

核一廠除役過渡階段前期 安全分析報告(PDSAR) 安全評估報告

行政院原子能委員會
中華民國 109 年 12 月

摘 要

原能會(以下簡稱本會)於106年12月1日接獲台電公司提出核一廠終期安全分析報告修改案編號FC-CS1/2-106003與運轉技術規範修改案編號TSC-CS1/2-297(以下簡稱「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR) 與 技 術 規 範 (Pre-Defueled Technical Specification, PDTs) 」)，本修改案為台電公司依照本會106年6月28日審定之「核一廠除役計畫」重要管制事項第6項，就核一廠運轉期間終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)與運轉技術規範(Technical Specification, TS)最新版本，參考國外核能電廠於機組永久停止運轉進入除役過渡階段期間之管制作法進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。

由於除役過渡階段前期，反應爐內仍有核子燃料，與運轉期間機組大修模式相當，且反應爐開蓋，爐心處於常溫常壓狀態，參照國外對於此階段之除役機組仍比照運轉期間標準進行管制之作法，台電公司所提核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)仍依循FSAR之架構，並依除役需求進行內容調整修訂，分為電廠概述、廠址特性、結構組件設備與系統之設計準則、反應器、反應器冷卻系統、特殊安全設施、儀控系統、電力系統、輔助系統、蒸汽與發電系統、放射性廢棄物管理、輻射防護、除役管理、初始測試與運轉、事故分析、技術規範及品保方案等17章。本報告主要就本會審查PDSAR之過程及結果進行介紹說明。至於除役過渡階段前期技術規範(PDTS)之審查經過與結果詳參本會安全評估報告編號NRD-SER-107-06相關內容。

針對台電公司所提修改申請案，本會首先進行第一階段程序審查，針對送審安全分析報告之完整性提出4項程序審查意見，要求台電公司補充說明與修訂報告。經台電公司補充程序審查意見之答覆與修訂報告內容後，於107年1月25日完成程序審查，確認送審文件之完整性符合要求，進入第二階段之實質審查。實質審查階段，由會外4位學者專家與本會相關局處同仁共31人組成

專案審查小組共同執行，從電廠概述特性、結構組件設備與系統之設計準則、放射性廢棄物管理、輻射安全、行政管理、事故分析、技術規範及品保方案等各個面向進行嚴格審查，以確認是否符合國內審查規範與相關參照之國外法規、規範及導則要求，其中第1~10章與第13~17章由本會核管處負責主審、第11章放射性廢棄物管理由物管局負責主審、第12章輻射防護由輻防處負責主審，另核技處負責協審第13.3節緊急計畫與第13.7節核子保安等章節內容。

專案審查小組於107年1月16日召開審查說明會議，之後陸續召開3次審查會議，就本案PDSAR修改案內容所提出174項審查意見，與台電公司所提答覆說明及報告修訂內容進行審查，完成所有審查提問之釐清並結案。

綜合專案審查小組審查結果，台電公司已就核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)提出適當評估與說明，經審查可以接受。本會亦將除役期間需辦理之審查要求與台電公司承諾事項(參閱審查總結)，列為重要管制事項進行追蹤，以監督台電公司確實執行，確保除役期間過渡階段前期電廠相關作業符合規定，以及核一廠核子反應器設施之安全。

目 錄

前言	1
除役過渡階段前期管制立場	3
一、運轉/除役過渡階段前期之管制法規	3
二、國外除役過渡階段前期管制法規及經驗	4
三、除役過渡階段前期管制立場	5
四、名詞解釋	6
第一章 電廠簡介	7
一、概述	7
二、審查發現	8
三、審查結論	9
四、參考文獻	10
第二章 廠址特性	11
一、概述	11
二、審查發現	11
三、審查結論	13
四、參考文獻	13
第三章 結構組件設備與系統之設計準則	14
一、概述	14
二、審查發現	15
三、審查結論	18
四、參考文獻	18
第四章 反應器	21

一、概述.....	21
二、審查發現.....	21
三、審查結論.....	22
四、參考文獻.....	22
第五章 反應器冷卻水系統.....	23
一、概述.....	23
二、審查發現.....	23
三、審查結論.....	25
四、參考文獻.....	25
第六章 特殊安全設施.....	27
一、概述.....	27
二、審查發現.....	28
三、審查結論.....	30
四、參考文獻.....	30
第七章 儀控系統.....	32
一、概述.....	32
二、審查發現.....	33
三、審查結論.....	36
四、參考文獻.....	36
第八章 電力系統.....	38
一、概述.....	38
二、審查發現.....	39
三、審查結論.....	40

四、參考文獻.....	40
第九章 輔助系統.....	41
一、概述.....	41
二、審查發現.....	43
三、審查結論.....	45
四、參考文獻.....	45
第十章 蒸汽與發電系統.....	46
一、概述.....	46
二、審查發現.....	46
三、審查結論.....	47
四、參考文獻.....	47
第十一章 放射性廢棄物管理.....	49
一、概述.....	49
二、審查發現.....	50
三、審查結論.....	53
四、參考文獻.....	53
第十二章 輻射防護.....	55
一、概述.....	55
二、審查發現.....	55
三、審查結論.....	59
四、參考文獻.....	59
第十三章 除役管理.....	60
一、概述.....	60

二、審查發現.....	60
三、審查結論.....	63
四、參考文獻.....	63
第十四章 初始測試與運轉.....	64
一、概述.....	64
二、審查發現.....	64
三、審查結論.....	64
四、參考文獻.....	65
第十五章 事故分析.....	66
一、概述.....	66
二、審查發現.....	66
三、審查結論.....	71
四、參考文獻.....	71
第十六章 技術規範.....	73
一、概述.....	73
二、審查發現.....	73
三、審查結論.....	75
四、參考文獻.....	75
第十七章 品保方案.....	76
一、概述.....	76
二、審查發現.....	76
三、審查結論.....	77
四、參考文獻.....	77

審查總結	78
一、重要審查結論	78
二、重要管制事項	81
附件一、核一廠除役過渡階段前期安全評估報告 PDSAR 重要管制事項.....	82
附件二、除役過渡階段前期需運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單 ..	83

前言

台灣電力公司(下稱台電公司)第一核能發電廠(下稱核一廠)1、2號機運轉執照，於107年12月5日及108年7月15日屆滿後，將永久停止運轉進行除役。核一廠除役計畫，台電公司已依「核子反應器設施管制法」第23條於核子反應器設施預定永久停止運轉之3年前提出除役計畫之規定，於104年11月25日提報原子能委員會(下稱本會)，並於106年6月28日經本會審查通過。

台電公司104年11月所提送之核一廠除役計畫係針對爐心已無用過核子燃料後之除役階段(即除役過渡階段後期)，說明相關除役作業及安全管制措施規劃。但因核一廠第一期乾式貯存設施未能如期運轉使用，而第二期乾式貯存設施依台電公司規劃亦將於核一廠進入除役後8~10年方能運轉使用，因此在核一廠除役計畫審查期間，本會審查專案小組考量核一廠運轉執照到期後，用過核子燃料仍將暫存於爐心(稱為除役過渡階段前期)，且時間將較國際間一般除役機組為長，遂要求台電公司應將爐心仍有核子燃料期間之安全管制措施亦納入除役計畫，並列為除役計畫重要管制事項第6項，要求台電公司至遲須於運轉執照到期前1年(106年12月)將「核子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，提報主管機關審核，並定期配合除役計畫一併更新；在未經核准前，應依原運轉規定辦理」。

本會於106年12月1日，接獲台電公司依前述核一廠除役計畫重要管制事項第6項提送之核一廠終期安全分析報告修改案編號FC-CS1/2-106003與運轉技術規範修改案編號TSC-CS1/2-297後，為求周延除由本會各局處同仁組成專案審查小組依業務職掌分工進行審查外，並聘請核能安全、輻射防護、核子保安、廢料管理、緊急應變、品質保證等相關領域的學者專家共同參與審查。

由於除役過渡階段前期，反應爐內仍有核子燃料，機組狀態與運轉期間機組大修模式之狀態相當。參照國外除役機組於爐心仍有核子燃料期間皆是比照運轉

機組標準進行管制之作法，核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)仍依循FSAR之架構，並依除役安全管理需求進行內容調整修訂，以因應除役過渡階段前期安全管理之需求。因此，本報告章節亦參照FSAR之章節架構分為電廠概述、廠址特性、結構組件設備與系統之設計準則、反應器、反應器冷卻系統、特殊安全設施、儀控系統、電力系統、輔助系統、蒸汽與發電系統、放射性廢棄物管理、輻射防護、除役管理、初始測試與運轉、事故分析、技術規範及品保方案等17章內容。

台電公司正式提送本案報告前，鑑於核一廠除役為國內首次執行核電廠除役工作，且核子燃料長期暫存於爐心的除役機組狀況國際間亦少有，本會因此分別於105年11月9日、106年2月14日、106年7月4日、106年9月8日及106年11月21日召開5次除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTS)修訂執行進度討論說明會，與台電公司就本會關切議題及台電公司相關作業辦理情形進行討論說明。

台電公司所提送審文件經原能會程序審查，在完成確認其送審文件之完整性後，本案於107年1月25日進入實質審查階段。實質審查階段本案分別歷經4回合的審查意見答覆往返，並於107年2月8日、107年4月11日、107年6月6日及107年8月14日召開4次審查會議，共計提出174項審查意見，以及1回合書面審結意見補充說明。本報告係針對核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)之審查結果進行說明，至於除役過渡階段前期技術規範(PDTS)之審查過程與結果詳參本會安全評估報告編號NRD-SER-107-06相關內容。

除役過渡階段爐心仍有用過核子燃料期間，除相關除役作業之管制外，本會亦仍將比照運轉中電廠持續執行駐廠視察，以及核安、輻安、保安、核子保防、廢料管理等各項管制活動，以確保除役過渡階段期間電廠相關作業符合規定，以及核一廠核子反應器設施之安全。

除役過渡階段前期管制立場

一、運轉/除役過渡階段前期之管制法規轉換

核一廠運轉/除役期間之管制基準，在運轉期間係依循核子反應器設施管制法第6條所規定之終期安全分析報告(FSAR)與運轉技術規範(TS)；在除役期間則係依循核子反應器設施管制法第23條要求之除役計畫，其中在爐心仍有核子燃料期間則依據核一廠除役計畫重要管制事項要求第6項要求台電公司提出核子反應器爐心仍有用過核子燃料之安全分析報告與運轉技術規範修訂版。

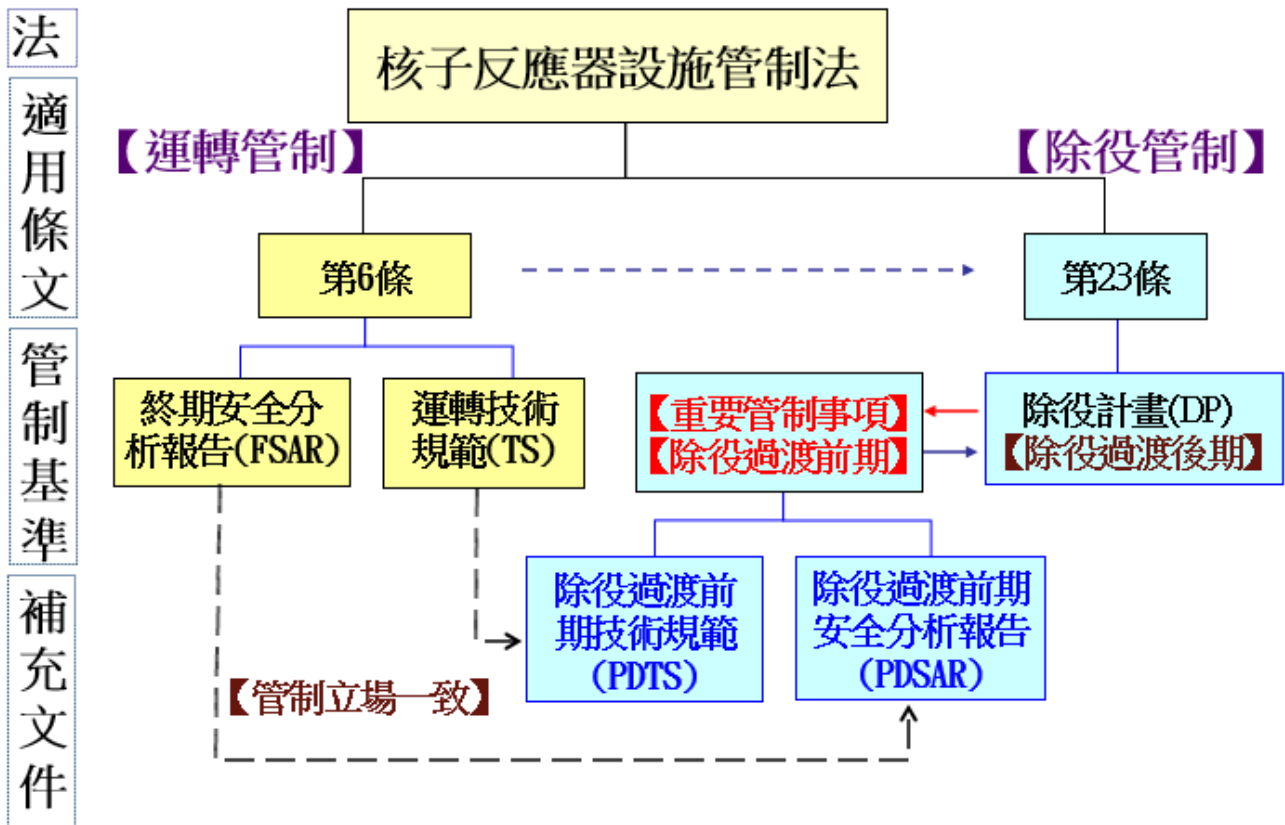


圖1 核能電廠運轉/除役管制基準轉換

二、國外除役過渡階段前期管制法規及經驗

除役機組於爐心仍有用過核子燃料之過渡階段前期，與運轉期間之大修機組模態相近。國際上(如：美國、德國、日本)對此期間之機組均比照運轉中電廠之標準進行管制。國外除役電廠管制作法摘述如下：

美國核能電廠之除役機組依美國聯邦法規(Code of Federal Regulations, CFR) 10 CFR 50.82(a)(1)(i)規定，在電廠永久停止運轉後30天內，業主須向管制單位提出永久停止運轉聲明，在爐心內用過燃料全數移出至用過燃料池之前，仍須依聯邦法規 10 CFR 50之要求管制。在除役過渡階段前期，業主須依 10 CFR 50.82(a)(1)(ii)規定於兩年內提出燃料永久移除意願書，將爐心內用過燃料全數移出至用過燃料池。

德國核能電廠依德國原子能法規(Atomic Energy Act, AtG)之規定，機組在永久停止運轉後即進入過渡階段，直到電廠向管制單位申請，並獲得除役執照(許可)為止，由於德國除役法規規定，在用過核子燃料移出機組(至乾式儲存設施)後，管制單位才會核發除役執照，因此除役相關活動並無法被運轉執照涵蓋，故運轉期間所有管制要求在過渡階段仍持續適用。日本福島事件後，德國有8座立即永久停止運轉之核電廠(Biblis A, Neckarwestheim, Biblis B, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser, Philippsburg and Krümmel)，因尚未規劃與準備永久停止運轉等相關作業，以及乾式貯存桶供給不足，以致燃料無法移出機組(存於爐心或用過燃料池)而長時間處於過渡階段。

日本核能電廠在福島事件後，亦有部分核能電廠雖宣布將永久停止運轉(除役)，但因需等待爐心用過核子燃料移出，因此在等待期間，日本核能管制單位(Nuclear Regulation Authority, NRA)仍維持運轉期間安全管制之標準，直到用過核子燃料全部移出爐心。

三、除役過渡階段前期管制立場

核一廠2部機組於除役過渡階段，將維持於運轉期間 MODE 5(燃料更換大修之運轉模式)狀態，原能會參考國際間類似核一廠機組狀態下之管制作法，將比照運轉期間之標準進行管制，持續執行各項管制活動如駐廠視察，以及核安、輻安、保安、核子保防與廢料管理等專案視察。而針對除役過渡階段前期仍須維持運轉或可用之結構/系統/組件(Structures, Systems, and Components, SSCs)，除亦須依運轉期間之法規，滿足核子反應器安全設計準則之要求外，亦須考量SSC歷經運轉期間長期運轉之效應。相關摘述如下：

針對仍需維持運轉或可用之SSCs需考量並滿足安全設計準則因應各類可能事故之能力與餘裕，以及可靠性之要求，並符合來源多樣性、多重性與獨立性之特性要求。例如：為滿足能力及可靠性之要求，相關偵測試驗接受標準及週期仍應比照運轉期間之要求，在維護測試作業方面亦須參照運轉期間大修作業之作法，規劃相關SSCs之維護測試作業，並藉由前述之偵測試驗進行驗證；至於多樣性、多重性與獨立性方面，以除役期間過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料可能發生暫態事故之潛在議題，以爐心失水事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)與喪失廠內外交流電源(Station Blackout, SBO)為例，對於緊急電源、補水水源與最終熱沉仍應比照運轉期間，保留相同之EDG數量，補水救援系統與水源，以及海水冷卻系統。

針對仍須維持運轉之SSCs，除須依照運轉期間美國聯邦法規10 CFR 50.65之維護要求，對除役過渡階段前期仍需運轉安全系統之主動元件如泵、閥、儀電設備等組件進行維護監測、預防保養、績效評估與風險管控，以確保安全相關系統設備之可用性與可靠度外，並須依運轉期間適用之標準規範之規定實施定期檢測。在因應SSC長期運轉使用之效應議題方面，針對除役過渡階段前期仍需運轉安全系統之被動元件如結構相關鋼板、混凝土、磚牆與塗料，機械相關反應爐內組件、桶槽、格架、管路、螺栓與消防系統，以及電氣相關環境驗證組件進行評估，以

確保安全相關結構組件可持續適用於除役過渡階段前期以維持其安全功能。

四、名詞解釋

1. 除役過渡階段：核子反應器永久停止運轉至核子反應器設施內之核子燃料完全移出至核子燃料貯存設施之期間。
2. 除役過渡階段前期(Pre-Defueled)：核子反應器永久停止運轉後，爐心內之核子燃料尚完全移出，且反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門尚未關閉。
3. 除役過渡階段後期(Post-Defueled)：用過核子燃料已全部退出爐心移至用過核子燃料池，且反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，同時反應器永久停機至少60天。

