

原能會「核二廠除役計畫審查案」審查意見表

第一章 綜合概述（已結案 6 項，共 6 項）

意見 編號	01-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B04、B12、 B13	1.2.3	1-16、1-33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第二、(二).1 1. 核二廠除役各階段工作時程規劃所述：「本公司將於執行除役相關作業前，將依實際規劃作業針對營運程序書修改或增訂為除役所需之各項程序書，並完成人員訓練。」，對於相關程序書修訂之時程規劃係以除役各階段結束前完成下一階段所需之程序書修訂作業，或是以重要工作執行前完成程序書修訂和訓練，請說明作業規劃情形。 2. 有關核二廠除役保留區域，除了與放射性廢棄物貯存相關之設施外，請說明圖 1-3” 核二廠除役後保留設施” 所示，包括如循環水渠道、重件倉庫及循環海水泵室等設施之理由及用途。 3. 有關核二廠廠區地圖及相關圖件部分，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。 4. 請說明核二廠除役計畫對於核一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）。 5. 請持續蒐集核二廠除役計畫所參用資料之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並更新至除役計畫中。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一週前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。 2. 核二廠循環水渠道、循環海水泵室配合未來電力事業用途，可能仍有使用機會，故本公司目前規劃予以保留。重件倉庫係鋼筋混凝土塊分離設施之室內作業區，會在除役階段放置非放射性物料或機具，故予以保留。除役完成後，將會移除放置於重件倉庫的非放射性物料及機具。 以上設施包括如循環水渠道、重件倉庫及循環海水泵室等，皆載明在圖 1-3“核二廠除役後保留設施”，且依據本計畫第三章之核二廠運轉歷史與異常事件資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之區域，保守建議劃定循環海水出口渠道為受輻射影響區範圍。待永久停機後，將依主管機關(原能會)核定之輻射特性調查計畫內容進行全面偵測。 3. 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，於除役階段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二廠程序書 1100 系列之規定辦理。 4. 有關核二廠除役計畫對於核一廠除役計畫審查重要管制事項之參採情形，					

詳如下表所示

序號	項次	核一廠除役計畫審查重要管制事項	管制時程
		核二廠除役計畫參採情形	
1	1-1	核一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。	次年二月底 (除役期間)
		本公司於核二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	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。	107.12~133.07 (除役期間)
		本公司於核二廠除役期間將配合辦理，加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料。	
3	1-2 3-2 12-1 15-2	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。	107.12~133.07
		本計畫第一章、第十二章將配合辦理，除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一週前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。	
4	3-1 4-1	輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引水平(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核。	108.06 (輻射特性調查作業 6個月前) 111.12 (完成輻射特性調查 作業提報)
		本計畫第四章將配合辦理，輻射特性調查作業計畫，於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
5	4-2 15-3	除役計畫相關文件保存年限，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘應至少保存至除役完成後10年。另法規有明文規定者，得從其規定。	107.12~133.07
		本公司於核二廠除役期間，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	5-1 6-1 7-1 16-1	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。	106.12 修訂版報審 (運轉執照到期至少 前1年) 107.12~133.07 除役 期間定期更新(至少

			每年)
		本公司於核二廠除役期間，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。	
7	5-2	兩部機組吊運用過核子燃料行政管制。	107.12~113.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		核二廠承諾將以行政管制方式，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。	
8	5-3	用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。	107.12~120.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出用過核子燃料池前)
		本公司於核二廠除役期間用過核子燃料池島區控制站內會提供用過核子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。用過核子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	5-4	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 1.26 及 1.29 (RG 1.26 及 RG 1.29)。	107.12~133.07
		核二廠除役期間用過核子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核子燃料池島區設置而新增之系統，用過核子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	5-5	五號柴油發電機同時供應兩部機之精進設計變更，提報主管機關審核。另「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，在未經核准前，應依原運轉規定辦理。	108.04 (提出設計變更) 107.12~113.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		本公司於核二廠除役期間將配合辦理，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。	
11	5-6	主控制室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	107.12~133.07

		盤面監控與操作。	
		本公司於核二廠除役期間將配合辦理，標示安全相關設備及必須維持之設備系統，停用系統將進行掛卡、隔離、斷電與洩水作業。	
12	5-7 8-2	除役保留區放射性廢液處理系統設置申請。	122.12 (機組廢液處理系統拆除前 3 年)
		本計畫第五章、第八章將配合辦理，除役保留區放射性廢液處理系統設置，於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
13	5-8	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 1.191(RG 1.191)所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。	107.12~133.07
		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。並於核二廠一號機永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前(109 年 12 月 27 日)將核二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	6-2 7-2 10-4	廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑低，提報主管機關審核。	114.12 (除役拆廠階段前 1 年)
		本計畫第六章、第七章、第十章將配合辦理，廠房拆除作業計畫於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
15	6-3	清潔外釋計畫修正版提報主管機關審核。	115.12
		本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	7-3 16-2	用過核子燃料未全部移出用過核子燃料池前，應備有緊急應變計畫。「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之解除或變更申請之建議，應提送主管機關審核。	111.04 前 (依核子事故緊急應變法五年再評估)

		本計畫第十六章將配合辦理，用過核子燃料未全部移出用過核子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	7-4	異常事件通報程序，依照「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」之規定辦理。	107.12~133.07 (核一廠除役期間)
		本公司於核二廠除役期間，將依照「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」之規定執行異常事件通報。	
18	8-1	核一廠系統除污作業計畫提報主管機關審核。	108.01 (執行系統除污作業前1年)
		本計畫第八章將配合辦理，系統除污作業計畫於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
19	9-1	低放射性廢棄物減容處理設施建造執照申請。	112.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物減容處理設施建造之程序，並向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
20	9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	112.01 提出申請 117.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物貯存設施建造，並向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
21	9-3	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造執照申請。	110.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造，並向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
22	10-1	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。	107.09~133.7 (配合除役進度)
		本計畫第十章將配合辦理，除役期間之輻射防護計畫含廠區監測區監測計畫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	10-2	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。	107.12~133.7 (至少每五年)
		本公司於核二廠除役期間將配合辦理，提報核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告。	

24	10-3	除役期間廠界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。	107.12~133.7 (配合除役進度)
		本公司於核二廠除役期間將配合辦理，合理抑低除役期間廠界輻射劑量，適時更新與提報其評估報告，並提報主管機關審核。	
25	11-1	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。	107.10~133.7 (每年 11 月 1 日前提報下年度計畫)
		本計畫第十一章將配合辦理，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，每年提報主管機關審核。	
26	12-2	核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，提報主管機關審核。	107.06
		本計畫第十二章將配合辦理，核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，將提報主管機關審核。	
27	13-1	核子反應器永久停機後之核子保防作業，應依核子保防作業辦法之規定辦理。	108.06 及 109.01 (分別提報一、二號機詳細資料) 107.12~133.7 (核一廠除役期間)
		本計畫第十三章將配合辦理，核子反應器永久停機後之核子保防作業，依核子保防作業辦法之規定辦理。	
28	14-1	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；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	107.12~133.07
		本計畫第十四章將配合辦理，反應爐仍有用過核子燃料之保安措施，依原運轉期間之規定辦理；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	
29	15-1	除役期間的品質保證方案準用「核子反應器設施品質保證準則」，並提報主管機關審核。	107.06
		本計畫第十五章將配合辦理，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。	
30	17-1	廠址最終輻射偵測作業計畫，提報主管機關審核。	127.06 (廠址最終狀態偵測階段前 1 年)
		本計畫第十七章將配合辦理，廠址最終輻射偵測作業計畫於	

	實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。
5. 旨述資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)皆已詳列在本計畫第二章，本公司將持續蒐集核二廠除役計畫所參用資料，並適時更新至各章節中。	
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 2 回合審查意見	
1. 台電公司對於相關程序書修訂之時程規劃係以除役各階段結束前完成下一階段所需之程序書修訂作業，或是以重要工作執行前完成程序書修訂與訓練，請提出整體作業規劃說明。 3. (1) 答覆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，相關之工程圖件之建立及保存皆依核二廠程序書 1100 系列之規定辦理。請再明確說明如何保存及其年限。 3. (2) 為確保施工安全，防止開挖損及地下管線，引發工安事故，請確認保存之地下管路圖資為最新的管線資料及管線路徑圖，並於施工開挖前確認地下管線之埋設情形。 4. (1) 部分管制事項之答覆所述「於核二廠除役期間將配合辦理」，但未說明具體參採情形與辦理時程，請再補充。 4. (2) 另若於除役計畫中未敘明，請明訂並將相關內容列入除役計畫中。 5. 請進一步說明持續蒐集與「適時更新」之規劃。 除以上第 1、3、4 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。	
第 2 回合審查意見答覆	
1. 核二廠進入除役階段之第一版除役相關程序書，預計將於核二廠一號機運轉執照屆期一個月前完成，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，將重新再行檢討程序書內容，待修改完成後，再進行相關作業。 3. (1) 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。 (2) 對於廠區內地下之管路、結構物及設備等相關圖資等，本公司於除役階段仍會依據核二廠程序書 1106.02 圖面管制程序，進行妥善的管制及修訂，提供最新版的圖面以確保除役工作正確執行，並於施工開挖前確認地下管線之埋設情形。 4. 配合辦理，部分管制事項之答覆所述「於核二廠除役期間將配合辦理」，遵照審查意見具體修定參採情形與辦理時程，詳如下表所示	

序號	項次	核一廠除役計畫審查重要管制事項	管制時程
		核二廠除役計畫參採情形	
1	1-1	核一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。	次年二月底 (除役期間)
		本計畫各章將配合辦理，於核二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。	
2	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。	107.12~133.07 (除役期間)
		本計畫第二章將配合辦理，加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料。	
3	1-2	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。	107.12~133.07
	3-2	本計畫第一章、第十二章將配合辦理，除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一個月完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。	
	12-1 15-2		
4	3-1 4-1	輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引水平(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核。	108.06 (輻射特性調查作業 6 個月前) 111.12 (完成輻射特性調查 作業提報)
		本計畫第四章將配合辦理，輻射特性調查作業計畫，於輻射特性調查作業 6 個月前另案提報主管機關審核，並於核備後據以執行。	
5	4-2 15-3	除役計畫相關文件保存年限，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘應至少保存至除役完成後 10 年。另法規有明文規定者，得從其規定。	107.12~133.07
		本計畫各章將配合辦理，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	5-1	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。	106.12 修訂版報審 (運轉執照到期至少 前 1 年)
	6-1		107.12~133.07 除役 期間定期更新(至少
	7-1		
	16-1		

			每年)
		本公司於核二廠除役期間，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。修訂版將於核二廠一號機運轉執照屆期一年前完成並送審，並於核二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	5-2	兩部機組吊運用過核子燃料行政管制。	107.12~113.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		核二廠進入除役階段之第一版除役相關程序書，預計將於核二廠一號機運轉執照屆期一個月內完成，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，將重新再行檢討程序書內容，待修改完成後，再進行相關作業。關於兩部機組吊運用過核子燃料之行政管制，核二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。	
8	5-3	用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。	107.12~120.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出用過核子燃料池前)
		本公司於核二廠除役期間用過核子燃料池島區控制站內會提供用過核子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。用過核子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，至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心為止。	
9	5-4	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 1.26 及 1.29 (RG 1.26 及 RG 1.29)。	107.12~133.07
		核二廠除役期間用過核子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核子燃料池島區設置而新增之系統，用過核子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	5-5	五號柴油發電機同時供應兩部機之精進設計變更，提報主管機關審核。另「機組於大修或冷停機期間第 5 部緊	108.04 (提出設計變更) 107.12~113.07

		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。	(永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		本公司於核二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	5-6	主控制室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。	107.12~133.07
		本公司於核二廠除役期間將標示安全相關設備及必須維持之設備系統，停用系統將進行掛卡、隔離、斷電與洩水作業。	
12	5-7 8-2	除役保留區放射性廢液處理系統設置申請。	122.12 (機組廢液處理系統拆除前 3 年)
		本計畫第五章、第八章將配合辦理，除役保留區放射性廢液處理系統設置，於廢液處理系統拆除前 3 年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
13	5-8	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 1.191(RG 1.191)所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。	107.12~133.07
		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。並於核二廠一號機永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前(109 年 12 月 27 日)將核二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	6-2 7-2 10-4	廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑制，提報主管機關審核。	114.12 (除役拆廠階段前 1 年)
		本計畫第六章、第七章、第十章將配合辦理，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	6-3	清潔外釋計畫修正版提報主管機關審核。	115.12

		本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	7-3 16-2	用過核子燃料未全部移出用過核子燃料池前，應備有緊急應變計畫。「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之解除或變更申請之建議，應提送主管機關審核。	111.04 前 (依核子事故緊急應變法五年再評估)
		本計畫第十六章將配合辦理，用過核子燃料未全部移出用過核子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	7-4	異常事件通報程序，依照「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」之規定辦理。	107.12~133.07 (核一廠除役期間)
		本公司於核二廠除役期間，將依照「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」之規定執行異常事件通報。	
18	8-1	核一廠系統除污作業計畫提報主管機關審核。	108.01 (執行系統除污作業前 1 年)
		本計畫第八章將配合辦理，系統除污作業計畫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	9-1	低放射性廢棄物減容處理設施建造執照申請。	112.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物減容處理設施建造之程序，於 111 年 11 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
20	9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	112.01 提出申請 117.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物貯存設施建造，於 111 年 11 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
21	9-3	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造執照申請。	110.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造，於 110 年 12 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
22	10-1	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	107.09~133.7 (配合除役進度)

		管機關審核，並適時修訂。	
		本計畫第十章將配合辦理，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	10-2	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。	107.12~133.7 (至少每五年)
		本計畫第十章將配合辦理，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	10-3	除役期間廠界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。	107.12~133.7 (配合除役進度)
		本計畫第十章將配合辦理，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	11-1	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。	107.10~133.7 (每年 11 月 1 日前提報下年度計畫)
		本計畫第十一章將配合辦理，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，每年提報主管機關審核。	
26	12-2	核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，提報主管機關審核。	107.06
		本計畫第十二章將配合辦理，核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，將提報主管機關審核。	
27	13-1	核子反應器永久停機後之核子保防作業，應依核子保防作業辦法之規定辦理。	108.06 及 109.01 (分別提報一、二號機詳細資料) 107.12~133.7 (核一廠除役期間)
		本計畫第十三章將配合辦理，核子反應器永久停機後之核子保防作業，依核子保防作業辦法之規定辦理。	
28	14-1	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；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	107.12~133.07
		本計畫第十四章將配合辦理，反應爐仍有用過核子燃料之保安措施，依原運轉期間之規定辦理；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	
29	15-1	除役期間的品質保證方案準用「核子反應器設施品質保證準則」，並提報	107.06

