19頁有關組件化學除污與電化學除污之敘述，「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。」及「為了控制電化學除污過程所產生的蒸氣，須沿著電解桶槽裝設排氣煙櫃，並提供桶槽加熱及攪拌裝置」，以上兩者組件除污時所產生之氣體，是否屬表8-4放射性廢氣產生來源之一，請澄清說明。
2. 各類重要的除污技術及執行大方向皆於計畫書中呈現，惟未來本案除污所要使用的技術，及可能遇到問題，請補充說明之。
3. 核三廠除役期間，系統之化學除污、金屬組件之化學/電化學/機械除污，以及混凝土結構之機械除污等作業，訂定該除污作業相關管理措施，請說明除污作業相關管理措施之考量事項與建立時機，是否建立相關作業程序書。

第一回合審查意見答復

1. 表8-4「廢氣來源」之一般管制區內之氣體相關欄位，於「發生原因」及「組成性質」已有金屬除污作業(含組件化學/電化學除污)相關說明。
2. 除役計畫為大方向之規劃，本公司已針對各類除污技術進行了解，並彙整相關資訊於本章內文，後續將持續收集相關資料，並視實際需求選擇合適之作業方式及進行更詳細之規劃。
3. 核三廠目前運轉期間已有系統及金屬組件之化學除污等程序書，未來除役期間將於實際作業前建立相關程序書。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	08-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S18、S19、B16、F02	一(三)5	8-22~23	結案

第一回合審查意見

1. 除污作業之二次廢棄物來源減廢，除第8-22頁編號5小節第一段所述之減少污染擴散之考量外，應有其他應考量之因素，以確實落實除污作業二次廢棄物之來源減廢，請補充說明。
2. 可燃性固態之二次廢棄物經過焚化處理後，可大幅地減少體積，處理物質包含手套、衣服、口罩、紙張及塑膠與某些液態廢棄物等，請說明考量焚化設備維護週期，相關物質處理量之處置措施與暫存空間。
3. 「待原能會同意後採用適當的廢樹脂處理技術處理」，應是台電公司先行評估適當之處理方式送原能會審查，同意後才使用，建議修正為「選擇適當的廢樹脂處理技術，經原能會同意後使用」。
4. 「本公司將採用耐100年結構完整之容器(HPC)或經原能會同意之適當容器(例如高完整性容器(HIC))盛裝及其他可行方式處理。」根據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條的規定，耐100年結構完整之容器僅限於 A 類廢棄物，B 類與 C 類廢棄物則需使用經主管機關核准之高完整性容器或其他經主管機關核准的方法處理。請在文中明確區分。
5. 「本公司將採用耐100年結構完整之容器(HPC)或經原能會同意之適當容器(例如高完整性容器(HIC))盛裝及其他可行方式處理。」說明方式易誤會為原能會曾同意使用高完整性容器(HIC)，請修正。
6. 除役過程中尤其是化學及電化學的處理技術會產生大量的液態二次廢棄物，且具有高濃度的金屬離子及其他化學物質，請說明預估增設之簡易廢液處理系統之量及其可使用之能量。

第一回合審查意見答復

1. 本章節二次廢棄物管理規劃和減廢部分，除了說明來源減廢相關預防性污染擴散措施外，對於作業中之減廢措施如系統除污、組件化學除污、組件機械除污、結構機械除污等作業所產生之液體、固體等二次廢棄物，均有相對應之減量規劃，如廢液或磨料回收利用等，以降低二次廢棄物產生。詳細內容請參考本章第一(三)節二次廢棄物管理規劃說明。
2. 核三廠除役期間將妥善考量，目前焚化爐大修維護頻率為18個月 (維護期間約40天)，將規劃廢料廠房做為可燃乾性廢棄物處理與暫存空間。
3. 依審查意見修改，將本段落修訂為「待後續選擇適當的廢樹脂處理技術，經原能會同意後使用」，修訂詳如附件08-015-03-A 所示。
4. 依審查意見修改，第4、5項一併修訂，將本段落修訂為「根據低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則第四條的規定，A 類廢棄物採用耐100年結構完整之容器(HPC)，B 類與 C 類廢棄物則需使用經主管機關核准之高完整性容器(HIC)或其他經主管機關核准的方法後再處理。」，修訂詳如附件08-015-04-A 所示。
5. 依審查意見進行修訂，詳如附件08-015-05-A 所示。
6. 核三廠於除役拆廠階段將執行組件化學除污，除污後之廢水將盡可能採取單獨或結合數種傳統處理方式使之再生利用，減少二次廢棄物產生；若無法再利用之廢水將排放至現有之放射性液體處理系統(LRS)進行處

理。另簡易式廢液處理設備主要處理保留區之廢水，目前規劃於除役拆廠階段後期建置。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)5
第二回合審查意見
1.請針對除污作業二次廢棄物之「來源減廢」再補充說明。 6.目前放射性液體處理系統(LRS)是否足夠負荷除役期間的廢水量?請說明。 除以上第1、6小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.關於除污作業二次廢棄物主要之來源減廢部分，應需對於不同除污標的材質，謹慎選擇除污技術，依需被除污之材質特性選擇除污效果良好，且衡量二次廢棄物較小之除污技術，以有效減少不必要之二次廢棄物產生。 6.核三廠放射性液體處理系統(LRS)目前蒸發器之最大處理能力為30 GPM，及約9萬7千加侖容量之滯留槽(共3槽)，除役期間系統除污或組件除污所產生之大量廢水，將審慎考量LRS之處理能力和滯留槽設計容量，來規劃除污工作，適時調整除污排程，以批次處理方式處理廢水，以確保LRS可安全無慮情況下運轉。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04、F02、F05	二(一)	8-23~27	結案
第一回合審查意見					
1. 第8-23頁說明：「在本節將依據核三廠最終安全分析報告(FSAR)[5]與國內、外除役經驗及相關資料，提出核三廠除役期間產生之放射性廢氣、廢液處理的初步規劃，做為未來除役時放射性廢氣、廢液處理規劃之參考…」。本除役計畫經核准後，應據以執行，並非僅參考用，請刪除除役計畫內容將作為未來作業參考之論述。 2. 第8-24頁說明核三廠除役期間放射性廢氣產生來源，包含核電廠運轉時殘留的放射性廢氣、用過核子燃料池運轉產生之氣體、拆除切割及一般管制區內的氣體與保留區內設施之氣體，此外，亦應包含廢棄物處理(如焚化爐運轉)產生之廢氣，請於報告中補充廢棄物處理產生之廢氣之收集、輸送、排放及監測與管控規劃，並於表8-4中補充該項來源之說明。				

3. 第8-25頁之廢氣處理規劃中說明，作業區需設置 HEPA 過濾設備，避免空浮污染產生，廠房內部可利用既有各廠房排氣系統的 HEPA、活性碳過濾設備確保廢氣之排放安全，亦可採取污染隔離罩及移動式空氣除污裝置，以避免污染擴散。請說明 HEPA 過濾效果為何？及規劃多久檢測過濾效果？檢測頻次有無納入程序書規範？
4. 有關「...。執行拆除切割作業時，應搭建氣密式隔離帳篷，且廠區應視需要架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備，...」」乙節，請說明「視需要」架設排氣設備之拆除作業條件與情況，以及如何監控確保對廠外環境的安全。
5. 第8-26頁中說明核三廠除役期間，通風系統將配合除役作業逐步停止運轉，直至除役拆廠階段後期完全停止運轉。請說明原設施內之廢氣處理系統拆除後，廢氣收集、輸送、處理、排放、監測等之規劃與管控措施。
6. 有關「各廢氣排放至環境之排放口亦設有具警報功能之流程輻射監測器以執行連續監測，並設有取樣器可進行取樣分析並統計排放量，以掌握放射性物質濃度」乙節，請說明若拆除廢氣之流程輻射監測器，有何替代方案，可即時掌握放射性物質濃度。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修改，將本段落修訂為「在本節將依據核三廠最終安全分析報告(FSAR)[5]與國內、外除役經驗及相關資料，提出核三廠除役期間產生之放射性廢氣、廢液處理的初步規劃，並說明除役期間放射性廢氣、廢液產生來源與管理作業」，修訂詳如附件08-016-01-A 所示。
2. 依審查意見修改，針對除役期間放射性廢氣處理修訂增加「廢棄物處理」部分於段落說明及表8-4，修訂詳如附件08-016-02-A 所示。
3. 核三廠使用之高效率過濾器對於0.3微米除塵率可達99.97%，以差壓方式來判別過濾效果是否正常，目前運轉中由值班人員於現場巡視、紀錄並監控警報窗以掌握各過濾設備和廠房 RT 監測之狀況。另核三廠相關值班人員之巡視紀錄及維護保養均依現有程序書執行。
4. 核三廠除役期間為預防各廠房除污切割施工所產生之污染擴散，將視不同施工現場狀況規劃架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備。可利用既有廠房作為現有圍籬，或依大型廠房格局設置氣密式隔離帳篷，再架設局部排氣過濾設備及移動式空氣過濾設備，並配合現場輻防之空氣粒子偵檢器、廠房通風系統監控，以確保廢氣排放對廠外環境之安全。
5. 本段廢氣處理系統(GRS)之廢氣來源為一次側系統上相關洩放槽或桶槽之放射性廢氣，除役拆廠階段後期一次側系統若移除後，實質上已無需進行一次側系統相關廢氣收集、輸送、處理、排放、監測等之規劃與管控措施。故一次側系統拆除後才會執行廢氣處理系統(GRS)拆除，再接續其他廠房內各設備系統拆除，最後才拆除廠房通風系統。除役期間因廠房

內各設備系統拆除所需相關廢氣收集、輸送、處理、排放、監測與管控等規劃均於本章有相關說明，詳如第二(一)1~二(一)5節。

6. 廠房使用之廢氣流程輻射監測器移除時機，需待廠房相關系統設備均移除且無放射性物質外釋疑慮時再行拆除。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二；二、(一)1；表8-4

第二回合審查意見

3.請補充說明規劃多久檢測過濾效果。

6.答復說明「廢氣流程輻射監測器移除時機，需待廠房相關系統設備均移除且無放射性物質外釋疑慮時再行拆除」。請具體說明廢氣流程輻射監測器移除時機，規劃於除役階段何時移除?以確保廢氣排放之監測管控完整性。

除以上第3、6小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.核三廠高效率過濾器(HEPA)目前以差壓值作為過濾效果判斷之標準，高效率過濾器之差壓值若超過標準值則更換之，未來除役期間將比照辦理。

6.廢氣流程輻射監測器將規劃於"除役拆廠階段後期"確認廠房相關系統設備已移除且無放射性物質外釋疑慮時再逐一拆除。另廢氣流程輻射監測器移除後，對於已解除管制之廠房區域仍會使用空浮偵測器(或其他相關空浮偵測設備)定期偵測持續監控。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**08-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F02	二(二)	8-28 8-31	結案

第一回合審查意見

1. 第8-28頁核三廠除役期間放射性廢液產生之三大類來源中，「核電廠運轉之廢液」一詞請參照表8-4修訂為「需維持運轉系統產生之廢液」；另「保留區內設施之液體」建議修訂為「保留區內設施之廢液」（表8-4內之「產生來源」及「發生原因」請一併修訂）。
2. 第8-31頁所述之「液體廢料處理原則分類」，似乎與目前核三廠程序書所述之廢液分類方式不一致，請澄清說明或修訂。

3. 第8-31頁說明將考量調整除役期間廢液處理系統廢液之接收標準，請說明目前廢液處理系統之廢液接收標準，並說明考量調整除役期間該接收標準之原因，及調整時將考量之原則。
第一回合審查意見答復
1. 依審查意見修改，將本段落及表8-4相關內文修訂為「除役期間所需維持運轉系統產生之廢液」、「廢液」，修訂詳如附件08-017-01-A所示。 2. 經確認核三廠現行程序書後，目前液體廢料處理系統所接收現場所產生之廢水已無高、低放射性及導電率之區分，故本段液體廢料處理原則分類內容已修訂，詳如附件08-017-02-A所示。 3. 目前機組運轉階段廢液處理系統之飼水接收標準為 pH 值，其值為 pH 7~10.5，主要為避免現場酸性廢液影響管路或廢水處理系統。除役期間產生之廢水較機組運轉階段複雜，如化學藥劑廢水或有機物量可能較多等情況，故需依實際除役廢水狀況整體評估是否須進行前處理作業，及評估廢液處理系統之廢液接收標準是否進行調整。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)1；二、(二)3；表8-4
第二回合審查意見
3.除役期間若調整廢液處理系統之廢液接收標準，請說明修訂相關標準之內部管理程序。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.核三廠廢液處理系統(LRS)之廢水接收標準值(pH 值7~10.5)，除避免現場酸性廢液影響管路外，另主要為保護LRS之蒸發器所設定。故未來廢水標準值無修訂之打算，規劃評估以前處理作業方式來配合廢水標準，詳附件08-017-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**08-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F05	二(二)3	8-32	結案
第一回合審查意見					
「組件除污廢液之放射活度通常都遠低於運轉中產生之廢液活度(除少數廢液為機組運轉執照屆期後之冷卻水，放射活度較大)，目前核三廠已不再分					

高全溶(High TDS)或低全溶(Low TDS)，因此除役期間產生之廢液，兩者均可經放射性液體處理系統(LRS)進行處理」：

1. 核三廠廢液處理以往係根據 TDS(導電度)分類，與活度無關，此段敘述是否有誤，請說明。
2. 請補充說明為何組件除污廢液之放射活度通常都遠低於運轉中產生之廢液活度？
3. 請於除役計畫內簡要補充說明核三廠放射性液體處理系統(LRS)，並增加流程圖。

第一回合審查意見答復

1. 目前液體廢料處理系統所接收之廢水已無高、低放射性或導電率之區分，均可經放射性液體處理系統(LRS)進行處理。
2. 運轉中燃料仍在爐心，大部分放射性廢水以爐心系統內冷卻水為主，故廢水放射性活度高。而以目前機組運轉經驗，選擇除污之組件通常會以低污染之物件為主，除污效果較可能達到放行條件；另在進入除役期間後，系統內相關污染組件，如經系統化學除污後所拆解後之管閥等組件，其污染程度通常也會比除污前低。如上述說明，除役期間低污染組件經化學除污產生之廢水放射性活度，通常會低於運轉中產生之廢液活度。
3. 依審查意見修訂，於第8-32頁「B.放射性液體處理系統」段落增加補充說明，並新增流程圖8-11。修訂詳如附件08-018-03-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(二)3

第二回合審查意見

1.廢液活度多寡，放射性液體處理系統(LRS)都可處理，為何要加此句話「組件除污廢液之放射活度通常都遠低於運轉中產生之廢液活度」，易產生誤解，請修正。

3.

(1)修訂附件08-018-03-A 僅有文字，並未附有流程圖請補正。

(2)根據國外除役經驗，組件除污廢液之放射活度與運轉中產生之廢液活度差異多大?

除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 已依審查意見刪除「組件除污廢液之放射活度通常都遠低於運轉中產生之廢液活度」，以避免造成誤解，詳附件08-018-01-B。

3.

(1) 已補上圖8-11，詳附件08-018-03-B。

(2) 針對廢液活度部分，考量低污染組件才會進行除污，故評估組件除污廢液之放射活度將低於運轉中產生之廢液活度。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(二)3

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**08-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	二(二)3	8-33	結案

第一回合審查意見

1. 報告中說明：「為避免產生額外二次廢棄物，廢液處理系統於拆除後，以切割裝桶方式處理，必要時可搭配壓縮減容設備處理。」是否意謂廢液處理系統拆除作業所產生之廢棄物皆將不進行除污作業，而直接以放射性廢棄物裝桶處理？請說明。
2. 報告中說明：「現有核三廠廢液處理系統可繼續留用於除役期間進行廢液處理，可依需求適度變更設計。」廢液處理系統之變更，若有「核子反應器設施管制法施行細則」第18條所列情形之一者，應依「核子反應器設施管制法」第25條之規定，報請主管機關核准後，始得為之。
3. 報告中說明：「廢液處理系統拆除後擬規劃於保留區設置簡易式廢液處理設備」，請說明該簡易式廢液處理設備之處理容量、處理技術及設置地點之規劃內容。

第一回合審查意見答復

1. 廢液處理系統本身為高放射性污染設備，當該系統於除役拆廠階段後期進行拆除時，為避免產生大量之二次廢棄物，可能仍會考量於系統內進行簡易除污降低污染後，再進行拆除、切割及裝桶等作業。
2. 除污後的廢液可能具有腐蝕性化學物質、可溶性金屬離子及放射性核種，因此會視需求規劃增設廢水處理前處理設備，如酸鹼中和、離子交換樹脂床及過濾等設備，或評估原廢液處理系統變更等選項。若有「核子反應器設施管制法施行細則」第18條所列情形之一者，將依規定報請主管機關核准後再執行。
3. 未來簡易式廢液處理設備位置將規劃於保留區二號低射性廢棄物貯存庫內，而保留區可能產生之放射性廢液來源為二號低放射性廢物貯存庫之空調冷凝水、洗衣廢水及乾貯再取出設施之再取出池水等，經彙整各廢液來源及處理量後初估簡易式廢液處理設備處理容量約10 CMD，此為初步估算之處理容量，實際處理容量仍依後續設計為準。另因放射性廢液來源單純，屬於低導電度廢水，故未來規劃以過濾、吸附或離子交換方式處理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.請依答復資料修訂本除役計畫內容。 2.請依答復資料修訂本除役計畫內容。 3.除役保留區內廢液處理設備(系統)為既有廢液處理系統拆除後之必要設備，屬本除役計畫之重要事項，請說明提出申請及啟用期程規劃。
第二回合審查意見答復
1. 已依答覆內容修訂除役計畫內文，詳附件08-019-01-B 2. 已依答覆內容修訂除役計畫內文，詳附件08-019-02-B 3. 簡易式廢液處理設備規劃設置於二號低放射性廢棄物貯存庫內，而二號低貯庫建造執照申請時程為115年8月，並預計於除役拆廠階段後期既有廢液處理系統拆除前設置並啟用簡易式廢液處理設備。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)3
第三回合審查意見
3.依審查意見答覆，簡易式廢液處理設備預計於115年8月併同二號低貯庫建造執照提出申請，請說明配合既有廢液處理系統拆除，簡易式廢液處理設備啟用時程規劃。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3. 簡易式廢液處理設備啟用時程需考量既有廢液處理系統(LRS)之拆除時間，故簡易式廢液處理設備預計於拆廠階段廢料廠房設備拆解前(131年3月)啟用。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
3.新設放射性廢液處理系統設置申請，本項列入重要管制事項。

意見編號	**08-020**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S18、B13、B16、F05			結案
第一回合審查意見					
文辭修訂： 1. 第8-3頁第1行與第8-29頁第4行，「分佈」請修訂為「分布」(根據立法院法律統一用字表)。 2. 第8-15頁第4行，「輻射暴露」請修訂為「輻射曝露」。					

3. 第8-25頁第15行，「洩露之氣體」請修訂為「洩漏之氣體」。
4. 第8-28頁倒數第5行，「放射廢液」，建議修正為「放射性廢液」。
5. 第8-32頁第4行，「水位達3.8M」請修訂為「水位達3.8m」。
6. 第8-33頁第22行，「放射性成份」請修訂為「放射性成分」。
7. 第8-5、8-7頁：MT、Bq、Sv 等單位於本章內文第一次出現時，建議一併標註中文。
8. 第8-42頁：表8-1核能電廠拆除前系統化學除污之案例，其中 RHR Hx、Unit 1、RCS 等建議一併標註中文。
9. 第8-32頁：建議於本章內文中簡述(備註)高全溶(High TDS)及低全溶(Low TDS)。
10. 本章多次提到除污因子，請於除役計畫內簡要說明除污因子定義。
11. 依本文八、一、(二)2.節所述，圖8-3系統除污係針對化學方式，依除污需求進行循環式系統化學除污之程序，為區別第八章其他除污技術，圖表名稱應更準確化，建議修正為圖8-3系統化學除污流程圖。
12. 第8-19頁，所述「化學及電化學除污設備將設置在核三廠...、熱修配廠房或其他廠房等內部份空間」，請確認「內部份空間」之「份」是否為贅詞，並予以修正。
13. 本章將游離輻射防護安全標準[9]與游離輻射防護法[10]，兩個引註和參考文獻的排序不一致，請更改參考文獻中此兩份法規的排序。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-01-A 所示。
2. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-02-A 所示。
3. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-03-A 所示。
4. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-04-A 所示。
5. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-05-A 所示。
6. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-06-A 所示。
7. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-07-A 所示。
8. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-08-A 所示。
9. 依審查意見修訂，增加備註說明如附件08-020-09-A 所示。
10. 依審查意見修訂，增加備註說明如附件08-020-10-A 所示。
11. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-11-A 所示。
12. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-12-A 所示。
13. 依審查意見修訂，修訂詳如附件08-020-13-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)1；一、(二)；一、(二)1；一、(二)3；一、(二)4；二、(一)2；二、(二)1；二、(二)2；二、(二)3；二、(二)4；四；表8-1；圖8-3

第二回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

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(已結案30項，共30項)

意見編號	09-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	9.1	9-3	結案
第一回合審查意見					
「...未來於核三廠除役過渡階段，本公司將進行細部之各項輻射調查作業，以再確認受放射性污染之系統/組件/設備/結構狀況」。所以「受放射性污染之系統/組件/設備/結構之詳細輻射調查作業」是否會另案陳報？					
第一回合審查意見答復					
本公司規劃於執行輻射特性調查作業6個月前另案提報輻射特性調查計畫予主管機關(原能會)，待核定後據以執行相關作業。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復，輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。					
第二回合審查意見答復					
本公司將提報核三廠輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告予主管機關審核。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第三回合審查意見					
核三廠輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，此輻射特性調查作業計畫係為「廠址輻射特性調查作業」，以滿足電廠除役後殘留放射性核種符合廠址非限制使用之輻射劑量標準，與「廢棄物的輻射特性調查」不同。 電廠除役會產生需要送最終處置場的廢棄物，這些廢棄物內各核種活度濃度會影響處置場的安全評估，尤其廢棄物所含的長半化期難測核種，應妥善規劃分析與評估，並建立各種廢棄物源(如壓力容器、壓力容器內部組件、蒸汽產生器、調壓槽、生物屏蔽等廢棄物源)難測核種比例因子，請台電公司儘早提出「廢棄物的輻射特性調查作業計畫(含比例因子)」。					
第三回合審查意見答復					

核三廠於執行輻射特性調查作業6個月前(116年7月1日)會提出輻射特性調查作業計畫送主管機關審核。前述計畫內容即包括受輻射影響之建物、結構物、設備的表面及系統管線之輻射量測規劃，計畫內容亦會針對比例因數建立進行說明。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**09-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、F03	9.1	9-4~9-7	結案

第一回合審查意見

1. 表9-1核三廠潛在受污染之系統中，有很多系統，如AX、BM、BN、EC、各廠房通風系統、HD、HG、HH、HI等都未在一(一)2.核三廠可能受放射性污染之系統中說明，請補強。
2. B.調壓槽子系統，未列在表9-1中，請列入。
3. 表9-13核三廠除役放射性廢棄物總重量與總活度統計，建議於最下方合計欄位加註總活度。
4. 表9-2及表9-3所列為核三廠各主要系統之最大接觸劑量率結果。從文章中，無法了解各系統的最大接觸劑量率，請摘述說明於文章中，並將表9-2及表9-3的註解於文章中說明。

第一回合審查意見答復

1. 本報告該章節僅就較主要、廢棄物產量較多之潛在受污染之系統進行描述，故其他系統未列入表9-1，本段擬補充修正為「以下簡述核三廠較主要、廢棄物產量較多之可能受污染或潛在受污染之系統」，修訂結果如附件09-002-01-A。
2. 調壓槽子系統包含於反應爐冷卻水系統中，已依意見將 B.調壓槽子系統合併至 A.反應爐冷卻水系統，擬將 A.反應爐冷卻水系統介紹修訂為「此系統傳送反應爐高溫高壓冷卻水至蒸汽產生器，使其產生蒸汽，進而推動汽機進行發電。本系統具調壓槽，可吸收負載暫態變化造成之突波，以避免發生爐心沸騰。本系統包含反應爐壓力槽、熱端管路、蒸汽產生器、跨管路、反應爐冷卻水泵、冷端管路及調壓槽等組件」，修訂結果如附件09-002-02-A。
3. 依意見填入總活度資料，修訂結果如附件09-002-03-A。
4. 擬於本段文字新增「...表中之最大接觸劑量率為核三廠反應爐冷卻水相關系統、化學與容積控制相關系統盤點項目於運轉執照許可下之輻射特性調查、歷史運轉經驗、PWR 系統特性與歷史偵測結果，並綜整

前述相關偵測結果，將其數據保守取最大值為最大劑量率，未來俟運轉執照終止後，再執行更全面和更精確之輻射特性調查。」，修訂結果如附件09-002-04-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)2；表9-13
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F16	9.1	9-5~9-6	結案
第一回合審查意見					
1. 有關特殊安全系統-圍阻體可燃氣體控制系統，其系統透過氫氣結合器能將圍阻體內可燃氣體氫控制在4%體積濃度以下，倘若一直無法控制在4%以下，請說明如何處理？ 2. 液體廢料處理系統還有除礦床及過濾器等，請補充加入。					
第一回合審查意見答復					
1. 當氫氣再結合系統失效無法將氫氣控制在4%時，還有氫氣排放系統可降低氫氣濃度，氫氣排放系統主要設備有除霧器、電熱器、前段高效率過濾器、木炭吸附器及終段高效率空氣粒子過濾器及其風管、閥等。 除役期間因用過核子燃料已退出爐心，無氣體氫濃度控制情境，故上述說明係指運轉期間之狀況。 2. 擬將本段修訂為「本系統包含滯留槽、濃縮槽、偵檢槽、滯留槽泵、濃縮槽泵、除礦床及過濾器等組件。」修訂結果如附件09-003-02-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)2					
第二回合審查意見					
1.有關特殊安全系統-圍阻體可燃氣體控制系統之說明係為運轉期間之狀況，而除役期間並無氣體氫濃度控制情境，請補充說明。 2.同意答復。					
第二回合審查意見答復					
1. 本段係簡述該系統運轉期間之功能，除役期間，因用過核子燃料已全數移出爐心，故已無氫氣產生之疑慮，亦無氣體氫濃度控制情境。					

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	09-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F01	9.1	9-10	結案

第一回合審查意見

「上述組件為超C類，其餘組件距離爐心較遠，中子活化程度較低，均屬A類或B類。」請補充說明分類依據。

第一回合審查意見答復

本公司執行核三廠中子活化分析時，皆以各組件之熱點(hot spot)作為各組件分類代表，故其評估結果較為保守。

此處分類結果係依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第二章第3條之附表一(單一長半化期核種濃度值)與附表二(單一短半化期核種濃度值)進行分類。

除役低放射性廢棄物依其放射性核種種類及濃度分類規定如下：

- A 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)附表一濃度值之十分之一倍及低於(含)附表二第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一及附表二者。
- B 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。
- C 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一濃度值十分之一倍且低於(含)附表一之濃度值者；或高於附表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。
- 超 C 類廢棄物：指低放射性廢棄物所含核種濃度高於附表一之濃度值者；或高於附表二第三行之濃度值者。

附表一：單一長半化期核種濃度值

核種	濃度值
^{14}C	0.30 TBq/m3
^{14}C（活化金屬內）	3.0 TBq/m3
^{59}Ni（活化金屬內）	8.1 TBq/m3
^{94}Nb（活化金屬內）	0.0074 TBq/m3
^{99}Tc	0.11 TBq/m3
^{129}I	0.0030 TBq/m3
TRU(半化期大於5年之超鈾阿伐放射核種)	3.7 kBq/g
^{241}Pu	130 kBq/g
^{242}Cm	740kBq/g

附表二：單一短半化期核種濃度值

核種	濃度值（TBq/m3）		
	第一行	第二行	第三行
1半化期小於5年之所有核種總和	26	註一	註一
^{3}H	1.5	註一	註一
^{60}Co	26	註一	註一
^{63}Ni	0.13	2.6	26
^{63}Ni（活化金屬內）	1.3	26	260
^{90}Sr	0.0015	5.6	260
^{137}Cs	0.037	1.6	170

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05	9.1	9-10	結案
第一回合審查意見					
「依據 Zion 電廠與 Rancho Seco 電廠的除役文件顯示，關注核種是以具代表性的參考文獻為基礎，再透過一系列篩選的機制進行核種的增減，最後訂出25-30個關注核種作為電廠除役之用。」請說明前述「再透過一系列篩選的機制」之篩選機制為何?現場採樣結果是否納為篩選機制之考量。					
第一回合審查意見答復					
核三廠之關注核種篩選機制包含以各核種半化期、劑量/活度占比等規則進行篩選，並扣除惰性氣體及天然存在之核種，最後得到本章所列之關注核種清單，相關說明請詳本章第9-10頁「本公司依據前述國際間作法，以「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理管則」所列核種為基礎，優先納入核三廠爐心組件及生物屏蔽活化評估計算、核三廠 FSAR 及運轉期間用過淨化樹脂的核種分析資料，再補充 NUREG-1757、NUREG/CR-3474、NUREG/CR-6567、IAEA TRS-389、IAEA NW-T-1.18、WINCO-1911 及 Zion 電廠與 Maine Yankee 電廠資料建立核三廠初始核種清單。隨後依序移除初始核種清單中半化期小於0.1年、惰性氣體及天然存在的核種，再評估各核種相對活度與劑量佔比，移除小於 Co-60或 Cs-137活度或劑量1/1000的核種，最後可篩選出28個關注核種，即為「核三廠關注核種初始清單」，如表9-4所示。」。 核三廠運轉期間用過淨化樹脂的核種分析資料已納入關注核種清單中。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**09-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、F05	9.1	9-12	結案

第一回合審查意見
1. 「計算時先將核種比活度轉換為相同單位，如 Bq/kg 或 μCi/g，再依難測核種產生的機制(活化或分裂)及相關機制中射出最多加馬射線的核種選為關鍵核種(key nuclide)，…，最後算出比例因數」。建議將「核種比活度」改為「核種活度濃度」，因為「比活度」根據 USNRC 網頁(https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part071/part071-0004.html)定義為：Specific activity of a radionuclide means the radioactivity of the radionuclide per unit mass of that nuclide. The specific activity of a material in which the radionuclide is essentially uniformly distributed is the radioactivity per unit mass of the material.。顯然只針對某放射性核種(radionuclide)，是純物質；若放射性物質或放射性廢棄物含有其他元素，建議使用「活度濃度」，目前輻防法規也都使用「活度濃度」。 2. 由於建立比例因數時仍需針對各分區進行小規模取樣，然而除役規劃期間核三廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣。因現設施運轉中，有些取樣位置無法調查，其所訂出的關注核種及難測核種有無後續對相關取樣位置進行確認?
第一回合審查意見答復
1. 本項已依意見修訂為「…分析結果依照各樣品之廢棄物源列表，並進行比例因數計算。計算時先將核種活度濃度轉換為相同單位，如Bq/kg…」，修訂結果如附件09-006-01-A。 2. 比例因數一般建立於廢棄物源的取樣分析結果，但除役計畫需於電廠停止運轉三年前提出，該時段電廠尚在運轉中，無法執行現場取樣，故在有限的條件下，於除役規劃階段以參考電廠資料做為比例因數推估之基礎；進入除役期間後，比例因數將依輻射特性調查計畫之規劃進程重新評估。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二)2
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	9.1	9-12	結案
第一回合審查意見					
「原則上計算比例因數時，Cs-137常被當作分裂產物之加馬基底核種，而Co-60則常被作為活化腐蝕產物之加馬基底核種，但實務上與反應器爐水相關之系統管路，以加馬核種分析儀器量測時，Cs-137低於偵測極限值的機率					

較高，依據 ISO 21238附錄 A 說明，可改以 Co-60作為分裂產物之加馬基底核種進行比例因數之計算」，審查意見如下：

1. 同意暫以「Co-60作為分裂產物之加馬基底核種」，但若經過很長的時間(10年以上)才進行取樣分析，並執行比例因數計算，也才進行難測核種分析，Co-60可能衰減為1/4(半化期約5.26年)，Cs-137可能就容易量到，這時應改以 Cs-137作為分裂產物之加馬基底核種。
2. 建議增加一句「若經長時間後才進行比例因數計算，將 Co-60及 Cs-137都作為分裂產物之加馬基底核種進行比例因數之計算，再判斷何者較佳」。

第一回合審查意見答復

目前本章內容為比例因數估算初步作法，係以停機後三年狀態做為評估依據，未來核三廠實際執行時，本公司將依照輻射特性調查編寫導則之要求，於輻射特性調查計畫中敘明關鍵核種選用之詳細作法，故擬維持原文說明，待後續於輻射特性調查計畫再敘明關鍵核種選用之詳細作法。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、F01	9.1	9-14	結案

第一回合審查意見

1.「而爐心組件與反應器壓力槽之比活度，則採用先前章節所說明之方法，利用評估軟體計算組件所在區域之中子資訊後，再依據組成與運轉歷程取得活化分析結果。各廢棄物源計算所得之比例因數，如表9-9所示。由於該表數據並非全由取樣放射化學分析取得，若國外電廠除役相關資料中並未有相關核種，彙整時則以0表示」，審查意見如下：
(1)建議將「比活度」改為「活度濃度」。
(2)「利用評估軟體計算組件所在區域之中子資訊後，...取得活化分析結果。各廢棄物源計算所得之比例因數，如表9-9所示。」，請澄清是否「計算出關注核種的活化活度」再除以 Co-60的活度，以得到比例因數。

2. 請在表9-8表底加註說明斜線部分之代表意思。

3.請說明核三廠除役作業是否需向主管機關提報比例因素建立計畫，於審核同意後據以執行。

第一回合審查意見答復

1. 本題答復如下：
   (1) 本項已依意見修訂為「...而爐心組件與反應器壓力槽之活度濃度...」，報告相關文字(除法規用詞外)一併修訂如附件09-008-01-A。
   (2) 是，比例因數之作法為取得各核種之活化分析結果後，將個別核種活度濃度除以 Co-60核種活度濃度，即可得該核種之比例因數。
2. 斜線表示該欄位不適用。如 H-3於爐心活化組件與活化混凝土廢棄物源，其數據來源係依據 ORIGEN-S 中子活化分析程式之評估結果；而H-3於反應爐冷卻水系統、化學與體積控制系統與污染混凝土廢棄物源，其數據來源則分別為參考文獻及核三廠歷史分析數據。
3. 依照核一廠執行經驗，核三廠比例因數之建立將於輻射特性調查計畫中進行說明，並於經主管機關(原能會)核准後據以執行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：前言；一、(二)2；一、(二)4；一、(三)2；一、(三)3；一、(四)2；二、(四)；六

第二回合審查意見

2.請將答復內容在表9-8底部加註說明。
3.請將答復內容補充於報告中。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依審查意見於表9-8底部加註斜線說明：「註：斜線表示該欄位不適用。如 H-3於爐心活化組件與活化混凝土廢棄物源，其數據來源係依據 ORIGEN-S 中子活化分析程式之評估結果；而 H-3於反應爐冷卻水系統、化學與容積控制系統與污染混凝土廢棄物源，其數據來源則分別為參考文獻及核三廠歷史分析數據。」，修訂結果如附件09-008-02-B。
3.依審查意見將答復內容「依照核一廠執行經驗，核三廠比例因數之建立將於輻射特性調查計畫中進行說明，並於經主管機關(原能會)核准後據以執行。」補充於報告中，修訂結果詳如附件09-008-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)2；表9-8

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F01	9.1	9-15	結案

第一回合審查意見

1. 放射性廢棄物數量估算之基礎，未包括過去意外事件之組件設備，如廢料廠房淹水外溢及衛生下水道污染等，估算足夠保守嗎？請說明。
2. 請考量將核一廠廢棄物料帳追蹤管理平台建置經驗，回饋至本案盤點資料庫欄位及項目，俾將規劃階段盤點資料與料帳管理實務作業妥適結合。

第一回合審查意見答復

1. 有關核三廠過去發生之重大事件，本公司於事件發生後皆立即進行污染清除與改善作業，已汰換之污染組件設備歸屬於運轉期間之低放射性廢棄物。

   而經核三廠歷年之廠區環境試樣監測結果、環境輻射監測報告以及輻射安全報告，事件經改善與整復後，均對廠外民眾及環境無造成影響，且本章之廢棄物估算係以輻射特性調查結果作為評估資料，依調查結果完成數量估算，故本章除役放射性廢棄物估算應屬保守。
2. 本章盤點表為除役規劃期間廢棄物估算工具，主要將除役廢棄物分為23個類別，以進行廢棄物之數量與活度之盤點，做為未來進入除役期間之參考資料。

   而核三廠低放射性廢棄物從產出接收、料帳、處理、運送、倉貯、作業人員管制與環境監測等，均訂有相關作業及管制程序書據以執行；目前核一廠之廢棄物料帳管理追蹤資訊平台建置中，待建置完成後，核三廠將比照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.同意答復，請將答復補充於報告。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依審查意見將答復內容「本章盤點表為除役規劃期間廢棄物估算工具，主要將除役廢棄物分為23個類別，以進行廢棄物之數量與活度之盤點，做為未來進入除役期間之參考資料。未來管理低放射性廢棄物各項作業時，將參考核一廠實際規劃經驗進行管理。」補充於報告 P.9-15，修訂結果詳如附件09-009-02-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)3

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	09-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05	9.1	9-16~9-17	結案

第一回合審查意見

1. 「進行核三廠在不同管徑尺寸(管線直徑分別約為6、14、24、30 in)條件下，各類管件的接觸劑量率(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m^2)之分析，結果如圖9-2」，這些管線的管壁都相同嗎？假設的管壁厚度是多少？請說明清楚。
2. 值一法則不是一般通用之名詞，若是指法規附表二之算式，應加以註明或說明。
3. 表9-6請將註二加入。
4. 根據表9-9即可回推個別核種的組成與含量，舉一核種說明如何回推其組成與含量。
5. 表9-10內填「0」之意義是甚麼？請在表底加註說明。

第一回合審查意見答復

1. 圖9-2是比較不同管徑尺寸下，管件接觸劑量率與內部表面污染程度分析結果，故變數為管徑尺寸，其餘條件假設相同，擬將報告修訂為「…進行核三廠在不同管徑尺寸(管線直徑分別約為6、14、24、30 in，管壁厚度假設皆為0.688 in)條件下…」，修訂結果如附件09-010-01-A。
2. 依意見於報告補充說明「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之分類計算公式，擬修訂報告為「對於低放射性廢棄物分類之判別，則係依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」所列之長短半化期核種參考濃度，以前述規則之附表二之註二方式計算(如下式)，作為低放射性廢棄物 A、B、C 及超 C 類分類依據：

$$\sum_{i=1}^{n}\frac{C_i}{C_{io}}\leq 1$$

式中C_i：第 i 個核種之濃度，$C_{i,o}$：第 i 個核種第 o（o=A,B,C）類之濃度值，n：所含核種之數目，若滿足上式，則可歸為第 o（o=A,B,C）類廢棄物。」。

修訂結果如附件09-010-02-A。
3. 依意見於表9-6加入註二說明，修訂結果如附件09-010-03-A。
4. 以化學與體積控制系統的 H-3為例，其比例因數為5.30×10^{-2}，故如一組件之 Co-60經量測其活度濃度為10^{-1} Bq/kg，則可回推該組件之 H-3活度濃度為$10^{-1}\times5.30\times10^{-2}=5.30\times10^{-3}$ Bq/kg，其餘核種亦可以該方法計算而得。
5. 0表示該污染系統無該項組件，並已加註於表9-10內，修訂結果如附件09-010-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(二)4；表9-6；表9-10
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F01	9.1	9-18~9-21	結案
第一回合審查意見					
1. 請舉一例說明如何得到廢棄物數量及活度之結果，如圍阻體廠房。 2. 請比較除役反應器放射性活化源項計算值與實測值，以確認評估計算結果之準確性。					
第一回合審查意見答復					
1. 有關除役期間產生之低放射性廢棄物類別，依其材料特性主要可分為金屬廢棄物、混凝土廢棄物、其他類型廢棄物(含乾性、濕性與保溫材)等三類。而金屬廢棄物之型態依據西屋公司之核設施除役經驗，可再細分為多項類型，請參閱本章第一、(二)節低放射性廢棄物數量及特性之推估方法，內容包括中子活化推估方法、比例因數推估方法、廢棄物產量推估方法及活度估算方法，而推估結果請參閱本章第一、(三)節除役低放射性廢棄物推估，內容包含低放射性金屬廢棄物之估算結果、低放射性混凝土廢棄物之估算結果、其他類型低放射性廢棄物及除役作業低放射性廢棄物總量估算。 依盤點表資料庫欄位，各盤點項目皆會填註其設備區域代號，故依各廠房各類別之盤點結果加總後，將可得個別廠房之廢棄物總重量與總活度資料。 2. 因目前核三廠仍處於運轉階段，無法取得反應器放射性活化源項之實測值，故除役規劃階段以程式進行分析，並以各組件之熱點(hot spot)作為各組件分類代表，故其活化估算結果較為保守。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
1.請將圍阻體廠房廢棄物數量及活度之結果，以算式呈現，而非以文字說明，並將計算過程一一列出，以了解如何得到最後的結果。 2.請核三廠於進入除役階段後，取得反應器放射性活化源項之實測值，並進行相關評估。					
第二回合審查意見答復					

1. 圍阻體廠房廢棄物數量及活度之估算方式，係將隸屬於圍阻體廠房之盤點項目進行加總，各項目之重量來源主要依據廠家資料，有關污染廢棄物活度估算以餘熱移除系統主要污染設備「餘熱移除熱交換器」為例，依據核三廠歷史調查資料結果，該設備所量測之劑量率約為1 mSv/h，利用圖9-4(圖9-4係利用核三廠管線進行接觸劑量率與表面污染程度之模擬結果)即可推得污染程度約為3.10×10^{9} Bq/m^2。將該污染程度與內表面積(約為184.32 m^2)相乘，估算總活度約為5.72×10^{11} Bq；而該設備重量約為13,166 kg，故活度濃度為4.35×10^{7} Bq/kg。

且依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」規定，在判定低放射性廢棄物類別，需考慮所列之長短半化期核種；因此，根據表9-9(比例因數)即可回推個別核種的組成與含量。以本案例而言，C-14為2.11×10^{-4} TBq/m^3、Tc-99為3.53×10^{-4} TBq/m^3、I-129為2.39×10^{-5} TBq/m^3、Pu-241為5.49×10^{-4} kBq/g、Cm-242為0 kBq/g、H-3為8.83×10^{-5} TBq/m^3、Co-60為1.34×10^{-2} TBq/m^3、Ni-63為1.09×10^{-2} TBq/m^3、Sr-90為5.51×10^{-6} TBq/m^3、Cs-137為4.31×10^{-4} TBq/m^3；根據結果可以發現，各核種的濃度皆小於等於法規附表一濃度之1/10及小於等於附表二第一行之濃度，故可判定此廢棄物屬於 A 類廢棄物，而因餘熱移除熱交換器隸屬於圍阻體廠房，故若進行圍阻體廠房廢棄物數量及活度估算時，即可將其重量及活度資料加總於表9-14圍阻體廠房欄位之 A 類列表。

2.於電廠停止運轉後，將於反應器拆除時實際量測各系統及組件之必要資料，屆時即可依實際需求進行驗證，補充前述答覆內容於報告 P.9-19，詳如附件09-011-02-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)1

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	9.1	9-19	結案

第一回合審查意見

「本節結果係依據前述中子活化推估方法而得，分析反應器壓力槽內有效燃料區上方、下方與周圍環繞的組件所在區域的活化程度，其中爐心筒、爐心頂板、爐心底板、爐心支柱、阻板及模型板與中子屏蔽板距離有效燃料區最為接近，活化程度最高，上述組件即佔活化金屬總活度99 %以上，且屬超C類放射性廢棄物；而其餘組件依據距離有效燃料區遠近及所在區域受緩和劑的影響，致使其受中子活化程度不一，但絕大部分的活化金屬皆屬於 A 類低放射性廢棄物」，審查意見如下：

1. 活化的變化，不應如此劇烈，從超 C 類直接降到 A 類？
2. 國外壓水式反應器壓力槽與其內部組件，也是如此嗎？
3. 未來拆除內部組件時，請發展遙控偵測系統，詳細偵測，再修正分類。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠反應器組件中子活化分析結果：上爐心筒區、爐心頂板區、爐心底板區、爐心支柱區、下爐心筒區、阻板及模型板、中子屏蔽板等為超 C 類廢棄物；反應器壓力槽(爐心區域)為 B 類廢棄物；其餘組件為 A 類廢棄物。本公司執行各廠 RPV 中子活化分析時皆以各組件之熱點(hot spot)作為各組件分類代表，故結果較為保守，且「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第二章第3條之附表一(單一長半化期核種濃度值)與附表二(單一短半化期核種濃度值)裡的核種濃度標準級距也非線性變化，故分類結果看似變化較為劇烈，惟結果亦較為保守。
2. 國外案例分類結果相對我國各廠分類結果較為平均，但研判應為分類規則不同所致，雖部分國外案例與我國同樣採用美國 NRC 之分類方式，但如前所述，本公司皆以各組件之熱點作為分類代表，較為保守。
3. 有關拆除內部組件規劃，請參考除役計畫第六章，未來拆除內部組件時，將參考相關技術發展情形並進行偵測，再修正分類。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	9.1	9-20~9-21	結案

第一回合審查意見

1.「可得知圍阻體廠房的放射性污染金屬總重量」建議修正為「可得知圍阻體廠房的放射性污染金屬（不含可外釋）總重量」。
2.系統除污後之估算結果如表9-15所示，如何估算來的，請說明。
3.表9-15如何由表9-14而得？請舉一例說明，如圍阻體廠房。

第一回合審查意見答復

1. 依意見進行報告修訂，修訂結果如附件09-013-01-A。
2. 根據核三廠除役計畫第八章「除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理」，為降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露，未來可能需要進行系統化學除污的系統主要是反應爐冷卻水系統(系統代號 BB)、餘熱移除系統(系統代號 BC)與化學容積控制系統(系統代號 BG)

之管路與部分設備；而對於其他系統，未來進行成本效益評估時，會進一步確認系統除污或組件除污之必要性。依據國際經驗，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。故在此採用建議之除污因子10進行上述三系統(BB、BC、BG)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約從1.04 × 10^{15} Bq 降低至9.76 × 10^{14} Bq，減少約6.10 × 10^{13} Bq，其中閥件約1.06 MT 由 A 類降至可外釋，泵約0.58 MT 由 A 類降至可外釋，儀器管線約0.03 MT 由 B 類降至 A 類，雜項製程組件約0.47 MT 由 A 類降至可外釋，系統除污後之估算結果如表9-15所示。

活度減少之計算方式為未考慮除污條件下之總活度減去考慮除污條件後之總活度。表9-14為未考慮除污條件之污染類金屬廢棄物之盤點結果，表9-15為考慮除污條件之污染類金屬廢棄物之盤點結果。

3. 活度減少之計算方式為未考慮除污條件下之總活度減去考慮除污條件後之總活度。表9-14為未考慮除污條件之污染類金屬廢棄物之盤點結果，表9-15為考慮除污條件之污染類金屬廢棄物之盤點結果。表9-15將需要進行系統化學除污的系統主要是反應爐冷卻水系統(系統代號 BB)及餘熱移除系統(系統代號 BC)與化學容積控制系統(系統代號 BG)之管路與部分設備，採用建議之除污因子10進行上述三系統(BB、BC、BG)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約從1.04 × 10^{15} Bq 降低至9.76 × 10^{14} Bq，減少約6.10 × 10^{13} Bq，其中閥件約1.06 MT 由 A 類降至可外釋，泵約0.58 MT 由 A 類降至可外釋，儀器管線約0.02 MT 由 C 類降至 A 類、約0.03 MT 由 B 類降至 A 類，雜項製程組件約0.47 MT 由 A 類降至可外釋。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)1

第二回合審查意見

3.系統除污之目的主要為降低輻射場，以減少拆除工作人員輻射劑量；已拆除廢棄物進行組件除污，目的是降低放射性污染廢棄物類別及清潔後外釋。請詳細說明三系統(BB、BC、BG)污染分布程度，及如何得知可降低至外釋標準之數量及減少之活度。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.以本章第9-20頁提及的泵為例，三系統BB、BC、BG經統計共22個泵，除污前之活度濃度分布：4個為1×10^{3} Bq/kg 以下、14個為1×10^{6}~1×10^{7} Bq/kg、4個為1×10^{7}~1×10^{8} Bq/kg，其中1×10^{3} Bq/kg 以下的泵經除污(除污因子10)後預估可降至可外釋標準(<100Bq/kg)，其重量約為0.58MT；其餘組件如閥件、儀器管線、雜項製程組件等估算方式相同，針對活度濃度1×10^{3} Bq/kg 以下之項目進行除污，即可得報告中估算之值。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、F03	9.1	9-21~9-22	結案
第一回合審查意見					
1.「…受污染之房間地面與距離地面2 m 高度以內的牆面刨除2.5 cm 厚之混凝土；…」，為何估2.5 cm 厚之混凝土被活化或污染？ 2.請說明是否有受污染之土壤及預估量。					
第一回合審查意見答復					
1. 根據 NUREG/CR-0672報告，原則上混凝土的污染深度會在1吋(2.5 cm)以內，惟後續實際執行除役拆除作業前，會再進行取樣分析，確認其污染深度及污染範圍，並擬將報告修訂為「…受污染之房間地面與距離地面2 m 高度以內的牆面刨除2.5cm 厚之混凝土，惟後續實際執行除役拆除作業前，會再進行取樣分析，確認其污染深度及污染範圍；」，修訂結果如附件09-014-01-A。 2. 依據除役規劃階段輻射特性調查執行結果，初步判定核三廠並無受污染之土壤，故本章節除役廢棄物產量不包含受污染之土壤預估量，不過廢棄物產量盤點部分已加上約10 %之盤點餘裕，應可涵蓋未來不可預期之污染廢棄物貯存空間。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)2					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**09-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	9.1	9-23	結案
第一回合審查意見					
1. 乾性廢棄物全部經過焚化處理嗎？第9-26頁提及除役期間產生之廢活性碳及廢過濾器，需進行裝桶處理，他們不屬於乾性廢棄物嗎？所產生之數量又列在哪裡？請說明。 2. 核三廠規劃之壓縮機多大？壓縮比為多少？請說明。					

3. 「將核三廠兩部機組經系統除污、洩水及組件除污產生之濕性廢棄物相加後總重量約781 MT，若換算成55加侖桶後約為3,792桶」，然依前段所述，1102桶＋1690桶為2792桶，總重量亦不是781 MT，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 核電廠除役乾性廢棄物(或稱作二次乾性廢棄物，Secondary DAW)，其定義有別於電廠運轉期間之乾性廢棄物，將電廠既有之混凝土、組件金屬、土壤等排除於外，專指工作人員在進行拆除、搬運或除污工作時，與人員和環境有關的輻射防護裝備或器具，例如除污抹布、擦拭紙、防護衣、空氣呼吸器，以及污染區域劃分所用的圍籬和防止污染擴散所用的帳篷等，而二次乾性廢棄物產量係參考 NUREG/CR-5884報告之乾性廢棄物產量，並經電廠發電功率校正後而得。
2. 核三廠壓縮機之規劃目前參考核一、二廠規劃經驗，預定設置於二號低放射性廢棄物貯存庫內，如報告圖9-7所示，該壓縮機本體所需空間長寬約1.8-2.1 m、高度約4-4.6 m，附屬設備可增設輸送帶約5.3 m。
   操作方式：用堆高機將可壓縮桶送上輸送機後，即可手動或自動操作後續壓縮流程，處理速度約為可壓縮5 桶/h，每天8 小時約可得40 只壓縮餅，平均約4 只壓縮餅裝在一55 加侖桶；有關壓縮所用設備將視未來實際使用之廢棄物桶型式，裝設合適之壓縮減容設備進行壓縮。
3. 此段報告內文敘述不完整，擬修正為「…，據此推估核三廠系統除污所產生之濕性廢棄物原始量約1,102桶55加侖桶。系統洩水依據核三廠提供之數據推估，預計除役期間將產生約1,000桶之濕性廢棄物固化桶，約為206 MT。關於組件除污，係參考 NUREG/CR-5884報告附錄G，推估核三廠除役所產生之濕性廢棄物，經發電容量校正後約為348 MT，據此推估核三廠組件除污所產生之濕性廢棄物約為1,690桶55加侖桶。」，合計共3,792桶，修訂結果如附件09-015-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)3

第二回合審查意見

1.廢活性碳及廢過濾器不是除役乾性廢棄物，請說明此等廢棄物之類別，及其數量於本章所納入之表格與結果。
2.請說明核三廠規劃之壓縮機重量，每桶乾性廢棄物經此壓縮後之體積減容比。

除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1. 核三廠運轉期間廢活性碳係歸類為乾性廢棄物中的可燃廢棄物，而廢過濾器則歸類為乾性廢棄物中的其他類。而除役期間活性碳包含於其隸屬之設備盤點表中，過濾器則列入雜項製程組件盤點表，另將修正本章 p9-23為

「假設核三廠兩部機組於除役時，所產生可焚燒的二次乾性廢棄物均會經過焚化處理，」，修訂結果如附件09-015-01-B。 2.核三廠規劃參考核二廠減容中心已有之1500MT 超高壓壓縮機進行設置，物料壓縮後體積約可減容為原體積之1/4至1/3。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01	9.1	9-28	結案
第一回合審查意見					
1. 第九章一(四)2（5）小節所述非減容處理，宜說明焚化、壓縮、濕式氧化還原及高減容固化等，請修正。 2. 第九章一(四)2（6）小節講述「回收使用」，低於一定比活度或無污染之材料從管制中解除管制，建議修正為外釋再利用，而非以一般性廢棄物處理。					
第一回合審查意見答復					
1. 於第一、(四)2(5)減容處理一節，增加減容方式之說明，擬修訂為「放射性廢棄物減容方法包含壓縮及焚化等，進行減容處理時，輻射防護須遵守合理抑低(ALARA)原則…」，詳細之廢棄物減容措施請詳本章第二、(三)節說明，修正結果如附件09-016-01-A。 2. 第一、(四)2(6)節依意見修正為「…於除役拆除時，將低於一定活度濃度或無污染之材料從管制中解除管制後再利用，將能夠顯著減少低放射性廢棄物的數量。」，修正結果如附件09-016-02-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(四)2					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**09-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、F01	9.2	9-31~9-32	結案
第一回合審查意見					
1. 請說明反應器壓力槽為除役廢棄物最大重量占比之理由及數據資料依					

據。
2. 「盛裝於壓縮桶內，再施以壓縮減容...」及「180 L 可壓桶，再送去壓縮處理，將其減容後...」，請說明上述二項之壓縮減容比。
3. 請確認規劃採用之廢樹脂處理方式，因不同處理方式產生放射性廢液及廢氣數量與特性不同，後續所涉及之二次廢棄物處理規劃也不同。
4. 請補充說明可壓縮廢棄物擬使用哪種壓縮桶。
5. 計畫書中提到廢樹脂處理系統進行處理及安定化後減容裝桶固化，或脫水乾燥後盛裝於原能會核准之容器內，因為兩種的實施方法差異甚大，請依據台電公司之經驗及規劃，說明核三除役將使用哪種方式處理廢樹脂。

第一回合審查意見答復

1. 以廢棄物之類型可區分為可壓縮(如：金屬管線、金屬管件、金屬罐等)與不可壓縮(如：反應器壓力槽、混凝土等)，本段所指為不適合進行壓縮之廢棄物中，以反應器壓力槽及其內部組件和混凝土為大宗，其重量分別為1,165MT 與3,846MT，約佔總廢棄物重量37%。
2. 核三廠之壓縮機係參照核一、二廠規劃，壓縮機將擬壓縮之廢棄物置入180L 可壓縮桶內，進行液壓式的垂直升降操作，壓縮後廢棄物的減容比約1/4至1/3。
3. 本公司未來將依據原能會核備之「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」處理廢樹脂，如：乾燥裝桶、濕式氧化暨高效率固化系統...等方式；目前規劃之簡易式廢液處理設備已依兩種方法中較保守之廢液量進行處理能力之評估，以因應不同處理方式所產生之廢液。
4. 未來所使用之壓縮桶形式將視實際採購之壓縮減容設備而定，目前規劃將比照核一、二廠使用180L 可壓縮桶。
5. 本公司依據原能會核備之「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」，據以規劃廢樹脂處理方式，目前以濕式氧化暨高效率固化系統為主方案，乾燥裝桶方法則仍於相關研究階段，需進一步確定其可行性，並經主管機關核准後，方可評估實際採用之方法，後續除役計畫內容亦將配合評估結果滾動檢討更新。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.請說明目前規劃之簡易式廢液處理設備之保守廢液量及處理容量。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.未來簡易式廢液處理設備位置將規劃於保留區二號低射性廢棄物貯存庫內，而保留區可能產生之放射性廢液來源為二號低放射性廢物貯存庫之空調冷凝水、洗衣廢水及乾貯再取出設施之再取出池水等，目前保守預估廢

液量為8 CMD。經彙整各廢液來源及處理量後初估簡易式廢液處理設備處理容量約10 CMD，此為初步估算之處理容量，實際處理容量仍依後續設計為準。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。
審查總結回合意見
廢樹脂處理系統設置申請，本項列入重要管制事項。

意見編號	**09-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05、S19、F01	9.2	9-33~9-34	結案
第一回合審查意見					
1. 外釋之廢棄物是否有固定的流向，是否有相關追蹤機制? 2. 請說明本除役計畫是否採用99年版「第三核能發電廠一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫(第一版)」，或將另提報修訂版送審後實施。 3. 請評估可讓售或付費處理之外釋除役廢棄物種類、數量、及產源。 4. 請評估可付費處理或讓售之放行除役廢棄物種類、數量、及產源。 5. 「比活度：＜80 Bq/kg (如屬於可燃性廢棄物)，則可視為清潔廢棄物並予放行」，如為不可燃廢棄物就不是清潔廢棄物嗎？請說明。 6. 比活度大於100 Bq/kg 且小於10,000 Bq/kg 之低微污染廢金屬，經實務操作無法有效經除污程序使之降低為可外釋時，除選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理，還有其他方案嗎？請說明。 7. 當經實務操作無法有效經除污程序使之降低為可外釋時，計畫書提到可能選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理，請補充說明目前可處理的單位及運送規劃。 8. 請說明外釋計畫之品質查證機制及品保計畫。					
第一回合審查意見答復					
1. 有關廢棄物外釋，依原能會物管局指示及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之外釋程序辦理，並於外釋前提報外釋計畫予主管機關(原能會)核准後據以執行，經量測符合外釋劑量限值之廢棄物，將以公開招標方式辦理標售或委外廢棄物清除業者代為處理，本公司將建立標售及代清除廢棄物相關資料，包括廠商基本資料及廢棄物類別、數量、點交日期等，標售/代清除作業紀錄併同偵測文件存檔，此相關紀錄將至少保存十年備查。 2. 未來除役時如有低放射性廢棄物外釋需求，將另提報修訂版外釋計畫予					

主管機關(原能會)核准後據以執行。

3. 有關可外釋之除役廢棄物種類、數量及產源，依第九章表9-11初步估算結果，約有445MT 之通風元件屬可外釋廢棄物，未來將依停機後之輻射特性調查結果更新估算資料，再進一步評估實際可讓售或付費處理之廢棄物量。
4. 有關可放行之除役廢棄物種類、數量及產源，依第九章表9-11初步估算結果，約有117,000MT 金屬類屬可放行廢棄物，分別來自閥件、熱交換器、桶槽、管線...等，未來將依停機後之輻射特性調查結果更新估算資料，再進一步評估實際可讓售或付費處理之廢棄物量。
5. 放行之判定並非以可燃或不可燃廢棄物進行分類，本處敘述有誤，已依據核三廠輻防計畫內之附錄5-4「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」，修改為「比活度：＜80 Bq/kg，則可視為清潔廢棄物並予放行」，修訂結果如附件09-018-05-A。
6. 有關低微污染廢金屬之處理，除選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理外，如屆時國內有其他可行之處理方案亦不排除採用。

   另考量除役長達25年，如無法有效除污時，可待長時間活度衰減符合外釋標準後進行外釋，如確定無法外釋，可選擇於高減容固化時，將低微污染廢棄物投入固化桶中一併貯放，或直接裝桶後送至低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。
7. 選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理僅為未來廢棄物處理可能方案之一，因目前國內尚未核可境外處理，故尚未實際進行接洽或相關規劃。
8. 除役相關作業係依據核能電廠除役品質保證方案執行，外釋作業之品質查證機制及品保規定則依據「第三核能發電廠一定活度或比活度以下固體廢棄物外釋計畫」第六章品質保證方案辦理，該章包含分類及包裝之品保作業、儀器之品保作業、取樣品保作業、文件管理品保作業、內部稽查等五項規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(四)

第二回合審查意見

3.通風元件放射性廢棄物之平均活度濃度為(9/4.95)×10^5 Bq/kg，遠大於100 Bq/kg 數千倍，通風元件 10 %重量作為放射性廢棄物之產量估計可能偏低，請說明10 %的估計依據。

4.