第一章 電廠簡介

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第一章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容係針對核一廠進行一般性之介紹與電廠系統做整體性描述，並延續原FSAR第21版的內容架構，詳列核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)適用的法規、規範及導則。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間持照基準之終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(Structures, Systems, and Components, SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司相關修訂內容包括：前言(Introduction)、廠家的參考資料(Material Incorporated by Reference)，以及與USNRC管制導則的一致性(Conformance to USNRC Regulatory Guides)。本章修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第一章核一廠一般性之介紹與整體性描述之內容是否符合核一廠除役計畫第一章綜合概述、重要管制事項第6項對於核子反應器仍有核子燃料時，安全分析報告檢討修訂之原則要求，以及核一廠除役計畫之一般性考量與承諾事項，以滿足暫存於核子反應器內及用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章本會審查小組共提出8項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司之答覆說明。本章之重要審查發現如下：

在整體性意見方面，審查提問 RAI 01-001 係對台電公司撰寫 PDSAR 之參考依據提出審查意見；審查提問 RAI 01-002 係請台電公司針對核一廠除役過渡階段前期、核子燃料已全數移出放置於用過核燃料池、部分核子燃料已移至一期乾貯設施及除役作業(D&D)開始等各階段 PDSAR 的規劃，以及技術基礎的差異與其整體考量，進行說明；審查提問 RAI 01-003 係建議 PDSAR 最前面應有一份整體規劃及時程的摘要說明，其應涵蓋整個除役 25 年各階段之重要事項。以上三項審查提問，台電公司已提出詳細答覆澄清，經審查答覆內容可以接受。

至於審查提問 RAI 01-004 則係考量 PDSAR 刪減了原 FSAR 內容並輔以小幅度修改，建議台電公司能作全盤性考量，以反映爐心仍有用過核子燃料現況，國際間安全實務上之要求標準，以及運轉操作人員使用習慣等之需求與修改內容之合宜性。台電公司答覆說明已依 RAI SAR-001 審查意見恢復原 FSAR 內容，並檢討相關章節，增修 15.1.46 節內容。經審查台電公司之答覆，審查小組認為可以接受。

而審查提問 RAI 01-005 則是就 PDSAR 的第 1.1 節 Introduction 前兩段內容並非針對 PDSAR 進行敘述，因此要求台電公司應考量 PDSAR 撰寫的目的(即第 6 項重要管制事項)適度修改內容，並修訂 FSAR 之用詞。對此，台電公司認為 FSAR 為通用詞，且已經於所提出之 PDSAR 修訂 1 版第 1.1 節述明本安全分析報告是” for the permanent shutdown prior to reactor defueled”，此外 FSAR 亦可為 SAR 之通用詞。審查小組續提審查意見請台電公司於 “for the permanent shutdown prior to reactor defueled” 後面加註”(also called PDSAR, Pre-Defueled SAR)” ，台電公司答覆將依審查意見加註，台電公司之答覆經審查可以接受。

審查小組審查安全分析報告針對第 1.8 節內容，提出審查提問 RAI 01-006，就台電公司「誤刪 1.8.2.33.1」、「1.8.2.68 評估結論須刪除 RG1.68 之適用建廠規範」、「將 RG 1.79.1 誤植新增」，以及「刪除 1.8.2.134 之運轉執照內容」等提出審查意見。台電公司答覆已依 RAI SAR-001 審查意見，恢復並更正第 1.8.2.33.1 節、第 1.8.2.68 節及第 1.8.2.134 等內容。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出 RAI 01-007 之審查意見，表 1.6-1 之標題應明確表示為除役期間之參考文獻，故提議改為 Decommission Referenced Reports，並建議台電公司將除役作業所參考文件或文獻列入其中。針對此項意見，經台電公司澄清，修訂後之 PDSAR 內容僅限於除役過渡階段前期階段(非整個除役期間)，且 PDSAR 係對在除役過渡階段前期與機組運轉期間有差異部分進行修訂，沒有差異部分則遵照原有 FSAR 之內容而不作修訂，故表 1.6-1 擬維持不變。經審查答覆內容可以接受。

最後，審查小組針對第 2.3 節提出審查提問 RAI01-008，就第 7.6.2.3.4 節 Off Gas Stack Radiation Monitoring System 系統仍然保留，但對應需配合使用之高塔氣象資料卻刪除，要求台電公司澄清，並說明無高塔氣象資料如何作事故時外釋輻射劑量之評估。台電公司答覆有關高塔氣象資料已依 RAI SAR-001 恢復原 FSAR 內容，後續並依審查意見 RAI11-010，將高塔氣象儀列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-非安全相關清單之系統設備。台電公司之答覆經審查可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第一章，針對本章前言、PDSAR 所併入的參考資料，以及與 USNRC 管制導則的一致性所提修訂內容，經審查台電公司已就審查小組所提出之整體性意見、本章各小

節之審查意見，提出澄清說明與適當修訂，故本章之審查結果為可接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 核一廠終期安全分析報告 FSAR 第 21 版
2. 10 CFR 20、50、100
3. Regulatory Guide 1.1~1.180
4. ASME Nuclear Pump and Valve Code, 1968
5. IEEE-279

第二章 廠址特性

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第二章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章主要內容在說明核一廠廠址周邊區域地理特性、人口統計、既有工業交通設施、廠址氣象資料蒐集、水文及周邊海域監測、廠址地質特性等。本章台電公司主要就2.3節廠址氣象資料蒐集及2.6節周邊海域監測等進行修訂。

本章審查重點為確認台電公司針對核一廠廠址周邊區域地理特性、人口統計、既有工業交通設施、廠址氣象資料蒐集、水文及周邊海域監測、廠址地質特性等相關內容，是否符合適用除役計畫第2章設施及廠址環境說明之原則要求，以及與核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項一致，並滿足暫存於核子反應器及用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出9項審查意見，經召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。重要審查過程如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 2.1.3.1 及 2 節之人口統計及分布數據、第 2.1.3.4 節流動人口(transient population)數據、第 2.1.3.5 節人口中心(population center)數據及 Table 2.1-2,3,4,6,8 之內容是否須更新，分別提出審查提問 RAI 02-001、003、004、005 等 4 項審查意見。台電公司答覆有關人文環境之說明，已於原能會核定之核一廠除役計畫書修訂版第二章闡明，並可供查閱，因此核一廠安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)本章部分，

仍將維持 FSAR 原始數據不作修訂。同時台電公司亦承諾除役期間將會持續進行除役計畫廠址相關特性之監測及資料更新。經審查答覆內容可以接受。

審查小組就針對禁制區(Exclusion Area Boundary, EAB)及低密度人口區(Low Population Zone, LPZ)提出審查提問 RAI 02-002，依據核管法第 27 條規定，主管機關核發除役許可後(核子反應器已永久停止運轉)，得視情況解除或變更 EAB 及 LPZ 之大小，故請台電公司說明除役期間爐心核子燃料處置之時機為何。台電公司答覆說明配合政府將乾貯設施由室外改為室內之政策，已進行核一廠二期乾貯作業，待完成室內乾貯設施啟用或新北市政府同意於二期乾貯設施完成前，暫時使用一期乾貯設施，則目前爐心之核子燃料將可全部移至用過燃料池，屆時將會申請變更 EAB 及 LPZ。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 02-006，請台電公司澄清原 FSAR Table 2.2-1 toxic chemicals 數據於 PDSAR 中之適用性，台電公司答覆目前核一廠內已無存放危害化學品，惟仍保留原 FSAR 敘述及 Table 2.2-1，以作為控制室適居性評估之依據。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 2.3.3.2 節氣象資料刪除高塔部分之敘述提出審查提問 RAI 02-007，認為僅保留低塔氣象偵測設備並不恰當，因若發生重大設計基準事故 (Design Basis Accident, DBA) 需進行外釋及廠外劑量擴散分布情形計算時，還是必須使用高塔氣象資料。台電公司答覆已依 RAI SAR-001 審查意見恢復原 FSAR 第 2.3.3.2 節相關內容，後續並依審查意見 RAI 11-010 將高塔氣象儀器列於除役過渡階段前期需維持運轉系統-非安全相關清單之系統設備。經審查答覆內容可以接受。

針對第 2.6.6.4 節中關於廠址周邊輻射劑量監測站及水生生物劑量檢測等工作，審查小組提出 RAI 02-008 與 009 兩項審查提問，要求台電公司於除役過渡階段前期仍應持續進行劑量檢測工作。台電公司答覆已保留原 FSAR 第 2.6.6.4

節內容，除役期間亦將繼續監測直至除役作業完成為止。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第二章，經審查小組審查後可接受。此外台電公司於拆除核一廠氣象塔前，須依核子事故緊急應變法規定提出申請並進行相關評估，同時在未獲得本會同意前均需保留相關設施，並依原規定辦理各項維護作業。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

- 1.Regulatory Guide 1.91 Evaluations Of Explosions Postulated To Occur at Nearby Facilities And On Transportation Routes Near Nuclear Power Plants, April 2013 Revision 2。
2. Regulatory Guide 1.23 Meteorological Monitoring Programs For Nuclear Power Plants, March 2007 Revision 1.
3. Regulatory Guide 1.59 Design Basis Floods For Nuclear Power Plants, Revision 2, August 1977.
4. Regulatory Guide Rg 1.138 Laboratory Investigations Of Soils And Rocks For Engineering Analysis And Design Of Nuclear Power Plants, December 2014 Revision 3.
- 5.核一廠除役計畫。

第三章 結構、系統、組件與設備之設計準則

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第三章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容包括：核一廠結構、系統及組件(SSCs)之一般設計準則(General Design Criteria, GDC)、SSCs安全分類與耐震等級、強風與龍捲風設計準則、水災設計準則、飛射物防護、喪失冷卻水事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)暫態應力防護準則、耐震設計、耐震一級結構設計、機械系統與組件、耐震一級儀器與電氣設備、機械與電氣設備之環境設計，以及安全相關機械與電氣設備之準則等。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此應以現有運轉期間之終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司相關修訂內容包含：Table 3.2-1 設備安全等級，以及相關章節內容文字及圖表。本章修訂後之內容將做為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第三章仍須運轉結構、系統、組件與設備相關安全分類定義，修訂後之內容能夠符合核一廠除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式，以及重要管制事項第9項：核能組件安全分類導則、美國核管會法規指引1.26,1.29(RG 1.26, RG 1.29)，與第5.2節系統安全分類之原則要求，以及除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出6項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 3.2 節之 Table 3.2、第 3.5.2.1 節、第 3.6.2.3 節、第 3.8.1.1.1 節、第 3.9 節之 Table 3.9 及第 3.12.2.1 節修訂內容分別提出審查提問 RAI 03-001、002、004、006，以及 SAR-001，就台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單，將除役過渡階段前期停止運轉系統刪除之作法，將無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間管制標準與做法一致，因此要求台電公司說明其技術基礎。台電公司答覆已依審查意見，並配合 PDTs 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 03-001，就第 3.2 節 Table 3.2 內容，針對 Table 3.2-1 的 SSC 品質及耐震等級如廣程中子偵測系統(Wide Range Neutron Monitoring, WRNM)、控制棒驅動系統(Control Rod Drive, CRD)、用過燃料池冷卻與淨化系統(Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup, SFPCS)、凝結水儲存槽(Condensate Storage Tank, CST)、流程取樣系統 Process Sampling 及輻射偵測系統(Radiation Monitor System, RMS)等系統，要求台電公司依審查意見 SAR-001 恢復，確保相關 SSCs 安全設計功能。台電公司答覆有關 WRNM 與 CRD 部分，已依審查意見 SAR-001 及依 RAI TS03-039 恢復修改內容。另 CST 部分屬於爐心噴灑系統(Core Spray)正常取水水源，已依審查意見 RAI TS03-016 要求，維持 Core Spray 系統相關輔助系統設備均須可用，至於 Process Sampling 部分，仍沿用運轉期間之品質等級分類並未變更，故前述系統仍將維持原 FSAR Table 3.2-1 內容；另 SFPCS

部分，將配合廠家非安全有關與耐震 II 級定義，而 RMS 部分將配合主蒸汽管路隔離停用進行修訂，以符合運轉現況。此外 WRNM、CRD、CST 與 RMS(含反應器廠房排氣與控制室通風) System 將列入除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單之系統設備；SFPCCS、Process Sampling (含廢料廠房、用過燃料池、反應器廠房、爐水淨化及事故後取樣系統)與 RMS(含主煙囪廢氣通道、廠房煙囪、聯合結構廠房冷卻水系統(Combination Structure Cooling Water, CSCW)、廢液排放、廠用海水、緊泵、設備洩水池 Sump #28 出口與廢海水槽排放)將列入除役過渡階段前期需維持運轉系統-非安全相關清單，至於 RMS(含主蒸汽管路輻射偵測)則將列入除役過渡階段前期停止運轉系統清單。經審查台電公司答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 03-002，就除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全/非安全相關與停止運轉系統清單內容，針對廢液處理系統(Liquid Radwaste, LRW)變更為非安全相關部分，要求若一次圍阻體相關隔離功能涉及反應器冷卻水壓力邊界(Reactor Coolant Pressure Boundary, RCPB)邊界隔離功能者，則仍須維持其安全等級；至於餘熱移除系統海水增壓泵(RHR SW BOOSTER PUMP)、主煙囪高塔氣象儀器及反應器保護系統(RPS)等系統停用部分，則應依 PDTs 審查結果辦理。台電公司答覆廢液處理系統，係為乾井內集水坑 sump #1 及 sump #8 之排放管閥，此段管閥雖屬一次圍阻體隔離管閥，但不涉及 RCPB 邊界隔離功能，考量除役期間反應爐已開蓋，一次圍阻體已不需維持隔離功能，故變更為非安全相關；RHR SW Booster Pump 已依 RAI TS03-020 審查意見提出測試評估資料，依測試評估結果停用 RHR SW Booster Pump 仍可滿足除役期間執行 RHR 停機冷卻模式之最終熱沉需求，因此予以停用；主煙囪高塔氣象儀器系統已依 RAI 11-010 審查意見要求變更為非安全相關系統；反應器保護系統(Reactor Protection System, RPS)已依 RAI TS03-039 審查意見要求，恢復為安全相關系統。經審查答覆內容可以接受。

審查提問 RAI03-004，就第 3.5~3.12 節停用爐心噴灑系統，考量除役過渡階段前期，若 RHR-A(B)串進行設備維修時，發生再循環 B(A)串迴路破管，因 RHR A/B 兩串連通閥關閉，且 A(B)串尚未恢復可用，將亦無法選擇 LPCI-B(A)串進行有效注水，若此時機組有保留爐心噴灑(Core Spray)系統維持可用，則將可提供做為 LPCI 之注水替代，可增加安全補水餘裕，因此要求應依 PDTS 審查結果恢復 Core Spray 系統可用，以符合 FSAR 第 3.6.2.3.3 節(b)所述當發生再循環管路破管應至少有一串 Core Spray 系統提供爐心冷卻之分析要求。台電公司答覆有關 Core Spray 系統，已依 RAI TS 03-016 審查意見，納入除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 03-006，就第 3.8.1.1.1 節 Combination Structure Description 刪除部分，要求台電公司澄清說明，台電公司答覆已恢復原 FSAR 相關內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告第 3.4.1 節修訂內容，提出審查提問 RAI 03-003，請台電公司澄清說明該章節與第二章 2.4.2 節有關 flood level 的相關資料是否應考量近年來極端氣候變遷的降雨量與豪雨成災紀錄，以確保發生超越設計基準事故時，乾貯設施及用過核燃料池中用過核子燃料的安全性。台電公司答覆核一廠 PDSAR 除役過渡階段前期與機組運轉期間有差異之部分進行修訂標註，至於不會因為進入除役過渡階段前期而與機組運轉期間有差異之部分，則遵照原有 FSAR 之內容，不會作修訂。針對台電公司答覆審查小組續提審查意見，要求台電公司補強對極端氣候變遷之評估和因應說明，台電公司再提答覆說明針對過去電廠廠址自然環境，包括地震、水文、氣象等紀錄，已於本會核定之核一廠除役計畫書修訂版第二章有所說明可供查閱，至於極端氣候變遷的降雨量考量，本會已另有核管案要求台電公司評估、因應，目前仍持續辦理中。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 03-005，本章部分文字及圖表不妥善之處，台電公司已澄清說明或修訂相關內容，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，有關核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第三章結構、系統、組件與設備之設計準則，台電公司已就審查小組所提審查意見提出適切之答覆與相關佐證資料，相關內容經審查可以接受，相關重要審查結論摘述如下：

針對 Table 3.2-1 系統設備安全分類與耐震等級之修訂結果，除部分系統如 SFPCS 配合廠家相關安全分類與耐震等級定義，RMS 配合主蒸汽管路隔離停用進行修訂，其餘系統如 WRNM、CRD、CST 與 Process Sampling 等已恢復原 FSAR 內容。

針對除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全/非安全相關與停止運轉系統清單，除廢液處理系統與 RHR SW Booster Pump 停用而重新進行分類外，其餘系統如主煙囪高塔氣象儀器與反應器保護等均已恢復原 FSAR 內容。

針對第 3.5~3.12 節爐心噴灑系統，台電公司已依審查意見將爐心噴灑系統恢復納入可用項目。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 核能組件安全分類導則。
2. 10 CFR 50 Appendix A General Design Criteria 1~5(Group I)、10~19(Group II)、20~29(Group III)、30~46(Group IV)、50~57(Group V)及60~64(Group VI).

3. 10 CFR 50 Appendix B.
4. 10 CFR Part 100.
5. USNRC Regulatory Guide 1.12, Nuclear Power Plant Instrumentation for Earthquakes.
6. USNRC Regulatory Guide 1.20, Comprehensive Vibration Assessment Program for Reactor Internals During Preoperational and Initial Startup Testing.
7. USNRC Regulatory Guide 1.26, Quality Group Classifications and Standards for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants.
8. USNRC Regulatory Guide 1.29, Seismic Design Classification.
9. USNRC IE Bulletin 79-14 and Torus Attached Piping (TAP) projects.
10. ASME B&PV Code Sec. II 、 III 、 VIII & XI.
11. AISC, Specification for the Design, Fabrication, and Erection of Structural Steel for Buildings.
12. ACI 307, Specification for the Design and Construction of Reinforced Concrete Chimneys.
13. ACI 318, Building Code Requirements for Reinforced Concrete.
14. AWWA D-100, Standard for Steel Tanks, Standpipes, Reservoirs and Elevated Tanks for Water Storage.
15. ANSI B96.1, Specification for Aluminum Alloy Tanks.
16. AASHTO, Standard Specifications for Highway Bridges.