		主管機關審核。	
		本計畫第十五章將配合辦理，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。	
30	17-1	廠址最終輻射偵測作業計畫，提報主管機關審核。	127.06 (廠址最終狀態偵測階段前 1 年)
		本計畫第十七章將配合辦理，廠址最終輻射偵測作業計畫於廠址最終狀態偵測階段前 1 年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	

5. 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」第十二條，持續蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於每年提出除役計畫修正版時，一併更新。

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 3 回合審查意見

1. 同意答覆，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(1). 同意答覆，除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料，需依規定訂定類別清單及保存期限，對除役計畫相關文件保存依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第十四條規定辦理，本項列入重要管制事項。
- 3(2). 同意答覆。
4. 請就下列答覆內容再修正：
 - a. 序號 1：請加註依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，每年提報主管機關審核。
 - b. 序號 5：請加註依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第十四條規定辦理。
 - c. 序號 7：答覆所述「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。」，「90 天內」應是贅詞，請修正。
 - d. 序號 8：本項應是用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用，答覆所述「至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心為止」並不正確，請修正。
 - e. 序號 11：答覆所述「本公司於核二廠除役期間將標示安全相關設備及必須維持之設備系統，停用系統將進行掛卡、隔離、斷電與洩水作業。」語意不明，請修正。

- f. 序號 17：答覆所述「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」是否應為「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第十一條」，請澄清修正。
5. 同意答覆。
- 除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1. 遵照辦理。
3. (1) 遵照辦理。
4. 配合辦理，詳如下表所示。

序號	項次	核一廠除役計畫審查重要管制事項	管制時程
		核二廠除役計畫參採情形	
1	1-1	核一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。	次年二月底 (除役期間)
		本計畫各章將配合辦理，依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，於核二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。	
2	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。	107.12~133.07 (除役期間)
		本計畫第二章將配合辦理，加強場址特性條件監測，並適時更新場址特性資料。	
3	1-2 3-2 12-1 15-2	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。	107.12~133.07
		本計畫第一章、第十二章將配合辦理，除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一個月前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。	
4	3-1 4-1	輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引水平(DCGL)及輻射特性調查報告，提報主管機關審核。	108.06 (輻射特性調查作業 6 個月前) 111.12 (完成輻射特性調查 作業提報)
		本計畫第四章將配合辦理，輻射特性調查作業計畫，於輻射特性調查作業 6 個月前另案提報主管機關審核，並於核備後據以執行。	
5	4-2 15-3	除役計畫相關文件保存年限，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘	107.12~133.07

		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。	
		本計畫各章將配合辦理，依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第十四條規定，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	5-1 6-1 7-1 16-1	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。	106.12 修訂版報審(運轉執照到期至少前 1 年) 107.12~133.07 除役期間定期更新(至少每年)
		本公司於核二廠除役期間，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。修訂版將於核二廠一號機運轉執照屆期一年前完成並送審，並於核二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	5-2	兩部機組吊運用過核子燃料行政管制。	107.12~113.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		關於兩部機組吊運用過核子燃料之行政管制，核二廠將修訂燃料填換相關程序書，限制於一號機機組永久停機後，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及用過核子燃料池為止。前述程序書修訂，將於核二廠一號機運轉執照屆期一個月前完成，並於一號機運轉執照屆期次日發行使用。	
8	5-3	用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。	107.12~120.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出用過核子燃料池前)
		本公司於核二廠除役期間於主控制室(用過核子燃料池島區尚未建立前)或用過核子燃料池島區控制站(用過核子燃料池島區運轉期間)，會提供用過核子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。用過核子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，至全部用過核子燃料移出用過核子燃料池為止。	
9	5-4	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	107.12~133.07

		國核管會法規指引 1.26 及 1.29 (RG 1.26 及 RG 1.29)。	
		核二廠除役期間用過核子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核子燃料池島區設置而新增之系統，用過核子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	5-5	五號柴油發電機同時供應兩部機之精進設計變更，提報主管機關審核。另「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，在未經核准前，應依原運轉規定辦理。	108.04 (提出設計變更) 107.12~113.07 (永久停機至全部用過核子燃料移出核子反應器爐心)
		本公司於核二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	5-6	主控制室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。	107.12~133.07
		本公司於核二廠除役期間將於主控制室(含用過核子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。	
12	5-7 8-2	除役保留區放射性廢液處理系統設置申請。	122.12 (機組廢液處理系統拆除前 3 年)
		本計畫第五章、第八章將配合辦理，除役保留區放射性廢液處理系統設置，於廢液處理系統拆除前 3 年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
13	5-8	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 1.191(RG 1.191)所列美國消防協會(NFPA)規定辦理。	107.12~133.07
		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。並於核二廠一號機永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前(109 年 12 月 27 日)將核二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	6-2 7-2 10-4	廠房拆除作業計畫含輻射劑量合理抑 低，提報主管機關審核。	114.12 (除役拆廠階段前 1 年)
		本計畫第六章、第七章、第十章將配合辦理，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	6-3	清潔外釋計畫修正版提報主管機關審 核。	115.12
		本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	7-3 16-2	用過核子燃料未全部移出用過核子燃 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」 及「禁制區及低密度人口區」之解除 或變更申請之建議，應提送主管機關 審核。	111.04 前 (依核子事故緊急應 變法五年再評估)
		本計畫第十六章將配合辦理，用過核子燃料未全部移出用過核子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	7-4	異常事件通報程序，依照「核子反應 器設施異常事件報告及立即通報作業 辦法」之規定辦理。	107.12~133.07 (核一廠除役期間)
		本公司於核二廠除役期間，將依照核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第十一條規定，執行事件通報及提出書面報告。	
18	8-1	核一廠系統除污作業計畫提報主管機 關審核。	108.01 (執行系統除污作業 前 1 年)
		本計畫第八章將配合辦理，系統除污作業計畫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	9-1	低放射性廢棄物減容處理設施建造執 照申請。	112.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物減容處理設施建造之程序，於 111 年 11 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	

20	9-2	低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請。	112.01 提出申請 117.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃低放射性廢棄物貯存設施建造，於 111 年 11 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
21	9-3	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造執照申請。	110.01 提出申請 115.12 完工啟用
		本計畫第六章將配合辦理，進行規劃第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造，於 110 年 12 月向大會提出相關執照申請，奉大會核定後據以實行。	
22	10-1	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。	107.09~133.7 (配合除役進度)
		本計畫第十章將配合辦理，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	10-2	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。	107.12~133.7 (至少每五年)
		本計畫第十章將配合辦理，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	10-3	除役期間廠界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。	107.12~133.7 (配合除役進度)
		本計畫第十章將配合辦理，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	11-1	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。	107.10~133.7 (每年 11 月 1 日前提報下年度計畫)
		本計畫第十一章將配合辦理，環境輻射監測與廠區監測區監測計畫，每年提報主管機關審核。	
26	12-2	核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，提報主管機關審核。	107.06
		本計畫第十二章將配合辦理，核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫，將提報主管機關審核。	
27	13-1	核子反應器永久停機後之核子保防作業，應依核子保防作業辦法之規定辦理。	108.06 及 109.01 (分別提報一、二號機詳細資料) 107.12~133.7

			(核一廠除役期間)
		本計畫第十三章將配合辦理，核子反應器永久停機後之核子保防作業，依核子保防作業辦法之規定辦理。	
28	14-1	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；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	107.12~133.07
		本計畫第十四章將配合辦理，反應爐仍有用過核子燃料之保安措施，依原運轉期間之規定辦理；保安計畫變更應提報主管機關審核；未核准前，依原計畫規定辦理。	
29	15-1	除役期間的品質保證方案準用「核子反應器設施品質保證準則」，並提報主管機關審核。	107.06
		本計畫第十五章將配合辦理，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。	
30	17-1	廠址最終輻射偵測作業計畫，提報主管機關審核。	127.06 (廠址最終狀態偵測階段前 1 年)
		本計畫第十七章將配合辦理，廠址最終輻射偵測作業計畫於廠址最終狀態偵測階段前 1 年另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。	
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： 審查總結回合意見 4.同意答覆，本項列入重要管制事項。			

意見編號	01-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S20、C05、 B04、F08	1.1.(1).1 及 1.1.(3).1		結案
第 1 回合審查意見					

1. 一、(一)1. 緣由「本公司遵照 106 年 1 月 26 日由總統發布的「電業法」修正案第 95 條：「核能發電設備應於中華民國一百十四年以前，全部停止運轉。」之敘述內容及一、(三)引用之法規「電業法」，由於該條文業經經濟部依中選會公告之 107 年 11 月「以核養綠」公投結果公投結果，於 107 年 12 月 4 日公告電業法第 95 條第 1 項自 107 年 12 月 2 日起失其效力，請修正相關內容。
2. 表 1-1 之圖面、文件清單是否涵蓋如第一章、二、(二)、2、(2) H 及 J 所列除役範圍之工程圖件項目，請澄清修正，並請再檢討所附資料之完整性。
3. 圖 1-1 標示之除役起始時間為 111 年，應以主管機關核發除役許可所載之生效日期為準，請修正。

第 1 回合審查意見答覆

1. 配合辦理，本章內文修改為「本公司遵照 92 年 1 月 15 日發布之核子反應器設施管制法第 23 條，於核二廠預定永久停止運轉之三年前提出除役計畫，據以推動核二廠之除役工作。」，並刪除本章引用法規「電業法」之項目。詳如附件 01-002-01-A 所示。
2. 表 1-1 所列圖號中，9713-M-100~M-107 及 9713-A-1~A-10 分別是全廠區廠房設備配置平面圖及隔間編號配置圖，完整涵蓋核二廠發電設備廠區 (Power Block Area) 所有廠房，包括反應器廠房、輔助廠房、汽機廠房、控制廠房、燃料廠房與廢料廠房(包括用過核子燃料池島區)。
3. 配合辦理，圖 1-1 加註「目前圖面表示為可於預定時間取得除役許可後之標示，」。待正式取得主管機關核發除役許可後，如有需要將再修改圖 1-1 之時間標示。詳如附件 01-002-03-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、(一).1；一、(三).1；圖 1-1

第 2 回合審查意見

2. 答覆內容未明確說明表 1-1 之圖面、文件清單是否可涵蓋如第一章、二、(二)、2、(2) H 及 J 所列除役範圍之工程圖件項目，請再補充；若未能完整涵蓋，請再檢討所附資料之完整性。
- 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 表 1-1 所列核二廠圖面原來並無列出第一章、二、(二)、2、(2)H. 用過核子燃料池拆除及 J. 廢料廠房系統與組件拆除之工程圖面，現已新增相關系統跨廠房之圖面、文件清單，本章表 1-1 將修改。詳如附件 01-002-02-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：表 1-1

第 3 回合審查意見

2.同意答覆。

意見編號	01-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02	S09、S20、C05、B04、F08	1-1/1-4/1-8 1-15/1-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 1-1 頁第 3 段所載「參考 IAEA WS-G-5.2 安全評估建議，於核二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。 2. 請說明核二廠除役計畫所參考 EPRI 10003025(參考文獻 1)的內容。 3. 本章第一、(一).2.(5)說明「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(含放射性廢棄物貯存設施)外，其餘土地將朝電力事業用途來做規劃。」，由於除役後廠址之再利用選項涉及對民眾劑量之評估，請再具體說明其再利用之選項為何。 4. 本章二、(二).2.(1)除役過渡階段中述明「永久停機後，爐心內之用過燃料將先全部退出」，請說明永久停機後是否有空間將爐心內之用過燃料先全部退出？如無法做到，請提出因應及後續措施，包括對相關作業之影響及規劃。 5. 依核子反應器設施管制法第二十一條規定除役應採取拆除之方式，請就除役之可行性、成本、時程、技術等，說明其評估情形與結果。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 國際原子能總署(IAEA)於 2008 年發行 IAEA WS-G-5.2，針對放射性物質使用設施所需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永久停機，以致到除役階段，依法規飽保守估計最多 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。考量核二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

重物墜落撞擊用過核子燃料池
非預期臨界
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
執行除役活動時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
低放射性廢棄物包裝意外事件
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
廢氣處理系統之排氣管破裂意外
火災與爆炸事件
地震、海嘯、颱風、洪水、土石流、雷擊等自然災害事件

功能喪失事件

輔助系統功能喪失事件

喪失廠外電源事件

預防意外事件之行政管制

人員疏失

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，除役計畫須於停機前 3 年提出，本公司於 107 年 12 月依法提送完整的除役計畫，但基於核二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。核二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，逐步完成核二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 年內完成核二廠之除役。

(2)輻射防護安全評估

依據「游離輻射防護安全標準」之規範，核二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。第九章亦進行核二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，闡述核二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 0.25 mSv，並以此劑量限值，採用適用於居住農夫、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二廠除役之目標。

核二廠除役計畫遵循「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。為確保核二廠除役計畫與 IAEA WS-G-5.2 建議之安全評估具有一致性，可區分：(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，整合說明核二廠除役計畫安全評估的重要內容及各章節內容的關聯性，以供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。

2. 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：較細部規劃應即早進行、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、歷史廠址評估與特性調查等。

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)規劃核二廠除役工作，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	核二廠除役計畫 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	第九章、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
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

上述於核二廠除役計畫各章節已採參項目說明如下

DTO-1	應針對本廠特定的考量，以及所採用除役策略、除役方法，評估除役成本的充足性。本計畫附件依據核二廠除役計畫規劃，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將說明核二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，並界定核二廠除役目標與範圍，以及提供核二廠重要系統、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，利用已具有的管理技術來推動除役計畫進行並予以監督。本計畫第十二章考量核二廠一、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。
DTO-4	利用一些良好的做法來推除役作業，包括部分建議的 DTO，最好在規劃階段即開始進行。本公司沿用營運核二廠 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	應準備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二廠一、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人員配額控管。
DTO-8	應確立除役輻射劑量的問題，並將結果量化於 PSDAR，以確保符合管制法規要求。本計畫第十章說明核二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，完成核二廠除役計畫編訂，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。關於環境衝擊部分，也依相關程序另提環境影響評估報告進行審查。
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二廠除役期間用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃。第十三章並說明核二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核子燃料池熱水流分析。本計畫第七章針對用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件進行分析。
DTO-13	配合進入除役階段所需，應起草準備燃料移除後運轉技術規範。本公司將於核二廠一號機永久停機一年前送審核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範。