(1)117,000 MT 金屬類可放行廢棄物，請說明屬於表9-11之廢棄物類別，並請說明類別判定屬無污染廢棄物之處理方式。

(2)請說明表9-11「初步研判確認無污染」之確認方法。

(3)表9-11及表9-12顯示各廠房混凝土廢棄物盤點重量及活度之結果，請再詳細說明如何盤點。

6.初步同意答復，請將答復補充列入報告。

7.請台電公司修正相關文字敘述。

除以上第3、4、6、7小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3. 通風元件重量估算方式係參考過去執行核二廠除役廢棄物估算之經驗，由於通風元件並非整體污染，僅部分組件污染濃度較高，且其污染程度亦較與爐水接觸之廢棄物低。以空調箱為例，其污染部分大多僅集中於過濾器及其上游位置，大部分剩餘部分非屬放射性廢棄物，故於實際估算作業係以通風元件之10 %重量作為放射性廢棄物之產量，剩餘部分列入可外釋廢棄物統計。

4.

(1)針對117,000MT 金屬類可放行廢棄物之數量，係將表9-11「管制區內確認無污染」之金屬廢棄物重量進行加總而得，未來將規劃以讓售或付費處理之方式進行處理。

(2)有關表9-11「初步研判確認無污染之金屬」係依據西屋公司之經驗及核一、二廠除役計畫之推估方法，將電廠之除役廢棄物分類為23個盤點表，並依其廢棄物類型歸納如表9-11及表9-12。此外，為避免文字混淆，統一將表9-11、表9-12及表9-17最後一欄「管制區內確認無污染」修訂為「可放行」，修訂結果如附件09-018-04-B。

(3)各廠房受污染混凝土廢棄物重量盤點，係以刨除各廠房受污染之房間地面與距離地面2m 高度以內牆面2.5cm 厚之混凝土為估算原則，推估加總而得；而污染混凝土活度推估，依據國外電廠除役經驗，其放射性活度沉積度之模擬以半徑為7m 的面射源，去計算空間劑量率與混凝土表面污染程度之關係，再利用核仁法加馬直接輻射評估程式 QAD-CG-GP-A，以表9-8之污染混凝土廢棄物核種組成，計算空間劑量率與混凝土表面污染程度之關係如圖9-5，最後以輻射特性調查測得之空間劑量率，透過前述關係轉換為表面污染程度，再與各隔間受污染混凝土之表面積相乘，即可估算加總出活度，詳細說明如本章第一、(二)4節。此外，為避免文字混淆，將統一修正表9-11、表9-12及表9-17之2.2列「污染混凝土」為「非活化混凝土」，修訂結果如附件09-018-04-B。

6.依審查意見修訂報告 P.9-34為「針對...之低微污染廢金屬，考量除役期程長達25年，如無法有效除污時，可待長時間活度衰減符合外釋標準後進行外釋，如確定無法外釋，可選擇於高減容固化時，將低微污染廢棄物投入固化桶中一併貯放，或直接裝桶後送至低放射性廢棄物貯存庫進行貯存」，修訂結果如附件09-018-06-B。

7. 將修訂文字為「若國內核可境外處理，則選擇國外具有低放廢棄物處理證照的廠家進行境外處理，亦為本公司的選擇之一，如屆時國內有其他可行

之處理方案亦不排除採用；均將按相關法規向原能會申請」，修訂結果如附件09-018-07-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(四)；表9-11；表9-12；表9-17
第三回合審查意見
7.請台電公司參酌國際實務執行情形，再妥適修正本項相關文字敘述。 除以上第7小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
7.將修訂本段文字為「另針對活度濃度大於100 Bq/kg 且小於10,000 Bq/kg之低微污染廢金屬，考量除役期程長達25年，如無法有效除污時，可待長時間活度衰減符合外釋標準後進行外釋，如確定無法外釋，可選擇於高減容固化時，將低微污染廢棄物投入固化桶中一併貯放，或直接裝桶後送至低放射性廢棄物貯存庫進行貯存，如屆時國內有其他可行之處理方案亦不排除採用，將按相關法規向原能會申請。」，修訂結果如附件09-018-07-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(四)
審查總結回合意見
7.同意答復。

意見編號	**09-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	9.2	9-34	結案
第一回合審查意見					
「大型廢棄物如無法置入箱型活度偵檢器又不宜切割者，則依其輻射與污染狀況分為：1.非固著性污染：阿伐＜1 Bq/100 cm^2 及貝他/加馬＜2 Bq/100 cm^2。2.固著性污染：＜80 Bq/100 cm^2。3.直接輻射：＜0.2 μSv/h(須在背景輻射之變動範圍內)，如果廢棄物量測結果符合上述所有限值，則可視為清潔廢棄物進行放行」，審查意見如下： 1. 符合所列1.非固著性污染、2.固著性污染、3.直接輻射，則可視為清潔廢棄物進行放行，以上敘述之法規依據為何？ 2. 請說明上述外釋規定是否符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之規定。 3. 上述敘述，請視檢視結果適當修正。					
第一回合審查意見答復					
1. 清潔廢棄物之放行離廠係依據原能會物管局107年12月21日物二字第					

1070003291號函同意備查之「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」執行，對於無法置入箱型活度偵檢器又不宜切割之大型廢棄物，係透過量測非固著性污染、固著性污染及直接輻射，確認符合對應限值後，則視為清潔廢棄物並予以放行離廠。

2. 有關廢棄物外釋，依原能會物管局指示，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之外釋程序僅適用於被列為放射性廢棄物管制者，故對於非屬放射性廢棄物者，其離廠依前述放行計畫執行。
3. 除役計畫對於廢棄物離廠程序之敘述，符合放行計畫及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，建議維持內文。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠計畫」目前仍在審查階段。
2.「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」中只規定「活度限值」及「比活度限值」，沒有規定「表面污染限值」，更沒有「劑量率限值」。
3.在 IAEA DS-500第4.18段，建議所推導出的「表面活度濃度解除管制基準」(surface specific clearance levels)必須證明符合「質量活度濃度解除管制基準」(mass specific clearance level)，並應由業者提出經主管機關核准。其英文全文為「4.18. For surface contaminated items where radioactivity may be concentrated on surfaces, compliance with the mass specific clearance level (activity concentration per unit mass) may not be sufficient in all cases because there are additional considerations relating to the handling of the material. In these cases, surface specific clearance levels should be derived by the authorized party and reviewed and authorized by the regulatory body.」。

第二回合審查意見答復

1. 鑒於「核能電廠除役廢棄物離廠偵測作業計畫」刻正審查中，故本報告係依據目前原能會物管局107年12月21日物二字第1070003291號函同意備查之「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」執行清潔廢棄物放行作業。待未來原能會同意核備「核能電廠除役廢棄物離廠偵測作業計畫」後，將據以執行廢棄物離廠偵測作業並將同步修訂核三廠除役計畫相關章節。
2. 依「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，其規定為「活度限值」及「比活度限值」，而非「表面污染限值」或「劑量率限值」，故未來執行外釋作業仍以量測物件之活度濃度為原則，若因物件物理幾何形狀而無法量測其活度濃度，將考量採用 IAEA DS-500之推估方式據以估算物件活度濃度。

3. 未來執行外釋作業仍以量測物件之活度濃度為原則，若因物件物理幾何形狀而無法量測活度濃度，將可能採用 IAEA DS-500之推估方式據以估算物件活度濃度。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
1. 請台電公司儘快提出「核能電廠除役廢棄物離廠偵測作業計畫」相關答復說明及補充資料送審，再依審核通過之計畫據以執行。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1. 遵照辦理，本公司對於「核電廠豁免管制廢棄物偵測作業計畫」之相關答復說明及補充資料正積極辦理中，待各類文件備齊後，會儘速送至大會續審。未來核三廠除役期間廢棄物之離廠偵測作業也將依大會核備之計畫據以執行。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
1.同意答復。

意見編號	**09-020**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F05	9.3	9-35~9-37	結案
第一回合審查意見					
1. 處理後應使氣體與液體廢棄物達到排放標準，而固體廢棄物則應能符合最終處置場之廢棄物接收準則(Waste Acceptance Criteria, WAC)。因我國現尚未有處置場，請說明如何確認可符合前述處置場之廢棄物接收準則? 2. 填充並非處理技術，建議可移至第9-26頁管理措施之減容或第9-31頁減容措施。					
第一回合審查意見答復					
1. 本公司已依「放射性物質安全運送規則」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之相關規定，訂定「低放射性廢棄物最終處置場廢棄物接收規範」；惟現階段因2處建議候選場址尚未進入場址調查階段，且因核能電廠除役作業刻正規劃與執行，故未來處置場規劃與安全評估可能因場址調查後而變更，抑或是核能電廠實際執行拆除作業後產生新的廢棄物處理形式。因此，本公司將適時檢視與更新廢棄物接收準則，使廢棄物接收規範可同時滿足與符合台灣廢棄物狀					

態與處置場安全需求。
2. 相關填充文字敘述已移至9-31頁減容措施，修正結果詳如附件09-020-02-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(三)

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-021**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F16	9.3	9-40	結案

第一回合審查意見

除役期間除污作業所需之設備及場地須獨立設置，雖可避免人員於拆除場所的輻射曝露及方便執行，但須考量該場所是否能有效進行大規模的除污作業。

第一回合審查意見答復

除役期間於規劃設立除污作業場所時，將檢視場所之屏蔽、通風過濾、輻射偵檢及相關路線配置等，確認符合除污場所之要求後再行設置。
核三廠低放射性廢棄物處理區域(WMA)目前規劃設置於燃料廠房內，初步評估燃料廠房可符合除役期間除污作業場所需求。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請補充場所相關路線配置圖；若不符合除污場所之要求，後續是否有相關配套措施。
2.處理區域(WMA)目前評估以燃料廠房作為除污作業場所，請提供需求評估表。

第二回合審查意見答復

1.於規劃核三廠除污作業場所時，已考量評估場所之作業空間、屏蔽、通風過濾等項目可符合要求，且燃料廠房於營運中大修期間即作為RCP除污空間，依實際作業經驗，該廠房具備作為除污場所之條件，未來於實際施作時，如有其他需求不足之處，將透過工程手法予以加強補足。
2.本公司評估除污作業場所時，考量項目包含：作業空間、工程技術難易度、運輸動線、通風過濾能力、屏蔽能力等，評估結果以燃料廠房最符合除役期間廢棄物處理區域之設置需求。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	09-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、F03、F05	9.3	9-42~9-43	結案

第一回合審查意見

1.「固體處理時可選擇設置乾式噴砂研磨設備、固定或移動式機械切割工具、包裝設備、化學及電化學除污設備；大型物件於原地進行大致切割後，再送至處理間進行細部切割或除污。液體處理以使用原廢液處理系統為原則，無機廢水就近排入原廢液處理系統，視需要可增設簡易式廢液處理設備，有機溶劑可先用暫貯容器裝桶貯存，以後使用高溫焚化爐混燒處理。水泥固化系統可沿用核三廠既有設施，但須考量廢棄物動線之安排；或者如西班牙 Zorita 電廠於廠房內新建處理設備，以就近固化廢棄物後送貯存庫暫貯，設置位置宜靠近廢液收集槽附近，減少廢棄物之運送。」此段敘述與固封處理有何關係？請說明。
2.「這些高放射性廢液即滯留其中慢慢衰變」，何謂高放射性廢液？請說明。
3.「對於除役產生低放射性有機廢液之規劃，將以焚化法為主要技術，與其他可燃廢棄物參混裝箱後，送入核三廠廢料廠房的焚化爐，進行焚化處理。」有關前述低放射性有機廢液之規劃，將以焚化處理，其於處理前仍應謹慎評估焚化爐對有機廢液之接收標準及每批次混參量。
4.有關除役低放射性廢棄物處理設施規劃，請說明本計畫未來是否設置處理量達物管法施行細則第5條規定之超高壓壓縮機及金屬熔鑄廠。

第一回合審查意見答復

1. 此部份為說明固體廢棄物處理技術，可概分為機械處理、熱處理、化學處理、固封處理等四大技術領域，本段非固封處理，應是分段不明確，已調整縮排以區隔固封處理及固體廢棄物處理技術，修訂結果如附件09-022-01-A。
2. 此段文字敘述不明確，已更改為「放射性廢液」，修訂結果如附件09-022-02-A。
3. 依核三廠過往經驗，焚化爐處理過之有機廢液為爐內核儀擦拭用之異丙醇，產生量約為每三年10公升，並配合核三廠焚化爐投料接收劑量規定需小於2 mSv/hr 及避免燃燒熱值過高，處理方式為將50c.c 少量異丙醇混參至焚化包(每包約5公斤)內一併進行焚燒，可達良好之焚化處理結果，且不影響焚化爐燃燒，未來除役產生之有機廢液亦將參考運

轉期間經驗謹慎評估每批次混參量及接收標準。

4. 為達廢棄物減容目的，本公司規劃於除役期間設置壓縮減容設備，目前初步估算其處理量約7MT/日，未來視實際設置情況依物管法相關規定辦理申請事宜，並依未來依停機後之輻射特性調查結果，重新評估廢棄物處理需求；此外，目前無設置金屬熔鑄廠之規劃。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：三、(一)1；三、(一)2

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-023**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S18、F01、F03	9.3	9-45	結案

第一回合審查意見

1.「耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)，本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之A類、B類、C類或超C類之廢棄物。」根據本安全管理規則第四條的規定，維持100年結構完整之容器僅限於處置 A 類廢棄物，請修訂前面所引述的條文。

2.同頁「未來將申請可維持耐三百年結構完整之高完整性容器，供不適合固化或固化後不符合「『低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則』，第六條規定之B類及C類廢棄物盛裝，並經原能會同意後，方可使用。」請明確說明B類及C類要耐300年的容器。

3.第3~6行，規劃以耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之A類、B類、C類或超C類之廢棄物。惟依該管理規則第四條規定，不適合固化或固化後不符合該管理規則第六條規定之B類及C類廢棄物，應盛裝於經主管機關核准之高完整性容器(HIC)或以其他經主管機關核准之方法進行處置。請檢討並說明目前規劃之妥適性。

4.耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之 A 類、B 類、C 類或超 C 類之廢棄物。請考量使用上述容器(HPC)，於未來執行低放射性廢棄物最終處置時，是否符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條規定。

第一回合審查意見答復

1. 本章第三、(三)4節中不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之容器規劃，本段為文字誤植，已依意見進行修正，將4.耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝

容器(HPC)修正為「本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之A類廢棄物。」，修訂結果如附件09-023-01-A。 2. 有關不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之B類及C類廢棄物，將依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條之規定，盛裝於經主管機關核准之耐三百年結構完整之高完整性容器。 3. 本章第三、(三)4節中不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之容器規劃，本段為文字誤植，已依意見進行修正，將4.耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)修正為「本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之A類廢棄物。」，修訂結果如附件09-023-03-A。 4. 本章第三、(三)4節中不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之容器規劃，本段為文字誤植，已依意見進行修正，將4.耐100年結構完整之高性能混凝土盛裝容器(HPC)修正為「本容器可規劃用於盛裝不適合固化或固化後不符合「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第六條規定之A類廢棄物。」，修訂結果如附件09-023-04-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(三)4
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-024**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05、S19	9.4	9-45~9-46	結案
第一回合審查意見					
1. 二號低放射性廢棄物貯存庫是否有規劃設置污染水監測井與廢液收集及處理系統？請說明。 2. 請補充說明是否對放射性廢棄物貯存庫中可能產生之異常氣體進行監測。 3. 二號低放射性廢棄物貯存庫，何時提出申請？何時可啟用？請略加說明。					
第一回合審查意見答復					
1. 二號低放射性廢棄物貯存庫內規劃設置廢液集水坑，收集貯存庫內可能產生的放射性廢液，人工取樣偵測輻射及水質參數，並規劃設置簡易式廢液處理設備。					

2. 二號低放射性廢棄物貯存庫，依目前貯存容器概念設計報告，評估會產生少量氫氣。故本貯存庫將評估裝設氫氣偵測器必要性或以人工定期檢測。
3. 二號低放射性廢棄物貯存庫目前規劃建造執照申請日期為115年8月，預定121年7月取得運轉執照並正式啟用本貯存庫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2. 請注意偵測器設置位置，並將相關回復補充於計畫書中。
3.二號貯存庫預定121年7月取得運轉執照，一號貯存庫之廢棄物預計要二年才能完全搬到二號庫，首先面臨的是一號庫必須換照，即使一切順利，123年才能拆除，勢必影響廠區拆除作業，請說明對此因應作為；亦說明原規劃之除役時程對上開因素之影響考量。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.本公司於設計時將考量評估”裝設氫氣偵測器必要性或以人工定期檢測”，如確有裝設必要，將注意偵測器設置位置，若以人工檢測也會注意取樣點，並將本項答覆補充於報告中，擬修訂為「廢棄物容器.....溫度與濕度，並考量貯存之廢棄物會產生少量氫氣，將於貯存區內擇適當位置設置氫氣偵測儀器或以人工方式定期檢測，...」修訂結果詳如附件09-024-02-B。
3.配合二號低貯庫預定建置完成時間(121年7月)，核三廠既有低貯庫預計於118年10月提出換照申請，以完成廢棄物桶之移置工作，依核三廠除役計畫期程，121年至133年為除役拆廠階段，既有低貯庫於廢棄物桶移置完成後，即可進行除污及設備拆除作業，並無影響廠區拆除作業之疑慮，原除役時程已考量既有低貯庫之除役工作，其時程如除役計畫第六章 WBS 工項2.4.14；另既有低貯庫規劃除污後保留建物，故待完成最終輻射偵檢後，將保留其建物供後續電力設施需求使用。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(二)

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**09-025**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S12、F01	9.5	9-49	結案

第一回合審查意見

1. 核三廠用過燃料池貯存內容，除用過核燃料外尚有控制棒組(RCCA)、早期中子毒物棒及各式中子源等，未來是否均隨乾式貯存處理？美國電廠的中子源須另交由能源部處理，但要提早規劃和申請，請說明核三廠做法？
2. 核三廠兩部機組有高達4,320束用過燃料待運貯，從水池到乾貯場域（pool to pad）過程非常耗時，請說明是否考慮增購傳送護箱，以靈活調度增進效率，加速吊運能力，縮短時程。
3. 目前燃料廠房主吊車是否已升級？如防單一失效及增加載重能力，請說明？
4. 請說明再取出單元之燃料池水冷卻與淨化系統規劃、處理標準要求，以及經處理後產生之廢棄物特性。
5. 「核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫」何時提出申請？何時可啟用？請略加說明。

第一回合審查意見答復

1. 有關用過燃料束內組件，目前規劃傾向一併存放於乾式貯存設施中，未來討論如定案，將儘早提出相關申請。
2. 有關燃料運貯作業，其相關工項繁多，含吊運護箱、裝填燃料、乾燥及測試檢查等，未來將視各工項間之配合進行調整，以提升作業效率，本項建議亦為考量之一。
3. 本公司為防止於吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱於進行密封鋼筒傳送作業時，所發生之用過核子燃料墜落事件，擬依據 NUREG-0554之相關規定，進行燃料廠房吊車升級為防止單一失效吊車，以因應中期貯存設施進行吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱運送作業需求，避免吊運墜落意外發生，相關工作目前正進行規劃中。
4. 目前核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告於110年10月15日獲經濟部核定同意辦理，未來待完成基本設計後再進一步規劃。
5. 核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告已於108年4月26日送國營會轉陳經濟部審查，並於110年10月15日核定同意辦理；預計115年9月申請建造執照，121年6月完成試運轉及取得運轉執照並正式啟用本貯存設施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

4.說明用過核子燃料室內乾式貯存設施再取出單元之燃料池水淨化系統之設置地點，及處理後應達到之預期水質要求。
5.同意答復，核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)建造執照申請，本項列入重要管制事項。
除以上第4、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.本系統將設置於室內乾貯設施再取出單元內，處理後之水質要求將依照核三 FSAR Table 9.2-16 Primary Makeup Water Chemistry Specifications 之標準訂定，詳下方表格：

Table 9.2-16 Primary Makeup Water Chemistry Specification

Characteristic	Specification
Specific Conductivity	Less than 0.3 μS/cm at 25°C
Cation Conductivity	Less than 1 μS/cm at 25°C
Oxygen[(a)]	Less than 0.10 ppm
Suspended Solids[(b)]	Less than 0.05 ppm
Silica (SiO_2)	Less than 0.10 ppm
Aluminum	Less than 0.02 ppm
Calcium	Less than 0.005 ppm
Magnesium	Less than 0.005 ppm
Chloride + Fluoride	Less than 0.1 ppm
Sodium	Less than 0.01 ppm
Potassium	Less than 0.01 ppm

5.核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)後續將依規劃期程提出建造執照申請。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	09-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F01	9.5	9-49	結案

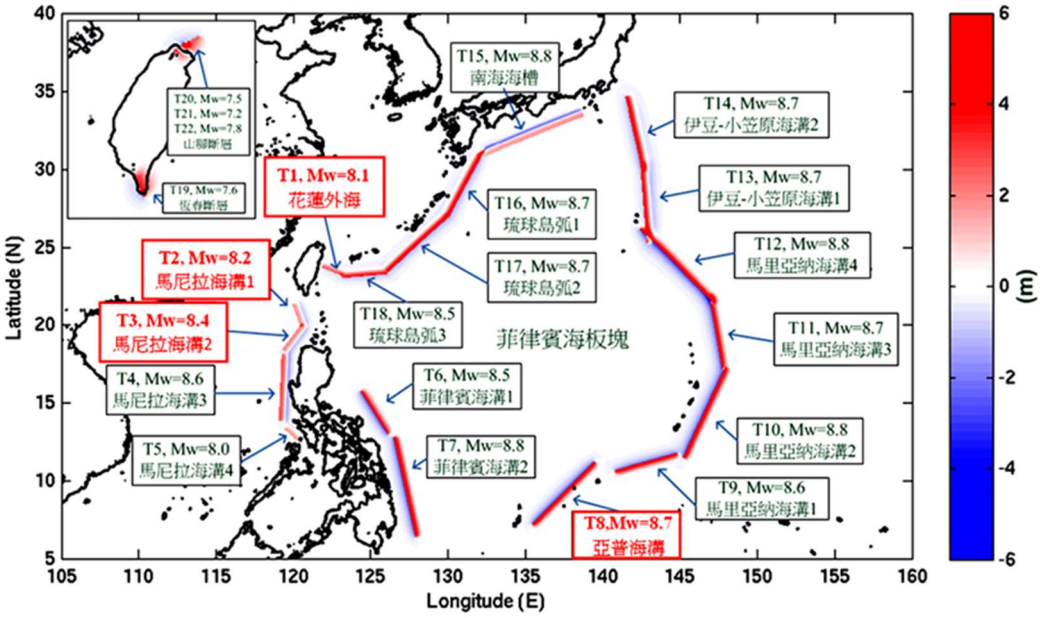
第一回合審查意見

1. 台電公司規劃興建核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，請說明所擇定預定地之抗海嘯能力。另為確保該設施及再取出單元遭遇海嘯仍能維持運作功能，請說明是否需構築海嘯牆以及強化廠房進出門及穿越孔之水密性。
2. 因應恆春斷層調查新事證，請說明未來室內乾式貯存設施之耐震設計及耐震再檢核基準。

第一回合審查意見答復

1. 依據本公司核能發電廠海嘯總體檢評估報告(第三核能發電廠第二階段期末報告書修訂版)之第3.7.2節，針對國科會提供之22處(包括18個海溝

型海嘯源及4個斷層型海嘯源)可能海嘯震源進行評估說明，如下圖所示。



海嘯模擬分析結果顯示，位於馬尼拉海溝之 T03震源對於核三廠廠區影響最大，廠區內最大溯升水位為6.69公尺，其餘區域在5.70~7.26公尺之間不等。

另依據核三廠最終安全分析報告(FSAR)之第2.4.5及2.4.6節，針對廠區防海嘯設計進行分析，分析結果海嘯所造成的最大回溯水位為8公尺，加上大潮之高潮位4.03公尺，所以防海嘯設計高程為12.03公尺。

原能會為因應日本311強震造成東京電力公司福島一廠重大事故，要求核三廠強化防海嘯能力須達評估最大海嘯設計高程再額外加上6公尺。

綜上所述，核三廠目前之防海嘯設計採用高程為19公尺(12.03+6=18.03公尺)，由於本計畫場址之預定地面高程約為41公尺，遠高於19公尺，因此海嘯不會對本計畫場址造成安全上的影響，並無設置海嘯牆(或水密門)之需求。

2. 用過核子燃料乾式貯存系統依美國聯邦法規10 CFR 72.3規定屬重要安全(Important to safety)設備，故將採用耐震 I 級之設計標準。而室內乾式貯存設施下部基座直接承載乾式貯存系統，故也採用耐震I級之設計標準。乃根據核三廠之設計基準地震(DBE)進行設計為0.4g。

另根據美國聯邦法規10 CFR 72.122 (b)(2)(ii)與美國核管會 NUREG-2215第16.5.2.11節之規定，乾貯設施之地上建築物須確保發生設計基準地震(DBE)時，不致發生室內貯存設施地上建築物倒塌而影響貯存設施的功能。因此核三廠室內乾貯設施廠房的上部結構將採用耐震 IIA 級之設計標準，亦即地震載重須符合「中華民國建築物耐震設計規範及解說」，並檢核發生設計基準地震(DBE)時不致發生坍塌情形。

乾式貯存系統尚須依主管機關核定核電廠附近斷層新事證進行耐震再檢核，確保符合原能會所發布「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施

安全分析報告導則」之要求:「超越設計基準事故分析...其分析結果仍應維持貯存護箱完整性。」，以達到無放射性物質洩漏之情形。 目前核三廠之評估基準地震為0.72g，以涵蓋活動斷層新事證可能引致的地震風險。將來仍需密切注意管制機關之研議成果、遵循主管機關之最新耐震設計要求。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
2. 初步同意答復，惟為涵蓋活動斷層新事證可能對室內乾式貯存設施之安全影響，台電公司應以 SHACC level 3定稿版之評估結果，作為超越設計基準事故之耐震再檢核基準，以檢核貯存護箱完整性，確保無放射性物質洩漏之情形。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復
第二回合審查意見答復
2. 本公司將於採購帶安裝招標規範中加入以 SHACC level 3定稿版之評估結果，作為超越設計基準事故之耐震再檢核基準，以檢核貯存護箱完整性。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-027**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F01	9.2、9.4、9.5	9-34、9-47、9-50	結案
第一回合審查意見					
請說明清潔外釋計畫修正版提出期程，二號低放射性廢棄物貯存庫建造執照提出申請及完工啟用期程，用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出設備)建造執照提出申請期程及完工啟用期程。					
第一回合審查意見答復					
有關所提各項計畫說明如下，外釋計畫修正版預定將於除役拆廠階段前一年提出；二號低放射性廢棄物貯存庫預計建造執照申請日期為115年8月，預定121年7月取得運轉執照並正式啟用本貯存庫；用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出設備) 建造執照預計115年9月申請，預定121年6月完成試運轉及取得運轉執照並正式啟用本貯存設施。					

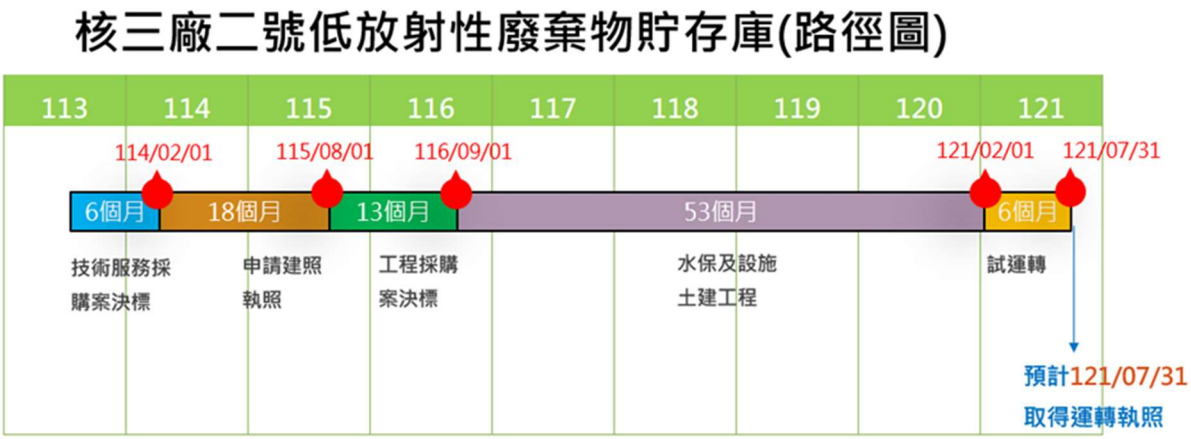
本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請依據除役規劃預計期程，說明除役拆廠階段前一年提出外釋計畫修正版之期程。
2.請再探討二號低放射性廢棄物貯存庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出設備) 建造執照提出申請及完工啟用期程之合理性與可行性，並提供上開二案之執行期程路徑圖(Roadmap)。
3.請說明核三廠除役高低放射性廢棄物之貯存計畫、處理計畫、移出計畫、最終處置計畫及其替代方案。

第二回合審查意見答復

1.本公司預計於120年7月提出外釋計畫修正版。
2.核三廠二號低貯庫之技術服務採購案預定於114年2月1日決標，設計工作開始18個月後(115年8月1日)申請建造執照，工程採購案預定於116年9月1日決標、於121年2月1日前竣工並開始進行試運轉，121年7月31日取得運轉執照正式啟用。上述期程係參考核一廠三號低貯庫期程進行規劃，應為合理可行。

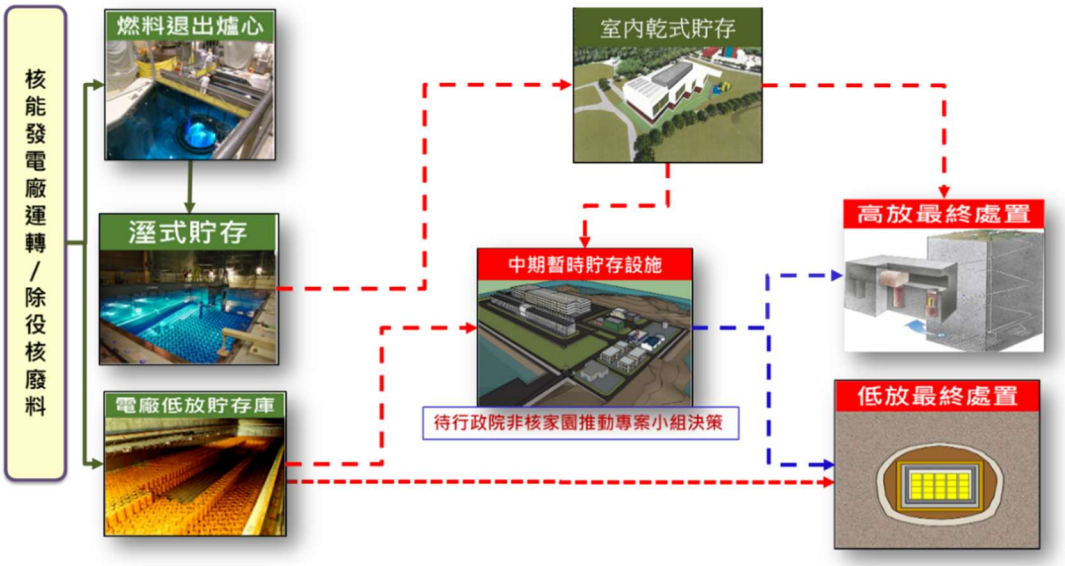


核三廠1、2號機將分別在民國113年7月及114年5月達到40年運轉執照期限，預定於1號機運轉執照屆期後8年內正式啟用室內乾式貯存設施。故預定121年6月完成試運轉及取得運轉執照並正式啟用本貯存設施實屬合理。可行性研究報告已針對經濟、工程、財務等方面進行研究，確認室內乾式貯存設施興建計畫的可行性。



3. 低放射性廢棄物與用過核子燃料之貯存、移出、處置及替代方案路徑圖如下，於低放最終處置場完成前，除役低放射性廢棄物將存放於二號低放射性廢棄物貯存庫；用過核子燃料則於停機後退出爐心，移至用過燃料池進行濕式貯存，待乾貯設施完成後，再將用過核子燃料移至乾貯設施，最後進到高放最終處置場。在最終處置場址未選定前，平行規劃推動「中期暫時貯存設施」，作為用過核子燃料與低放射性廢棄物之中期貯存應變方案。

   有關低放射性廢棄物之處理，將視廢棄物之型態評估合適之處理方式，如除污、壓縮、焚燒等；用過核子燃料目前則無再處理之規劃。



本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。
審查總結回合意見
清潔外釋計畫修正版提報主管機關審核、低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請、用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出單元建造執照申請，以上三項列入重要管制事項。

意見編號	**09-028**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F01	9.5	9-53	結案
第一回合審查意見					
第二段倒數兩行敘述：「待高放射性最終處置場建造完成或"啟動用過核子燃料境外再處理計畫"，將用過核子燃料進行最終處置。」其中，啟動用過核子燃料境外再處理計畫是否為台電公司之規劃方案，如否，建議刪除相關文字。					
第一回合審查意見答復					
已刪除相關文字，修訂結果如附件09-028-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：六					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**09-029**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05	附錄	9-86~9-91 9-95	結案
第一回合審查意見					
1. 表9A-3~表9A-11中「可外釋」皆為0，顯示盤點結果皆無「可外釋」之廢棄物，建議表頭(含可外釋)等字元刪除。 2. 日本之放射性廢棄物分類與我國不同，係以 L1、L2、L3表示，其中以L3之放射性較高，L2其次，L1之放射性較低。與我國之分類方式比較，L3近似於超 C 類，L2近似 C 類與 B 類，L1近似 A 類。但表9B-3~表9B-5中，為何都是 L3(近似於超 C 類)佔大宗？請再澄清是否正確？					
第一回合審查意見答復					

1. 本章表9A-3~表9A-12為各廠房各類別之重量與活度盤點結果，屬同系列表格，建議維持表格一致性，擬不調整表9A-3~表9A-11之表格標題。 2. 經確認日本之放射性廢棄物分類係以 L1、L2、L3表示，其中以 L1之放射性較高，L2其次，L3之放射性較低。與我國之分類方式比較，L1近似於超 C 類，L2近似 C 類與 B 類，L3近似 A 類，並已修訂報告內文相關敘述，修訂結果如附件09-029-02-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：附錄9.B
第二回合審查意見
表9A-3~表9A-11「可外釋」欄位皆填寫為0，然而表格標題標示含可外釋，二者顯有矛盾之處，請修訂。
第二回合審查意見答復
表9A-3~表9A-12之盤點皆包含可低放射性廢棄物與可外釋廢棄物，只是表9A-3~表9A-11其可外釋盤點結果為0，依委員意見將表9A-3~表9A-11標題之(含可外釋)刪除，修訂結果如附件09-029-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：附錄9.A
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**09-030**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S18	文字修訂		結案
第一回合審查意見					
1. 第9-6頁第14行，「放射線曝露劑量」，請修訂為「輻射曝露劑量」。 2. 第9-8頁至9-10頁多處，「分佈」請修訂為「分布」(依據立法院法律統一用字表)。 3. 第9-12頁第17行，請刪除「或 μCi/g」。 4. 第9-39頁第18行，「電廠輔助的化學除污技術」，請修訂為「電場輔助的化學除污技術」。 5. 第9-43頁第19行，「每半時進料1包」，請修訂為「每半小時進料1包」。					
第一回合審查意見答復					
1. 本項已依意見修訂，修訂結果如附件09-030-01-A。 2. 本項已依意見修訂，修訂結果如附件09-030-02-A。 3. 本項已依意見修訂，修訂結果如附件09-030-03-A。					

4. 本項已依意見修訂，修訂結果如附件09-030-04-A。 5. 本項已依意見修訂，修訂結果如附件09-030-05-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)2；一、(二)1；一、(二)2；三、(一)1；三、(二)2
第二回合審查意見
同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十章　輻射劑量評估及輻射防護措施
(已結案19項，共19項)

意見編號	10-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08、C01	一 一(一)	10-1 10-3	結案

第一回合審查意見

1. 本章提及「...確保廠界外關鍵群體及廠界內工作人員，於除役活動期間之輻射安全，符合游離輻射防護法及相關法規之要求。...」，建議"符合游離輻射防護法及..."修訂為"以符合游離輻射防護法及..."。
2. 本章提及「...運轉執照屆期後反應器內已無核分裂反應，分裂及活化產物活度將隨時間逐漸衰減而大幅降低。...」，請說明是否有長半衰期核種存在。
3. 本小節提及「...另依廢氣及廢水排放實績，利用計算模式進行關鍵群體輻射劑量評估，以證明放射性廢氣、廢水排放造成之廠外民眾輻射劑量符合法規限值。...」，請說明計算模式及關鍵群體分別為何？
4. 本章多次提及「輻射防護計畫」，惟除役期間與運轉期間有別，該計畫應配合修訂提報主管機關審核。

第一回合審查意見答復

1. 已修訂為「以符合游離輻射防護法及...」，如附件10-001-01-A。
2. 經確認核三自運轉以來，經廢氣及廢水處理系統處理及過濾後，排放之分裂活化產物中，半衰期較長者包含 Co-60、Cs-137。
3. 答復說明如下：
   放射性氣體民眾劑量評估模式為 GASWIN、液體則為 LQWIN，係依據美國核管會之法規指引1.109之劑量評估模式所建立。
   依游離輻射防護安全標準之定義，關鍵群體指公眾中具代表性之人群，且此群體成員劑量為最高者，以放射性氣體而言，於每次評估時，考量16方位之大氣擴散情形與不同年齡群，計算並挑選廠界處最大劑量位置作為關鍵群體所在，而放射性廢水並無方位問題，評估時保守不考慮稀釋因子，故於出水口附近為劑量最大之處，再挑選劑量最大之年齡群作為關鍵群體。
4. 依據游離輻射防護法第7條第2項，核三廠運轉期間之輻防計畫依據輻防法及職安法規命令修正動態與輻射防護實況，每年定期檢討修正，並陳報原能會核准，未來除役期間之輻防計畫亦將比照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：前言

第二回合審查意見
4.除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫，應於除役執行前提報主管機關審核，並適時修訂。本項列入重要管制事項。 除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
4. 核三廠除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫，將於除役執行前提報主管機關審核，並適時修訂。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、C01、C04	一(一)1.(1) 一(一)1.(2) 一(一)1.(4)	10-4	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...美國 Crystal River 及 Zion 核電廠之...」，請說明 Crystal River 及 Zion 核電廠與核三廠是否屬於相同設計，其廢氣之排放核種是否皆僅以微粒型態存在。
2. 本小節提及「...由於核三廠並無可視為高排放之煙囪設備，故假設所有放射性廢氣均由地面排放...」，請補充說明多少高度才視為高排放及廠房排放口高度範圍。
3. 本小節提及「...核三廠除役期間將保留兩部機之熱稀釋泵為液體排放稀釋用水，其平均體積排放率為每秒28.83 m^3...」，請補充說明每部機組有幾台熱稀釋泵，此排放率是幾台運作之排放率。

第一回合審查意見答復

1. Crystal River及Zion核電廠均為已進入除役階段之PWR電廠，Crystal River於2013年除役，Zion 則於1998年除役，與核三廠屬於相同設計。經確認 Crystal River 進入除役後，氣體排放除微粒外亦包含氚，而 Zion 電廠僅有微粒氣體排放，已修訂本段敘述為「..此階段廢氣之排放核種以微粒型態及氚存在」，如附件10-002-01-A。
2. 依據 NRC R.G. 1.111[Methods For Estimate Atmospheric Transport And Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Release]，當排放點高度較周圍其他建築物高2倍以上，即符合高排放之定義。
3. 依本計畫第五章循環水系統之運轉規劃，當一號機運轉執照屆期後，停用一號機循環水泵，液體排放稀釋水由二號機循環水泵提供。在二號機運轉

執照屆期後，初期保留兩部機各一台之熱稀釋泵作為液體排放稀釋用水，本章即使用2台熱稀釋泵之流量率進行計算，補充說明如附件10-002-03-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)1
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	一(一) 一(一)1.(6)	10-5	結案
第一回合審查意見					
1. 本小節提及「...輻射曝露途徑：...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...」，請說明最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告是指哪一年，並請依規定更新及提報主管機關。 2. 請說明劑量評估程式 GASWIN、LQWIN 是否須經提報主管機關？劑量評估程式(GASWIN)是否經過認證，其計算值之準確性及穩定性為何？ 3. 請說明體外曝露途徑之一"空浸曝露"與"氣態瀰漫"之關聯性。 4. 本小節提及「...6組年齡群所接受各關鍵曝露途徑的個別劑量總和，並取計算數值最大者為假設關鍵群體之年輻射劑量...」，請說明為哪"6組"年齡群。					
第一回合審查意見答復					
1. 本公司於107年4月12日陳報原能會「核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告」，已於107年10月25日獲原能會會輻字第1070013013號函同意，本公司俾於108年起使用更新之調查參數於民眾劑量評估作業中，本公司將依規定定期更新核三廠址環境民眾劑量評估參數調查報告並提報主管機關審核。 2. 答復說明如下： GASWIN、LQWIN 於97年1月7日獲原能會會輻字第0970000444號函同意備查，認可本程式用於評估核電廠放射性物質排放輻射劑量之適用性。 本程式之劑量評估模式係參考美國核能管制委員會(NRC)法規指引1.109(Regulatory Guide，程式撰寫係採用由美國橡樹嶺國家實驗室(ORNL)輻射安全資訊計算中心(RSICC)所收集之GASPAR程式，可確保程式之準確性，另本章節排放劑量計算運跑，使用人員均具備操作資格與操作經驗，確認可獨立且正確地操作該評估軟體。對於評估結果之變異度，於評估案例運跑完成後，會由不同人員重新確認評估方法、參數等，以確保分析結果之正確性及再現性。					

3. 游離輻射防護安全標準中「氣態瀰漫」與本報告「空浸曝露」意義相同，皆是指惰性氣體造成之體外曝露，其中空浸曝露係參照國際文獻中有關曝露途徑之名詞「Air Submersion」進行翻譯而得。 4. 6組年齡群分別為>17歲之成人、12-17歲之青年、7-12歲之青少年、2-7之兒童、1-2歲之兒童、以及<1歲之嬰兒。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告提報主管機關，本項列入重要管制事項。 2.請再澄清會輻字第0970000444號函評估程式認可範圍亦包括 PWR? 3.建議使用法規術語。 除以上第1、2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.本公司將依規定定期更新核三廠址環境民眾劑量評估參數調查報告並提報主管機關審核。 2.本公司於97年陳報原能會之「核能電廠放射性廢氣、廢水排放民眾劑量評估程式（GASWIN 及 LQWIN）」，即適用國內各核能電廠，包含 BWR 及 PWR 型式電廠。 3.考量「空浸曝露」亦時常被使用於本公司陳報原能會之放射性物質排放報告或其他劑量評估文件中，因兩者名詞皆有所使用，將依審查意見修訂為「考慮體外曝露途徑(空浸曝露(或稱氣態瀰漫)、地表輻射)與體內曝露途徑(吸入、農作物、奶類、肉類食用)」，詳如附件10-003-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)1
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C01	一(一) 一(一)2.	10-7 10-8	結案
第一回合審查意見					
1. 本小節提及「...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，...」，請摘要說明 Table G-15相關重點。					

2. 本小節提及「...及表10-1為核三廠105年至109年之放射性氣體排放各核種平均活度，表10-2為除役各階段預估每年排放至大氣中之核種活度」。請說明表10-1與表10-2中核三廠排放至大氣中之核種種類與核一及核二廠不同之原因。
3. 本小節提及「...氣溶膠的排放核種逐步變化，如短半化期的核種 Mn-54、Fe-55、Co-58、Fe-59、Cs-134的減少，...」，請澄清核三廠放射性氣體排放有無上述核種。
4. 本小節提及大氣擴散係數與大氣沉積係數，請補充說明此兩項係數與哪些氣象參數有關？與圖10-1氣象風花圖是否相關？
5. 本小節提及「...S_F為住家屏蔽效應，約0.7。...」，請說明0.7是否適用於我國之住家結構。

第一回合審查意見答復

1. Table G-15主要比較運轉中電廠及除役中電廠放射性氣體、液體排放量之差異，以運轉中壓水式電廠而言，氣體總平均排放量為58Ci，液體為520 Ci，而除役中壓水式電廠之氣體總平均排放量為21Ci，液體為0.78 Ci，顯示核電廠在進入除役後，對環境劑量影響將低於正常運轉階段。
2. 核三廠較核一二廠放射性氣體種類數量較少，係因反應器型式、發電原理有所差異，核三廠為壓水式電廠而核一二廠為沸水式電廠，由終期安全分析報告第十一章可觀察出，各廠可能產生之排放核種與其設計值，核一廠與核三廠即有差異，核三廠之氣體微粒種類即少於核一、二廠。
3. 經查核三廠歷年排放短半化期的微粒包含 Mn-54、Co-58、Fe-59核種，已刪除無排放之核種，修訂如附件10-004-03-A。
4. 依美國 R.G. 1.111之計算理論，對於核能電廠例行運轉下連續氣體排放之擴散與沉積，係假設排放於大氣中的放射性物質濃度對煙羽中心線呈常態分佈，而對排放點與各偵測點間係假設為直線傳送。大氣擴散係數與大氣沉積係數係利用風速與穩定度等參數計算而得，同時考慮排放點特性的變化、建築物的擾流效果，煙羽由於乾式沉積及放射性衰變造成的耗減等，而圖10-1風花圖僅將觀測得到之風向、風速以不同方位分布表示，與大氣擴散係數並無直接關係。
5. 住家屏蔽效應(SF)係引用係美國核管會(NRC)法規指引 R.G.1.109表 E-15之建議值，另查由阿岡諾國家實驗室發展之 RESRAD 程式，其預設之直接輻射屏蔽因子亦為0.7，而我國環境輻射監測規範附件四之劑量評估方法中，居住屏蔽因數建議採用0.36，故本章節採用之數值應屬合理保守。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)2

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	10-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、S08、C01	一(一)2. 表10-4	10-9 10-74~76	結案

第一回合審查意見

1. 表10-4為除役各階段放射性碘、微粒、氚等氣體排放，造成關鍵群體有效劑量及器官等價劑量。但表10-1及10-2則未列入放射性碘，請澄清。
2. 表10-4評估吸入曝露途徑中，農作物攝取項目內，是否已包含葉菜類和非葉菜類。
3. 本小節提及「...評估結果顯示在空浸、地表沉積、呼吸與攝入曝露途徑下，以西南方1 km 處劑量影響最大...」，請說明以西南方1 km 處，劑量影響最大之原因為何？

第一回合審查意見答復

1. 經查核三廠105年至109年廢氣排放之放射性氣體，確實無碘核種。於放射性氣體分類上通常分為惰性氣體、碘、氚及微粒，為與表10-3(惰性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量)區分，將碘、氚及微粒分為一群，並以表10-4呈現其造成之器官等價劑量與有效劑量，雖本次評估射源項無碘核種，但為符合「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之定義，建議仍保留本表格之名稱，但於註解說明本次評估射源項並不含碘核種，修訂如附件10-005-01-A。
2. 農作物攝取之曝露途徑依目前核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查結果，考量周圍居民之葉菜、根菜、稻米、水果、雜糧及茶葉食用量狀況，故已包含葉菜與非葉菜類。
3. 本章節收集核三廠最近5年(105年至109年)氣象資料，計算廠界(即1公里)處16方位之年平均大氣擴散係數，當大氣擴散係數值越大，代表該處之放射性濃度越高，故造成之輻射劑量將會較大，經計算大氣擴散係數最大值為下風向西南方位1 km 處，故該處之放射性氣體劑量影響最高。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表10-4

第二回合審查意見

1. 建議註4內容說明核三廠105-109年未排放碘，故評估射源項不含碘核種。
   除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.依審查意見修訂註4內容為「核三廠105-109年未排放碘，故評估射源項不含碘核種」，詳如附件10-005-01-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表10-4

第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	10-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C04	一(二)	10-10	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...均遠低於核能電廠環境輻射劑量設計規範之設計限值，亦遠低於法規限值。...」，請說明設計規範之設計限值及法規限值，分別為何？
2. 本小節提及核三廠放射性廢水僅排放氚核種；並提及「...核三廠除役之除役過渡階段與除役拆廠階段，放射性液體排放之來源包括用過核子燃料從爐心清空與系統洩水作業等...」，請澄清：
   (1)此部分是否有可能有除了氚以外之其他核種隨著廢液排放？
   (2)於整體除役階段中有否產生其他放射性核種於廢水中的可能性？
3. 本小節提及「...結果顯示關鍵群體為十歲青少年，保守預估核三廠於除役四個階段...」，請說明為何關鍵群體為十歲青少年？

第一回合審查意見答復

1. 經評估放射性廢氣造成除役過渡階段之有效劑量為1.48E-04 mSv/y/廠址，低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之0.1 mSv/y/廠址；而其他氣體（微粒及氚）於四個階段造成關鍵群體器官等價劑量分別為1.10E-04、6.62E-05、3.24E-05、2.71E-05 mSv/y/廠址，低於「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之0.3 mSv/y/廠址，前述評估值亦遠低於「游離輻射防護安全標準」中規範之一般人之年劑量限度1毫西弗。
2. 於未來拆除或其他除役作業，可能產生其他廢液核種，但核三廠運轉多年，已累積相當放射性物質排放管理經驗與措施，可因應未來除役作業並使機組除役對廠外之輻射影響減至最低程度，且屆時於廢水排放前，將依實際取樣分析之結果，估算廠界民眾劑量，以確保排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合游離輻射防護安全標準，以及造成之廠外民眾輻射劑量符合法規規定。
3. 廢水排放射源項僅氚，氚之體外曝露劑量轉換因數為0，而體內曝露有效劑量轉換因子於各年齡群分別為成人1.80E-11Sv/Bq、15歲青年1.80E-11Sv/Bq、10歲兒童2.30E-11Sv/Bq、5歲兒童3.10E-11Sv/Bq、1歲兒童4.80E-11Sv/Bq、3個月大嬰兒6.40E-11Sv/Bq，隨年齡越小轉換因子越大，但另需考量使用量因子，年齡越大使用量因子越大(廢液排放關鍵輻射影響途徑之各年齡群使用量因子請參考本章附錄10.B)，故經評估後為10歲兒童之輻射劑量最高，為關鍵群體。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
2.同意答復，請將相關說明適當補充於本章節中。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2.依審查意見補充於一(一)3節：「於未來拆除或其他除役作業，可能產生其他廢液核種，考量核三廠運轉多年，已累積相當放射性物質排放管理經驗與措施，可因應未來除役作業並使機組除役對廠外之輻射影響減至最低程度，且屆時於廢水排放前，將依實際取樣分析之結果，估算廠界民眾劑量，以確保排放至環境之廢氣及廢水的放射性核種濃度符合游離輻射防護安全標準，以及造成之廠外民眾輻射劑量符合法規規定。」詳如附件10-006-02-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C04	一(二)1.	10-12 10-13	結案
第一回合審查意見					
1. 本小節提及「...本計畫使用...所開發之蒙地卡羅模擬程式(Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 6.2, MCNP6.2)，利用該程式模擬輻射粒子於各分段運送路線從包裝容器...」，請說明該 MCNP6.2是否有針對該情況進行簡單幾何之模擬運跑，藉以評估運跑準確性與穩定性。 2. 本小節提及「...運轉產生之廢棄物(約14,397桶)規劃自低貯庫經由地下通道運至二號低貯庫...」，請說明此地下通道是既有存在的亦或是新開挖之地下通道。 3. 本小節提及「...核三廠現有廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區及低貯庫將配合全廠除役一併執行完成，所以前述區域貯存之低放射廢棄物將全數移至二號低貯庫。...」，評估該運送劑量之運送起點為既有低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)，請說明是否要評估廢料廠房之一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區運送至低貯庫之劑量影響。 4. 本小節提及「...除役產生之廢棄物(約41,761桶55加侖桶及454箱 T-BOX)...」，請說明此廢棄物數量之評估方式。				
第一回合審查意見答復					