17. IEEE-STD 279 、 323 、 344.

第四章 反應器

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第四章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：核一廠燃料設計、燃料材料、事故分析及反應爐本體之機械設計、輻射影響與爐心內部組件包含控制棒、急停時間分析以及備用硼液系統(Standby Liquid Control, SBLC)等。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以現有運轉期間之終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要就第4.1節反應度控制及第4.2節LOCA事故分析、新燃料與控制棒檢測、控制棒偵測試驗、SBLC系統、第4.3節爐心核子設計、第4.4節爐心熱水流等進行修訂。本章修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行10 CFR 50.59設計基準變更之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第四章反應爐內容能夠符合核一廠除役計畫重要管制事項第6項核子反應器仍有用過核子燃料之安全分析報告修訂，與除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出2項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意

見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 4.1.3 節及第 4.2.1.3.5 分別刪除反應度控制及 LOCA 事故分析部分修訂內容，分別提出審查提問 RAI 04-001、002，以及 SAR-001，就台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單，將除役過渡階段前期停止運轉系統刪除之作法，將無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，因此要求台電公司說明其技術基礎。台電公司答覆已依審查意見，並配合 PDTs 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第三章，台電公司已依本會審查小組審查意見，就 4.1.3 節及 4.2.3.1.5 節原 FSAR 相關內容予以恢復，並與原運轉期間之安全分析報告內容一致，經審查小組審查後可接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 10 CFR 50.62
2. Regulatory Guide 1.20, Revision 0, December 1971
3. Regulatory Guide 1.126,
4. Revision 0, March, 1977
5. ASME B&PV Code Sec III&VIII

第五章 反應器冷卻水系統

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第五章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：核一廠核子反應器壓力邊界、熱水流系統設計、反應器附屬設備、組件和系統設計、儀器要求等。

考量除役過渡階段前期爐心仍有用過燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以現有運轉期間之終期安全分析報告內容為基礎，就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器與用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要就與功率運轉模式有關功能系統設備、材料輻射效應、洩漏偵測、熱水流系統設計，反應爐功率運轉週期與溫壓升降限制、爐心再循環系統、爐心監控等內容進行修訂。本章修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第五章反應爐冷卻系統修訂後之內容是否符合除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出14項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，提出審查提問 RAI 05-001、05-002、

05-003~05-005、05-007、05-008、05-009、05-010、05-011、05-012、05-013，以及 SAR-001，針對台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單，將除役過渡階段前期停止運轉之相關系統設備刪除之作法，將無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間管制標準與做法一致，因此要求台電公司說明其技術基礎。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTS 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容。經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告第 5.2.8.1 節針對台電公司刪除運轉期間檢測(In-Service Inspection, ISI)之 Program Purpose and Objectives，要求台電公司說明除役過渡階段前期不會有 LOCA 以及其他劣化機制之依據，並應適當修訂相關內容，以反映除役現況，此外並對於爐心支持結構要求台電公司說明除役期間之檢測規劃，提出審查提問 RAI 05-006。台電公司答覆說明已依審查意見 RAI SAR-001 並配合 PDTS 修訂情形恢復 5.2.8.1 節相關內容，同時於除役過渡階段前期，將會針對仍持續運轉及保留的設備，依照運轉期間檢測 ISI/運轉期間測試(In-Service Test, IST)做法，規劃訂定適用之除役過渡階段前期之檢測計畫。經審查台電公司答覆內容可以接受。針對台電公司於除役過渡階段前期將參照運轉期間作法，對仍持續運轉及保留的設備，訂定檢測與測試計畫，並據以進行相關檢測與測試作業列為重要管制事項。

審查小組就安全分析報告第 5.5.13 節提出審查提問 RAI 05-013，針對安全釋壓閥(Safety Relief Valve, SRV)於除役過渡階段前期不再維持功能，並列為除役過渡階段前期停止運轉系統清單，要求台電公司依除役計畫第 5 章停用隔離之相關內容，提出除役過渡階段停用隔離系統設備之管制機制。台電公司答覆依審查意見辦理，並訂定除役過渡階段停用隔離計畫。經審查答覆內容可以接受，前述之停用隔離管制機制提送本會列入重要管制事項。

審查小組就安全分析報告第 5.5.1.3 節之 Table 5.5-1 提出審查提問 RAI 05-014，請台電公司說明再循環系統之泵、馬達、管路及噴射泵於除役過渡階段前期即不再運轉使用，但 Table 5.5-1 仍保留再循環系統的 flow rate, pump head 等之原因。台電公司答覆說明，反應爐再循環系統之泵、馬達、管路及 Jet Pumps 於除役過渡階段雖不運轉使用，但 Table 5.5-1 所列設計參數於相關管路設備，未來如需進行系統除污，Table 5.5-1 保留之設計參數將可做為除污作業規劃參考。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第五章反應爐冷卻系統之內容，台電公司已就審查小組所提審查意見予以適切之回覆，並提供必要之佐證資料，恢復原FSAR內容，經審查相關內容可以接受。以下摘述重要審查結果：

針對除役過渡階段前期停止運轉設備之停用隔離作業，台電公司應訂定適用除役過渡階段前期停止運轉設備之停用隔離管制機制，並提送原能會，此項列入重要管制事項第5-1項進行追蹤。

除役過渡階段前期需維持運轉之設備，台電公司應參照運轉期間檢測與測試計畫做法，訂定適用於除役過渡階段前期之檢測與測試計畫(PDSI/PDST)，並委託 AIA 執行有關檢測、測試及修理/更換等作業之監查工作，前述 PDSI/PDST 計畫並應經核子反應器設施運轉期間之監查員審查後提送原能會，此項列入重要管制事項第 5-2 項進行追蹤。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. Regulatory Guide 1.31, Control of Stainless Steel Welding, Rev. 0, March, 1972
2. USNRC Regulatory Guide 1.45, Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage Detection System.
3. USNRC Regulatory Guide 1.99, Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials.
4. ASME B&PV Code Sec III 、VIII&XI
5. 10 CFR Part 100
6. 10 CFR 50.55a
7. ISI/IST Program

第六章 特殊安全設施

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第六章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節就核一廠特殊安全設施，以及有關係統，如：圍阻體系統、緊急爐心冷卻系統及備用氣體處理系統等進行介紹。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以現有運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要就除役過渡階段前期不需可用之設備系統及相關內容進行修訂。本章修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

特殊安全設施(Engineered Safety Features, ESF)主要功能為防止核子事故發生或減輕萬一發生核子事故時之後果，其可分為三大類：(1)圍阻體系統(2)緊急冷卻水系統(3)備用氣體處理系統。

圍阻體是圍堵事故時放射性物質外釋至外界之最後實體屏障，而藉由圍阻體餘熱移除系統及可燃氣體控制系統等之設計而達成保護圍阻體結構之安全功能，並利用圍阻體隔離系統以有效執行事故時隔離並圍阻放射性物質外釋之途徑。至於二次圍阻體則主要作為一次圍阻體之後備用途，並利用備用氣體處理系統(Standby Gas Treatment System, SGTS)過濾事故時由一次圍阻體排氣，或洩漏至二次圍阻體之放射性氣體，以防止一次圍阻體過壓與放射性物質外釋。

緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)是核子事故時直接補水至反應爐之冷卻水系統，其概可分為高壓爐心注水、自動洩壓及低壓爐心注水系統。高壓爐心注水系統與爐心隔離冷卻系統(非ECCS子系統)可於事故初期反應爐壓力仍高時，即執行爐心補水功能，但因當時爐心壓力仍高，故流量相對於低壓爐心灌水相關系統而言小許多，故期間可藉由自動洩壓系統洩掉爐心壓力，而造成補水能力較大之低壓爐心灌水模式能提早而有效補充爐水。

備用氣體處理系統是在LOCA事故發生後，過濾並排除二次圍阻體之氣體(由一次圍阻體洩漏至二次圍阻體)，以免未經過濾的空氣漏到外界，確保廠界外輻射劑量小於10 CFR 100之規定。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第六章特殊安全設施之內容是否符合核一廠除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出9項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 6.2.1.3.3 節、第 6.2.1.4 節、第 6.2.5 節、第 6.2.6 節、第 6.2.2 之 Table 6.2-2、第 6.3.2 節、第 6.3.2.2.4 節及第 6.3.3.7 節修訂內容分別提出審查提問 RAI 06-001~009，並發現台電公司目前所提 PDSAR 修改作法係參考除役過渡階段前期停止運轉系統清單之設備分類，將除役過渡階段前期停止運轉系統刪除，惟此一作法除無法反映除役期間電廠構型之實況外，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間安全管制標

準與做法一致。因此提出審查提問 SAR-001 要求台電公司說明其技術基礎及重新修訂 PDSAR 內容。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTs 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容，以維持相關敘述一致性，並滿足本案安全標準之要求。

針對審查提問 RAI 06-001~004，就第 6.2.1.3.3 節刪除長時間圍阻體壓力反應(Long-Term Containment Pressure Response)公式部分、第 6.2.1.4 節有關除役過渡階段執行二次圍阻體性能測試項目及執行週期修訂部分、第 6.2.5 節刪除爐心失水事故氣體混合系統(Post-LOCA Combustible Recombiner System)功能部分，以及第 6.2.6 節刪除氫氧偵測系統(Hydrogen/Oxygen Monitoring System)功能部分，台電公司已恢復長時間圍阻體壓力反應、爐心失水事故氣體混合系統及氫氧偵測系統內容與運轉期間終期安全分析報告一致，同時亦已修訂完成二次圍阻體性能測試項目並將測試週期訂為 18 個月，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 06-005，就台電公司刪除第 6.2.2 節 Table 6.2-2 餘熱移除(RHR)系統中相關之一次圍阻體穿越管閥功能，以及爐心事故後取樣系統(Post Accident Sampling System, PASS) 不刪除後，RHR 取樣閥(sample valve)是否應續留用，請台電公司澄清說明。台電公司答覆已依審查意見保留 RHR 系統中有關測試迴路、取水迴路、洩放迴路及系統取樣等各管閥功能，恢復與運轉期間終期安全分析報告一致，經審查台電公司答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 06-006，就第 6.3.2 節有關爐心噴灑(Core Spray)系統刪除部分，要求台電公司依 RAI TS 03-016 審查意見辦理恢復，台電公司答覆已恢復相關內容，並與運轉期間終期安全分析報告一致，經審查答覆內容可以接受。

針對第 6.3.2.2.4 節提出審查提問 RAI 06-007，要求台電公司於除役過渡階段前期保留低壓爐心注水(LPCI)之功能，倘若發生意外爐水洩漏之事件時，可使用 LPCI 進行反應爐補水。台電公司答覆已依審查意見恢復相關內容，並與運轉期間終期安全分析報告一致，經審查台電公司答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 06-008，就第 6.3.2.2.4 節要求台電公司依審查意見增加描述 LPCI 選擇注水方式之內容，並重新提出修訂版本，台電公司回覆當發生需要執行 LPCI 注水事件時，運轉員須視當時機組狀態，系統運轉參數變化等，適當選擇迴路出口閥進行注水，並將前述敘述修訂於安全分析報告內，鑒於此項作法與修訂，可以維持除役過渡階段前期安全分析報告之保守餘裕，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 06-009，就第 6.3.3.7 節台電公司刪除爐心失水事故(LOCA)與因應爐水意外洩漏事件部分，台電公司答覆已恢復相關內容，並與運轉期間終期安全分析報告一致，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第六章特殊安全設施之內容，台電公司已就審查小組所提審查意見，提出適切之澄清說明及佐證資料，恢復原 FSAR 內容，審查結果除第 6.2.1.4 節及第 6.3.2.2.4 節外，其他部分仍與 FSAR 一致，其結果經審查小組審查後可接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 10 CFR 50 Appendix J
2. 10 CFR 50.44
3. 10 CFR 50.46
4. 10 CFR 50.49

5. 10 CFR 50.55a ◦
6. 10 CFR 100
7. Regulatory Guide 1.11, Revision 0, March, 1971
8. Regulatory Guide 1.29, Revision 3
9. Regulatory Guide 1.97, Revision 3
10. GDC 4,37,41, 42, 43,54,55,56,57

第七章 儀控系統

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第 6 項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第七章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：核一廠主動性控制系統(反應器手動、再循環流量、爐心壓力調節器、汽輪機發電機、放射性廢料)、反應爐跳機系統(反應爐保護系統(Reactor Protection System, RPS)之儀表和控制系統描述)、引動安全功能系統(緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)，包括高壓注水系統、自動洩壓系統、爐心噴灑系統及低壓注水系統(Low Pressure Coolant Injection, LPCI))、安全停機系統(爐心隔離冷卻系統及備用硼液控制系統、安全相關/發電系統之顯示儀表說明、其它安全及發電機的系統要求(如，中子偵測系統、廠區輻射監測系統、爐水淨化系統、用過燃料池冷卻及淨化系統及廠程序電子計算機系統等)，以及本章內容所需電源/環境因素/人員操作/連鎖/旁通/可測試性/電路可靠性之設計要求。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以現有運轉期間持照基準之終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與 SSCs 維護管理的需求，以及潛在事故情境內容等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章節台電公司相關修訂內容包含：飼水控制系統(Feedwater Control System, FCS)、主汽機/發電機(Turbine/Generator, T/G)、主蒸汽管路輻射偵測系統(Main Steamline Radiation Monitoring System, MSL RM)、抽氣器廢氣輻射偵測系統(Steam Jet Air Ejector Radiation Monitoring, SJAE RM)、一次圍阻體輻射偵測系統(Primary Containment Atmospheric Radiation Monitoring System, PCARMS)、廢氣處理系統(Off-Gas System, OG)、汽機廠房冷卻水系統(Turbine Building Cooling Water,

TBCW)。本章修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行 10 CFR 50.59 設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認 PDSAR 第七章仍須運轉系統、組件及設備之儀器與控制修訂後之內容，是否符合核一廠除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足仍暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出20項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組提出審查提問 RAI 07-001，就本章部份文字及圖表不妥善之處，要求台電公司改正。台電公司答覆已依指正修訂報告內容，或就相關內容進行澄清說明，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告內容進行審查，就第 7.1.2.1.1 及 7.1.2.1.4.1 節有關 RPS、廣程中子偵測系統(Wide Range Neutron Monitor, WRNM)，第 7.1.2.1.5 節、第 7.6.1.1 節及第 7.6 節之 Table 7.6-1 燃料添換連鎖(Refueling Interlocks)規定，第 7.1.2.1.15 節有關程序電腦系統(Process Computer System)、暫態記錄分析系統(Transient Recording And Analysis, TRA)，第 7.1.2.1.24.2、7.6.2.3.3 及 7.7.2.6 節有關廢氣系統的儀器、控制及輻射偵測，第 7.1.2.1.29.2.1 節有關聯合結構廠房緊要冷卻水系統之維護標準，第 7.3.1.1.1.1 節有關 RHR 偵測試驗的鑰匙鎖保護，第 7.3.1.1.1.6 節有關高乾井壓力訊號，第 7.3.1.1.1.6.1 節有關 LPCI 之 RHR A/C、B/D 串應保有分離及可測試性，第 7.3.1.1.2.4 節有關 RWCU 區域高溫差或高溫度啟動隔離之邏輯，第 7.3.2.2.3.1 節有關主蒸汽隔離閥，第 7.6.1.2.3.1.2 節有關

反應爐水位，第 7.6.1.8.4.11 節有關集水坑監測系統，第 7.6.1.11.1 節有關 WRNM 之輻射防護管理(RPM)，分別提出審查提問 RAI 07-002、07-003、07-019、07-004、07-005、07-006、07-009、07-010、07-011、07-012、07-013、007-015、07-017、07-018，以及 SAR-001，針對台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單，將除役過渡階段前期停止運轉系統設備刪除之作法，將有無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間管制標準與做法一致，因此要求台電公司說明其技術基礎。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTS 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容。經審查台電公司答覆內容可以接受。

審查小組就第 7.1.2.1.24.2、7.6.2.3.3 及 7.7.2.6 節有關廢氣系統的儀器、控制及輻射偵測內容，台電公司於依審查意見 RAI SAR-001 恢復後，另於上述章節標題旁加註除役後不再使用，審查小組再提 RAI 07-003 就是否會有放射性廢氣在未經監測的情況下釋出，以及機組停機後除役期間各排放口氣/液體流程輻射監測器運作情形，請台電公司再提出說明。台電公司答覆機組停機後已無汽機排汽功能需求，各廠房之通風匯集後由廠房煙囪經外釋輻射監測器偵檢後排釋，當汽機廠房 RM-17 及 RM-18 偵測結果高於背景值時，將自動起動過濾串，經 F Charcoal & HEPA filter 過濾處理後由廠房煙囪排放，同時汽機廠房、反應器廠房、廢料廠房及 Service 廠房等各廠房之輻射監測器仍會維持現有功能，因此除役期間不會有放射性廢氣在未經監測的情況下釋出，此外各排放口之氣/液體流程輻射監測器於除役後仍將維持其功能，並依規定陳報原能會。經審查台電公司答覆內容可以接受。

審查小組就第 7.2 節反應爐保護系統(RPS)，提出審查提問 RAI 07-007，要求台電公司依審查提問 RAI TS03-010 及 TS03-039 將控制棒驅動機構(CRD)於除役過渡階段前期列為仍需維持可用之系統，以及依運轉期間規定進行測試維護之審

查結論，將 RPS 由除役過渡階段前期停止運轉系統清單，轉列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單，且亦需依運轉期間之規定進行測試維護作業。台電公司答覆已依審查意見將 RPS 轉列為安全相關系統，並將依規定進行測試維護作業。

審查小組就第 7.3 節爐心噴灑系統(CS)，提出審查提問 RAI 07-008，要求台電公司依審查提問 RAI TS03-016 之審查結論，將 CS 由除役過渡階段前期停止運轉系統清單，轉列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單，以作為 LPCI 之後備系統，同時增加低壓 ECCS 取水水源及噴灑方式之多樣性。台電公司答覆已依審查意見將 CS 系統轉列為安全相關系統，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就第 7.4.2.4.1 節及第 7.5.2.5.1 節有關替代停機系統(Alternate Shutdown Panel, ASP) 刪除內容，提出審查提問 RAI 07-014，要求台電公司依審查提問 RAI TS03-011 之審查結論，待核管案 CS-JLD-10305 完成相關審查作業後，依審查結果將 Table 3.3.3.2-1 function 有關且必要的 ASP 設備與替代及補強措施之儀器對照表納入技術手冊(Technical Requirements Manual, TRM)。台電公司答覆將依審查意見辦理，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就第 7.6.1.3.8 節有關一次圍阻體輻射偵測系統(PCARMS)內容，針對台電公司於依審查意見 RAI SAR -001 恢復後，另於 7.6.1.3.8 章節名 PCARMS 旁加註除役後不再使用，審查小組續提審查提問 RAI 07-016 要求台電公司依審查提問 RAI TS03-013 之審查結論，需以原有之監測設備針對乾井地面洩水監測(洩漏率)進行監測並納入 TRM，以達到原有 PCARMS 之預警功能，台電公司答覆將依審查意見辦理，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 RAI 07-020，為使除役過渡期間用過燃料池水位監測達到預期之示警功能，要求台電公司依除役計畫所列重要管制事項第 8 項，將除役過渡期間用

過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施相關之偵測試驗、校正及維修等紀錄亦依除役計畫所列重要管制事項第 8 項品保之要求保存，台電公司答覆將依審查意見辦理，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第七章，台電公司已依審查意見將反應爐保護系統(RPS)及爐心噴灑系統(CS)列入除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單；替代停機系統(ASP) 將待核管案 CS-JLD-10305 完成相關審查作業後，依審查結果將 Table 3.3.3.2-1 function 有關且必要的 ASP 設備與替代及補強措施之儀器對照表納入 TRM；PCARMS 系統部分，台電公司承諾將會將乾井地面洩水監測(洩漏率)列入 TRM，並以原有之監測設備進行監測，與維持原有相關警報；台電公司承諾將依品保要求保存核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施之偵測試驗、校正紀錄及維修紀錄。

其餘章節則均已依審查意見恢復修訂內容，並與運轉期間終期安全分析報告一致，其結果經審查小組審查後可接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 10 CFR 50 Appendix A, General Design Criteria : 5、13、17~24、29、64
2. 10 CFR 50 Appendix B
3. USNRC Regulatory Guide 1.21, MEASURING, EVALUATING, AND REPORTING RADIOACTIVE MATERIAL IN LIQUID AND GASEOUS EFFLUENTS AND SOLID WASTE.