DTO-14	應預先規劃除役期間的職業安全，並因應除役工作進程所產生的變化。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除役活動對於作業人員輻射曝露劑量之影響，其中包含了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二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輻射影響區。本計畫第三章分別說明廠址歷史評估方法、核二廠運轉歷史及核二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。
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。本計畫第四章依據核二廠廠址與廠房歷史評估調查結果，進行核二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，另也可供未來永久停機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將說明核二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。本計畫各章節將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	配合進入除役階段所需，應起草準備燃料移除後運轉安全分析報告。本公司將於核二廠一號機永久停機一年前送審核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範。
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，以及可減免管制之事項。未來將依據本章之內容修訂核二廠 FSAR 與運轉規範，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。除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一週前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。
DTO-24	可減少運轉期間所需要的品質保證計畫範圍。本計畫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。
DTO-25	應完成永久停機前的規劃，以促進加快改變進入除役期間使用的工作流程與程序。除役相關程序書預計於核二廠一號機運轉執照屆期一週前完成，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二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。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。進行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的現場需要的電力，必要時應與用過核子燃料池隔離，並避免現場電擊風險。本計畫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。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。本計畫第六章建立核二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。本計畫第八章針對核二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。本計畫第六章建立核二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-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 10003025 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。

3. 目前已有多國有除役經驗，對於土壤與地下水的污染移除等處理均有經驗，土地再利用方面大部分以非限制使用為主，並以工業使用、科學園區、發電使用或者公園綠地等不同方面的用途規劃。例如 Rancho Seco 是規劃為太陽能及燃氣火力電廠，Greifswald 則是規劃為工業園區用地，Wylfa Site 土地利用將會以農業與休閒用途為主，Connecticut Yankee 除了部分土地將捐出做為保護區外，其餘土地尚未規劃用途。

土地再利用除需考量廠址特性、周邊環境、土地開發法令、技術可行性、配套資源、經濟效益等因素評估外，更須因應地方輿論與民眾需求等方面規劃，使計畫順利推動。本公司需配合政府政策穩定台灣供電，既有核電廠在運轉滿 40 年屆齡除役後，預期經濟發展將會帶動電力需求增長，北部地區之電力缺口有逐年擴大的趨勢。

受限於台灣地狹人稠，人口密度高等環境條件，要找尋新建發電裝置之廠址實屬不易，本公司在提升供電穩定性上扮演極其重要的角色，如除役後之土地再利用朝向發電用途規劃，將可提升未來北部供電能力，減少長程輸電之損失，平衡區域電力供應與需求，對於未來北部區域能源供給帶來正面助益。

4. 如因核二廠乾式貯存設施興建延宕，致使永久停機後爐心內之用過核子燃料無法退出至用過核子燃料池，規劃之後續除役工作亦將無法展開。相關因應及後續措施，將依據本章前言所述四項原則辦理，本公司並且持續推動核二廠用過核子燃料乾貯設施相關作業。

5. 核二廠營運迄今已累積多次大修、設備保養/修改等實務經驗，有能力依時程規劃進行管控，並適時提供必要的確認、選擇、規劃、聯繫及執行，使電廠設備與系統達到最佳可靠度與可用度，在確保核能安全下降低風險與工作亂度，如期如質達成工作目標。本公司已規劃核二廠除役各階段之目

標及時程，有關拆除作業考量的安全作業程序，包括通風與過濾、輻射防護、工安、消防等，皆已納入核二廠除役計畫中。

核二廠營運期間已具系統除污、設備除污、組件除污及廠房除污等經驗，並建立相關作業程序書，其成效符合國內法規要求。除役期間之除污規劃係以降低污染等級、減少工作人員輻射曝露及二次廢棄物產量為目標，亦將遵照相關健康、安全及輻防規定，採用符合安全、經濟效益及有效方法，訂定管理措施維護人員及作業場所安全。

依據游離輻射防護法要求，核二廠營運期間已於廠區監測區及管制區定期實行輻射監測，俾確認輻射安全符合法規要求；另核二廠亦訂定「核二廠輻射防護計畫」及相關安全作業程序與緊急事故處理措施，維護廠內輻射作業場所內外人員之健康與安全。本計畫已評估除役期間相關作業對民眾及工作人員之劑量影響，並規劃輻射防護措施，以符合游離輻射防護法之規定，證明除役工作能夠安全進行且符合輻射合理抑低原則，確保廠界外關鍵群體及廠界內工作人員之輻射安全，皆符合法規要求。

本公司為確保核電廠永久停機後，用過核子燃料之運輸、中期貯存與最終處置，拆廠及營運期間所產生低放射性廢料之最終處置等後端營運工作能順利進行，已預先收取適當之費用成立基金，使後端營運工作執行之經費無虞。本公司並向核能後端營運基金管理會申請同意支付核二廠除役工作所需費用，已獲該會同意支付。經濟部亦同意變更現行核能後端營運費用提撥方式，且每五年或在技術發展、法規及核能發電規模等因素重大變動時，重新估算後端營運總費用，提供適時的檢視評估及調整，足可確保本計畫執行期間所需之各項費用財務無虞。

核二廠除役相關輻射防護作業及放射性物料管理均符合相關法令，可保障工作人員及附近民眾健康安全，並維持環境及生態之健全。拆除或移出之放射性污染設備、結構或物質及除役產生之廢棄物，施以切割、除污及有效工程管理等減量措施，以降低廢棄物產量並減少貯存空間。本公司已初步完成規劃核二廠除役各階段之目標及時程，將沿用營運所累積之技術與管理能力，同時積極吸取國外經驗，落實各項除役工作的準備，並有核能發電後端營運基金提撥所需之財務支援，可確保財務無虞。由核二廠除役之可行性、成本、時程、技術等綜合評估，證明足以勝任「第二核能發電廠除役計畫」之執行。

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 2 回合審查意見

1.(1)所提答覆說明”依法規飽保守估計最多 25 年”，請刪掉多餘之贅字。

1.(2)答覆說明僅摘要除役計畫重點，並未依審查意見如除役計畫所述「參考 IAEA WS-G-5.2 安全評估建議，於核二廠除役計畫各章節中闡述說明」，例如，未提及第一、二、十二、十三、十四、十五等章的做法為何？並未就 IAEA

報告第三章 GRADED APPROACH、HAZARDS DURING DECOMMISSIONING、DEFENCE IN DEPTH、SAFETY FUNCTIONS、OPTIMIZATION、LONG TERM SAFETY、ENGINEERING ANALYSIS、MATERIAL MANAGEMENT、UNCERTAINTIES、MANAGEMENT SYSTEM、STAFFING AND TRAINING FOR DECOMMISSIONING 等項，闡述如何考量並納入除役計畫。請再依審查意見，重新提出答覆及做法。

- 1.(3)請針對 IAEA 報告第四章內容，闡述如何考量並納入除役計畫，包括 IAEA 報告 Annex I 有關危害及肇始事件檢核表範例，請依表列所有項目、子項目進行比對，並確認除役計畫內考慮項目之完整性。
- 2.請台電公司再針對"DTO-7、DTO-21 是否有適用於我國除役之部分"，提出檢討確認之說明。
- 3.依本會舉辦 108 年 3 月 15 日核二廠除役計畫第 1 次現場訪查活動訪查意見，對於未來發電用途選項，貴公司答覆說明目前的電源開發沒有核能發電這個選項，請確認並將此納入答覆。

除以上第 1、2、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. (1) 配合辦理，修改前述答覆說明。當核設施由運轉階段進入永久停機，以致到除役階段，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。
- (2) 參採 IAEA WS-G-5.2 安全評估第三章，納入除役計畫之做法，詳如下表所示

3. GENERAL CONSIDERATIONS IN SAFETY ASSESSMENT FOR DECOMMISSIONING	核二廠除役計畫 參採章節
<u>Graded approach</u> 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、核二廠運轉歷史及核二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。 第四章依據核二廠廠址與廠房歷史評估調查結果，進行核二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。 第十七章闡述核二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，採用適用於居住農夫、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)。
<u>Hazards during decommissioning</u> 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。 第十章說明核二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。
<u>Defence in depth</u> 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。
<u>Safety functions</u> 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 年內完成核二廠之除役。 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。
<u>Optimization</u> The safety assessment should determine whether the decommissioning strategy, plans and activities will minimize 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.	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。 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。
<u>Long term safety</u> The safety assessment should demonstrate that the decommissioning of the facility does not impose unacceptable hazards (e.g. hazards leading to effective doses in	第十七章闡述核二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」

excess of relevant limits and constraints) or undue burdens on future generations over the entire decommissioning period.	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，採用適用於居住農夫、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(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二廠除役之目標。
<u>Engineering analysis</u> 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，逐步完成核二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。
<u>Material management</u> 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.	第九章亦進行核二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。
<u>Uncertainties</u> In the safety assessment for decommissioning, due account should be taken of all known uncertainties. For example, the quality, reliability and	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。

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。
<u>Management system</u> 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。
<u>Staffing and training for decommissioning</u> 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).	第十二章考量核二廠一、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將說明核二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，並界定核二廠除役目標與範圍，以及提供核二廠重要系統、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。	

(3) IAEA WS-G-5.2 安全評估第四章主要延續其第三章要求之評估項目(例如 Hazar Analysis 與 Engineering Analysis)，勾勒除役安全評估的執行架構，以及實施方法。因此在除役計畫中，安全評估應利用或應包括對設施和將要進行的除役活動的適當詳細說明(如本計畫第一章、第二章、第六章)。這些資訊可應用在訂定設施中固有的現有和潛在危害以及由於除役作業性質而產生的新危害，進一步量化相關危害，並評估其對工人和公眾的相關後果，並輔以 SSC 的工程分析(如本計畫第五章、第七章、第十章)。應將由此產生的有效劑量與國家立法中規定的相關安全要求和標準進行比較，以確定是否滿足這些安全要求和標準(如本計畫第七章、第十章)。最後，分析及其結果應進行獨立審查，以便對評估方法、所用數據、所作假設、取得的結果以及得出的結論和建議提供信心(本公司已獨立執行審查作業)。

本計畫第七章參採 IAEA WS-G-5.2 安全評估 Annex I 各初始事件與危害因子，考量核二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。Annex I 表列所有項目、子項目比對核二廠除役計畫考慮項目，詳如下表所示

ANNEX I EXAMPLE OF A CHECKLIST OF HAZARDS AND INITIATING EVENTS	核二廠除役計畫 第七章
Criticality 臨界	非預期臨界
Spread of contamination 污染擴散	除役作業活動潛在之輻射意外事件
External exposure 體外曝露	除役作業活動潛在之輻射意外事件
Internal exposure 體內曝露	除役作業活動潛在之輻射意外事件
Contamination, corrosion, etc. 污染、腐蝕等	廢液處理系統之桶槽破裂意外 廢氣處理系統之排氣管破裂意外
Fire 火災	火災 工安意外
Explosion 爆炸	爆炸 工安意外
Flooding 洪水	洪水
Toxic and hazardous materials 毒物與危害物質	廢液處理系統之桶槽破裂意外 工安意外
Electrical hazards 電氣危害	輔助系統功能喪失事件 喪失廠外電源事件

	工安意外
Physical hazards 物理性危害	拆除意外事件 吊卸意外事件
Human and organizational initiating events 人力和組織相關始發事件	人為疏失
Earthquake 地震	地震
External flooding 外部洪水	洪水
External fire 外部火災	火災
Extreme weather conditions 外部氣候條件	地震、海嘯、颱風、洪水、土石流、雷擊等自然災害事件 惡劣氣候
Industrial hazards 工業災害	火災與爆炸事件 工安意外
High temperatures and pressures 高溫或是高壓	工安意外
Corroded barriers 障壁物蝕銹	廢液處理系統之桶槽破裂意外
Unknown or unmarked materials 未知或是未管制物質	工安意外

2. 配合辦理，有關 DTO-7、DTO-21 說明如下

DTO-7	目標是確定與除役相關的監管提交，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	目標是製訂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，於核二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。

另針對 DTO-10，補充說明如下。

DTO-10	依 10 CFR 50.82(a)(4)(i)之規定，在核子反應器永久停止運轉前至永久停止運轉後兩年內，設施經營者應以書面告知 NRC 並以

	副本的形式通知所在地的州政府，即停機後除役作業報告(PSDAR)。提出的內容應包括：除役作業的描述、各項除役作業的時程、除役計畫的預估費用、環境衝擊的評估等項目。本公司已遵循國內法規，完成核二廠除役計畫編訂，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。關於環境衝擊部分，也依相關程序另提環境影響評估報告進行審查。
本計畫各章節中闡述說明，針對 DTO-7、DTO-10 與 DTO-21 參採情形詳如下表所示	
EPRI 1003025 Decommissioning Task Outlines	核二廠除役計畫 參採章節
DTO-7: Certifications, Exemptions Requests, and Fee Relief	附件
DTO-10: Post Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR) Preparation	第一章、第六章 第十章、附件
DTO-21: License Termination Plan (LTP)	第一章、第十七章
3. 配合辦理，依據 108 年 3 月 15 日核二廠除役計畫審查作業現場勘查活動會議紀錄，本章內文增加「核二廠除役後土地再利用以電力事業用途之規劃，台電公司是執行單位，可能之電源開發選項將視政府能源政策而定，依目前國家能源政策並無核能發電此選項。」。詳如附件 01-003-03-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、(一)	
第 3 回合審查意見	
1(1).同意答覆。 1(2).同意答覆，拆除作業計畫應納入安全評估報告，除輻安外，至少應包括工安及廢棄物管理，本項列入重要管制事項。 1(3).在除役期間持續掌握了解國際間除役技術之進展，並適時回饋於核二廠之除役作業，請台電公司提出規劃做法。 2.DTO-21 LTP 執行作法與期程雖與我國不同，仍請進一步檢視其內容並視需要採取對策。 3.同意答覆。 除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。	
第 3 回合審查意見答覆	
1.(2) 遵照辦理。	