1. 本評估先以單桶55加侖桶之簡單幾何以 MCNP 與 QAD-CGGP-A 程式進行準確性驗證，經評估活度為1 Ci 之55加侖桶桶側表面劑量率分別為16.2、19.7mSv/h，結果顯示兩個程式評估結果均在同一個數量級數；而 MCNP 程式為粒子遷移模擬法，較 QAD-CGGP-A 點核仁法評估上更為精確，故數值略小於 QAD-CGGP-A 程式評估結果，應屬合理，故可驗證本報告程式模擬評估結果有良好的準確性。
2. 文中所載地下通道是既有存在的設施。
3. 請參考圖10-2(運轉期間產生之14,397桶55加侖桶之運送路線圖)，運送路線與經過設施依序羅列如下：[低貯庫(起點)→地下通道(路線1)→廢料廠房(包含一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區)→路線2至路線9→二號低貯庫(終點)]一/二/三/四號低放射性廢棄物貯存區位於廢料廠房內，故廢料廠房運送至低貯庫之劑量影響已納入整體運送考量與評估。
4. 除役期間產生之廢棄物重量推估結果請詳除役計畫第九章表9-11，桶數換算評估方式為：依放射性廢棄物貯存規劃，金屬廢棄物規劃裝載至 T-BOX 容器，混凝土、乾性、濕性廢棄物則裝至55加侖桶，以各類廢棄物重量除以55加侖桶、T-BOX 之容器填充量後，即可分別得出55加侖桶之桶數及 T-BOX 箱數，再乘以10%餘裕即得約41,761桶55加侖桶及454箱 T-BOX。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、C01、C04	一(二)1.(4)	10-14	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...5加侖桶外尺寸為高88.7 cm、直徑57.5 cm，桶身鋼板厚度為0.15 cm；桶內低放射性廢棄物假設全部填充混凝土(固化劑)為代表材質。…」，但除役低放射性廢棄物除金屬類及混凝土類外，還有其他類(包含乾性廢棄物、濕性廢棄物及保溫材)，一般會在廢棄物桶中填充混凝土固化劑者為濕性廢棄物的廢樹脂桶，乾性廢棄物及保溫材不可能填充混凝土固化劑，故假設全部填充混凝土固化劑作為代表材質之評估基準顯有問題，宜再重新考量。
2. 本小節提及「...依據歷年核三廠放射性廢棄物營運管理運轉年報所載，固化廢棄物桶核種以 Co-60為主，且活度佔比最大；此外，Co-60釋放之光子能量較其他大部分放射性核種高，故假設運送容器中所含放射性核種為 Co-60

進行保守評估。...」，請說明固化廢棄物桶核種 Co-60之佔比為何？活度佔比為何？釋放之光子能量為1.25 MeV 亦請加入。

3. 本小節提及「...本節以 MCNP 程式進行單趟運輸桶數(15桶)，距其表面30 cm 處劑量率2 mSv/h 進行活度回推。...」，請概要說明以 MCNP 程式進行活度回推之方式。

第一回合審查意見答復

1. 依據核三廠除役計畫第九章表9-13，金屬廢棄物、混凝土廢棄物、濕性廢棄物、乾性廢棄物及保溫材廢棄物之數量佔比分別為60.36%、24.12%、4.66%、1.25%及9.61%，高密度之金屬廢棄物佔總廢棄物約百分之六十、中密度之混凝土廢棄物及濕性廢棄物佔總廢棄物約百分之三十，而低密度之乾性廢棄物及保溫材僅佔總廢棄物約百分之十。考量廢棄物桶桶身自屏蔽效應，廢棄物密度越高，表面輻射劑量率則較低，故本章評估假設55加侖桶桶內低放射性廢棄物假設全部填充混凝土(固化劑)為代表材質，其密度為2.3g/cm^3，應屬保守且合理之假設。
2. 答復說明如下：
   依據109年核三廠放射性廢棄物營運管理運轉年報第二、(二)4.節所載，低貯庫固化廢棄物桶 Co-60核種活度與總活度佔比為78.1%。
   依據審查意見辦理，將新增 Co-60釋放之光子能量為1.25 MeV，詳如附件10-008-02-A。
3. 本評估先以0.35 Ci 進行 MCNP 程式運跑評估，評估結果距其表面30 cm 處劑量率為1.52 mSv/h；故本案依比例推估距其表面30 cm 處劑量率2 mSv/h 之對應活度為0.46 Ci，即為報告所載1.70×10^{10}Bq。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)1

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、C01、C04	一(二)2.	10-15 10-17~10-18 10-19~10-20	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...55加侖桶運送對民眾造成之劑量影響，分為運轉期間廢棄物之14,397桶，單趟運送輻射劑量評估結果為1.39×10^{-6} mSv...」，請加入此單趟運送輻射劑量評估值之誤差範圍。
2. 本小節提及「...QAD-CG 系列程式為用過核子燃料室內乾式貯存設施等屏蔽設計使用。...」，惟依據 NUREG/CR-6802第19頁敘及：「Point kernel

techniques should only be used when the primary source of radiation is due to gamma rays, since the current implementations do a poor job of characterizing neutron attenuation.」，請盤點確認避免應用於除役計畫之相關中子屏蔽分析上。

3. 本小節提及「...，該報告利用美國貝泰公司所發展之NE602及NE650輻射劑量運算程式，...，並以NE650及NE605 SKYSHINE輻射劑量運算程式，...」乙節，請澄清 NE602與 NE650程式是否評估過其運跑準確性與穩定性，有否經過 V&V。
4. 本小節提及「...，以台電公司核能電廠例行氣體排放劑量評估程式（GASPAR-2，為核能研究所發展 PC 版的環境評估程式），...」乙節，另在「1.輻射劑量評估方法論」該節未見 GASPAR-2程式之相關說明，並請說明未採用 GASWIN 程式評估原因。

第一回合審查意見答復

1. 55加侖桶運送對民眾造成之劑量影響，分為運轉期間廢棄物之14,397桶，單趟運送輻射劑量評估結果為1.39×10^{-6} mSv，其相對誤差為0.0013。
2. 經查本章報告並未採用點核仁法進行中子屏蔽分析。
3. NE650及 NE605 SKYSHINE 程式係應用於「核三廠低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」之分析，該報告經審查後獲原能會核准，可作為此份報告內容之確認與認可。
4. 未採用 GASWIN 程式係因本章節引用民國99年原能會核准之「低放射性廢棄物熱處理減容系統安全評估報告」，前述報告撰寫時間尚未有 windows 版本之氣體排放劑量評估程式(GASWIN)。本章節將參考原能會於109年12月16日同意之核三廠「低放射性廢棄物熱處理減容系統最新版安全分析報告」及「低放射性廢棄物熱處理減容系統換照」，該報告以 GASWIN 進行劑量計算，據以更新本章節內容，詳如附件10-009-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)2；表10-18；表10-20

第二回合審查意見

2.請澄清本除役計畫中有否應用中子屏蔽分析之章節與採用的分析程式。
3.回復說明提及“NE650及 NE605 SKYSHINE 程式係應用於…”，但原始報告提及“…，該報告利用美國貝泰公司所發展之 NE602及 NE650輻射劑量運算程式，…”請說明是否由 NE602、NE605、NE650三種程式評估? 並說明該使用程式之適用性。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.中子相關計算係應用於乾式貯存設施廠界劑量評估章節，所採用之程式為 MCNP 蒙地卡羅程式，有關乾式貯存設施劑量評估內容已補充於本報告一(三)3(2)節。

3.經確認該份報告使用之評估程式包含 NE602、NE605、NE650三種程式，NE602用以計算廢棄物桶及蒸汽產生器之加馬射源強度，NE650用以計算廢棄物桶及蒸汽產生器表面劑量率，NE605則用於計算大氣散射造成之廠界劑量。 經查 NE602程式亦曾於國際案例上應用於計算燃料掉落意外事故（FHA）造成之控制室與廠界劑量，而 NE650為三維點核仁法之計算機程式，是屏蔽計算常用之方法，另「核三廠低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告」採用前述程式進行分析，均是依據貝泰建立之使用手冊、理論方法及驗證等相關文件，可作為前述程式之適用性證明。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08	一(二)3.	10-20	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...焚化爐耐火材料及絕熱層共40 cm，外壁鋼板厚4至5 mm，如果鋼板厚度不計，依上述屏蔽材料對 Co-60加馬射線之十分之一厚度圖比較，已能將加馬曝露率衰減至1/100...」，請補充說明耐火材料與絕熱材質及此處“將加馬曝露率衰減至1/100”之評估細節。
2. 本小節提及「...每公斤可焚化廢棄物活性...」，建議修訂為「...每公斤可焚化廢棄物活度...」。
3. 本小節提及「...每小時焚燒30 kg 廢棄物，每年運轉2,666小時，以此估算焚化爐年排放量如表10-18，...」，請說明如何推算得此2,666小時，並請補充舉例說明特定核種(如以^{60}Co 及^{58}Co 為例)每公斤可焚化廢棄物活度之計算。

第一回合審查意見答復

1. 耐火材料包含三氧化二鋁(Al_2O_3)、適量二氧化矽、特殊陶瓷纖維、矽酸鈣板及礦物防火棉，因前述材料之細部成分並未於報告中述明，此處以主要材料氧化鋁作為代表，經查於 Co-60平均能量1.25 MeV 下，Al 之質量衰減係數為0.0548 cm^2/g，O 之質量衰減係數為0.0568 cm^2/g，經計算氧化鋁之質量衰減係數為0.0559 cm^2/g，查詢其密度為3.95 g/cm^3，氧化鋁厚度為13cm(絕熱層總厚度40公分)，則光子經此屏蔽材料後將衰減為0.05，再考量其他防火材料之屏蔽效果，Co-60加馬曝露率衰減至1/100應為合理。
2. 以「活度」為統一名詞，修訂如附件10-010-02-A。
3. 答復說明如下：

經查2,666小時之假設已難以追溯確認，本公司已配合審查意見第10-009-03，參考核三廠「低放射性廢棄物熱處理減容系統最新版安全分析報告」及「低放射性廢棄物熱處理減容系統換照」，據以更新本章節焚化爐劑量評估方法與結果，修訂如附件10-010-03-A。 每公斤可焚化之活度是經分析核三廠可燃廢料的核種及活性，以表面劑量率約為2 mSv/h 進行估算，以做為廢棄物接收標準。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)2；表10-18；表10-20
第二回合審查意見
1.回復說明提及"…氧化鋁厚度為13 cm(絕熱層總厚度40公分)，則光子經此屏蔽材料後將衰減為0.05，再考量其他防火材料之屏蔽效果，Co-60加馬曝露率衰減至1/100應為合理。"，請再提出其他防火材料之屏蔽效果可將光子從5/100降至1/100之佐證說明。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.耐火材料除三氧化二鋁(Al_2O_3)外，其他特殊陶瓷纖維、矽酸鈣板及礦物防火棉之主要成分為二氧化矽，同前述答覆之計算方法，於 Co-60平均能量1.25 MeV 下，Si 之質量衰減係數為0.0569 cm^2/g，O 之質量衰減係數為0.0568 cm^2/g，經計算二氧化矽之質量衰減係數為0.0569 cm^2/g，查詢其密度為2.65 g/cm^3，含二氧化矽材之厚度為16.5cm，則光子經此屏蔽材料後將衰減為0.08，配合前述三氧化二鋁之屏蔽效果，Co-60加馬曝露率將衰減至0.005，約為1/100。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C01、C04	一(三) 表10-20 表10-21	10-21~10-22 10-85 10-86	結案
第一回合審查意見					
1. 本小節有關除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估，對於核三廠除役計畫預計興建/設置之兩項設施(二號低放射性廢棄物貯存庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施)，應再加強相關內容論述以及補充輻射劑量評估結果。(S07、C01)					

2. 由於「表10-21核三廠除役各階段廠界民眾劑量影響彙整」為彙整表，請補充說明摘錄其它表格之出處。另因目前尚屬規劃階段，如日後於本計畫中之評估內容有變更，應確保廠界輻射劑量應合理抑低，並適時更新評估內容。(C01、C04)
3. 本小節提及「...關鍵群體分析結果，核三廠放射性廢氣排放假設關鍵群體落於西南方1 km 處廠界附近，而放射性廢水排放影響之假設關鍵群體則位於出水口附近；低放射性廢棄物廠內運送之假設關鍵群體位於西北方油槽附近之廠界，二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施將以最近之廠界作為關鍵群體評估點；既有放射性廢棄物貯存設施劑量影響之假設關鍵群體，則位於瞭望亭左方之輻射偵測站。...」，請補充說明上述這些關鍵群體位置所在之成因。

第一回合審查意見答復

1. 有關本計畫預計興建之兩設施(二號低放射性廢棄物貯存庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施)，於撰寫除役計畫期間，設計尚未定案，故以設計限值年有效劑量0.05毫西弗作為廠界輻射劑量評估值。未來將提出兩設施之建造執照申請，其安全分析報告將涵蓋設施造成之廠界輻射劑量評估值。本計畫以廠界設計限值為評估值，可確保本計畫廠界民眾劑量之保守性，安全分析報告之廠界劑量仍會在此上限內，可確保符合法規且無違反環評承諾。

   本公司將配合大會審查意見，依大會指示之期限內(111年6月底)提供二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施初步評估結果，並納入除役計畫第10章。
2. 表10-21中放射性氣體排放彙整自表10-5，放射性液體排放彙整自表10-9，低放射性廢棄物廠內運送彙整自表10-17，處理與貯存設施運轉彙整自表10-20，修訂如附件10-011-02-A。

   如未來本計畫之評估內容有變更，將確保廠界輻射劑量符合法規限值並合理抑低，並適時更新評估內容。
3. 依游離輻射防護安全標準之定義，關鍵群體指公眾中具代表性之人群，且此群體成員劑量為最高者，故關鍵群體為一假設的個體，依評估方式擷取其劑量最大位置處，作為關鍵群體之位置考量；以放射性氣體而言，於每次評估時，考量16方位之大氣擴散情形，計算並挑選廠界處最大劑量位置作為關鍵群體所在，而放射性廢水排放入海，評估時於出水口附近為劑量最大處，廢棄物廠內運送、二號低貯庫、乾式貯存設施與既有貯存設施具備相似的評估基礎，皆是以運送路線或貯存設施對於廠界最近距離之處進行評估，因該處劑量為最高，以作為關鍵群體位置。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表10-21

第二回合審查意見

1.請依承諾於111年6月底前提供二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施輻射劑量初步評估結果。
2.除役期間輻射劑量應合理抑低，其評估報告並須適時更新，並提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.有關二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施輻射劑量初步評估結果，說明如下：
依本公司初步概念設計，二號低放射性廢棄物貯存庫長約160m ×寬約125 m，面積約20,000 m^2，可貯存61,200桶55加侖桶、648箱 T-box，可貯存活度為1.64×10^7 Ci，於前述活度下，初步設計貯存庫外牆採20 cm~80 cm 混凝土，則距離二號低放射性貯存庫最近之廠界偵測點（廠區西北方之油槽，距離設施約400 m）總年有效劑量為1.41×10^{-3} mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值0.25mSv/y，亦符合本公司設計原則0.05 mSv/y，詳參附件10-011-01-B。
用過核子燃料室內乾式貯存設施預計可貯存約4,320束用過核子燃料，本報告採 HI-STAR 100金屬護箱作為核三廠室內乾式貯存設施之護箱，並採 MCNP 蒙地卡羅程式進行劑量評估，於設施建物外牆厚度為20 cm、屋頂厚度為20 cm 之條件下，最近廠界處（距離約417公尺）之輻射劑量率為0.046 mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值0.25mSv/y，亦符合本公司設計原則0.05 mSv/y，詳參附件10-011-01-B。
2.本公司將確保核三廠除役期間輻射劑量符合法規限值並合理抑低，並適時更新評估內容提報主管機關審核。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)1；一、(三)3；一、(三)3；一、(三)4；一、(四)；表10-20；表10-21

第三回合審查意見

1. 有關核三廠除役計畫預計興建之貯存設施，請參考核一、二廠之評估參數，以涵蓋式分析調整或重新進行劑量評估。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1. 有關二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施輻射劑量評估結果，說明如下：
依本公司初步概念設計，二號低放射性廢棄物貯存庫長約160m ×寬約125 m，面積約20,000 m^2，可貯存61,200桶55加侖桶、648箱 T-box，可貯存活度為1.96×10^7 Ci，貯存庫外牆於80 cm 混凝土之設計下，距離二號低放射性貯存庫最近之廠界偵測點（廠區西北方之油槽，距離設施約309 m）總年有效

劑量為1.39×10^{-3} mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值0.25 mSv/y，亦符合本公司設計原則0.05 mSv/y。未來若有需要，本公司將依據「放射性物料管理法」及相關法規之規定，另案向主管機關(原能會)提出申請。而二號低放射性廢棄物貯存庫之最終設計與廠界輻射劑量評估結果，仍以未來主管機關(原能會)核備之核三廠二號低放射性廢棄物貯存庫之安全分析報告為主。詳參附件10-011-01-C。

用過核子燃料室內乾式貯存設施預計可貯存約4,320束用過核子燃料，本報告採 HI-STAR 100金屬護箱作為核三廠室內乾式貯存設施之護箱，並採MCNP 蒙地卡羅程式進行劑量評估，於設施建物外牆厚度為60 cm、屋頂厚度為60 cm 之條件下，最近廠界處（距離約417公尺）之輻射劑量率為0.043 mSv/y，評估結果符合「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」中個人年劑量限值0.25 mSv/y，亦符合本公司設計原則0.05 mSv/y，而核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施之最終設計與廠界輻射劑量評估結果，仍以未來主管機關(原能會)核備之核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施之安全分析報告為主，詳參附件10-011-01-C。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)1；一、(三)3；一、(三)4；一、(四)；表10-20；表10-21

審查總結回合意見

1. 同意答復。

意見編號	**10-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08、C04	二(三)1. 二(三)3.	10-26 10-27	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...評估作業人工時，部分項目係參考核二廠除役計畫，再以重量、廠房面積等比例修正...」，請說明以核二廠作為參考基準之合理性，並建議參考國外除役的 PWR 電廠數據。
2. 本小節提及「...拆解、除污與廢棄物處理作業時，均可透過提供作業人員對應之防護整備(如穿著防護衣、佩戴合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等措施)，並於作業前實施偵測示警，以及作業期間採取即時監控與預警撤離，達到事前掌握、有效防範、及時防護...」，請說明在進行拆解時，作業前實施偵測示警，作業期間採取即時監控與預警撤離，其相關規範分別為何？
3. 本小節提及「...廠址輻射特性調查(工作編碼1.2.4)為輻射量測作業，假設其作業時間與廠房面積為正比關係，因此估算核三廠之特性調查作業所需人

工時，即以該項作業之「核二廠人工時」乘以「核三廠與核二廠輻射廠房之面積比例」。...」，請說明若因作業熟悉度及廠房空間因素，使得作業時間與廠房面積非為正比關係，則該如何評估人工時。

4. 本小節提及「...配合西屋公司之經驗公式，推估拆解各項廢棄物所需作業人工時，各盤點表對應之人工時...」，請說明該經驗公式為何？
5. 本小節提及「...以保守考量，除役過渡階段之輻射作業劑量率，不考慮放射性核種衰變...」，請說明為何不考量放射性核種衰變之原因。

第一回合審查意見答復

1. 答復說明如下：

   影響工作人員劑量之因素包含作業項目排程、可能預計採取之工法，以及ALARA 防護措施，本公司規劃核一、二廠及核三廠之除役時程一致，且主要輻射作業皆於除役過渡及除役拆廠階段執行，因此在與核二廠有相似性質的作業上，例如設施停止運轉、除污作業、廠址特性調查、反應器壓力槽及其內部組件拆解、低放射性廢棄物處理與管理等，茲採用核二廠除役計畫數據加以核二廠及核三廠之不同比例（例如廠房面積、廢棄物重量等）進行修正，以得到人工時之評估；而 ALARA 防護措施則與輻射防護觀念相關，各廠之輻射防護管理原則一致，故在相通之工項，核三廠人工時評估引用核二廠電廠之除役計畫為參考基準，是為合理。

   本節參照 NUREG/CR-5884及 NUREG/CR-0130之經驗評估各項作業人員集體劑量，人工時除以核二廠做為參考基準，如工項與核三廠既有或與運轉期間之作業類似(爐心燃料挪移作業、用過核子燃料池運轉、既有低放射性廢棄物貯存庫除役作業等)，則參考實際經驗(歷年核三廠大修經驗)進行評估。本次核三廠除役計畫之人工時最高者為「各廠房設備拆解」，其人工時評估以實際設備組件盤點表及核三廠歷年大修經驗回饋為參考基準，係為具代表核三廠之數據。
2. 依《輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則》第五條第一項之規定，管制區之劃定應設置實體圍籬，並於進出口處及區內適當位置，設立明顯之輻射示警標誌及警語。另有關輻射防護作業「作業前偵測及作業期間監控與預警撤離動作」，係依核三廠輻射防護計畫及作業程序書規定辦理，並針對管制區內，以管制人員輻射安全目的而劃定不同區域(示警區及非示警區)，各區域在輻射防護人員監督下，實施適當之管制措施及警示動作。
3. 有關作業熟悉度及廠房空間等因素影響人員作業時間，本公司已納入考量，即在執行任何(除役)作業前，作業人員均會召開開工前會議，由部門負責人或熟手提醒注意事項，並參照閥(管)件線路圖、工程設計圖、廠房布置圖及其他經驗回饋資料，或事先進行模擬操作訓練，以降低因初次作業或廠房空間不熟悉等因素，致使作業人員作業時間較長之可能性。因此，於此項「廠址輻射特性調查」評估以易於執行計算為原則，以面積關係回推該工項人工時評估。

4. 參照西屋公司針對 Forsmark 核電廠除役報告《Decommissioning study of Forsmark NPP》，以各盤點組件之種類、人員作業性質參數、工作生產率(Productivity Rate, PR)及廢棄物特性參數(PR-unit)，共四項參數併入考量。有關人員作業性質則分為五類：工程師(Engineer)、領班(Foremen)、保健物理人員(Health Physics (HP) Technician)、技工(Craftsmen (electricians, cutters etc))及雜工(Laborer (cleaners, scaffolders etc))，而針對每種類之組件拆解有各自對應之工作生產率、廢棄物特性參數及人員作業性質參數，透過各項廢棄物組件之重量區間下所分類之廢棄物特性參數，參照本公司除役廢棄物拆解、拆除盤點表，乘以對應之廢棄物特性參數之數值(長度、數量、重量或面積)，並與對應之工作生產率相乘計總而得人工時，擬以範例說明並請參考附件10-012-04-A。
5. 對於除役過渡階段不考慮放射性衰變係因工作排程時間具不確定度，故無法實際確認各項作業開始執行時核種衰變程度情況，因此基於保守考量，於除役過渡階段之作業集體有效劑量評估均不考量核種衰變之影響。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.評估作業人工時與輻射防護措施，建議參考國外除役的 PWR 電廠數據。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.答覆說明如下：

參考國際除役電廠之輻射防護措施，主要以系統除污、作業前詳盡的規劃、以及使用遠端設備/機器人等措施降低除役作業之人員劑量，與本章節輻射防護措施之說明相符合。

經查閱國際除役 PWR 電廠資訊，人員集體劑量會受到拆除工法、停機後至開始拆除經歷之時間、是否執行系統除污等因素影響，於此蒐集 José Cabrera、Connecticut Yankee、Zion、Stade、Rancho Seco(1號機)、Ringhals 等六個除役 PWR 電廠之主要除役工項人員劑量資訊，並與核三廠比較，結果如下：

a. 反應器壓力槽及內部組件拆解：前述各電廠單部機之人員劑量範圍為377.15~2,507.07 man-mSv，核三廠單部機之人員劑量為1,615 man-mSv。
b. SG 拆解：前述各電廠單一 SG 拆解之人員劑量範圍為166~3,297 man-mSv，核三廠單一 SG 拆解之人員劑量為373 man-mSv。
c. 輻射廠房拆解：前述各電廠單部機之人員劑量範圍為600.57~3,932.48 man-mSv，核三廠單部機之人員劑量為1,267 man-mSv。

d. 放射性廢棄物管理：前述各電廠之人員劑量範圍為158.61~1,415.52 man-mSv，核三廠之人員劑量為173.86 man-mSv。

e. 生物屏蔽牆其其他混凝土移除：前述各電廠之人員劑量範圍為52.51~401.91 man-mSv，核三廠之人員劑量為167.6 man-mSv。

綜上可知本章節評估之人員劑量皆在國際除役電廠經驗值範圍內，評估結果應為合理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.有關答復提及已蒐集六個除役 PWR 電廠資訊，請補充說明由國外 PWR 電廠除役數據，可供借鏡之處。

除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.(1)以國外 PWR 電廠執行反應爐壓力槽拆解作業而言，採用水下切割者其人員劑量相對較低；而執行內部組件拆解時，人員劑量較高之電廠，原因為切割設備及淨化系統的作業前模擬測試不足、切割設備效果不如預期，或是使用的切割方法造成空浮狀況等；執行蒸汽產生器拆解時，擁有較多屏蔽及遠端操作空間的電廠，人員劑量相對較低。

(2)整體而言，作業人員集體有效劑量主要受電廠運轉歷程、系統除污成效、停機後至作業執行所經歷的時間（放射性衰變）、移除設備/組件時的可用空間、作業前準備是否充分，以及所選用的切割技術是否適當等因素影響，本章第三節已羅列除役作業之防護措施，本計畫第六章亦提供各式切割拆除技術之說明，未來將汲取友廠或國外電廠經驗，以調整並精進核三廠實務作業，期使順利完成核三廠除役作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

審查總結回合意見

1.拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。

意見編號	**10-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C01	二(三)~(四)	10-31~10-37	結案

第一回合審查意見

1. 本小節「(四)核三廠除役作業人員劑量評估結果」章節中，對各工作細項對作業人員輻射劑量影響與評估說明，在1.除役過渡階段之(1)~(8)工作項目及

2.除役拆廠階段之(1)~(5)工作項目中，對於作業人工時之結果並未清楚說明如何計算出該作業人工時結果；如1. (3)章節之描述：「...總人工時估計為4,320/32×107.5 = 14,513 man-h，並參照本計畫第六章時程之作業日，個別評估除役過渡階段及除役拆廠階段之燃料束挪移作業之人工時，因此本項作業人時評估為4,285 man-h，...」，此敘述中難以得知作業人時4,285 man-h是如何計算評估得到的。建議可參考2. (6)「A.廠房內作業」之相關描述：「...除役拆廠階段...55加侖桶之處理(約41,761桶)，...每批次作業可處理之數量為3桶，總處理批數為13,921，假設每一批次作業人工時為1 man-h，則需人力13,921 man-h...」，補充說明相關計算數據。

2. 本小節提及「...輻射特性調查作業規劃於除污作業後再執行，將以除污因子為5進行修正...」，請澄清為何考慮除污因子，是否該工作進行前廠內已進行除污？(另依圖1-1及圖6-1，除污及廠址特性調查是同時開始)

3. 「(四)核三廠除役作業人員劑量評估結果」章節都以核二廠之資料做為參考依據，若日後二廠有修正相關資訊時，請一併修正此段落之數據。

第一回合審查意見答復

1. 補充除役過渡階段之(1)~(8)工作項目及除役拆廠階段(1)~(5)工作項目之作業人工時計算方法與數據，詳如附件10-013-01-A。

2. 依據本計畫第六章除役排程規劃，兩作業皆預計自114年開始，除污作業準備歷時約一年，於115年開始實際執行；而輻射特性調查作業準備歷時約二年，實際調查作業於116年開始，輻射特性調查實際執行時應已建立初步除污因子，故針對輻射特性調查作業則於本章節考慮除污因子修正。

3. 若核二廠修正相關資訊時，將一併修正本章節之數據。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	二(四)~(五)	10-38~10-39	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...，其對工作人員造成之劑量影響如表10-27，...」，表誤植，應修訂為表10-28。

2. 本小節提及「...結果顯示以拆解與拆除為造成人員集體有效劑量之主要工項，即一、二號機反應器壓力槽及內部組件拆解(工作編碼2.4.1、2.4.2)、大型組件拆解(工作編碼2.4.3)及輔助廠房、圍阻體廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解與各廠房設備拆解(工作編碼2.4.4至2.4.7、2.4.9至2.4.10及

1.4.4)等作業預估集體有效劑量分別為3.231 man-Sv、2.24 man-Sv、2.534man-Sv，其總集體有效劑量為8.005 man-Sv。...」，請說明3.231 man-Sv、2.24 man-Sv、2.534man-Sv為哪一區域拆解與拆除所造成之預估集體有效劑量。

第一回合審查意見答復

1. 已依審查意見修訂為表10-28，詳附件10-014-01-A。
2. 預估集體有效劑量3.231 man-Sv之作業包含一、二號機圍阻體廠房之反應器壓力槽、內部組件拆解作業(工項2.4.1&1.2.5)；預估集體有效劑量2.24 man-Sv之作業包含大型組件拆解(工項2.4.3)，並主要以圍阻體廠房之蒸汽產生器、調壓槽等相關組件移除為主，而預估集體有效劑量2.534 man-Sv之作業為輔助廠房、圍阻體廠房小型組件、管路、閥、儀電設備等拆解與各廠房設備拆解(工項2.4.4~2.4.7、2.4.9~2.4.10)，主要涉及輔助廠房、圍阻體廠房、燃料廠房、控制廠房、廢料廠房及其他廠房設備拆解。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(四)2

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、C01、C04	二(六)~(七)	10-40~10-42	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...將根據作業進度，於具代表性區域建立輻射監測站...」，請說明哪些地方為具代表性區域。
2. 本小節提及「...對於預期會產生空浮之作業區域搭建隔離帳蓬，視需要架設移動式空氣過濾設備，並維持負壓梯度及設置防止回流裝置，將排風口導入廠內通風系統，經過濾設備處理後排放，必要時作業人員應配戴適當之呼吸防護裝具。...」，請具體說明上述敘述中之"視需要"與"必要時"之時機與條件。
3. 本小節提及「...廠外之環境輻射監測結果及相關分析數據同陳核後歸檔保存，保存年限至少3年。...」此段內容與本章無關，建議刪除。

第一回合審查意見答復

1. 考量除役期間與運轉期間主要作業地點皆位於各廠房內部，現行之監測區監測計畫範圍涵蓋核三廠機組廠房周圍及全廠區，並且定期執行監測作業，實已具備完整性，未來以該計畫為基礎，視作業屬性再彈性調整監測方式或頻次。

2. 移動式空氣過濾設備(HEPA)架設係依照輻射工作許可作業前所做的評估來決定是否安裝，例如執行污染牆面刨除及高污染設備拆裝相關作業時可加裝 HEPA；而人員呼吸防護裝具的佩戴則依照程序書「呼吸防護作業」執行，依據作業環境空浮濃度來決定是否佩戴以及佩戴面具規格(半/全面/送氣式)，再依「輻射工作許可證管制作業程序書」，由輻射工作許可證之管制措施要求現場人員佩戴。
3. 廠外環境之輻射監測為廠址內輻射防護管制成效之驗證及確認方式，與廠內輻射作業息息相關，故納入本段落併同敘述，建議不予刪除，以保留整體輻射防護管制措施之完整性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.同意答復，並請將說明補充於本章節中。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依審查意見修訂本節為：「對於預期會產生空浮之作業區域搭建隔離帳蓬，視需要架設移動式空氣過濾設備，並維持負壓梯度及設置防止回流裝置，將排風口導入廠內通風系統，經過濾設備處理後排放，移動式空氣過濾設備架設係依照輻射工作許可作業前所做的評估來決定是否安裝，例如執行污染牆面刨除及高污染設備拆裝相關作業時可加裝；必要時作業人員應配戴適當之呼吸防護裝具，而呼吸防護裝具的佩戴則依照程序書「呼吸防護作業」執行，依據作業環境空浮濃度來決定是否佩戴以及佩戴面具規格，再依「輻射工作許可證管制作業程序書」，由輻射工作許可證之管制措施要求人員佩戴。」詳如附件10-015-02-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二（六）

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、S08、C01	三(一)~(四)	10-44~10-45 10-47	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...設置核三廠輻射防護管理委員會之委員由下列人員組成：...」，請補充「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」第12條規定「...設施經營者應設置七人以上輻射防護管理委員會...」。

2. 本小節提及「...人員進入輻射管制區從事輻射工作，...，始得發予劑量佩章及從事輻射作業。」建議增列面具吻合測試，因工作人員可能進入污染區工作；另對前述從事輻射工作之人員，是否有要求須有輻射安全證書或以訓練(18小時)取代證書之資格要求？
3. 本小節提及「...對告知懷孕之女性輻射工作人員，須即檢討其工作條件，以確保胚胎或胎兒所受曝露不超過游離輻射防護安全標準之規定...」，請說明實務上核三廠對於懷孕女性進入輻射管制區之管理措施。
4. 本小節提及「...輻射工作人員應定期實施從事輻射作業之防護，以及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄；輻射工作人員對於前項教育...」，請說明其相關教育訓練之時數。
5. 本小節提及眼球水晶體劑量，請說明監測之方式；預計哪些工作項目會實施肢端及眼球水晶體劑量監測。

第一回合審查意見答復

1. 依委員意見辦理，補充「應設置七人以上輻射防護管理委員會」，修訂如附件10-016-01-A。
2. 答復說明如下：
   輻射工作人員須符合體格檢查合格且在有效期限內、輻射防護教育訓練完訓紀錄、安排全身計測及劑量授權後，始得發給劑量佩章並從事輻射作業。有關面具吻合測試，本公司依規定要求人員定期接受該測試，惟仍須依體檢判定結果與面具試戴結果，作為人員是否可進入空浮區之判斷，此項測試不影響人員進入其他輻射管制區域作業，故不作為人員進入管制區之必備資格。
   執行輻射作業之人員須符合前述規定(體檢、訓練、全身計測與劑量授權)，不須具備輻射安全證書或以訓練(18小時)取代證書之資格。
3. 依核三廠輻防計畫，對於懷孕女性，雇主應即檢討其工作條件並另行安排或調整其工作內容，且禁止其進入輻射管制區作業。
4. 依據《游離輻射防護法》第14條規定，在職之輻射工作人員需接受定期教育訓練，每人每年講習時數不得少於3小時。
5. 本公司使用熱發光劑量計監測輻射工作人員劑量，眼球水晶體劑量監測以全身劑量計0.3公分深處組織之等效劑量做為代表，而肢端劑量監測則以配戴指環佩章或全身劑量計0.007公分深處組織之等效劑量為代表，實務上通常於執行蒸汽產生器二次側管底板清洗之作業人員需配戴指環佩章。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(一)1

第二回合審查意見

2.貴公司規定工作人員定期接受測試、面具試戴，是否即是面具吻合測試? 另答復說明提及"執行輻射作業之人員須符合前述規定(體檢、訓練、全身計測

與劑量授權)，不須具備輻射安全證書或以訓練(18小時)取代證書之資格。”，是否意指此處執行輻射作業之人員已被認定為非輻射工作人員？ 5.除役工作正式開始時，建議針對肢端及眼球劑量曝露機率較高之工作人員，申請配戴指環及眼球劑量監測計，而非僅使用全身熱發光劑量計，以符合其實際曝露情境。 除以上第2、5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
2.答覆如下: 本公司所規定輻射工作人員定期接受面具試戴測試，是為面具吻合測試。 有關輻射工作人員認定，本公司係依據《游離輻射防護法》第二條之輻射工作人員認定基準進行評估，從事游離輻射作業人員所受曝露有超過《游離輻射防護安全標準》第七條所定劑量限度之虞者且人員自我認知會接受輻射曝露，則經本公司專職輻射防護人員評估判定其為輻射工作人員，該人員需依相關規定接受定期法定輻射防護教育訓練及體檢，一般維護、檢修或稽查巡視作業等人員如符合前述條件，即為輻射工作人員，而倘若人員須進一步操作放射性物質或可發生游離輻射設備，則需領有輻射安全證書，又於操作一定活度以下之放射性物質或一定能量以下之可發生游離輻射設備者，則得以訓練代之。 5.營運期間現場手部高劑量作業人員均有配戴指環佩章以利評估肢端劑量，除役期間執行輻射作業前均會評估並採取輻射合理抑低措施，未來將視作業性質，考量配戴指環及眼球劑量監測計。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**10-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	三 三(六)	10-50~10-51 10-52 10-54~10-55	結案
第一回合審查意見					
1. 本小節提及「...高輻射區：凡周圍等效劑量率超過每小時1 mSv；極高輻射區：凡輻射之吸收劑量率超過每小時5 Gy...」，請說明為何使用不同劑量單位(Sv, Gy)。 2. 本小節提及「...體格檢查或健康檢查結果符合規定，且在有效期限內。...」，請說明此有效期限之年限為何？					

3. 本小節提及「...作業過程，視需要安裝設置使用移動式高效率空氣過濾(HEPA)設備或真空吸塵器，減少污染擴散。...」，請說明此設備或吸塵器之最大流速與流量。
4. 本小節提及「...放射性污染設備，儲存於戶外(電子圍籬內)並曝露於大氣中...，應裝入耐風雨材料所製成之容器內，以免造成污染之散播。...」，請澄清放射性污染設備是否適合露天存放。

第一回合審查意見答復

1. 答復說明如下：
   "依美國聯邦法規10CFR20.1003之定義" Very high radiation area means an area, accessible to individuals, in which radiation levels from radiation sources external to the body could result in an individual receiving an absorbed dose in excess of 500 rads (5 grays) in 1 hour at 1 meter from a radiation source or 1 meter from any surface that the radiation penetrates.(Note: At very high doses received at high dose rates, units of absorbed dose (e.g., rads and grays) are appropriate, rather than units of dose equivalent (e.g., rems and sieverts))."
   本公司極高輻射區劑量率以吸收劑量率定義即參照上述美國聯邦法規10CFR20.1003之定義而制定的。由此可知，一般於高輻射區內（1mSv/hr以下），注重人員接受輻射曝露後可能產生之機率效應，因此以周圍等效劑量率（mSv/hr）表示此區輻射可能產生之輻射生物效應，而極高輻射區則是管制人員不能進入之區域，此等級的輻射劑量應著重考量對人體產生之確定效應，因此以吸收劑量（Gy）加以區分之。
2. 依據核三廠輻防計畫，雇主僱用輻射工作人員時，應要求其實施體格檢查，對於在職之輻射工作人員應實施定期健康檢查，其健康檢查之有效期限為自檢查日起一年，並依檢查結果為適當之處理。
3. 經查核三廠目前使用之高效率空氣過濾(HEPA)設備流量為500cfm。
4. 放射性污染設備依設備大小及外型，規劃適合的密閉容器包裝，以適當耐風雨材料如塑膠布包覆後，並偵測確認外表面無污染擴散之虞，方允許貯放。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**10-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08、C01	三(八) 三(九)3. 三(十)	10-61 10-66~10-67	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「...除役作業所產生之各類放射性廢棄物，其污染程度可歸因於各系統組件所受中子活化...」，請說明哪些系統組件可能受中子活化。
2. 本小節提及「...如表10-32、表10-33本公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析行動基準。...」，表誤植，應修訂為表10-34、表10-35。
3. 有關監測區之相關參考基準，請說明列於該廠輻射防護計畫哪一章節中。
4. 本小節提及「...除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料，經營者應訂定類似清單及保存年限，並報主管機關備查。...」，請說明提報主管機關之時間點。
5. 本小節提及「...在評估工具方面，透過點核仁法、蒙地卡羅法等國際輻防組織認可之計算機程式工具，完整評估在不同除役階段不同距離與屏蔽設計下之最大可能輻射曝露劑量...」，請加入本章節所使用之點核仁法與蒙地卡羅法。

第一回合審查意見答復

1. 受中子活化最主要為反應爐內相關組件，其次為反應爐冷卻水系統、控制棒驅動系統、爐內核儀偵測系統等。
2. 依審查意見修訂表格編號如附件10-018-02-A。
3. 監測區之參考基準列於核三廠輻防計畫第九編「合理抑低」。
4. 有關文件保存期限，將參考核一廠於109年2月12日獲原能會會核字第1090001206號函准予備查之文件保存期限，預計於核三廠一號機運轉執照屆期前提送核三廠文件保存期限予主管機關審查。
5. 依審查意見補充本章使用之評估工具包含 QAD-CG 系列程式及 MCNP 程式，修訂如附件10-018-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(九)3；四

第二回合審查意見

4.同意答復，本項作業涉及「核能電廠除役品質保證方案」之遵循，除役期間的品質保證作業依「核能電廠除役品質保證方案」之規定辦理，本項列入重要管制事項。

除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.核三廠除役期間的品質保證作業將依「核能電廠除役品質保證方案」之規定辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

		審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
意見 編號	**10-019**	S06、S08、 C01	表10-3~5 表10-8 表10-26 表10-32 表10-33 表10-35	10-65~10-78 10-95~10-98 10-104 10-107	結案
第一回合審查意見					
1. 有關表10-3~表10-5，請說明關鍵群體為何為成人。 2. 有關表10-8，請說明關鍵群體為何為十歲青少年。 3. 有關表10-26，請澄清以下事項： (1)工作編碼1.2.4註2未見說明，其空間劑量率值為何。 (2)註1提及工作編碼1.1.5與1.1.6不列入加總，請說明原因。 4. 有關表10-26~表10-28，請說明 ALARA 防護原則，不考慮除污因素、屏蔽因素、衰變因素之原因為何。 5. 請於表10-32、10-33補充說明輻射監測儀器和個人監測設備的偵測範圍、靈敏度與精確度。					
第一回合審查意見答復					
1. 表10-3為惰性氣體排放造成關鍵群體之有效劑量，惰性氣體以空浸方式造成有效劑量，因其劑量係數不區分年齡群，故各年齡群受惰性氣體影響造成之有效劑量皆相等，此表之關鍵群體採成人為代表。而表10-4為碘/氚/微粒氣體排放造成關鍵群體之輻射劑量，需考量各年齡群之劑量轉換因子與使用量因子，經評估後劑量最大者為成人。表10-3之有效劑量以成人為代表，而表10-4其他氣體造成之有效劑量，關鍵群體亦為成人，表10-5即為表10-3與表10-4之加總。 2. 廢水排放射源項僅氚，氚之體外曝露劑量轉換因數為0，而體內曝露有效劑量轉換因子於各年齡群分別為成人1.80E-11 Sv/Bq、15歲青年1.80E-11 Sv/Bq、10歲兒童2.30E-11 Sv/Bq、5歲兒童3.10E-11 Sv/Bq、1歲兒童4.80E-11 Sv/Bq、3個月大嬰兒6.40E-11 Sv/Bq，隨年齡越小轉換因子越大，但另需考量使用量因子（廢液排放途徑各年齡層使用量因子請參考本計畫附錄10.B），年齡越大使用量因子越大，故經評估後為10歲兒童之輻射劑量最高，為關鍵群體。 3. (1)已依審查意見加註說明：註2「廠址輻射特性調查(工作編碼1.2.4)之空間劑量率以本計畫第四章各廠房平均空間劑量計算之，其輻射區域包含一、二號機主蒸汽隔離室、通道控制廠房、燃料更換水儲存槽/閥室、輔助及通					

道廠房、核機冷卻水廠房、燃料廠房、圍阻體廠房、新廢料倉庫、E 暫存倉及熱修配廠房。」，修訂詳如附件10-019-03-A。

(2)有關用過核子燃料搬移至第二期用過核子燃料乾式貯存設施之作業人員劑量，將於另案陳報主管機關(原能會)審查之乾式貯存安全分析報告載明，故本項不列入劑量加總討論。

4.對於除役過渡階段之輻射作業，因停機時間尚不長，故不考慮放射性核種衰變，而本階段之輻射作業為非定點式作業，預期臨時屏蔽對於整體劑量之影響有限，故為保守考量，不考慮臨時屏蔽對劑量率之影響，另大部分作業先於除污作業執行，故未考量除污效果產生之劑量影響。

除役拆廠階段作業則於停機後8年開始執行，故考量衰變因數並以主要劑量貢獻核種 Co-60進行估算，而對於屏蔽措施降低劑量率之修正，仍須視本階段各作業而異，故為保守估計，各項作業均不考慮採取屏蔽措施使劑量率下降之修正，而設施停止運轉後將進行除污作業，此階段作業考量除污因子之劑量修正。其中「一二號機反應器壓力槽及其內部組件拆解」與「大型組件拆除」可預期為較高劑量及較高污染作業，另參考國際文獻，PWR電廠反應器壓力槽之拆解複雜，為確保保守性，不考量任何防護原則之修正。

有關「低放射性廢棄物處理與管理」，此項作業涵蓋除役過渡階段及拆除階段，為便於評估及兼顧保守性，均不考量輻射防護原則之修正。

5.已補充各輻射偵檢器之偵測範圍、靈敏度與精確度，修訂如附件10-019-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表10-26；表10-32；表10-33

第二回合審查意見

5.修訂附件10-019-05-A 中，表編號誤植。
除以上第5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

5.經查附件10-019-05-A 係因轉檔過程中造成表編號錯誤，已修正如附件10-019-05-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十一章　環境輻射監測(已結案16項，共16項)

意見編號	11-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	一	11-1	結案

第一回合審查意見

1. 第11-1頁第1行，本章說明核三廠除役期間之環境輻射監測規範，... 。建議增修為：本章說明核三廠除役期間「設施內、外」之環境輻射監測規範，...。
2. 第11-1頁第5行，建議修改為：...，藉以評估核三廠除役期間所造成之民眾最大個人年「有效」劑量，...。
3. 第11-1頁第8行，建議修改為：...，不超過「游離輻射安全標準」之「劑量限度」，...。
4. 第11-1頁第14行，建議修改為：廠區外環境監測項目包括連續性環境「直接」輻射監測、... 。
5. 「為瞭解並掌握核三廠除役期間對周圍環境之輻射影響情形，擬定年度監測計畫陳報原能會，獲核備後據以執行」，請說明預計何時陳報。

第一回合審查意見答復

1. 本項依意見修正，擬修訂為「本章說明核三廠除役期間設施內、外之環境輻射監測規範」，修訂結果如附件11-001-01-A。
2. 本項依意見修正，擬修訂為「藉以評估核三廠除役期間所造成之民眾最大個人年有效劑量」，相同名詞於11-2頁處亦一併修訂，修訂結果如附件11-001-02-A。
3. 本公司將依建議修訂為符合法規用詞『不超過「游離輻射防護安全標準」之劑量限度』，修訂結果如附件11-001-03-A。
4. 本項依意見修正，擬修訂為「廠區外環境監測項目包括連續性環境直接輻射監測」，修訂結果如附件11-001-04-A。
5. 核三廠除役期間年度環境監測計畫陳報時程，將比照現行環境輻射監測計畫陳報時程，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19條，於每年11月1日前提報下年度監測計畫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：前言；一；一、(二)2；一、(二)3

第二回合審查意見

5.環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
除以上第5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復
5. 本公司將於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測與廠區監測區監測計畫予主管機關審核。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復

意見編號	**11-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、G02	一(一) 一(二)	11-2	結案

第一回合審查意見
1. 依廠區外環境輻射監測計畫，於適當地區設立對照站。在附錄11.A 中部分取樣項目的對照站為鳳山、枋寮，然而部分項目並沒有對照站。 2. 建議在除役計畫內，簡要說明「核三廠監測區監測計畫」。 3. 建議廠區外環境取樣站，需要用地圖標示。 4. 相較於「二、環境輻射監測作業內容」中，除役各階段皆有對應作業描述，因此建議有關廠區內監測計畫是否能依除役各階段，多加說明或預估監測作業實施方法、項目及地點等；主要係考量廠區內除役監測作業完善與否將直接影響廠界外環境輻射監測作業。 5. 請問依該章節設站選擇依據內容說明：廠區內監測區之監測計畫之訂立，依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」規定每年11月提報，此是否為現規劃未來廠區內輻射監測作業之依據？
第一回合審查意見答復
1. 核三廠對照站設置依據環境輻射監測規範之附件一，參考 U.S. REGULATORY GUIDE 4.5及 NUREG-1301/1302之 Appendix. B 於未受影響區域選擇具代表性樣品。設置背景站目的在於排除核爆落塵所貢獻劑量，排除後劑量視為核設施運轉所貢獻，而未設背景對照站類別多為反映短期環境變動，所測得人工核種及貢獻劑量則均保守評估視為核設施運轉所貢獻。 2. 核三廠監測區輻射監測說明詳如本章附錄11.C。 3. 依審查意見提供核三廠廠區外環境取樣站地圖標示，供委員參考，如附件11-002-03-A。 4. 廠內監測區之監測項目、地點與頻次，除役初期設備拆除以廠房內為主，為保守起見，仍維持與運轉期間相同；隨著除役工作推進，監測項目可能隨之調整。若需調整核三廠輻防計畫中之監測區監測項目、地點

或頻次等，需依規定在每年度提報下一年度之輻防計畫時將變更之內容列於計畫中，依規定送原能會審查。 5. 核三廠未來除役期間廠區內監測區之監測計畫係依核三廠輻射防護計畫辦理，將於每年度11月提報下一年度之輻防計畫，依規定送原能會核准後實施。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.背景站亦會包含核爆落塵的劑量貢獻，建議將答復補充於除役計畫書內。 2.建議於附錄11.C 增列各類輻射監測站的方位，參考附件11-002-03-A 方式。 3.同意答復意見，請將答復內容中圖的次序修訂後，補充於除役計畫書內。 4.同意答復，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 5.同意答復，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
第二回合審查意見答復
1.本項依審查意見於報告中補充：「...並在距離核三廠較遠之適當地區設立對照站(鑑別核爆落塵劑量貢獻)」，修訂結果如附件11-002-01-B。 2.依審查意見提供附錄11.C之各類輻射監測站方位地圖標示供委員參考，詳如附件11-002-02-B。 3.依審查意見提供核三廠廠區外環境取樣站地圖標示供委員參考，詳如附件11-002-03-B。 4.本公司將於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測與廠區監測區監測計畫予主管機關審核。 5.本公司將於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測與廠區監測區監測計畫予主管機關審核。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)
第三回合審查意見
同意答復

意見編號	**11-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、C04	二(一)1.	11-3	結案
第一回合審查意見					

1. 第11-3頁中二(一)第一段提及「核三廠兩部機組運轉執照屆期後，將採取立即拆除之方式規劃每部機組之拆廠時程。...」，其中「...採取立即拆除之方式...」，建議依核管法第21條修改文字敘述以免造成誤解為運轉執照屆期後即會開始拆除反應器機組。
2. 有關「...。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，調整後之環境試樣分析之種類、頻次、監測數及監測方法仍需符合「環境輻射監測規範」附件一表11-1所示之要求。...」，請摘要說明除役四個階段對於環境輻射監測項目之主要差異，並說明如何符合「環境輻射監測規範」附件一之規劃。
3. 除役時，應在每年度提報下一年度之環境輻射監測計畫，但如有臨時變更計畫時，應如何進行提報。
4. 第11-3頁中二(一)第一段第8行提及「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，依規定送原能會審查。」是否指如於年中期間有需要變更環境輻射監測計畫仍需等到每年度提報下一年度之環境輻射監測計畫時(每年10月？)，再將變更之內容列於計畫中，送原能會審查核可後在於下一年度實施？？

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修訂，擬修訂為「採取拆除之方式...」，修訂結果如附件11-003-01-A。
2. 除役四階段環境監測項目主要差異說明如下：
   - 除役過渡階段：熱發光劑量計、土壤與岸砂試樣，高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)與空氣取樣之取樣頻次則與例行運轉期間維持相同，其餘監測項目之取樣頻次依照例行運轉期間規模調整。
   - 除役拆廠階段：採用與現行例行運轉期間相同之環境監測項目與取樣頻次。
   - 廠址最終狀態偵測階段：保留對照站及廠址周圍半徑5 km 範圍內之環境試樣取樣工作，5 km範圍外之取樣工作則取消。
   - 廠址復原階段：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以確保除役廠址周遭民眾之健康與安全。原則上除役過渡及拆廠階段之監測項目應會與電廠運轉期間頻度一致如上表；廠址最終狀態偵測階段雖僅保留半徑5 km 範圍內之環境試樣取樣工作，然其站數仍符合規範要求；除役進入廠址復原階段原則上已無輻射污染源，本公司逐年考量實際除役作業進度撰寫年度環境輻射監測計畫送原能會審查，並依核備計畫據以執行。

3. 本公司執行環境輻射監測計畫，如遇突發事項(如：缺樣、測站遭破壞、天災或因故測站遷移等)將擬具事件過程、處理及因應措施通報原能會。
4. 執行期間有需要變更環境輻射監測計畫，如：
   - 遇突發事項需臨時變更，依照以往運作經驗變更主要源於天災或因故測站需遷移等，將擬具事件過程，處理及因應措施通報原能會。
   - 外界要求增加監測項目，將以特別監測處理，並於陳報下一年度之環境輻射監測計畫時視狀況納入變更。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)1

第二回合審查意見

2.同意答復，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
3.為掌握時效，請說明事件發生後多久原能會會接獲通報。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.本公司將於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測與廠區監測區監測計畫予主管機關審核。
3.本公司於執行作業過程發現測站因故須變更監測計畫內容，將立即擬具相關資料及應變措施，儘速通報原能會。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**11-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08	二(一)3	11-3、11-4	結案

第一回合審查意見

1. 「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」，請加入H-3每年排放減少百分比。
2. 第11-4頁第一段第1行提及：「...(如高壓游離腔)與空氣取樣，係用來監測空氣中放射性污染狀態，故上述監測項目之取樣頻次則與例行運轉期間維持相同，...，其餘監測項目之取樣頻次依照例行運轉期間規模調整。」在除役過渡階段電廠兩部機組若均已停止運轉，則其餘監測項目

之取樣頻次將如何調整？是否指「其餘監測項目之取樣頻次」亦將調整為0次(不再監測)？
第一回合審查意見答復
1. 除役期間之氚來源將隨著機組停止運轉只減不增，氚核種活度每年以約6%之物理性質遞減，而查閱除役電廠 Crystal River 及 San Onofre 之排放紀錄，氣體氚每季約以5~25%比例減少，但無一定規律，可能與電廠除役活動有關，惟隨著除役活動進行，氚排放呈現逐年減少趨勢。 2. 除役過渡及拆廠階段監測項目與電廠運轉期間頻度一致，進入廠址最終狀態偵測階段規劃保留對照站及半徑5 km 範圍內之環境試樣取樣工作，本公司每年陳送環境輻射監測計畫予原能會審查核可，監測項目之取樣頻次均須符合環境輻射監測規範之種類、頻次、監測數及監測方法，監測內容調整依法最終需經原能會同意。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1. 同意答復。 2. 同意答復，但建議將“監測項目之取樣頻次均須符合環境輻射監測規範之種類、頻次、監測數及監測方法，監測內容調整依法最終需經原能會同意。”適當補充於此節段落中；環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，應每年提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
第二回合審查意見答復
2. 本項依意見於報告補充：「...，監測項目之取樣頻次均須符合環境輻射監測規範之種類、頻次、監測數及監測方法，監測內容調整依法最終需經原能會同意」，修訂結果如附件11-004-02-B；另本公司將於每年十一月一日前提報下年度之環境輻射監測與廠區監測區監測計畫予主管機關審核。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(一)3
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**11-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08 C04、C05	二(一)3	11-4	結案
第一回合審查意見					

1. 「依據 NUREG-0586 Supplement 1報告 Table G-15，大部分除役中電廠」，請節錄 Table G-15相關重點於此段落。
2. 第11-4頁第三段第1行提及：「電廠監測區則針對將拆除的廠房系統及設備之區域的周圍，視需要時於適當地點增加輻射監測及取樣頻次...」，請補充說明何謂「視需要時」，以及相關區域需要增設監測與否之判定原則及依據。
3. 有關拆除過程中有可能產生大量放射性粉塵，請說明電廠監測區範圍內，是否有防止放射性粉塵擴散處理程序及相關設備。
4. 第11-4頁第五段第1行提及「電廠監測區為確保作業環境輻射安全，監測項目之取樣站與頻度原則依照例行運轉期間規模調整。」監測項目之取樣站與頻度如何依照例行運轉期間規模進行調整，請補充具體說明。

第一回合審查意見答復

1. 依意見於本段修訂內容為「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。在氣體排放的部分，除役電廠不排放碘，分裂及活化氣體、氚的排放都會減少；液體排放在除役電廠中，水中的分裂及活化產物、氚都會減少，主要原因是因為爐心冷卻系統並無運作，導致用過燃料池中的放射性核種濃度降低。」，修訂結果如附件11-005-01-A。
2. 當廠房建物開始拆除時，設備之運送過程或存放期間，都有可能對監測區之輻射狀況造成影響。在建物開始拆除前，須先確認廠房周圍監測區受影響區域劑量率符合小於0.5μSv/hr 之標準，若超過標準則需增加監測頻次及適當圍籬；另若有空浮濃度大於2000CPM 亦須增加防止污染擴散之設備，如高效率過濾設備，並增加監測頻率。
3. 拆除過程中可能產生之大量放射性粉塵規劃以高效率過濾設備或活性碳進行過濾。
4. 依意見將「例行運轉期間規模」修改為「除役進度」，而除役期間初期仿照核一廠仍維持運轉階段之監測項目，隨著除役時程進行，監測項目隨除役工作做適當調整，若需調整監測項目將先陳報原能會核准後執行，修訂結果如附件11-005-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**11-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S07、C04、C05	二(一)3	11-5	結案

第一回合審查意見

1. 如發生無預警放射性物質排放時，將如何進行管制？
2. 有關「(4)廠址復原階段」內文所述，請說明「...除役期間無預警放射性物質排放...」之可能情境，以及相對應之處理措施與程序。
3. 第11-5頁第一段第3行提及：「...但為避免除役期間無預警放射性物質排放，仍建議保留直接輻射即時量測(高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔))...」，建議將此文句敘述中之「建議」二字刪除。

第一回合審查意見答復

1. 電廠於運轉或除役期間，各廠房均設置流程輻射偵測系統，可有效監測放射性物質之排放狀況。電廠亦制訂相關程序書，當流程輻射監測系統偵測到非預期之放射性物質排放時，則依程序書之規定執行管制。若發生無預警放射性物質排放時，應初判流程輻射監測器 PRM 訊號真偽，並於警戒/警報動作30分鐘內以簡訊或電話通知相關單位，立即確認廠區監測區空氣監測及直接輻射監測狀況，如有異常升高現象，於接獲通知起2小時內至當時下風向處執行廠區監測區空氣取樣並分析完成，留存紀錄備查。
2. 因放射性污染之組件、設備或建物之拆除，及土壤整治，均已於廠址最終狀態偵測階段前完成，於廠址復原階段無放射性物質排放之可能。為使民眾及主管機關能即時了解廠址之輻射狀態，於此階段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。「...除役期間無預警放射性物質排放...」僅為求敘述完整，實無此情事發生之可能。為避免引起誤解故將「避免除役期間無預警放射性物質排放」修改為「輻射監測之連續性」，修訂結果如附件11-006-02-A。
3. 依意見修訂為「規劃保留直接輻射即時量測(高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔))...」，修訂結果如附件11-006-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)3

第二回合審查意見

1.流程輻射偵測系統除監測氣態事件外，是否包括液態排放事件? 在警報動作後30分鐘內，通報哪些相關單位? 由哪個單位在接獲通知起2小時內完成執行取樣、分析？

除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.電廠放射性廢氣或廢水排放口流程輻射監測器（PRM）於正常可用期間發生偵測數值超出 Alert/Alarm 設定點之警戒/警報動作，控制室須於事件發生起30分鐘內，以簡訊或電話通知本公司核能發電處保健物理組組長、以

傳真或電話通知原能會核安監管中心。電廠保健物理組須於接獲通知起2小時內完成執行取樣、分析。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復

意見編號	**11-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	二(二)1	11-5	結案
第一回合審查意見					
「利用高靈敏度偵檢器(如高壓游離腔)配合無線電或有線傳輸方式，線上即時監測核三廠廠界不同方位的直接輻射劑量率。」請說明此偵檢器之偵測特性，另亦須通過年度校正。					
第一回合審查意見答復					
高壓游離腔之偵測特性及 QA/QC 作業，高壓游離腔是一個內部充滿25大氣壓氬氣、厚度1/8吋、直徑10吋的不鏽鋼球(負極)，而其正極則為直徑2吋的不鏽鋼球的充氣式偵檢器。由於高壓游離腔內部計測氣體的密度遠較其他充氣式偵檢器(1 atm)高，因此計測效率佳、靈敏度自然高；又因所使用電壓與產生脈衝高度相對穩定(游離腔區)，量測穩定度與準確度亦較佳，該設備為通盤考慮靈敏度(Sensitivity)、能量依存性(Energy Response)、穩定性(Stability)、偵測範圍(Measurement Range)和準確度(Accuracy)的符合環境輻射監測規範要求儀器。 環境輻射監測所使用之高壓游離腔依照程序書每年均執行年度例行校正，並每月執行品質管制作業。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**11-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	二(三)	11-5、11-6	結案
第一回合審查意見					

1. 「空氣微粒總貝他分析係由空氣微粒取樣器取得的空浮濾紙，經隔夜靜置及上膠處理後，再以低背景貝他比例計測系統度量濾紙的總貝他活度。」請說明此空氣微粒取樣器之流速與流量。
2. 請說明，除 Pu-239、Sr-89、Sr-90、H-3、I-131等5個核種的活度分析外，是否還需分析其他核種？
3. 「I-131核種活度分析：牛、羊奶試樣...」，核三廠並無牛奶樣，建議刪除。

第一回合審查意見答復

1. 本公司所使用空氣微粒取樣器，標準設定流量為30 LPM(Liter Per Minute)，該設定流量為模擬成人正常呼吸流量。
   空氣微粒每週取樣一次，每次取樣分析量約為30萬公升。
2. 除上述5種難測核種分析外，本公司所使用純鍺加馬偵檢系統分析環境試樣放射性核種(如: K-40、Co-58、Co-60、Mn-54、Cs-134、Cs-137等)。
3. 依意見修正，修訂結果如附件11-008-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(三)3

第二回合審查意見

2.難測核種分析，與BWR相同嗎? 除答復內容5種核種外，其他核種為何?
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.環測樣品所執行難測核種分析內容，不因反應器種類而異，PWR與BWR分析內容一致，而本公司核種分析包含環境輻射監測規範附表五中所列之15項放射性核種。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

2. 環測監測的樣品分析，與核一廠、核二廠需要分析之難測核種數量相同嗎?