4. USNRC Regulatory Guide 1.22, PERIODIC TESTING OF PROTECTION SYSTEM ACTUATION FUNCTIONS.
5. USNRC Regulatory Guide 1.6, Independence Between Redundant Standby (Onsite) Power Sources and Between Their Distribution Systems.
6. IEEE-STD 279, 308, 317, 323, 336, 338, 344, 384, 387

第八章 電力系統

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第八章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：核一廠廠外電力系統、廠內交流電力系統、廠內直流電力系統及一般電力系統；其具體範圍包括345 kV及69 kV輸電線路、開關設備、開關場、345 kV主/輔助變壓器、起動變壓器、安全有關與非安全有關電源、負載中心、馬達控制中心、直流電源及緊急柴油發電機系統等。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司相關修訂內容包含：將不再使用設備之電源加以去除，同時修訂相關章節內容文字及表格。本章修訂後之內容將做為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第八章電力系統修訂後之內容是否符合核一廠除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式，以及重要管制事項第10項五號柴油發電機同時供應兩部機之精進設計變更，其管制方案修訂，在未核准前，應依原運轉規定辦理的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足仍暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出5項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，有多項設備移除不用，而第 8.3.2.1 節相關描述仍保留，另 TABLE 8.3-2 表中亦有相同問題，針對 LOCA 名詞已於 PDTS 刪除，而 PDSAR 第 8.3.1.1.4 節仍保留此情境，審查小組認為 PDSAR 與 PDTS 應採一致性說明，且除役過渡階段前期，發生 LOCA 的可能性並不能排除，而除前述 PDSAR 修訂內容須配合 PDTS 修訂以維持相關敘述一致性與使用習慣等之考量外，針對本案爐心仍有用過核子燃料期間之安全需求，與國外相同情境案例仍依循運轉期間標準規定之做法，審查小組分別提出審查提問 RAISAR-001、08-001、08-002 及 08-004 要求台電公司保留原 FSAR 相關內容。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTS 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告內容進行審查，發現 TABLE 8.3-1/2 多項設備系統負載不應刪除，提出審查提問 RAI 08-003，要求台電公司恢復原 FSAR 相關內容。台電公司答覆已依審查意見配合 PDTS 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容，此外 CRD 系統負載部分，將依 RAI TS 03-035 審查意見辦理；RPS(EPA)系統負載部分，將依 RAI TS 03-008、009 審查意見辦理；Core Spray 系統負載刪除部分，將依 RAI TS 03-016 審查意見辦理。經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對未來除役階段第五台 EDG 同時供應兩部機之精進設計變更執行時程，提出審查提問 RAI 08-005，台電公司答覆說明本項係適用於爐心燃料移出後之階段，並已列為除役計畫重要管制追蹤事項第 10 項，後續將依該案辦理及進行管控，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告針對第八章電力系統之內容，台電公司已針對審查提問進行詳細回覆，並依審查小組意見保留原終期安全分析報告相關敘述，而以註記方式標註修改內容。審查結果可以接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 10 CFR 50
2. GDC 2, 3, 4, 17, 18
3. IEEE 279, 308, 317, 336, 379, 450
4. Regulatory Guide 1.32, Revision 0, 1972
5. Regulatory Guide 1.6, 1971
6. Regulatory Guide 1.9, 1971
7. Regulatory Guide 1.41, 1973
8. Regulatory Guide 1.106, 1977
9. Regulatory Guide 1.108, 1977
10. Regulatory Guide 1.118, 1976
11. Regulatory Guide 1.129, 1977
12. ASME B&PV Code III。

第九章 輔助系統

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第 6 項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第九章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管理之需要。本章節主要內容為敘述：核子燃料貯存與吊運系統、水系統、流程輔助設備、空調、加熱與通風系統等之核子反應器設施輔助系統與其設備。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以現有運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與 SSCs 維護管理的需求，以及潛在事故情境內容等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司除部分輔助系統標註除役期間不再使用外，其餘系統規範仍持續依運轉期間安全分析報告辦理。修訂後之內容將為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，執行 10 CFR 50.59 設計基準變更時之基準文件。

相關系統修訂摘述如下：水系統主要是機組在正常運轉及安全冷停機時，提供核子反應器輔助設備冷卻水、汽機及汽機廠房輔助廠房設備冷卻水/抗腐蝕冷卻水、核子反應器 30 天停機後備冷卻水、餘熱移除系統水源、高壓爐心灌水及爐心隔離系統水源，與製造除礦水及過濾水等。針對水系統之第 9.2.3 節汽機廠房冷卻水系統，台電公司標註除役期間不再使用。

核子燃料貯存及吊運系統是確保核子燃料在正常及非正常情況下，仍能維持在次臨界以下之狀態，即使發生設計基準之地震，亦能避免放射性物質外洩及人員過度輻射曝露，並且提供安全核子燃料吊運方式。針對核子燃料貯存及吊運系

統，台電公司未有相關修訂，仍持續依運轉期間安全分析報告辦理。

流程輔助設備則包含壓縮空氣、流程取樣、設備與地面洩水等系統，其設計目的主要為提供驅動設備或儀器之空氣動力來源，並針對氣液體取樣檢測品質，收集設備排放廢液或放射性洩水。針對前述系統之第 9.3.1 小節空壓機緊急備用電源與氮氣供給系統(Instrument Nitrogen Supply System, INSS)及充氮供給系統(NSDS)、第 9.3.2 節事故後取樣系統(Post Accident Sampling System, PASS)、第 9.3.2 節汽機廠房取樣系統(Turbine Building Sampling System)，及第 9.3.2 節廢氣取樣系統(Off Gas Sampling System)，台電公司標註除役期間不再使用。

空調、加熱與通風系統主要是提供控制廠房、二次圍阻體、乾井設備區、放射性廢棄物管理區(Radwaste Area)、汽機廠房、緊急柴油機廠房等之冷卻空調/通風。最後其他輔助系統包含防火系統、廠房通訊與照明系統、緊急柴油機附屬系統、加氫水化學系統等，主要係為提供廠房防火與通訊及照明，確保人員及財產安全，及輔助柴油機運作安全，並減緩爐內組件及循環系統管路之沿晶應力腐蝕龜裂現象。針對第 9.5.1 節 爐心噴灑(Core Spray)A/B 串、高壓爐心注水(High Pressure Coolant Injection, HPCI)、爐心隔離冷卻(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)、馬達發電機組(MG-Set)、反應爐保護系統、潤滑油處理器、冷凝水泵、汽機相關設備、主變壓器、氣渦輪機主變壓器之消防系統，及第 9.5.8 節加氫水化學系統，台電公司標註除役期間不再使用。

本章節審查重點，主要係在確認 PDSAR 第九章輔助系統修訂後之內容符合除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式，以及重要管制事項第 7 項兩部機組吊運用過核子燃料行政管制、第 8 項用過燃料池仍有用過核子燃料期間之水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用與第 13 項除役期間消防計畫依終期安全分析報告 9.5.1(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(National Fire Protection Association, NFPA)規定

辦理的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出 9 項審查意見，召開 3 次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 9.1 節提出審查提問 RAI 09-001，就除役過渡階段前期，要求台電公司說明核子燃料置放於核子反應器內，是否有類似用過燃料池之 Boral 試片(coupon)監測計畫，以監控核子反應器內控制棒完整性與其中子吸收能力。台電公司說明核一廠核子反應器停機後，雖然控制棒硼管破損機制 (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC)會隨之停止發生，但核一廠仍將持續依爐水硼濃度監測程序書，定期取樣監測，因此可確保控制棒完整性與長期之中子吸收能力，台電公司之答覆經審查可以接受。

審查小組針對第 9.2.3 節提出審查提問 RAI 09-002，就標註除役期間不再使用 TBCW 系統，要求台電公司澄清說明其相關熱負載熱沉是否均改由 CSCW 擔負。台電公司答覆依 FSAR 9.2.3.1.2 及 9.2.3.3，TBCW 為發電運轉所需設備，且不屬於安全停機設備，核一廠進入除役期間後已不發電運轉，其熱負載將僅剩空壓機運轉冷卻需求，而空壓機之冷卻可改由 CSCW 提供，亦可使用生水系統提供後備冷卻。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 09-003，針對第 9.3.1 節提問有關除役過渡階段前期，標註不再保有儀用氮氣供給系統(INSS)與充氮供給系統(NSDS)之可用性，同時不再維持空壓機緊急備用電源，要求台電公司澄清是否將影響氮氣供給圍阻體閥或設備之操作，以及核一廠喪失外電時空壓機系統之功能。台電公司答覆說明，將恢復維持喪失外電時空壓機之緊急備用電源，但除役過渡階段前期 INSS 及 NSDS 屬停止運轉系統，且相關驅動閥或設備已就需要定位，不再操作並不影

響機組安全系統或運作，故無須再維持前述兩系統之可用性。經審查答覆內容可以接受。此外，審查小組針對台電公司恢復餘熱移除(RHR)系統穿越一次圍阻體相關管閥功能後續提審查意見，請台電公司依審查意見 RAI 06-005，恢復第 9.3.2 節爐心事故後 PASS 系統相關敘述(第 9.3-3 、9.3-4、9.3-5、9.3-7 頁)，台電公司答覆已依審查意見恢復原 FSAR 相關內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就第 9.3.2.2 節提出審查提問 RAI 09-004，針對除役過渡階段前期標註不使用爐水淨化(Reactor Water Cleanup, RWCU)取樣系統，要求台電公司說明此期間如何進行取樣監測分析爐水。台電公司答覆已依審查意見，恢復第 9.3.2.2 節有關 RWCU 系統取樣及 PASS 相關敘述，並僅於 Off gas 及 TB Sampling System 處標註除役後不再使用，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 9.3.2.2 節 Off gas Sampling System 除役過渡階段前期是否仍須維持，提出審查提問 RAI 09-005。台電公司答覆說明 Off gas Sampling System 係指運轉中核子反應器放射性氣體經空氣抽除器(SJAE)真空吸引之排氣取樣，而除役階段機組已不再運轉，空氣抽除器已無使用需求，因此標註除役後不再使用，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就第 9.5.1 節提出審查提問 RAI 09-006，要求台電公司澄清除役後，不再使用系統設備的防火設施，以及防火系統設計原則修訂目的。台電公司答覆說明防火系統設計原則之修訂，主要配合本案爐心仍有核子燃料期間的安全要求，對於仍需維持運轉之安全有關設備相關防火區域之功能與運作仍需依原規定標準辦理，並俟核一廠兩部機組核子燃料自反應器爐心移出後，再配合除役進度，依法規向主管機關申請調整。另除役過渡階段前期，部分系統雖已停止運轉，但經再檢視，審查小組發現 345 kV 起動變壓器及 69 kV 起動變壓器仍應保留，同時 Core Spray A/B 系統區域消防設備亦應維持保留，因此續提審查意見要求台電公司應依 RAI TS03-016 審查意見辦理，恢復 Core Spray A/B 系統相關區域消防

設備，台電公司答覆已依審查意見恢復原 FSAR 相關內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 9.5.1 節提出審查提問 RAI 09-007，就 9.5-3 及 9.5-17 頁文字及圖表拼字錯誤，要求台電公司修正。台電公司答覆已依審查意見完成相關修訂，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 9.5.8 節提出審查提問 RAI 09-008，要求台電公司就除役過渡階段前期，在核子反應器開蓋爐水高溶氧情況下，如何減緩或避免爐內組件/相關管路材料腐蝕機制進行澄清。台電公司答覆爐內組件/相關管路皆具有不銹鋼內襯或為不銹鋼材料，只要 RWCU 系統持續運轉，並依據核一廠程序書「807.1 水質管理及控制計劃」執行相關作業，應可減緩或避免爐內組件/相關管路材料腐蝕機制之發生，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 9.5.1 節提出審查提問 RAI 09-009，就核一廠除役計畫重要管制事項第 13 項請台電公司說明除役過渡階段前期整廠消防計畫內容與提報時程，台電公司答覆核一廠消防計畫內容與完成時程，已持續由除役計畫重要管制事項追蹤管控，並將依管制程序提報主管機關，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司已就核一廠 PDSAR 第九章輔助系統提出修訂內容，並詳細回覆審查小組之意見，同時依相關審查意見恢復 PDSAR 第 9.3.2 節事故後取樣系統(PASS)、第 9.5.1 節爐心噴灑(Core Spray)A/B 串防火設備等內容，其結果經審查小組審查後可以接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. Regulatory Guide 1.13。

第十章 蒸汽與動力轉換系統

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：核一廠蒸汽與動力轉換系統及設備。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSC維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要仍依據運轉期間終期安全分析報告保留相關內容，但因核一廠運轉執照屆期進入除役後，機組不再運轉發電，因此除第10.4.5節外，其他各節台電公司均註記說明除役期間不適用。本章修訂後之內容將做為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期，核一廠執行10 CFR 50.59設計基準變更時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第十章蒸汽與功率轉換系統修訂後之內容是否符合核一廠除役計畫第十章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式的原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足仍暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出2項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，提出審查提問 RAI 10-001、10-002，

以及 SAR-001，針對台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單，將除役過渡階段前期停止運轉之相關系統設備刪除之作法，將無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間管制標準與做法一致，因此要求台電公司說明其技術基礎及恢復原 FSAR 相關內容。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTs 修訂情形，恢復相關修訂刪除內容。經審查答覆內容可以接受。

審查小組進一步就安全分析報告內容第 10.4.1.2 節，針對台電公司加註：「1 號機永久停機後，可停用 1 號機組循環海水泵(Circulating Water Pump, CWP)，2 號機保持可用」，與除役計畫送審資料表第 5-5 項次 3 備註：「當 1 號機永久停機且燃料全數移除後，可停用 1 號機組 CWP，2 號機保持可用」不同，續就審查提問 RAI 10-002 提出審查意見，請台電公司依除役計畫內容進行標註說明，台電公司答覆已依審查意見與除役計畫內容標註。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十章蒸汽與動力轉換系統，已針對審查小組所提審查意見提出詳細且適切之說明，並提供必要之佐證資料，或已依審查意見恢復原 FSAR 內容，相關內容經審查可以接受，相關重要審查結論摘述如下：

第 10.4.5 節兩部機之 CWP 於除役過渡階段前期仍將維持可用，1 號機永久停機且燃料全數移除後，才可停用 1 號機組 CWP，但 2 號機仍需保持可用。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. ACI 318-69, Building Code Requirements for Reinforced Concrete

第十一章 放射性廢棄物管理

一、概述

台電公司所提核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)第十一章，主要就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十一章放射性廢棄物管理內容進行修訂。本章主要內容為敘述：放射性廢棄物射源項、廢液處理系統設計準則、廢氣處理系統設計準則、流程與排放監測系統設計準則、固體廢棄物系統設計準則、廠外輻射監測計畫等。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與 SSCs 維護管理的需求，以及潛在事故情境內容等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章節台電公司所提相關修訂內容包含：第 11.1 節放射性廢棄物射源項分析結果、第 11.2 節廢液處理系統設計準則、第 11.3 節將主煙囪與廢氣處理過濾床系統拆除之相關內容修訂、第 11.5 節固體廢棄物系統設計準則、第 11.6 節廠外輻射監測計畫，以及因應核一廠由運轉階段進入除役階段之相關內容文字修訂。本章修訂後之內容為核一廠除役期間設計構型，與除役過渡階段前期執行 10 CFR 50.59 設計基準變更時之基準文件。

本章審查之目的，主要係在確認 PDSAR 第十一章放射性廢棄物管理之內容，能符合放射性物料管理法、游離輻射防護安全標準、核能組件安全分類導則、美國核管會法規指引 1.26 及 1.29(RG 1.26 及 RG 1.29)，以及核一廠除役計畫第 5.2 節系統安全分類之原則要求，以確保除役期間反應爐及用過燃料池內用過核子燃料之安全。