- 1.(3) 本公司為美國電力研究院(EPRI)會員，每年皆有學者專家蒞臨講座，可藉此了解國際同儕間執行除役之最新脈動，並吸取工程經驗與專業知識。近年有許多國外除役顧問公司積極來台進行交流，本公司亦不定期派員前往除役進行中電廠參訪學習，持續不斷掌握國際間除役進度與相關技術發展，回饋於本公司各核電廠之除役作業執行。
- 本公司亦透過除役作業顧問諮詢工作之技術服務案，委託國外除役顧問公司提供除役工作之作業規劃、技術等提供評估、建議及諮詢服務，可藉此充分了解國際間除役技術之進展，並適時回饋於核二廠之除役作業。
2. 關於 DTO-21 目標是製訂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。執照終止前尚需完成的剩餘工作，包括：終止執照的申請作業、執照終止計畫(LTP)的編訂、以及執照終止計畫之公開說明會。EPRI 1003025 表示，執照終止程序並非單一作法，而不同的選擇會影響除役過程與時間表，更進一步影響除役之成本。因此，制定 LTP 之策略係影響除役規劃的重要一環。執照終止申請前必須提交 LTP 且經 NRC 審查通過，依照 10 CFR 50.82(a)(9)(i)之規定，LTP 應於預計終止執照前至少兩年提交。根據 10 CFR 50.82，LTP 應為除役期間 FSAR 之補充或相當於除役期間 FSAR 之文件。NRC 及設施經營者應於執照終止計畫提出前，應針對計畫的內容及形式召開會議，以加速計畫的研擬及審議過程。LTP 主要架構包括：(1) 最終廠址特性、(2) 劑量評估、(3) 最終廠址特性調查計畫等項目。此外，設施經營者必須證明執照終止計畫符合 10 CFR 20 “Standards for Protection Against Radiation” Part E “Radiological Criteria for License Termination”中對於執照終止的相關規定。
- 本公司將遵照我國「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 13 條，於核二廠除役計畫執行完成後六個月內，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。除役完成報告涵蓋之內容包括：一、除役策略及作業情形、二、除役過程作業人員及民眾之輻射防護、三、最終廠址輻射劑量調查結果、四、放射性廢棄物管理及物質外釋情形、五、除役後廠址後續監管作業、六、其他經主管機關指定之事項。廠址環境輻射偵測報告則遵照我國「核子反應器設施管制法施行細則」第 20 條，內容包括：一、偵測之目的、項目、方法及取樣位置圖。二、偵測結果及分析。三、輻射劑量評估。四、其他經主管機關指定之事項。另依據我國「核子反應器設施管制法施行細則」第 19 條，除役期間係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。
- 我國管制要求必須完成審查同意本公司檢送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，並經主管機關審查同意後解除除役管制，其精神與 NRC 管制要求相符。本公司將遵照我國除役相關法規要求，如期如質的完成核二廠除役。

本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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
同意答覆。

意見編號	01-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F07、F08	一	1-19	結案
第 1 回合審查意見					
1. 依“(三)除役期間改建或新建之設施”說明，新建設施包括低放射性廢棄物貯存庫、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施、鋼筋混凝土塊分離設施、營建廢棄土石堆置場等： (1)請補充說明前述各項新建設施之設置時程規劃。 (2)”鋼筋混凝土塊分離設施”之露天堆置場部分，是否即為營建廢棄土石堆置場？計畫書應補充說明露天堆置場所在位置，並搭配圖面表示。 2. 應說明除役期間各階段(含核子燃料全部移出核子反應器前)之用過核子燃料管理策略，以及低放射性廢棄物處置之現況。 3. 請於除役計畫第一章本文中敘述除役相關重要新建設施之申請及完工時程，詳細時程可載明引述第六章內容。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 有關核二廠除役期間改建或新建之設施等 (1)依據本計畫第六章，各設施啟用時間目前規劃如下： 工作編碼 2.6.1 低放射性廢棄物貯存庫(119 年 1 月) 工作編碼 2.3.2 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(123 年 1 月) 工作編碼 3.2.2 鋼筋混凝土塊分離設施(131 年 1 月) 工作編碼 3.2.1 營建廢棄土石堆置場(131 年 1 月) 以上期程詳見本計畫第六章圖 6-1、圖 6-2、圖 6-3，未來將配合審查結果，修訂新建設施之時程規劃。 (2)鋼筋混凝土塊分離設施之露天堆置場部分，非屬營建廢棄土石堆置場。營建廢棄土石堆置場規劃為堆放除役期間新建施工期間所產生之棄土方。 鋼筋混凝土塊分離設施之露天堆置場包括原料堆置區與成品堆置區。自機組廠區結構物經確認無放射性污染，並進行鋼筋混凝土塊切割後，規劃堆放於鋼筋混凝土塊分離設施之原料堆置區暫置，然後再送					

至鋼筋混凝土塊分離設施之室內作業區進行破碎，使鋼筋與混凝土塊分離。而經破碎完成後之廢棄混凝土塊則規劃堆放在鋼筋混凝土塊分離設施之成品堆置區。規劃未來這些破碎之混凝土塊，將回填至機組廠房地下空間使用。鋼筋混凝土塊分離設施之露天堆置場為臨時性設施，僅在除役拆廠工作期間設置，於完成除役後即可廢除。

原料堆置區位於第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施南側，成品堆置區位於發電設備廠區(Power Block Area)北側。本章內文修改為「考量核二廠除役作業需求，本公司將新建放射性廢棄物處理及貯存設施，包括新建低放射性廢棄物貯存庫(含新設廢液處理系統、廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS))、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)、鋼筋混凝土塊分離設施(含暫存區)及營建廢棄土石堆置場等，其所在位置請參考本計畫第九章圖 9-14。」。

2. 依據「核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫」，用過核子燃料將先在廠內貯存，待最終處置場啟用後，再進行最終處置。除役期間之用過核子燃料管理策略分成以下主要四個階段：

(1)核子燃料全部移出核子反應器前

參照核二廠持照運轉之安全分析進行機組之管制，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式若有異動，則另案報請主管機關審核。

(2)用過核子燃料池島區

主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房，重新配置用過燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統，所有與用過核子燃料相關的功能包括貯存、冷卻、吊運與輻射異常等相關操作將由廢料廠房的控制站接手，將包括用過核子燃料池溫度與水位監控，以及用過核子燃料池島區域輻射監控等系統，可持續用過核子燃料池冷卻與核子燃料完整性監控，詳見本計畫第五章之用過核子燃料池島區運轉規劃。

(3)用過核子燃料乾式貯存

核二廠兩部機組在運轉滿 40 年後永久停機後，估計約有 11,000 束用過核子燃料。未來乾式貯存設施在取得運轉執照後，必須依據主管機關已審定之安全分析報告(SAR)，據以進行用過核子燃料管理，並遵照「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」相關規定，維持乾式貯存設施相關系統運轉。第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施設置有再取出單元，可於乾式貯存期間執行用過核子燃料再取出作業。

(4)用過核子燃料最終處置

用過核子燃料經由冷卻水池及乾式貯存後，將以最終處置之方式將用過核子燃料永久深埋於深層地質中，以確保人類生活環境之安全。依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2014 修訂版)」，國內最終處置計畫將於 144 年完成「處置場建造階段」之工作，屆時將以完成運轉執照之申請與取得為目標。整個最終處置設施是以三座電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料預估，合計約為沸水式反應器 BWR 18,602 束組

件、壓水式反應器 PWR 3,815 束組件，合計相當於 4,913 MT 鈾燃料重量(tU)進行處置之概念設計。

低放射性廢棄物處置之現況：

- (1)依據本計畫第九章，本公司業經提送主管機關(原能會)報備之「低放射性廢棄物最終處置計畫書(修訂二版)」，低放射性廢棄物最終處置場接收我國所有的低放射性廢棄物，於取得運轉執照後，即開始接收低放射性廢棄物。
- (2)若我國低放射性廢棄物最終處置設施無法於核二廠除役拆廠階段前完成設置，並開始接收低放射性廢棄物，評估廠內既有貯存庫容量(2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫)，再加上規劃新建之低放射性廢棄物貯存庫容量，應足夠貯存除役產生之低放射性廢棄物。

3. 依據本計畫第六章，核二廠除役期間新建設施目前規劃之申請及完工時程如下：

- (1)低放射性廢棄物貯存庫(含廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統、新設廢液處理系統)
申照作業(111 年 11 月 - 113 年 10 月)
整地、水保設施(113 年 11 月 - 114 年 12 月)
本體工程與周邊設施(含土建、機電儀、景觀等)(115 年 1 月 - 118 年 6 月)
廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(117 年 1 月 - 118 年 6 月)
新設廢液處理系統(117 年 1 月 - 118 年 6 月)
設施測試(118 年 7 月 - 118 年 9 月)
主管機關(原能會)審查(118 年 10 月 - 118 年 12 月)
設施營運(119 年 1 月 - 130 年 12 月)
- (2)第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)
申照與興建(110 年 12 月 - 117 年 12 月)
申請測試(118 年 1 月 - 118 年 12 月)
冷測試與主管機關(原能會)審查(119 年 1 月 - 120 年 12 月)
熱測試與主管機關(原能會)審查(121 年 1 月 - 122 年 12 月)
設施營運(123 年 1 月 - 127 年 12 月)
- (3)鋼筋混凝土塊分離設施(含暫存區)
申照作業(126 年 4 月 - 128 年 3 月)
設施建造(128 年 4 月 - 129 年 9 月)
設施測試(129 年 10 月 - 129 年 12 月)
主管機關(原能會)審查(130 年 1 月 - 130 年 12 月)
鋼筋混凝土塊分離設施營運(131 年 1 月 - 132 年 6 月)
- (4)營建廢棄土石堆置場
申照作業(110 年 12 月 - 111 年 10 月)

整地、臨時性水保設施、既有排水改道(111 年 11 月 - 112 年 6 月) 主體工程(含排水設施、擋土設施等)(112 年 7 月 - 118 年 12 月) 主體工程(含排水設施、擋土設施等)(119 年 1 月 - 130 年 12 月) 建置廢棄土石堆置場(含主體工程及主管機關驗收、竣工)(131 年 1 月 - 132 年 10 月) 以上期程詳見本計畫第六章圖 6-1、圖 6-2、圖 6-3，本章內文亦配合增補，未來將配合審查結果，修訂新建設施之時程規劃。詳如附件 01-004-03-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、(三)
第 2 回合審查意見
1.目前無進一步意見，惟定稿前本章應配合除役計畫其他章節，對於相關新建設施時程之審查結果，修正設施之時程規劃。 3.目前無進一步意見，惟定稿前本章應配合除役計畫其他章節，對於相關新建設施時程之審查結果，修正設施之時程規劃。 除以上第 1 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 配合辦理。 3. 配合辦理。
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 3 回合審查意見
1.同意答覆。 3.同意答覆。

意見編號	01-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S20、B01、B03、B11、F08	全部	如意見	結案
第 1 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. 本章引言第一段出現「主管機關」，第二段則出現「主管機關(原能會)」，建議第一段改為「主管機關(原能會)」，後續皆可以簡稱原能會為之，毋須一再重複。					
2. 本章第 1-3 頁前言所載「於用過核子燃料開始移至乾式貯存設施前，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作。」乙節(第 1-2 頁)，由於本會對護箱裝載池改裝設計修改中主要就其復原之可行性與程序進行審查，確認可行。未來實際執行復原作業前，仍需將設計變更案依程序確認後提送審查，「護箱裝載池復原特殊程序書」亦須配合實務作業檢視內容是否需修訂。所載易造成本會已核可之誤解，其他章節亦有此內容，請一併修正。					
3. 「將輻射危害控制在可接受的水平」，建議修改為「將輻射影響控制在可接受的範圍」。					
4. 依據核子反應器設施除役計畫審查導則之要求，面積應以公制單位(平方公尺)表示，此處之佔地為 220ha 應修正。					
5. 「以降低廢棄物產量」，建議修改為「以降低二次廢棄物產量及減少廢棄物體積」。					
6. 「低放射性廢棄物最終處置及 C 其設施安全管理規則」，應為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，請修正。					
7. (三)引用法規及設計準則所載下列法規之發布日期須更新或已廢止，另格式亦有不一致，請修正：					
(1)「核子反應器設施管制法施行細則」已於 107.11.16 修正發布，請修正為最新日期。					
(2)「放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法」，已於 107.12.22 修正發布，請修正為最新日期。					
(3)「游離輻射防護安全標準」，已於 107.8.28 修正發布，請修正為最新日期。					
(4)「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，已於 105.6.27 修正發布，請修正為最新日期。					
(5)「放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定」，已於 106.11.7 廢止，請刪除。					
(6)「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，已於 107.11.16					

修正發布，請修正法規名稱及日期。

(7)第 65、66 項，句末缺少句點；第 89 項之格式不一致。

8. 減容中心僅處理可燃可壓之乾性放射性廢棄物，不可燃不可壓之放射性廢棄物應不會送往減容中心處理，請修正。
9. 依物管法第四條規定，”最終處置”為放射性廢棄物之永久隔離處置。計畫書第 5 行”通常放射性廢棄物的處置方式為…”、以及第 7 行”處置(Disposal)電廠放射性廢棄物…”，均提及相關名詞。本段說明所使用之”處置”與物管法所指處置是否相同？請再確認文字適宜性，俾免混淆。
10. 圖 1-1 所載各階段時程，其圖面字體過小，不易閱讀；圖 1-11~1-14 及圖 1-17~1-18 之圖片品質不佳且內容難以辨識，請改善。
11. 第 1-23 頁倒數第 3 行"LOCA"為首次出現，應加註英文全文(而非於第 1-27 頁第 12 行加註)。
12. 第二、(二).2.2 節除役拆廠階段 B 項為「汽機廠房大型組件拆除」，與其他廠房為「系統與設備拆除」及計畫第六章所述拆除範圍不一致，請確認並作適當之修正。
13. 第三、(一).1.(2).B 之反應器功率控制系統，是否應將備用硼液控制系統納入。
14. 第三、(一).1.(4).B 之二次圍阻體說明內容：「其特性包括：保持大氣負壓(於 LOCA 時)、圍阻體洩漏率低，可得較長滯留時間及過濾去除粒狀放射性物質。」，「特性」一詞是否指「功能」或「設置目的」？另「保持大氣負壓」應為「圍阻體洩漏率低(控制二次圍阻體放射性物質外釋至環境之洩漏量)」之原因，此段論述宜修正以適當陳述二次圍阻體之功能。
15. 第三、(一).1.(5)之隔離系統說明內容，其「包封容器」包括一/二次圍阻體，而此用詞僅出現在前項之一次圍阻體中，建議適當修正。
16. 第三、(一).2 對汽輪機所述「出力 1,025 MWe」應為汽輪發電機組之輸出，且該值與發電機特性(容量與功率因數)有關，建議考量將此數值列為汽輪機參數之適切性。
17. 第 1-4 頁項次(5)，「除役後」一詞易混淆，建議與第 1-19 頁第 1 行之用法一致「完成除役後」。
18. 參考文獻 4 之原能會雙語詞彙的網站路徑已修改，請更正。