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2. 本公司各核能電廠執行廠區外環境監測時，係依據「環境輻射監測規範」附件五—「環境試樣放射性分析之行動基準可接受最小可測量」中所列之15項放射性核種進行分析，經確認BWR與PWR電廠核種並無差異，故核一、二、三廠所需分析之難測核種數量相同。另廠區內監測分析結果詳載於輻射安全報告，經檢視分析之核種項目與數量，核一、二、三廠皆相同。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2. 同意答復。

意見編號	**11-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	二(三) 表11-2	11-6、11-8、11-12	結案
第一回合審查意見					
1. 第11-6頁第14行提及：「4.各類環境試樣放射性分析之最小可測量(Minimum Detectable Amount, MDA)及設定之調查基準，需符合原能會「環境輻射監測規範」附件六，如表11-2環境試樣放射性分析之預警措施基準所示。...」表11-2中部分核種僅列出紀錄基準而未列出調查基準，請說明該如何訂定這些核種之調查基準？ 2. 第11-8頁第四段第1行提及：「(1)除役作業廠區外環境輻射監測結果，如達環境輻射監測規範訂定之調查基準時，本公司放射試驗室內部應進行查證作業，...」若前述核種僅列出紀錄基準而未列出調查基準，則當監測結果大於紀錄基準時，如何判斷是否應該進行查證作業？				
第一回合審查意見答復					
1. 本公司環境輻射監測計畫遵循原能會「環境輻射監測規範」及其規定預警措施，並依照「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」辦理，部分核種雖未訂定調查基準，但若活度大於紀錄基準，將依本公司程序書啟動查核檢視作業。 2. 本公司程序書針對測出人工核種(包含訂有/未訂調查基準核種)活度大於紀錄基準(依據原能會「環境輻射監測規範」附件六)，將啟動查核檢視作業： ● 環境試樣測得新發現人工加馬核種或罕見人工加馬核種時。 ● 人工核種分析測值及直接輻射監測結果達歷年新高或超出5年平均值正負三倍標準差的合理變動範圍。絕大部分未訂有調查基準之核種，分析結果只要高於紀錄基準即會觸動上述兩項異常查證條件。				
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
1.同意答復，請將相關說明適當補充於報告中。 2.同意答復，請將相關說明適當補充於報告中。					
第二回合審查意見答復					

1.依審查意見於報告補充：「...，偵測數據未達調查基準雖無需陳報但下列兩種狀況本公司仍會執行查證 A.環境試樣測得新發現人工加馬核種或罕見人工加馬核種 B.人工核種分析測值及直接輻射監測結果達歷年新高或超出5年平均值正負三倍標準差的合理變動範圍」，修訂結果如附件11-009-01-B。 2.依審查意見於報告補充：「...，偵測數據未達調查基準雖無需陳報但下列兩種狀況本公司仍會執行查證 A.環境試樣測得新發現人工加馬核種或罕見人工加馬核種 B.人工核種分析測值及直接輻射監測結果達歷年新高或超出5年平均值正負三倍標準差的合理變動範圍」，修訂結果如附件11-009-02-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(七)2
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**11-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	二(四)	11-7	結案
第一回合審查意見					
「另亦定期備份儲存所有監測數據，以防電腦故障時得以復原。」是否需異地儲存，確保監測數據完整性。					
第一回合審查意見答復					
本公司監測數據以環境資訊管理系統管理，相關監測數據資料庫均依規定定期備份異地存放，避免設備故障或其他資料遺失威脅。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**11-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	二(五)	11-7	結案
第一回合審查意見					
1. 「民眾劑量估算」；請加以說明如何進行民眾劑量估算。					

2. 「引用台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫，核三廠調查成果報告」，此報告為108年版本，若成果報告有更新，則須一併更新此段落之結果。
3. 請說明在除役階段期間，是否仍會持續進行「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫」。

第一回合審查意見答復

1. 劑量評估分體內及體外，評估方式概如環境輻射監測規範附件四所述。評估流程略述如下：
   (1)體外劑量評估
      a.民眾體外劑量評估由累積劑量監測，或沉積在土壤、岸砂中加馬核種活度方法推算，由環境劑量推算至民眾劑量應考慮其占用因數。
   (2)體內劑量評估方法
      a.體內劑量以放射性核種之攝入評估，攝入包括嚥入和吸入兩大途徑。
      b.以放射性核種在一年內攝入評估約定有效劑量。
      c.飲食等攝食量可參考國內相關單位公布資料，或設施經營者之最新調查資料。
2. 本報告引用之「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫，核三廠調查成果報告」為108年版本，適用期間為民國108年~112年，效期將屆時本公司會依規定更新該報告，成果報告如有更新，則一併更新相關內容。
3. 有關本公司「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫」依核子反應器設施管制法施行細則第七條辦理定期更新。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**11-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、S08	二(六)	11-8	結案

第一回合審查意見

1. 為維持計測儀器的分析品質，需進行相關品質保證作業，會涉及標準品，請說明標準品的來源及使用。
2. 「本公司放射試驗室核三工作隊自92年6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」七項認可證書」，請說明此7項認可證書為何？

3. 放射試驗室核三工作隊獲得 TAF 的7項認可證書。在除役階段是否足以勝任環境試樣分析作業。如有不足時，要如何進行分析作業。
4. 如達環境輻射監測規範訂定之調查基準時，放射試驗室應如何進行查證作業？

第一回合審查意見答復

1. 本公司放射試驗室核三工作隊校正用之標準射源均由放射試驗室放射化學組配製，射源原液係透過代理商向國外採購，採購規範均要求追溯NIST(National Institute of Standards and Technology，美國國家標準暨技術研究院)，並提供相關證明文件，校正時依不確定度傳播原則，評估分析不確定度均納入校正報告所列之射源配製不確定度。
2. 本公司放射試驗室核三工作隊所取得之全國認證基金會七項認可證書，分別是：
   - 13.08環境保護-I001加馬核種分析-土壤試樣
   - 13.08環境保護-I001加馬核種分析-水樣
   - 13.08環境保護-I001加馬核種分析-乳類試樣
   - 13.08環境保護-I001加馬核種分析-空氣微粒試樣
   - 13.08環境保護-I001加馬核種分析-植物試樣
   - 13.08環境保護-I002氚核種分析-水樣
   - 13.08環境保護-I003總貝他分析-空氣微粒試樣
3. 除役期間所規劃之環境輻射偵測項目與現行環境輻射監測項目相同，且隨除役工作進行，可能會逐步減少，本公司放射試驗室核三工作隊所取得之全國認證基金會七項認可證書，應足以勝任除役期間環境試樣分析作業，後續如有分析能力提升之需求，將依需求辦理認證事宜。
4. 當監測結果達到環境輻射監測規範訂定之調查基準時，本公司放射試驗室執行下列查證程序：

查核確認流程	直接輻射	1.檢查系統、研判氣象、環境條件及核爆或核設施非破壞檢測影響。 2.現場輻射偵測(使用手提輻射偵檢器確認現場空間劑量率)
	加馬核種分析	1.系統及流程檢查(含背景、試樣及標籤一致性確認)。 2.K-40之1460.8keV能峰位置檢查（確認能譜正確）。 3.換機重複計測(確認樣品活度正確)
	氚分析	1.系統及流程檢查(含背景、試樣及標籤一致性確認)。 2.原樣重複計測(確認儀器測值)。 3.重取複樣計測(複測所取樣品測值，確認樣品活度)。
	總貝他分析	1.系統及流程檢查(含背景、試樣及標籤一致性確認)。 2.換機重複計測(確認樣品活度)。 3.樣品執行加馬分析(分析是否為人工核種)。

經查證無誤，依通報規定填寫「環境試樣偵測異常通報表」，於兩小時內通報原能會，並於三十日內以書面報告送原能會備查。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.核三工作隊計測儀器校正用之標準射源由放射試驗室放射化學組配製外，是否有使用固態射源。 3.依前第2項答復七項認可證書，並未包含魚類試樣分析；表11-2環境試樣放射性分析之預警措施基準內含有農魚產品類別。 4.是由放射試驗室核三工作隊直接通報原能會嗎? 除以上第1、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1.核三工作隊儀器校正並未使用固態射源。 3.農漁產品類別分析流程及所用程序書與植物試樣一致，且評估核三工作隊計測系統農漁產品之 AMDA 符合性均合格，此外核三工作隊定期參加 TAF 主辦之環境試樣放射性核種分析能力試驗，均特別參加米樣、肉樣及菇類等農漁產品試樣類別測驗，歷年均以優異成績通過，確保核三工作隊有能力分析該類樣品。 4.監測結果達到環境輻射監測規範訂定之調查基準時，經核三工作隊確認偵測數據無誤，立即陳送放射試驗室主任核定後，以電話及傳真通報台電公司核能發電處保健物理組轉陳原能會。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
3.核三工作隊尚未取得農漁產品試樣類別的 TAF 認證，是否有規劃參加認證? 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.TAF 確認有此認證類別，本公司規劃於今年底前提出增項認證，申請增加農漁產品類別。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
3. 同意答復。

意見編號	11-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06	圖11-1	11-10	結案
第一回合審查意見					
建議改善核三廠監測區之監測站位置圖的清晰度(圖11-1)。					
第一回合審查意見答復					
依意見修正，修訂結果如附件11-013-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：圖11-1					
第二回合審查意見					
位置圖的清晰度依然不足。					
第二回合審查意見答復					
依審查意見改善清晰度及更新廠界範圍，修訂結果如附件11-013-B；各類樣品分項標示取樣點位置圖請參閱附件11-002-02-B。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：圖11-1					
第三回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	11-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	表11-1	11-11	結案
第一回合審查意見					
「表11-1環境直接輻射監測及環境試樣分析之種類、頻次、監測數及監測方法」；熱發光劑量計之頻次為每季，請說明是否有修正 TLD 效應，如消光效應、能量依存性...等。					
第一回合審查意見答復					
有針對 TLD 反應進行以下修正： ● 消光修正： 消光因數= -0.0067×ln(天數)+0.9979 天數判定： 監測片曝露天數(回火日期到計讀日期)÷2 運送片曝露天數(回火日期到計讀日期) -7天(運送片送出後估計1週後回本室鉛櫃)					

- ECF：晶片修正因數，在進行 TLD 校準後將各晶片反映值修正至參考值的修正因數
- 二次讀數：指 TLD 之殘餘劑量，於佩章回火計讀時，記錄各晶片之讀數。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**11-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	附錄11.B	11-18	結案

第一回合審查意見

1. 「自105年度起變更 TLD 偵測型式，由硫酸鈣粉末改為硫酸鈣晶片。」請說明其原因為何？
2. 「附錄11.B 現行(110年)核三廠廠區外環境輻射監測取樣站設站說明」，此附錄中，有許多監測取樣採行定期取樣分析，請說明定期取樣之頻次為何？

第一回合審查意見答復

1. 前系統(UD-513A 計讀儀、UD-200S TLD)為氮氣加熱、手動計讀之舊型儀器，該設備已老舊且無備品，故進行變更計畫。現行設備(UD-716、7900計讀儀、UD-802 TLD)不僅可節省人力、物力需求，另外可搭配專屬照射器進行多項品質管控功能，並在兩系統平行測試比較中確認變更後之系統品質實屬可行，並於104年11月經主管機關(原能會)同意變更環境加馬輻射累積劑量偵測型式(會輻字第1040025772號函)。
2. 定期取樣之頻次如下表：

	規範要求			台電公司作法	
項目	種類	頻次	監測地點數	現行取樣站數/頻度	5公里內設站數
環境直接輻射	劑量率	連續	4	連續/5站	5
	累積劑量	每季	20	每季/32站	20
陸地	空浮微粒	每週	5	每周/16站	15
	水樣	每季	5	每季/14站	9

樣品	奶樣		視需要而定	1	每半月/1站	1
	草樣		每半年	4	每半年/4站	4
	沉積物		每半年	7	土壤: 每半年/11站 岸砂: 每季/10站	16
	農產品	葉菜類 根菜類 米	收穫期	3	收穫期/15站	6
	指標生物		每季	1	每月/1站	1
	落塵、雨水		每月	1	每月/7站	7
海域樣品	海水		每季	3	每季/10站	6
	海產生物		每季	1	海魚：每季/6站 海菜：每年/2站	5
	指標生物		每年	1	每年/1站	1

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**11-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		G01	附錄11.C	11-20	結案

第一回合審查意見

1. 請補充圖示說明核三廠監測區主警衛室內30處直接輻射偵測位置。
2. 請補充圖示說明核三廠監測區主警衛室外30處直接輻射偵測位置。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見提供監測區主警衛室內30處直接輻射偵測位置標示，供委員參考，如附件11-016-01-A。
2. 依審查意見提供監測區主警衛室外30處直接輻射偵測位置標示，供委員參考，如附件11-016-02-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十二章　組織及人員訓練 (已結案20項，共20項)

意見編號	12-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B13	第12章	全	結案
第一回合審查意見					
1. 除役計畫第12章所提及之承包商，是否包含國外之承包商。國外承包商是否適用現有之相關程序書規範，請說明。 2. 承包商之作業程序須先送電廠審查核准後再執行，承包商之訓練、管理、執行作業等是否亦納入程序書規範，請說明。 3. 如何在執行除役相關工作前，確保承包商之作業品質，請說明。					
第一回合審查意見答復					
1. 本章所提及之承包商適用所有進入廠區辦理除役作業之承包商，現有之相關程序書規範亦適用國外之承包商。 2. 承包商之作業程序須先送電廠審查核准後再執行，執行作業所需之相關規範，皆於與廠商簽訂之合約內要求，再依合約內容逐項查核承包商是否符合，另承包商之訓練及管理部分皆有廠內相關作業程序書規範。 3. 於採購與發包文件中品保條款，要求承包商及供應商提出之品質保證方案，再由廠內相關部門審查是否符合輻射防護、工業安全與衛生及品質等要求，並訂定適當之品質查證點以確保承包商之作業品質。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	12-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B09	第12章	全	結案
第一回合審查意見					
1. 電廠除役時確保輻安是相當重要的一環，請說明核三廠除役時的輻射防護管理組織、其權責及指揮監督之單位、輻射防護人員配置(輻防師及輻防員各多少名)與任務等事項。並說明輻射防護人員之權責與義務及其在除役計畫執行中之特殊權限。 2. 第七章所列意外事件之處理均沿用運轉時之作業程序書。請說明這些程序書是否隨組織變動、系統安全等級變動而調整？人員及設備有無定期訓練及維護？					

第一回合審查意見答復
1. 核三廠除役期間之輻射防護管理組織、其權責及指揮監督之單位、輻射防護人員配置與任務等事項，依「游離輻射防護法」、「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」等相關規定辦理，配合電廠除役作業之輻安需求，擬訂於核三廠程序書「輻射防護作業規定及職責區分」內，並提報「第三核能發電廠輻射防護計畫」予主管機關(原能會)核備後據以執行。核三廠之輻射防護管理組織為「輻射防護管理委員會」，負責輻防相關政策之制定、作業之監督與管理，並規劃劑量合理抑低與射源抑減措施；輻射防護人員任務則為協助廠長執行核三廠之輻防管制業務。 2. 除役期間使用之作業程序書，均以核三廠程序書「程序書管制作業」為基礎，人員訓練及設備維護皆依相關作業程序書辦理。作業程序書會依除役作業需求檢討修訂，若組織變動、系統安全等級變動時，將配合調整。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
1.「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」附表一中，有關動力用核子反應器應配置之輻射防護人員相關要求，請說明除役期間與運轉期間是否相同。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
1. 有關動力用核子反應器應配置之輻射防護人員相關要求，本公司依「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」辦理，除役期間與運轉期間規定相同。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B01、B13、B15、B16	前言 第一節	12-1	結案
第一回合審查意見					
1. 第12-1頁，有關「考量人力資源之運用，應以實際除役作業需求為主，配置適當的專業任務分工，本公司將依除役計畫的執行進度，逐步調整組織及人員配比。」請澄清說明下列事項： (1) 編制人力部分應考量除役各階段作業之執行效能與安全品質所需人力，					

請說明各階段的總公司、核三廠、承包商人員配置人力規劃以及人力評估機制。

(2) 對於組織人力大幅調整時，請說明其組織編制調整作業前後之管制與作為。

2. 第12-1頁，「本公司將依除役計畫的執行進度，逐步調整組織及人員配比。」請台電公司針對核三廠組織調整及人員配比作法及規劃，說明各階段組織轉換預定生效前多久提報本會。

3. 第12-1頁，組織架構及任務編組中除說明各階段規劃之組織架構、任務編組、權責及主要工作人員之資格要求外，應預估除役各階段各組所需人力，以及外包商之規劃，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 說明如下：

(1) 核三廠人力評估機制遵照「經濟部所屬事業組織設置要點」及本公司董事會審定發布之「台灣電力股份有限公司核能發電事業部組織規程」施行，編制人力部分將以核三廠為單位規劃各部門人力配置，總公司及承包商均為支援人力，屆時考量除役各階段作業之執行效能與安全品質所需人力，適時滾動檢討，盤點後之人力皆需經核定程序後才可據以實施。

(2) 若核三廠組織人力大幅調整時，調整作業時間點可能在進入除役下一階段前，主要依據台電公司人資處之「台灣電力股份有限公司人力轉置運用注意事項」辦理。

2. 本公司依據核三廠除役各階段排程、工作方法及內容等，於本章規劃除役各階段之除役組織架構及任務編組，並將根據核三廠除役各階段作業之工作性質，分別進行人力調配與組織調整，以確保除役工作順利進行。本公司將參考核一廠除役經驗，於「除役年度執行報告」中說明前一年度及本年度因應除役作業之管理組織與人員編制調整及未來規劃情形。

3. 有關除役各階段所需人力，本公司目前參考國際除役經驗、電廠除役策略與工作排程進行人力評估；未來工作排程仍將依除役進程進行機動調整，各組人力之評估屆時將考量除役各階段作業之執行效能與安全品質所需人力，適時滾動檢討。另外包商人力部分皆規劃為支援人力，視各除役作業需求另辦理發包補充。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.

(1)同意答復。

(2)請說明目前規劃調整作業時間點在進入除役下一階段前多久進行?

2.

(1)除於「除役年度執行報告」中說明前一年度及本年度管理組織與人員編制調整及未來規劃之外，請台電公司於每年11月底前先行陳報次年度管理組織與人員編制調整之規劃。
(2)除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，本項列為重要管制事項。
3.請明確說明目前預估的人力需求大致為多少人?

第二回合審查意見答復

1.
(2)有關除役工作推行人力需求依除役進程進行滾動檢討，優先由電廠內自有人力辦理為原則，若預期人力需求不足時，可透過本公司核能事業部內人力調配運用，若仍不足則於發包工項內要求提供人力補足作業需求。
2.
(1)本公司之管理組織與人員編制規劃需遵照「經濟部所屬事業組織設置要點」規定辦理，並於本公司董事會審定發布「台灣電力股份有限公司核能發電事業部組織規程」後施行，故相關組織或人力為制度性調整，須經本公司審慎評估及核定後方可據以實施，建議於相關事宜經核定施行後，於「除役年度執行報告」中說明較為妥適。
(2)遵照辦理。
3.依 WNN(World Nuclear News) Study quantifies job creation in the nuclear sector報導、IAEA-TECDOC-1702與 NUREG/CR-0672資料顯示，除役期間人力約落於6,000-10,000人年，各電廠人力需求與除役策略、拆除工法與廢棄物營運等因素有關(例如：蒸汽產生器是否切割或採整組運至貯存設施方式處理)，並視各年度除役作業排程呈曲線式增減，故依各電廠除役計畫不同，人力需求也會有所差異。而有關核三廠除役工作推行人力需求持續依除役進程進行滾動檢討，以優先由電廠內自有人力辦理為原則，若預期人力需求不足時，可透過本公司核能事業部內人力調配運用，若仍不足則於發包工項內要求提供人力補足作業需求。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.
(2)除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關。本項列入重要管制事項。
2.
(1)除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關。本項列入重要管制事項。
(2)除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關。本項列入重要管制事項。
除以上第1.(2)、2小題外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

1.(2)遵照辦理 2. (1)遵照辦理 (2)遵照辦理
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**12-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S04、S07、B01、B15、C01	第一節	12-1~3	結案

第一回合審查意見

1. 第12-1頁，提及「...而本公司核後端處在核三廠取得除役許可並且二號機執照屆期後成為核三廠除役作業之主管處...」，請補充說明如執照屆期而仍未取得除役許可，台電公司核三廠主管單位為何。
2. 第12-2頁，第一章提及「核三廠一號機及二號機之預定停止運轉日期分別為民國113年7月27日及民國114年5月17日」，在1號機停止運轉後到2號機停止運轉期間，核三廠原有組織架構及任務編組是否會作部分調整，以因應1號機停止運轉準備除役作業，請說明。
3. 第12-2頁至12-3頁，「核三廠於2號機運轉執照到期後，本公司將依據實際業務量進行組織調整。」請台電公司：
   (1) 針對1號機運轉執照到期後未規劃組織調整，說明1號機進入除役期間後執行工作的相關規劃。
   (2) 針對2號機運轉執照到期後，仍有爐心燃料吊運工作、相關系統運維作業以及在全部爐心燃料移出後相關系統隔離作業等，說明組織調整的規劃預定時間以及對相關工作的可能影響。
   (3) 請說明其他三階段(除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段)組織調整對各階段相關工作的可能影響。
4. 第12-2頁至12-3頁提及核三廠於不同除役階段之組織架構；其中除役過渡階段已有文字敘明部份組織單位的合併與整編，此階段組織架構調整如圖12-2(第12-21頁)所示。建議圖12-2增加目前電廠運轉期間之核三廠組織圖，並參考圖12-3至圖12-5，於圖12-2表示出由現行運轉階段至除役過渡階段之組織單位的合併與整編情形。

第一回合審查意見答復

1. 本公司擬於核三廠取得除役許可並且二號機執照屆期後，同時辦理組織調

整，核後端處即轉成為核三廠除役作業之主管處，若未取得除役許可，則仍由核發處為核三廠之主管處。

2. 核三廠在一號機停止運轉後到二號機停止運轉期間，以安全運維運轉中之二號機組為主要任務，一號機停止運轉準備除役作業為輔，核三廠原有組織架構及任務編組不會進行部分調整；一號機停止運轉後到二號機停止運轉期間規劃成立除役專案小組負責除役準備工作，以整合總處與電廠之人力資源，推動除役相關工作並避免影響二號機之安全營運。

3. 說明如下：

(1) 一號機運轉執照屆期後，本公司規劃以除役專案小組型態，協助處理除役準備工作，以整合總處與電廠之人力資源，推動除役相關規劃工作並避免影響二號機之安全營運。

(2) 核三廠之用過燃料池可容納運轉40年所產生之燃料，故於二號機運轉執照屆期後二個月即可將燃料全數退出爐心，核三廠組織規劃於燃料全數退出爐心後進行組織調整，且組織調整之方式為進行組織整併或調整人力，以確保各項重要業務皆有專業人員負責。

(3) 核三廠除役因應各階段除役任務變動進行組織調整，故於規劃組織調整時將考量除役工程規劃、廠址輻射特性調查、設施除污、拆除切割、廢棄物處理與運貯、輻射防護、環境偵測、工程支援、品質保證等項目，以確保在核能安全、輻射安全、環境安全及工作安全的要求之下，如期如質完成除役工作。

4. 依審查意見將圖12-2修訂為運轉期間至除役過渡階段組織調整圖，修訂結果如附件12-004-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：圖12- 1

第二回合審查意見

3.

(1)請說明1號機進入除役期間後且2號機運轉執照未屆期前執行工作的相關規劃，包括將燃料全數退出爐心、系統隔離等。

(2)請澄清是1號機或/且2號機燃料全數退出爐心，並將答復說明「核三廠組織規劃於燃料全數退出爐心後進行組織調整」納入修訂，提供 Markup。

(3)(i)請說明執行廠址最終狀態偵測作業的業務組。(ii)大型組件組在除役拆廠階段負責核子反應器相關系統之機械設備拆除作業，除役工程組在廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段亦負責核子反應器相關系統之機械設備拆除作業，但第六章廠址最終狀態偵測階段僅拆除相關廠房建築物，設備之拆除係在除役拆廠階段，故請重新檢視相關業務組在各階段之負責項目及與其他章節之符合性。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3. (1)於一號機進入除役期間後且二號機運轉執照未屆期前，電廠營運策略將以二號機安全營運為優先，在此原則下推動一號機相關除役工作，包含除役相關計畫、專案與書面文件準備，以及一號機之專用系統隔離與爐心燃料全數退出等。 (2)目前規劃核三廠二號機運轉執照屆期後，一號機與二號機燃料全數退出爐心後進行組織調整，組織調整由本公司董事會審定發布後施行。依審查意見修訂第12-2頁為「...而規劃核三廠將於二號機運轉執照到期並於燃料全數退出爐心後，依據實際業務需求調整核三廠原有組織架構。」，修訂結果如附件12-004-03-B。 (3)(i)除役期間輻射特性調查相關業務，皆由保健物理組執行。 (ii)廠址最終狀態偵測階段已將「大型組件組」併入「除役工程組」，「負責核子反應器相關系統之機械設備拆除作業」已由大型組件組於除役拆廠階段完成，此項為誤植，已刪除此項作業，修訂結果如第一回合審查答覆之附件12-018-03-A。已依審查意見重新檢視並確認此階段業務組(除役工程組)在各階段之負責項目及與其他章節之符合性。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(一)
第三回合審查意見
3. (3)請說明包括廠址最終狀態偵測等各項偵測作業，屬於表12-1有關保健物理組所列8項權責之哪一項。 除以上第3.(3)小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.(3)除役期間輻射特性調查相關業務，實務作業即屬於表12-1有關保健物理組所列8項權責，廠址最終狀態偵測階段主要為第7項權責「7.廠區環境之區域劃定與標示，並執行相關之防護、監測與管制事項。」
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**12-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09、F04	第一節	12-3	結案
第一回合審查意見					
1. 第12-3頁，除役過渡階段內容說明：「改善工程組及其他調整人員因無大修					

工作之需求，故納入至新設之基礎設施組及拆除技術組，以因應本階段用過核子燃料池與其相關支援系統運轉...」，經參考核一廠目前除役過程之經驗，改善組係納入除役工程管理組並沒有設置基礎設施組及拆除技術組，而非本次除役計畫所述的組織調整方式。請台電公司說明，並參考友廠除役經驗進行內容修正。

2. 第12-3頁，一、(一)1.(2)小節提及「配合用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，評估用過核子燃料之貯存狀態，再檢討調整機械修配組、儀控電氣組、核能技術組及運轉組等四個部門...」，請說明評估用過核子燃料貯存狀態之基準為何？

第一回合審查意見答復

1. 核三廠與核一廠除役進程不相同，核三廠於機組運轉執照屆期後，用過核子燃料皆可移至用過核子燃料池，無核一廠除役過渡階段前期之爐心有未退出之用過核子燃料的情形，且考量原核三廠改善組於電廠運轉期間，即負責廠內各系統之改善工程，對核電廠之機電及土木結構設計等具備一定的專業能力，較符合新設之基礎設施組及拆除技術組需要，另外原核一廠之除役計畫第12章之除役過渡階段即有基礎設施組/拆除技術組/工程管理組併存之規劃，雖然核一廠原改善工程組更名為除役工程管理組，但目前核一廠除役排程及預算管理業務，實質由任務編組(大修小組)負責。因此參考核一廠除役經驗，各核能電廠之組織與任務編組皆為各廠之實務需求規劃，也會因為除役業務推動的進程不同而持續調整。
2. 用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，即存於乾式貯存設施，因應用過燃料貯存位置之不同，所需維護之系統與人力有所差異，於待用過燃料移出燃料池後，機械修配組、儀控電氣組、核能技術組及運轉組等四個部門相關業務量減少，故規劃於用過燃料完全移至乾貯設施後進行組織調整。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**12-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B09	第一節	12-3	結案

第一回合審查意見

1. 第12-3頁，提及「除役拆廠階段配合用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，評估用過核子燃料之貯存狀態，核能技術組合併至工程管理組」，表12-1（12-33頁）提及「工程管理組增加原核能技術組負責之業務8.負責用過核子燃料檢查、儲存管理事項」，此項業務是否與核子燃料乾式貯存設施有

關，請說明。
2. 第12-3頁，提及「運轉組併入基礎設施組，另考量階段性主要任務的轉換，將基礎設施組更名為除役工程組」，然圖12-3（12-22頁）顯示運轉組併入大型組件組，請說明。
3. 第12-3頁，提及「除役拆廠階段將基礎設施組更名為除役工程組；拆除技術組更名為大型組件組」，表12-1（第12-34與35頁）提及「除役拆廠階段基礎設施組《除役工程組》增加8.與拆除技術組《大型組件組》增加6.，皆為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」，然除役拆廠階段為何由兩組負責同樣的業務，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 是，工程管理組增加原核能技術組負責之業務8. 負責用過核子燃料檢查、儲存管理事項，即為核子燃料乾式貯存設施相關業務。
2. 經檢視圖12-3內容部分誤植，已修訂圖12-3顯示運轉組併入除役工程組，修訂結果如附件12-006-02-A。
3. 經查為誤植，已刪除表12-1中基礎設施組「8. 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。」，後續項次依序調整編號，修訂結果如附件12-006-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖12-3；表12-1

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**12-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S07、B16、C01、F04	第一節	12-4~7	結案

第一回合審查意見

1. 第12-4頁，有關(一)2.各層級與單位之功能、責任與權限，請說明對於除役各階段之興建、建造、拆除、整地等工程施工品質管理作業之相關單位。
2. 第12-5頁，提及核後端處負責評選專業顧問公司擔任除役作業之總顧問。請說明除役作業之總顧問負責之工作及其權限。
3. 第12-6頁，對「策劃室」之說明難以明瞭其在除役之角色，請強化說明與除役之關聯性。
4. 第12-6頁及第12-7頁，有關策劃室及放射試驗室的組織、功能並無列入本章節後方的圖12-1至圖12-5，請台電公司說明。
5. 第12-6頁，提及核三廠負責核三除役現場工作之招標文件及技術規範之編擬、發包、執行、監工、檢驗與驗收等工作，並由除役審查委員會負責就除役期間之作業程序進行審查及核准，以及重要安全事項之審查；但似乎未說

明除役期間之作業程序是由何單位所擬定/建立，或者是除役期間之作業程序均由承包商提出？請補充說明。

第一回合審查意見答復

1. 本公司訂定「核能電廠除役品質保證方案」適用於「核電廠除役計畫」各階段，其工程施工品質管理作業，詳該方案之附錄一「核能電廠除役品質保證方案作業要求權責區分表」所規劃之權責單位(主辦/協辦)，另外若工程施工採用發包方式辦理者，則由發包單位執行工程施工品質管理作業。
2. 以核一廠為例，目前辦理之除役作業總顧問負責「核一廠除役作業顧問諮詢工作」，依合約辦理工作範圍分為三大部分分別為「除役作業規劃評估與建議事項」、「除役作業現場顧問諮詢事項」及「論件計價技術服務委託工作事項」。
3. 「策劃室」為核能發電事業部執行長(副總經理)之幕僚，為核三廠除役作業相關督導業務，提供各項管理策略及人力資源規劃資料並進行追蹤管控，修訂結果如附件12-007-03-A。
4. 「策劃室」及「放射試驗室」非隸屬核三廠部門，故未列於圖12-2~圖12-5；「放射試驗室」則為核能發電處下設單位，已修訂圖12-1將「放射試驗室」標示於核能發電處下，修訂結果如附件12-007-04-A。
5. 除役期間之作業程序書主要由各執行單位之負責部門建立，若負責部門辦理發包之除役工作，需由承包商提出作業程序書時，則於招標文件及技術規範明定，需納入合約範圍，由承包商依約執行；擬於本章一、(二)補充說明：「除役期間之作業程序書主要由各執行單位之負責部門建立；若負責部門辦理發包之除役工作，需由承包商提出作業程序書時，則於招標文件及技術規範明定，需納入合約範圍，由承包商依約執行。」，修訂結果如附件12-007-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)2；一、(二)；圖12-1

第二回合審查意見

1. 請簡要說明由不同發包單位執行工程施工品質管理作業，如何確保除役作業的品質管理一致性。

除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.不同發包單位執行工程施工品質管理作業，皆須符合本公司訂定「核能電廠除役品質保證方案」，依該方案，主辦單位執行時負有品質管理與查核之責任，且由獨立稽查單位(本公司核安處)進行稽查，可確保除役作業的品質管理符合方案要求並具一致性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	12-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、B01、B16、C01	第一節	12-4~8	結案

第一回合審查意見

1. 第12-7頁，提及除役審查委員會為任務編組，其成員是否均為核三廠人員？
2. 第12-8頁，提及「F. 負責除役期間之緊急計畫等相關業務。...」，請再確認是否有該項目符號。
3. 第12-8頁，「由於電廠於停止運轉後，僅餘用過核子燃料池及其相關支援系統/設備仍維持運轉」，「本階段主要針對本計畫第五章所列之除役過渡階段仍須維持運轉之重要系統、設備、組件進行管制與維護管理」，在核三廠永久停止運轉之後，規劃約1個月將爐心用過燃料移出，此與核一、二廠不同，請台電公司說明在此期間(1號機永久停止運轉至2號機永久停止運轉之後1個月)的詳細規劃。
4. 彙整第12-4頁至12-8頁提及之台電公司內部各層級與單位之執掌事項，除役品保方案由核安處建立，再由核後端處、核發處、核技處、核三廠及放射試驗室等單位審查(及協助建立)；但未說明品保方案之執行單位與人員，請補充敘明。

第一回合審查意見答復

1. 是，均為核三廠內人員，除役審查委員會主席由廠長兼任，秘書由主席聘請委員擔任，副廠長為當然委員，另由主席聘請具有技術經驗與安全審查專長之資深人員為委員，另可由主席得視審查案件需要，聘請相關人員、外界專家或成立專案小組，列席會議以備諮詢。
2. 經查為項目符號設定有誤，已移除項目符號 F.，修訂結果如附件12-008-02-A。
3. 一號機運轉執照屆期後，以除役前置作業準備等相關事宜為主要工作，包含計畫或專案之推動、書面文件準備等工作，不進行實質拆除作業，以降低對運轉中機組安全營運之潛在威脅。

   於核三廠二號機運轉執照屆期後，爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同；該期間主要任務為將爐心燃料全部退至用過核子燃料池並建立用過核子燃料池島區。

   配合上述說明，擬修改本章一、(二)第一段敘述為「由於電廠於停止運轉且爐心燃料全數移至用過燃料池後，僅餘用過核子燃料池及其相關支援系統/設備仍維持運轉…」，修訂結果如附件12-008-03-A。
4. 本公司訂定「核能電廠除役品質保證方案」之附錄一「核能電廠除役品質

保證方案作業要求權責區分表」，已依除役品保方案各章之作業要求，分別表列權責單位(主辦/協辦)，其執行單位包含核安處、核後端處、核發處、核技處、核三廠、放射試驗室等單位，人員則依各執行單位所屬部門之辦理細則規劃分別辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(一)2；一、(二)

第二回合審查意見

3.
(1)一號機運轉執照屆期後且二號機運轉執照屆期前，一號機會將爐心燃料全部退至用過核子燃料池，需要維持用過核子燃料池及其相關支援系統/設備的運轉。請說明在二號機運轉執照屆期前，一號機停用設備系統的隔離等相關作業的規劃。
(2)所提"爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同"，請修訂為"爐心仍有燃料期間，均依運轉期間之相關規定辦理"。
4
(1)請將「核能電廠除役品質保證方案」列於本章參考文獻。
(2)請提供「核能電廠除役品質保證方案作業要求權責區分表」，並說明本除役計畫執行與該表之符合性。
除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.
(1)於一號機進入除役期間後且二號機運轉執照未屆期前，電廠營運策略將以二號機安全營運為優先，在此原則下推動一號機之相關除役工作，包含除役相關計畫、專案與書面文件準備，以及一號機之專用系統隔離與爐心燃料全數退出等。
(2)依審查意見修訂第一回合答復說明為「核三廠二號機運轉執照屆期後，爐心仍有燃料期間均依運轉期間之相關規定辦理」。
4.
(1)依審查意見將「核能電廠除役品質保證方案」列於本章節三、參考文獻，修訂結果如附件12-008-04-B。
(2)提供「核能電廠除役品質保證方案作業要求權責區分表」如附件12-008-04-B(權責區分表)，該表為「核能電廠除役品質保證方案」之附錄一；有關本除役計畫執行與該表之符合性，摘要本除役計畫第十五章品質保證方案說明如下：「執行會影響核三廠除役品質之作業活動前，將依據該品質保證方案的內容，訂定相關作業程序書，遵照執行，以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。」

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B01	第一節	12-9	結案

第一回合審查意見

1. 第12-9頁，美國核管會檔案編號ML14104A046文件是NRC回復KEWAUNEE POWER STATION同意其SHIFT MANAGER CERTIFIED FUEL HANDLER TRAINING PROGRAM，並非是「剩下用過核子燃料池及其相關系統運轉時，不需要由持照之反應器運轉人員負責運轉」之規定，請修改此處文字，避免造成誤解。
2. 第12-9頁，「當所有燃料自反應器壓力槽退出，只剩下用過核子燃料池及其相關系統運轉時，參考美國核管會(NRC)之規定(美國核管會檔案編號ML14104A046)與各核能電廠之除役經驗，將不需要由持照之反應器運轉人員負責運轉，而是由值班經理及合格操作員負責運轉，該合格操作員係指經訓練合格之操作員。」在核三廠核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，台電公司應提報本會審核。另請台電公司：
   (1) 說明燃料尚未完全移出反應器壓力槽前之作法。
   (2) 所提美國業界作法僅供參考，請說明核三廠在燃料完全移出反應器壓力槽後，對相關運轉人員資格要求的規劃作法，包括取得資格、訓練、再訓練等。
   (3) 請在第12-7頁「核三廠主要人員之權責」以及表12-3增列。

第一回合審查意見答復

1. 原文「參考美國核管會(NRC)之文件(美國核管會檔案編號ML14104A046)與各核能電廠之除役經驗，將不需要由持照之反應器運轉人員負責運轉，而是由值班經理及合格操作員負責運轉」，依審查意見修訂為「參考美國核能電廠之除役經驗，是由合格操作員負責運轉」，修訂結果如附件12-009-01-A。
2. 說明如下：
   (1) 爐心仍有燃料期間之相關人員資格將比照運轉期間之相關規定辦理。
   (2) 參考本公司核一廠規劃「除役期間燃料監管員(Certified Fuel Handler)資格之取得/訓練/維持計畫」，修訂適用核三廠後，據以辦理取得資格、訓練、再訓練等事宜，惟近期管制機關正在擬定相關辦法之草案，若定案後本公司將依相關規定辦理。

(3)近期管制機關正在擬定相關辦法之草案，若定案後本公司將依相關規定修訂對應內容。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)2

第二回合審查意見

2.
(1)請將答復說明納入修訂，提供 Markup。
(2)同意答復，用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
(3)同意答復，用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.
(1)依審查意見將答覆說明「爐心仍有燃料期間之相關人員資格將比照運轉期間之相關規定辦理。」納入報告，詳如附件12-009-02-B。
(2)遵照辦理。
(3)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(二)2

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**12-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S04、B16	第一節	12-10~12	結案

第一回合審查意見

1. 第12-10頁及第12-11頁，請說明消防安全、工作安全及輻射安全在除役各階段之特別注意事項。
2. 第12-10頁，提及「除役期間核能電廠應建立一套完整的消防計劃」，目前核三廠之程序書『消防計劃』是否不完整，應建立一套較完整的，然又提及「消防所需辦理之事項皆說明於核三廠之程序書『消防計劃』內」，兩者似乎有點矛盾，請說明。
3. 第12-10頁，(二)4.工作安全，請補充說明有關除役期間各項工作應遵循法規，對於各階段興建設施工程與土地復原時，工程施工期間必要安全衛生設備及措施與遵守規範。
4. 第12-11頁，(二)6.品質保證，敘述「本公司因應核一廠除役工作之推動，已

於107年6月前提送「核能電廠除役品質保證方案」予大會，並已獲大會同意備查。」其內容與第15章核三廠除役作業之品質保證方案依據不一致。

(1) 請澄清說明核三除役計畫適用之「核能電廠除役品質保證方案」備查版本與提送日期。

(2) 若品質保證方案內容更新或進版，為使除役計畫各章節引述有關品質保證方案之內容具有一致性且同步修訂，請說明回饋機制與作為。

5. 第12-12頁，除役拆廠階段及廠址復原階段所規劃之拆除廢棄物運送作業之輻射管制站是否相同？若沿用除役拆廠階段的管制站，此處不宜寫另規劃。

第一回合審查意見答復

1. 消防安全、工作安全及輻射安全在除役所有階段，皆需符合消防計劃、職業安全衛生及游離輻射防護相關法規，並於執行各項除役作業前，依核三廠相關程序書，來檢視除役作業程序規劃是否符合規範，於此同時擬定特別注意事項，供作業人員注意防範。
2. 本節說明方式前段摘要建立消防計劃所要達到的目標，後段則說明消防計劃執行事項明列於程序書「消防計劃」內，為免誤解，擬將本節內文「除役期間核能電廠應建立一套完整的消防計劃，包含防火管理業務...」修訂為「除役期間核能電廠的消防計劃，包含防火管理業務」，修訂結果如附件12-010-02-A。
3. 有關除役期間各項工作應遵循法規，包含興建設施工程與土地復原工作，工程施工期間必要安全衛生設備及措施與遵守規範，擬於各項工作執行前，將職業安全衛生相關法規規定事項納入施工計畫書。
4. 說明如下：
   (1) 經查目前本公司「核能電廠除役品質保證方案」最新獲大會於110年1月7日會核字第1090014774號函同意核備版次為第1版，適用核三廠。
   (2) 後續品質保證方案內容更新或進版，為使除役計畫各章節引述有關品質保證方案之內容具有一致性，本章節擬引用第十五章之說明方式修訂，並於年度修訂進版時同步修訂，修訂結果如附件12-010-04-A。
5. 廠址最終狀態偵測階段需辦理機組廠房之拆除作業，原設置於廠房內之各輻防管制站，將配合拆除作業需要規劃移除或另行設置。為免誤解擬於廠址最終狀態偵測階段內文說明刪除「另」字，修訂結果如附件12-010-05-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(二)3；一、(二)6；一、(二)7

第二回合審查意見

1.請參照第12-8~9頁在除役計畫中明列消防安全、工作安全及輻射安全在各階段的特別注意事項，而非在執行各項除役作業前才擬定。

3.請簡要說明興建設施工程與土地復原工作所涉及職業安全衛生相關法規規定盤點為何?

4.(2)建議適度調整內容，將12-010-04-A 所刪除原「工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理」，保留此段用詞於修訂內容中，以具體說明遵照執行之方式。

除以上第1、3、4.(2)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.如第12-8頁說明「除役期間之管制與管理程序項目包括設備之管制與維護管理、運轉人員之資格要求、消防安全、工作安全、輻射安全、品質保證及人員與車輛出入之污染管制，以下將分別說明，並將設備之管制與維護管理及人員與車輛出入之污染管制，分別列明除役各階段重點及原因：」，係因除「設備之管制與維護管理及人員與車輛出入之污染管制」因廠房及設備拆除階段性的差異，進而分列各階段之特別注意事項外，有關「消防安全、工作安全及輻射安全」的管制及管理程序，不會因為廠房及設備拆除階段進度而有所差異，如有特別作業或拆除工法之執行，將於作業前完成相關訓練。

3.核三廠現依程序書「環境/職安衛管理系統法規與其他要求事項查核作業程序」辦理，適用於核三廠相關法規規定盤點，目前分類為空氣污染防制類/水污染及土壤防治類/廢棄物清理類/毒性及關注化學物質管理類/噪音振動管制類/飲用水管理、煙害防治類/工業安全衛生類/消防類等，興建設施工程與土地復原工作等除役期間工作均需符合。

4.(2)依審查意見保留12-11頁原用詞「工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理」，修訂結果如附件12-010-04-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(二)6

第三回合審查意見

4.(2)有關附件12-010-04-B 所提品質保證方案內容，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，本項列為重要管制事項。

除以上第4.(2)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

4.(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**12-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B01、B09、B16	第一節	12-12~13	結案

第一回合審查意見

1. 第12-12頁，提及「除役期間為確保除役作業之品質、人員及環境安全，相關之品質文件(如施工計畫、作業程序書等)依程序書管制作業流程圖(圖12-7)執行」，各項除役作業執行前，應備有相關程序書，請說明相關人員訓練如何執行。
2. 第12-13頁，(2)工業安全與衛生，「審查本公司員工及各承包商是否採取適當之職業安全衛生管理措施及計畫，其職業安全衛生管理人員資格是否滿足法規要求。」請述明法規名稱。
3. 第12-13頁，「營運期間，電廠技術規範規定電廠之安全審查由廠長、副廠長及各組經理組成之電廠運轉審查委員會(SORC)負責，而除役期間電廠運轉審查委員會(SORC)將變更為除役審查委員會(SDRC)」，請台電公司：
   (1) 說明核三廠1號機永久停止運轉至2號機永久停止運轉之間的運作方式，以適切因應機組的不同狀態。
   (2) 於上項期間針對品保作業、程序書說明規劃之運作方式。
4. 第12-13頁，(三)1.(4)所述「除役審查委員會(SDRC)，以就除役期間之作業程序及重要安全事項進行審查及核准，並由主席依除役作業需求，聘請具有技術經驗與安全審查專長之資深人員」，請說明具技術經驗與安全審查專長之資深人員之篩選條件資格或類別。

第一回合審查意見答復

1. 如題所述之品質文件完成後，將於作業前，依相關作業程序書規劃內容，採用講習或實作等方式完成相關人員訓練，以確保後續相關作業均依新版內容執行。
2. 是，擬述明為「職業安全衛生管理辦法」，本段修訂為「審查本公司員工及各承包商是否採取適當之職業安全衛生管理措施及計畫，其職業安全衛生管理人員資格是否滿足職業安全衛生管理辦法等法規要求。」，修訂結果如附件12-011-02-A。
3. 說明如下：
   (1) 核三廠一號機運轉執照屆期後，將成立除役審查委員會(SDRC)，審查除役相關程序書、規範及修正事項等，對所有有關核能安全事項向廠長提出建議。而二號機則續由運轉審查委員會負責相關事宜。
   (2) 將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
4. 除役審查委員會(SDRC)援引核三廠營運期間程序書「電廠運轉審查委員會作業程序(SORC)」，各類委員有運轉/機械及熱流/儀控及電氣/電廠設計及評估/核工/輻射安全/化學/品管等，另得視審查案件需要，聘請相關人員、外界專家或成立專案小組，列席會議以備諮詢。隨著電廠除役作業需要，擬適時調整委員專業類別。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)1

第二回合審查意見

1.同意答復，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，本項列為重要管制事項。
3.
(1)請將答復說明納入修訂，提供 Markup。
(2)請說明核三廠1號機永久停止運轉至2號機永久停止運轉之間的作業方式。
4.針對隨著電廠除役作業需要，適時調整委員專業類別，請簡要說明除役期間從成立除役審查委員會(SDRC)之委員至依作業需要適時調整委員專業類別，前後差異之紀錄或執行方式是否有相關程序書規範。另請說明除役過渡階段所成立除役審查委員會(SDRC)之各類委員為何。
除以上第1、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.遵照辦理。
3.
(1)依審查意見修訂為「營運期間，電廠技術規範規定電廠之安全審查由廠長、副廠長及各組經理組成之電廠運轉審查委員會(SORC)負責，而核三廠一號機運轉執照屆期後，將成立除役審查委員會(SDRC)，審查除役相關程序書、規範及修正事項等，對所有有關核能安全事項向廠長提出建議。而二號機則續由運轉審查委員會負責相關事宜。」，修訂結果如附件12-011-03-B。
(2)於一號機進入除役期間後且二號機運轉執照未屆期前，電廠營運策略將以二號機安全營運為優先，在此原則下推動一號機之相關除役工作，包含除役相關計畫、專案與書面文件準備，以及一號機之專用系統隔離與爐心燃料全數退出等。
4.除役審查委員會(SDRC)援引核三廠營運期間程序書「電廠運轉審查委員會作業程序(SORC)」，將另建立核三廠除役期間程序書「除役審查委員會作業程序(SDRC)」，屆時於程序書內說明各委員專業類別。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：一、(三)1

第三回合審查意見

3.
(1)請修訂為「而二號機則續由運轉審查委員會負責相關事宜，直到二號機運轉執照屆期為止」。
(2)第一回合答覆說明「除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂」，但針對運轉執照屆期後才執行作業(例如島區)的程序書，亦屬於除役過渡階段需用，請再修訂相關敘述。

4.經查核三廠運轉技術規範，行政管制16.6.5.1.1.2節係規範電廠運轉審查委員之組成類別。另依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第8條規定，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前應依運轉技術規範執行。故應於運轉技術規範列明除役審查委員各專業類別，並反應至所建立之程序書。

除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.(1)依審查意見修訂為「而二號機則續由運轉審查委員會負責相關事宜，直到二號機運轉執照屆期為止。」，修訂結果如附件12-011-03-C。

3.(2)修改第一回合答覆說明為「進入除役過渡階段即需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。其餘在除役過渡階段期間才開始執行之作業項目，則於作業前建置完成，若未完成則不執行作業。」

4.遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、(三)1

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	**12-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B16	第一節	12-14	結案

第一回合審查意見

第12-14頁，(三)2.為確保核三廠除役作業安全及品質，對於執行現場品質人員、及核安處之定期或不定期稽查以及負責稽核後所發現各項改正行動建檔及追蹤之品質組人員：

(1) 請說明上述各類品質人員的資格要求。

(2) 請說明除役各階段品質人員之人員訓練方案。

(3) 對於未來核一、核二、核三同時進行除役工作的狀況，請說明有關核安處執行定期或不定期稽查之規劃與人力配置。

第一回合審查意見答復

(1) 品質人員分為核電廠品質人員及核安處稽查員2類，核三廠品質人員援引核三廠營運期間程序書「品質人員訓練及資格審查程序」，於學歷及經歷符合要求且經訓練合格後，可申請成為核能品質人員;核安處稽查員適用核安處「稽查員考訓及資格審查作業程序書」，稽查員資格經審查合格後核准成為核安處稽查員。

(2) 除役期間之品質相關人員訓練方案，除定期考訓及資格審查外，也會透過參加除役相關講習與稽查現場各項作業經驗進行回饋，以精進品質人員能

力。 (3) 除役期間援引營運期間作法，依核安處程序書「稽查作業程序書」，分為定期稽查(按照事先擬定之全年度稽查計畫時程執行稽查)及專案稽查(另依事件需要辦理)，人力配置則由核能安全處副處長擔任或指派稽查領隊，由稽查領隊選定稽查員或函請各單位派合格人員參加稽查工作。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B01、B09	第一節	12-14	結案

第一回合審查意見

1. 第12-14頁，教育訓練課程除規劃各階段初階及進階課程外，也應針對繼續教育進行規劃，請說明。
2. 第12-14頁，「人員訓練方案」，核三廠1號機永久停止運轉至2號機永久停止運轉之間，兩部機組狀態不同，若有兩部機組間運轉人員工作調派需求，針對人員資格要求符合性，請說明其持照人員年度訓練規劃。
3. 第12-14頁，「於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段的訓練」，請台電公司：
   (1) 說明各階段訓練計畫(包括內容及期程)執行前多久提交本會的規劃作法。
   (2) 若除役作業期程提早(例如原規劃於除役拆廠階段執行之作業提前至除役過渡階段執行)，請說明相關人員訓練如何因應，及其管制時程規劃。
4. 第12-14頁，提及除役各階段之訓練課程規劃，其中除役過渡階段訓練項目未含括第12-2頁所述該階段之汽機廠房、輔助廠房相關設備拆除、主/輔變壓器及氣渦輪機之拆解與拆除等作業，請澄清說明。

第一回合審查意見答復

1. 如題所述之繼續教育將參考核三廠「核三廠專業人員訓練程序書」，沿用年度自辦訓練計畫/年度訓練所訓練課程計畫之訂定，逐年進行規劃及據以執行，擬於本段補充說明「人員訓練方案將參考核三廠「核三廠專業人員訓練程序書」[9]，以及「核三廠運轉人員訓練程序書」[10]辦理，並每年安排再訓練(如年度自辦訓練計畫/年度訓練所訓練課程計畫等)，再根據除役計畫之特殊要求進行必要之修訂，分別規劃除役四個階段訓練課程。」，修訂結果如附件12-013-01-A。
2. 對於一號機進入除役、而二號機仍維持正常運轉期間之專業人員或持照運轉人員訓練，皆維持兩部機營運期間之作法與規定。

3. 說明如下：
(1) 各階段訓練規劃表列於表12-4、表12-6、表12-8及表12-9，若需修訂將於提送除役計畫年度修訂版時更新，另其訓練內容及期程，屆時視除役作業需求訂定。
(2) 若除役作業期程提早，將於執行作業前完成整備工作及相關人員訓練。

4. 第12-14頁，提及除役各階段之訓練課程規劃，其中除役過渡階段訓練項目依審查意見於第12-15頁新增「(6)設備組件管路切割作業：各類切割工具原理介紹、操作程序保護措施、職業安全衛生、切割後處理方式。(7)拆除作業：各項拆除設備介紹、操作程序、職業安全衛生、輻射防護。」另配合新增相關課程於表12-4，修訂結果如附件12-013-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二；二、(一)1；表12-4

第二回合審查意見

2.所提"一號機進入除役、而二號機仍維持正常運轉期間，專業人員或持照運轉人員訓練，皆維持兩部機營運期間之作法與規定"，在此期間，專業人員或持照運轉人員訓練，皆維持兩部機營運期間之作法與規定，請檢視相關人員訓練要求與除役期間訓練要求的符合性。

3.
(1)「除役計畫年度修訂版」須於當年3月31日前提出，並請台電公司於每年11月底前先行陳報次年度訓練內容及期程之規劃。
(2)若除役作業期程提早，請說明人員訓練相關調整陳報本會之規劃。

4.請將汽機廠房、輔助廠房相關設備拆除、主/輔變壓器及氣渦輪機之拆解與拆除等作業納入第12-14頁除役過渡階段主要執行工作內文中。另答復提及表12-4新增「切割技術」、「拆除技術」訓練課程，請澄清上述訓練課程與表12-4中既有「切割及拆除技術」訓練課程之差異。

除以上第2、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.於一號機進入除役、二號機維持運轉期間，以安全運維運轉中之二號機組為主要任務，一號機停止運轉準備除役作業為輔，故在此期間，與運轉相關之訓練持續進行，維持兩部機營運之作法，除役期間所需一般訓練則依除役計畫相關說明辦理。於報告中補充說明：「一號機進入除役、而二號機維持運轉期間，相關專業人員或持照運轉人員訓練，皆維持兩部機營運期間之作法與規定」，修訂結果詳如附件12-013-02-B。

3.
(1)為有效執行各階段工作，本公司於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，並於實際除役工作事項執行前完成訓練，以滿足除役作業實際需求。

(2)若除役作業期程提早，相關人員訓練需於現場實際作業前辦理完成，若需修訂除役計畫本章訓練內容，將於「除役計畫年度修訂版」提出並陳報大會。

4.依審查意見修訂，將「汽機廠房、輔助廠房相關設備拆除、主/輔變壓器及氣渦輪機之拆解與拆除等作業」納入第12-14頁，修訂結果詳如附件12-013-04-B。另第12-14頁新增「切割技術」、「拆除技術」訓練課程說明與表12-4中既有「切割及拆除技術」訓練課程皆為相同訓練，新增第12-14頁說明內容是為精進章節說明及表單內容的連貫性。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二；二、(一)1

第三回合審查意見

2.所提補充說明，請針對1號機人員對除役訓練之需求，再澄清相關作法。

3.