二、 審查發現

針對本章原能會審查小組共提出 17 項審查意見，召開 3 次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 11.1 節放射性廢棄物射源項(Source Terms)，台電公司刪除表 11.1-1 至表 11.1-4 對運轉期間鈽氣類射源項、爐水中鹵素類放射性同位素及爐水與蒸汽活化產物之濃度分析結果，但台電公司未明確說明修訂原因，且僅針對分析結果表進行修訂，文件中對應之描述內容仍針對運轉中之狀況進行描述並未修訂，故提出審查提問 RAI 11-001，請台電公司修訂或補充說明永久停止運轉後，核子反應器爐心仍有用過核子燃料狀況下之放射性廢棄物射源項評估結果。台電公司答覆除役期間因反應器不運轉，分裂產物及活化產物不會繼續增加，而呈現放射性核種自然衰變的現象，因此經再考量後，將保留原運轉期間之射源項分析結果，以此保守結果作為除役爐心仍有用過核子燃料期間之射源項並進行後續評估，此外於除役開始至爐心用過核子燃料完全移出前，亦將持續執行爐水放射性核種定期取樣分析，確實掌握核種變化，並將爐水放射性核種取樣分析結果列為除役年報之提報項目，定期提報本會，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 11.2 節提出審查提問 RAI 11-007，請台電公司說明廢液系統輻射偵檢器設置情形是否與現況相符。台電公司答覆現行海水稀釋水流量，都以程序書所訂循環海水泵(CWP)運轉台數流量，作為海水稀釋水流量，已能符合法規要求；若超過輻射限值亦能引動排放閥動作而關閉排放閥，這些都有賴輻射偵檢器的功能運作，所以廢液系統輻射偵檢器設置皆能符合現況，另廢液外釋皆裝有流量指

示及活性濃度監測與記錄器等監測設備，在廢液系統輻射偵檢器故障時皆無外釋之虞，皆能符合現況。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 11.3 節規劃於除役過渡階段前期，將主煙囪與廢氣處理過濾床系統拆除，並將「stack」修改為「tunnel」，以及將「Charcoal System」相關內容刪除，因此提出審查提問 RAI 11-010，就前述修訂情形與除役計畫第七章審查意見編號 07-020-5 意見所述，於永久停機後，後備氣體處理系統(SBGT)仍列為需維持運轉系統，其共用之廢氣通道、主煙囪等結構應一併保留並維持其完整性。因此要求台電公司恢復所提修改內容。台電公司答覆說明依 FSAR 修改案編號 FC-CS1/2-8404-01 之計算基準，當發生冷卻水流失或蒸汽管路破裂事故，假設以海平面 96.6 公尺的排放高度所得大氣擴散因數 (χ/Q) 來進行劑量評估，在禁制區與低密度人口區之個人全身劑量與甲狀腺劑量皆低於相關法規限值，故規劃核一廠兩部機組均進入除役後 60 天，進行主煙囪拆除。惟審查小組考量依 FSAR 第 2.3.5.2 節有關大氣擴散因子 (χ/Q) 計算應符合 RG 1.23 規定要求，而氣象資料可提供於發生設計基準事故時，輻射劑量對禁制區與低密度人口區、控制室適居性、緊急應變計畫區等評估分析數據。針對台電公司答覆，審查小組續提審查意見要求台電公司應再針對禁制區與低密度人口區之外，其他評估分析影響進行澄清。台電公司說明有關控制室適居性部分，依核一廠除役計畫第七章除役期間預期之意外事件安全分析，若發生用過核子燃料之吊卸意外，控制室人員劑量可符合相關法規之限值；另緊急應變計畫區部分，依「核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告」之 105 年的修正報告，各類事故排放高度選擇以相對高度較接近之氣象塔資料，並將風速修正至離地表 10 公尺處進行劑量評估，評估結果 EPZ 為小於 5 公里。惟審查小組再審查發現(1)前述除役計畫第七章除役期間預期之意外事件安全分析，

僅考量燃料吊運事故(Fuel Handling Accident, FHA)之劑量分析結果，並未假設大破口冷卻水流失事故(LOCA)及控制棒掉落事故(Control Rod Drop Accident, CRDA)之劑量貢獻，因此在未經完整分析下，暫無法確認能否符合法規限值要求；(2)所提「核一廠除役期間廠外民眾輻射劑量計算氣象高低塔觀測資料適用性評估報告」，未說明主煙囪已完全無放射性氣體排放且未詳述拆除高塔之理由；(3)高/低塔氣象資料應同時進行計算確保評估之完整性；(4)本會 105 年針對「核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告」提出內容亦說明核一廠設計基準事故(DBA)外釋點為煙囪，其外釋高度為 228 公尺，相對高度較接近氣象塔測站，故應以該高度之氣象資料進行評估；(5)核一廠平時應提供原能會核安監管中心該設施所在地之氣象數據，供緊急事故期間做為大氣擴散及民眾劑量評估系統的重要輸入資料，採取因應行動之參考。因此審查小組續提審查意見，請台電公司於釐清相關意見與完成相關評估後，再依核子事故緊急應變法等相關規定提出修改申請，同時於獲本會同意前仍應保留相關設施，並依原規定辦理各項維護作業。台電公司說明針對控制棒掉落事故(CRDA)其已委請控制棒原製造廠家進行評估，並待分析報告皆完成後，再提出變更申請。綜上所述，台電公司已將主煙囪與高塔氣象儀器系統列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-非安全相關清單；廢氣處理系統、汽封蒸汽冷凝排氣系統、抽氣器廢氣輻射偵測系統(SJAE)、以及機械真空泵則列為除役過渡階段前期停止運轉系統清單之系統設備，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 11.3 節提出審查提問 RAI 11-011，請台電公司說明廢氣系統輻射儀器設置情形是否與現況相符。台電公司答覆因停機後仍須對廠房設備作輻防安全監控，所以廢氣系統輻射儀器設置(對廠房需求)沿用現有之廢氣系統輻射儀器設施，與現況相符。經審

查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 11.5 節提出審查提問 RAI 11-015，請台電公司配合機組狀態評估工作人員及民眾劑量值是否符合現行規定要求。台電公司答覆依據運轉期間每年的輻射安全年報及放射性物質排放報告，工作人員及民眾劑量值都符合法規要求，故在冷停機射源項減少下也會符合法規要求。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 11-002、11-003、11-004、11-005、11-006、11-008、11-009、11-012、11-013、11-014、11-016、11-017，就本章文字、圖表不妥善之處，同時部分內容與現狀亦不符，台電公司已提出適切的澄清說明或修訂相關內容，經審查答覆內容可以接受。

三、 審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十一章放射性廢棄物管理之內容，經審查台電公司對於審查小組所提出的審查意見，均能給予適切的回覆、澄清及修正，審查結果可以接受，其中除第 11.1 節仍保留原運轉期間之放射性廢棄物射源項分析結果，並保守以此分析結果作為射源項進行後續評估，此外於除役過渡階段前期，仍將持續執行爐水放射性核種定期取樣分析外，並將第 11.3 節廢液與廢氣處理系統之輻射儀器設置情形、主煙囪與高塔氣象儀器系統已恢復相關內容，均與運轉期間終期安全分析報告一致，另廢氣處理系統、汽封蒸汽冷凝排氣系統、抽氣器廢氣輻射偵測系統、以及機械真空泵加註除役後不使用，以及除役計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施之分析結果更新至本章節內容。

四、 參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 放射性物料管理法
2. 放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則
3. 核能組件安全分類導則
4. 游離輻射防護法
5. 游離輻射防護安全標準
6. USNRC Regulatory Guide 1.26, Quality Group Classifications and Standards for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants.
7. USNRC Regulatory Guide 1.29, Seismic Design Classification.

第十二章 輻射防護

一、概述

台電公司所提核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)第十二章，係依據核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十二章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期輻射防護安全管理之需要。本章節內容包含：電廠屏蔽設計(12.1節 SHIELDING)、通風系統設置(12.2節 VENTILATION)、輻射防護計畫(12.3節 HEALTH PHYSICS PROGRAM)及合理抑低措施(12.4節 ENSURING THAT OCCUPATIONAL RADIATION EXPOSURES ARE AS LOW AS IS REASONABLY ACHIEVABLE)。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章節台電公司主要就第12.1節及第12.2節於永久停機狀態下已不再適用之內容進行修訂，至於第12.3節及第12.4節則未進行修訂。

本章審查重點，主要係在確認PDSAR第十二章輻射防護之內容，能夠符合除役計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施之原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並確認核一廠相關輻射防護措施仍能符合法規標準。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出32項審查意見，召開3次審查會議，確認審查

意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對通則性問題提出審查提問 RAI 12-001、12-003，要求台電公司澄清(1)本章提及相關法規 (如 10CFR20 等) 之引用應以我國法規為優先、(2)相關名稱及單位應以最新法規定義修正如:清潔區 (clean area) 應改為監測區 (supervised areas)、(3)劑量單位「rem」宜改用「mSv」; 「mr/hr」、「R/hr」宜改用「mSv/hr」、(4)附表有關濃度限值應修訂及(5)統一 ROC-AEC 或 ROCAEC 寫法。台電公司答覆前述第 1、2、3、5 項皆遵照辦理。而原符合美國「10CFR20」修改為符合游離輻射防護安全標準 (Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation)，若其他規定國內無相對應之法規要求，則參考國際相關規定無須修改。至於第 4 項則須考量停機中不會產生之核種，但如表 12.2-3 及 12.2-4 於運轉中方會產生之核種則予以刪除，其餘均保留。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 12.1.1 節提出審查提問 RAI 12-002，(1)要求台電公司說明 10 CFR 20、10 CFR 50, Appendix A, Criterion 19 及 10 CFR 100 與我國輻防法之差異，並是否能符合現行規定、(2)電廠屏蔽厚度係依早年法規劑量限值所設計，但仍要求台電公司說明如何以行政管理確保輻射防護符合現行法規及(3)要求台電說明停機狀態時之放射性條件及相關劑量評估情形。台電公司答覆(1)美國「10CFR20」與國內現行安全標準僅用詞有些微差異，但原有之設計限值均可仍符合現行標準，且不影響現有的管制措施，故無需調整。(2)目前輻射區以輻射儀器偵測、監測，並以 RWP(輻射工作許可證)、人員輻射劑量計(TLD、EPD 等)執行管制，可確保人員劑量符合現行法規。(3)依 RAI SAR-001 審查意見，原本刪除之放射性條件已恢復和運轉時期一樣，故劑量評估仍比照原 FSAR 內容不作修正。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 12.1.2 及 12.2.2 節提出審查提問 RAI 12-004、12-005 及 12-

006，(1)要求台電公司說明核一廠停止運轉後，控制室之劑量限制是否仍適用美國 10 CFR 50 之規定、(2)輻射分區之相關圖例(如 Figures 12.1-1、12.1-2)應配合機組狀態修訂、(3)運轉期間所提之三項操作準則(operational Criteria)在核一廠停止運轉後是否仍適用、(4)將涉及控制室屏蔽的「c) Control Room」小節內容全部刪除，其合理性要求核一廠再說明、(5) 生物屏蔽(sacrificial shield)設計規範其劑量率 1 R/hr 如何計算得出，另其是否符合現行法規要求。台電公司答覆(1)控制室之劑量於運轉時即符合法規，於停止運轉後，其輻射條件將會降低，故更能符合法規規定。(2) 將依輻射特性調查結果修訂附圖，如 RAI 12-005 附件 1。(3) 文中三項操作準則：ARM 提供輻射資訊、裝設臨時屏蔽及遠距操作仍適用於停機期間巡視、維修及拆解作業，確保人員輻射安全。(4)控制室緊急過濾串設計上可在 DBA(LOCA)發生之後，維持控制室環境，使連續 30 天處在控制室的人員輻射劑量不超過 50 mSv(5 rem)全身劑量或身體任何部位的等效劑量。控制室緊急過濾串維持控制室適居性的運轉詳述於 FSAR 第 9.4.1 章節。控制室設計規範符合最嚴重意外事故。(5) 1 R/hr 是生物屏蔽設計規範，核一廠依程序書 902 表二「本廠行政限值」，嚴格管控人員輻射劑量，確保人員輻射安全。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 12.1.2.2 及 12.1.3 節提出審查提問 RAI 12-008，請台電公司說明安全評估報告中「General plant yard areas will be surrounded by a security fence and will be closed off from areas accessible to the general public. These plant yard areas, requiring frequent access by plant personnel, will be subject to radiation fields of less than 0.5 mr/hr.」，文中指其廠區(General plant yard areas)劑量率限值 5 μ Sv/hr(0.5 mr/hr)是否指監測區之劑量標準，要求台電公司統一文字說法。台電公司答覆 General Plant Yard Areas 係屬監測區(supervised areas)的一部份，故其劑量率必須符合監測區之劑量率限值 5 μ Sv/hr(0.5 mr/hr)，且已修改內文「General plant yard areas, which are parts of supervised areas,....」。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 12.1.3.5 節提出審查提問 RAI 12-010，請台電公司說明射源項(Source Terms)中有關爐水淨化系統(Reactor Water Cleanup System)中之最大活度(Max. Activity)，當初是以正常運轉狀態估算，然現今狀態係燃料棒長期置於爐水中，二者狀態不同，對於活度估算之結果有何影響。台電公司答覆停機期間爐水活性濃度約為運轉期間的二分之一到六分之一，故以保守性政策觀點來看，對安全分析並無影響。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 12.1.3.8 節提出審查提問 RAI 12-013，請台電公司說明文中提到最高劑量率出現在用過燃料池，其劑量率約為 1 and 2 R/hr，然於冷停機階段，其情況為何？另其劑量管制限值為何。台電公司答覆因凝結水儲存槽(CST)內不可溶銹垢的累積厚度和活度在實際上難以估算，故以國外沸水式反應器(BWR)的運轉經驗，其最高劑量率以接近用過燃料池的劑量率變化 1 and 2 R/hr 來估算。故在冷停機階段，由於銹垢來源減少，故其數值可當做保守性估算。因為銹垢是在管制區內，故其對工作人員所造成的劑量須符合核一廠輻射作業的要求，故能確保人員輻射安全。經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 12.1.3.9 節提出審查提問 RAI 12-014，要求台電公司說明(1)汽機廠房運轉中射源能量假設為 6.2 Mev 之依據、衰減因子 40 及汽機對邊界劑量導出之依據。(2)汽機中的活度存量評估 100 居里如何得出。(3)另爐心向外延伸 800 公尺處之位置。台電公司答覆(1)汽機廠房的汽機在運轉中假設其射源主要來源為 N-16，(2)其在汽機中的活度存量評估係依反應器 N-16 的外釋率 $8.8\text{E}+07\mu\text{Ci/sec}$ 來估算，估算得到在高壓汽機、低壓汽機及樓板上的管路存量約為 100 居里。另假設汽機廠房汽機為點射源，其外表假設覆有 1 呎的混凝土屏蔽，至於廠房內的管閥設備和 3 呎廠房牆壁會更進一步地降低輻射劑量，其衰減係數大約為 40。(3)在 800 公尺處預估為其對廠界劑量率最高處，大約在 TLD 106 站附近。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 12-007、12-009、12-011、12-012 及 12-015 至 12-032，發現本章文字、圖表不妥善之處及部分內容須進一步釐清，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告中第十二章對電廠屏蔽設計、通風系統設置、輻射防護計畫及合理抑低措施所提修訂內容，經審查台電公司已提出適切之澄清說明與佐證資料，或恢復原 FSAR 相關內容。審查結果可以接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 游離輻射防護法，民國91年1月30日。
2. 游離輻射防護安全標準，民國94年12月30日。
3. USNRC Regulations - Title 10, Code of Federal Regulations PART 20—STANDARDS FOR PROTECTION AGAINST RADIATION, August 2018.
4. USNRC Regulations - Title 10, Code of Federal Regulations PART 50—DOMESTIC LICENSING OF PRODUCTION AND UTILIZATION FACILITIES, August 2018.
5. USNRC Regulations - Title 10, Code of Federal Regulations PART 100—REACTOR SITE CRITERIA, August 2018.