第 1 回合審查意見答覆

1. 配合辦理，本章引言第一段修改為「主管機關(原能會)」，後續皆簡稱「原能會」。詳如附件 01-005-01-A 所示。
2. 配合辦理，本章內文修改為「於用過核子燃料開始移至乾式貯存設施前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送原能會審查，依據原能會核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作。」。詳如附件 01-005-02-A 所示。
3. 配合辦理，本章內文修改為「將輻射影響控制在可接受的範圍」。詳如附件 01-005-03-A 所示。

4. 配合辦理，本章內文修改為「本公司核二廠位於新北市萬里區，佔地約為 220 公頃，」。詳如附件 01-005-04-A 所示。
5. 配合辦理，本章內文修改為「以降低二次廢棄物產量及減少廢棄物體積」。詳如附件 01-005-05-A 所示。
6. 配合辦理，本章內文修改為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」。詳如附件 01-005-06-A 所示。
7. 感謝指正，本章內文修改：
 - (1) 「核子反應器設施管制法施行細則」，107 年 11 月 16 日。
 - (2) 「放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法」，107 年 12 月 22 日。
 - (3) 「游離輻射防護安全標準」，107 年 8 月 28 日。
 - (4) 「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，105 年 6 月 27 日。
 - (5) 刪除「放射性液、氣體排放輻射劑量限值規定」。
 - (6) 「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，107 年 11 月 16 日。
 - (7) 第 65、66 項，句末補上句點；第 89 項之格式修改為一致。配合第 1、31 項刪除，(三) 引用法規及設計準則之編號須一併變動，相關之修改將於清稿時一併更新。詳如附件 01-005-07-A 所示。
8. 感謝提醒，本章內文修改為「主要處理兩大類廢棄物，可分為濕性及乾性放射性固體廢棄物。濕性放射性廢棄物包括廢液與爐水淨化殘渣(Radwaste Settling Tank)、濃縮化學廢漿(Salt Slurry Tank)與廢粒狀樹脂(Spent Resin Tank)等，以上濕性廢棄物除廢粒狀樹脂以脫水後以內襯有 HDPE 之 55 加侖桶外以加適量固化劑(水泥)，均勻攪拌後裝入 55 加侖桶，送至 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫貯存。…。失效爐心偵測元件係經切割至適當大小後直接裝入 55 加侖桶內有灌注水泥之水泥屏蔽桶，若其桶表面接觸輻射劑量大於(含)1 Sv/h 者，先在廢料廠房三樓廢棄物暫存區貯存，後再送至 2 號低放射性廢棄物貯存庫貯存；若其桶表面接觸輻射劑量小於 1 Sv/h 者，則直接送至 2 號低放射性廢棄物貯存庫貯存，另不可燃不可以壓之廢棄物除少數在減容中心可以接收標準內，送減容中心焚化爐或超高壓壓縮機處理外，僅以 55 加侖桶盛裝後，送至 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫貯存。」。詳如附件 01-005-08-A 所示。
9. 感謝指正，本章內文修改為「通常放射性廢棄物的處理方式為：」。詳如附件 01-005-09-A 所示。
10. 感謝提醒，圖 1-1、圖 1-11~1-14 及圖 1-17~1-18 改較高解析尺寸呈現。詳如附件 01-005-10-A 所示。
11. 感謝提醒，本章內文修改為「C. 餘熱移除系統：當反應器發生爐水流失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)時，除提供爐心緊急冷卻水外，尚具有協助反應器安全停爐功能。」，「廠內緊急電源設備劃分為三區，…，各負載自行投入順序，依當時情況而定(LOCA 是否同時發生)」。詳如附件

01-005-11-A 所示。

12.感謝指正，本章內文修改：

- (1) 汽機廠房設備拆解
- (2) 輔助廠房設備拆解
- (3) 反應器廠房設備拆解
- (4) 燃料廠房設備拆解
- (5) 廢料廠房設備拆解
- (6) 新增「K. 控制廠房設備拆解」，原第 K 至 M 項遞增為第 L 至 N 項
- (7) 其他輻射廠房內設備組件及污染混凝土拆除

詳如附件 01-005-12-A 所示。

13.依據「第二核能發電廠 BWR 訓練教材」，備用硼液系統歸屬緊急系統，如本章第三、(一).1.(6).A 所述。

14.感謝指正，本章內文修改為「其設置目的包括：在事故中保持二次圍阻體負壓(於 LOCA 時)以降低圍阻體洩漏率，並控制二次圍阻體放射性物質外釋至環境之洩漏，使放射性物質可得較長滯留時間及過濾，減少事故對環境造成的劑量。」。詳如附件 01-005-14-A 所示。

15.感謝指正，本章內文修改為「隔離系統：其設計為當核能系統事故發生時，穿越一/二次圍阻體的各種管路或連通口能夠迅速自動關閉或隔離，使圍阻體屏障(Containment Barrier)能有效保持洩漏率在容許限值內，以防止放射性產物自一次系統外洩。」。詳如附件 01-005-15-A 所示。

16.配合辦理，本章內文修改為「主汽機是由 1 組高壓汽機及 2 組低壓汽機串聯複合組成，額定出力 1,025 MW(為提升功率後容量)，進汽壓力 928 psig，進汽溫度 537.5 °F，真空度 28 inHg，帶動額定出力 1,095 MVA 之主發電機產生電力。」。詳如附件 01-005-16-A 所示。

17.配合辦理，本章內文修改為「完成除役後」。詳如附件 01-005-17-A 所示。

18.感謝指正，本章參考文獻修改為「<https://www.aec.gov.tw/category/雙語詞彙/311.html>」。詳如附件 01-005-18-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、(一).1；一、(一).2；一、(二)；一、(三)；一、(四)；二、(一)；二、(二).2；二、(三)；三、(一).1；三、(一).2；三、(一).4；三、(一).5；圖 1-1；圖 1-11；圖 1-12；圖 1-13；圖 1-14；圖 1-17；圖 1-8

第 2 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	01-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		B02			結案	
第 2 回合審查意見						
1.請於除役計畫第一章，就核二廠除役期間各階段人員訓練之規劃及訓練內容，提出綜合概述。						
第 2 回合審查意見答覆						
配合辦理，本章內文增加「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 100 系列程序書(核二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。另有關課程之延續性，初階課程於各階段皆有規劃，課程內容將隨各階段之工作需求或是作業場所做調整。完整規劃於本計畫第十二章闡述說明。」。詳如附件 01-006-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、(二)						
第 3 回合審查意見						
同意答覆。						

第二章 設施及廠址環境說明（已結案 10 項，共 10 項）

意見 編號	02-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、B04	二、一、 (一)/(二)	2-1/2-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 一、（一）廠址現況第二段未將正常/緊急海水泵室、第 5 台柴油發電機廠房、新燃料倉庫等廠房及 CST/ACST/DST 等大型設施納入，請補充。 2. 第一、（二）節內文，請再說明圖 2-3 保留區部分以及廠址其他區域(如現有一/二號機區域、正常/緊急海水泵室、明光碼頭…)之利用與計畫(如屬限制使用或非限制使用)。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依委員意見將所述大型設施納入本章，如附件 02-001-01-A。 2. 有關除役期間保留區之新建低放射性廢棄物貯存庫及二期乾貯之規劃使用，於本計畫第十七章、一、（二）節另有說明；其他區域之規劃，除役期間將逐步拆除並作為電力事業用途。另非於除役範圍內之建物，如北部展示館、模擬操作中心、宿舍區等行政管理區，未來將視情況繼續使用或轉做其他用途。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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 2 回合審查意見					
2.(1)除役計畫審查導則二、（三）、1、(B)要求，述明未來廠址及周圍土地之利用情況與計畫，除役計畫第二章第一、（二）節之標題未涵蓋計畫部分，請補正並將補正內容列入除役計畫內。 2.(2)針對提問，請說明圖 2-3 等保留區部分以及廠址其他區域(如現有一/二號機區域、正常/緊急海水泵室、明光碼頭…)之利用與計畫(如屬限制性使用或非限制性使用)部分，此次答覆僅說明保留區新建建物部分，及說明除役期間其他區域將逐步拆除並作為電力事業用途，未完整明確指出廠址設施之處置(拆除範圍與程序部分)，以及未來廠址及周圍土地之利用情況與計畫(包括限制性使用或非限制性使用)，請補充說明。另圖 2-3 非保留區範圍內仍有其他建物(如海水泵室、模擬訓練中心等)。請列表說明於除役完成後將保留之設施或建物；於非限制使用區保留之設施或建物，亦請特別註明。若有需修改之處，請增列於除役計畫內。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					

2.

(1) 依審查意見為符合除役計畫審查導則二、(三)、1、(B)要求，將本章原標題(二) 未來廠址周圍土地之利用狀況」修訂為「(二) 未來廠址及周圍土地之利用狀況與計畫」，補充內容如本題(2)所述。

(2) 感謝委員意見，非保留區內並無新建物，另依本公司政策辦理：核二廠氣渦輪機於除役期間由「暫不拆除」調整為「拆除」，故將修改圖 2-3，如附件 02-001-02-B。

有關廠址設施之拆除範圍及程序，參考除役計畫第六、十七章所述之規劃，並補充原則性敘述於本節，本節整段修訂內容如下(附件 02-001-02-B)：

核二廠除役之各階段工作時程規劃，依序分成除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。除役過渡階段之主要工作，係將爐心燃料自反應器移至燃料廠房用過核子燃料池，並興建第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)及低放射性廢棄物貯存庫；除役拆廠階段之工作，主要作業目標為除污及結構、系統與組件之拆除，其作業時程依序為汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房及控制廠房；廠址最終狀態偵測階段之工作，為完成前次階段各廠房之結構拆除，俟拆除作業完成後，進行廠址環境輻射偵測，確認偵測結果符合廠址非限制性使用之標準(對一般人造成之年有效劑量不得超過0.25 mSv)時，即完成本階段之工作；廠址復原階段主要作業為進行無污染建物的拆除，以及覆土整地等景觀工程。

核二廠於未來除役後，廠址既有的345 kV 及69 kV 開關場、2號及3號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心，原則上均保留。核二廠第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)配合政策要求，將採室內貯存方式，且貯存容量規劃將可容納所有核二廠除役後退出之用過核子燃料(包含第一期用過核子燃料乾式貯存設施內所貯存之用過核子燃料)，基於土地再利用效益最大化，以及未來保留區便於管制，將核二廠全部用過核子燃料進行統一貯存，第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)位置規劃於原三、四號機組預定地東側之空地；新建低放射性廢棄物貯存庫預定地，位於第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)廠址之西側；營建廢棄土石堆置場則規劃於核二廠3號低放射性廢棄物貯存庫西側邊坡下之平坦地(上述設施相關位置詳圖2-3所示)。

非於除役範圍內之建物，如北部展示館、模擬操作中心、停車場、會議廳、宿舍區等行政管理區，未來將視情況繼續使用。

除役範圍內之土地除前述保留區及保留設施外，現有之建物或設

施，在除役期間將逐步拆除，其釋出之土地現階段規劃將朝電力事業用途為規劃方向，將俟適當時間配合未來政府政策、公司經營，以及考量地方發展等，進行更深入之規劃。

(3) 列表說明於除役完成後將保留之設施或建物及於非限制使用區保留之設施或建物如下：

除役完成後將保留之設施或建物	
限制區使用	非限制區使用
新建低放射性廢棄物貯存庫 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元) 2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫 減容中心	開關場 土石方堆置場 北部展示館 模擬操作中心 停車場 會議廳 宿舍區

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：一、(二)

第 3 回合審查意見

2(1).同意答覆。

2(2).答覆內容對保留建物屬限制性使用或非限制性使用未作完整說明，請再補充。

第 3 回合審查意見答覆

2.(2)

附件 02-001-02-B 於除役計畫中新增之內容，主要係針對廠區主要設施及建物於除役期間之利用與計畫用途進行說明，其他位於除役範圍，但非屬保留區內之廠址區域，如緊急海水泵室等，將於除役期間進行拆除，但因此部分之設施及建物較多，便不在除役計畫內一一敘述；另海水泵室、明光碼頭位於除役範圍外，將予以保留，其中海水泵室之設備將拆除，僅保留廠房建築。

列表說明於除役完成後將保留之設施或建物及於非限制使用區保留之設施或建物如下：

除役完成後將保留之設施或建物

限制性使用	非限制性使用
新建低放射性廢棄物貯存庫 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元) 2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫 減容中心	開關場 土石方堆置場 北部展示館 模擬操作中心 停車場 會議廳 宿舍區 明光碼頭 海水泵室
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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. 同意答覆。	

意見編號	02-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B03、B12、B18、F08、S09	二、一、 (一)	2-5/2-7 2-8	結案
第 1 回合審查意見					
第二、(一). 2.(2)節有關地震之說明，請就下列提出補充說明：					
1. 所述地震紀錄至 2010 年止，除請補充說明 2018 年底之數據，亦請說明在完成除役前之持續蒐集措施。					
2. 「A. 斷層」中關於崁腳、金山、山腳斷層之說明，請補充說明其相關基本資料各項數據之依據文獻為何。					
3. 第 e 項所述「根據資料…」，請註明資料來源，並請說明為何核二廠周圍 20 公里內淺層/極淺層地震對廠址之影響極小。					
4. f 項建議說明氣象局地震測站之位置與高程，以與原位於圍阻體底層基座樓板地震儀區別。					
5. 所述核二廠鄰近地區出現斷層，包含崁腳斷層、金山斷層及山腳斷層，					