(1)所提答復說明應符合第二回合審查意見之要求，請澄清。

4.

(1)第一回合審查意見答復中提及「新增相關課程於表12-4，修訂結果如附件12-013-04-A」，請澄清於表中新增「切割技術」、「拆除技術」訓練課程，與表中既有「切割及拆除技術」訓練課程之差異。

(2)第二回合審查意見答復中提及『第12-14頁新增「切割技術」、「拆除技術」訓練課程說明與表12-4中既有「切割及拆除技術」訓練課程皆為相同訓練，新增第12-14頁說明內容是為精進章節說明及表單內容的連貫性』，然檢視附件12-013-04-B，第12-14頁並無「切割技術」、「拆除技術」訓練課程說明，請澄清前述答復內容所指為何。

除以上第2、3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.「一號機進入除役、而二號機維持運轉期間，相關專業人員或持照運轉人員訓練，皆維持兩部機營運期間之作法與規定....」係指一號機進入除役、而二號機維持運轉之階段，持照運轉人員皆須在不影響二號機安全運轉之前提下，依照除役計畫，接受未來除役工作所需之訓練課程，另有關除役期間燃料監管員之做法，包括執照、管理、訓練等面向，將參考本公司核一廠規劃「除役期間燃料監管員(Certified Fuel Handler)資格之取得/訓練/維持計畫」，修訂適用核三廠後，據以辦理取得資格、訓練、再訓練等事宜，惟近期管制機關正在擬定相關辦法之草案，若定案後本公司將依相關規定辦理。

3.(1)有關委員所提及之人員訓練內容及期程規劃，台電公司將參考核一、二廠除役計畫重要管制事項03之辦理方式，核三廠除役期間之訓練課程規劃及辦理情形將於「除役計畫重要管制事項半年報」中詳加說明，於每年一月及七月陳報原能會。

4.

(1) 附件12-013-04-A 依第一回合審查意見修訂，為使說明內容的表格內容一致，將「切割技術」及「拆除技術」訓練課程分別表述，並修訂表12-4將既有「切割及拆除技術」訓練課程刪除，修訂結果如附件12-013-04-C。另因本題刪除之「切割及拆除技術」是屬工程管理組需接受訓練之課程，因此將於「切割技術」及「拆除技術」之「需接受訓練課程之組別」一欄中，新增「工程管理組」，以補足刪除表格後所造成之內容缺失，修訂結果如附件12-013-04-C。 (2)第二回合審查意見答復中提及之「切割技術」、「拆除技術」訓練課程說明所在頁碼有誤，應修訂為第12-15頁，且本項已於第一回合完成修訂，修訂內容請詳附件12-013-04-A。 (3)因應台電公司電力規劃需求，故氣渦輪機原先規劃拆除改為不拆除，已調整本文及第二回合答復之附件，修訂結果詳附件12-013-04-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表12-4；一、(一)1.(1)；二、(一)1.
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**12-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B09	第二節	12-16	結案

第一回合審查意見

1. 第12-16頁，提及「除役拆廠階段對核三廠員工之訓練課程，依任務需求分類如表12-6」，表12-1（第12-34與35頁）基礎設施組《除役工程組》與拆除技術組《大型組件組》皆列「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」，然表12-6（第12-46頁）除役拆廠階段所列進階除污技術課程的需接受訓練課程之組別中，並沒有包括基礎設施組《除役工程組》與拆除技術組《大型組件組》，請說明。
2. 第12-16頁，提及「除役拆廠階段對核三廠員工之訓練課程，依任務需求分類如表12-6」，表12-6（第12-46頁）除役拆廠階段為何沒有列進階操作員訓練課程，請說明。
3. 第12-16頁，提及反應器內部組件的切割、反應器切割、設備組件的拆除及切割、混凝土的除污及拆除等作業相關訓練，請針對蒸汽產生器設備切割作業說明其訓練規劃及訓練重點。

第一回合審查意見答復

1. 表12-1（第12-34與12-35頁）基礎設施組《除役工程組》所列「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」為誤植，已依前項審查意見12-006-03修訂。另依本項審查意見修訂，將表12-6（12-46頁）除役拆廠階段對核三廠員工之訓練課程，分類進階

「除污技術」課程，納入大型組件組為「需接受訓練課程之組別」，修訂結果如附件12-014-01-A。

2. 「操作員訓練」課程內含「除役過渡階段及除役拆廠階段執行用過燃料的監測/操作/貯存/冷卻作業之專業人員訓練課程」，依審查建議列入表12-6，修訂結果如附件12-014-02-A。

3. 針對蒸汽產生器設備切割作業說明其訓練規劃及訓練重點，擬納入「反應器及其內部組件切割前之準備工作」併同規劃辦理。於表12-6除役拆廠階段對核三廠員工之訓練課程(第12-45頁)，將「反應器及其內部組件切割前之準備工作」課程之內容，修訂為「內部組件、蒸汽產生器及調壓槽等設備簡介」，明確涵蓋蒸汽產生器等設備切割作業，修訂結果如附件12-014-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表12-6

第二回合審查意見

3. 答復提及蒸汽產生器設備切割作業擬納入「反應器及其內部組件切割前之準備工作」併同規劃辦理，然表12-6中「反應器及其內部組件切割前之準備工作」課程名稱仍不明確，建議修訂。另蒸汽產生器設備切割作業訓練相關內容請納入第12-16頁「2.除役拆廠階段」內文中。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.依審查意見修訂，改為「反應器及其內部組件切割工作」並將相關內容納入第12-16頁「2.除役拆廠階段」內文中，修訂結果如附件12-014-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)2；表12-6

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**12-015**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B11	第二節	12-16~17	結案

第一回合審查意見

1. 第12-16頁及第12-17頁，核三廠預力混凝土圍阻體之拆除工程有其特殊性，於此一拆除工程專案之規劃、招標、執行前，有必要配合適當的人員相關知能訓練，以充實各方參與人員之相關工程知識。於本章二、(一)2.、二、(一)3.與表12-7、表12-8中，均未見相關論述，請說明。

2. 第12-17頁，進階操作員訓練課程為執行用過燃料的監測/操作/貯存/冷卻作業之專業人員訓練課程，應會與核子燃料乾式貯存設施安全運作有關，為何於廠址最終狀態偵測階段（表12-8）與廠址復原階段（表12-9）皆沒有列，

請說明。
第一回合審查意見答復
1. 有關核三廠預力混凝土圍阻體之拆除工程確實具特殊性，故於拆解時，需嚴加規劃拆除工法及施工順序，盡可能蒐集相關案例與技術資料或諮詢工程顧問公司，以確保工作安全，並於辦理招標作業時，將訓練需求納入招標合約內。 2. 第12-17頁所述進階操作員訓練課程為執行用過燃料的監測/操作/貯存/冷卻作業之專業人員訓練課程，係指核燃料貯存於用過核子燃料池期間之操作員訓練，有關核子燃料乾式貯存設施安全運作所需之訓練需求，另於「核三廠乾式貯存計畫」內論述。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-016**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B13	第二節	12-18	結案
第一回合審查意見					
1. 第12-18頁，敘述：「另有關核三廠承包商之入廠講習成效評估，係每次訓練結束後，將執行測驗一次，測驗成績以70分以上為及格，成績未達70分，需再訓練，考試不合格者，禁止入廠工作。」其中成績未達70分需進行再訓練之作業流程，建議納入第12-25頁，圖12-6核三廠訓練作業流程。 2. 第12-18頁，「各訓練班之訓練相關資料，經除役訓練組晒存後，原件保存訓練部門，訓練紀錄應保存十年」，有關除役計畫相關文件保存年限，請台電公司依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理。					
第一回合審查意見答復					
1. 圖12-6核三廠訓練作業流程，適用所有訓練計畫之擬訂及實施，並評估所擬訂之訓練計畫是否能得到良好成效，若不良則重新回到講師選擇與教材編訂。另，有關人員訓練成果評測方式依授課方式及課程內容而異，有筆試、口試、實作評核、繳交作業或報告等四種等。因此第12-18頁，敘述：「另有關核三廠承包商之入廠講習成效評估…」目的為評估承包商個別人員受訓成效，與圖12-6核三廠訓練作業流程評估的主體不同，擬不納入流程圖12-6。 2. 依審查意見修訂為：「各訓練班之訓練相關資料，經除役訓練組晒存後，原件保存訓練部門，訓練紀錄依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理。」，修訂結果如附件12-016-02-A。					

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(四)
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-017**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B09	圖12-6 圖12-7	12-25~26	結案
第一回合審查意見					
1. 圖12-6「核三廠訓練作業流程」於本章二、(三)小節內文中提及，而圖12-7「程序書管制作業流程」於本章一、(三)1.小節內文中提及，意即圖12-7於本章內文中先出現，建議依於本章內文中出現的順序重新編排圖號。 2. 圖12-7「程序書管制作業流程」中，第2步驟為「新增程序書或涉及4.1、4.2節修訂之程序書需執行10 CFR 50.59評估作業程序(管制修訂項目，詳10.1節管制修訂說明)」，請述明是哪份報告的4.1、4.2及10.1節。					
第一回合審查意見答復					
1. 依審查意見重新編排圖號，改為圖12-6「程序書管制作業流程」; 圖12-7「核三廠訓練作業流程」，修訂結果如附件12-017-01-A。 2. 依審查意見修訂圖12-6(原圖12-7依前項審查意見12-017-1修訂為圖12-6)「程序書管制作業流程」增加說明「註: 援引核三廠程序書「程序書管制作業」4.1、4.2及10.1節」，修訂結果如附件12-017-02-A。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一、(三)1；二、(三)；圖12-6；圖12-7					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**12-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B09	表12-1	12-27~36	結案
第一回合審查意見					
1. 由於除役各階段之任務編組會進行整併，因此建議各階段分別列表。例：表12-1(1)核三廠除役過渡階段人員編制與其權責、表12-1(2)核三廠除役拆廠階段人員編制與其權責...。 2. 表12-1，除役各階段的公共關係及利害相關者溝通協調業務由供應組負責，考量公共關係及溝通協調工作對除役工作順利進行非常重要，建議要成立專					

責單位負責。 3. 表12-1「基礎設施組《除役工程組》」欄位中，提及於廠址最終狀態偵測階段增加原大型組件組業務，包含「負責核子反應器相關系統之機械設備拆除作業」，然於此階段主要係執行廠房之拆除作業，請澄清說明哪些反應器相關系統之機械設備拆除作業規劃於此階段進行？
第一回合審查意見答復
1. 考量除役各階段之任務編組會進行整併，若分階段表列，業務內容不變之組別，說明內容多重覆，且會增加本章之頁數，而更名或業務內容整併之組別，不易表達業務移轉的情形，擬維持本章表12-1及12-2整合之表列方式。 2. 核能電廠營運期間廠址之公共關係及利害相關者溝通協調業務，即由供應組(公關課)負責，多年積累經驗豐富；另本公司於總管理處已有專責任務編組「除役及選址溝通中心」，負責核能後端營運相關業務的公共關係及溝通協調工作。 3. 「負責核子反應器相關系統之機械設備拆除作業」已由大型組件組於除役拆廠階段完成，此項為誤植，已刪除此項作業，修訂結果如附件12-018-03-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表12-1
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**12-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B09、B15、B16、C01	表12-2 表12-3 表12-4	12-37~43	結案
第一回合審查意見					
1. 表12-2，有關除役主要人員資格要求表，請補充有關環境偵測執行單位之專業技術人員資格。 2. 表12-2，保健物理組負責除役期間的輻射防護工作，建議該組經理應有相關專業訓練、或從事保健物理工作數年的經驗。 3. 表12-3，核三廠除役期間相關工程、專業技術人員之權責及資格： (1) 請補充說明以下人員之權責及資格，如機械技術員及電氣技術員、除役拆廠階段之反應器壓力槽及內部組件遙控切割技術員、切割技術人員、除污技術員、燃料吊運之合格操作員、各階段勞工安全衛生管理單位人員等。 (2) 請盤點及說明除役計畫執行之重要工項與關鍵工項，並說明關鍵技術					

資格要求。

4. 表12-4，有關除役過渡階段因應各種不同型態天然災害之應變作業，請說明其相關訓練課程規劃。

第一回合審查意見答復

1. 有關除役核能電廠之環境偵測執行單位，均為通過主管機關指定機構之認證，其專業技術人員需能執行經指定之認證項目。核三廠除役各階段廠外及監測區之環境監測作業仍維持現行作業方式，由本公司常設單位執行。本公司放射試驗室核三工作隊自92年6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」七項認可證書，品質與技術皆符合 ISO/IEC 17025國際規範(全國認證基金會 Taiwan Accreditation Foundation,TAF 認證編號為1088，證書編號為L1088-191111)。
2. 保健物理組經理需具備之經驗，需考量本公司中階主管的輪調要求及後續高階主管的養成訓練，在比照各部門標準並新增具保健物理相關經驗之說明後，表12-2(第12-38頁)擬修訂為：「經理需具有核能電廠工程、運轉、維護、保健物理或除役工作6年以上經驗。」，修訂結果如附件12-019-02-A。
3. 說明如下：
   (1) 目前已知國內法規對「機械技術員及電氣技術員、除役拆廠階段之反應器壓力槽及內部組件遙控切割技術員、切割技術人員、除污技術員」，未有規範人員之權責及資格要求，需視各項除役作業施作方法之選用，才能依法規範人員之權責及資格要求，故暫不新增上述人員之權責與資格要求。另核三廠「燃料吊運之合格操作員」擬參考本公司核一廠規劃「除役期間燃料監管員(Certified Fuel Handler)資格之取得/訓練/維持計畫」，修訂適用核三廠後，據以辦理取得資格、訓練、再訓練等事宜，惟近期管制機關正在擬定相關辦法之草案，若定案後本公司將依相關規定修訂對應內容。最後，「職業安全衛生管理人員」之權責及資格，依職業安全管理師(或職業衛生管理師)證照要求辦理，不分階段皆相同。
   (2) 除役計畫執行之重要工項與關鍵工項，如反應器壓力槽及其內部組件、蒸氣產生器及調壓槽之拆除、系統除污作業或預力鋼筋混凝土拆解等，目前尚未細部規劃施作工法，將於擬訂作業程序書時一併說明操作人員資格要求。
4. 有關天然災害之應變，核三廠將預作相關防災措施，當天然災害發生時，依據工安法規，以人員安全為優先考量，現場工作暫停，執行掩蔽及撤退動作；待天然災害警報解除後，確認現場建物及設備財產等損害情形，並依既有應變程序書執行復原動作。

   各階段之意外事件應變訓練已納入「除役之緊急應變計畫」或「廠內意外事件應變」課程中，擬於廠址最終狀態偵測階段與廠址復原階段增加「廠內意外事件應變」課程，修訂結果如附件12-019-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：表12-2；表12-8；表12-9
第二回合審查意見
3. (1)針對國內法規，如電氣技術員就電業法第60條第2項所指專任電氣技術人員要求，及「用電場所及專任電氣技術人員管理規則」各級電氣技術人員資格規定；另興建設施工程與土地復原工作可能涉及之操作機械，如推土機、挖掘機(怪手)、裝載機(鏟裝機/山貓)及其他經主管機關指定之重機械等，請說明除役期間相關作業對於機械技術人員及電氣技術人員之權責及資格要求之適用性。另請說明審查意見答復所檢視之國內法規為何，考量除役各階段作業人員需求與資格是否已完整涵蓋所有相關主管機關法規之規定。 除役期間用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。 除以上第3.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.(1)經查核三廠應符合電業法第58條「發電業及輸配電業應置主任技術員」，並依「電業主任技術員任用規則」第3條第1項發電業應置專任主任技術員一人，主持工程上一切業務，其資格應符合「主任技術員任用資格」表之規定。另有關除役期間各類技術工作人員資格，擬沿用核三廠程序書「核三廠承包商各類技術工作人員資格檢定程序書」並視除役各階段的作業需求，滾動檢討作業人員需求與資格是否已完整涵蓋所有相關主管機關法規之規定，適時修訂程序書。 遵照辦理。本公司後續將提送用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審查。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
3. (1)核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 除以上第3.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3.(1)遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	12-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09	第12章	全	結案

第一回合審查意見

請就下列計畫內容用詞或說明的問題提出澄清並適當修正：

1. 第12-1頁，本章引言提及「本章組織及人員訓練，主要說明核三廠除役期間之組織與任務編組、管理程序及人員訓練，考量人力資源之運用，應以實際除役作業需求為主，配置適當的專業任務分工...」，其中「應以」係屬他單位提醒/建議台電公司之用語，請修正並採用適當之用詞。
2. 圖12-2「除役過渡階段組織圖」中「電氣儀控組」與本章內文中「儀控電氣組」之用詞不一致，請統一用詞。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見刪除「應」字，修訂此段說明為「考量人力資源之運用，以實際除役作業需求為主..」，修訂結果如附件12-020-01-A。
2. 配合審查意見12-004第4項，將圖12- 2修訂為運轉期間至除役過渡階段組織調整圖，並一致修訂為「儀控電氣組」，修訂結果如附件12-020-02-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：前言；圖12-3

第二回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 (已結案30項，共30項)

依政府資訊公開法第18條第1項第1款，因內容涉及核設施安全保防任務，故不予公開

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十四章 保安措施 (已結案8項，共8項)

依政府資訊公開法第18條第1項第1款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十五章　品質保證方案(已結案4項，共4項)

意見編號	15-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S09、B12、B16	全	15-1	結案

第一回合審查意見

1. 請說明目前適用於運轉階段之 SOP 將修訂適用於除役階段之程序書清單(包括核能安全委員會、核安處、核後端處、核發處、核能三廠、核技處、放射試驗室、林口核能訓練中心、緊執會等單位，以及 SOP 標題)、預定完成時程等列出，以確保本章之完整性。
2. 核三廠除役作業之品質保證方案涉及總公司之作業，亦請逐項檢討除役作業界面要求(包括權責區分等)，比照前述之作法並說明規劃預定完成時程。
3. 請說明品質保證方案引用之法規、標準，人員必要之品質講習及訓練，以及審查與監督方式等項目。
4. 請以核三廠除役各階段主要/特定工作項目(重要工項)之品保程序，如輻射特性調查、拆除計畫、除污計畫以及參據文件等，說明作業規劃、內部審核之品保實務作業如何執行，以符合品質保證要求。
5. 若品質保證方案內容更新或進版，為使除役計畫各章節引述有關品質保證方案之內容具有一致性與適時修訂，請說明回饋機制與作為。
6. 請澄清所『引用 ASME NQA-1內容』之原則為何？是採用 NRC 最新核准之法規指引(Regulatory Guide)所引用之 ASME NQA-1 版本內容或是依據 ASME NQA-1最新生效之年版？請補充說明。
7. 有關除役品質保證方案係依據原能會公布之「核子反應器設施除役計畫導則」第十五章及「核一廠除役計畫重要管制事項」第29項、「核二廠除役計畫重要管制事項」第29項，請說明該品質保證方案納入核三廠除役計畫之規劃？

第一回合審查意見答覆

1. 本公司因應各核能電廠即將逐步進入除役階段，訂定核能電廠除役相關單位(不含核能電廠)除役期間作業程序書建構辦法，明訂程序書內容檢視重點，並於107年9月27日召開「核能電廠除役相關單位(不含核能電廠)除役期間程序書建構討論會議」要求各單位依照上述辦法檢視運轉階段所有程序書是否仍適用於電廠除役期間之作業，若不適用應修訂或新增程序書完成發行，各單位清查相關程序書數量如下：

單位	數量	單位	數量
核安會	2	核發處	106
核技處	183	核後端處	86

緊執會	22	林訓中心	107
放射室	30	核安處	47

核電廠除役相關單位(核安會、核發處、核技處、核後端處、核安處、緊執會、放射試驗室與林訓中心)業已於107年12月5日前依本建構辦法進入除役階段前完成營運程序書轉移作業。

另核三廠1號機預計113年7月27日進入除役階段，程序書檢視、修訂與轉換作業將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。

2. 依本公司核能事業部總公司相關單位除役分工：核後端處負責高放處置及乾式貯式設施興建；核技處負責低放射性廢棄物貯存庫、減容設施、土方暫置場、鋼筋混凝土分離場等其他除役相關設施興建；除役技術的推展由核發處負責；各項作業安全管制由核安處負責。

本公司已依核一廠除役重要管制事項第29項「除役期間之品質保證方案準用核子反應器設施品質保證準則，並提報主管機關審核」完成總公司各單位除役分工權責範圍內有關設計、採購、製造、作業程序書、文件管制、特殊製程管制、檢驗、試驗管制、量測試驗設備管制、品保紀錄等涉及品保作業逐章逐項列明權責區分與相關作業要求於核能電廠除役品質保證方案，後陳報大會並蒙大會於107年11月7日核備後發行第0版，本除役品保方案明列總公司各單位除役分工權責範圍內有關設計、採購、製造、作業程序書、文件管制、特殊製程管制、檢驗、試驗管制、量測試驗設備管制、品保紀錄等涉及品保作業逐章逐項列明權責區分與相關作業要求。

109年12月8日定期檢視各單位相關權責及作業要求執行狀況核備後發行第1版。後續本公司將持續視除役期間各階段除役作業需求與實際執行狀況定期檢視本除役品保方案並陳報大會。

3. 依大會核一廠除役重要管制事項第29項「除役期間之品質保證方案準用核子反應器設施品質保證準則，並提報主管機關審核」，述明核能電廠除品質保證方案適用大會公布之「核子反應器設施品質保證準則」及除「核子反應器設施除役計畫導則」第十五章等要求規定建立本公司核能電廠除役品保方案據以執行。

人員訓練依本除役計畫第12章表12-4~12-9的規劃辦理，比照除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，各個階段均有對應的訓練項目，每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之員工與承包商訓練課程，包含品保相關訓練，現場除役工作如調整，相應的人員訓練亦須作變動，以符合除役作業要求。

表	訓練課程規劃	表	訓練課程規劃
12-4	除役過渡階段對電廠員工之訓練課程	12-5	承包商入廠訓練課程

12-6	除役拆廠階段對電廠員工之訓練課程	12-7	除役拆廠階段建議之承包商人員專業訓練課程
12-8	廠址最終狀態偵測階段對電廠員工之訓練課程規劃	12-9	廠址復原階段對電廠員工之訓練課程規劃

除役期間為確保除役作業之品質、人員及環境安全等，各相關單位應針對各自除役權責範圍內進行審查與監督作業：

(1) 除役期間之作業程序及重要安全事項須經除役審查委員會(SDRC)進行審查及核准。

(2) 承包商及供應商須就其工作項目準備相關文件(如施工計畫書、作業程序書、施工圖面、職業安全衛生管理措施及計畫、品質保證方案、輻射防護作業程序等)送電廠主辦相關部門進行審查後始可實施，接受電廠承辦單位之監督執行相關作業前應通知承辦單位視需要訂定品質查核檢驗點，本公司具有稽查的權力。

4. 本公司於核三廠除役計畫相關章節敘明除役重要工項之規劃，如輻射特性調查(Ch.4)、拆除作業(Ch.6)、除污作業(Ch.8)，另有關作業流程、內部審核之品保實務作業，於「台灣電力公司核能電廠品質保證方案」下每個管制要項電廠均有特定對應之程序書管制，在相關程序書會依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設計、採購、施工、檢驗與測試等作業，均能符合相關規章及標準之要求。
5. 本公司依「核能電廠除役品質保證方案」規定辦理協調核電廠除役相關單位定期審查本除役品保方案，依各階段除役作業需求修正本方案，並陳報大會。依大會同意核備後新版除役品保方案將函請除役相關單位有關之作業程序書或文件若涉及本次修訂內容者，請所屬權責單位據以修訂一致，亦函請本公司除役計畫主管單位核後端處依所核備新版除役品保方案適時修訂除役計畫各章節，以維除役作業品質的一致性。
6. 各文件參考文獻依據之 ANSI /ASME NQA-1版本將不相同，在實際執行除役作業前，依除役作業之性質、範圍與工作內容建構相關程序書，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 ASME NQA-1(含引用版次)之品保要求，經審查核可後據以執行。
7. 本品質保證方案適用於核電廠除役計畫中之除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段中，與核能安全有關之項目及其相關作業。本公司第三核能發電廠一號機將於預定停止運轉日期為民國113年7月27日開始適用本除役品質保方案管制，期間二號機仍屬於核能營運品保方案管制範疇，核三廠二號機將自預定停止運轉日期民國114年5月17日起開始適用本公司核能電廠除役品質保證方案管制。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2. 請說明定期檢視核能電廠除役品質保證方案之頻次。
3. 有關核能電廠除役品質保證方案適用本會公布之「核子反應器設施品質保證準則」及「核子反應器設施除役計畫導則」第十五章等要求規定，建立台電公司核能電廠除役品保方案據以執行。請適時納入核三廠除役計畫中。
5. 暫無進一步意見，惟除役期間的品質保證作業依「核能電廠除役品質保證方案」之規定辦理，依各階段除役作業需求修正本方案，並陳報本會，列入重要管制事項。
6. 有關引用 ASME NQA-1(含引用版次)之品保要求，經審查核可後據以執行，請說明相關審核機制。

除以上第2、3、5、6小題意見外，其餘項目無進一步意見。

第二回合審查意見答覆

2. 本公司各核能品質保證方案依核安處「核能品質保證方案之發行、修訂及管制作業程序書」(DNS-M-2.1-T)規範定期審查以發行或修訂屆滿2年辦理1次，屆滿2年之前1個月開始引動定期審查作業。
3. 本公司已修訂核三廠除役計畫第十五章內容，將核能電廠除役品質保證方案內容應遵照「核子反應器設施品質保證準則」等文字納入，詳附件15-001-03-B。
5. 除役期間品質保證作業將依「核能電廠除役品質保證方案」之規定辦理，本公司會依各階段除役作業需求修正本方案，並陳報原能會。
6. 本公司核安處總管核能品保事務，總管理處相關單位送會之廠商品保方案審查作業流程規定及標準將依程序書 DNS-M-4.2「廠商品保方案審查程序書」由總處核安處會同審查，另核安處轄下駐各電廠安全小組針對核能電廠涉及核能安全相關項目廠家送審之品保方案將依程序書 DNS-G-5.1「安全相關品質文件審查作業程序書」審查及管制。

   綜上所述，廠商依作業性質不同、範圍或工作內容建構之相關品保方案與程序書等品質文件若有引用相關 ASME NQA-1(含引用版次)內容，本公司總處核安處與駐各電廠安全小組將依上述程序書據以審查及管制，同意後始可執行。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：前言

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**15-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S09、B16	全	15-1	結案

第一回合審查意見

1. 有關設計管制部分，請說明執行過程或設計概念及設計文件之制訂、審查、定稿及核定，及設計準則訂定及管制辦法。
2. 有關採購文件管制，請說明是否依據 ASME NQA-1及10 CFR 72 Subpart G 有關具主要安全功能之核能級產品、核能同級品及具次要安全功能(not important to safety)之產品或經核定須辦理品保作業之品質採購項目及服務。
3. 有關工作說明書、作業程序書及圖面，請說明應用之作業文件是否包含標準化程序、輻射防護程序、特殊處理程序等。
4. 有關文件管制章節，請說明所有可能影響品質要求或品質作業之文件。
5. 有關改正行動管制，請說明協議鏈中是否包含品保組織，以考量改正計畫之適當性。品保組織是否有後續動作確認改正措施之適當性，並按時序予以處理。
6. 請說明除役作業之品質保證方案有關組織章節，與除役計畫第12章之各層級單位功能、責任與權限之對應性或關聯性。

第一回合審查意見答覆

1. 以營運中核電廠設計管制執行過程為例，電廠提案部門於立案前須提出改善設計概念、修改圖面說明、風險評估及現場會勘等資料，以上簡稱為可行性評估。涉及安全有關之可行性評估經單位內部審查及總管理處審查同意後，得進入下一階段進行設計修改案之細部設計及評估。

   細部設計及評估由各單位或所委託工程/顧問公司執行，此階段須滿足設備基本功能、法規標準/工程規範、設計介面整合、特殊製程及試驗技術指引等要求，綜整為一份設計評估報告書，其具體內容包含工程計算書、設計圖面、執行程序書清單等項目。經單位內部自行審查及總管理處審查同意後，得執行設計修改案。設計修改案於細部設計中須依10 CFR 50.59評估作業準則進行篩選，評估結果此案如涉及重要安全事項則須陳報原能會核備後方可執行。

   最後階段設計修改案完工後，須執行為期2年功能評估，以驗證其設計成效。

   上述設計管制辦法係由電廠「設計修改管制」程序書進行管控；後續進入除役期間亦相同，以核一廠為例，電廠進入除役前將建立「除役階段電廠設計修改管制」程序書，其執行步驟與營運中電廠設計管制流程幾乎相同，以符合本除役品保方案第3章要求。
2. 本公司除役品保方案適用於「核電廠除役計畫」之除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段中，與核能安全有關之項目及其相關作業。其中除役品保方案係參照 ASME NQA-1及10 CFR 72 Subpart G 要求所訂定。如同委員所提，涉及採購核能級、核能同級品、次要安全功能組件等與核能安全有關之組件項目，為除役品保方案第四章管制範圍。
3. 依本公司除役品保方案第5.3.1節要求：「各單位須依據或參考下列文件

訂定作業程序書、說明書或圖面來敘明其影響品質的作業活動…(3)除役計畫、安全分析報告、設計基準、(4)設計圖面、施工說明書、(5)廠家說明書」，故凡對品質有影響之作業，如廠家說明書、輻射防護、特殊製程、圖面等應訂定作業程序書進行管制。

有關核三廠運轉期間作業程序書管制辦法，係規範於100系列程序書「程序書管制作業」中，規範廠內各類程序書之編寫、審查、核准、發行、變更、改版、進版、廢止等之處理程序。依編號可區分為100～1400系列營運程序書，例如100系列為行政管理程序書、600系列為偵測試驗程序書、900系列則為輻射防護程序書。

特殊製程如電銲或銲後熱處理作業係規範於1100系列程序書「氧切及電銲工作管制」及「銲後熱處理管制程序」進行管控，圖面管制程序書則為1100系列「圖面管制程序」，以確保運轉與維護工作能正確的執行。

有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。

4. 文件管制範圍除第6.3.1節所述外(如計算書、圖面、規範及評估報告等)，其餘涉及品質管制活動事項原則上應包含在管制範圍內(如單位內部審查紀錄、單位內部稽查活動、訓練紀錄等)，惟品質活動面廣，且項目繁浩，故須藉由內部品保活動驗證其執行成效，基本範圍至少應包含第6.3.1節內容。
5. 依第16章改正行動權責，各除役電廠應依規範建置除役中發現可能會損及品質的情況進行預先改正行動(CAP)的控管平台，並建置程序書進行管制，包含 CAP 組織成員架構、流程管理機制、肇因分析與相關審查會議等追蹤機制，確保採取改正行動的合宜性與適當性，以因應狀況。另除役電廠之主管處(目前為核後端處)應監督其成效，適時檢討各改正行動成效與計畫有效性，改正行動管制的運作情形。本公司核安處亦會進行定期內部稽查發覺指出損及品質的情況並將追蹤、查證後續改正行動處理。
6. 以核三廠除役計畫第12章圖12-1「核三廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖」為例，進入除役期間後，依除役品保方案第一章組織章節權責區分中，總經理負責督導核三廠除役作業之執行，核能發電事業部執行長(副總經理)係輔佐總經理，綜理核三廠除役作業相關督導業務，核能後端營運處係為核三廠除役計畫之主管處，核發處係協助除役作業執行，核技處負責除役計畫所列新建設施之規劃、設計與發包執行，核安處係負責推動品質保證方案，核三廠負責除役作業執行，其作業要求及關連性亦可於品保方案附錄一權責區分中查閱。

   另有關本除役計畫第12章內文有關總公司除役組織分工與除役品保方案不一致處，後續將檢討修訂。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

6. 答覆所述除役計畫第12章內文中，總公司除役組織分工與除役品保方案不一致之處，後續將檢討修訂。請說明檢討修訂內容為何?

除以上第6小題意見外，其餘項目無進一步意見。

第二回合審查意見答覆

6. 除役計畫第12章已修訂核技處及策劃室職責如下所示：

F. 核技處

a. ~~協助辦理核三廠除役作業之技術規劃、設計相關事務。~~負責除役計畫所列新建設施之規劃、設計與發包執行。

b. 審查及協助建立核能電廠除役品質保證方案，並遵照其執行。

c. 會同審查除役作業有關之技術報告或文件。

G. 策劃室

a. ~~負責事業部策略規劃、人力資源規劃。~~核能發電事業部執行長(副總經理)之幕僚。

b. ~~負責事業部利潤中心建立、規劃與追蹤管控。~~為核三廠除役作業相關督導業務，提供各項管理策略及人力資源規劃資料並進行追蹤管控。

核能電廠除役品質保證方案係為確保核電廠除役作業之核能安全與品質而訂定，故其為除役計畫上位文件，適用於除役各階段與核能安全有關項目及其作業，以確保除役工作品質；而除役計畫第十二章，其內容僅針對除役之組織與人員訓練進行說明，故於公司組織部分，因兩份文件本身涵蓋範圍即有差異，所以組織權責敘述上也會略有差異，並不會完全相同。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

	15-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S09、B16	全	15-1	結案

第一回合審查意見

有關承包商及供應商品質保證作業規劃，請就以下問題提出補充說明：

1. 請說明審查採購與發包文件中，有關品保條款及承包商與其分包承包商之品質保證方案之權責單位與協助辦理單位。
2. 品質保證方案第二章所述「核電廠除役相關單位須審查與監督各自權責範圍內之承包商及供應商依合約要求執行除役作業所建立並實施之品質保證方案，以確保所供應的器材或服務之品質。」請說明如何要求承包商及供應商建立並實施品質保證方案，以符合電廠除役品質保證方案相關作業要求，確保除役作業之品質。
3. 請說明於品質保證方案各章節，對於承攬商之國內、外發包工程及國內、外技術服務工作執行與技術人員等管理作業之規範。
4. 有關核電廠除役相關單位須審查與監督各自權責範圍內之承包商及供應商依合約要求執行除役作業所建立並實施之品質保證方案，以確保所供應的器材或服務之品質。請澄清核電廠除役相關單位須審查與監督各自權責範圍內之『承包商及供應商』之管理原則為何？承包商及供應商之協力廠商或分包商到第幾級適用？
5. 有關核電廠除役相關單位須依據合約規定之品保準則與標準，審查各自權責範圍內的承包商及供應商之人員訓練及資格銓定辦法，並監督其執行。請澄清如果發生合約未規定品保準則與標準(如果係主辦單位未送品質部門或因人員作業錯誤而造成合約未訂品保準則等情形)，請說明處理原則？

第一回合審查意見答覆

1. 依本公司除役品保方案第4章第4.3.2.(14)節中：「對承包商、供應商及分包商實施品質保證方案之要求...品質保證方案須送台電採購主辦單位審查同意」，故各單位(如核電廠、核後端處、核發處等)為承包商品質保證方案權責單位，承包商則須對下游分包商負責管制品質成效，各層環環相扣，協助辦理單位則須視採購案內容再決定。
   另依除役品保方案第4章第4.3.2.(13)節：「對採購文件規定事項延伸至分包商之規定，包括適用之品質保證要求及赴分包商檢驗、稽查之權利」，本公司視必要可赴分包商進行檢驗、稽查。
2. 所提意見為本公司除役品保方案第4章管制範圍，於除役品保方案第4章品保要旨中:「依實際需要，品質保證之要求及管制須延伸到承包商、供應商及分包商。」，於採購階段承包商須提出品保計畫，本公司審查作業中須確保承包商已於該品保方案中承諾將赴供應商或分包商處執行檢驗和收料檢驗的適當規定，故各層環環相扣。且本公司各權責單位將依除役品保計畫第4章要求對承包商執行查證，確認承包商符合除役作業品質及相關規範要求。

3. 所提意見為本公司除役品保方案第7章管制範圍，於除役品保方案第7.3.1節中敘明：「各單位須建立作業辦法以評估各自權責範圍內的承包商及供應商執行採購合約之成效。」，其中即包含國內外承攬商人員管理事項，係由各單位建立程序書進行管制。
以目前除役中核一廠為例，國內承攬商人員管理規範於 D131「核一廠承攬商管理要點」中、國外承攬商人員管理規範於程序書 D136「外籍承包商及外籍技術人員管理辦法」內，目前營運中核三廠其承包商人員管理規範由1100系列程序書「工程、勞務採購管制程序」辦理，進入除役前相關管理要點同除役電廠，將建立除役程序書進行管制。
4. 所提意見為本公司除役品保方案第4章管制範圍，於除役品保方案第4.3.2.(14)節:「對承包商、供應商及分包商實施品質保證方案之要求…核能安全有關之設備須符合核子反應器設施品質保證準則、10CFR50 APP.B 及本品質保證方案。」，管理原則為採購階段承包商須提出品保計畫，本公司審查作業中須確保承包商已於該品保方案中承諾將赴供應商或分包商處執行檢驗和收料檢驗的適當規定。故承包商對其供應商品保執行成效負責，各層環環相扣。且本公司各權責單位將依除役品保計畫第4章要求對承包商執行查證，確認承包商符合除役作業品質及相關規範要求。
適用層級依除役品保方案第4章第4.3.2.(13)節：「對採購文件規定事項延伸至分包商之規定，包括適用之品質保證要求及赴分包商檢驗、稽查之權利」，故本公司視需要可逕行赴分包商進行檢驗、稽查。
5. 核電廠除役相關單位工程採購皆依品保方案第四章採購文件管制訂定程序書管制，如核三廠1100系列程序書「工程、勞務採購管制程序」要求針對承包商所需自備品保方案/程序書需經主辦單位主要負責部門及相關作業負責部門(如機/修/儀/電/保物等)、品質管理部門、安全駐廠小組核准至廠長，層層把關，以維工程採購品質。若發生主辦部門採購作業疏失合約中未訂定承包商及供應商須提送相關品保文件送台電審查，造成承商未能及時提送文件審查，涉及合約問題，一經發現應即辦理修訂合約，為維護工程品質請承商補送相關品保文件送台電審查；如果是承包商未依合約規定時限內提送品保文件審查，將依合約規定進行罰款，品保文件未經台電公司審查通過不得進行現場作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1. 請針對安全功能與非安全功能，簡要說明除役計畫各階段採購文件所涵蓋及須符合之法規、標準與合約要求為何。
2. 請說明如何訂定赴供應商或分包商處執行檢驗和收料檢驗的適當規定?另台電公司對承包商查證之執行規範及執行方式為何，是否建立相關程

序書。

3. 請確認答覆所述「進入除役前相關管理要點同除役電廠，將建立除役程序書進行管制」是否為誤植?

4. 請補充說明承包商及供應商之協力廠商或分包商適用至第幾級。

除以上第1、2、3、4小題意見外，其餘項目無進一步意見。

第二回合審查意見答覆

1. 依除役計畫第1章第二、(三)節「除役期間改建或新建之設施」及第5章第二、(五)節「系統安全分類結果」，簡要歸納辦理工程採購案所須法規、標準與合約要求：

   A. 除役過渡階段：

   所涉及工程採購案為新建二號低貯庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施、土石堆置場及鋼筋混凝土塊分離場等。以上設施未包含於第5章「系統安全分類結果」項目，其所屬設備為非安全功能。新建設備所需規範應符合業界標準(如 ASME SEC III、ACI、IEEE等)，依原能會「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」，向主管機關提出申請。另採購招標文件中須包含品質檢驗、施工程序、品管規定、材料規範及竣工驗收規定。

   此階段須執行系統化學除污作業，參考過去運轉期間之化學除污經驗，將與除污技術廠商進行評估及擬定除污計畫，包含準備所需之設備及系統運轉，相關除污設備未涉及安全分類。作業場所須符合「游離輻射防護安全標準」等相關規定，抑低輻射工作人員職業輻射劑量限度。

   B. 除役拆廠階段：

   目標係將用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施、拆除反應器壓力槽及其內部組件及拆除用過核子燃料池，以上未涉及系統安全分類及新建工程採購案。

   C. 廠址最終狀態偵測階段：

   目標為拆除廠房，執行廠址最終輻射偵測及土壤整治，以上未涉及系統安全分類及新建工程採購案。

   D. 廠址復原階段：

   目標為土地復原、執行覆土作業及完成除役後之廠址環境輻射偵測報告，以上未涉及系統安全分類及新建工程採購案。

   以上除役計畫各階段作業所產生放射性廢棄物須依原能會「放射性物料管理法」及施行細則等相關規範辦理。另除役計畫第5章第二、(五)節「系統安全分類結果」中，已就除役各階段安全與非安全相關系統完成分類。營運中電廠各系統其設計規範及標準已於電廠最終安全分析報告(FSAR)內說明。進入除役後，維持運轉之系統其相關設計規範亦將於除役期間安全分析報告(DSAR)內陳述。

2. 以已除役電廠核一廠為例，其電廠程序書 D1107.3「廠商檢驗」執行範

圍為核電廠除役期間，派員到國內承包廠商執行器材製造檢驗之工作。程序書依據文件為本除役品質保證方案第七章、10 CFR 50 App. B 第7條準則及廠內程序書 D1104.01「採購技術規範管制程序」進行查證。 執行方式由電廠品質組和請購組或受委辦單位各派員組成一檢驗小組，針對品質查證項目預先擬定廠商檢驗計劃，依採購規範、檢驗計劃赴廠家執行檢驗，最終完成廠商檢驗報告，如發現不符合事項通知廠家改善。 「採購技術規範管制程序」中亦已律定技術規範格式，其中要求廠家不得拒絕品保稽查，製造前應提出製造計劃、檢查計劃，俾使本公司能選擇適當的重點，安排製造中的廠家檢查和稽查。 上述核三廠亦有對應程序書，進入除役前將比照已除役電廠轉換建立除役程序書進行管制。 3. 補充說明如下：「進入除役前相關管理要點同已除役電廠(核一廠)，將建立除役程序書進行管制。」，上述核一廠已建立國內外承攬商人員管理程序書，核三廠進入除役前將比照已除役電廠轉換建立除役程序書進行管制。 4. 適用層級依除役品保方案第4章第4.3.2.(13)節，承包商及供應商之協力廠商或分包商到各級均適用。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**15-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S09	全	15-1	結案

第一回合審查意見

1. 核電廠除役有關之新增工作，如無法依本方案執行，應另建立專案品保計畫，倘若內容與本方案有差異，差異部分須於報備時敘明，按各計畫分別報請原能會核備後，據以執行。請澄清是否有可能發生？如果發生時應於招標決標後多久前送請原能會核備後，據以執行？
2. 有關核電廠、核發處於除役過渡階段仍有用過核子燃料期間，須參照運轉期間檢測與測試 (ISI/IST)計畫，建立一套檢測與測試辦法，據以執行，核後端處須會同審查檢測與測試計畫及有關報告。請澄清『用過核子燃料期間，須參照運轉期間檢測與測試 (ISI/IST)計畫』，此項 ISI/IST 計畫規劃於何時提出？核後端處須會同審查檢測與測試計畫及有關報告，並說明是否應經原能會備查？
3. 有關稽查頻度部份，內部稽查頻度以每年執行一次為原則，但兩次稽查

間隔最長不得超過二年。外部稽查中，國內承包商及供應商頻度以每年稽查一次為原則，國外承包商及供應商頻度以每三年稽查一次為原則，但合約期程短於三年者，須至少稽查一次。請澄清如 Energy Solution 公司承包台電公司除役總技術合約商，應為內部稽查或外部稽查？為何國內與國外承包商及供應商頻度有不同之標準？而不是依據其對除役影響作業品質之重要性而訂定稽查頻度？另請提供已完成之稽查計畫、稽查核對表或稽查作業程序書。

4. 有關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；其中除役計畫相關文件保存年限亦應符合「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」等相關規定。請澄清說明前述敘述是否規劃或修訂 SOP 以利遵循？另請說明紀錄保存設施之規劃。

第一回合審查意見答覆

1. 依除役計畫規劃，除役作業需求將新增除役相關設施工作如二號低放射性廢棄物貯存庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備)、用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)與低放射性廢棄物盛裝容器設計/製造與試驗等，因另有「放射性物料管理法」相關規定必須建立專案品質保證計畫，相關專案品質保證計畫將在設施申照前送大會(物管局)核備後方能施行興建。
2. 有關本公司核能電廠除役品保方案第十章作業要求3.3「核能廠...除役過渡階段仍有用過核子燃料期間，須參照運轉期間檢測與測試 (ISI/IST) 計畫，建立一套檢測與測試辦法，據以遵照執行，...」用字不夠精確，擬於品保方案定期審查修訂為「核能廠...除役過渡階段爐心仍有用過核子燃料期間，...」。

   依本計畫第六章規劃核三廠機組運轉執照屆期後，爐心內之用過核子燃料將會全部退出，並安全存放於燃料廠房用過燃料池中，核三廠目前無核一、二廠除役過渡階段前期仍有用過核子燃料無法退出爐心的狀況，應無需參照運轉期間檢測與測試 (ISI/IST)計畫，建立一套檢測與測試辦法計畫。
3. 本公司「核一廠除役作業顧問諮詢工作技術服務案」承包商 Energy Solution 公司，主要工作範圍為審視核一廠除役規劃，提供現場顧問諮詢，因顧問所提建議主要供現場工作人員參考使用，並無設備製造及規劃設計，所以無相關品保事項，故不會對 Engery Solution 公司執行外部稽查作業。

   有關稽查頻度主要引用美國法規指引 R.G1.28 C.4.b(2) External Audits 建議之外部稽查頻度自執行第1次稽查開始應至少每3年或安排執行供應商或承包商品保稽查。本公司執行有計畫性、定期的整體性供應商或承包商的品質保證計畫稽查而非為設備生產製程中檢驗，故不會依其供應商或承包商作業之不同而有不同頻度的品保稽查。
4. 本公司除役品質保證方案第十七章3.1作業要求核電廠除役相關單位產

生之品質紀錄，未來本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，並依相關法令規章要求訂定品質紀錄的保存年限與貯存設施要求。

核三廠目前已有相關1100系列程序書「核三廠重要品質文件管制程序」及「品保紀錄之管制」等程序書規範電廠各式品保紀錄的產生與蒐集、建檔保存(永久保存或非永久保存)、保存地點等之管制程序，後續將依除役時程規劃修訂與程序書轉移作業時，將除役計畫相關文件保存年限相關規定納入，以利遵循。

程序書「品保紀錄之管制」也規範電廠有關各式文件紀錄保存主要為文件中心(DCC)集中保管或各單位自行保管，另文件中心文件儲存室之環境條件亦已於程序書「品保紀錄之管制」中規範，後續於程序書轉移作業時將一併納入「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第14條規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

3. (1)請說明是否已訂定稽查計畫、稽查核對表或稽查作業程序書。
   (2)請澄清台電公司如何監督承包商會如期如質的照合約執行？請說明監督機制為何？
4. 請說明除役期間「品保紀錄之管制」相關規劃及程序。

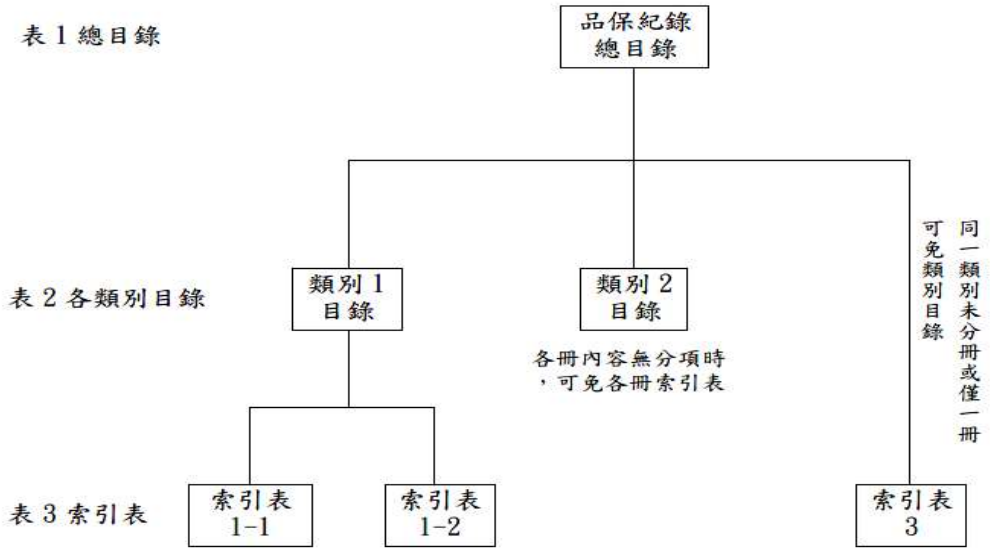
除以上第3、4小題意見外，其餘項目無進一步意見。

第二回合審查意見答覆

3. (1)「核一廠除役作業顧問諮詢工作技術服務案」承包商 Energy Solution 公司，主要工作範圍為審視核一廠除役規劃，提供現場顧問諮詢，因顧問所提建議主要供現場工作人員參考使用，並無設備製造及規劃設計，所以無相關品保事項，不會對 Engery Solution 公司執行外部稽查作業，故不會對該公司擬訂相關的稽查計畫與核查核對表。
   (2)依照「核一廠除役作業顧問諮詢工作技術服務案」合約要求，承包商 Energy Solution 公司每月應提供工作月報，本公司並會審視工作月報所述內容是否合理，合約上並要求Energy Solutione公司於合約執行期間每日應派員至本公司指定地點上班，依本公司提出之需求執行諮詢服務，合約執行期間均留有出缺席記錄；本公司透過以上手段，足可達到控管目的，確保合約如期如質完成。
4. 本公司除役品質保證方案第十七章3.1作業要求核電廠除役相關單位產生品質紀錄，未來本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，並依相關法令規章要求訂定品質紀錄的保存年限與貯存設施要求。

核三廠目前已有相關1100系列程序書「核三廠重要品質文件管制程序」(程序書編號1116.02)及「品保紀錄之管制」(程序書編號1117.01)來規範電廠各式品保紀錄的產生與蒐集、建檔保存(永久保存或非永久保存)、保存地點等之管制程序，後續將依除役時程規劃修訂與程序書轉移作業時，將除役計畫相關文件保存年限相關規定納入，以利遵循。程序書1117.01「品保紀錄之管制」同時也規範電廠有關各式文件紀錄保存方式與文件中心文件儲存室之環境條件等，目前程序書規劃品保文件紀錄架構與類別示意圖如下所示。

8.0 品保紀錄目錄架構示意圖



後續於程序書轉移作業時將一併納入「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第14條之規定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.原提問是針對台電公司之稽核頻度以及是否訂定除役期間的稽核計畫，並非針對 Energy Solution 公司提問，請再提出說明。

除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3. 本公司依除役品保方案有關品保稽查制度可分為定期稽查與駐廠稽查。定期稽查包含內部及外部稽查，稽查頻度主要引用美國法規指引 R.G1.28 有關稽查建議頻次，內部稽查對象為本公司核能事業部配合除役作業相關單位頻度以每年執行一次為原則；外部稽查中，國內承包商及供應商頻度以每年稽查一次為原則，國外承包商及供應商頻度以每三年稽查一次為原則，相關作業依「稽查作業程序書」(DNS-A-18.1-T)據以執行，依此作業程序書擬定全年度稽查計畫表經審查及核定後亦將陳報大會備查。

電廠除役期間駐廠稽查依「電廠除役期間駐廠安全小組一般稽查作業程序書」(DNS-G-18.9-T)執行，每月底擬訂下月之月稽查計畫經核定後據以執行除役中電廠現場一般稽查作業。

相關程序書規範稽查計畫表格式分別如下所示：

____ 年度台灣電力公司核安處稽查之稽查計畫表

項次	月份 / 稽查項目	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	備註

擬訂：_____ 審查：_____ 批准：_____

DNS-A-18.1-T 版次：14 表格 A

台灣電力公司 核能安全處

駐第 核能發電廠安全小組

除役期間每月一般稽查計劃（註 1） 年 月份

	稽查次數 / 稽查員 / 稽查項目								合計
1	稽查控制室及稽查值班運轉記錄、控制室警報(每兩週一次)								
2	現場巡視稽查（每兩週一次）								
3	作業程序書遵守情形稽查(每月一次)								
4	設備檢修稽查（每月一次）								
5	SERT隔離掛卡管制稽查（每月一次）								
6	輻防稽查(含輻射特性調查)（每月一次）								
7	廢棄物營運稽查(每季十四次)								
8	工安稽查(每月一次)								
9	品質查證(包括16個子項目，詳閱「註2」)								
10	消防稽查(每季一次)								
11	保安稽查(每季八次)								
12	防止人員作業疏失與落實安全文化稽查(每季一次)								
13	除役程序書/圖面管制(半年一次)								
14	緊急計畫(每年十三次)								
15	違規及注改管理(半年一次)								
16	電廠主管現場巡檢/觀察作業活動(每月一次)								
17	組件/系統除污作業管理(配合電廠作業)								
18	乾貯設施/設備維護保養稽查(每季一次)								
19	拆除計畫/方案執行作業稽查(配合電廠作業)								
20	其他(次數不限)								
	合計								