第十三章 除役管理

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十三章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述：電廠組織、人員訓練、緊急計畫、電廠審查與稽查、電廠程序書、電廠品保紀錄及核子保安。

考量除役過渡階段前期爐心仍有用過燃料之狀態，因此以現有運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之電廠組織、人員訓練、電廠審查與稽查機制、電廠程序書及紀錄資料等品保文件、緊急計畫及核子保安內容進行檢視與修訂。本章台電公司主要就核一廠於除役過渡階段前期電廠組織與架構進行修訂。相關修訂內容包含：(1)電廠組織，如值班經理；(2)人員訓練需求與計劃修改。(3)電廠審查與稽查機制。(4)電廠程序書等。本章修訂後之內容將做為核一廠除役期間設計構型之基準，並為除役過渡階段前期，核一廠執行組織架構、人員訓練、審查與稽查、品保文件、緊急計畫及核子保安時之基準文件。

本章節審查重點，主要係確認PDSAR第十三章電廠組織與架構修訂後之內容是否符合除役計畫第十二章組織與人員訓練、第十四章保安措施與第十六章意外事件應變方案之原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出21項審查意見，並召開3次審查會議，以確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組提出審查提問RAI 13-001、13-002、13-011、13-012、13-015~13-018、

13-020及13-021，發現本章部份文字及圖表有不妥善之處，或未確實反應機組除役狀態，台電公司已澄清說明或修訂報告內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 13.1.2 節提出審查提問 RAI 13-003，請台電公司確認電廠於除役期間，其輻防管理組織編制是否符合「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」之規定。台電公司答覆核一廠除役期間之輻防管理組織編制均依「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」之規定辦理。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.1.2 節提出審查提問 RAI 13-004，請台電公司澄清廠內之放射性分析實驗室，電廠除役期間是否予以保留。台電公司答覆放射性分析實驗室位於聯合廠房，配合除役期間之放射性廢氣液外釋分析及爐水、燃料池水質分析等，會保留直到除役拆廠階段後期。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.1.2.4 節修訂內容提出審查提問 RAI 13-005，請台電公司澄清除役期間電廠每值兩部機組之主管與權責由誰負責，此外未來訓練中心主任是否刪除。台電公司答覆因機組除役期間只剩部分系統仍在運轉，且處於冷爐停機狀態，未來兩部機組將只保留一位具高級運轉員資格人員擔任兩部機組之主管，至於訓練中心主任部分亦將刪除相關敘述，經審查答覆內容可以接受。

審查小組持續就安全分析報告內容進行審查，針對第 13.1.2.7 節修訂內容提出審查提問 RAI 13-006，請台電公司澄清除役期間電廠部門例如儀控、品質、人事等部門是否全數刪除，若有新的部門作為替代，則請補充相關敘述。台電公司答覆電廠部分組織，會因應除役期間不同階段的作業內容進行調整，如 RAI 13-002 附件 1，屆時將依各階段作業與人力規劃逐步進行調整，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.1.3 節有關人員資格部份全數刪除、第 13.2 節有關此階段電廠人員訓練方案及主控制室值班人員、吊運用過核子燃料作業人員資格及訓練

與再訓練方案、第 13.2.1.2 節值班運轉人員及維護工程師之國外訓練，以及第 13.2.3 節電廠人事異動時，對接替人員之專業技能要求均予以刪除，分別提出審查提問 RAI 13-007、008、010、0013。台電公司答覆為強化核一廠於停止運轉後能順利進行除役工作，因此，已依審查意見將相關刪除部分予以恢復，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.2 節有關運轉操作員、維護人員及承包商之工作性質比較運轉中電廠之訓練方向有明顯差異，為確保核一廠除役作業安全順利進行，因此提出提問 RAI 13-009，請台電公司審慎擬定出一套針對核一廠除役階段之人員訓練方案。台電公司答覆已依審查意見修訂，未來將依據除役計畫第十二章之人員訓練方案辦理；核一廠現有相關訓練計畫主要依據程序書編號：115「核能電廠專業人員訓練程序書」及程序書編號：115-1「核一廠運轉人員再訓練程序書」亦將隨著除役計畫進行而修訂。此外於 FSAR 第 13.2.1.7 Specialist Training 將除役過渡階段前期所需之訓練項目納入，包含電廠輻射特性調查、除役廢棄物營運、除污作業等。其餘除役各階段所需之訓練項目於各階段安全分析報告（SAR）說明，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.2.1.7/13.2.2 節有關電廠除役階段人員再訓練，提出審查提問 RAI 13-014，就除役期間是否還有其他專業工作者未列入訓練要求例如儀器控制、輻射偵測與防護等，因此請台電公司說明，台電公司答覆將依據除役計畫之要求進行必要之程序書修訂，並分別針對除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、及廠址復原階段等規劃訓練課程。另為有效執行下一階段工作，規劃於每一階段結束前兩年即開始執行下一階段之訓練，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 13.5 節有關電廠於除役過渡階段前期，程序書 100～1400 系列的作業應說明修訂作業完成時程及時限，並澄清程序書 1300 系列是否應刪除，

因此提出審查提問 RAI 13-019 請台電公司澄清，台電公司答覆未來程序書 1300 系列仍需保留，至於電廠程序書之修改時程及時限，已由核一廠除役計畫重要管制事項第 3 項辦理管控，同時核一廠亦已成立專責工作小組辦理推動，將另案依管制程序辦理陳報作業。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十三章除役管理，審查小組並分別就電廠組織、人員訓練需求與計劃修改、電廠審查與稽查機制及電廠程序書等內容，提出審查意見，台電公司亦已提出適切之答覆及回應，或恢復原FSAR相關內容，其結果經審查小組審查後可接受。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 輻射防護計畫
2. Regulatory Guide 1.8, Revision 0, March, 1971(永久停機後不適用)
3. 10 CFR 50 GDC 19
4. Regulatory Guide 1.101, Revision 4, July, 2003
5. NUREG-0800, 0660
6. 10 CFR 50 App.B
7. 10 CFR 50.59

第十四章 初始測試計畫

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十四章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管理之需要。本章節主要內容包括：核一廠進入商轉之初，其初始測試的各個階段、初始測試計畫之內容要項，以及聯合試運轉小組(Joint Test Group, JTG)組織與功能概述。本章台電公司仍維持FSAR原文內容並未進行修訂，僅以加註方式說明除役後本章將不適用。

本章審查重點為確認台電公司所提內容，是否符合適用除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式之原則要求，以及與核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項一致，並滿足仍暫存於反應爐及用過燃料池內用過核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出1項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

針對核一廠除役期間若有新增或變更排放口之需求時，原能會審查小組提出審查提問RAI 14-001要求台電公司澄清相關之流程輻射監測系統(PRM)如何進行有關測試。台電公司答覆說明依目前現況應無新增或變更排放口之需求，未來若有相關需求，將會通知本會，經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，由於除役期間核一廠原則上將不會再有初始測試及運轉

之管制需求，因此原核一廠FSAR第十四章內容於除役期間將不再適用，但台電公司承諾未來若有新增或變更排放口而需進行相關PRM測試之需要時，將會於事前通報本會，經審查小組審查後可接受。

四、參考文獻

無

第十五章 事故分析

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十五章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容包括：預期運轉狀況(Anticipated Operational Occurrences, AOOs)、AOO伴隨共因失效之特殊事件，以及假想意外事故(也稱設計基準事故〔Design Basis Accident, DBA〕)等之分析說明。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要就核一廠於除役過渡階段前期之事故分析進行修訂，本章節相關修訂內容包含：新增15.1.46小節「潛在洩放爐水及冷卻水洩漏事件」，進行潛在爐水及冷卻水洩漏之評估及其他章節內容文字及圖表修改。本章修訂後之內容為除役期間核子反應器仍有用過核子燃料階段，核一廠執行事故分析時之基準文件。

本章節審查重點，主要係確認PDSAR第十五章經前段所敘之修訂後仍能夠符合除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式、第七章除役期間預期之意外事件安全分析之評估報告之原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出14項審查意見，召開3次審查會議後，確認審查意見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第 15 章整體、第 15.1 節、第 15.1.16 節、第 15.1.23 節、第 15.1.25 節、第 15.1.27.2.1.1 節、第 15.1.29 節修訂內容分別提出審查提問 RAI 15-001、15-005~15-008、15-009、15-010、15-012、15-013、15-014，以及 SAR-001，分別就從運轉階段進入除役過渡階段前期之本章修訂方式、原先於運轉狀態之異常暫態定義暨可能發生之意外種類、輔助電力系統失效之評估、爐水之熱源和熱沉大小之分析比較、儀器管路故障影響評估、廢液中和處理槽相關事故評估、冷卻水流失事故可能肇因分析等議題提出審查意見。由於台電公司逕依除役過渡階段前期停止運轉系統清單將除役過渡階段前期停止運轉系統刪除之作法，將有無法反映除役期間電廠構型實況，並影響內容連貫性與完整性，以及導致 SAR 與 TS 相關內容敘述不一致等之疑慮，且應與國際間除役機組於核子反應器內仍有核子燃料期間管制標準與做法一致，因此審查小組要求台電公司說明其技術基礎。台電公司答覆已依審查意見並配合 PDTS 修訂情形，恢復原 FSAR 相關內容。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對審查提問 RAI 15-014 續提審查意見，就本章恢復內容後發現敘述文字誤繕及圖表不妥善處請台電公司改善；另考量進入除役過渡階段前期後，發生冷卻水流失之關鍵因素，如反應爐可能洩水路徑及預設補水系統之可用性等，皆與運轉階段可能有所差異，因此要求台電公司應針對冷卻水流失事故可能肇因予以重新分析。台電公司答覆已修訂報告內容，經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第十五章修訂內容提出審查提問 RAI 15-002，請台電公司以量化安全度評估的方式，說明從運轉階段進入除役過渡階段前期之安全性。台電公司答覆，以保守方式(反應器開蓋且爐穴滿水位，即組態六 POS 6)估算基準爐心

損毀頻率為 $5.97\text{E-}6/\text{年}$ ，再檢視除役期間運轉規範修訂後影響安全系統如爐心噴灑系統假設為不可用之影響下，所得之爐心損毀頻率僅微增至 $6.04\text{E-}6/\text{年}$ 。而所估算之基準爐心損毀頻率具保守特性，係因組態六假設之衰變熱係以停機後 2.6 天為基礎進行計算，然而實際情況核一廠 1 號機至除役時將已停機超過 1000 天，其衰變熱相較前者而言更小。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 15-003，針對於除役過渡階段前期，部分用過燃料存放置於反應爐，相較用過核燃料池而言，反應爐有許多穿越管路，因此須逐一分析爐水從穿越管路於正常或意外情況(如喪失電力)流失之可能性，且須考慮相應偵測洩漏方法及補水策略之妥適性，因此請台電公司就上述議題進行澄清說明。台電公司答覆，於除役過渡階段前期，反應器連通之一次側冷卻水系統管路將予以實體隔離，並依據核一廠潛在性洩放爐水之管制程序進行相關操作。關於洩漏偵測之方法，亦有數種現象如乾井內 sump 出現異常打水量等可以利用，而可供因應之補水措施則有低壓爐心注水系統(LPCI)，其補水量足以應付任一穿越管路之洩漏或不當洩水。針對台電公司答覆，審查小組請台電公司另行提供反應器可疑洩水途徑之詳細報告，台電公司答覆已依審查意見，提送反應器洩水可疑途徑研判及壓力邊界完整性之報告，並說明冷卻水與各系統管路相接處均以關斷閥作為邊界及隔離，有可能造成爐水滲出處，經評估也大致均無洩漏疑慮，然保守起見，將予以隨時監測，另也規劃定期檢查各組件完整性以確保設施功能性。針對台電公司答覆審查小組認為台電公司並未針對最嚴重之後果(意外狀況如地震造成之影響評估)進行分析，這部分將併 RAI 15-004 審結意見辦理。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 15-004，針對於除役過渡階段前期，核子燃料存放於反應爐內可能長達 8 年，因此須嚴謹檢視於此階段是否有別於運轉階段之安全議題，即新增安全議題(unreviewed safety issue)，請台電公司澄清說明。台電公司答覆已依審查意見，於報告內新增第 15.1.46 節「潛在洩放爐水及冷卻水洩漏事

件」，同時於除役過渡階段前期，反應器連通之一次冷卻水系統管路均將予以實體隔離，並依據作業程序書 608.5.1 潛在性洩放爐水之操作進行管制。此外，即使發生爐水洩放或冷卻水洩漏事故，廠內正常補水措施足以避免反應器及用過燃料池水位持續下降，且福島事故後強化反應器及用過燃料池之相關補水措施仍將保留，可進一步確保水位。針對台電公司答覆，審查小組續提審查意見，認為新增安全議題之分析範圍應不侷限於新增之第 15.1.46 節，應再考量電廠全黑事故、發生大地震時是否有可能造成更嚴重的洩漏事件等議題。台電公司說明若發生大地震造成外電喪失甚至電廠全黑事故，可依斷然處置措施(Ultimate Response Guideline, URG)因應；至於可能洩漏冷卻水之位置則同 RAI 15-003 審查意見之回覆，若停機後 224 天在爐穴底部發生洩漏，並假設反應爐側之初始水位在反應爐穴底部，分析顯示池水溫度於 19 小時內還不會達到沸騰，符合核一廠除役計畫之承諾。針對台電公司之答覆，審查小組續提審查意見，認為台電公司應將最嚴重後果之冷卻水流失事故情境納入本章內容並重新檢視；此外於除役過渡階段前期，反應爐為開蓋狀態，運轉狀態之加壓情況已不復存在，是以原先倚賴高壓蒸汽為動力之補水系統如高壓爐心冷卻注水系統及爐心隔離冷卻系統已不可用，因此發生電廠全黑事故於此階段所用之救援設備及程序與運轉階段亦會有所不同，故亦應適切檢討因應措施與作法。台電公司答覆除役過渡階段前期最嚴重後果之冷卻水流失事故 (LOCA)，係假設核一廠 2 號機停機後 446 天，因地震造成再循環管路破管進而導致反應爐冷卻水流失之事務事件，依據 BWROG 提供之 Technical Support Guidline-11 Optimized MDRIR 可計算冷卻爐心所需注水流量約為 57.3gpm，補水措施可採用 Core Spray(3720gpm)、LPCI(6560gpm)等方式補水噴灑，如喪失電力亦可由 FLEX 救援設施進行補水。進一步假設上述救援措施均失效，依據 NUREG-1738，機組停機 1 年後，裸露燃料從 30°C 加熱至護套開始失效溫度 900°C 約 7.5 小時，若是停機 1.5 年後則有 10 小時的時間緩衝，已足夠作為緩和事故行動的時間，此外並已於第 15.1.46 節新增 LOCA 分析補充說明，

同時反應爐開蓋期間水位儀監視與控制及電源均依比照運轉期間之做法，可符合多樣性與重覆性之要求；在除役過渡階段前期，最嚴重後果之電廠全黑事件(SBO)為喪失反應爐及用過核子燃料池冷卻，參考「核一廠除役過渡階段前期熱流分析報告」評估資料顯示，在反應爐穴與用過燃料池連通狀況下，冷卻水達到飽和狀態就需 19 小時以上，因此應有更充分的因應時間，此外亦已於第 15.1.45 節新增 SBO 分析補充說明。經審查答覆內容可以接受。

審查小組針對第 15.1.24 小節內容提出審查提問 RAI 15-011，針對除役過渡階段前期，核子燃料存放於反應爐內可能長達 8 年，因此須考慮此階段因老化效應(例如管路或爐心內部組件之焊接處腐蝕)所導致的意外事件進行分析。就上述舉例，若餘熱移除系統相關管路或與冷卻水系統相連但已隔離之管閥，發生因老化產生裂隙之情況，則須考量原先於安全分析報告所述，最嚴重放射性物質外釋事故相關內容是否有修改必要，請台電公司進行澄清說明。台電公司答覆餘熱移除系統相關管路即使發生爐水洩漏，仍會由 drain sump 排至廢液處理系統，故無逕行排放至外界之疑慮，亦無發生違反法規標準洩漏事故之可能性。針對台電公司答覆，審查小組要求台電公司應針對因老化現象造成之意外進行澄清說明，並參考 NUREG-1801 “Generic Aging Lessons Learned Report” 報告所列舉項目，針對除役過渡階段情境做相關評估。台電公司答覆除役過渡階段期間系統之溫度壓力遠低於運轉期間，應不會有超出第 15.1.24 節事故情境之情況。此外，核一廠已依 NUREG-1801 建立 45 項管理方案及相應程序書來管理設備老化現象，且已再審視除役期間適用之管理方案與相應程序書，作為除役期間執行維護管理方案之依據。經審查答覆內容可以接受，有關除役期間適用之維護管理方案及程序書部分，一併列入 RAI TS16-011 之重要管制事項。

三、審查結論

綜上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十五章事故分析內容，經審查台電公司已依審查意見，針對修訂內容提出適切之答覆與澄清說明，並予以更正相關報告內容，審查結果可以接受，相關審查結論摘述如下：

針對於除役過渡階段前期之事故分析如冷卻水流失(LOCA)、電廠全黑(SBO)等，台電公司已於第 15.1.46 節新增相關分析內容，並依審查小組以最嚴重後果之情境進行分析，並考量從運轉階段進入除役階段相關救援系統可用性之差異，提出最嚴重事故情境之 LOCA 與 SBO 分析，以及相應補水機制與 SBO 評估，同時分別納入本章第 15.1.46 節與第 15.1.45 節內容。

針對除役過渡階段前期設備維護議題部分，台電公司說明將再審視核一廠於執照更新案依 NUREG-1801 建立 45 項管理方案及相應程序書，作為除役期間執行維護管理方案之依據。台電公司於提出相應之 TS 時，應一併提出除役過渡階段前期適用之維護管理方案及程序書，並一併列入 RAI TS16-011 之重要管制事項進行追蹤。

四、參考文獻

本章節適用法規、規範及導則條列如下：

1. 核能組件安全分類導則，民國82年7月15日。
2. USNRC Regulatory Guide 1.26, Quality Group Classifications and Standards for Water-, Steam-, and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants, Revision 5, February 2017.
3. USNRC Regulatory Guide 1.29, Seismic Design Classification, Revision 5, July 2016.
4. 10 CFR 20, STANDARDS FOR PROTECTION AGAINST RADIATION.

5. 10 CFR 50.2, Definitions.
6. 10 CFR 50.46, Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors.
7. 10 CFR 100, REACTOR SITE CRITERIA.
8. Regulatory Guide 1.3, Revision 0, November, 1970(withdrawn)
9. Regulatory Guide 1.5, Revision 0, March, 1971(withdrawn)
10. Regulatory Guide 1.25, Revision 0, March 1972(withdrawn)
11. Regulatory Guide 1.98, Revision 0, March, 1976
12. Regulatory Guide 1.155, Revision 0, June, 1988
13. ASME B&PV Code III, Rules for Construction of Nuclear Facility Components,
14. NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants: Resolution of Generic Technical Activity A-36, July 1980.
15. NUREG-0800, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition.
16. NUREG-2182, Final Safety Evaluation Report for the Combined License for Enrico Fermi 3, Docket Number 52-033, DTE Electric Company, May 24, 2016.
17. NUMARC 87-00, Guidelines and Technical Bases for NUMARC Initiatives Addressing Station Blackout at Light Water Reactors, Nov. 1987.
18. IEEE 485, Recommended Practice for Sizing Lead-Acid Batteries for Stationary Applications, 2010 Edition, November 8, 2010.