惟其中僅金山斷層說明斷層活動情形。請於計畫中重點說明崁腳斷層及山腳斷層的活動紀錄。

6. 山腳斷層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，並據以說明對除役及放射性廢棄物貯存設施之影響。
7. 崁腳斷層所引用之文獻為民國 96 年者，金山斷層為民國 58、78 及 97 年者，斷層之影響為現今大眾關注的焦點，請補充近期研究及官方正式報告來論述斷層的活動性。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依委員審查意見補充地震紀錄至 2018 年底(附件 02-002-01-A)。未來蒐集有關地震資訊，除以核二廠現有地震儀所測得之數據為主外，亦將中央氣象局所公佈之官方數據作為參考依據；並參考有關本章內容所述之崁腳、金山、山腳斷層之最新相關研究文獻。
2. 本節斷層之基本數據係引用「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，如本章三、參考文獻第 2 項。
3. 參考資料係為行政院原子能委員會核研所 2005 年「影響台灣地區地震歷史紀錄及震源確定分析」，依審查意見標註參考文獻編號(附件 02-002-03-A)。另 e 項係根據前述參考文獻之資料，發生於核二廠周圍 20km 之地震皆為淺層/極淺層地震，且僅有一次地震規模大於 5，該次地震對人員及建物無造成損害，其餘地震之規模皆小於 4，對人員及建物亦無造成影響，依此判斷可說明核二廠周圍 20 公里內淺層/極淺層地震對廠址之影響極小。
4. 氣象局於核二廠所設之測站(測站代碼 TPA114)位置位於主警衛室前之中央公園，另參考氣象局公布資料，其高程為 EL 17 m。依審查建議將修訂 f 項敘述如下，請參考(附件 02-002-04-A)
 - f. 氣象局自 93 年開始在核二廠設置地震測站，位置設於主警衛室前之公園，其高程為 EL 17 m；由 93 年至 107 年地震測站量測有感地震數據，所錄得的最大水平加速度值，最大不超過 0.015 g，皆遠小於核二廠設計基準地震(DBE)。
5. 崁腳斷層及山腳斷層並無明確的歷史活動紀錄，相關論述已補充於原文對應之節次末端，參考如下：(附件 02-002-05-A)
 - a. 崁腳斷層

…此外，地調所針對崁腳斷層之調查指出，近年來對於北部區域大地應力的研究顯示，在晚期應力場以走向滑移斷層及正斷層為主，若從這個觀點看，則崁腳斷層可能不是活動斷層；地調所 101 年版活動斷層分布圖亦未見崁腳斷層存在。
 - c. 山腳斷層

…依據地調所 96 年第十九號特刊及 101 年版活動斷層分布圖，山腳斷層最近一次活動時間可能在距今約一萬年以前，暫列為第二類活動斷層；另參考本公司「營運中核能電廠補充地質調查工作」針對山腳斷層之地質鑽孔定年與變動地形推論，山腳斷層在全新世以來活動跡

象相對低。

6. 與本項審查意見相關之福島管制追蹤案為 KS-JLD-10101，目前該案依其管控時程辦理並定期追蹤中，未來將適時將管制案定案後之經驗回饋修訂於除役計畫內。

7. 崁腳斷層、金山斷層依據早些年之地調所及前人文獻調查均為存疑性活動斷層，甚至不是活動斷層，故近期未有進一步相關研究，且未列入地調所 2012 年版活動斷層分布圖；核二廠除役計畫針對斷層活動性之敘述另已補充說明如下：(附件 02-002-07-A)

b. 金山斷層

…依據地調所 96 年第十九號特刊[10]，斷層的初次活動可能在大屯火山群噴發之前，也就是上新世晚期；金山斷層可能在距今四十萬年前以來未有活動跡象，暫由活動斷層中移除。

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、(一).2.

第 2 回合審查意見

3. 一般而言，規模相同的地震，震源越深，影響範圍越大，地表破壞越小；震源越淺，影響範圍越小，地表破壞越大。答覆說明僅能表示依蒐集的地震紀錄並未對人員及建物造成損害，並不能直接據以得到「核二廠周圍 20 公里內淺層/極淺層地震對廠址影響極小」之結論，請再檢討並對論述作適當修正。

6.(1)請再確認答覆內容之適切性，並請參考核一廠重要管制事項編號

CS-DP-02，於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。

6.(2)請依原意見說明對除役及放射性廢棄物貯存設施之影響。

除以上第 3 及 6 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

3.原文第 e 項及第 1 回合之答覆原意係指參考歷年地震統計，所發生之規模及頻率相對廠址影響較小，而非指淺層/極淺層地震對廠址之影響極小。故第 1 回合之結尾答覆「判斷可說明核二廠周圍 20 公里內淺層/極淺層地震對廠址之影響極小」可能造成文字誤解，擬將修訂為「依歷年數據結果顯示，核二廠周圍 20 公里內淺層/極淺層地震未對廠址造成影響。」，詳如附件 02-002-03-B。

6. 本項(1)、(2)合併答覆如下:有關山腳斷層之影響評估，已依核安總體檢管制追蹤案 KS-JLD-10101 進行地震危害度評估，目前依其管控時程辦理中，未來將依危害評估結果檢視山腳斷層對除役及放射性廢棄物貯存設

施之影響，適時更新廠址特性資料，並依管制案內容辦理。	
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：二、(一).2	
第 3 回合審查意見	
3.同意答覆。	
6(1).同意答覆，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。	
6(2).同意答覆，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，與說明對除役及放射性廢棄物貯存設施之影響，以強化天然災害應變作業能力，本項列入重要管制事項。	
第 3 回合審查意見答覆	
6.遵照辦理。	

意見編號	02-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F07	二.一	略	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本計畫僅有區域尺度之地質概況，請補充說明廠址尺度之地質現況，並檢附大比例尺廠址地質圖。 2. 請於除役計畫中補充說明火山活動潛勢，包含大屯火山群火山分布、活動特性、及對廠區可能之影響。 3. 請於除役計畫中補充說明山崩潛勢，對核二廠區山崩分布與特性進行分析說明，並應重點說明鄰近 2 貯庫、減容中心、3 貯庫西側邊坡有兩處經濟部公告之山崩與地滑地質敏感區概況，及其對相關設施之影響。另應說明礦渣堆積分布、特性及其影響。 4. 核二廠區東側區域地下有舊煤礦坑，並於建廠時安全分析報告中已有描述，請補充說明新建設施區域煤礦採掘跡分布及其影響範圍。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依審查意見於除役計畫中新增廠址地質圖（附件 02-003-01-A），本圖係參考本公司 107 年 12 月「廠址地質特性調查綜合評估報告」之資料。 2. 參考本公司「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」(105 年 12 月)之調查內容及大屯火山觀測站之網站資料，核二廠鄰近區域之火山屬大屯山火山群，大屯火山群是台灣北部火山岩區中分布最廣的火山，全面積約達 300 km²，包括五個火山亞群，分別為竹子山亞群、大屯山亞群、七星山亞群、磺嘴山亞群、和湊子山-丁火朽山亞群，主要					

分布於金山斷層、山腳斷層及崁腳斷層之間區域內，大屯火山群在人類歷史上並無噴發紀錄，其最近一次之噴發，推測約於十萬年前；參考由國科會(現為科技部)與內政部於陽明山國家公園內所共同成立之「大屯火山觀測站」，該站於 97~104 年監測期間(其中 97~100 上半年由中央氣象局進行監測，其後由大屯火山觀測站負責資料蒐集)顯示大屯山地區的地震活動主要集中在七星山及大油坑地區，每月平均約有 50 個，深度約在地表下 5 公里內，規模大多為 0~1 之間，屬於無感地震，且該區有一年內有數次在單日中之群震(Swarm)活動，此現象多半被認為與地下的地熱活動有關。另參考中央氣象局所公布 106 年地震年報，整理大屯火山地區近年 101~106 年的地震活動，與前幾年的監測歷史資料比較，106 年的地震活動無論在地震個數還是能量，相較於過去的活動未明顯增加，代表大屯火山的活動趨於平穩。前述監測紀錄顯示，大屯山之活動情形對核二廠較無影響。前述內容擬新增於除役計畫內，詳附件 02-003-02-A。

3. (1)參考本公司 106 年 8 月「核二廠二號低放射性廢棄物貯存庫十年再評估報告」及「核二廠三號低放射性廢棄物貯存庫十年再評估報告」，經調查檢視，核二廠 2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫近 10 年工作日誌，並無發現曾有坡地災害紀錄。

(2)參考本公司 106 年 10 月「核二廠山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估報告」，有關廠區南方之礦渣堆積區，其坡頂附近有大片裸露區域，豪大雨期間恐有較大之地表逕流沖刷現象，且水流亦有沿礦渣孔隙入滲，於礦渣及底岩交界面上滲流，進而致使礦渣潛移之可能性；邊坡坡頂雖為一緩坡平面，然在高程約 95 m 附近可見具延伸性之陷落崖，且左右兩翼之邊界相當明顯，估高程 85 m 至 90 m 間亦有土石崩落之可能性；現勘觀察後無此情況。

4. 金德豐煤礦區主要位於核二廠東側山區內，小部分坑道位於核二廠東側廠區內，坑道深度多位於海平面下 50 至 70 公尺。除役計畫規劃之新建設施為新建低放射性廢棄物貯存庫及二期乾貯，其中二期乾貯離金德豐煤礦區最近，其預定地距離金德豐煤礦舊址至少約 300 公尺左右，目前推估不受金德豐煤礦舊址之影響。

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：圖 2-5；(二)、1.(2)

第 2 回合審查意見

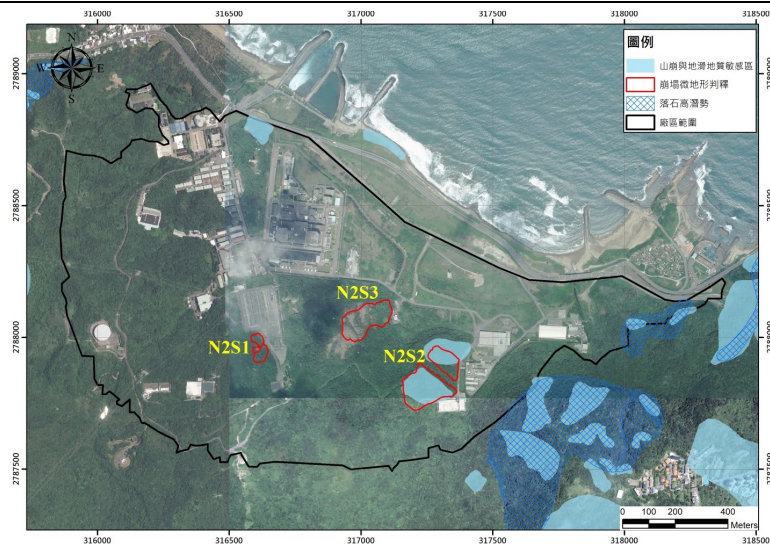
2.(1)「106 年的地震活動無論在地震個數還是能量，相較於過去的活動未明顯增加，代表大屯火山的活動趨於平穩」，以一年之觀測紀錄來說明火山活動趨於平穩，無法滿足分析火山活動之時間尺度需求，應重新論述。

2.(2)前述監測紀錄顯示，大屯山之活動情形對核二廠較無影響」。相關觀測時間過短，無法滿足分析火山活動之時間尺度，台電公司可參考核二廠址相關分析報告，重新論述。

- 3.(1)已瞭解運轉期間，由核二廠 2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫近 10 年工作日誌，並無發現曾有坡地災害紀錄。惟本題係請說明山崩潛勢、山崩分布與特性，並進行分析且說明其影響，請再就此提出答覆。
- 3.(2)答覆說明礦渣堆積區滲流有致使礦渣潛移之可能性，且可見陷落崖與左右兩翼之邊界，有土石崩落之可能性，惟最後結尾說明現勘觀察後無此情況，此論述並不完整，應於除役計畫中補充說明礦渣堆積分布、特性及其影響。
- 4.請套繪金德豐煤礦坑道之位置圖，與解釋其坑道高層與地面間之差距，並說明礦坑早年礦物局監測情形、說明學理分析上之坑道影響區及近年地面各設施有無沉陷狀況發生。
- 除以上第 2、3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 本項(1)、(2)合併答覆如下:參考本公司核二廠址相關分析報告，修訂火山活動潛勢一節內容如下(如附件 02-003-02-B):
- 核二廠鄰近區域之火山屬大屯山火山群，大屯火山群是台灣北部火山岩區中分布最廣的火山，全面積約達 300 km²。大屯火山群下面地震活動頻繁，這些地震主要是由大屯火山、七星山下面的熱液壓裂產生和少數與崁腳斷層與金山相關。依據地調所歷年來的監測結果，亦顯示地底下可能有岩漿庫存在，因此台灣火山學者將大屯火山群定義為「潛在性的活火山」，但目前處於休眠火山狀態，短期內不會噴發。
- 核二廠運轉迄今，未受到大屯火山活動之影響；此外，國科會(現為科技部)與內政部於陽明山國家公園內所共同成立之「大屯火山觀測站」，持續注意微震活動、地球化學、地表變形以及地溫監測等，期望透過全方面的監測，對火山性質、特徵有更充足了解，並可持續監測火山的活動性，可提早預警及早因應，防範災害於未然，而本公司同時亦將持續追蹤是否有大屯火山可能產生活動之新事證，並進行適當的應變措施。
3. 答覆說明如下:
- (1)擬於本章節內新增山崩潛勢章節，新增下列內容:(附件02-003-03-B)
- 經本公司初步調查，核二廠廠區有3處具山崩微地形特徵，且其活動性與潛勢等級屬於「高」之邊坡，分別予以N2S1至N2S3之編號，分布位置如下圖所示。



核二廠高潛勢山崩區域及具山崩微地形特徵邊坡位置圖

N2S1 邊坡係位於開關場南側，其邊坡高程介於30 m至60 m 間，坡高約為30 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為100 m，水平投影寬度約為80 m，水平投影面積總計約為5,000 m²，坡面係以木山層之砂頁岩互層及其風化材料為主。本處邊坡呈現階梯狀高差地形，此地形及邊坡內之崩崖可能係地質材料沿木山層內部之節理面崩滑所致，且目前於坡腹、坡趾均可見地質材料堆積前推所形成之反凸地形，顯示此處應有潛在滑動現象。

N2S2 邊坡係位於二號及三號廢料倉庫西側，其邊坡高程介於20m 至70 m 間，坡高約為50 m，潛在滑動塊體共有兩處，其中北側塊體之水平投影長度約為140 m，水平投影寬度約為70 m，水平投影面積約為8,500 m²；南側塊體之水平投影長度約為150 m，水平投影寬度約為130 m，水平投影面積約為20,000 m²，坡面係以大寮層之砂頁岩互層及其風化材料為主。北、南兩塊體之地形與等高線特徵均呈現順向坡特性，經比對地調所之環境地質圖亦顯示該區位確實為順向坡，邊界亦概略與上圖圈繪範圍相符，惟其是否有砍腳透光（daylight）現象則尚無法於判釋中得知。