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

3.同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十六章　意外事件應變方案(已結案13項，共13項)

意見編號	16-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S09、S12、D09、B01、F12	十六、一	16-1~16-2	結案

第一回合審查意見

1. 台電公司引用 NUREG/CR-6451，並適用於核電廠除役階段安全分析，請確認該文件經 USNRC 認可並採用。請再參考『Insights from a Comprehensive Evaluation of Risk at Spent Fuel Pools at Decommissioning Nuclear Power Plants in the U.S.; G. KELLY, et al, USNRC』或 NUREG-1738報告檢視本章分析所引用數據和結論是否保守性足夠？
2. 依據 NUREG/CR-6451所述，當用過核子燃料全部自爐心退出後，核電廠原先可能發生之事故及風險已經不再適用。請補充說明核三廠永久停機後多久才能將『用過核子燃料全部自爐心退出』？規劃何時將所有用過核子燃料池中之用過核子燃料開始(及完成)移往乾式貯存設施？且乾式貯存設施的興建是否能配合此需求時程？
3. NUREG/CR-6451所界定的四種狀態時間之長短，請於本章用除役規劃全時程為對比，用圖示(時間軸)補充說明清楚。
4. 狀態1係指電廠停止運轉後，自爐心退出並貯存於用過核子燃料池之用過核子燃料。狀態2則為已貯存於用過核子燃料池一段時間之用過核子燃料。兩者都是用過核子燃料已貯存在「用過核子燃料池」，只是貯存時間長短的不同，且狀態2「一段時間」，實在很難區分「燃料池失水狀態」是屬於「狀態1」或「狀態2」？故「一段時間」應有一明確的時間長短。
5. 有關 NUREG/CR-6451所界定四種狀態之狀態2敘述內容：
   (1) 請提供評估燃料元件吊運墜落的假設條件。
   (2) 請提供評估結果。(請採定量答復，儘量勿用定性說明)
   (3) 請將評估結果與「核子反應器設施管制法施行細則第3條的核子反應器設施之禁制區及低密度人口區之劃定標準」及「核子事故緊急應變法施行細則第 3 條，劃定其核子反應器設施周圍緊急應變計畫區之民眾防護行動規範之疏散干預基準」做比較。
6. 除役過渡階段所對應之狀態1及狀態2之界定分析、緊急應變計畫區之範圍，以及申請核三廠豁免核子事故緊急應變法之管制等，本公司將另案提出。』請說明台電公司規劃何時提出？
7. 表16-1核電廠除役後自爐心退出之用過核燃料之四種狀態，狀態1和狀態2區別在於較熱和較冷核燃料。其中冷熱概念模糊，至少應以時間點區分，如永久停機後30天或1年後，最好有風險評估作基礎。在第16-2頁中提到狀

態2最嚴重意外事故為燃料元件於吊運時墜落，根據 NRC 評估，狀態1和狀態2最嚴重事故，第一是大地震，第二是護箱墜落。它造成的風險可於不同貯存狀態間互相比較也可與運轉狀態比較，將來也作為應變計畫豁免或鬆綁參考。

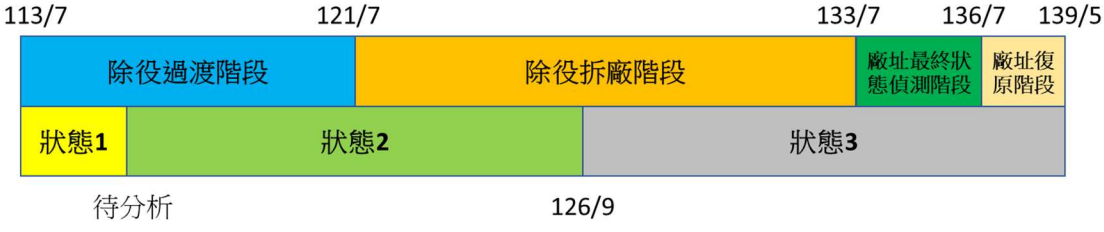
8. 請清楚界定並說明在核子燃料池貯存發生事件時，其屬意外事故或核子事故之劃分依據及程序。
9. 「NUREG/CR-6451將核電廠除役後自爐心退出之用過核子燃料，依貯存方式及貯存時間，分為下列四種狀態」。所引述報告為1997年出版，請台電公司提出較新近之參考文獻。

第一回合審查意見答復

1. 本章節引用 NUREG/CR-6451，僅參考其基於燃料不同狀況區分出四種不同的電廠狀態與各狀態意外事件應變原則，據以提出各狀態意外事件對應的應變組織及職責分工等，本公司後續預定於執行相關分析，分析結果送大會審查同意後，即可用以界定本章節所述之狀態1及狀態2，並向主管機關申請核三廠適用的意外事件應變方式變更；在相關分析結果及變更奉主管機關核准前，本公司將保持前一次奉主管機關核定之應變組織及分工。
2. 核三廠燃料廠房足以容納各機組40年運轉期間產生之所有用過核子燃料，依本公司規劃，預計各機組運轉執照屆期後兩個月左右，即可將爐心中的用過核子燃料全數退出。

   依目前核三廠用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告預定時程及除役計畫第六章規劃，預定於121年6月取得運轉執照並開始執行用過核子燃料搬運至室內乾式貯存設施作業，並於126年9月將全數燃料搬運至室內乾式貯存設施。

   目前用過核子燃料室內乾式貯存設施興建計畫投資可行性研究報告已奉行政院核定，本公司會依規劃儘速完成建置作業。
3. 狀態1及狀態2之界定分析，需視核電廠用過核子燃料池之設計(如冷卻系統、貯存量設計)及其所貯存之用過核子燃料特性(如燃料型式、燃耗、冷卻時間)而定，詳如本章審查意見01-004答復說明，狀態3則將於用過核子燃料完全移至乾貯設施後開始，依本公司目前規劃，核三廠將於126年9月完成用過核子燃料移至乾貯設施作業，而進入狀態4的條件為用過核子燃料完全移出既有廠址，該時間點非屬本除役計畫範疇；另，本章表16-1已列出 NUREG/CR-6451所界定的四種狀態與本除役計畫四階段之對應，示意圖如下所示：



4. 狀態1及狀態2之界定分析，依 NRC 於2015/5/11以 NSIR/DPR-ISG-02作為審

查除役 EP 縮減案的審查導則，並於2018/5/7發行除役法規草案初稿(SECY-18-055)，有關除役 EP 縮減條件同 NSIR/DPR-ISG-02，即增訂法條10CFR50.54(q)(7)(ii)PDEP(即狀態2)，訂出永久停機之日起 BWR 至少10個月或 PWR 至少16個月，可依10CFR50.200(b)的規劃標準及10CFR50.200(c)的規定，或 10CFR50.54(q)(7)(i)PSEP(即狀態1)維持 EP 有效性。若非10CFR50.54(q)(7)(ii)的10個月(BWR)或16個月(PWR)之冷卻時間，可依§50.90向 NRC 申請準用其他冷卻時間。依10CFR50.54(q)(7)(ii)(A)提出申請時，需證明用過燃料在絕熱加熱情況10小時內溫升不會超過900 °C 的分析…。因此狀態1及狀態2之界定分析需視核電廠用過核子燃料池之設計(如冷卻系統、貯存量設計)及其所貯存之用過核子燃料特性(如燃料型式、燃耗、冷卻時間)而定，依國際經驗，約10個月至16個月之間可轉換至狀態2較冷之燃料，且狀態1進入狀態2與緊急計畫區解除時機有關，本公司後續預定於111年底將相關分析送主管機關審查，待大會審查同意後，預計於113年底以前述分析審查結論，清楚界定狀態1及狀態2，並向主管機關申請核三廠緊急應變計畫區限縮至禁制區1公里範圍，豁免廠外組織緊急應變整備。

5. (1)有關燃料吊運之假設條件，NUREG-6451並未列出其詳細分析假設，而一般燃料吊運事故分析基礎為 R.G. 1.25及 R.G. 1.195，本除役計畫第七章所引用之分析方法亦符合相關要求，故可參考第七章有關重物墜落該章節內容說明。

   (2)有關外釋劑量可參考本除役計畫第七章分析結果：在停機8天後，若發生 FHA，EAB 與 LPZ 外邊界之人員全身劑量與甲狀腺劑量，即可低於「核子反應器管制法施行細則」第3條限值之25%。第七章所計算出之可外釋量為停機較短天數之結果，隨燃料擺放時間越久，許多短半衰期元素(參考本除役計畫表7-3)，包括碘(活度較大為碘-131及132)、氪(活度較大為氪-85)及氙(活度較大為氙-131m、133m 及133)都會持續減少，故可外釋量也會逐漸降低，相關進一步評估結果須待 EAB/LPZ 縮減及 EPZ 變更申請時一併陳報大會。

   (3)有關評估結果與「核子反應器設施管制法施行細則第3條的核子反應器設施之禁制區及低密度人口區之劃定標準」之比較結果可參考第七章表7-4，在停機8天後，發生事故時的 EAB 及 LPZ 外邊界人員的全身曝露與甲狀腺劑量皆可低於核管法施行細則第3條的25%，而與「核子事故緊急應變法施行細則第 3 條，劃定其核子反應器設施周圍緊急應變計畫區之民眾防護行動規範之疏散干預基準」之比較，因與 EPZ 變更有關，故相關分析日後將另案提出供大會審查。

6. 依目前規劃，本公司預定於111年底將 EAB 及 LPZ 相關分析送主管機關審查，待大會審查同意後，預計於113年底以前述分析審查結論，清楚界定狀態1及狀態2，並向主管機關申請核三廠緊急應變計畫區限縮至禁制區範圍，豁免廠外組織緊急應變整備。

7. 依據 NUREG-6451第3.2.1節定義，冷燃料為燃料在只有空氣冷卻時並不會

造成燃料破損，而依據 NSIR/DPR-ISG-02要求，燃料溫度在只有空氣冷卻時，若不超過565℃則不會有破損疑慮。另，NUREG-6451第4.2節計算結果主要是依據 PWR 燃料衰變2年之計算進行燃料掉落事故評估，評估結果可參考 NUREG-6451表4-4，可知相關民眾接受劑量皆遠低於組態1(NUREG-6451表4-1)結果。屆時要申請 EPZ 縮減至廠內時，相關分析將另案提出供大會審查，有關大會所提出之風險評估相關意見，本公司將納入未來申請緊急應變計畫範圍變更參考。

8. 核子燃料池貯存發生事件時，是依據我國「核子事故分類通報及應變辦法」及核三廠「事故分類判定程序書」，判定係屬核子事故或意外事故；有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
9. 經查美國 NRC 網站，1997年版的 NUREG/CR-6451 A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants 仍是現行使用版本。近年美國 NRC 與 FEMA(Federal Emergency Management Agency)刻正共同討論草擬 NUREG-0654/FEMA-REP-1有關核電廠緊急應變計畫及整備準則(含運轉中及除役)進版至 Rev.2，但仍在草案研擬之階段，還未正式發行，且該進版之內容並未牽涉NUREG/CR-6451之變更。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

4.
(1)建議在一段時間後面加註(113年將分析此時間並提出申請)。
(2)經查美國 NRC 網站10CFR50.54(q)僅有(1)~(6)項，並無(7)項，NRC 網站亦尚無10CFR50.200，由美國 NRC 網站顯示預估在2024年5月6日公布此除役法規之 Final Rule。所提答復說明僅係美國除役法規草案之內容，請台電公司修訂答復說明。
(3)請將答復內容補列入計畫中。
5.所提“待 EAB/LPZ 縮減”之答復說明，請依據 RAI 16-012-2之後續意見修訂答復內容。
6.
(1)所提“111年底將 EAB 及 LPZ 相關分析送主管機關審查”之答復說明，請依據 RAI 16-012-2之後續意見修訂答復內容。
(2)請將答復內容補列入計畫中。
7.依據 NSIR/DPR-ISG-02要求，燃料溫度在只有空氣冷卻時，若不超過565℃則不會有破損疑慮。請就核三廠燃料池採高密度格架貯存方式，失水時之底部空氣流通情形及後果進行說明。

9. NUREG/CR-6451係美國 NRC 委託相關機構辦理之研究報告，原審查意見並非詢問 NUREG/CR-6451之更新報告，請依原審查意見提出相關分析較新近之參考文獻。

除以上第4、5、6、7、9小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

4.

(1)狀態2之「一段時間」將參考 NRC 核准美國核電廠之方式，初步規劃於113年下半年將 EPZ 縮至廠界分析結果向大會提出申請，檢視內文後修訂如附件16-001-04-B。

(2)前次答覆法規草案尚在 NRC 內部審議階段，NRC 從2013至2021年期間陸續審查12部除役機組依 NSIR/DPR-ISG-02之 EP 審查導則提出之 EP 縮減申請並核准，其所得出之審查結論已成標準模式，故規劃納入10CFR 法條，成為爾後除役電廠遵循依據，以節省管制單位及業者可觀人力及物力，日前除役法規草案(Proposed Rule)已於2022年3月公告於聯邦公報(87FR12254)。為使答覆內容更為精確，擬依審查意見，修訂前次答覆如下：「狀態1及狀態2之界定分析，依 NRC 於2015年5月11日以 NSIR/DPR-ISG-02作為審查除役 EP 縮減案的審查導則…需證明用過燃料在絕熱加熱情況10小時內溫升不會超過900 °C 的分析…。10CFR50.54(q)(7)雖為草案條文，但美國 NRC 網站顯示，預估在2024年5月6日公布法規定稿版(Final Rule)。因此狀態1及狀態2之界定分析與核電廠用過核子燃料之設計及擺放方式有關，且狀態1進入狀態2與廠外緊急計畫區解除時機亦有關連，本公司後續預定於113年下半年將相關分析送主管機關審查，待大會審查同意後，於113年底以前述分析審查結論，清楚界定狀態1及狀態2，並向主管機關申請核三廠緊急應變計畫區檢討修正及豁免廠外緊急應變計畫。」。

5. 核能電廠運轉執照屆期或爐心燃料永久完全退出經過一段時間後，已無與反應爐相關的設計基準事故疑慮，預計 EAB 或 LPZ 的邊界可依新的組態進行重新評估而訂出新的合理邊界，有關 LPZ 內設置審查意見所提該等機構應提有關緊急計畫區應變計畫配合方案將因應緊急應變區縮減之變更申請隨之解除，故本公司除規劃提送 EPZ 之檢討報告及縮減變更申請外，亦規劃在用過核子燃料全數移到用過燃料池後執行設計基準事故重評，若重評之結論支持 EAB 或 LPZ 邊界進行調整後，仍可滿足「核子反應器設施管制法施行細則」第3條規定，足可認定此核能電廠組態的核能安全顧慮已適度消除，則本公司將另案向大會申請解除或修訂 EAB 或 LPZ 邊界，在大會審查同意前，本公司將不變更現行的 EAB 或 LPZ 邊界。

6.

(1)本章所述狀態1及狀態2的分界與 EPZ 的縮減相關，與 EAB/LPZ 較無關連，該分界將參考 NRC 核准美國核電廠之方式，初步規劃於113年下半年將相關分析送主管機關審查，待大會審查同意後，於113年底以前述分析審查結論，清楚界定狀態1及狀態2，並向主管機關申請核三廠緊急應變計畫區檢討修正及豁免廠外緊急應變計畫；至於 EAB 或 LPZ 的變更，核能電廠永久

停止運轉或爐心燃料永久完全退出經過一段時間後，已無與反應爐相關的設計基準事故疑慮，預計 EAB 或 LPZ 的邊界應可依新的組態進行重新評估而訂出新的合理邊界，故本公司規劃在用過核子燃料全數移到用過燃料池後執行設計基準事故重評，若重評之結論支持 EAB 或 LPZ 邊界進行調整後，仍可滿足「核子反應器設施管制法施行細則」第3條規定，足可認定此核能電廠組態的核能安全顧慮已適度消除，本公司將另案向大會申請解除或修訂EAB或LPZ邊界，在大會審查同意前，本公司將維持現行的EAB或LPZ邊界。另擬修訂第一回合答覆有關 EAB 及 LPZ 分析送審時間如下：本公司預定於112年初完成 EAB 或 LPZ 的邊界重新評估，並將相關分析送主管機關審查。

(2)有關除役期間緊急計畫範圍變更規劃，修訂內文如附件16-001-06-B。

7. 依據 NUREG CR-6451第3章說明，本報告分析時有考量 PWR/BWR 及不同燃料擺放組態進行分析(參考表3.1)，而 PWR 以高密度擺放所計算出不同衰變時間之最大燃料護套溫度可參考圖3.1。

依據 NUREG 6451分析結果，PWR 燃料池約衰變17個月後，最大燃料護套溫度即可低於565℃，可作為分析參考。

另本公司若未來依據 NSIR/DPR-ISG-02提出 EPZ 變更申請分析時，亦將依據核三廠用過燃料池實際情況進行模擬，藉此驗證是否符合相關要求。

9. 美國 NRC 網站已於2022年3月公告除役法規草案10CFR 50.200，待此法規正式立法後，即會正式發行新的法規指引 RG 1.235(即目前的草案 DG-1346)。將除役緊急應變計畫分為四狀態是經過 NRC 多年的經驗法則制定，除役的風險分析先後引用 NUREG-1738 (2001/2)及 NUREG-2161 (2014/9)，NRC 得到結論是除役期間的風險為運轉期間的1/100，相關內容補入除役計畫，詳附件16-001-09-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一

第三回合審查意見

5.移由 RAI 16-012-2追蹤，本項先行結案。

6.(1)移由 RAI 16-012-2追蹤，本項先行結案。

9.答覆說明除役期間的風險為運轉期間的1/100，請提出引述之原始文件及內容。

除以上第9小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

9. 擬將第二次答復修正如下：

美國 NRC 網站已於2022年3月公告除役法規草案10CFR 50.200，待此法規正式立法後，即會正式發行新的法規指引 RG 1.235(即目前的草案 DG-1346)。該草案將除役緊急應變計畫分為四個狀態是經過NRC多年的經驗法則制定，除役的風險分析先後引用 NUREG-1738 (2001/2)及 NUREG-2161 (2014/9)，NUREG-1738於第五章中說明對於運轉期間，緊急計畫針對的事故序列是由

相當多不同風險顯著的事故序列進行分析，對廠外民眾可減免的劑量風險值約為每年10^{-5}，而緊急計畫對於除役電廠效果較為顯著事故為護箱掉落事故，但護箱掉落事故發生頻率低(約為每年$2x10^{-7}$)，相較於運轉中核電廠緊急計畫可減免的劑量風險值，除役核電廠可減免之劑量風險值約小兩個量級，故無論核電廠於除役期間是否豁免廠外緊急計畫，對於降低廠外民眾劑量的影響程度已較不顯著。除役計畫內文併修訂如附件16-001-09-C，原始文件節錄如附件16-001-09-C-2。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：一
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**16-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B01	十六、二(一)	16-3~16-5	結案
第一回合審查意見					
1. 目前核三廠程序書1401「事故分類判定程序」是105年10月25日發行，是否需先經修訂後才可適用於除役階段？修訂後是否需先經原能會核定(依據核子事故分類與應變通報辦法第三條規定)後始生效？ 2. 請澄清「核能三廠緊急應變計畫」及核三廠1400系列程序書是否需經修訂後才可適用於除役階段？規劃何時應完成？ 3. 請提出除役期間核三廠1450程序書變更之規劃作法及期程。					
第一回合審查意見答復					
1. 運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。核子事故分類基準訂定歸類及研判程序已載於「核能三廠緊急應變計畫」。 2. 「核能三廠緊急應變計畫」依法規定，每五年應作一次完整審視與檢討；必要時，得隨時修訂之，故在未修訂前，需以原能會現階段核准之版本執行，目前核三廠適用的緊急應變計畫為110年9月23日核定公告之版本。 核三廠現行1400系列程序書，亦將依據「核能三廠緊急應變計畫」滾動檢討，除役期間「核能三廠緊急應變計畫」未獲得原能會審查核定前，1400系列程序書仍須遵照原核定之標準執行。除役期間「核能三廠緊急應變計畫」預定113年提出；有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執				

照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。

3. 機組運轉執照屆期前一個月，本公司會檢視現行核三廠1450程序書的內容，並完成將該程序書轉換為除役期間適用版本的流程，僅保留用過燃料池部分，運轉中版本之1450程序書使用至該機組用過核子燃料完全自爐心中退出為止。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**16-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S11	十六、二(二)	16-3	結案

第一回合審查意見

1. 『核三廠除役過渡-狀態1階段之核子事故緊急應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織，依核三廠運轉階段之核能三廠緊急應變計畫相關規定辦理；....』請澄清狀態1階段之核子事故緊急應變演習是否每年實施？廠外支援單位是否每年參與廠內演習？請說明與今年(110年核安第27號)演習之異同。
2. 針對除污作業、拆廠作業等意外事件是否會做應變計畫演習？

第一回合審查意見答復

1. 依核子事故緊急應變法「核子反應器設施」定義說明，用過燃料池如仍有貯存用過核燃料，即屬於核子反應器設施，依同法第15條及核子事故緊急應變法施行細則第十一條之規定，仍需每年實施緊急應變計畫演習。本章所述之廠外支援單位指總處緊執會，協助廠內所需支援與督導，亦將配合每年參加廠內緊急應變計畫演習。廠外應變組織則於每3年一次之核安演習由中央主管機關協調參加演習。

   110年核安第27號演習由核一廠擔任，與核三廠除役期間在狀態1階段之緊急應變計畫演習異同如下：

   - 相同：演練情境均為假設用過燃料池發生事故、僅進入緊急戒備事故類別、執行斷然處置、無輻射外釋等。
   - 差異：核一廠爐心仍有用過燃料、天然災害假設不同(核一廠有土石流)、設備異常及救援策略不同(BWR/PWR 不同)等。
2. 除污作業、拆廠作業等意外事件屬工安衛生、生產事故、環保事件等災害或緊急事件，非核子事故分類與應變及通報之類別，故不會於緊急應變計畫演習中引入類似情節，針對該些事件類別，本公司會於日常訓練中，以演練方式強化人員應變能力。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**16-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S09、F12	十六、二(二)	16-4~16-5	結案

第一回合審查意見

1. 請補充緊執會及緊急控制大隊各組及分隊之職責分工。
2. 緊執會八個工作組，除組長及副組長外，還有多少人員？
3. 圖16-1，緊執會下運轉支援組、劑量評估組、事故評估組及環境偵測組需派員至近廠緊急應變設施(EOF)，請於文內補充說明。
4. 圖16-2可知10個緊急工作隊組，分別隸屬哪個作業中心。實際作業位置？各組約有多少人？至少應有多少人？才容易執行任務，請略加說明。
5. 圖16-2緊急控制大隊組織體系:請補充說明除役階段 AMT 成立的時機、任務和成員專長與運轉階段有何差異？國外除役核能電廠是否有發生嚴重核子事故而須成立 AMT 的案例可經驗回饋？

第一回合審查意見答復

1.

緊執會各組於緊急時任務之職責分工：

運轉支援組

- 負責事故電廠運轉所需緊急支援人力之協調。
- 負責事故評估與電廠系統分析所需資料之蒐集與管理。
- 事故電廠運轉維護狀況之趨勢評估與建議。
- 核子事故災害調查之協辦事項。

事故評估組

- 事故類別的再確認。
- 緊急事故評估、電廠系統分析處理、及技術諮詢與建議。

劑量評估組

- 廠內輻射防護問題之評估與協調支援。
- 廠外民眾劑量與民眾防護行動之評估、建議事項。
- 協調廠外輻射監測作業之執行與影響評估。

環境偵測組

- 當發生有放射性物質外釋或有外釋之虞之緊急戒備事故時，在核子事故輻射監測中心尚未成立前，負責執行廠外環境輻射偵測及該中心成立前之各項準備工作。

- 當發生廠區(含)以上緊急事故時，核子事故輻射監測中心受命設置成立後，併入該中心組織內，並受核子事故輻射監測中心主任之命執行相關各項緊急任務。
- 緊急事故後廠外輻射監測作業之執行與通報。
- 緊急事故後環境影響之評估與陳報。

公共關係組

- 秉承主任委員之命，於發生重大事故時核子事故中央災害應變中心未成立前，統一發布有關核能發電廠事故之正確消息。
- 事故期間本會對外發布之消息暨有關資料之記錄與彙集。
- 事故期間對新聞媒體之報導或評論之彙集、連繫與回復。
- 核子事故中央災害應變中心成立後，隨即轉為「核子事故中央災害應變中心/新聞組/台電新聞作業小組」，秉承「核子事故中央災害應變中心/新聞組」之命，發布有關核能發電廠事故之正確消息。

修護支援組

- 負責電力修護處緊急支援人員再入事故電廠搶修之協調執行。
- 負責電力修護處緊急支援人員參與事故電廠復原修護之協調執行。
- 有關電力修護處緊急支援人力與設備之準備。

總務支援組

- 負責提供本會工作人員於事故期間之食宿交通與總務支援。
- 負責事故期間海外支援人員食宿交通之安排以及辦理所需費用之支付與報銷。
- 負責辦理核子事故後之災害調查。
- 負責辦理與核子事故有關之總務業務。

財務會計組

- 負責核能電廠事故處理所需各項財源之籌措、資金調撥與會計帳審工作。
- 辦理法定核子事故第三人責任險與發電廠財產損失險之索賠。
- 協調辦理有關核子事故賠償之法律事項。
- 核子事故災害調查之協辦事項。

演習規劃組

- 當核能發電廠發生事故後，負責通知緊執會其他相關工作組組長，以動員本會相關工作組執行緊急應變與支援事項。
- 當核能發電廠發生事故後，於必要時通報原能會。
- 適時協調各工作組間及協助核能電廠與廠外緊急組織間之一切應變有關之協調連絡作業，並提供建議。
- 奉命於必要時向國外緊急組織請求技術支援。

法規策劃組

- 適時協調各工作組間及協助核能電廠與廠外緊急組織間之一切應變有關之協調連絡作業，並提供建議。

- 負責提供委員會有關核子事故緊急計畫法規事項(查詢蒐集或提供)之支援。
- 其他任何臨時突發事項之協助處理。

緊急控制大隊各組及分隊之職責分工：

- 緊急控制大隊事故之綜合研判與宣佈。
- 廠內緊急應變行動之指揮。
- 電廠危機管理與防護決策。
- 復原行動之指揮。

緊急控制技術小組

- 緊急狀況之分析與評估。
- 提供大隊長緊急應變建議與作法。
- 得在大隊長授權下，執行緊急行動之指揮與協調。
- 指定專人與緊執會或正常運轉之電廠等廠外組織連絡或協調尋求提供人力支援。
- 提供廠外支援組織所需之放射性物質外釋率(或量)及氣象資料。
- 提供 EPIC 事故狀況資料。

當值運轉人員

- 事故通報之執行。
- 事故之應變。
- 事故「機組」之應變控制。
- 定時向大隊長提報事故狀況與因應對策。
- 定時向 TSC 提供事故狀況資料，以供分析與評估。
- 記錄事故過程。

緊急後備運轉隊

- 應需要協助當值運轉人員執行各項緊急操作。
- 隨時待命。

緊急再入隊

- 奉命進入事故影響地區，執行救傷與救難。
- 緊急搶修設備或緊急操作。
- 負責緊急通訊設備之維護。

緊急供應隊

- 負責車輛之調度、材料之供應與採購、以及人員之食宿安排。
- 提供各應變場所資訊傳遞作業人力之支援。(包括文件之傳真等)
- 財務會計及其他行政支援。

緊急消防隊

- 負責滅火及火場受災人員搜救。
- 必要時負責尋求廠外地方消防單位之支援。
- 協助緊急保安隊作業。
- 事故後應對災情及電廠安全影響加以分析及通報。

緊急保安隊

- 保護廠區人員與財產安全。
- 維持緊急行動之秩序。

協調軍警、防範暴亂。

- 管制緊急工作人員進出及車輛交通管制。
- 負責緊急撤離之清點工作。
- 事故時協助執行訪客與包商緊急撤離廠區之人員清查工作。

緊急輻射偵測隊

- 執行廠房內、廠區、及廠界之緊急輻射偵測。
- 執行緊急再入之輻射防護工作。
- 負責事故後取樣(PASS)分析作業。

緊急救護去污隊

- 執行人員放射性污染之偵檢與去污。
- 負責傷患之急救與初步處理。
- 負責傷患送醫之運送與協調。

緊急民眾資訊中心

- 新聞發布、謠言更正、媒體與民眾諮詢。
- 在核子事故中央災害應變中心未成立前，對外發布有關核能電廠事故之正確消息。

在核子事故中央災害應變中心成立後，EPIC 立即轉為「核子事故中央災害應變中心/新聞組/現場新聞作業小組」參與共同作業，秉承「核子事故中央災害應變中心/新聞組」之命，統一發布有關核能電廠事故之正確消息。

2. 依現行組織，緊執會八個工作組(扣除演習規劃組、法規策劃組)，除組長及副組長外，計有156人，配合除役電廠狀態，將隨時滾動調整。
3. 遵照意見，於內文增加敘述如後：另設近廠緊急應變設施(EOF)主任一人，並由運轉支援組、劑量評估組、事故評估組及環境偵測組派員成立，更改如附件16-004-03-A。
4. 10個緊急工作隊組隸屬哪個作業中心如圖16-2說明，緊急作業位置如表16-3說明，各任務隊人數：緊急控制大隊28人、當值運轉人員23人、後轉隊12人、緊急再入隊120人、緊急供應隊12人、緊急消防隊63人、緊急保安隊9人、緊急輻射偵測隊16人、緊急救護去污隊20人、緊急民眾資訊中心22人，共計325人，依大會已核定之核三廠核子事故緊急應變計畫執行，配合除役電廠狀態，將隨時滾動調整。
5. 依目前規劃，除役期間若用過燃料池無法建立適當冷卻及補水能力時，將按用過燃料池水位進入嚴重核子事故。

   機組運轉期間之嚴重核子事故，其機組狀況/參數條件/救援策略/救援設備較複雜，不易以流程或程序書明白說明執行步驟之先後順序，另外對於救援策略必須考量正負面效應，同時也必須評估執行時機，故需要嚴重事故處理小組(AMT)參照 SAMG 協助 TSC 提供事故狀態的診斷與建議適當因應策略。

   除役期間，若發生用過燃料池無法建立適當冷卻及補水能力，且水位持續

下降之緊急事件時，其池水狀況/參數條件/救援策略/救援設備較機組運轉期間單純，且救援策略不須考量複雜正負面效應與執行時機，可以利用程序書說明執行步驟之先後順序，故除役期間，核三廠緊急組織將朝不設立嚴重事故處理小組(AMT)規劃。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落： 二、(二).1.(1)
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**16-005**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S11、D06	十六、二(二)	16-6、16-28	結案
第一回合審查意見					
1. 輻傷一、二、三級急救責任醫院，其一~三級劃分之依據為何？ 2. 輻傷急救責任醫院針對輻傷病人容納單位(救治能力或病房數)為多少？ 3. 核三廠廠內醫務室為一級急救責任醫院。請說明除役各階段廠內醫務室人員配置及醫療能量。 4. 表16- 2南部輻傷急救責任醫院:請補充說明輻傷二級及三級急救責任醫院(所具備合格輻傷急救資格之醫師、護理師、SOP、年度訓練、演練等能力及收容能量等)最低要求為何？目前和未來會不會因核三廠永久停機除役之後而變差？					
第一回合審查意見答復					
1. 輻傷一～三級急救責任醫院劃分依據衛福部(前身為衛生署)於民國89年規劃建置核子事故緊急應變機制所律定，核子事故緊急醫療規劃為第一級(提供核電廠內之緊急醫療)、第二級(核電廠附近，可提供檢傷分類、醫療除污及支持性治療)及第三級(核電廠附近之醫學中心，可提供輻傷治療、 骨髓移植、放射性污染拮抗藥物給予、燒傷治療和嚴重創傷治療)。 2. 目前衛福部律定之三級急救責任醫院均為醫學中心，南部有高雄長庚醫院、高雄醫學大學附設醫院及高雄榮總等3家，其醫學中心之規模應有足夠之救治能力，病房數亦應充足；二級醫院目前核三廠簽約之合作醫院為恆春基督教醫院，合約中要求之救治能力為至少2名醫師、8名護理人員、2名醫技人員。 3. 除役期間核三廠醫務室配置1至2名護理師，具備 CPR、AED 救治能力以及一般外傷之簡單處理能力，外傷醫藥及包紮醫療用品充足，此外本廠有24小時輪值之消防班及配置救護車，約7分鐘車程即可送至核三廠簽約醫院之恆春基督教醫院進行醫療處理。駐廠醫師之配置，依據本廠緊急應變計畫					

辦理。

4. 成立輻傷急救責任醫院為行政院衛生福利部之權責，目前除了三級急救責任醫院高雄醫學大學附設醫院及二級醫院恆春基督教醫院為核三廠簽約之合作醫院外，其餘輻傷二級及三級急救責任醫院為屏東縣及高雄市衛生局所管轄，遇有突發事件時，衛福部即會啟動高屏緊急醫療網(EOC)，調度區域內醫療院所協助傷患救護，除役期間二級及三級急救責任醫院之輻傷救治能量預期不會變差。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**16-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S05、S11	十六、二(三)	16-6~16-10	結案

第一回合審查意見

1. 圖16-3與圖16-4應變組織，主要劃分的界定點依據為何？係除役過渡階段/除役拆廠階段，還是用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前/後？
2. 除役拆廠階段之廠內意外事件應變組織，機械修配組、基礎設施組、儀控電氣組則縮編為除役工程組，人力配置上是否有所差異？
3. 各階段應變組織人力配置規劃如何？是否足夠？
4. 意外事件成立應變處理小組，從1.除役過渡階段、拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)，到2.除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後)，任務編組顯然有所不同！人員應也會異動？如第1階段的(2)核能技術組人員，如何異動到第2階段(除役拆廠階段)？對各階段人員的如何異動，請略加說明。
5. 除役過渡階段、拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)，此章節是否是指是除役過渡階段，不包括拆廠階段，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 圖16-3與圖16-4應變組織是以用過核子燃料完全移出用過燃料池前/後為主要劃分的界定點，用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，已不需要核子事故緊急應變計畫，與用過燃料池相關的維護作業亦不需要再執行，故組織可在用過核子燃料完全移出用過燃料池後進行調整。本計畫16-7頁原文內容易使讀者誤認圖16-3及圖16-4分別適用於除役過渡階段及完整的除役拆廠階段，修正如附件16-006-01-A。
2. 除役拆廠階段主要目標包含用過核子燃料搬移至用過核子燃料室內乾式貯存設施、放射性污染設備組件拆解與拆除、低放射性廢棄物處理與貯存

等，配合用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，評估用過核子燃料之貯存狀態，再檢討調整機械修配組、儀控電氣組、核能技術組及運轉組等四個部門，各階段人員編制與其權責依第十二章組織與人員訓練進行規劃。

3. 廠內意外事件應變組織(如圖16-3/16-4/16-5/16-6)係依據本計畫第十二章「組織與人員訓練」中，除役各階段之應變任務需求、組織類別、業務專長及應變任務內容進行規劃，部門整編過程中仍會考量相關意外事件所需應變人力做最適當配置。
4. 未來進入除役期間後，將依除役各階段之應變任務需求，對各技術工程組意外事件應變人力進行檢討及規劃，依目前本除役計畫第十二章規劃，核能技術組之業務及人力於用過核子燃料完全移至乾貯設施後，因已無燃料吊運作業，將合併至工程管理組，同時會修訂相關100/500/900系列應變程序書，以進行意外事件應變處理，相關文字列入除役計畫本文，詳如附件16-006-04-A；有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
5. 除役過渡階段用過核子燃料完全移出燃料池前，會先執行與用過燃料池島區運轉無關及無放射性污染之變壓器、汽機廠房、氣渦輪發電機等等之拆解。待用過燃料池島區建立後才會進行其他與燃料池運轉無關之放射性污染系統與組件拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核能蒸汽供應系統之拆除等等，另外待燃料完全移出用過核子燃料池後，再進行用過核子燃料池襯板、其他與燃料池運轉有關之有放射性污染系統組件之拆除。

   「除役過渡階段、除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)」指的是「除役過渡階段」及「用過核子燃料尚未移出用過核子燃料池的除役拆廠階段」，因為「除役過渡階段」及「除役拆廠階段」並非以燃料狀態進行劃分，與本章的意外事件應變組織變更的條件不同，圖16-3的組織變更到圖16-4的條件是「用過核子燃料完全移出用過核子燃料池」，此條件較有可能在進入除役拆廠階段後一小段時間才達成，但實際變更時機仍視燃料狀態而定。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：
二、(三)1./2.；四、(二).1.(3)

第二回合審查意見

同意答復。

	16-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		S04、F07	十六、二(三)	16-10	結案

第一回合審查意見

1. 核三廠與屏東縣政府消防局簽訂消防救災支援協定書，協定書有效日期至核三廠營運結束止(後續再簽訂至除役結束止之消防支援協定)，請說明除役前何時再簽訂消防救災支援協定書。
2. 請補充核三廠本身與屏東縣消防局第四大隊之消防灌救能力資料。

第一回合審查意見答復

1. 因核三廠與屏東縣政府消防局合約之訂定往常均於協定書屆期前一年開始規劃訂定，故協定書訂定擬規劃於核三廠二號機進入除役期間前一年(113年)與屏東縣政府消防局續簽訂消防救災支援協定書。
2. 目前核三廠與屏東縣消防局第四大隊之消防灌救能力簡述如下：
   (1) 核三廠消防人員共4小隊(每隊10人)合計40人，另消防救災車輛如下:水庫車5輛(水12000公升/輛)、化學消防車1輛(水6000公升、泡沫3000公升)、小型化學消防車1輛(水3500公升、泡沫500公升)，計7輛消防車。
   (2) 屏東第四大隊:水箱車1輛(水7000公升)、水庫車1輛(水12000公升)、化學消防車1輛(水6000公升、泡沫3000公升)，計3輛消防車。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.請將答復內容補列入計畫中。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.遵照辦理，詳如附件16-007-01-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(三)5

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**16-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S11、B01	十六、三(一)	16-10~16-11	結案

第一回合審查意見

1. 「當兩部機均進入除役期間，本公司將另案提出核能三廠緊急應變計畫變更申請」，請說明除役前何時提出核能三廠緊急應變計畫變更申請。

2. 核三廠將另訂定除役意外事件處理程序書明訂各類事件應變程序，請說明除役前何時另訂定除役意外事件處理程序書。
3. 除役期間消防防護計畫將參考運轉中相關消防作業程序書並視除役進程適時檢討修改，以符合除役各階段的消防防護需求。除役期間，區域性執行除污作業是否會關閉部分消防設備？例如設備、管線進行切割時，關閉火災或煙霧警報器等。一旦除污作業需關閉消防相關設備時，是否需申請變更消防計畫程序書？
4. 請說明除役期間消防防護計畫變更申請之規劃做法，並提出各階段變更申請預定提報之期程。

第一回合審查意見答復

1. 依目前規劃，本公司擬於111年底陳報 EAB 及 LPZ 相關分析，112年底陳報核三廠除役期間之「緊急應變計畫區」檢討修正分析報告，送大會審查；另擬暫訂於113年底陳報核三廠除役期間之「緊急應變計畫區限縮至禁制區範圍，豁免廠外組織緊急應變整備」檢討報告，待大會核備後，接續提出緊急應變計畫變更申請。
2. 配合核三廠除役進度及現場的狀況，本公司將適時滾動式檢討核三廠相關廠內意外事件應變程序書；有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。核三廠除役期間，電廠之安全審查係由電廠除役審查委員會(Station Decommissioning Review Committee, SDRC)負責，就除役期間之作業程序及重要安全事項進行審查及核准，詳細說明請參閱本計畫第十二章、一、(一)節及第十二章、一、(三)節。核三廠適用於除役階段之現行廠內意外事件程序書，摘錄如下：
   582「強震處理程序」、582.2「海嘯處理程序」、583「緊急淹水事件」、586.5「失火對策計畫」、107「消防計劃」、113「事件通報及書面報告處理程序」、113.1「各類災害及緊急事件報告程序」、126.4「核三廠資通安全事件通報及應變作業程序書」、106.6「第三核能發電廠保安事件應變計畫」....等程序書。
3. 如於執行設備、管線進行切割等除役作業時，需關閉火災或煙霧警報器等消防相關設備，核三廠現已有程序書「消防系統不可用時消防巡視(FIRE WATCH)」內之相關步驟可供參考，本公司將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。
4. 核三廠進入除役期間後，原則上會先保持運轉期間的消防設備，隨著除役活動進行，若區間內已無發生火災之疑慮，將配合設備及廠房拆除時程，逐步將各區間的消防設備申請停用。依目前規劃，核三廠除役後安全分析

報告預計於112年7月提送大會進行審查，經大會審查核准後，本公司將具以編寫除役期間消防防護計畫。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

1.
(1)所提"擬於111年底陳報 EAB 及 LPZ 相關分析"之答復說明，請依據 RAI 16-012-2之後續意見修訂答復內容。
(2)請將答復內容補列入計畫中
2.請將答復內容補列入計畫中。
3.核電廠除役作業階段中，因應拆除設備、管路等需求而規劃廠房做為拆除與暫時貯存空間區域，此除役拆除作業區域是否規劃新增消防等設備？若有新增之消防設備，現有之程序書是否須更新？
4.所提"核三廠除役後安全分析報告"，請修訂為正確名稱。另請說明除役不同階段消防防護計畫將採參之美國 NRC 管制指引(RG)。

第二回合審查意見答復

1.
(1)核能電廠運轉執照屆期或爐心燃料永久完全退出經過一段時間後，已無與反應爐相關的設計基準事故疑慮，預計 EAB 或 LPZ 的邊界可依新的組態進行重新評估而訂出新的合理邊界，有關 LPZ 內設置審查意見所提該等機構應提有關緊急計畫區應變計畫配合方案將因應緊急應變區縮減之變更申請隨之解除，故本公司除規劃提送 EPZ 之檢討報告及縮減變更申請外，亦規劃在用過核子燃料全數移到用過燃料池後執行設計基準事故重評，若重評之結論支持 EAB 或 LPZ 邊界進行調整後，仍可滿足「核子反應器設施管制法施行細則」第3條規定，足可認定此核能電廠組態的核能安全顧慮已適度消除，則本公司將另案向大會申請解除或修訂 EAB 或 LPZ 邊界，在大會審查同意前，本公司將維持現行的 EAB 或 LPZ 邊界。另擬修訂第一回合答覆有關 EAB 或 LPZ 分析送審時間如下：本公司預定於112年初完成 EAB 或 LPZ 的邊界重新評估，並將相關分析送主管機關審查。
(2)有關除役期間緊急計畫範圍變更規劃，修訂內文如附件16-008-01-B。
2.依審查意見修訂內文如附件16-008-02-B。
3.除役期間之設備、管路拆除會在廠房內進行並依參考現行程序書105.8「可燃物管制程序書」執行廠房火載量管制，而拆除之設備、管路會將不可燃與可燃物拆離，可燃物送往焚化爐進行處理，因此不須新增消防設備。
運轉中的機組防火計畫(Fire Protection Program)的終極目的就是把機組安全帶到冷停機狀態，大致遵守10CFR50.48 & App.R，所以在除役期間早就冷停機18個月以上，彼時已無原防火計畫的風險顧慮。
4.將參考 RG1.191「核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫」。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)1./三、(一)2.
第三回合審查意見
1. (1)移由 RAI 16-012-2追蹤，本項先行結案。 4. (1)第一回合審查意見答復所提「核三廠除役後安全分析報告」，請修訂為適切之報告名稱。 (2)除役期間消防計畫依安全分析報告第9.5.1節及美國核管會法規指引 RG 1.191規定辦理。若有變更須另案申請。本項列入重要管制事項。 除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
4. (1)第一回合審查意見答覆中所提之「核三廠除役後安全分析報告」修訂為「核三廠除役期間安全分析報告」。 (2)遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**16-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S05、S10、S11、B01	十六、三(二)	16-11~16-14	結案
第一回合審查意見					
1. 核三廠廠區有下列6個緊急作業場所，其「主控制室(MCR)」是否應改為「主控制室/島區控制站」？ 2. 如果一部機組尚未進入用過核子燃料池島區運轉期間而另一部機組已經進入用過核子燃料池島區運轉期間，請問主控制室與島區控制站是否會同時作為緊急作業場所(兩機組分別使用主控制室與島區控制站作為各自的緊急作業場所)？ 3. 為便於緊急應變行動之指揮與協調，核三廠廠區有6個緊急作業場所，另依「核子事故緊急應變法」第九條之規定，設置核子事故輻射監測中心作業場所，各緊急作業場所之位置，是否有考量因外力造成作業場所無法集結或執行應變功能之情事？例如天然災害、洪水、強降雨、颱風等事件，造成人員無法進入緊急作業場所等情事。是否考量意外事件對緊急作業場所				

或緊急作業設備等造成不可用之情事發生？是否有備案？

4. 第16-4~16-5頁敘述核三廠有5個緊急作業場所，第16-11敘述核三廠有6個緊急作業場所，表16-3卻顯示有7個緊急作業場所位置，請澄清哪一個資料才是正確？
5. 表16-3列出主控制室/島區控制站，請說明此兩場所轉換之規劃做法，並提出島區控制站與規範要求的符合性。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見，修訂本章節內容，將「主控制室」改為「主控制室/島區控制站」，修訂結果詳如附件16-009-01-A。
2. 如果一部機組尚未進入用過核子燃料池島區運轉期間而另一部機組已經進入用過核子燃料池島區運轉期間，依事故發生在哪一個機組，來界定主控制室或島區控制站作為緊急作業場所。
3. 天然災害造成人員無法進入緊急作業場所等情事，本公司核三廠已有建置 TSC/OSC/HPC 備用場所，核子事故輻射監測中心備用場所則設置於車城消防分隊後棟，核三廠各緊急應變作業場所應具備足夠之緊急應變設施與設備並定期維護測試使能夠隨時執行或支援緊急應變作業(已於緊急應變計畫第四章敘明)。已參考審查意見，於本章內容中補充關於備用場所之說明，詳附件16-009-03-A。
4. 本計畫第16-5頁敘述核三廠有5個緊急作業場所，係指核三廠緊急控制大隊轄下之作業場所，不包括中央災害指揮中心轄下之核子事故輻射監測中心作業場所；第16-12頁係指核三廠廠區有下列6個緊急作業場所，包括核子事故輻射監測中心；表16-3共7個緊急作業場所，其中近廠緊急應變設施(EOF)屬本公司緊急計畫執行委員會管轄。另遵照審查意見，於第16章內文補充說明，詳附件16-009-04-A。
5. 島區目前規劃主要設備參考 RG 1.13及國外電廠案例，執行安全分析確保符合法規要求下，對島區需用系統進行系統安全分類後，應可將島區所有需要系統分類為非安全相關。有關島區細部規劃、相關系統安全等級及設計依據，將於後續提送大會之島區建置專案中敘明，並依大會審查結果具以實施。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：

表目錄；二、(二).1.(2)；三、(二).1.(1)/(2)；新增表16-4

第二回合審查意見

2.請補充說明遇到跨機組災害時如何設置緊急作業場所，有無人員無法分身的疑慮？

3.所提“天然災害造成人員無法進入緊急作業場所等情事，本公司核三廠已有建置 TSC/OSC/HPC 備用場所”。由於極端氣候下，可能因為洪水淹沒廠區，造成廠區短期內無法全面通行的情勢，或著土石流造成部分建築物無法進

入，因應相關之情事，備用場所應規劃於不同建築物且確保兩個場所不會因共同因素而一起失效，請說明表16-4備用場所之位置是否有此考量。

5.RG 1.13內容僅提及控制室及現場須有用過燃料池相關偵檢之警報，並無控制室或島區控制站之適居性相關規定。請針對原審查意見提出答復。

除以上第2、3、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.依據現行經原能會核備的核三廠緊急應變計畫，用過核子燃料全數退出反應爐移到用過燃料池之後，已考量到雙機組同時於運轉中發生事故，故該計畫應足以應付雙機組都進入除役期間的極低風險，島區運作期間最基本安全考量就是用過燃料池保有淹沒燃料的水位，如此就可以保證安全。電廠現有的補水系統設計與臨時消防車補水能力相當充足，應無人力、場所或資源不足的顧慮。

3.緊急計畫備用場所（後備 TSC,OSC,HPC）設置於控制廠房主控制室旁，屬於耐震一級且具有適居性設計，有水密門保護地面層約4公尺以下的出入口，選定場所時已有考量其對抗惡劣氣候的能力。

5.本項在第一回合審查意見答復時，誤引用10 CFR50有關運轉核電廠法規的指引 RG 1.13。經再查有關運轉核電廠控制室適居性規定，可參考 GL 2003-01，該文件中說明，機組永久停止運轉且燃料卸除爐心1年以上，即可不適用控制室適居性相關規定。此外參考美國除役電廠之技術規範(DTS)，於進入除役階段一小段時間後，若發生燃料掉落事件(FHA)，不需要 ESF 緊急通風過濾系統運轉，人員接受劑量亦可符合法規要求，加上停機2年後燃料衰變熱已大幅降低，若發生用過燃料池喪失冷卻事故，池水溫度上升後，池水高度需要很長時間才會降至用過核子燃料頂端，故島區控制站人員有充分應變時間赴用過燃料池現場執行補水作業。美國現行除役電廠安全分析報告資訊即揭露，島區控制室僅供遠端監控，無自動操作系統，必要時可派員赴用過燃料池現場手動操作。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.請說明跨機組災害發生時，是否只要成立一個 TSC？是否只要成立一個緊急控制技術小組？此外，也請說明在不同階段所需要之嚴重核子事故處理小組編制(註:依目前核三廠嚴重核子事故處理小組編制，遇雙機組事件時，緊急控制技術小組明確區分為兩組，以因應不同機組應變。)由於跨機組災害發生之機率無法完全排除，建議修訂報告內容將雙機組同時發生事故之情境納入緊急應變說明。

5.

(1)美國除役之 SONGS 核電廠用過燃料池島區僅作乾貯設施容量擴充期間短暫存放之用，請蒐集國際核電廠除役之經驗回饋，將用過燃料池島區啟用時

間點、使用期長以及天然危害(如地震新事證)等納入核三廠個廠議題之考量。

(2)用過燃料池島區建置規劃作業，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

除以上第2、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2. 依核三廠運轉期間相關程序(如1400系列程序書，「TSC 動員與應變程序」)，若發生緊急戒備（含）以上之緊急事故時，應成立緊急控制技術小組(TSC)，若發生嚴重事故時則應進一步成立「嚴重事故處理小組」(AMT)，雙機組皆發生嚴重核子事故，則應成立兩組 AMT，AMT 成立相關規範可見1400系列程序書「核三廠嚴重核子事故處理程序」，惟依據該程序書之定義，爐心無法建立適當冷卻且出口溫度大於攝氏649度(華氏1200度)方屬「嚴重核子事故」，運轉執照屆期且用過核子燃料永久退出爐心後，即無達成此狀況的條件，故一號機運轉執照屆期後，不論二號機是否仍在運轉，雖然仍有可能發生緊急戒備（含）以上之緊急事故，但已不致有需啟動兩個 AMT 的情況，屆時僅需成立 TSC 及至多一組 AMT，可推論現行相關規範及人力配置已足以應對一號機運轉執照屆期後可能面臨之風險；為使除役期間相關人力配置及規範更為合理，相關程序書於機組運轉執照屆期前或除役期間將會進行檢討，並於修訂完成後發行使用，程序書未完成修訂前，將持續保持現行相關規範及人力配置；相關內容補入除役計畫本文，詳附件16-009-02-C。

5.

(1)針對用過燃料池運轉期長，以美國 Zion 1、2號機為例，兩部機共用一個燃料廠房，最後停機時間為1997/2/21，1998年8月 DSAR R0版已將冷卻系統重新分類為非安全等級，同時完成島區規劃，並於1999年底前完成氣冷式冷卻系統的建置，後於2015年1月將所有用過核子燃料移至乾貯設施，島區運轉期長約為17年。另從美國近2年除役電廠 DSAR 資訊得知，Indian Point 2&3 約在停機4.5~5個月後，將用過燃料池相關安全系統重新分類為非安全等級，因 Indian Point 已有乾貯設施的執照，因此2、3號機規劃各以3年左右的時間將用過核子燃料移動至已事先建置完成的乾貯設施，故無島區建置規劃。有關核三廠島區啟用時間、使用期長、天然危害(含大會核定之地震新事證)及國際核電廠除役之經驗回饋考量結果，將於島區專案中詳述，送大會審查後依審查結果辦理。

(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：二、(二)

審查總結回合意見

同意答復。

意見編號	16-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B09	十六、三(三)	16-15	結案

第一回合審查意見

1. 三、(三)2.訓練，提及廠內意外事件平時整備相關訓練係依據除役計畫第十二章第三節辦理，然除役計畫第十二章第三節為「參考文獻」，且第十二章第二節是針對除役相關訓練，與意外事件應變似乎沒有太大關聯，請澄清相關訓練辦理情況。
2. 目前核三廠是否有意外事件應變相關程序書，請說明。
3. 「3.意外事件演習（練）」乙節僅就核三廠程序書100系列「酸鹼、聯胺、油槽(油管)洩漏緊急作業、防災應變」執行，是否足夠？為何不就除役期間可能發生的意外事件作演習（練），如章節一、狀態2.所提燃料元件於吊運時墜落，請說明。

第一回合審查意見答復

1. 經查原引述章節錯誤，將修改為「依據本除役計畫第十二章辦理」，詳附件16-010-01-A。
2. 核三廠目前之廠內意外事件程序書，摘錄部分如下：
   582「強震處理程序」、582.2「海嘯處理程序」、583「緊急淹水事件」、586.5「失火對策計畫」、107「消防計劃」、113「事件通報及書面報告處理程序」、113.1「各類災害及緊急事件報告程序」、126.4「核三廠資通安全事件通報及應變作業程序書」、106.6「第三核能發電廠保安事件應變計畫」、105.2「核三廠酸鹼洩漏緊急作業程序」、105.4「聯胺洩漏緊急應變作業」、105.5「油槽(油管)洩漏緊急作業程序」、900系列程序書輻射安全意外事件處理等程序書。
3. 除役期間核三廠環境/職安衛管理審查委員會，會滾動式的檢討緊急應變措施適切性及合宜性，諸如燃料元件於吊運時墜落緊急應變也會適時的檢討增訂到相關作業程序書。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(三).2

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	16-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	十六、四(二)	16-19	結案

第一回合審查意見

1. 「發生意外事件時，於除役過渡階段應通報值班經理，於除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測及廠址復原階段應通報廠長」，請說明除役過渡階段為何通報值班經理，而不是廠長。
2. 請說明除役各階段廠內意外應變指揮由誰負責指揮決策。

第一回合審查意見答復

1. 於除役過渡階段、除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)，燃料池島區仍在運轉中，第一時間應通報島區控制站，緊急處理設備運轉復原、人員救護及通報等事宜；依本公司目前規劃，燃料全數退出爐心存放於用過燃料池後即不設置值班經理，故此階段應先通報值班主任緊急處理，再由值班主任通知廠長或其代理人。於除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後)、廠址最終狀態偵測及廠址復原階段，即不設置運轉值班相關職位，故應改為通報廠長(或其代理人)或值勤經理。上述說明已摘要加入本章報告內文，詳附件16-011-1-A。
2. 除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)核三廠發生意外事件時，有關廠內應變作業指揮權，下班時段是由島區控制站當值值班主任負責；當廠長或其代理人回到廠內後，應變作業指揮權則由島區控制站當值值班主任移轉至廠長或其代理人負責。於除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後)、廠址最終狀態偵測及廠址復原階段已無運轉值班職位之設置，廠內意外應變指揮由廠長或值勤經理負責。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：四、(二).1.(1)

第二回合審查意見

1.除役期間核子燃料全部退出爐心後，用過燃料池置有核子燃料時，將設置除役期間燃料監管員，故此階段的作法請納入燃料監管員的角色。
2.除役期間核子燃料全部退出爐心後，用過燃料池置有核子燃料時，將設置除役期間燃料監管員，故此階段的作法請納入燃料監管員的角色。

第二回合審查意見答復

1.依本公司目前規劃，用過核子燃料全部退出爐心後，即可由燃料監管員替代反應器運轉員執行燃料池監管工作，故答覆中有關事故後的緊急處理設備運轉復原、人員救護及通報等事宜，即由當值燃料監管員負責執行，且值班主任亦應領有燃料監管員資格。
2.除役拆廠階段(用過核子燃料完全移出用過核子燃料池前)，島區控制站值班主任應領有燃料監管員資格，而用過核子燃料完全移出用過核子燃料池後，廠內即不需保有燃料監管員。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：
第三回合審查意見
1.核子反應器爐心及用過燃料池仍有燃料階段之相關操作人員訓練計畫，提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 2.移由16-011-1做追蹤，本項先行結案。 除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
1.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
同意答復。

意見編號	**16-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B15、D05、F07	十六		結案
第一回合審查意見					
1. 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，故緊急應變計畫及相關應變程序書將配合核三廠除役進度及現場的狀況(含廠內消防動線)適時檢討修訂，並依「核子事故緊急應變法」第14條之規定提報主管機關核定，請說明檢討修訂之期程規劃與啟動機制。 2. 請台電公司針對「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」提出各階段變更申請預定提報之期程及變更申請之規劃做法。 3. 除役各階段期間應加強不同型態天然災害應變作業能力。除役各項作業執行前，應完備各項加強天然災害應變程序書。					
第一回合審查意見答復					
1. 擬暫訂於113年年底陳報核三廠除役期間之「緊急應變計畫區限縮至禁制區範圍，豁免廠外組織緊急應變整備」檢討報告，待原能會核備後，再提出緊急應變計畫及相關應變程序書修訂，在較新版本之緊急應變計畫未核准之前，核三廠仍須採用運轉中已核准之標準執行。 2. 核子事故緊急應變法施行細則第四條，反應器設施經營者依核子事故緊急應變法第十三條第一項規定於初次裝填燃料時，劃定緊急應變計畫區報請中央主管機關核定，每五年檢討修正一次。核三廠「緊急應變計畫區」之相關變更申請，預訂於112年年底陳報大會。					

依據核子事故緊急應變法第十四條第三項，反應器設施經營者應訂定反應器設施緊急應變計畫，報請中央主管機關核定；並依核子事故緊急應變基本計畫第三章第三節規定，每五年應作一次完整審視與檢討。待「緊急應變計畫區」變更申請大會核定後，提出核三廠「緊急應變計畫」之相關變更申請。

有關禁制區及低人口密度區制定，主要為事故情境劑量需符合「核子反應器設施管制法」第二條規定，核三廠進入除役階段前，本公司將依據廠界範圍重新估算事故劑量，並依此修訂 EAB/LPZ 範圍。「禁制區及低密度人口區」之相關變更申請，預訂於111年12月陳報大會。

於113年底陳報核三廠除役期間之「緊急應變計畫區限縮至禁制區範圍，豁免廠外組織緊急應變整備」檢討報告，待原能會核備後，再提出緊急應變計畫及相關應變程序書修訂。

上述變更本公司皆會依據法規規定提送主管機關審核。

3. 針對不同型態天然災害應變作業，核三廠已備有相關程序書，例如:「強震處理程序」、「海嘯處理程序」、「緊急淹水事件」、「颱風警報期間機組之運轉措施」、「防颱、防汛作業程序書」等；有關運轉期間至除役期間程序書轉換過程之品質管制，將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠運轉期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用，並會於除役期間定期檢討，適時修訂。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.