第十六章 除役技術規範

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十六章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管理之需要。本章節主要內容包括：除役過渡階段前期技術規範(Pre-Defueled Technical Specifications, PDTs)概述與修訂時程。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境等進行檢視與修訂，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池內的核子燃料安全。本章台電公司主要修訂內容包含：除役過渡階段前期技術規範更新將配合除役計畫與PDSAR進版週期一併更新。本章修訂後之內容將為核一廠除役過渡階段前期，執行相關系統設備進入運轉限制條件之管制，以及電廠定期執行偵測試驗時之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)第十六章技術規範之內容能夠符合除役計畫第五章除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及運轉方式，以及重要管制事項第6項：核子反應器仍有用過核子燃料之技術規範進行修訂之原則要求，以及核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項，並滿足仍暫存於核子反應器內與用過燃料池內核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出2項審查意見，召開3次審查會議，確認審查意

見及台電公司答覆說明。本章之重要審查發現如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，提出審查提問 RAI 16-001，要求台電公司將本案 PDSAR 與 PDTS 更新頻率，依除役計畫第 6 項重要管制事項，除役期間 SAR 與 TS 應定期配合除役計畫一併更新，其更新頻率為每年之要求，修訂於本章內容以為依循。台電公司答覆將依除役計畫第 6 項重要管制事項要求於除役期間 SAR 與 TS 應定期配合除役計畫一併更新，並將每年更新頻率修訂至本章內容以為依循。經審查答覆內容可以接受。

審查小組提出審查提問 RAI 16-002，要求台電公司說明目前所提出之 PDTS 之參考廠或參考文件為何，並依 RAI SAR-001 審查意見恢復原 FSAR 相關內容。台電公司答覆由於核一廠在除役過渡階段前期階段，用過核子燃料仍未能全部移出爐心，因此無法如美國核電廠正式進入除役，並依相關管制法規，來重新編寫除役期間之運轉技術規範(TS)，而需依循電廠原有運轉技術規範(TS)來檢討，於除役過渡階段前期可不再留用之系統、設備。核一廠所提出之 PDTS 乃依照 106 年 7 月 4 日之「除役過渡階段前期 SAR、TS 修訂執行進度」會議紀錄：「應以現有運轉中 FSAR 持照基準內容為基礎，就爐心仍有用過核子燃料期間仍應保留之系統/設備，以及事故情境進行相關內容之檢視與修訂，以確保修訂之完整性」之結論，來進行 PDTS 之修訂。修改時，除以核一廠運轉期間之運轉規範在機組於運轉模式 5(MODE 5)之管制規定為修改基準外，亦遵循原能會於爐心仍有核子燃料期間仍需滿足安全設計準則要求之立場，將 SSC 之餘裕性、可靠性與多重(樣)性，以及可維護性納入考量(即 MODE 5+)。因此，在修訂 PDTS 時，須依 MODE 5+之精神，適切保留 MODE 5 以外仍需留用(維持可用)之設備與相關規範。例如，雖然反應爐穴會維持在高水位，但仍持續保留爐穴處於低水位之規定要求；增加保留緊急爐心冷卻系統(ECCS)之爐心低壓注水(LPCI)及噴灑(CS)系統需可用之規定；對於原規定僅需於 MODE 1、2、3 可用之緊要海水系統(ESW)與聯合結構廠房冷卻水系統(CSCW)，配合緊急柴油發電機(EDG)支援系統所需，將

ESW 與 CSCW 系統需可用之規定保留適用於 MODE 5，均為遵循 MODE 5+之精神而予以保留之設備及規定。經審查答覆內容可以接受。

三、審查結論

綜合以上審查結果，台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十六章技術規範之內容，經審查台電公司已針對審查小組所提意見進行適切的答覆澄清說明與修訂，審查結果可以接受，相關審查結論摘述如下：

針對 PDTS 更新週期之修訂結果，已依除役計畫第 6 項重要管制事項要求，於除役期間 SAR 與 TS 應定期每年配合除役計畫一併更新，以確保除役期間管制與品保文件能處於最新狀態。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. NUREG-1433, Standard Technical Specifications – General Electric Plants (BWR/4) Specifications。

第十七章 品質保證

一、概述

本章係台電公司依核一廠除役計畫重要管制事項第6項，就核一廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第十七章進行檢討修訂，以因應核一廠除役過渡階段前期安全管制之需要。本章節主要內容為敘述除役期間品質保證方案作業規劃等內容。本章台電公司仍維持FSAR原文內容並未進行修訂，待除役期間之品質保證方案經本會核備後再配合修訂。

考量除役過渡階段前期爐心仍有核子燃料之狀態，與運轉期間冷爐停機開蓋高水位之情境相當，因此以運轉期間終期安全分析報告內容為基礎，再就此階段仍應保留之結構、系統及組件(SSCs)之多樣性、多重性、可靠性等設計功能與SSCs維護管理的需求，以及潛在事故情境內容等進行檢視與修訂，並應依循第十七章品質保證方案之管制，以確保除役過渡階段前期核子反應器及用過燃料池核子燃料安全。本章內容將為核一廠除役期間執行品質保證作業之基準文件。

本章節審查重點，主要係在確認PDSAR第十七章品質保證方案修訂後之內容能夠符合我國核子反應器設施品質保證準則以及美國聯邦法規10 CFR 50 Appendix B有關品質保證方案之要求、除役計畫第十五章品質保證方案，以及與核一廠除役計畫一般性考量與承諾事項一致，並滿足仍暫存於反應爐及用過燃料池內用過核子燃料之安全需求。

二、審查發現

針對本章原能會審查小組共提出1項審查意見，召開3次審查會議，審查台電公司答覆及確認審查意見，詳細審查過程如下：

審查小組就安全分析報告內容進行審查，針對第十七章內容提出審查提問RAI 17-001，要求台電公司就刪除本章品質保證方案全數內容，僅註記核一廠除役期間之品質保證方案將依據核一廠除役計畫第十五章「品質保證方案」辦理，

提出補充說明。台電公司答覆說明已依本會審查意見RAI SAR-001恢復相關之內容，並說明將依據核一廠除役計畫重要管制事項提送「核能電廠除役品質保證方案」，於本會核備後做為PDSAR第十七章品質保證方案主要內容及執行版本，故現階段本章內容將暫不修訂，待本會核備後納入本章。答覆內容經審查可以接受。本項列入重要管制事項第17-1項進行追蹤管制。

三、審查結論

綜合以上審查結果，核一廠除役過渡階段前期安全分析報告第十七章品質保證方案，台電公司將依據核一廠除役計畫重要管制事項提送「核能電廠除役品質保證方案」，並於本會核備後做為 PDSAR 第十七章品質保證方案主要內容及執行版本，其結果經審查後可接受。本項列入重要管制事項第 17-1 項進行追蹤管制。

四、參考文獻

本章節適用的法規、規範及導則為：

1. 核子反應器設施品質保證準則
2. 10 CFR 50 Appendix B Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants.

審查總結

綜合本會審查小組，就台電公司所提核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)，與台電公司對174項審查意見所提出之補充說明、報告修訂內容，以及除役過渡階段前期需運轉安全/非安全相關與停止運轉系統之審查結果，台電公司已就核一廠PDSAR之電廠簡介、廠址特性、結構組件設備與系統之設計準則、反應器、反應器冷卻水系統、特殊安全設施、儀控系統、電力系統、輔助系統、蒸汽與動力轉換系統、放射性廢棄物管理、輻射防護、除役管理、初始測試計畫、事故分析、除役技術規範及品質保證等章節內容，提出適當評估與說明，審查結果可以接受，重要審查結論及重要管制事項彙總如下。

一、重要審查結論

- (一)核一廠PDSAR第一章電廠簡介部分，本會審查小組提出兩項重要管制事項，要求台電公司參照除役計畫第5章系統評估再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)作法，對除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全有關係統及停止運轉系統，應建立需維持運轉系統之維護測試作業有效性及可行性再檢視機制，以及評估停止運轉系統的隔離、斷電及洩水作業管制機制，並將除役過渡階段前期SAR報告納入除役計畫第五章附件內容。
- (二)核一廠PDSAR第二章廠址特性部分，有關核管法第27條有關核發除役許可後解除或變更EAB及LPZ時機，台電公司說明將待爐心之用過核子燃料全數移至用過燃料池後，辦理EAB及LPZ再變更相關事宜。另主煙囪及高塔氣象儀部分，台電公司說明現階段仍將維持並依規定執行維護測試，後續待完成依核子事故緊急應變法施行細則第三條第一款第一項與其他相關要求之評估作業後，再依規定提出申請。
- (三)核一廠PDSAR第三章結構組件設備與系統之設計準則部分，台電公司已依審查結果修訂：SSCs安全分類與耐震等級之法規依據；依除役過渡階段前期需

運轉系統-安全相關/非安全相關與停止運轉系統清單修正表3.2-1系統設備安全分類，作為除役過渡階段前期執行10 CFR 50.59設計基準變更之基準文件，以符合除役計畫重要管制事項第9項：核能組件安全分類導則、美國核管會法規指引1.26及1.29(RG 1.26及RG 1.29)之管制要求。

(四)核一廠PDSAR第四章反應器部分，考量除役過渡階段前期爐心仍有用過核子燃料，因此仍維持運轉期間FSAR之內容與相關要求並未進行修改。

(五)核一廠PDSAR第五章反應器冷卻水系統部分，為確保除役過渡階段前期核子反應器冷卻水壓力邊界完整性，審查小組除要求比照運轉期間檢測計畫(ISI)之作法，提送經ANII審核，適用於除役過渡階段前期需維持運轉系統設備之檢測與測試計畫(PDSI/PDST)，並委託AIA執行檢測、測試及修理/更換等作業之監查工作外，另要求台電公司應將除役過渡階段停止運轉設備之停用隔離管制機制提送本會。

(六)核一廠PDSAR第六章特殊安全設施部分，主要將低壓注水系統(LPCI)、爐心噴灑系統(CS)、備用氣體處理系統(SGTS)、二次圍阻體系統與隔離閥(SCIV)等系統設備修訂為除役過渡階段前期仍需維持可用/持續運轉之系統。

(七)核一廠PDSAR第七章儀控系統部分，除配合其他章節恢復反應爐保護系統(RPS)與爐心噴灑系統(CS)之審查結果，改列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單，以及將用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施之偵測試驗、校正記錄及維修紀錄，依除役計畫重要管制事項第8項之要求保存外，本會審查小組另提出重要管制事項，要求台電公司將事故後監測系統(PAM)與替代停機系統(ASP)設備與替代及補強措施之儀器對照表，以及乾井地面洩水監測要求(洩漏率)等列入TRM。

(八)核一廠PDSAR第八章電力系統部分，依其他章節將CS系統恢復可用之審查結果，配合修訂CS系統電源亦恢復可用。另針對除役期間第五台緊急柴油發電

機同時供應兩部機之精進設計變更執行時程，台電公司說明將依除役計畫重要管制事項第10項辦理。

(九)核一廠PDSAR第九章輔助系統部分，除將事故後取樣系統(PASS)改列為除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單，並與CS之消防系統恢復可用外，針對除役過渡階段前期所適用消防計畫，台電公司說明將依除役計畫重要管制事項第13項辦理。

(十)核一廠PDSAR第十章蒸汽與動力轉換系統部分，除第10.4.5節循環海水系統(CW)於除役過渡階段前期仍將維持適用，以確保最終熱沉可用外，1號機循環海水泵(CWP)停用規劃，台電公司亦依審查小組意見修正，並依除役計畫第5章表5-5備註說明，待1號機永久停機且燃料全數移除後再停用相關設備。

(十一) 核一廠PDSAR第十一章放射性廢棄物管理部分，除因應核一廠進入除役期間修訂表11.1-1至11.1-4有關放射性廢棄物射源項分析結果、廢氣處理過濾床系統等相關內容文字外，針對除役過渡階段前期之放射性廢棄物射源項，台電公司仍保留原運轉期間之分析結果以進行後續評估，並說明於除役開始至爐心用過核子燃料移出前，仍將定期執行爐水放射性核種取樣分析，以確實掌握核種變化；至於廢液與廢氣處理系統之輻射儀器設置、主煙囪與高塔氣象儀器系統亦已依審查意見恢復修訂內容，維持與運轉期間終期安全分析報告一致，同時並將核一廠除役計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施之分析結果更新至本章節相關內容。

(十二) 核一廠PDSAR第十二章輻射防護部分，主要就電廠屏蔽設計、通風系統設置、輻射防護計畫及合理抑低措施等章節進行修訂。

(十三) 核一廠PDSAR第十三章除役管理部分，台電公司說明除役過渡階段前期之人員訓練方案將依據除役計畫第12章重要管制事項要求辦理；至於核子保安與緊急計畫部分之內容仍與運轉期間一致而未做修訂，並將依核一廠除役

計畫第14章保安措施及第16章意外事件應變方案重要管制事項要求辦理。

(十四) 核一廠PDSAR第十四章初始測試計畫部分，由於除役期間核一廠原則上將不會再有初始測試及運轉之管制需求，因此原核一廠FSAR第14章內容於除役期間將不再適用，但台電公司承諾未來若有新增或變更項目如輻射排放口而需進行相關PRM測試之需要時，將會於事前通報本會。

(十五) 核一廠PDSAR第十五章事故分析部分，台電公司已依審查小組要求，就除役過渡階段前期可能之事故情境，新增第15.1.46節「潛在洩放爐水及冷卻水洩漏事件」章節內容，將最嚴重後果情境如冷卻水流失事故(LOCA)或電廠全黑事故(SBO)納入考量。此外本會審查小組並提出重要管制事項，要求台電公司審視並提送除役期間適用之老化管理方案。

(十六) 核一廠PDSAR第十六章除役期間需維持運轉系統技術規範部分，台電公司已依審查意見有關核一廠除役計畫重要管制事項第6項除役期間SAR與TS應定期配合除役計畫一併更新之要求，並將每年更新頻率修訂至本章內容以為依循。

(十七) 核一廠PDSAR第十七章品質保證部分，台電公司承諾將依據核一廠除役計畫第17章重要管制事項提送「核能電廠除役品質保證方案」，並於本會核備後做為本章主要內容及執行版本，故現階段品質保證內容將暫不修訂。

二、重要管制事項

綜合審查結果，除確認台電公司所提之安全分析報告可以接受外，並就下列台電公司安全分析與承諾作為納入重要管制事項，以確認台電公司執行本案之品質與除役安全。

核一廠除役過渡階段前期安全評估報告PDSAR重要管制事項

109.12.2修訂

項次	章節	內 容	管制時程	辦理狀態
1.	1 5	除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全有關系統備註所列停用設備與停止運轉系統，應參照除役計畫第 5 章系統評估再分類小組(SERT)作法建立評估停止運轉系統的隔離、斷電及洩水作業管制機制，以及需維持運轉系統之維護測試作業有效性及可行性再檢視機制，並提報主管機關審核。	107.12.05 (運轉執照到期前)	已結案
2.	1	1. 除役過渡階段前期 SAR 如有修改需要，須依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」規定報請主管機關審查同意後執行。 2. 除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統清單依審查結果修訂，並列為核一廠除役計畫第 5 章附件。	核一廠除役計畫下次更新時	已結案
3.	17	核能電廠除役品質保證方案經原能會核備後，納入 PDSAR 第十七章並做為主要內容及核一廠除役期間品質保證作業之基準文件。	107.12.05 (運轉執照到期前)	已結案

除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單

依據本會審查結果，台電公司針對除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單提出修訂內容，經審查可以接受。前述修訂內容如下表說明：

一、除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關清單

項次	系統代碼	(子)系統名稱	備註
1	104b	緊要海水系統(Essential Service Water, ESW)	乾井 2psig 引動信號停用。
2	104c	聯合結構廠房冷卻水系統(Combination Structure Cooling Water, CSCW)	乾井 2psig 引動信號停用。
3	108a	備用氣體處理系統(Stand-By Gas Treatment, SBGT)(含二次圍阻體及其隔離閥)	1. 乾井 Purge 功能停用、一次圍阻體大氣控制系統 PCAC 功能停用。 2. 乾井 2psig、HPCI 真空泵起動之 SBGT 引動信號停用。 3. 乾井 2psig 隔離二次圍阻體信號停用。 4. 納入 MODE 5+，不僅限於移動用過燃料時才須可用。
4	111a	緊急柴油發電機系統(EDG Auxiliary, Fuel Oil System, EDG Air System)	乾井 2psig 引動信號停用。
5	111b	五號柴油發電機(5th EDG System)	乾井 2psig 引動信號停用。
6	116a	新增用過核子燃料池冷卻系統(Spent Fuel Pool Additional Cooling System, SFPACS)	二次側為非安全相關
7	118	緊要海水取水輔助系統(Emergency Intake Auxiliary System)	
8	130a	安全相關寒水系統(WC-3、4、5)	乾井 2psig 引動信號停用。
9	4.16	4.16 kV 系統(4.16 kV System)	供給須要可用安全設備之電源
10	120Va	120/240 V 儀器用電力系統(120/240 V IP System)	供給須要可用安全設備之電源

11	120Vb	120 V 反應爐保護系統(Reactor Protection System, RPS)電源	
12	125V	125 V 直流電源(125 VDC)	1.供給須要可用安全設備之電源 2. DC-MCC-1A、DC-MCC-2A 等設備停用
13	480M	480 V 馬達控制中心(Motor Control Center, MCC)	1.供給須要可用安全設備之電源 2.MCC-6D1(原為非安全相關)停用
14	480P	480 V 匯流排(480 V Power Center, PC)	供給須要可用安全設備之電源
15	ASP	替代停機系統(Alternate Shutdown Panel, ASP)	1. RCIC-ASP 盤上僅維持留用與反應爐水位、抑壓池水位與溫度儀器等相關之 ISO SW 及 INVERTER，其餘 RCIC 控制所需等相關組件停用。 2. 留用 ASP 設備與儀器納入 TRM 管制。
16	ATTS	類比跳脫系統(Analog Transmission Trip System, ATTS)	1. T53 系統 suppression pool temperature monitoring(SPTM)保留但更改為 NQ，改於列表 5-B。 2. 與 C72 系統 RPS 相關組件，提報除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估予主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。 3. 二次圍阻體隔離、CREF 自動引動儀控設備納入 MODE 5+，不僅限於移動用過燃料時才須可用。
17	B11	反應爐內部組件(Reactor Assembly)	
18	B21	反應爐壓力槽系統(Reactor Boiler System)	1. 燃料區水位儀停用，爐心淹水用水位儀設定點變更，擴大範圍可涵蓋燃料區及反應爐 cavity。 2. 反應爐開蓋，爐壁及 flange 溫度儀停用，爐頂排氣閥隔離 de-energized。 3. MSL 流量/壓力/溫度計及相關連鎖停用。 4. MSIV、SRV 關閉隔離 de-energized，