N2S3 邊坡係位於廠區內之南山，其邊坡高程介於20 m 至95 m間，坡高約為75 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為200 m，水平投影寬度約為80 m，水平投影面積總計約為18,000 m²，地質圖中係為木山層出露，而環境地質圖中則顯示此位置為金德豐煤礦之礦渣堆積區。此邊坡坡頂雖為一緩坡平面，然在高程約95 m 附近可見具延伸性之陷落崖，且左右兩翼之邊界相當明顯；坡面呈現階梯狀地形，其雖可能為礦渣堆積時所堆砌之形貌，然而局部陡坡區域如高程35 m 至45 m、高程50 m至65 m、高程70 m 至80 m、高程85 m 至90 m 間亦有土石崩落之可能性。

有關山崩潛勢、山崩分布與特性之分析與影響，目前正依福島管制追

蹤案件KS-JLD-10301辦理，評估核二廠廠區受順向坡滑移及山崩致災之可能性，及考慮發生因地震、豪雨或兩者同時誘發之危害可能性評估；以及核二廠受土石流危害可能性之評估，未來將依管制案內容辦理。

- (2) 第1回合答覆所指「現勘觀察後無此情況」，係以參考過去運轉期間，且經實地勘查後，並未發生土石崩落之情事。同(1)項答覆，有關核二廠山崩潛勢評估及重點邊坡複合式災害影響評估，目前依福島管制追蹤案件KS-JLD-10301辦理，未來將依管制案內容辦理。另為避免第1回合敘述之誤解，修訂並補充相關答覆如下(附件02-003-03-B)：

核二廠廠區南方為舊有金德豐煤礦之礦渣堆積區，其坡頂附近有大片裸露區域，邊坡植生稀疏，核二廠運轉期間，未發生土石崩落之情事，且該區域周圍並無重要運轉設施；除役期間所新建之低放射性廢棄物貯存庫與第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)亦保持合宜位置，未來將持續觀察是否有土石崩落或其他情事發生。

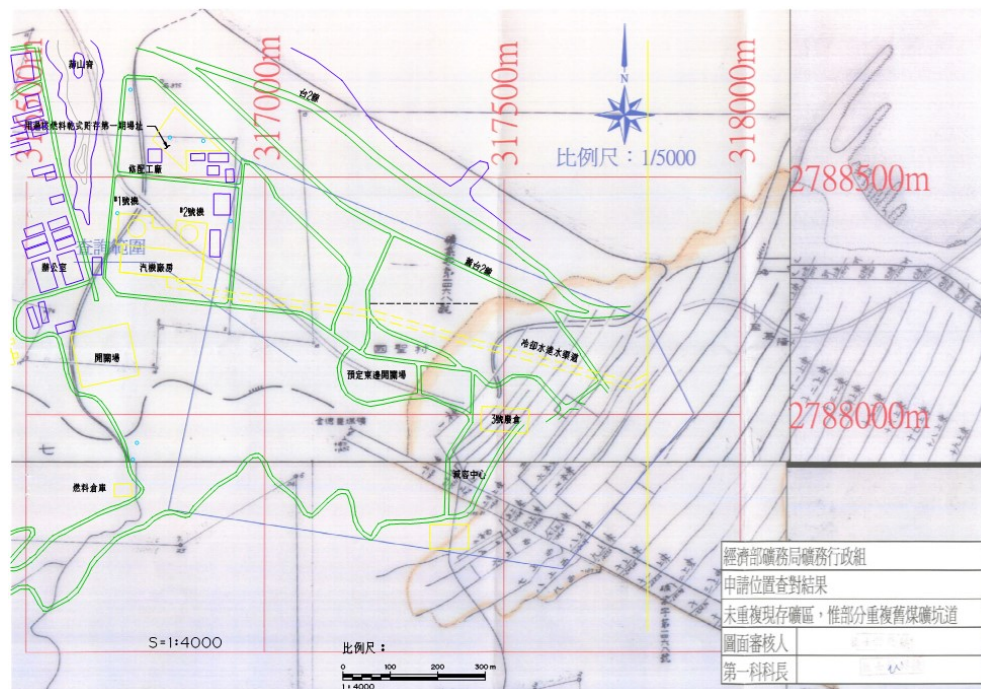
4. 依經濟部礦務局提供相關坑道資料顯示(如圖1所示)，核二廠核島區東側素地區域基地下伏之舊煤礦坑道，即為過去金德豐煤礦之採煤跡。金德豐煤礦自民國53年10月，由臺北縣萬里鄉國聖村開鑿大斜坑(即核二廠東邊開闢場南側坡地)，開採臺灣最北部煤系之金山煤系，即木山層之上煤層及本煤層，厚度一般僅20~35公分，屬月產量達到3,000公噸之有規模煤礦。金德豐煤礦推動無災害運動，曾獲頒民國60年保安獎章得獎單位，經營團隊殊堪嘉獎。為配合國家電源開發，民國70年金德豐煤礦股份有限公司原領臺濟採字第二九二六號煤礦採礦權，經移轉與台灣電力公司承受，金德豐煤礦停工撤礦。

核二廠在規劃設計階段即已完善評估既有金德豐煤礦採煤跡的潛在地盤沉陷問題，重要的核島設施均避開煤礦採煤跡潛在可能沉陷區。依據核二廠最終安全評估報告(FSAR)第2.5.4.1.1節，其中廢棄礦坑分佈(圖2)與礦務局提供描繪圖(圖1)比對大致相同。依FSAR第2.5.4.1.1節內容，其礦坑之開採範圍為EL. -66 m~EL. -360 m；煤線以東屬地盤潛在沉陷區，採用英國國家煤礦局-生產部所研究沉陷槽分析經驗公式，計算最保守的潛在最大沉陷量為45 cm。金德豐煤礦停採迄今近40年，核二廠運轉至今並無發現異常地盤沉陷、電桿傾斜、道路面開裂等受沉陷影響之跡象。

本公司針對潛在煤礦採煤跡沉陷影響區曾辦理地質鑽探調查，布置見圖3，現地勘查與分析結果顯示該區域地盤屬穩定狀態。依據內政部頒布之「建築技術規則建築設計施工篇」第十三章山坡地建築中之第一節山坡地基地不得開發建築認定基準(第262條，四、(二))規定，山坡地有危害安全之礦場或坑道，岩盤條件以最保守條件下，坑道頂至建築基礎面之厚度小於坑道最大內徑30倍者不得開發建築。金德豐煤礦片道開挖斷面為高1.5m，寬

1.8m，潛在煤礦採煤跡沉陷影響區地表高程為L.15m，金德豐煤礦#1片道高程為EL.-66m，坑道頂至建築基礎面之厚度為81m($15 - (-66) = 81$ m)，大於坑道最大內徑30倍($1.8 \times 30 = 54$ m)，因此，3號廢倉與減容中心等構造物之基地穩定性不受下伏之既有礦坑影響。

核二廠最終安全評估報告(FSAR)第2.5.4.1.1節，業已針對既有金德豐煤礦礦坑對核電廠設施之影響進行詳盡研究評估，對於地盤潛在沉陷區標示於圖2與圖4，即煤線以東區域。因此，核島區設置於煤線西北側約500m，遠避金德豐煤礦採煤跡，即基地下伏岩盤無既存煤礦採煤跡，金德豐煤礦採煤跡的沉陷不會導致以任何方式影響的核島區；煤線以東屬地盤潛在沉陷區，採用英國國家煤礦局生產部所研究沉陷槽分析經驗公式，計算最保守的潛在最大沉陷量為45cm。根據日本針對開採地下煤礦而使地面發生沉陷之實測資料顯示，顯著沉陷量約於撤礦16個月後即告停止，但有實測紀錄顯示最終沉陷時間可長達5年，金德豐煤礦停採迄今已近38年，核能二廠廠區內無發現異常地盤沉陷、電桿傾斜、道路面開裂等跡象，即使冷卻水進水渠道近乎直交穿越煤線以東具有地盤沉陷潛勢區域，也沒有相關異常地表沉陷、渠道漏水等現象，顯示至今為止，煤礦坑道採煤跡對核能二廠設施沒有發生沉陷狀況。



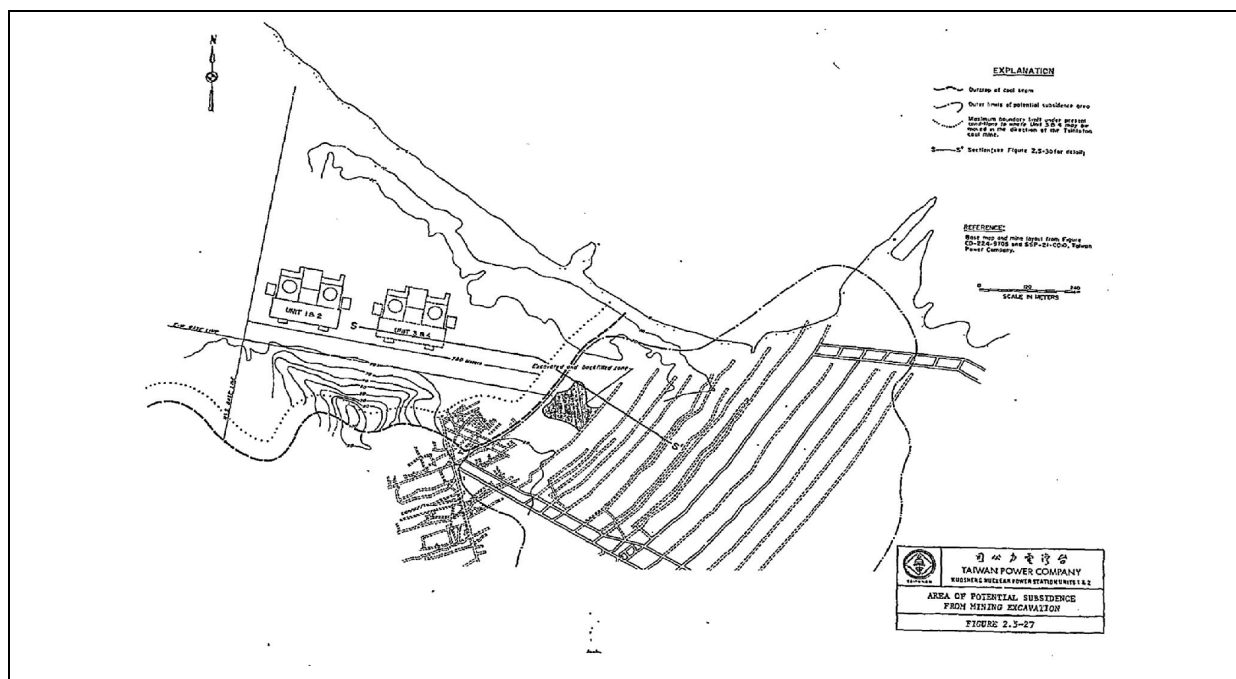


圖2 廠址附近既有停採煤礦坑道分佈圖 (FSAR,圖2.5-27)