(1)有關禁制區(EAB)與低密度人口區(LPZ)變更或解除之適用法條，應依「核子反應器設施管制法」第二十七條規定及其立法理由，其中低密度人口區內新設學校、工廠、監獄、醫院、長期照護機構、老人養護及安養機構，需提出區域民眾防護應變計畫之配合方案，故針對「低密度人口區」與「緊急應變計畫區」變更之研議，請台電公司做適切考量並修訂答復說明。

(2)「緊急應變計畫」及「緊急應變計畫區」之解除或變更，應報請主管機關審核，本項列入重要管制事項。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.

(1)核能電廠運轉執照屆期或爐心燃料永久完全退出經過一段時間後，已無與反應爐相關的設計基準事故疑慮，預計 EAB 或 LPZ 的邊界可依新的組態進行重新評估而訂出新的合理邊界，有關 LPZ 內設置審查意見所提該等機構應提有關緊急計畫區應變計畫配合方案，將因應緊急應變區縮減之變更申

請隨之解除，故本公司除規劃提送 EPZ 之檢討報告及縮減變更申請外，亦規劃在用過核子燃料全數移到用過燃料池後執行設計基準事故重評，若重評之結論支持 EAB 或 LPZ 邊界進行調整後，仍可滿足「核子反應器設施管制法施行細則」第3條規定，足可認定此核能電廠組態的核能安全顧慮已適度消除，則本公司將另案向大會申請解除或修訂 EAB 或 LPZ 邊界；上述各項在大會審查同意前，本公司將維持現行的 EAB、LPZ 邊界及 EPZ 範圍。

另擬修訂第一回合答覆有關 EAB 或 LPZ 分析送審時間如下：本公司預定於112年初完成EAB或LPZ的邊界重新評估，並將相關分析送主管機關審查。

(2)遵照辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

2.

(1)所提"本公司預定於112年初完成 EAB 或 LPZ 的邊界重新評估，並將相關分析送主管機關審查"之時間點，係在核三廠進入除役期間之前，與核管法第27條立法理由「如核子反應器已永久停止運轉，廠內之用過核子燃料皆已妥善處置，核能安全顧慮業已消除時」不符；其中，LPZ 內新設學校、工廠、監獄、醫院、長期照護機構、老人養護及安養機構，需提出區域民眾防護應變計畫之配合方案。故請台電公司針對「LPZ」與「緊急應變計畫區」變更之研議做適切考量，請重新提出答覆說明。

除以上第2.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

2.

(1)EAB 及 LPZ 皆以運轉中核子反應器設施之假想意外事故為基準，本公司現已積極規劃執行核子反應器永久停止後的 EAB 或 LPZ 邊界劑量重評相關工作，根據核管法第27條及其立法理由，如能佐證廠內之用過核子燃料皆已妥善處置，核能安全顧慮業已消除，屆時本公司會將分析結果提送大會，作為 EAB 或 LPZ 邊界調整之參考；在 EAB 或 LPZ 經公告解除或變更前，核三廠將維持現行的 EAB 或 LPZ 邊界。雖然本公司預計提出分析結果之時間點為運轉期間，但分析的情境為2部機均停機一段時間過後，故實際 EAB 或 LPZ 可經公告解除或變更的時機即為前述分析情境所得的時間點，且滿足前述分析結果才開始適用。有關「緊急應變計畫區」之變更，本公司亦已規劃並開始執行相關作業，以便進入除役期間以後，仍能依「核子事故緊急應變法」第13條相關規定，定期對「緊急應變計畫區」範圍進行分析與檢討，依分析結果劃定「緊急應變計畫區」範圍，報請主管機關核定公告後，依主管機關核定內容辦理相關事宜；除役期間「緊急應變計畫區」範圍分析與檢討結果，亦會作為本公司提出 LPZ 分析結果時機之考量。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2.(1)「禁制區及低密度人口區」之解除或變更，應擬訂計畫，報請主管機關審查。本項列入重要管制事項。

意見編號	**16-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B01	十六		結案

第一回合審查意見
1. 核三廠各緊急應變作業場所應具備足夠之緊急應變設施與設備與定期維護測試使能夠隨時執行或支援緊急應變作業，其「與定期維護測試」是否應修正為「，並定期維護測試」，請修正。 2. 第16-18頁，「若屬附件二所定情事之一者，經營者應於發現事件之日起三十日內，提出書面報告。」請依法規文字刪去「發現事件之日起」等文字。 3. 第16-18頁，引用「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，請納入參考文獻。
第一回合審查意見答復
1. 依審查意見修訂為「，並定期維護測試」，詳附件16-013-01-A。 2. 依審查意見，刪去「發現事件之日起」等文字，詳附件16-013-02-A。 3. 依審查意見，將「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」納入參考文獻，詳附件16-013-03-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(二).1.(2)；四、(二).1.(1)；五。
第二回合審查意見
3.參考文獻第27項之作者與第1~3項採用不一致方式，請修訂。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.依頒布法規層級不同故採用不同表述方式。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

第十七章　廠房及土地再利用規劃(已結案23項，共23項)

意見編號	17-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、C01、S06	一	17-1	結案

第一回合審查意見

1. 「…完成除役後，廠址輻射劑量將符合「非限制性使用」之法規標準0.25 mSv/y，且包含保留區之劑量貢獻。」請問：
 (1) 保留區之劑量貢獻為何？
 (2) 如何確認包含保留區之劑量貢獻後，廠址輻射劑量仍小於0.25 mSv/y？
2. 有關「除役保留區域」，請補充說明可能造成之劑量貢獻。
3. 請說明保留區的輻射劑量，為何不包含在除役之非限制使用劑量(0.25mSv)之範圍內。

第一回合審查意見答復

1. 答復如下：
   (1) 未來保留區設施為新建之二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核子燃料室內乾式貯存設施，此兩設施於撰寫除役計畫期間，設計尚未定案，故以設計限值年有效劑量0.05毫西弗作為廠界輻射劑量評估值。未來將提出兩設施之建造執照申請，其安全分析報告將涵蓋設施造成之廠界輻射劑量評估值。另本公司將配合原能會審查意見，於111年6月底提供此兩設施初步評估結果，並納入本計畫第10章。
   (2) 符合廠址解除管制法規劑量限值，廠址才可釋出，本公司視未來土地整治、保留區劑量貢獻等情境評估，可採取加強土地整治技術、調整保留區邊界範圍、利用工程屏蔽等方式達到法規要求。
2. 未來保留區設施為新建之用過核子燃料室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫，因目前兩座設施皆未發包新建，故俟未來分別完成其安全分析報告後，再提供保留區之總劑量貢獻。
3. 目前本公司的規劃是將保留區的輻射劑量包含在內，故 p17-4敘述修訂為「目前本公司規劃核三廠除役後之廠址(包含保留區)輻射劑量將符合「核管法施行細則」第17條「非限制性使用」標準之規定，即對一般人造成之年有效劑量不得超過0.25 mSv之要求。」，詳如附件17-001-03-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)

第二回合審查意見

2.本項意見同 RAI 10-011-1。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復
2.未來保留區設施為新建之用過核子燃料室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫，經核三除役計畫第十章初步估算結果廠界劑量貢獻分別為0.046mSv/y、0.00141mSv/y，皆符合台電公司承諾設計限值0.05mSv/y。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2.請配合第10章審查意見修訂答復內容。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2. 未來保留區設施為新建之用過核子燃料室內乾式貯存設施、二號低放射性廢棄物貯存庫，經核三除役計畫第十章初步估算結果廠界劑量貢獻分別為0.043 mSv/y、0.00139 mSv/y，皆符合台電公司承諾設計限值0.05 mSv/y。 3. 經檢視第一回合答復內容，發現附件修改錯誤之情形，擬調整第一回合答復內容為「目前本公司的規劃是將保留區的輻射劑量包含在內。」並刪除附件17-001-03-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
審查總結回合意見
2.、3. 同意答復。

意見編號	**17-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、C03、S06	一	17-1	結案

第一回合審查意見
1. 第二段：「由於目前核三廠尚在運轉中，僅能依據現有的廠址歷史資料評估及輻射偵測結果進行最終狀態的初步偵測規劃，詳細的最終狀態偵測計畫及相關的作業程序書，將於除役廠址最終狀態偵測階段實際執行最終狀態偵測前完成。」 (1) 請說明預計何時會完成。 (2) 請台電公司依本計畫書承諾，提報廠址最終輻射偵測作業計畫。 2. 最終狀態偵測計畫是否需提報主管機關；如果需要，何時要提報？ 3. 請說明最終狀態偵測計畫，預定完成時程及其內容。
第一回合審查意見答復
1. 答復如下：

(1) 核三廠最終輻射偵測計畫將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關。
(2) 核三廠最終輻射偵測計畫將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關。

2. 核三廠最終輻射偵測計畫將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關。
3. 最終輻射偵測計畫將包含: 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；3.實驗室樣品之蒐集、管理與處理方式等，並將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關審查。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.同意答復，廠址最終輻射偵測作業計畫提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。
3.答復的內容僅說明儀器量測的實施的方法，最終輻射偵測計畫未說明步驟、方式和程序，並請詳述貴公司對於未來達成外釋的最終輻射偵測計畫執行策略與承諾等之基本原則。
除以上第2、3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.核三廠最終輻射偵測計畫將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關。
3.修訂除役計畫內文如下:
「最終輻射偵測計畫將包含: 1.執行步驟、方式和程序；2.核種之偵測方法與最低可測值；3.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；4.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。」，並將於廠址最終狀態偵測階段前1年(132年8月)提報主管機關審查，詳如附件17-002-03-B。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(一)

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**17-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06、F10	一(二)1.	17-2	結案

第一回合審查意見

1. 請說明除役期間新建之用過核子燃料室內乾式貯存設施（含再取出單元）、二號低放射性廢棄物貯存庫，向原能會申請建造執照及運轉執照的時間。
2. 依本章內容，核三廠完成除役後將只剩一座新建之二號低放射性廢棄物貯存庫，有無評估該貯存庫之貯存空間是否足夠容納核三廠除役廢棄物之需求？
3. 第17-2頁說明：「原低放射性廢棄物貯存庫將進行除役並於除污後保留建物供日後再利用。」請說明是否規劃另外單獨提送該設施除役計畫？核三廠此類設施還有哪些？
4. 經查圖3-14、圖3-15受影響土地及建物包含低放廢棄物貯存庫及E暫存庫，請說明 E 暫存庫貯存物性質為何？除役再利用規劃為何？請於本章節之內文中說明，並於圖17-1中標註。

第一回合審查意見答復

1. 有關核三除役作業排程可參考除役計畫第六章，其中用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)預計於115年9月提出建造執照申請，並預計於120年12月提出運轉執照申請；二號低貯庫預計於115年8月提出建造執照申請，並預計於121年7月正式啟用。
2. 依據除役計畫第9章，表9-17核三廠除役廢棄物總數量推估結果，放射性廢棄物總量為81,374桶，為滿足低放射性廢棄物貯存空間之保守度，將廢棄物盤點總量提升約10 %(亦即：總量約為81,374 × 1.1 = 89,512桶)，以作為二號低放射性廢棄物貯存庫之總量估算。另，需考量現有低放貯庫14,397 桶將移至二號低放射性廢棄物貯存庫，二號低放射性廢棄物貯存庫需要的貯存容量為103,909 桶。而二號低放射性廢棄物貯存庫之設計容量約105,000桶，應足夠容納核三廠除役廢棄物。
3. 核三廠僅低放射性廢棄物貯存庫預計除污後保留建物供日後再利用。參考第六章期程規劃預計於123年5月提交除役計畫供大會審查。
4. E 暫存庫暫存低微污染廢棄物，未來擬將低微污染廢棄物移至4、5、6號倉庫，E 暫存庫除污後視情況沿用或拆除。另依審查意見於圖17-1中 標註 E 暫存庫，詳如附件17-003-04-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：圖17-1

第二回合審查意見

1.同意答復，計畫預計興建之兩項設施，包括二號低放射性廢棄物貯存庫建造執照申請，以及用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)建造執照申請，此兩項列入重要管制事項。

除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.未來將依計畫時程向主管機關申請建造執照。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	17-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S06	一.(二)	17-3	結案
第一回合審查意見					
1. 「保留區邊界及進出動線，未來將根據輻射劑量評估結果及本公司管理之方便性妥善規劃。」請將規劃結果納入承諾事項。 2. 請說明保留區之輻防管制計畫的完成時間。					
第一回合審查意見答復					
1. 保留區邊界屆時會陳報主管機關，進出動線規劃則視後續相關運輸需求等進行更詳細之規劃。 2. 除役計畫執行完成後6個月，本公司將檢送除役後廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，待原能會審查同意後解除管制，解除管制後廠址上仍受管制範圍僅餘保留區，而保留區內包含放射性廢棄物貯存設施(二號低放射性廢棄物貯存庫及用過核燃料室內乾式貯存設施)，其輻防計畫將以除役期間之輻射防護管制方式做適當調整，並依據輻防法及職安法規命令修正動態與輻射防護實況，每年定期檢討修正，經陳報審核獲准後據以執行。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	17-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、F10、G01	二.(二)1.	17-4	結案
第一回合審查意見					
1. 「核三廠廠界範圍內之建物，...可將廠區建物與土地劃分為未受影響區及受影響區...。」請補充受影響區(分類結果)之分佈圖。 2. 請將圖17-1結合第3章提供可顯示受影響區(第一、第二或第三級)及未受影響區分佈之繪圖與說明。 3. 請將周邊區域之建物，如氣渦輪機等建物，補充標示於圖17-1。					

4. 「(二)復原作業」乙節，廠界內之建物，根據 MARSSIM 之建議，經由廠址歷史調查程序，區分廠區建物為未受影響及受影響區域，對應17-2頁說明已既定之拆除範圍(如發電設備區及周邊區域)，此時對應第11章11-10頁之核三廠監測區監測站之位置圖，該圖顯示前述既定拆除範圍監測方式多為直接輻射偵測或連續輻射偵測，請問該歷史調查程序是否即依據前述監測數據而評量之。

第一回合審查意見答復

1. 有關受影響區之分佈圖請參閱除役計畫第三章圖3-14及3-15，另於17-4頁內文之受影響區後新增「相關區域範圍請參閱本計畫第三章圖3-14及3-15。」之敘述，詳附件17-005-01-A 所示。
2. 兩張圖所要表達內容不同、且圖面個別資訊皆已相當豐富，圖17-1為核三廠廠界範圍、拆除範圍和初步建議保留區示意圖、圖3-14、3-15分別為核三廠受影響之建物、土地，為避免結合後整張圖面資訊過於複雜，反而模糊焦點，建議維持原報告不作修訂。
3. 原圖已有氣渦輪機標示，但較模糊不清，已進行更新，詳附件17-005-03-A。
4. 有關核三廠監測區之各項輻射監測結果均載明於「第三核能發電廠輻射安全報告」，前述報告為廠址歷史評估受檢文件之一，核三廠歷史調查程序已完成前述監測數據之審查與評析，並將評析結果摘錄於第三章第二、(二)3節之中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(二)1；圖17-1

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**17-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、C01	二(二)1(3)	17-6	結案

第一回合審查意見

1. 「如建物的混凝土受污染表面移除、受污染的土壤移除等，除污改善作業期間，須輔以偵測，以監測除污的有效性，並經評估符合導出濃度指引基準後，方能停止除污工作。」請說明建物的混凝土受污染表面，須移除多少深度；受污染的土壤，須移除多少厚度。另，該偵測及監測除污模式為何？
2. 本小節提及「...，地表下方1 m 以下之結構表層經偵測確保低於 DCGL 值，則予以保留。...」，請補充說明偵測方式。

第一回合審查意見答復

1. 建物混凝土及土壤污染深度需待執行輻射特性調查完成後才能確認，建物混凝土之偵測及監測除污的方式可能為掃描量測或污染拭跡；而土壤之偵測及監測除污的方式可能為掃描量測或取樣分析。根據美國核管會之研究報告 NUREG/CR-6174，核能電廠受污染之混凝土牆壁，平均只要刮除1 in (約2.54 cm)厚即可達到無污染層。
2. 偵測方式可能為掃描量測或污染拭跡，後續將視實際作業需要選擇較合適之量測方式。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**17-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S06	二(二)1.(3)	17-6	結案

第一回合審查意見

1. 「為配合回填作業與運出廠外處理作業，尚需符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所定之外釋限值」，請說明外釋限值為何？
2. 「回填材料與粒徑則參考我國公共工程委員會「公共工程施工綱要規範-第02332章營建剩餘土石方材料回填」之要求」，請加入說明土石方材料回填之要求為何？
3. 所提不受放射性污染建物及結構之「復原」，依「建築物拆除施工規範」、「屏東縣建築管理自治條例」等辦理申請「拆除」，請再補充相關說明。

第一回合審查意見答復

1. 請參閱「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」附表:一定活度或比活度以下放射性廢棄物之限值，如為單一核種，直接參照附表，如假設為 Co-60核種，每年外釋廢棄物活度限值1.E+5Bq；每年外釋超過一公噸之廢棄物比活度限值1.E-1Bq/g；每年外釋一公噸以下之廢棄物比活度限值1.E+1Bq/g。如為多核種，須符合下列公式之要求

$$\sum_{i=1}^{n} \frac{C_i}{C_{io}} \leq 1$$

式中C_i：第 i 核種之活度或比活度，$C_{i,o}$：附表之一內第 i 核種之活度限值或比活度限值，n：所含核種的數目。
2. 材料為構造物及建築物拆除所產生之餘泥、土、砂、石、磚、瓦、混凝土塊等。材料粒徑不宜超過200mm，其大於200mm 材料應予篩除或軋碎。
3. 依審查意見修訂為「不受放射性污染建物及結構之復原(包含留用或拆除)，如須拆除，依內政部營建署所公布之「建築物拆除施工規範」要求辦

理外，亦須依循「屏東縣建築管理自治條例」[9]第十五條辦理申請拆除。」，修訂結果詳附件17-007-03-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：二、(二)1
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	二.(二).3	17-7	結案

第一回合審查意見

1. 地下水處理內提及「.. ，採用適當之處理方案，如抽出法(Pump and Discharge)、抽出再處理法(Pump and Treat)、覆蓋封頂技術(Capping Technology)、工程包封法(Engineered Confinement)或適合之方式進行處理，直至地下水輻射偵測值符合廠址使用劑量標準為止。..」，請說明上述符合廠址使用劑量標準。是否需與游離輻射防護安全標準第13、14條比較，採較嚴謹之標準。
2. 最終輻射偵測計畫是否應納入公正第三方之抽複檢機制，以使偵測數據更具公信力。

第一回合審查意見答復

1. 依據 MARSSIM 概念，如地下水有污染，其曝露途徑及劑量貢獻須納入 DCGL 計算，此廠址使用劑量標準即為0.25 mSv/y，與游離輻射防護安全標準第13、14條標的物(排放廢氣或廢水)不同，不適宜直接比較。
2. 最終輻射偵測計畫會依據核能除役品保方案執行，輻射偵測使用之儀器，均應符合 TAF 認證有關品保管制校正程序或送經國家或相關機構(如 TAF)認可之校正實驗室執行校正，以確保偵測數據具公信力。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**17-009**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	三(一)	17-8	結案

第一回合審查意見

「核三廠廠址 DCGL 的推導，將採用美國阿岡國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)所開發的 RESRAD family 程式。此程式已通過美國核管會的驗證」，請補充說明 RESRAD family 程式 V&V 驗證結果及品保審查程序。
第一回合審查意見答復
本程式係由美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)開發之放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統。美國NRC於1994年批准RESRAD使用於幾種應用，包括核電廠除役許可劑量評估、NRC對廠址劑量評估審查等。 V&V佐證文件如： E.R. Faillace, J.-J. Cheng, and C. Yu, RESRAD Benchmarking Against Six Radiation Exposure Pathway Models, October 1994, ANL/EAD/TM-24. 相關品保審查程序將依據本公司核能電廠除役品質保證方案執行。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-010**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S07	三(一)	17-9	結案
第一回合審查意見					
1. 第一段：「…RESRAD family 程式有許多分支，其中 RESRAD on-Site 及 RESRAD-BUILD 與廠址除役 DCGL 的推導較為相關，前者係針對土地、土壤的解除管制，後者則針對建物、結構物的解除管制。」針對土地，為何選用 RESRAD on-Site，而非 RESRAD off-Site？ 2. 第四段：「關注核種…如表17.1所示…」，表17.1應更正為表17-1；另表17-1的廠址可能殘留核種係來自第九章的關注核種清單，故本計畫審結時，第九章的關注核種清單如有異動，亦須反映至表17-1。 3. 第五段：「曝露情節…核三廠未來將朝電力事業用途為規劃方向，為符合再利用規劃之設計，本公司將採用工廠工人之情節設計來評估 DCGL，並加強分析受曝者之行為模式、習慣等特性。」，因 DCGL 係評估核種遷移於數百年後造成的影響，考量廠址土地屆時未必再利用作為工廠，應保守使用曝露途徑最多的農夫情節進行 DCGL 評估。 4. 第17-9頁第10行提及“為儘可能滿足社會期待…，初期將先採廠址除役後符合非限制性使用的方向進行規劃，…”，此文句是否意指未來仍有可能廠址除役後變為限制性使用？如已確定為非限制性使用，則建議將文句修改為“為儘可能滿足社會期待…，將採廠址除役後符合非限制性使用的方向進行規劃，…”。				

第一回合審查意見答復
1. 因為要外釋解除管制的土地為原核電廠廠址，故採用 RESRAD on-Site 估算公眾於原廠址上活動、作業時所接受之劑量。 2. 已依審查意見修訂如附件17-010-02-A。如第九章的關注核種清單有異動，將反映至表17-1，進行修訂。 3. 核三廠廠址土地再利用規劃皆為朝電力事業用途為規劃方向，並於適當時間配合本公司能源開發及經營策略，進行更深入之規劃。故以工廠工人情節評估 DCGL。 4. 依審查意見修訂為「就我國而言，為儘可能滿足社會期待，儘可能抑低對民眾的影響，將採廠址除役後輻射劑量符合非限制性使用標準的方向進行規劃」，修訂結果詳附件17-010-04-A。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)
第二回合審查意見
3. 考量輻射防護保守性原則，以及考量未來變更土地用途為任意使用之可能性，仍應採無條件使用之農業情節。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.依審查意見修訂如下，「根據目前廠址再利用規劃策略，核三廠未來將朝電力設施使用為規劃方向，為符合再利用規劃之設計，並保守評估一般民眾接受輻射風險，本公司將考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估DCGL，並分析受曝者之行為模式、習慣等特性。」，修訂結果詳附件17-010-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)
第三回合審查意見
3.請將保守採用居住農夫情節明確列入本段除役計畫內容中。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
3. 依審查意見修訂如下：「曝露情節與廠址未來之用途有關，分析情節一般包含居住農夫、工廠工人、休閒活動等。根據目前廠址再利用規劃策略，核三廠未來將朝電力設施使用為規劃方向，但考量輻射防護保守性及合理抑低原則，以及未來變更土地用途為任意使用之可能性，本公司將保守採用居住農夫情節，並考量所有可能曝露情境，選擇適切之曝露途徑來評估DCGL。」，修訂結果詳附件17-010-03-C。

4. 擬調整第一回合答復為「就我國而言，為儘可能滿足社會期待，儘可能抑低對民眾的影響，將以符合非限制性使用標準之輻射劑量，作為廠址除役後復原的規劃方向」，修訂結果詳附件17-010-04-C。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)
審查總結回合意見
3.、4. 同意答復。

意見編號	**17-011**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C01	三(一)	17-9	結案
第一回合審查意見					
本小節提及「關注核種」，請補充說明將列入偵測之核種及其偵測方法及最低可測量值(MDA)，及如何確保不會有殘留放射性物質未被偵測出。					
第一回合審查意見答復					
關注核種清單詳表17-1，偵測方法及 MDA 值將於提報最終輻射偵測計畫時說明，相關偵檢依據 MARSSIM 流程以確保殘留放射性物質皆符合解除管制標準。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**17-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06	三(一)	17-10	結案
第一回合審查意見					
廠址特定參數，除進行靈敏度分析外，是否還有進行相關的檢視（例如靈敏度或精密度等項目）。					
第一回合審查意見答復					
廠址特定參數可參考國際文獻或進行靈敏度分析，取得對 DCGL 推算結果影響較顯著的參數。而參數之準確度、精密度等，本公司皆會依核能電廠除役品質保證方案進行相關檢視，且輻射特性調查計畫將提報主管機關審查。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					

第二回合審查意見
同意答復，本項涉及廠址最終輻射偵測作業及導出濃度指引基準(DCGL)，輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核；以及廠址最終輻射偵測作業計畫提報主管機關審核，此兩項列入重要管制事項。
第二回合審查意見答復
輻射特性調查作業計畫、輻射特性調查報告及廠址最終輻射偵測作業計畫皆會提報主管機關審查。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	三(二)	17-11	結案
第一回合審查意見					
第二段：「(2)選擇統計檢定法及誤判容許率…背景中存在關注核種時，採用 WRS 檢定法；背景中若不存在關注核種，則用 Sign Test 檢定法…」，請說明背景參考地區是否存在關注核種？要採用哪種檢定法？					
第一回合審查意見答復					
最終狀態偵檢將於廠址最終狀態偵測階段執行，本公司將視廠址屆時最終狀態偵測結果及相關規定進行評估，考量是否選用背景參考區；如有選用，有關背景參考地區是否存在關注核種將於屆時偵檢之結果進行判斷，並依判斷結果選擇檢定之方法。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**17-014**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S07	三(二)	17-12	結案
第一回合審查意見					

1. 第一段：「2. 選擇背景參考地區…因此參考核三廠輻射特性調查 R 類偵檢規劃結果，建議位於廠區西北方之油槽區(R01000)或東方之宿舍區(R00600)作為背景參考區域。」
   (1) 本段落僅說明選擇背景參考區域的原則，惟對於選擇西北方之油槽區(R01000)及東方之宿舍區(R00600)作為背景參考區域乙節，應配合具體事證（例如輻射偵測數據、核種分析結果等），確認所選之背景參考區域符合前述原則。
   (2) 所指建議作為背景參考區域是否均已確認為未受影響區？請明確說明之。
   (3) 何時會決定背景參考區域？
   (4) 若由 R01000或 R00600擇一，取捨之理由為何？
2. 第二段：「3. 決定偵測點數量…則依據關注核種存在於背景與否，選擇適當之檢定法(WRS 或 Sign Test)，以決定偵檢區需選取多少量測點，方可滿足統計學上之檢定…」，背景參考地區是否存在關注核種？要採用哪種檢定法？

第一回合審查意見答復

1. 答復如下：
   (1) 西北方之油槽區(R01000)及東方之宿舍區(R00600)作為背景參考區域，係因參考核三廠輻射特性調查 R 類偵檢結果(請參照除役計畫第四章)，該兩區為未受影響區。而最終狀態偵檢將於廠址最終狀態偵測階段執行，本公司將視廠址屆時最終狀態偵測結果及相關規定進行評估，考量是否選用背景參考區，故本段只是原則上說明，如未來確定要選用背景參考區，會提出相關事證。
   (2) 依據第三章廠址歷史評估結果，廠區西北方之油槽區(R01000)及東方之宿舍區(R00600)皆為未受影響區。
   (3) 背景參考地區之選擇擬於最終輻射偵測計畫中說明。
   (4) 本段為原則說明，依目前偵檢結果初步建議該兩背景參考區，之後仍須視最終輻射偵測結果，考量是否選用背景參考區，如需選用，再決定選用何者，目前並無定案。
2. 最終狀態偵檢將於廠址最終狀態偵測階段執行，本公司將視廠址屆時最終狀態偵測結果及相關規定進行評估，考量是否選用背景參考區。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

	17-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		C01、G01、S08、F09、S07	三(三)	17-13~17-14	結案

第一回合審查意見

1. 本小節提及「受影響區域：...建物/結構：...詳見本計畫第三章圖3-2所標示之區域。...」，惟第三章圖3-2係核三廠地下管線資料圖，請更正。
2. 本小節提及「受影響區域：...土地：...詳見本計畫第三章圖3-3所標示之區域。...」，惟第三章圖3-3係核三廠地下管線資料圖，請更正。
3. 「對於第1級與第2級區域，將根據統計檢定所計算的偵測點數，以隨機起點系統模式(Random-Start Systematic Pattern)選取偵測位置。」，請說明此統計檢定模式為何？
4. 有關「受影響區域及未受影響區」，建議可根據核一廠與核二廠之資料，進行修正。
5. 請澄清「事業廢棄物焚化爐」與「事業廢棄物掩埋場」為「受影響區」或「未受影響區」？並補充於該段內容中。
6. 第17-13頁第一段提及"對於第1級與第2級區域，將根據統計檢定所計算的偵測點數，以隨機起點系統模式(Random-Start Systematic Pattern)選取偵測位置。"，第二段則提及"於第3級偵檢區及背景參考地區所進行之量測與取樣，將採用隨機方式進行選點，其位置係由亂數產生。"前述第3級偵檢區是否亦須依統計檢定計算偵測點數？請補充說明。

第一回合審查意見答復

1. 依審查意見修訂為圖3-14，詳如附件17-015-01-A 所示。
2. 依審查意見修訂為圖3-15，詳如附件17-015-02-A 所示。
3. 檢定模式為 WRS 或 SIGN test，兩者皆為非參數(Nonparametric)統計檢定，相關案例請參閱 MARSSIM8.3、8.4說明。
4. 核三廠除役計畫編寫時已參考核一、二廠除役計畫撰寫經驗 RAI 進行修訂。
5. 依據除役計畫第三章之評估結果，「非放射性事業廢棄物掩埋場」為受影響區，「事業廢棄物焚化爐」已於民國109年12月底拆除完成，焚化爐本體之結構物及水泥地基經偵測後無污染，地基下之表土層經採樣測量後查無人工核種，故判定為未受影響區。」，因第17章內文僅摘述第三章判定結果，故詳細之受影響區與未受影響區請參考第三章內容。
6. 依據 MARSSIM table 2.2，偵測點數量需依統計檢定計算決定，而佈點位置可採隨機方式。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(三)

第二回合審查意見

5.本項提問與第三章 RAI 編號03-012-1相同，由第三章續審，本小題結案。

其餘項目均同意答復。

意見編號	17-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、C03	三(三)	17-14	結案

第一回合審查意見

1. 第17-14頁第12行提及“實際受影響區的分級(第1、2、3級)，仍須…”，此段落之編排對齊位置易讓人誤解為仍為前段未受影響區之說明，請重新調整此段落編排對齊位置，避免造成誤解。
2. 原內容：「調查基準係針對關注核種的活度管制值，為是否採取額外調查行動的指標，也是品質管制查核項目，可由此指標，判定整個量測過程是否在控管範圍內進行；若發現調查結果超過調查基準，首先應確認原始的量測及樣品分析結果是否確實超過特定的調查值，是否須採取進一步量測，進而確定殘留高活度的區域及其輻射水平所造成的輻射劑量與風險度，是否符合土地使用劑量標準。依據調查行動的結果，偵檢區可能需重新分類輻射等級、執行改善措施或再偵檢」。建議修改為肯定句，避免模糊字句。

第一回合審查意見答復

1. 已重新調整此段落編排對齊位置，詳如附件17-016-01-A。
2. 已依審查意見修訂為「調查基準係針對關注核種的活度管制值，為是否採取額外調查行動的指標，也是品質管制查核項目，可由此指標，判定整個量測過程在控管範圍內進行；若發現調查結果超過調查基準，首先應確認原始的量測及樣品分析結果是否確實超過特定的調查值，如是則須採取進一步量測，進而確定殘留高活度的區域及其輻射水平所造成的輻射劑量與風險度，以達到整治後符合土地使用劑量標準。依據調查行動的結果，偵檢區可能需重新分類輻射等級、執行改善措施或再偵檢。」，修訂結果詳如附件17-016-02-A。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：三、(三)

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	17-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S07、S06	三(六)	17-16	結案

第一回合審查意見

1. 第三段：「(六)品質保證方案」。請補充說明對於偵測儀器及分析實驗室之品質保證。執行導出濃度指引基準(DCGL)限值量測之輻射偵測儀器，應具品保管制校正程序並經認可之校正實驗室執行校正。
2. 第17-15頁第16行起及表17-3提及“本公司將按偵檢區輻射等級之差異，進行輻射偵檢策略之規劃，...”，其相關敘述及表17-3中指出第1級偵檢區之掃描比例為在偵檢包執行之面積的100%，第2級與第3級則非為100%，請說明第2級與第3級掃描比例非為在偵檢包執行之面積100%的原因為何？
3. 第17-16頁提及對於偵測結果的評估，各偵測結果均將與 DCGL 進行比較，藉此評估廠址殘存的放射性是否超過法定的土地使用劑量標準，其數值評估之結果包括三種可能：量測數據(1)均高於 DCGL、(2)均低於 DCGL、(3)部份高於 DCGL 且部份低於 DCGL。並於後續段落提及第三種結果有賴於使用統計檢定。建議仍應依輻射防護保守考量的精神，若發生(1)或(3)的情形，應進行改善措施或除污並再次進行量測分析，以確保該區域符合 DCGL 標準。
4. 請說明除役最終狀態偵測作業的訓練計劃，預定實施時間。

第一回合審查意見答復

1. 審查意見所提偵檢作業品保要求，已於除役計畫第四章承諾，本章為綜合性描述，擬不額外修訂。
2. 依據 MARSSIM2.5.3及 table 2.2建議，如下:

Table 2.2 Recommended Conditions for Demonstrating Compliance Based on Survey Unit Classification for a Final Status Survey

Survey Unit Classification		Statistical Test	Elevated Measurement Comparison	Sampling and/or Direct Measurements	Scanning
Impacted	Class 1	Yes	Yes	Systematic	100% Coverage
	Class 2	Yes	Yes	Systematic	10-100% Systematic
	Class 3	Yes	Yes	Random	Judgmental
Non-Impacted		No	No	No	None

依據 Connecticut Yankee Haddam Neck NPP FSS 參考資料，掃描面積如下所示:

Table 4-6 –Summary of Total Area Scanned

Survey Unit	Survey Unit Classification	Area in Square Meters	Area Scanned in Square Meters	Percentage Scanned
9302-0000	3	3,490	350	10
9306-0000	2	5,878	1,500	25
9312-0001	1	1,975	1,975	100
9312-0002	1	1,975	1,975	100
9312-0003	1	1,486	1,486	100
9312-0004	1	1,586	1,586	100
9312-0005	1	1,460	1,460	100
9312-0006	1	1,754	1,754	100
9312-0007	1	1,566	1,566	100
9312-0008	1	1,351	1,351	100
9312-0009	1	1,511	1,511	100
9312-0010	1	1,365	1,365	100
9313-0000	2	8,266	1,400	17
9514-0000	3	18,757	1,900	10
9514-0001	2	8,739	2,200	25
9801-0000	A	15,788	N/A	N/A
9802-0000	B	18,292	N/A	N/A
9803-0000	C	35,485	N/A	N/A

綜上，表17-3之掃描面積為參考 MARSSIM2.5.3及 table 2.2建議訂定，另經與 Connecticut Yankee Haddam Neck NPP FSS 之實際經驗比較應屬合理。

3. MARSSIM 為一套合乎邏輯與科學判定土地、建物解除管制的方法，本公司依據相關規範制定改善、整治程序及準則，情形(1)均高於 DCGL 則必須進行整治，而情形(3)部分高於 DCGL，則須依據統計檢定方法判定是否可解除管制，如不符合則不能解除管制須進行整治，如符合解除管制標準，即可解除管制。
4. 核三廠除役訓練規劃乃分四個階段規劃：除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。另為有效執行各階段工作，於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段的訓練。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.答復說明提及“…情形(1)均高於 DCGL 則必須進行整治，而情形(3)部分高於 DCGL，則須依據統計檢定方法判定是否可解除管制，如不符合則不能解除管制須進行整治，如符合解除管制標準，即可解除管制。”；因情形(3)為有部份高於DCGL，建議參考國內核一廠及核二廠除役計畫第17章之作法(建議國內作法應一致)，「若發生(1)或(3)的情形，應進行改善措施或除污並再次進行量測分析，以確保該區域符合 DCGL 標準。

4.同意答復，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，本項列入重要管制事項。

除以上第3、4小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3. MARSSIM 為一套合乎邏輯與科學判定土地、建物解除管制的方法，本公司依據相關規範制定改善、整治程序及準則，在安全基礎上，為使有限資源更有效運用，若發生情形(1)均高於 DCGL 則必須進行整治，而情形(3)部分高於 DCGL，則須依據統計檢定方法判定是否可解除管制，如不符合則不能解除管制須進行整治，如符合解除管制標準，即可解除管制。另摘錄 MARSSIM CH8原文之偵檢結果說明，翻譯如下:

「本章討論偵檢結果的解釋，特別是最終狀態偵檢。當量測資料全部高於或低於 $DCGL_W$ 時，偵檢結果的解釋最直截了當。在這種情況下，判斷偵檢單元符合或者超過外釋標準的決定，只需要一點點的資料分析。然而當偵檢單元的量測不是很清楚地高於 $DCGL_W$，也不是全部低於 $DCGL_W$ 時，在做決策時依偵檢設計通常利用統計檢定來幫助確認取樣點數和量測靈敏度是足夠且不會過當。」

另可參考 MARSSIM 原文表8.2，其說明當部分偵測值大於 $DCGL_W$，但整體平均值小於 $DCGL_W$ 時，可使用統計檢定判斷是否可解除管制。

Table 8.2 Summary of Statistical Tests

Radionuclide not in background and radionuclide-specific measurements made:

Survey Result	Conclusion
All measurements less than $DCGL_W$	Survey unit meets release criterion
Average greater than $DCGL_W$	Survey unit does not meet release criterion
Any measurement greater than $DCGL_W$ and the average less than $DCGL_W$	Conduct Sign test and elevated measurement comparison

Radionuclide in background or radionuclide non-specific (gross) measurements made:

Survey Result	Conclusion
Difference between largest survey unit measurement and smallest reference area measurement is less than $DCGL_W$	Survey unit meets release criterion
Difference of survey unit average and reference area average is greater than $DCGL_W$	Survey unit does not meet release criterion
Difference between any survey unit measurement and any reference area measurement greater than $DCGL_W$ and the difference of survey unit average and reference area average is less than $DCGL_W$	Conduct WRS test and elevated measurement comparison

而國際間如 Maine Yankee 及 Zion 等電廠皆參考 MARSSIM 指引執行最終狀態偵測作業。

本公司亦將於執行最終狀態偵測作業前提送最終狀態偵測計畫供主管機關核備後據以執行。

4. 本公司於除役各項作業執行前，將完備各相關程序書，並完成人員訓練。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

3. 有關最終狀態偵測結果之評估，若量測數據判斷有部分超過 DCGL 後之處置作法，宜與核一廠及核二廠除役計畫一致。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
因應審查委員意見，本公司擬修訂如下:「第2項量測結果表示偵檢單元符合廠址使用劑量標準。若發生1或3的情形，應再進行改善措施評估或除污並再進行量測分析，以確保該區域符合 DCGL 標準。」，修訂結果請詳附件17-017-03-C 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(七)
審查總結回合意見
3. 同意答復。

意見編號	**17-018**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	三(七)	17-17	結案
第一回合審查意見					
「DQA 程序中，首先要審查 DQO 的輸出，以確保其適用性。」，請說明何謂 DQO 的輸出。					
第一回合審查意見答復					
例如偵檢單元分級為第3級，但量測數據顯示此偵測單元為第1級，則原始 DQO 應改正為正確之分類。					
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					
同意答復。					

意見編號	**17-019**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		G01	三(七)	17-18	結案
第一回合審查意見					
第5行所述「MARSSIM 建議使用非參數(Nonparametric)統計檢定，…」，請提供美國多部會輻射偵檢與廠址調查手冊 (MARSSIM)中建議非參數統計檢定之出處，並請舉例，除役後環境輻射偵測資料。					
第一回合審查意見答復					

WRS test 與 Sign test 即為非參數(Nonparametric)統計檢定，相關案例請參閱MARSSIM8.3、8.4說明，Sign test 概念是 DCGL 值扣除量測值，記錄每筆正負值，最後累加正值得到 S+，再以 S+值和關鍵值(critical value, TABLE I.3)做比較，大於關鍵值則可解除管制。

Table 8.5 Sign Test Example Data for Class 3 Exterior Survey Unit

	A	B	C
1	Data	$DCGL_W$-Data	Sign
2	3.0	137.0	1
3	3.0	137.0	1
4	1.9	138.1	1
5	0.37	139.6	1
6	-0.37	140.4	1
7	6.3	133.7	1
8	-3.7	143.7	1
9	2.6	137.4	1
10	3.0	137.0	1
11	-4.1	144.1	1
12	3.0	137.0	1
13	3.7	136.3	1
14	2.6	137.4	1
15	4.4	135.6	1
16	-3.3	143.3	1
17	2.1	137.9	1
18	6.3	133.7	1
19	4.4	135.6	1
20	-0.37	140.4	1
21	4.1	135.9	1
22	-1.1	141.1	1
23	1.1	138.9	1
24	9.3	130.7	1
25	Number of positive differences S+ =		23

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	17-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	四	17-19	結案

第一回合審查意見

「拆除範圍外之設施，未來將視需要繼續使用、轉做其他用途或拆除。」請說明公司是否有初步規劃。

第一回合審查意見答復

核三廠除役後，廠址將作為電力設施使用，並於適當時間配合本公司能源開發及經營策略，進行更深入之規劃。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-021**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		G01、C03、S08、S07	表17-1	17-25	結案

第一回合審查意見

1. 表中所述16種難測核種，依據那些程序書進行量測？請補充說明。
2. 表17-1 為「核三廠除役後廠址內可能殘留的核種」，其中難測核種部分，台電公司是否均已具備量測能力？除役過程中如不足以消化所需之檢測量能時，是否會尋求外部單位支援？
3. 「表17-1核三廠除役後廠址內可能殘留的核種」，請說明是否可能存在其他殘留核種。
4. 請說明是否具有量測「表17.1」中難測核種分析能力？如果沒有，應如何因應？何時建立此分析能力？
5. 文字修改建議：
   (1) 圖17-3中"地區受影響？"之決定流程左方文字"否"，請重新調整至適當位置。
   (2) 表17.1中之標題原為"核三廠除役後廠址內可能殘留的核種"建議修改為"核三廠除役後廠址內可能殘留的關注核種"。
   (3) 表17.1中之註1"...半衰期..."，建議修改為"...半化期..."。

第一回合審查意見答復

1. 16個難測核種皆有相對應之參考程序書如 RL-CO-034、RL-CO-035、RL-CO-036、RL-CO-037、RL-CO-038、RL-CO-039、RL-CO-040、RL-CO-041、RL-CO-060等難測核種分析作業程序。
2. 針對表17-1核種本公司已具備相應之量測能力及分析量能，除役過程如有增加需求之量能時，本公司將洽具備分析能力及取得認證資格之相關單位，考慮合作事宜以順利推動除役工作。
3. 表17-1核種選定係依據本計畫第九章之關注核種清單，保留半化期大於2年之核種，並篩除劑量或活度占比<0.1%、惰性氣體及天然核種所得出之結果，除天然核種不適用游離輻射防護法外，其餘篩除之核種（非主要關注核種）其劑量貢獻遠小於除役後場址「非限制性使用」之法規標準0.25 mSv/y。

4. 本公司已針對表17-1關注核種之量測能力，如核一廠之作業方式，正積極針對未建置之核種建置分析方法中，並且會依已建置之程序書規範執行分析作業。 5. (1)依審查意見修訂，詳如附件17-021-05-A 所示。 (2)依審查意見修訂，詳如附件17-021-05-A 所示。 (3)依審查意見修訂，詳如附件17-021-05-A 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：圖17-3；表17-1
第二回合審查意見
4.時程是否已建置完成? 除以上第4小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
本公司已完成建立表17-1內16個難測核種分析量測能力。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-022**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03		全文 17-9 17-12	結案

第一回合審查意見
1. 建議將「受影響」與「未受影響」修訂為「受輻射影響」與「未受輻射影響」。 2. RESRAD on-Site 建議修正為 RESRAD-ONSITE。 3. 文中提及「…第二個原則，背景參考地區一般而言選在不受影響的地區，如果不容易獲得合適的背景參考區，可從偵檢單元中不存在殘餘放射性的區域來獲取背景訊息，即可選在受影響區3級之區域。…」，參考背景地區建議選擇未受輻射影響之區域。
第一回合審查意見答復
1. MARSSIM 報告原文為 Impacted area 及 non-impacted area，故中文翻譯為「受影響」及「未受影響」，建議維持原翻譯。 2. 依審查意見修訂，詳如附件17-022-02-A 所示。 3. 本段描述參照 MARSSIM 原文，如本公司未來選擇參考背景地區，將盡量選擇未受輻射影響之區域。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三、(一)
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	**17-023**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03		全文	結案

第一回合審查意見

1. 請於適當章節說明:保留區位置選擇、面積大小之考量因素，以及國外是否有類似案例把核廢貯存在除役後的廠區。
2. 請於適當章節說明:國外核電廠除役後土地再利用情形。
3. 核三廠除役後仍擬作為電力事業用途，但並未提及何種發電以及相關規劃時程，顯見目前尚無具體構想。建議應於除役時程中列入土地再利用決策之時間點，讓除役規劃能與土地再利用充分配合和銜接，以節約經費和時間。

第一回合審查意見答復

1. 保留區位置選擇係依據地質法第八條規定進行地質調查，並顯示該場址未位於公告地質敏感區，而其中用過核子燃料乾式貯存設施選址時，另考量美國聯邦法規10 CFR 72.106「用過核子燃料乾式貯存設施與核能電廠之廠界必須至少距離 100公尺。」之規定進行選擇；而保留區面積至少需涵蓋除役期間新建二號低放射性廢棄物貯存庫、用過核子燃料室內乾式貯存設施，並依照運貯動線規劃、保留區邊界劑量評估等因素決定適當大小。以美國而言，除役後多個電廠將用過核子燃料乾貯設施設置於原廠區內，如Maine Yankee、Rancho Seco、San Onofre 等；德國 Greifswald 也有相同規劃。
2. 核三廠除役計畫主要係說明核三廠除役作業規劃，故國外核電廠除役後土地再利用情形資料不建議納入除役計畫章節內容。
3. 核三廠完成除役工作後，尚須提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，報請主管機關(原能會)審查同意後，解除除役管制，目前初步規劃作為電力設施使用，未來於適當時間配合國家能源政策及電力需求，進行更深入之規劃。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.請於審查意見表補充說明國外核電廠除役後土地再利用情形。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.舉例說明如下:
美國
Maine Yankee 電廠:
原廠址內8英畝用地為用過燃料乾式貯存設施。廠址西方200英畝樹木繁茂的 Eaton Farm 區域捐贈給 Chewonki 基金會，保留供民眾使用和環境教育用途；北方430英畝的土地，則出售給 Wiscasset 鎮所成立的非營利發展組織，但該組織後來又將土地出售給一家土地開發公司。
San Onofre 電廠:
San Onofre 廠址所在土地係由美國海軍移撥，故在除役後，除保留用過核子燃料乾式貯存設施之用地外，其餘土地均將還給美國海軍。
日本
東海 (Tokai)電廠:
未來規劃在原廠址興建新的核能發電機組。
德國
Greifswald 電廠:
廠址除役完成後除保留用過核子燃料乾式貯存設施(室內貯存)外，其他均開放非限制性使用。由於廠址臨近海邊，排放渠道連接波羅的海，因此改造為海港，汽機廠房則改造為遊艇製造中心，其他產業如生產風力發電機的基座工廠、大型造船廠、生質油製造廠、吊車製造廠等工業製造商均已進駐。
Gundremmingen 電廠:
廠址內留有用過核子燃料乾式貯存設施，該設施於2006年啟用。2006年1月，該電廠所在地的州政府同意將 A 機組的部分區域土地和廠房改建成科技中心。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

原能會「核三廠除役計畫審查案」審查意見表

附件　技術與管理能力及財務基礎報告

(已結案14項，共14項)

意見編號	A-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B01、B08	一、二、(二)	1、2、3	結案

第一回合審查意見

1. 第1頁，有關「前言」之敘述，請比照核二廠除役計畫補充說明電廠位置、發電機組容量、興建與正式運轉日期等內容。
2. 第2頁，請再檢視所歸納之執行除役計畫主要技術及管理能力，須執行作業者除規劃外，宜加上管理或技術能力，如除污作業、放射性廢棄物處理／運送／貯存／減量措施及輻射防護等；此外所列之12點台電公司所具有之技術與管理能力說明，也未能完全符合，故請逐一確認各項標題及內文所做之敘述，將技術或管理能力補上，以證明台電具有技術及管理能力。
3. 第2、3頁，有關「除役時程規劃及拆除作業中安全作業程序設計能力」
   (1) 本節所提台電公司所具有技術與管理能力之第1項「核三廠於運轉期間已累積多次大修、設備保養...經驗與能力」、第2項「於運轉或大修期間，...等表面之除污工作皆由核三廠專責人員統籌及指導」，及「核三廠運轉期間已具...等除污經驗並已建立相關作業程序書」等內容，以上2項及其他各項內容均係陳述於運轉或大修經驗與實績，惟除役期間拆除、除污等相關作業目標，應與運轉或大修關注之重點有所不同，請再強化除役期間相關能力建置之說明。另請說明台電公司如何借鏡國外核電廠除役經驗，推動我國核電廠除役作業。
   (2) 請說明本節「World Nuclear Industry Status Report 2020」所提停止運轉機組是否全為商用機組?
   (3) 請補充說明核三廠除役過渡階段設備維護與老化管理技術能力。

第一回合審查意見答復

1. 擬補充「本公司核三廠位於屏東縣恆春鎮，佔地約為329 ha(公頃)，離高雄市直線距離約88 km，廠區內裝置兩部974 MWe(額定容量)(提升功率前為951 MWe)汽輪發電機組，總裝置容量為1,948 MWe(提升功率前為1,902 MWe)，每部機每年發電約84億度。核三廠於66年核准興建，一號機反應器於70年1月完成吊裝，73年2月裝填鈾核子燃料，5月併聯發電，核定正式運轉日期為73年7月27日；二號機反應器則於71年1月完成吊裝，73年12月裝填鈾核子燃料，74年2月併聯發電，核定正式運轉日期為74年5月18日。」，修訂結果詳如附件 A-001-01-A 所示。

2. 經檢討本節各項技術及管理能力各項標題及內文敘述，標題部分擬修訂如下，內文修訂結果詳如附件 A-001-02-A 所示。

項次	原名稱	擬修訂名稱
1	除役時程規劃能力及拆除作業中安全作業程序設計能力	除役時程規劃管理能力及拆除作業中安全作業程序設計技術能力
2	除污作業技術、規劃及管理能力	擬不修訂
3	放射性廢棄物處理/運送/貯存/減量措施之技術、規劃及管理能力	擬不修訂
4	輻射劑量評估能力、輻射防護規劃能力及環境輻射監測能力	輻射劑量評估技術能力、輻射防護規劃管理能力及環境輻射監測技術能力
5	設備維護管理能力	設備維護技術與管理能力
6	保安管理能力	擬不修訂
7	核子保防物料及其相關設備之管理能力	擬不修訂
8	工業安全管理能力	擬不修訂
9	人力規劃及管理能力	擬不修訂
10	品質保證管理能力	擬不修訂
11	意外事件應變管理能力	意外事件應變技術與管理能力
12	最終輻射偵測規劃與管理能力	最終輻射偵測規劃技術與管理能力

3. 本題答復說明如下:

(1) 核三廠運轉迄110年底，一、二號機已經歷26個完整週期。已累積多年營運經驗與多次大修經驗，目前亦持續透過核一、二廠除役經驗回饋，將營運期間累積之經驗及技術能力轉化為除役技術能力。為辦理核電廠除役，為獲取國外技術與除役最新動態，基於除役技術交流、瞭解國際電廠除役狀況及除役產業鏈研討等，進行以下措施：

A. 維持與國外除役機構交流活動(EPRI、OECD-NEA-CPD、國外除役業者)

B. 儘可能網羅本公司過往參與出國考察或訓練人員參與本專案，或依工項需要進行訓練課程。(如 CH3、4人員於107.06參與 ORAU 輻射特性課程，回國後辦理返國座談會，於107.10再赴核三辦理輻射特性調查課程)

C. 定期/不定期蒐集國外文獻(EPRI、IAEA、OECD-NEA、美德西瑞日韓等除役電廠經驗報告)，置於專案 FTP 資料區，供專案執行人員參閱。

D. 依據除役規劃作業需要，設定特定專題討論，並輔以國外文獻經驗加入討論，經由研討方式將適用於本國除役規劃之經驗納入考量，相關資料再置於專案 FTP 供相關同仁下載參用。(如廢棄物數量估算參考 NUREG-CR-0130、5884、3474、IAEA-NW-1.18、除役拆除與排程參考 SONGS 1 等經驗報告、除役經費參考比較 OECD 報告相關 PWR 電廠)

(2) 有關"World Nuclear Industry Status Report 2020"，該報告主要討論之除役情形以商用機組為主，對本公司核能電廠除役具相當參考價值。

(3) 核三廠除役進程與核一、二廠不同，在運轉執照屆期後，規畫於2個月內將爐心內的全部用過核子燃料退出並移置用過燃料池，爐心仍有燃料期間，除獲得原能會核可之變更或豁免個案外，需維持運轉的系統及相關規範，均與運轉期間相同。針對除役期間需維持安全功能的系統，核三廠將沿用核一、二廠除役期間的維護管理方案架構，並參考美國於營運中未執行過老化管理之除役電廠案例，規劃除役期間的用過燃料池安全相關系統之老化管理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否

修訂章節段落：一、前言；二、(二)、1；二、(二)、2；二、(二)、3；二、(二)、4；二、(二)、5；二、(二)、11；二、(二)、12

第二回合審查意見

3.(1)所提答復未針對原提意見"惟除役期間拆除、除污等相關作業目標，應與運轉或大修關注之重點有所不同"做說明，請針對原提意見重新提出並舉例加以說明。

除以上第3.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.