			做為隔離邊界。 5. 部分壓力/差壓傳送器因下游系統設備停用而不須提供任何功能者，則規劃停用。 6. 與 C72 系統 RPS 相關組件，提報除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估予主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。
19	C12	控制棒驅動液壓系統(Control Rod Drive Hydraulic System)	除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估，提報主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。
20	C41	備用硼液系統(Stand-By Liquid Control, SBLC)	除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估，提報主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。
21	C51a	中子偵測系統(Neutron Monitoring System)	1. 限廣程中子偵測系統(WRNM) 2. 除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估，提報主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。
22	C72	反應器保護系統(Reactor Protection System, RPS)	除役期間控制棒長時間處於全入隔離狀態之廠家安全評估，提報主管機關審核核准前，仍依運轉期間規定辦理。
23	D11a	廠房排氣管輻射偵測系統	二次圍阻體隔離、CREF 自動引動儀控設備納入 MODE 5+，不僅限於移動用過燃料時才須可用。
24	D11b	控制室通風輻射偵測系統	CREF 自動引動儀控設備納入 MODE 5+，不僅限於移動用過燃料時才須可用。
25	E11	餘熱移除系統(Residual Heat Removal, RHR)	1. RHR SW Booster Pump 為停止運轉設備 2. 乾井 2psig 引動信號停用。 3. 反應爐壓力 135 psig 之 RHR S/D cooling permissive 信號停用。 4. ADS permissive RHP pump>100 psig 信

			號停用。 5. 反應爐穴低水位時 LPCI 須保持雙串各一台泵可用。 6. 反應爐穴高水位時 S/D cooling 須保持單串單台泵可用。反應爐穴低水位時 S/D cooling 須保持單串兩台泵或雙串各一台泵可用。 7. 其它停用設備包括：爐蓋噴灑、圍阻體噴灑模式、蒸汽凝結模式、低壓注水之破管偵測選擇邏輯、洩放至主冷凝器、Post recombiner 冷卻水供給、海水連通管閥、蒸氣洩漏偵測
26	E21	爐心噴灑系統(Core Spray, CS)	乾井 2psig 引動信號及管路破管偵測功能停用。ADS permissive CS pump>100 psig 信號停用。
27	F15	燃料更換設備(Refueling Equipment)	
28	H11	主控制室控制盤(Control Room Panels)	
29	H21a	現場儀電盤及儀器架-第一組	安全相關： H21-P001 H21-P004A/B H21-P004-100 H21-P005A/B H21-P005-100 H21-P009 H21-P010 H21-P011 H21-P018 H21-P019 H21-P021 H21-P030A/B/C/D H21-P080 H21-P081 H21-P084

			H21-P085 H21-P086 H21-P087
30	HVACa	主控制室空調通風系統(Main Control Room HVAC)	納入 MODE 5+，不僅限於移動用過燃料時才須可用。
31	HVACb	電氣設備與蓄電池室通風系統(Service Area - Battery Room HVAC System)	For 安全相關之電池室
32	HVACc	柴油機房通風系統(Diesel Generator Room Ventilation System)	
33	T23	一次圍阻體系統及穿越器(Primary Containment System and Penetration)	1. 一次圍阻體系統做為破管蒸汽/ADS/SRV/HPCI/RCIC 排氣熱沉功能停用。 2. 乾井上蓋移除。 3. 本系統仍維持不影響安全系統功能所需之結構完整，本系統之抑壓槽維持提供 RHR 與 CS 系統水源之功能。 4. 一次圍阻體雙重氣鎖門管制措施納入核子反應器爐心仍有用過核子燃料之運轉技術手冊 TRM 修訂。(但不進行洩漏測試等)
34	T48	一次圍阻體隔離系統(Primary Containment Isolation System, PCIS)	僅保留 1. Gr#1：反應爐低水位 L-2 信號隔離 CRHP。 2. Gr#2：反應爐低水位 L-3 信號隔離 E11-F040/F049；反應爐低水位 L-1 信號隔離 E11-F024/F028。 3. Gr#3：反應爐低水位 L-3 & 反應器廠房排氣高輻射等信號隔離 CRHP、隔離反應器廠房正常通風、起動 SBT。 4. Gr#4：反應爐低水位 L-3 信號隔離 E11-F008/F009 及 E11-F015A/B。 5. Gr#5：反應爐低水位 L-2 信號隔離

			G33-F001/F004。
--	--	--	----------------

- 註：1. 各系統所屬設備/組件之安全等級分類，依 PDSAR Table 3.2-1
2. 各系統所屬設備/組件之停止運轉，請依 107 年 11 月 27 日電核能部核安字第 1078125833 號函提報系統評估再分類小組(SERT)隔離停用前之維護作法，以及完成隔離停用後至拆除前之管制措施辦理。
3. 有關除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單，請於核一廠除役計畫下次修訂進版時納入核一廠除役計畫第 5 章。

二、除役過渡階段前期需維持運轉系統-非安全相關清單

項次	系統代碼	(子)系統名稱	備註
1	104d	廠用海水系統(Service Water, SW)	
2	105a	循環水系統(Circulating Water)(僅一號機)	
3	105b	循環水系統(Circulating Water)(僅二號機)	
4	106a	凝結水儲存與傳送系統(Condensate Storage and Transfer)	CST TANK 仍維持 SEISMIC I，本系統部分設備組件原屬安全相關者，仍維持其原品質等級。
5	106b	除礦水儲存與傳送系統(Demineralized Storage and Transfer)	
6	107	廠用/儀用空氣系統(Service/Instrument Air)	正常儀用/廠用空壓機冷卻水為 CSCW 系統
7	110a	廢液處理系統(Liquid Radwaste, LRW)	121 系統中樹脂再生與傳送設備保留給本系統。 - 廢料系統本身屬於非安全相關系統，但系統內穿越圍阻體邊界之管路與隔離閥屬安全相關設備，因除役期間一次圍阻體已不完整，一次圍阻體相關隔離功能已不再需要，故變更為非安全相關設備。
8	110b	固體廢棄物處理系統(Solid Radwaste, SRW)	
9	112a	廢料廠房取樣系統(Radwaste Building Sampling System)	廢料廠房取樣系統未涉及 quality group A/B/C system 以及圍阻體穿越隔離功能，原即屬非安全相關，並未變更分類等級。
10	112b	用過核子燃料池相關取樣系統(Fuel Pool Related Sampling System)	此處所指之取樣系統並不包括取樣系統隔離閥。取樣系統隔離閥之系統編號與被取樣系統(用過核子燃料池冷卻淨化系統)相同，品質等級亦與其相同。隔離閥之外的取樣系統原本品質等級即分類為非安全系統。

11	112c	反應器廠房取樣系統(燃料池及 RWCU 系統除外) (Reactor Building (Fuel Pool & RWCU Excluded) Sampling System)	反應器廠房取樣系統除燃料池及 RWCU 系統外，另有 B31 取樣、C12 取樣系統、ECP/CGMS 等均停用，僅保留 E21、C12 取樣取樣。
12	112d	爐水淨化系統取樣站(Clean-Up System Sampling Panel)	依據既有 FSAR TABLE 3.2-1，爐水淨化系統取樣站屬非安全相關。
13	112e	事故後取樣系統(Post Accident Sampling System, PASS)	
14	113a	廠房消防系統	
15	113b	廠區消防系統	
16	114	補充水(除礦器)處理系統(Make-up Water Treatment System)	
17	116b	用過核子燃料池冷卻淨化系統(Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System, SFPCCS)	SFPACS 具備用過核燃料池冷卻之安全功能，SFPACS 列於表 5-A 除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關之中，故本系統 SFPCCS 品質等級改分類為非安全相關。此規劃與核准之除役計畫除役過渡階段後期之規劃相應。
18	117	(循環水泵室)進水口輔助系統(Normal Intake Auxiliary System (except Chlorization))	
19	130b	非安全相關寒水系統(WC-1、2)	
20	130c	新增之獨立寒水系統(Package Water Chillers)	
21	140	HVAC 冷卻水系統(HVAC Cooling Water, HVCW)	
22	141	生水系統(Raw Water)	
23	143	雜項冷卻水系統(Miscellaneous Cooling Water System)	
24	144	地下滲水及廠房屋頂洩水系統(Waste Water Drainage and Plumbing System)	
25	148	地震監測系統(Seismic Monitoring System)	

26	149a	主煙囪高塔氣象儀器系統(Meteorology System)	待以低塔氣象資料進行含 LOCA 及 CRDA 之廠外民眾與控制室人員劑量分析評估，以及 EPZ 檢討修正報告提出分析變更申請，並經原能會審查核准後，再規劃停用主煙囪與高塔氣象儀。
27	149b	乾華區低塔氣象儀器系統(Meteorology System)	
28	217	警示窗(Annunciator)	警示窗原即為非安全相關，並未變更其品質等級。
29	255	廠用照明系統(Lighting System)	
30	256	通訊系統(Communication System)	
31	257	保安電腦門禁控制系統(Access Control Computerization System)	保安電腦門禁控制系統原即為非安全相關，並未變更其品質等級。
32	258	保安閉路電視監視系統(Close Circuit Television System, CCTV)	保安閉路電視監視系統原即為非安全相關，並未變更其品質等級。
33	259	保安系統(Security System, SECU)	保安系統原即為非安全相關，並未變更其品質等級。
34	345	345 kV 系統(345 kV System)	
35	356	避雷系統(Lightning System)	
36	357	廠區洗浴與雜項廢水處理系統	
37	358	廠區生活廢(污)水處理系統	
38	11KV	11.4 kV 系統(11.4 kV System)	
39	69	69 kV 系統(69 kV System)	
40	24V	24 V 直流電源(24 VDC)	
41	C91	廠程序電子計算機系統(Plant Process Computer Replacement System / Emergency Response Facility, PPCRS/ERF)	廠程序電子計算機系統原即為非安全相關，並未變更其品質等級。

42	CATHa	主冷凝器水箱陰極保護系統(一號機)	
43	CATHb	主冷凝器水箱陰極保護系統(僅二號機)	
44	D11c	廢氣通道(主煙囪)輻射偵測系統	在現有設計中，本 D11 系統，僅有廠房排氣管輻射偵測系統、控制室通風輻射偵測系統以及主蒸汽管路輻射偵測系統屬於安全相關系統，其中廠房排氣管輻射偵測系統、控制室通風輻射偵測系統已列於表 5-A 中。而主蒸汽管路輻射偵測系統則因停用列於表 5-C。其餘均屬非安全相關系統，故列於表 5-B 中。本系統沿用運轉期間之品質等級分類，並未變更。
45	D11d	廠房煙囪輻射偵測系統	同上
46	D11e	聯合結構廠房閉路冷卻水輻射偵測系統	同上
47	D11f	廢液排放(Radwaste Effluent)輻射偵測系統	同上
48	D11g	廠用海水出口(SW Effluent)輻射偵測系統	同上
49	D11h	緊要廠用水出口(ESW Effluent)輻射偵測系統	同上
50	D11i	設備洩水池出口(Sump #28)輻射偵測系統	同上
51	D11j	廢海水槽排放輻射偵測系統	同上
52	D21	區域輻射偵測系統(Area Radiation Monitoring, ARM)	在現有設計中，本 ARM 系統，僅有 CONTAINMENT RADIATION 屬於安全相關系統，在除役階段本系統已規劃停用。其餘均屬非安全相關系統，而列於表 5-B 中。本系統沿用運轉期間之品質等級分類，並未變更。
53	G33	爐水淨化系統(Reactor Water Clean-Up, RWCU)	部份管閥組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持安全等級不變。
54	H21b	現場儀電盤及儀器架-第二組	非安全相關： 1. H21-P002 2. H21-P003

			3. H21-P012 4. RK-120-1/2A/2B/4/5/6/7/9A/3/8/9
55	HVACd	二次圍阻體通風與空氣冷卻系統(Secondary Containment (Reactor Building) HVAC)	二次圍阻體安全相關隔離功能之管閥設備，分列於表 5-A 中 108 SBGT(含二次圍阻體及其隔離閥)系統
56	HVACe	乾井冷卻系統(Dry Well Cooling)	
57	HVACf	廢料處理區(Radwaste Area (Radwaste Building))通風與空調系統	
58	HVACg	汽機廠房(含新建寒水機房)與聯合結構廠房西側通風及空氣冷卻系統(Turbine Building (Combination Structure West Perimeter) Ventilation and Cooling Systems)	
59	HVACH	辦公室區通風與空調系統(Service Area and Offices Ventilation System)	電氣設備與蓄電池室通風系統屬安全相關，已另獨立列於表 5-A
60	HVACi	修配間通風系統(Machine Shop Ventilation System)	
61	HVACj	一、二號低放射性廢棄物貯存庫空調系統	
62	ST	起動變壓器(Startup Transformer, ST)	
63	SUPSa	緊要電源系統(Vital Power System)	
64	SUP Sb	不斷電電源系統(Uninterruptible Power Supply UPS)	
65	T53	抑壓池溫度監控系統(Suppression Pool Temperature Monitoring (SPTM) System)	
66	480V	500 kW 固定式柴油發電機	

註：1. 各系統所屬設備/組件之安全等級分類，依 SAR Table 3.2-1

2. 各系統所屬設備/組件之停止運轉，請依 107 年 11 月 27 日電核能部核安字第 1078125833 號函提報系統評估再分類小組(SERT)隔離停用前之維護作法，以及完成隔離停用後至拆除前之管制措施辦理。

3. 有關除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單，請於核一廠除役計畫下次修訂進版時納入核一廠除役計畫第 5 章

三、除役過渡階段前期停止運轉系統清單

項次	系統代碼	(子)系統名稱	備註
1	101a	主蒸汽系統(Main Steam)	部份管路組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持運轉並維持安全等級不變。
2	101b	抽汽系統(Extraction Steam)	
3	101c	輔助蒸汽系統(Auxiliary Steam)	
4	102a	凝結水系統(Condensate System)	**
5	102b	飼水系統(包含 RFP 溫度控制、軸封、及熱機平衡管路系統) (Feedwater System (Include RFP Temp. Control Seal & Warm-Up Balance Line Sys.))	** 部份管閥組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持運轉並維持安全等級不變。
6	102c	主冷凝器真空泵及蒸汽抽氣器系統(Air Evacuation AO System)	
7	103	飼水加熱器洩水及逸氣系統(Heater Drains and Vents System)	
8	104a	汽機廠房冷卻水系統(Turbine Building Cooling Water, TBCW)	
9	108b	充氮供給系統(NSDS)	***
10	108c	Post-LOCA 氫氣再結合器系統	
11	109	廢氣處理系統(Off-Gas, OG)	因反應爐不再產生蒸汽且主冷凝器停用，不再有工作流體，故本系統停用，但主煙囪留用供 SBT 系統使用，相關的 D11c 系統廢氣通道(主煙囪)輻射偵測系統亦留用。另外廢氣廠房通風輻射偵測器 RI-109-3 留用直至廢氣廠房拆除。
12	112f	汽機廠房取樣系統(Turbine Building Sampling System)	
13	113c	氣渦輪機組相關之消防系統	待 Fire load 移除後停用

14	115	主汽機/發電機(Turbine/Generator, T/G)	
15	119	加氯系統(Chlorization System)	改為人工加藥後，119 系統停用。
16	121	凝結水除礦器系統(Condensate Demineralizer)	**； 樹脂再生與傳送設備改併於 110a 廢液處理系統
17	122	超音波樹脂洗淨系統(Ultrasonic Resin Cleaning)	
18	131	一次圍阻體輻射偵測系統(Primary Containment Atmospheric Radiation Monitoring System, PCARMS)	
19	132	一次圍阻體可燃氣體偵測系統(Primary Containment Combustible Gas Monitor System, PCCGMS)	
20	254	氣渦輪發電機(Gas Turbine, G/T)	
21	362	飼水加氫系統(Hydrogen Water Chemistry, HWC, System)	***
22	115H	主發電機氫氣系統(Generator H2 System)	
23	115O	主發電機封油系統(Generator Seal Oil System)	
24	115T	主汽機數位電子控制系統(Digital Electro-Hydraulic System, DEH)	
25	115V	主發電機自動電壓調整器(Automatic Voltage Regulator, AVR)	
26	B31	反應爐再循環系統(Reactor Recirculation, RR)	1. 須開啟進口閥 B31-F023A/B For RWCU 2. 提供爐心循環水流功能停用，但大部份管閥組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持安全等級不變。
27	C22	多重反應度控制系統(Redundant Reactivity Control System, RRCS)	

28	C31	飼水控制系統(Feedwater Control System)	**
29	C51b	中子偵測系統(Neutron Monitoring System)(WRNM 除外)	除廣程中子偵測系統(WRNM)以外之中子偵測系統，包括 TIP、LPRM、OPRM、APRM、RBM。
30	CATHc	35000 kL 油槽陰極保護系統	待油槽清空後
31	D11k	主蒸汽管路輻射偵測系統	因反應爐不再產生蒸汽且主蒸汽管路隔離停用，故本流程輻射偵測系統亦停用。
32	D11l	抽氣器廢氣輻射偵測系統(SJAE)	因反應爐不再產生蒸汽且主蒸汽管路隔離，廢氣抽氣再結合器亦停用，不再有工作流體，故本流程輻射偵測系統停用。
33	D11m	廢氣炭床出口輻射偵測系統	廢氣抽氣再結合器停用，廢氣炭床停用，不再有工作流體，故本流程輻射偵測系統停用。
34	E41	高壓注水系統(High Pressure Coolant Injection, HPCI)	部份管閥組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持運轉並維持安全等級不變。
35	E51	爐心隔離冷卻系統(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)	部份管閥組件屬於 RPV 隔離邊界內，則維持運轉並維持安全等級不變。
36	H21c	現場儀電盤及儀器架-第三組	停用： 1. H21-P006 2. H21-P007 3. H21-P014-A/B 4. H21-P015-A/B 5. H21-P016 6. H21-P017-A/B 7. H21-P022 8. H21-P025 9. H21-P034 10. H21-P035 11. H21-P036 12. H21-P037

			13. H21-P038 14. RK-120-10/11/11A/12/14/16/17/18/19
37	IPB	相隔離式匯流排及其附屬系統(Isolated Phase Bus (IPB) and Auxiliary System)	
38	MT	主變壓器(Main Transformer, MT)	
39	UT	機組輔助變壓器(Unit Auxiliary Transformer, UT)	

**RPV Cavity 灌滿水至 RPV 水位須高於 RPV 凸緣 6.8 公尺以上。

***為#1機及#2機共用設備組件，待兩部機組反應爐永久停機後，可停止運轉。

- 註：1. 各系統所屬設備/組件之停止運轉，請依 107 年 11 月 27 日電核能部核安字第 1078125833 號函提報系統評估再分類小組(SERT)隔離停用前之維護作法，以及完成隔離停用後至拆除前之管制措施辦理。
2. 有關除役過渡階段前期需維持運轉安全/非安全與停止運轉系統分類清單，請於核一廠除役計畫下次修訂進版時納入核一廠除役計畫第 5 章