(1)本計畫除役相關作業，部分項目與運轉或大修關注之重點有所不同，本公司於相關作業執行前均會將其差異納入考量並制訂作業計畫，以除污作業為例，部分除污劑具有較高腐蝕性 (如氟硼酸)，於運轉期間進行除污系統之管件必須考量其耐腐蝕特性(如 Teflon 材質或 Teflon 處理過之管件)，而除役期間較不必考慮管件耐腐蝕問題。核三廠累積多年營運經驗與多次大修經驗，目前亦持續透過核一、二廠除役經驗回饋，將營運期間累積之經驗及技術能力轉化為除役技術能力，考量前述除役作業與運轉及大修作業關注之重點有所不同之情形，仍須配合相應之教育訓練方可順利銜接，已規劃於除役每一階段開始前一至兩年即開始規畫下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段訓練。此外，本計畫將參考核一廠及核二廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運期間轉換至除役期間之程序書適用性。除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。未來除役各項作業執行前將援引相關程序書，於各項作業開始前完成訓練，俾確保作業安全及品質。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.(1)

(a)第一回合答復說明之文字請做適切之修訂，例如「CH3、4人員」、「美德西瑞日韓」、「NUREG-CR-」等。

(b)SONGS 1號機係採 SAFSTOR 除役方式，第一回合答復說明「除役拆除與排程參考 SONGS 1等經驗報告」，我國係採取拆除之除役做法，請說明參考 SONGS 1號機之適切性。

(c)本項答復說明相關事項在除役期間應持續辦理，請提出詳細之規劃作法。

除以上第3.(1)小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.(1)

(a)遵照辦理，依審查意見修訂第一回合答覆內容文句如下：「CH3、4除役計畫第三、四章撰寫人員」、「美國、德國、西班牙、瑞士、日本、韓國」、「NUREG / CR-0130、5884、3474」，同(b)小題一併修訂第一回合答覆。

(b)經查第一回合答覆所提及「除役拆除與排程參考 SONGS 1等經驗報告」為誤植，應為「除役拆除與排程參考 SONGS 等經驗報告」，同(a)小題一併修訂第一回合答覆如下：

核三廠運轉迄110年底，一、二號機已經歷26個完整週期。已累積多年營運經驗與多次大修經驗，目前亦持續透過核一、二廠除役經驗回饋，將營運期間累積之經驗及技術能力轉化為除役技術能力。為辦理

核電廠除役，為獲取國外技術與除役最新動態，基於除役技術交流、瞭解國際電廠除役狀況及除役產業鏈研討等，進行以下措施：

A. 維持與國外除役機構交流活動(EPRI、OECD-NEA-CPD、國外除役業者)

B. 儘可能網羅本公司過往參與出國考察或訓練人員參與本專案，或依工項需要進行訓練課程。(如除役計畫第三、四章撰寫人員於107.06參與 ORAU 輻射特性課程，回國後辦理返國座談會，於107.10再赴核三辦理輻射特性調查課程)

C. 定期/不定期蒐集國外文獻(EPRI、IAEA、OECD-NEA、美國、德國、西班牙、瑞士、日本、韓國等除役電廠經驗報告)，置於專案 FTP 資料區，供專案執行人員參閱。

D. 依據除役規劃作業需要，設定特定專題討論，並輔以國外文獻經驗加入討論，經由研討方式將適用於本國除役規劃之經驗納入考量，相關資料再置於專案 FTP 供相關同仁下載參用。(如廢棄物數量估算參考 **NUREG / CR** 0130、5884、3474、IAEA-NW-1.18、除役拆除與排程參考 SONGS 等經驗報告、除役經費參考比較 OECD 報告相關 PWR 電廠)

(c)本公司已規劃於除役每一階段開始前一至兩年即開始規畫下一階段之訓練，並依據實際需求分批進行下一階段訓練。此外，除役過渡階段需用之程序書須於機組運轉執照屆期一個月前完成修訂，並於運轉執照屆期次日發行使用。未來除役各項作業執行前將援引相關程序書，於各項作業開始前完成訓練，為確保作業安全及品質，前揭作業將納入除役計畫自主管制事項持續辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

3.(1)同意答復。

意見編號	**A-002**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S18	一、二、(二)	4、9	結案

第一回合審查意見

1. 第4頁，提及「核三廠已建置……及各類廢棄物檢整作業等相關程序書以提供相關人員作業之依據…」，文中未說明核三廠放射性廢棄物處理相關程序，請補充說明並修訂於本文中，以與名稱相符。
2. 第9頁，提及「本公司於核三廠營運期間，對於工作現場之輻射偵測、輻射管制，或是廠區環境監測，環境輻射監測與試樣取樣分析等，均已建立偵

測技術與分析能力...」，針對這些偵測技術與分析能力，應通過 TAF 實驗室認證，以確認相關技術與數據量測之公正、客觀性。

第一回合審查意見答復

1. 相關內容擬修訂為：「核三廠已建置「放射性非固化廢棄物/報廢射源處理作業程序書」、「放射性物質及放射性廢棄物廠內運送作業程序」「固化廢棄物桶之貯存及建檔作業程序」、「放射性廢棄物減量(容)管理程序書」等各類廢棄物管理相關程序書以提供相關人員作業之依據。」，修訂結果詳如附件 A-002-01-A 所示。
2. 相關內容擬修訂為：「...均已建立偵測技術與分析能力，且均制訂相關作業程序書。在環境保護類別，已通過 TAF 實驗室 I001、I002、I003、KK1002、KK1005、KK1006項目校正及測試領域實驗室認證，且持續接受 TAF 認證實驗室監督評鑑、能力試驗及展延認證等審查，確保實驗室品管系統及分析能力所產出數據具有高度公正及客觀性，儀器有效性部分係經 TAF 認證之照射場校正後於有效日期內使用。」，修訂結果詳如附件 A-002-02-A 所示。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：二、(一)、3；二、(一)、12

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	**A-003**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S20、S12、B05、B07	二、(二)	3~10	結案

第一回合審查意見

1. 核三廠為 PWR 類型電廠，與核一、二廠 BWR 電廠不同。請問核三廠「除役技術與管理能力」的專案管理作法上與核一、二廠是否相同？例如核二廠是採台電經營及顧問包之專業管理方式，核三廠若有與核一、二廠不同的做法，請以「組織人才管理技術」及「包商管理」兩方面或其他方式，與核一、二廠作比較。
2. 請台電公司以國外及國內電廠為例，從各面向說明 PWR 電廠與 BWR 電廠經費估算之差異性。
3. 國外電廠有回聘具經驗退休員工之先例，請說明是否有相關規劃？另外，有哪些主要工作可能外包給有經驗之顧問工程公司？
4. 在美國廠房建物經除污後有採爆破方式拆解處理之例，可縮短時程降低集體劑量，核三廠是否考慮採取此方式拆除建物？
5. 第3頁，提及「在未來除役開始後，亦可參照核一廠實務經驗或進一步規劃聘請具有除役經驗之工程顧問」，然而依爐心用過燃料移出情況預估除役進程，核三廠反應器除役情況應該會快於核一廠，請說明若核三廠除役進

程快於核一、二廠，對於台電公司統籌除役資源、人力調派與顧問公司聘請之策略是否會有影響。

第一回合審查意見答復

1. 核一/二廠與核三廠於機組型態及電廠設計上即存在差異性，由於廠房污染區域不同，亦會影響除役策略考量，如機組停機後，燃料退出之時程影響燃料池島區之建置規劃、拆除作業排程差異、放射性廢棄物處理區域(WMA)規劃以及輻射特性與人員劑量之估算差異等，惟其差異並未影響專案管理模式。
2. 由於核一、二、三廠反應器分別屬於不同型式、且容量亦不同，依不同型式及容量，除役金額亦有其不同參考依據。目前核能發電後端營運基金管理會網站所公布之核能電廠除役費用係為109年核定版核能後端營運總費用估算之金額，核一、二廠主要是參考 Vermont Yankee 電廠的除役金額進行費用估算，核三廠的除役金額則參考 St. Lucie 電廠進行費用估算。考量109年核定版核能後端營運總費用估算金額主要著重現場工作相關費用，本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業依核一廠除役經驗回饋，盤點 IAEA 年費、國內各項稅險費、保留設施運維費用以及依物管法規定應繳納之放射性廢棄物處理/貯存設施規費等，更詳實的進行總費用估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

   有關 PWR 電廠與 BWR 電廠除役費用之差異，依據 OECD 2003年提出之除役成本研究「Decommissioning Nuclear Power Plants-Policies, Strategies and Costs」及美國10CFR50.75所述之BWR及PWR除役基金最低值公式所述，PWR 機組除役成本均較 BWR 機組除役成本為低，惟實際估算仍需評估廢棄物處理處置方案等影響因素。

   根據 OECD 2016年提出之「Costs of Decommissioning Nuclear Power Plants」報告顯示，國際間各電廠實際除役費用受廠址特性調查結果、拆除切割規劃及廢棄物處置方式等許多因素影響，以核三廠除役費用(不含廢棄物處置)為基準，將報告中各電廠之熱功率、機組數量等參數標準化比較後，發現 PWR 電廠與 BWR 電廠平均除役費用並未呈現明顯差異。
3. 目前規劃部分工作如系統化學除污、反應器及其內部組件拆除及切割等項目，可能由國外有經驗之工程顧問公司負責。國外許多電廠除役工作由除役統包商負責，部分具經驗退休員工則可由除役統包商聘用，惟實際規劃仍須本公司依除役期間人力規劃再行深入評估。
4. 控制爆破工法在國外技術已成熟且接受度高、甚是普遍，具有拆除效率佳速度快的特點，尤其是對核能電廠內具高配筋量之巨積或重質混凝土結構物，能有效縮短工期並減少重機械與勞力的使用，該類質地堅硬的大尺度構造，對傳統機械敲除工法而言事倍功半難克其效。不過，爆破技術之專業要求與危險性亦高，爆破本身潛在風險或爆裂飛射物等工安與噪音、震動、粉塵等污染問題。在國內受限於法規面、環保意識、炸藥管制，在這方面的技術與應用較少。由於目前國內除役工程有關清潔建築物拆除在廠址最終狀態偵測階段執行，距離現在仍有超過十年以上時間，目前核三廠

除役主要建築物之拆除規劃以大鋼牙、破碎機、重力錘及鑽石索鋸等方式執行，仍需經後續詳細評估及主管機關核准後執行。

5. 核一廠目前已正式進入除役階段，目前已完成鐵塔拆除、氣渦輪發電機組拆除等工作，目前亦在進行 WMA 規劃、汽機廠房設備拆除規劃及離廠確認中心之設置相關作業等，待核三廠正式進入除役時，這些除役相關經驗均可作為核三廠除役執行之參考，核三廠除役進程與國外相似，有許多相關經驗可參考。電廠除役工作有許多工作均可由總處各核能單位互相支援，若未來核三反應器拆除時程較快時，將由後端處統籌調派人力支援，俾如期完成除役作業。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.St. Lucie 電廠尚未除役，因此未來再檢視我國核電廠除役經費時，建議以國外除役中電廠經費為預估參考依據。請台電公司考量特定類比法以外的方法估算除役成本，使評估結果更接近核三廠的除役情況。

5.請再說明統整公司人力資源之規劃，俾利同時進行核一、二、三廠除役作業。

除以上第2、5小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.109年核定版核能後端營運總費用估算之金額，係依循 FPL 公司(FLORIDA POWER & LIGHT COMPANY)委託 TLG Services 公司執行的一份除役報告”FLORIDA Power & Light Company 2005 Decommissioning Study”，進行費用估算。該報告使用之估算方法論是根據 AIF/NESP-036 “Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates”及美國 DOE 出版之“Decommissioning Handbook”所述，以單位成本估算除役作業各項活動之成本，其中如混凝土之拆除、鋼構之拆除及切割等，均參考當地之人力成本，另外傳統建築拆除及材料成本的資訊則參考 R.S Means 出版的“Building Construction Cost Data”。109年核定版核能後端營運總費用估算即依循此報告內容之金額為估算基礎，人事成本則以我國條件及台電公司之人員薪給表進行計算。本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業以109年核定版核能後端營運總費用作為基礎，盤點既有項目之數量或單價增減，並納入新增項目之費用(2號低貯庫)。整體項目費用參考國外(包含美國電廠及 OECD)對核能電廠除役所需費用應進行估算之項目，列出包含：除役準備費用／人事費用／除汙、拆除、處理、減容及封裝費用／設備、建築物拆除及廠區復原作業費用／環境偵測費用／反應爐仍有燃料期間運維費用／雜項工具費用／行政規費／新建設施／國內外專業服務／保警費用(含保安、保全)／保留區除役費用及準備金等13大項目費用，再依核一廠實際執行除役

之經驗回饋，對各項費用進行更詳實的估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。 5.有關除役工作推行人力資源規劃，本公司除針對各廠除役時程評估需求人力，並將依未來除役實際進程進行滾動檢討，優先由電廠內自有人力辦理為原則，若預期人力不足時，規劃透過本公司核能事業部內人力調配運用，若仍不足則於發包工項內要求提供人力補足作業需求，依此人力運用策略，以確保核一、二、三廠除役作業同時順利推行。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
2.由 RAI A-014做後續追蹤，本項先行結案。 5.對於各核電廠應有整體規劃，適時檢視並評估各作業所需人物力，例如:輻調作業、物流管理、工程管理、設備拆除流程管理等，避免規劃人物力無法符合實務需求。 除以上第5小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理。 5.遵照辦理，本公司對於核電廠各作業所需人物力將進行整體規劃，依除役進程適時滾動檢討，以符合實務需求。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
2.、5.同意答復。

意見編號	**A-004**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S20、B01、B08	二、(二)	4、5、9	結案
第一回合審查意見					
1. 核一廠及核二廠室外乾貯設施尚未得到地方政府許可，另規劃興建室內乾貯設施。核三廠並未規劃興建室外乾貯設施，除役計畫中規劃於115年(2026)至121年(2032)興建室內乾貯設施，121年後啟用。請問室內乾貯設施依時程啟用的可能性如何？ 2. 第4頁，有關「放射性廢棄物處理/運送/貯存/減量措施之技術、規劃及管理能力」： (1) 請說明用過核子燃料乾式貯存設施的規劃與興建以及和地方政府與公眾溝通的成效？並應持續推動除役公眾溝通事務，以如期建置乾貯設施。					

(2) 請說明低放射性廢棄物最終處置設施的進程。另請說明於核三廠進行低放廢棄物貯存設施與地方政府和公眾溝通的結論，以避免影響核三除役計畫之執行。

3. 第4、5、9頁，所提 NUREG/CR-0130[2]及 NUREG/CR-5884[3]、美國NUREG-0586(2002)調查，及較一般性的意外事件應變計畫[5]，其所採用之參考文獻出版日期為2002年或更早之前，請提出並參採近期之相關文獻。

第一回合審查意見答復

1. 有關「核三廠用過核子燃料中期貯存設施興建計畫」，其投資可行性研究報告已於110年10月15日由經濟部核准。目前本案持續與屏東縣政府保持溝通，並透過相關監督會議與屏東縣政府持續交流，如「屏東縣監督核能安全會」每年例行定期會、「核能三廠除役計畫第二階段環境影響評估」公開說明會以及投資可行性研究報告審查會議等。目前全案進度均遵照預定時程辦理，預計可如期完成。
2. 答復說明如下：
   (1) 核三廠用過核子燃料乾式貯存設施場址規劃於核三廠廠區西北方區域，鄰近氣渦輪機廠房，場址面積約1.823公頃，設計容量可貯存核三廠運轉期間所有用過核子燃料。其投資可行性研究報告已於110年10月15日由經濟部核准。有關核三廠核子燃料乾式貯存設施溝通工作，目前係與核三廠除役計畫溝通作業併同辦理，目前本公司已建立利害關係人名單，並已陸續展開拜會工作，後續本公司將於參與地方敦親睦鄰活動時，伺機宣導核三廠除役及用過核子燃料乾式貯存計畫，以掌握民眾意見。

   有關核三廠除役資訊，本公司已建置「核能後端營運專屬網站」供民眾上網查詢，提供核電廠除役與乾貯計畫內容、工作時程規劃及進度、Q&A、國外除役經驗等資訊，民眾均可隨時取得相關資訊，並有問與答(Q&A)、文宣專區及資料下載區，透過資訊公開透明，以爭取民眾之認同。

   (2) 關於低放最終處置場選址推動工作，目前因推動地方公投不順，本公司已積極推動放射性廢棄物中期暫時貯存設施，並已於核三廠除役計畫規劃興建二號低放射性廢棄物貯存庫，可貯存除役期間所產生之低放射性廢棄物，待低放射性廢棄物最終處置場或中期暫時貯存設施完成即會移置。

   彙整目前核三除役溝通結果，民眾意見主要在於電廠開始除役後對工作權的影響、地方相關回饋的影響等議題，鑒於核一、二廠除役溝通經驗，未來低放射性廢棄物貯存規劃衍生之貯存安全性、對社會經濟影響等議題亦可能是民眾關切之焦點，本公司持續列為溝通重點。

   110年度因受 COVID-19疫情影響及政府防疫規定，於疫情嚴峻期間暫緩各項拜會及現場說明會等活動，由於COVID-19疫情短期間仍影響地

方溝通作業，本公司將以強化如網路行銷、廣告文宣等溝通模組作為主要溝通方案。

3. 經查美國 NRC 網站，各項參考文獻更新情形說明如下：
NUREG/CR-0130(1979)及 NUREG/CR-5884(1995)，為美國 TROJAN 電廠之除役成本估算報告，其中NUREG/CR-0130為第1版，NUREG-5884則為其修訂版，因 TROJAN 電廠已於2005年完成除役，故此二文獻對核三廠除役計畫具有相當參考價值。
NUREG-0586為美國核設施通用環境影響報告書，其第1版為1988年出版，修訂版 NUREG-0586 Supplement 1(2002)為目前之最新版。
NRC 網站顯示，NUREG/CR-6451(1997)仍是現行使用版本。近年美國 NRC 與 FEMA(Federal Emergency Management Agency) 刻正共同討論草擬 NUREG-0654/FEMA-REP-1有關核電廠緊急應變計畫及整備準則(含運轉中及除役)進版至 Rev.2，但仍在草案研擬之階段，還未正式發行，且該進版之內容並未牽涉 NUREG/CR-6451之變更。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.過去(雖已逾20年)之報告固有值得借鏡之處，但原提意見係要求搜尋較新近除役經驗之報告，參採作為除役規劃之基礎；如參考文獻僅停留在20餘年前，恐未能掌握並納入近期國際間之除役經驗，請台電公司積極辦理。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.本附件所述本公司所具有之技術與管理能力，係彙整本計畫各章節內容進行統整性之說明，本計畫納入國際除役經驗之情形仍以各章節所載參考文獻為準，本公司將持續積極掌握國際相關除役經驗及資訊。審查意見所提之NUREG/CR-0130及 NUREG/CR-5884、NUREG-0586、及較一般性的意外事件應變計畫等文獻，其相關章節參考引用近十年內國際相關文獻之情形如下：

- Vermont Yankee Nuclear Power Station Decommissioning Cost Analysis, Document E11-1643-001, TLG Services, Inc., Rev.1, 2012.
- Decommissioning Cost Analysis for the Clinton Power Station, Document E16-1640-006, Rev.0, TLG Services, Inc., December 2012
- Zion Station Restoration Project Final Status Survey Release Record - Unit 1 Containment Basement Survey Units 01100/01110, Zion Solutions LLC, February 2019.
- Potential Radionuclides of Concern During the Decommissioning of the Zion Station, Zion Solutions LLC, October 2012.
- Radioactive Effluent Reports for Zion; Radioactive Effluent Reports for Crystal River, US., Zion, Crystal River, 2005-2015.
- Nuclear Energy Institute, “Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors”(Rev.6), NEI 99-01, 2012.

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.答復說明「其相關章節參考引用近十年內國際相關文獻之情形」，但所提報告之年份(~2002)均早於答復說明所列之文獻(2012~2019)，請澄清適切性。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.本附件所述本公司所具有之技術與管理能力說明，係摘述彙整除役計畫各章內容，報告所提之 NUREG/CR-0130及 NUREG/CR-5884、美國 NUREG-0586(2002)調查，及較一般性的意外事件應變計畫等文獻，均為相關章節(第九、十六章)開頭即提及之重要文獻，而第二次審查意見答復說明所列之「其相關章節參考引用近十年內國際相關文獻之情形」，係各章節實際有引用參考之近期國際資訊，旨在說明本公司有持續掌握並納入近期國際間之除役經驗，二造並無衝突。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

總結回合審查意見

3.同意答復。

意見編號	A-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		E02、B05	三、	11	結案

第一回合審查意見

1. 第11頁，核能電廠除役部分費用約新台幣1,014.29億元(106年幣值)，該費用是否為3座核能電廠除役費用？如是，目前核一、二廠陸續進入除役狀態，惟燃料卻仍在爐心內無法取出，該狀況是否造成除役作業不確定因素，影響所及是否增加其除役費用甚或延長除役期間，則屆時除役經費支用是否造成排擠效應，影響核三廠除役經費。另核能電廠除役費用須預先收取，除役期間又長達25年，相關費用之估算是否已考量物價或工資上漲等因素之影響？
2. COVID-19疫情已影響全球經濟體系，許多國家採取貨幣量化寬鬆策略以作為拯救經濟政策，但亦造成各國不小之通膨壓力。請台電公司說明除役相關財務規劃是否已考量類似 COVID-19疫情所造成的經濟風險?

第一回合審查意見答復

1. 核能後端營運總費用在估算除役成本時係針對不同電廠加以估算，因此1,014億元為三座電廠除役之總費用，其中核三廠之部分約333億元，由核三廠除役計畫加以管控。核能後端營運總費用在估算除役成本時，已考慮合理之物價及工資上漲。
2. 由於除役計畫時程長達25年，因此在估算除役成本時，核能後端營運總費用已有考慮約15%準備金以因應估算時之不確定性，如 COVID-19疫情所造成之影響等。惟目前各計畫依據109年核定版核能後端營運總費用所編列之費用之支應、使用，皆以控管於不超過各計畫本身不含準備金之重估金額為原則。本公司目前已啟動新一波重估作業，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

2.請補充說明15%準備金之預估參考來源，以及以目前物價上漲趨勢來衡量餘裕空間是否足夠?
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.109年核定版核能後端營運總費用訂定15%準備金，係參照行政院公共工程委員會編撰之「公共建設工程經費估算編列手冊」及國內大型工程之比率編列，目前進行之新版核能後端營運總費用估算，已針對不同工項訂定不同比例之準備金，估算之金額將可更為詳實。考量後端營運作業時程較長，其所採用的折現率、通貨膨脹率及匯率，將會在營運總費用及每度分攤率估算結果上將扮演關鍵性的角色。因此核能後端營運總費用每五年在進行估算時，亦有請專家學者就利率、匯率、通貨膨脹率的經濟金融模型進行評估，以預測未來利率、物價上漲率及匯率之變化趨勢，並將成果納入總費用估算之考量，因此可確保準備金之金額足以應付五年內之費用變化。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**A-006**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S20、E01、B08	三、	12	結案

第一回合審查意見

1. 第12頁，有關核三廠的除役費用，係以 St. Lucie 核電廠2號機做為對核三廠的費用估計基礎，每部機組除役拆廠費用為163億元(106年幣值)，兩部機合計費用為326億元(106年幣值)，加計低放射廢棄物減容設施及準備金(15%)，約為383.5億元。請說明核三廠每部機組除役拆廠費用為163億元以及2部機除役經費383.5億元是如何估算而得?若有估算公式請列出。
2. 建議增加一張表(可比照原能會核二廠除役計畫 RAI，第733~734頁)，列出核三廠2部機組除役期間工作項目及其經費明細。
3. 第12頁，所提之核三廠除役相關費用估算約為383.5億元(含準備金，106年幣值)，而核三廠與國際間核能電廠除役費用比較(表2)預估核三廠除役費用為383.4億元，請澄清說明，並說明準備金如何規劃使用。
4. 所提台電公司應會定期提報核能後端營運總費用估算至經濟部核定，故請定期更新於除役計畫內。

第一回合審查意見答復

1. 109年核定版核能後端營運總費用估算除役成本著重於現場作業相關費用的估算；人事成本係以我國薪資水準計算，且加計除污/拆除/處理/減容/封裝、環境偵測、設備工具及其他費用等，係參考美國與我國型式相近的核能電廠所估算的費用(核三廠參考 St. Lucie 核電廠2號機)金額，先經物價調整後再利用總體調整係數(Overall Scaling Factor, OSF)公式進行國內除役成本估算。[依據 NUREG/CR-5884，PWR 核能電廠之 OSF＝0.233＋2.191×10

$^{-4}$×熱功率(MWt)]。考量109年核定版核能後端營運總費用估算金額主要著重現場工作相關費用，本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業依核一廠除役經驗回饋，盤點 IAEA 年費、國內各項稅險費、保留設施運維費用以及依物管法規定應繳納之放射性廢棄物處理/貯存設施規費等，更詳實的進行總費用估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

2. 109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫相關費用明細如下表；除役期間規劃興建之低放射性廢棄物貯存庫(二號低貯庫)建設費用於109年核定版核能後端營運總費用估算時並未單獨列項評估，其建設相關費用目前規劃以109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用勻支。本公司目前已啟動新一波核能後端營運總費用重估作業，本次重估作業中，二號低貯庫費用將以專項支應，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

核能三廠除役成本　單位:仟元(106年幣值)	
項目	費用
單一機組計算	依政府資訊公開法第18條第1項第6款，因內容涉及核能發電後端營運基金管理會未公開之資訊，故不予公開
除役計畫準備及核准費用	
人事費用-停機過渡階段	
人事費用-除役執行階段	
人事費用-環境輻射偵測階段	
人事費用-廠址復原階段	
技術研發及技術人力養成費用	
除污、拆除、處理、減容及封裝費用	
設備、建築物拆除及廠區復原作業費用	
環境偵測費用	
耗用能源及維護費用	
雜項工具費用	
行政規費	
單一機組除役費用小計	
兩部機組	
核三廠除役費用合計	
低放射性廢棄物減容設施	
合計	33,344,455

3. 表2之核三廠除役費用估算值已修訂為383.5億元，修訂結果詳如附件 A-006-03-A 所示。除役計畫金額在進行相關預算編列時將先以不含準備金之費用金額，考慮合理之物價上漲率，估算出各年度實際支出金額。由於費用估算是對未來擬進行的作業所需之費用的一種預估行為，本質上有其不確定性，準備金係作為因應非理想狀況下出現的不確定狀況所產生成本。

目前各計畫以109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用支應，控管於不超過計畫本身不含準備金之重估金額為原則。

4. 依據核能發電後端營運基金費用收取辦法第三條:「核能發電後端營運費用之計算，應由後端處理與處置機構每隔五年進行重估並提報經濟部核定之；應繳交之期間內有重大情事變更時，應適時因應並重新估算送核。」，本公司目前已啟動新一波核能後端營運總費用重估作業，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表2

第二回合審查意見

1.此項併入 A-007-2，請依該項審查意見辦理。
2.此項併入 A-007-2，請依該項審查意見辦理。
除以上第1、2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

1.依 A-007-2審查意見辦理。
2.依 A-007-2審查意見辦理。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	**A-007**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S20、E01、B01	三	11、12	結案

第一回合審查意見

1. 第11頁提到以同為壓水式核能電廠，且機組額定發電量接近之 St. Lucie 核電廠2號機做為對核三廠的費用估計基礎，但經查該廠今(2021)年已向美國核管會提出第二次延役申請，為何本報告卻引用其除役費用？若 St. Lucie 核電廠估計除役費用是正確的，建議將其除役費用亦列入表2。
2. 第11頁，依據「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」第四條之規定，該基金未涵蓋可能仍須運轉系統(例如，用過燃料池及其島區)保養維護，請澄清所預估之除役經費是否已包含除役期間相關維護費，若否，則請說明經費之來源。
3. 第12頁，內文提及「每五年或在技術發展、法規及核能發電規模等因素有重大變動時，將重新估算後端營運總費用」，請說明後端營運總費用重新估算之作法及是否參考國外文件，例如：美國核管會10 CFR 50.75(c)(1)最小

除役基金公式、核能電廠除役費用管制指引(RG 1.202)、標準審查計畫(NUREG-1713)除役費用估算等進行重估作業。

第一回合審查意見答復

1. 核三廠的除役金額係依循 FPL 公司(FLORIDA POWER & LIGHT COMPANY)委託 TLG Services 公司執行的一份除役報告"FLORIDA Power & Light Company 2005 Decommissioning Study"，進行費用估算。該報告中提到 St. Lucie 電廠，其額定量為890 MWe，反應器型式與核三廠相同是PWR，兩座電廠條件相近，故109年核定版核能後端營運總費用以St. Lucie電廠作為核三廠的費用估計基礎，以總體調整係數(OSF)進行估算，相關費用資訊已依意見修訂列入表2中，詳細修訂結果另詳附件 A-007-01-A。考量109年核定版核能後端營運總費用估算金額主要著重現場工作相關費用，本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業依核一廠除役經驗回饋，盤點 IAEA 年費、國內各項稅險費、保留設施運維費用以及依物管法規定應繳納之放射性廢棄物處理/貯存設施規費等，更詳實的進行總費用估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。
2. 109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用，已將相關系統維護費用納入「耗用能源及維護費用」項中，考量109年核定版核能後端營運總費用估算金額主要著重現場工作相關費用，本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業依核一廠除役經驗回饋，盤點 IAEA 年費、國內各項稅險費、保留設施運維費用以及依物管法規定應繳納之放射性廢棄物處理/貯存設施規費等，更詳實的進行總費用估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。
3. 有關核能後端營運總費用估算，考量時空環境的改變，成本估計之參考情節亦多所變更，為避免估算失真，依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」，於民國114年之前以每年平均分攤固定金額方式提撥核能發電後端營運費用，其費用之計算由後端處理與處置機構每隔五年或有重大情事變更時，應進行重估並報部核定之；另依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第十二條，於電廠除役期間，每年須依核定之除役計畫，提出年度除役作業整體進度評估、累計經費使用情形及最新除役整體經費概算，報請主管機關審核。重估作業參考美國法規，如 RG 1.185：「於提交停機後之除役作業報告書(PSDAR)予 NRC 後，若在重大工期或費用估算上有顯著變更時(例如：除役設施相關成本顯著增加)，經營者必須以書面通知主管機關」；RG 1.159：「要求每年針對物價上漲調整除役成本，每5年針對電廠狀況及除役技術重新估算除役成本」。可見其精神與我國核能後端營運總費用重估作業大致相符。而美國核管會10 CFR 50.75(c)(1)估算最小除役基金公式，與我國估算電廠除役總費用之目的不同，其功能為推算電廠除役基金最低需求金額以作為整體費用估算之參考值。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：五、參考文獻；表2
第二回合審查意見
1.此項併入 A-003-2項，請依該項審查意見辦理。 2.後續相關總費用資訊更新且獲經濟部核定後，請適時修正除役計畫中。 3.相關說明請納入並提供修訂內容之 Markup。
第二回合審查意見答復
1.依 A-003-2審查意見辦理。 2.本公司將於重估結果獲經濟部核定後，將相關資訊更新內容回饋於除役計畫中。 3.已依意見修訂報告內容，詳細修訂結果如附件 A-007-03-B。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：三
第三回合審查意見
2.除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。 除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。
第三回合審查意見答復
2.遵照辦理。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
總結回合審查意見
同意答復。

意見編號	**A-008**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		E02、B03	三、	12	結案
第一回合審查意見					
1. 第12頁，為確保後端營運費用足以支應相關工作，每5年將考量相關因素重新估算總費用，另2025年後的核能發電後端營運費用收取方式，台電公司將依經濟部所訂辦法辦理，惟查電業法第89條係規定於核能發電廠「營運期間」提撥充足之費用，充作核能發電後端營運基金，請補充說明2025年核三廠運轉執照到期後，屆時擬定收費辦法之法源依據為何？以確保本計畫執行期間之財務無虞。					

2. 第12頁，第3段提到「所需核能後端營運總費用約新臺幣4,728.64億元」，而第11頁提到至109年11月底，基金淨值3688.77億元，建議補充說明如何達成4,728.64億元之目標。
3. 第12頁，第5段提到「每五年或在技術發展、法規及核能發電規模等因素有重大變動時，將重新估算後端營運總費用」，建議補充說明估算後如有不足之因應。

第一回合審查意見答復

1. 依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」，於民國114年之前以每年平均分攤固定金額方式提撥核能發電後端營運費用，其費用之計算由後端處理與處置機構每隔五年或有重大情事變更時，應進行重估並報部核定之。另依據「電業法」第89條，後端處理與處置費經費之計算公式、繳交期限、收取程序及其他應遵行事項之辦法，由中央主管機關定之。關於民國114年之後的核能發電後端營運費用收取方式，本公司將依中央主管機關所訂之辦法辦理。
2. 為依電業法第89條規定，於全部核能電廠運轉執照屆期當年(以核三最後一部機預估為114年)，完成足額提撥，本公司將依據核能發電後端營運基金費用收取辦法第2條之規定，以每年平均分攤固定金額(216.69億元)方式提撥費用，確保於全部核能電廠役期屆滿當年完成足額提撥。
3. 為確保所提列之核能後端營運費用可支應未來各項作業所需，依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」，於民國114年之前以每年平均分攤固定金額方式提撥核能發電後端營運費用。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

同意答復。

意見編號	A-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、E02、B07、B05、B08	三、	12	結案

第一回合審查意見

1. 經查台電公司高放射性廢棄物最終處置場於2055年(民國144年)始正式運轉，距今34年，而核三廠除役計畫核准後實施期程為25年，屆時因用過核燃料將無法送至高放射性廢棄物最終處置場而在除役後仍有保留區。針對此情況及因此而增加的費用，請問是否已納入估算或有因應備案？
2. 若低放射性廢棄物最終處置場因選址不順而遲遲無法順利運轉，亦可能在除役後仍有保留區，針對此情況及因此而增加的費用，請問是否已納入估算或有備案因應？

3. 經查核後端基金109年度決算及110年度7月會計月報，基金資產均有40%以上之長期貸款，考量其貸款係屬長期性質，且佔資產比例甚高，未來償還時間是否會與除役費用需求時間有所衝突，影響除役計畫之進行。
4. 請台電公司說明在除役過程中如何避免發生除役經費遭不當挪用?
5. 根據 EPRI 資料，除役費用中，人事費佔43%，台電核三廠人事費預估額度為何？後端基金是否有支應此部份？

第一回合審查意見答復

1. 核能後端營運總費用估算時已包含在核三廠興建用過核子燃料乾式貯存設施之費用，除役期間用過核子燃料將運送至乾式貯存設施，並於最終處置場或中期暫時貯存設施完成即會移置，因此不會影響核能電廠除役工作進行。相關費用編列於用過核子燃料乾式貯存設施項目，不影響核能電廠除役費用。
2. 核三廠除役計畫已規劃興建二號低放射性廢棄物貯存庫，可貯存除役期間所產生之低放射性廢棄物，並於低放最終處置場或中期暫時貯存設施完成即會移置，核能後端營運總費用估算時已納入中期暫時貯存設施之成本，作為低放射性廢棄物最終處置場無法運轉之應變方案，因此不會影響除役工作之進行。
3. 核能後端營運總費用長期貸款均與貸款對象台電公司訂有貸款合約，並依合約條件逐年償還；此外，為配合除役費用分年發生之特性，核能後端營運總費用運用已規劃分散各筆長期貸款到期還本年度，因此每年均有長期貸款到期償還本金，可供除役費用資金所需；另如未來有巨額除役資金需求，將請台電公司提前償還長期貸款，以確保資金充裕，不影響除役計畫之進行。
4. 在除役過程中，核能後端營運總費用由核能後端營運基金管理會負責監督、管理與保管基金。該會之任務主要為核能後端營運總費用收支、保管及運用之審議；核能後端營運總費用年度預算、決算之審議以及核能後端營運總費用運用情形之考核。核能後端營運總費用有關預算編製及執行、決算編造，均依預算法、會計法、決算法、審計法及相關法令規定辦理，經立院三讀通過後動支、執行、審核及公告，並將相關財務報表、預決算資料公告於網站。核能發電後端營運工作，由台電公司依法令規定或工作性質之需研提計畫，報請核能後端營運基金管理會核定後負責執行。所報請項目須與「核能發電後端營運基金收支保管及運用辦法」第四條規定用途項目一致。透過以上方式將可避免除役經費遭不當挪用。
5. 依據109年核定版核能後端營運總費用內容，核三廠除役成本中電廠人事成本約佔除役成本之45%，與 EPRI 顯示資料相似，若加計總處技術研發與技術人力養成費用，約占除役成本之55%。核能後端營運總費用估算時即已考慮台電人事費用，故可支應相關人事成本。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
同意答復。

意見編號	A-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S18、B07、B08	三、	12、14	結案
第一回合審查意見					
1. 第12頁，依據本計畫第一章提及除役期間將新建設施包含2號低貯庫（含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備），請問附件所提「2部機合計約新台幣326億元，加計低放射性廢棄物減容設施及準備金」，是否包含建造2號低貯庫費用？ 2. 圖1，「核能發電後端營運基金管理會同意函」之說明二，提及同意支應核三廠除役相關工作所需費用333億元，然而核三廠之2部機除役拆廠費用估算約為326億元，若加計低放射性廢棄物減容設施及準備金則為383.5億元(含準備金，106年幣值)，請說明333億元與後兩者預估經費之關聯，並說明不足部分如何處理。				
第一回合審查意見答復					
1. 除役期間規劃興建之二號低貯庫建設費用於109年核定版核能後端營運總費用估算時並未單獨列項評估，其建設相關費用目前規劃以109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用勻支。本公司目前已啟動新一波重估作業，本次重估作業中，二號低貯庫費用將以專項支應，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。 2. 核三廠2部機除役費用約326億元，低放射性減容設施約7.5億元，合計約333.4億元，圖1所示之同意函，係為核能發電後端營運基金管理會同意支付前揭費用之憑證。前揭費用加上15%準備金後為383.5億元，而準備金部分係以核能後端營運總費用總費用之15%統一計算，故並未列入向核能發電後端營運基金管理會申請同意支付之範圍。由於核能後端營運總費用計算提撥金額時即考慮加上準備金之金額，故不會有不足之部分。目前各計畫規劃以109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用支應，控管於不超過計畫本身不含準備金之重估金額為原則。				
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：					
第二回合審查意見					

2.有關核一/二/三廠之核能發電後端營運基金管理會同意函內容差異，請澄清；另將來除役時空背景狀況勢必有所影響除役費用總金額，如物價有所波動，台電公司因應作法請加以說明。

除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

2.為確保後端營運總費用估算金額符合實際需求，本公司依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」第三條規定，後端營運費用計算應每隔五年進行重估，期間有重大情事變更時，亦應適時重新估算送經濟部核定。核定前須經經濟部聘請之外部審查委員審核並於後端基金管理委員會通過。另；準備金係以核能後端營運總費用總費用之15%統一計算，故並未列入向核能發電後端營運基金管理會申請同意支付之範圍，因此，假若必須動用準備金，需另函請核能發電後端營運基金管理會同意後方可動用。由於核能後端營運總費用計算提撥金額時即考慮加上準備金之金額，故不會有不足之部分。目前各計畫規劃以109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役計畫編列之費用支應，控管於不超過計畫本身不含準備金之重估金額為原則。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

第三回合審查意見

同意答復。

意見編號	A-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S20、B07、B08	表1	15	結案

第一回合審查意見

1. 表1之核能發電後端營運基金管理之分項費用估算，顯示其中包括「低放最終處置應變方案」費用(381.46億元)，超過低放最終處置(291.97億元)。然而依據台電公司106年3月所公布的「放射性廢棄物最終處置應變方案(集中式貯存)」推行初步規劃書(定稿本)，該方案包括貯存用過核燃料及低放射性廢棄物，並非只是「低放最終處置應變方案」，請澄清說明。
2. 表1「核能發電廠後端營運基金管理之分項費用估算」，其項目包含低放最終處置應變方案及專責機構等，而依過去基金所列項目並未包含此2項，故請說明此新增2項用途。
3. 有關核三廠除役作業，除了執行除役和拆除工程之外，對於和當地地方政府與利害關係人之溝通，台電公司應積極推動，俾除役作業順利推展，請台電公司說明與利害關係人溝通作業的辦理情形及其經費來源。

第一回合審查意見答復

1. 表1係參照經濟部後端基金管理會網站內容(https://www.nbef.org.tw/page.php?level1_id=1&level2_id=3)呈現，惟該網站亦註明(如前揭網站內容註1)低放最終處置應變方案係指108年3月15日行政院國家永續發展委員會非核家園推動專案小組(下稱非核家園小組)第四次會議共識同意優先推動之「中期暫時貯存設施」。該「中期暫時貯存設施」，係指將用過核燃料及低放射性廢棄物集中貯存管理之「(集中式)中期暫時貯存設施」。 2. 由於國內民眾及地方政府對低放射性廢棄物最終處置場及用過核子燃料乾式貯存設施及最終處置場之設置有疑慮，致相關之作業程序延宕，致無法依預估進度執行，為解決此種狀況，已規劃興建中期暫時貯存設施，預估可容納國內所有低放射性廢棄物及用過核子燃料。目前承辦核能後端營運總費用管理會會務人員及核後端營運工作之人員，大部分均由台電公司人員兼任。參考目前國際執行經驗，核後端營運業務將成立核後端專責機構負責。本公司目前已啟動新一波核能後端營運總費用重估作業，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。 3. 有關核三廠除役溝通工作，目前本公司已建立利害關係人名單，並已陸續展開拜會工作，後續本公司將於參與地方敦親睦鄰活動時，伺機宣導核三廠除役及用過核子燃料乾式貯存計畫，以掌握民眾意見，其相關經費由核能後端營運總費用支付。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第二回合審查意見
3.所述經費由核能後端營運總費用支付，請確認經費來源用語。 除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。
第二回合審查意見答復
3.有關旨述經費來源用語，擬修訂第一回合答復對應文字為「核能後端營運基金之業務宣導費」。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：
第三回合審查意見
同意答復。

意見編號	**A-012**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S12、E02、B07	表2	16	結案
第一回合審查意見					

1. 第16頁表2，有關 OECD 報告資料，Diablo Canyon 電廠及 Prairie island 電廠預估除役費用折算為新台幣後分別為351億元及287億元，惟以總體調整係數(OSF)進行換算後，Diablo Canyon 電廠減少為304億元，Prairie island 電廠卻增加為406億元，同型式電廠換算後差異甚大，請確認相關資料之正確性。
2. 第16頁，表2除役費用比較，請增列國外已完成拆除之除役案例實際費用作比較。
3. 第11頁最後一段提及核三除役相關費用係如何估算而來，但表二資料來源卻是網站，網站資料應該是依第11頁所估算之值而列，所以資料的源頭應是第11頁，而非網站，請修正表二核三廠欄位的資料來源。

第一回合審查意見答復

1. 因 OSF 轉換公式係以熱功率為參數進行轉換，依據表2所示之資訊，Diablo Canyon 電廠因熱功率較核三廠高，故經 OSF 轉換後，其預估費用將下修；同理，Prairie island 經轉換後之預估費用將提高，與資料計算結果相符。
2. OECD 2016年報告中有包括3座已完成除役電廠資訊，比照表2方式加以計算出核三廠相當之除役成本如下表，其計算結果差異較大，主要原因可能實際電廠除役狀況不同，如 Haddam Neck 電廠除役承包商破產而重新發包及延遲拆除工作，Trojan 電廠壓力容器不經切割即送至 Hanford 處置場，許多混凝土建築採用爆破方式拆除等。

國家	型式/發電量 MWe	預估除役費用 /幣值年	資料來源
OECD 報告資料 Haddam Neck 核電廠(1部機)	PWR/603	每部機為美金707百萬/2013經換算後約為新臺幣 210億/2013，經 OSF 換算後，兩部機約為新臺幣 565 億/2017	OECD 報告資料 Costs of decommissioning nuclear power plants. NEA No.7201(2016)
OECD 報告資料 Maine Yankee 核電廠(1部機)	PWR/900	每部機為美金364百萬/2013經換算後約為新臺幣 108億/2013，經 OSF 換算後，兩部機約為新臺幣 228 億/2017	OECD 報告資料 Costs of decommissioning nuclear power plants. NEA No.7201(2016)
OECD 報告資料 Trojan 核電廠 (1部機)	PWR/1155	每部機為美金274百萬/2013經換算後約為新臺幣 81 億/2013，經 OSF 換算後，兩部機約為新臺幣 141 億	OECD 報告資料 Costs of decommissioning nuclear power plants. NEA

		/2017	No.7201(2016)

3. 本附件所述之核三廠除役相關費用383.5億元(106年幣值)，係引用自核能發電後端營運基金管理會網站所公布之資訊，非由核三廠除役計畫計算所產出，第11頁說明內容係描述核能發電後端營運基金管理會網站上之核三除役相關費用估算方式，故擬維持原資料來源呈現方式。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第二回合審查意見

3.核能發電後端營運基金管理會網站所公布之資訊，僅是383.5億元這個數目嗎？還是包含估算方式？若無估算方式，又非由核三廠除役計畫計算所產出，究竟是源自何處？請說明。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第二回合審查意見答復

3.本附件所述之核三廠除役相關費用383.5億元(106年幣值)，係引用自109年核定版核能後端營運總費用估算之金額，相關費用資訊亦公布於核能發電後端營運基金管理會網站。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

3.請將來源修正為109年核定版核能後端營運總費用。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答復。

第三回合審查意見答復

3.考量109年核定版核能後端營運總費用相關資料係為核能發電後端營運基金管理會內部資料，本項資料來源擬加註相關資訊(網站資料係後端營運基金管理會依其內部估算報告結果公開揭露)，修訂內容如下，修訂結果詳如附件A-012-03-C：

國家	**型式/發電量 MWe**	**預估除役費用/幣值年**	**資料來源**
核三廠 (2部機)	PWR/ 974MWe	新臺幣 333.4 億 /2017(不含準備金) 新臺幣 383.5億 /2017(含準備金)	核能發電後端營運基金管理會網站 https://www.nbef.org.tw (網站資料係後端營運基金管理會依其內部估算報告結果公開揭露)
St. Lucie 電廠二號機	PWR/ 890MWe	美金 385,216,000/2004 經換算後約為新臺幣162億/2017，以 OSF 進行換算	Florida Power & Light Company：2005 Decommissioning Study-St. Lucie Nuclear Units, Florida Power &

			後，約為新臺幣 172.8 億/2017，換算二部機除役費用為新臺幣 345.6億/2017	Light Company (FPL), 2005
	OECD 報告資料 Diablo Canyon 核電廠 (2部機)	PWR/ 1,197MWe	美金 1,181,000,000/2013 經換算後約為新臺幣 351億/2013，以 OSF 進行換算後，約為新臺幣 304 億/2017	OECD 報告資料 Costs of decommissioning nuclear power plants. NEA No.7201(2016)
	OECD 報告資料 Prairie island 核電廠(2部機)	PWR/ 560/566 MWe	美金 967,000,000/2013 經換算後約為新臺幣 287億/2013，以 OSF 進行換算後，約為新臺幣 406 億/2017	OECD 報告資料 Costs of decommissioning nuclear power plants. NEA No.7201(2016)

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否
修訂章節段落：表2

總結回合審查意見

3.同意答復。

意見編號	**A-013**	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S18、B01、B08			結案

第一回合審查意見

1. 第 i 頁，有關「目錄」之標題，請使用全名「第三核能發電廠除役計畫」。
2. 第9頁，提及「核子反應器設施管制法施行細則第17條非限制性使用標準之規定，即對一般人造成之年有效等效劑量不得超過0.25mSv。」，然而根據107年11月6日修訂頒布的核子反應器設施管制法施行細則第17條，「有效等效劑量」已經修訂為「有效劑量」，請更正。
3. 「放射性廢料」建議修正為「放射性廢棄物」。
4. 建議將「用過核子燃料池」修改為「用過燃料池」，並請通篇檢視之。
5. 第16頁，表2請修改為 Diablo Canyon 電廠。

第一回合審查意見答復

1. 依意見修訂標題為「第三核能發電廠除役計畫」，修訂結果詳如附件 A-013-01-A 所示。
2. 依意見修訂為「有效劑量」，修訂結果詳如附件 A-013-02-A 所示。
3. 依意見修訂為「放射性廢棄物」，修訂結果詳如附件 A-013-03-A 所示。

4. 依意見修訂為「用過燃料池」，修訂結果詳如附件 A-013-04-A 所示。 5. 依意見修訂為「Diablo Canyon 電廠」，修訂結果詳如附件 A-013-05-A 所示。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？■是，□否 修訂章節段落：目錄；二、(一)、12；三、財務基礎；二、(一)、5/二、(一)、11；表2
第二回合審查意見
同意答復。

第二回合新增審查意見

意見編號	A-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01	三	10~12	結案

第二回合審查意見

請確認核三廠除役成本重估所採取與 TLG Services 公司相關文獻之方法論是否為 AIF 除役成本估算方法論？或有其他之方法論?請概要說明該方法論之技術細節，並說明相關參數不應使用該方法論之預設值，而須使用我國特定之參數及資料。

第二回合審查意見答復

109年核定版核能後端營運總費用估算之金額，係依循 FPL 公司(FLORIDA POWER & LIGHT COMPANY)委託 TLG Services 公司執行的一份除役報告”FLORIDA Power & Light Company 2005 Decommissioning Study”，進行費用估算。該報告使用之估算方法論是根據 AIF/NESP-036 “Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates”及美國 DOE 出版之“Decommissioning Handbook”所述，以單位成本估算除役作業各項活動之成本，其中如混凝土之拆除、鋼構之拆除及切割等，均參考當地之人力成本，另外傳統建築拆除及材料成本的資訊則參考 R.S Means 出版的“Building Construction Cost Data”。109年核定版核能後端營運總費用估算即依循此報告內容之金額為估算基礎，人事成本則以我國條件及台電所給之人員薪給表進行計算。本公司目前已啟動新一波重估作業，新一波重估作業以109年核定版核能後端營運總費用作為基礎，盤點既有項目之數量或單價增減，並納入新增項目之費用(2號低貯庫)。整體項目費用參考國外(包含美國電廠及 OECD)對核能電廠除役所需費用應進行估算之項目，列出包含：除役準備費用／人事費用／除汙、拆除、處理、減容及封裝費用／設備、建築物拆除及廠區復原作業費用／環境偵測費用／反應爐仍有燃料期間運維費用／雜項工具費用／行政規費／新建設施／國內外專業服務／保警費用(含保安、保全)／保留區除役費用及準備金等13大項目費用，再依核一廠實際執行除役之經驗回饋，對各項費用進行更詳實的估算，後續待重估結果獲經濟部核定後，將回饋修正於除役計畫中。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否
本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否
修訂章節段落：

第三回合審查意見

1.請詳細說明「核三廠的除役金額則參考 St. Lucie 電廠進行費用估算」的作法及方法論，並說明除役經費估算結構與相關方法論之符合性，並澄清經費估算之合理性與完整性。

2.依上述方法論，請說明核三廠除役經費估計之相關輸入參數，已考慮我國法規、人員素質、人力費用、設備採購環境、包商來源、放射性廢棄物處置環境等與美國核電廠除役環境的差異，逐項舉例說明核三廠經費評估的適切性，並列出相關參數的參考資料或文獻。

3.請詳細說明因應實際狀況的變化或定期需求而修訂經費估計的作法及程序，並說明相關作法及程序對上述輸入參數及評估結果的檢視確認。

第三回合審查意見答復

1.109年核定版核能後端營運總費用估算方式，依成本形式分為以下二部分進行估算：

- **現場作業相關成本**：109年核定版核能後端營運總費用，核能電廠除役成本現場作業相關成本估算方式係依據 NUREG/CR-6174(核一、二廠適用)和 NUREG/CR-5884(核三廠適用)，使用總體調整係數(Overall Scaling Factor, OSF)，將參考電廠的除役經費進行轉換，經由換算比對之後即可得到各電廠的預估除役費用。核電廠之 OSF 公式依沸水式及壓水式之差異而有所不同〔壓水式電廠之 $OSF = 0.233 + 2.191 \times 10^{-4} \times$熱功率(MWt)〕，而公式主要代入參數為熱功率，依據 TLG Services 公司執行的一份除役報告"FLORIDA Power & Light Company 2005 Decommissioning Study"，該報告中提到 St. Lucie 電廠，該電廠與核三廠同為壓水式電廠，且熱功率相近(St. Lucie 電廠2700 MWt，核三廠2882 MWt)，因此在以使用 OSF 公式進行估算之前提下，認為 St. Lucie 電廠與核三廠條件相近，故選擇該電廠作為核三廠之參考電廠。

  前揭 TLG Services 公司報告中，估算 St. Lucie 電廠除役經費使用之方法論是根據 AIF/NESP-036 "Guidelines for Producing Commercial Nuclear Power Plant Decommissioning Cost Estimates"及美國 DOE 出版之"Decommissioning Handbook"所述，以單位成本估算除役作業各項活動之成本，另外傳統建築拆除及材料成本的資訊則參考 R.S Means 出版的"Building Construction Cost Data"。

  由於國外各文獻報告中所引用金額分別為不同年份幣值，在此需建立在同一年份上之工程物價作為基準，故109年核定版核能後端營運總費用針對核電廠除役費用之估算以其物價年增率在2001年至2017年1月的比較所得的比值做為調整係數，將不同年份之金額皆換算成2017年1月之價錢。

- **除役準備、人事成本及規費**：除役計畫書準備及核准費用係依本公司實際發包成本預估，人事成本以我國條件及台電所給之人員薪給表進行計算，另依國內相關法規規定應繳納之規費。

綜整以上估算結果，109年核定版核能後端營運總費用核三廠除役成本詳下表：

109年核定版核能三廠除役成本 **單位:仟元(106年幣值)**	
項目	費用
現場作業相關成本	
除污、拆除、處理、減容及封裝費用	依政府資訊公開法第18條第1項第6款，因內容涉及核能發電後端營運基金管理會未公開之資訊，故不予公開
設備、建築物拆除及廠區復原作業費用	
環境偵測費用	
耗用能源及維護費用	
雜項工具費用	
除役準備、人事成本及規費	
除役計畫準備及核准費用	
人事費用-除役過渡階段	
人事費用-除役執行階段	
人事費用-環境輻射偵測階段	
人事費用-廠址復原階段	
技術研發及技術人力養成費用	
行政規費	
單一機組除役費用小計	
兩部機組	
核三廠除役費用合計	
低放射性廢棄物減容設施	
合計	33,344,455

2.本項委員所提意見，綜整說明如下：

109年核定版核能後端營運總費用使用 OSF 公式計算說明如下：

- PWR 核能電廠之總體調整係數(Overall Scaling Factor, OSF)公式：〔$OSF = 0.233 + 2.191 \times 10^{-4} \times$熱功率(MWt)〕

  依公式內容可見，各電廠之熱功率為其代表參數，依據各電廠熱功率的不同，將得到其代表之 OSF 值。

使用 OSF 進行費用估算之方法如下：

- 帶入公式取核三廠之 OSF=A、參考電廠 St. Lucie 之 OSF=B
- 取參考電廠 St. Lucie 之除役費用=C (須經匯率及物調指數換算至計畫新台幣幣值，109年核定版後端營運總費用使用106年幣值計算)
- 核三廠除役預估費用(現場作業相關成本部分) = C/ B * A

目前進行重估作業說明如下：

新一波重估作業以109年核定版核能後端營運總費用作為基礎，盤點既有項目之數量或單價增減，納入新增項目之費用(二號低貯庫)，人事

成本則以我國條件及台電所給之人員薪給表進行計算，再依核一廠除役經驗回饋，盤點IAEA年費、國內各項稅險費、保留設施運維費用以及依物管法規定應繳納之放射性廢棄物處理/貯存設施規費等，並納入考量利率、匯率、通貨膨脹率之影響後，對各項費用進行更詳實的估算。整體項目費用共分為13大項，包含：除役準備費用／人事費用／除汙、拆除、處理、減容及封裝費用／設備、建築物拆除及廠區復原作業費用／環境偵測費用／除役過渡階段用過燃料池有燃料之運維費用／雜項工具費用／行政規費／新建設施／國內外專業服務／保警費用(含保安、保全)／保留區除役費用及準備金等13大項目費用。

3.核能後端營運總費用因應實際狀況的變化或定期需求而修訂經費估計的作法及程序，係依據核能發電後端營運基金費用收取辦法第三條「核能發電後端營運費用之計算，應由後端處理與處置機構每隔五年進行重估並提報經濟部核定之；應繳交之期間內有重大情事變更時，應適時因應並重新估算送核。」規定辦理。依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第十二條規定，經營者應於每年三月三十一日前，依核定之除役計畫，提出年度執行報告，報請主管機關審核。前揭年度執行報告內容包括前一年度除役作業經費使用情形、本年度規劃執行除役作業經費使用預估、累計經費使用情形及最新除役整體經費概算。

本項答復說明是否申請結案？■是，□否

本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否

修訂章節段落：

總結回合審查意見

同意答復。