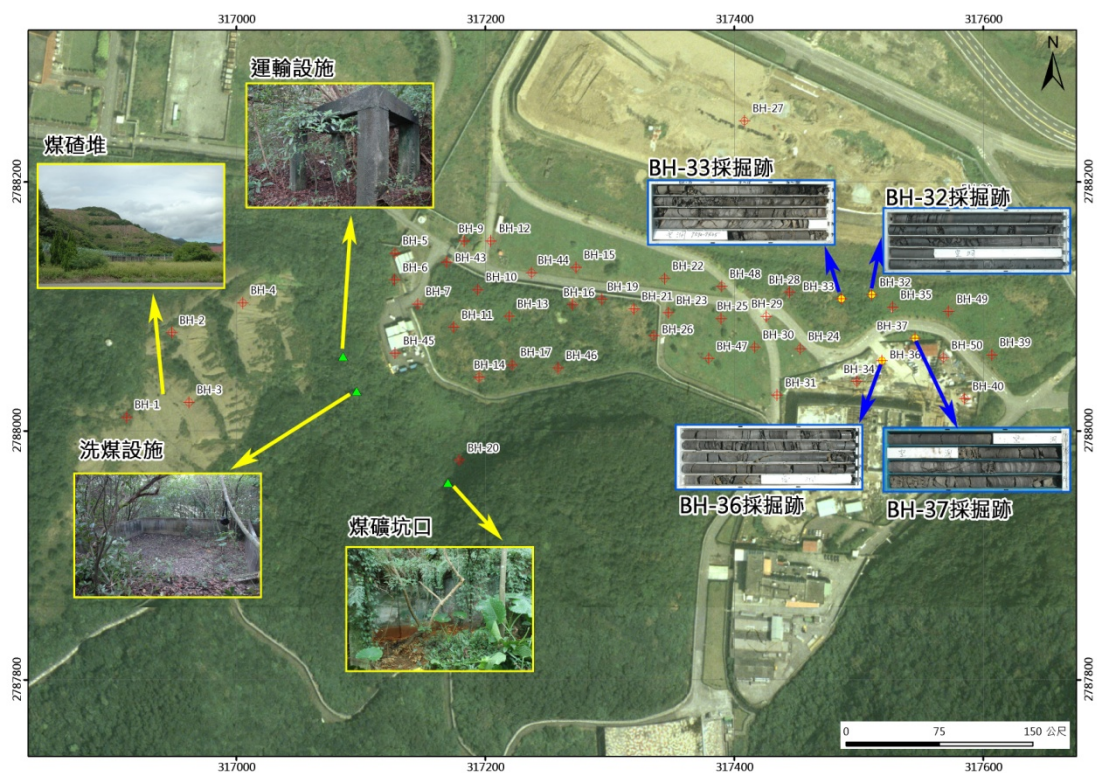


圖3 採煤跡地質鑽探調查成果

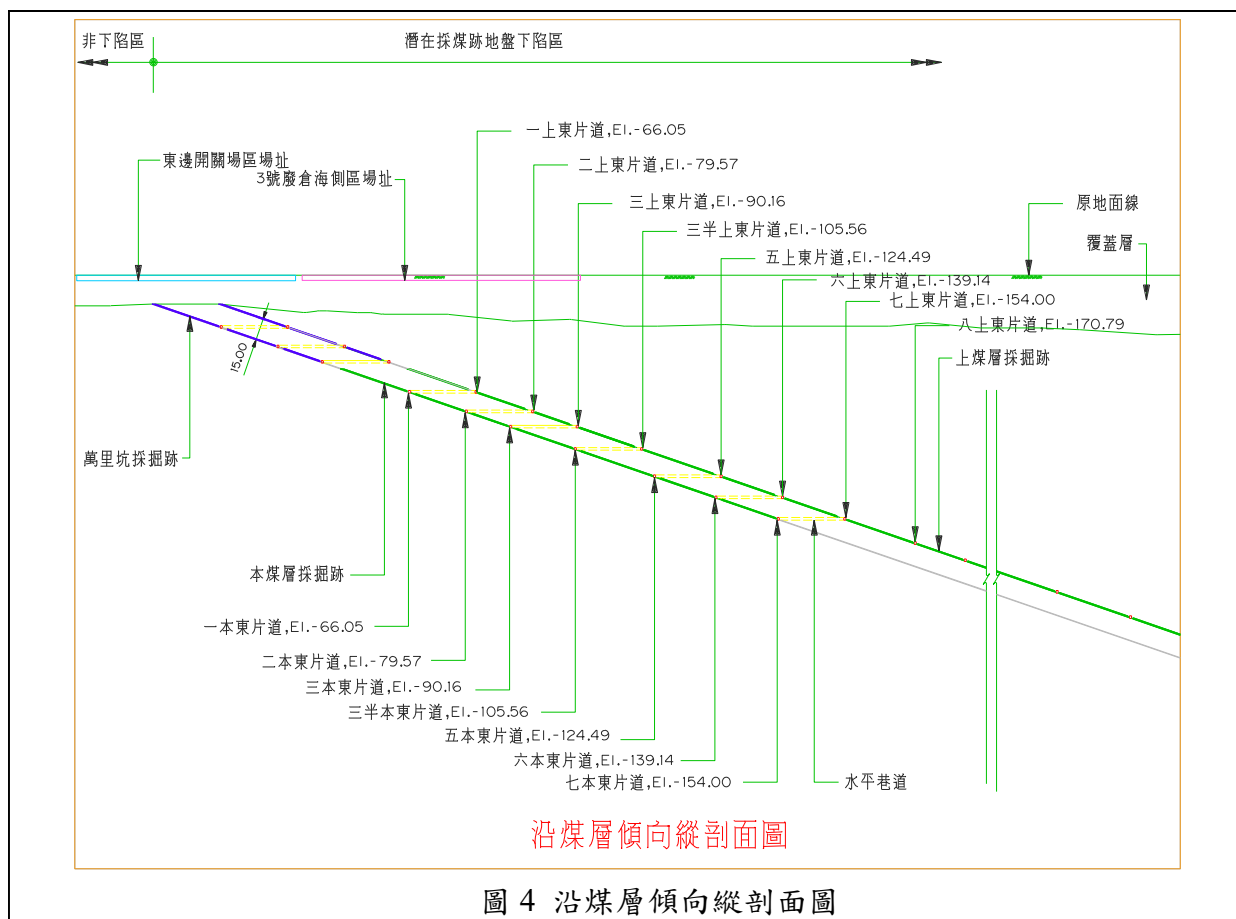


圖 4 沿煤層傾向縱剖面圖

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：二、(一).2

第 3 回合審查意見

2(1). 同意答覆。

2(2). 同意答覆。

3(1). 同意答覆。

3(1). 同意答覆。

4. 請將答覆內容納入除役計畫。

除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

遵照辦理，第 4 項將新增納入除役計畫內，詳附件 02-003-04-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：二、(一).3

審查總結回合意見

4. 同意答覆。

意見編號	02-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		B02、F08	二、一、 (一)	2-8	結案	
第 1 回合審查意見						
“C. 地震潛勢” 乙節應探討可能對核二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，非僅考慮山腳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。						
第 1 回合審查意見答覆						
依審查意見重新修訂本節地震潛勢之內容，詳附件 02-004-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 2 回合審查意見						
(1)針對報告所提的三處斷層，請台電公司說明其對核二廠除役活動及設施之影響，並請持續進行相關研究，如有最新情形請適時納入除役計畫。						
(2)有關斷層對廠區之影響，可參考引用核二廠相關設施安全評估報告(如核二乾貯安全分析報告)之相關評估內容，以適當說明其影響。						
第 2 回合審查意見答覆						
(1)、(2)項一併答覆，將修訂並補充相關答覆於除役計畫內(附件 02-004-B): 參考本公司 104 年 6 月「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」，有關三處斷層對核二廠之影響，相關說明如下: 山腳斷層對核二廠之影響，依據地調所 97 年第二十號特刊，研究山腳斷層再活動對地形變化的影響，模擬山腳斷層發生地震時，地表可能的位移大小與範圍。該研究透過模擬地表受斷層活動影響的位移向量，來評估山腳斷層活動對地表變形的影響，模擬結果顯示當規模 7 的地震發生時，核二廠並沒有地表下陷的現象。另崁腳斷層及金山斷層，根據地調所於 102 年公布最新之臺灣活動斷層分布圖，並未列於其中，另觀察核二廠過去運轉期間，並未對核二廠發生影響之地震事件。 本公司將依審查意見持續進行相關研究，如有最新情形將適時納入除役作業評估。						
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：二、(一).2						
第 3 回合審查意見						
1(1).同意答覆，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。 1(2).同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1.(1)遵照辦理。

意見編號	02-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B03、B04、S09	二、二、(一)、2、(2)	2-9	結案

第 1 回合審查意見

- 針對海嘯乙項，其中 A. 921 地震之後之相關研究計畫中第一段說明評估出「基隆地區發生類似之危害性海嘯之地震矩規模至少為 6.9(以麟山鼻站計算)」。請說明此段描述對於評估海嘯對核二廠之影響有何關聯性？此數據對核二廠而言有何影響？
- 請依日本福島事故後國內安全總體檢之海嘯評估報告(如 2017 年 6 月完成之核二廠防海嘯能力提升評估規劃報告相關內容)及本會審訂版本提出海嘯之補充說明。

第 1 回合審查意見答覆

- 本段為經研究計算後所得出之推論，即距核二廠鄰近基隆地區發生地震矩規模最低為 6.9，才有可能發生危害性海嘯；另以歷年基隆市之地震紀錄觀察，以基隆市為參考點，分別距基隆市東偏北方 102.5 公里之規模 6.9(2016 年)、東方 183.2 公里之規模 6.7(2016 年)、東方 62.2 公里之規模 6.8(2002 年)及東偏南方 83.1 公里之規模 6.1(1997 年)之實際情況，皆未對核二廠造成實質影響。
- 將海嘯補充說明如下(粗體字): (附件 02-005-02-A)
 …為海拔高 10.28 m (9 m 海嘯高度加上 1.28 m 之最大潮汐高度) [13]。
考量海嘯潮高加上其他如天候暴潮等複合性災害，本公司配合主管機關(原能會)之要求，參照美國核管會作法，以電廠現行海嘯設計基準 10.28 m，再提高 6 m 為 16.28 m，以強化抗海嘯能力。

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：二、(一).2

第 2 回合審查意見

- 請將答覆補充之內容納入除役計畫內。
- 本項請再確認答覆內答之適切性，並請參考核一廠重要管制事項編號

CS-DP-02，於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。
第 2 回合審查意見答覆
1. 依審查意見辦理，將答覆補充之內容納入除役計畫內，如附件 02-005-01-B。 2. 感謝委員意見，本公司已依核安總體檢管制追蹤案 KS-JLD-10102/10103/10104 針對海嘯進行危害模擬及相關防災措施評估，目前依其管控時程辦理中，未來將依管制案內容辦理，並適時更新廠址特性資料。
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：二、(一).2
第 3 回合審查意見
1. 同意答覆，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. 同意答覆，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。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。 另有關第 1 項前次之答覆，擬補充答覆如下，併新增於除役計畫內(詳附件 02-005-01-C): 觀察歷年基隆外海區域發生規模 6 以上之地震，參考中央氣象局資料統計，地震發生分別距基隆市東偏北方 102.5 km 之規模 6.9(105 年)、東方 183.2 km 之規模 6.7(105 年)、東偏北方 93.6 公里之規模 6.7(103 年)、東方 143.6 公里之規模 6.3(100 年)、東方 62.2 km 之規模 6.8(91 年)及東偏南方 83.1 km 之規模 6.1(86 年)之實際情況，並參考美國國家地質調查所地震災害調查與研究(U.S. Geological Survey Earthquake Hazards Program)網站資料，以上地震紀錄之地震矩規模(Mw)皆小於 6.9，未對核二廠造成實質影響。
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、(一).2
審查總結回合意見
1. 同意答覆，本項列入重要管制事項。

意見編號	02-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		B01、B02、F07、S09	二、二、(一)、2、(3)	2-11	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 有關土石流潛勢部分，計畫中說明針對核二廠集水區範圍各小集水區自 89 年至 99 年間，以衛星影像及正射航照判釋結果，多為表土沖蝕。考量近來發生豪大雨機會愈來愈多，請進一步說明近年之判釋結果。 2. 有關土石流潛勢溪流影響範圍分析，依水保局公告之圖資(圖 2-14、圖 2-15)，新北 DF206 影響範圍是否涵蓋保警中隊部與重件倉庫；新北 DF207 影響範圍是否包括 2 貯庫與減容中心，請澄清並檢視報告中說明「對核二廠沒有任何影響」之正確性。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 參考本公司 106 年 3 月「核二廠集水區土石流災害潛勢等級評估報告」之評估結果，有關四條土石流潛勢溪流皆無歷史災害，所屬之集水區植生狀況良好，且無崩塌裸地之情形。 2. 新北 DF206 下游鄰近設施為保警中隊部，其高危害等級主要集中於蝕溝出口處以及下游排水渠道內，主要影響建物經確認為保警中隊部之後方靶場，而保警中隊部周邊最高堆積深度雖可達約 3 m，但因該建物屬於鋼筋混凝土造建物，故應尚可承受。新北 DF207 下游鄰近設施為 2 號低放射性廢棄貯存庫(即 2 貯庫)，參考本公司 106 年 3 月「核二廠集水區土石流災害潛勢等級評估報告」有關 DF207 模擬分析工作，經數值模擬最高堆積深度位於 2 貯庫東南隅，其堆積深度約 3.5 m，但堆積深度仍低於 2 貯庫南側圍牆與蝕溝高差之 5.5 m，故圍牆應可達到攔阻土石、保護 2 貯庫之效果；而出口處位於減容中心旁，溪流已有高約 3 m 混凝土護岸保護，溪床並無明顯材料(如廢棄物、大石、樹木等)堆積，且整條 DF207 之流域並無開發整地之行為，現場植被茂密，坡面保護良好，故初判新北 DF207 對本廠並無危害。						
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：						
第 2 回合審查意見						
1. 本項持續追蹤，並確認對除役相關設施之影響。 2. (1) 回復說明指出「新北 DF206 影響範圍，保警中隊部周邊土石流最高堆積深度雖可達約 3 m，但因該建物屬於鋼筋混凝土造建物，故應尚可承受。」，惟所述並無相關分析證明，難以接受，如何證實土石流能被圍牆及水溝抵擋，圍牆及水溝不會因此破壞？應審慎評估土石流對建物之實際影響並提出後續因應對策；而非僅以「應尚可承受」來說明。 2. (2) 有關新北 DF207 土石流潛勢溪流，台電公司於「核二廠集水區土石流災害潛勢等級評估報告」分析結果指出，堆積深度約 3.5 m，惟該報告						

亦分析指出，二貯庫周圍有 3 條鄰近蝕溝，若同時發生土石流，其堆積深度可達 8.5 m。台電公司應審慎評估土石流對建物之實際影響並提出後續因應對策，而非以初判新北 DF207 對核二廠並無危害說明。

2. (3) 有關土石流對廠區之影響，可參考引用核二廠相關設施安全評估報告之評估內容，以適當說明其影響。

第 2 回合審查意見答覆

1、2 項合併答覆如下：

- (1) 本公司已針對核二廠集水區範圍，進行土石流影響評估。新北 DF206 所處之集水區，因山崩面積偏小，提供土砂來源有限，各溪流平均溪床坡度約為 7~15 度，中下游溪床多已降至 3~6 度，上游沖刷的土砂大多在下游溪床已經開始堆積，較難形成嚴重的土石流災害。
- (2) 此結果係以 3 條蝕溝同時釋放土石流體積量之數值模擬，蝕溝土石流體積量同時釋放，造成既有河槽因下移土石堆滿，使得河道無明顯深槽可侷限土石流動，導致下游河谷範圍內土石逐漸淤高，最高堆積深度可達約 8.5 公尺；然而，此 3 條蝕溝皆屬於低發生潛勢等級，同時發生土石流機率甚微。
- (3) 此外，本公司將對可能威脅廠址之山坡持續監視，相關早期預警機制已由核管案 JLD-10301 辦理，目前依其管控時程辦理中，未來將依管制案內容辦理。
- (4) 有關本章二、(一).2 節土石流潛勢一節將改寫如下(附件 02-006-02-B)：

核二廠鄰近共計有 4 處經農委會水土保持局公告之土石流潛勢溪流，分別為編號「新北 DF206」、「新北 DF207」、「新北 DF208」及「新北 DF209」，都屬於低風險潛勢等級之潛勢溪流，詳圖 2-14 至圖 2-17。比對各潛勢溪流之出口點，其中新北 DF208、新北 DF209 兩條潛勢溪流應視為同一谷口出口點，位於 345kV 開關場南側谷口；而新北 DF206 出口處鄰近保安總隊之靶場，新北 DF207 之出口處位於減容中心旁。

新北 DF208 及新北 DF209 兩條土石流潛勢溪流為核二廠區西側小溪的上游，平均溪床坡度約為 7~15 度，中下游溪床多已降至 3~6 度，無人工開挖或土石堆積情狀。且此西側小溪廠內段於核二建廠時期已被整治為廠區內的排水渠道(A 排水渠道)，起始段平均坡度約 1.24%，向下游逐步遞減至約 0.207%，至廠區出口處以跌水方式出海，其平均坡度約 2.48%。

以衛星影像及正射航照判讀結果，歷年山崩面積均不大，且僅多為表土沖蝕，因此提供土砂來源有限；而各溪流平均溪床坡度約為 7~15 度(小於多數土石流發生段坡度 15~30 度)，中下游溪床多已降

到 3~6 度(屬於土石流堆積段坡度),故上游冲刷的土砂多在中下游溪床就開始發生土水分離、沉降堆積,較難形成土石流災害。 為求謹慎,本公司仍對核二廠集水區範圍,進行土石流影響評估。由於各溪流出口後坡度極為平緩,由等坡度線可發現大多在坡度 2 度以下(圖 2-19);若發生土石流,經過中下游之堆積與出口處河床坡度減緩、寬度增加、減少土石移動之動力後,各土石流之影響範圍有限。 本公司將對可能威脅廠址之山坡持續監視,相關早期預警機制已由核管案 JLD-10301 辦理,目前依其管控時程辦理中,未來將依管制案內容辦理。
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:二、(一).2
第 3 回合審查意見
1.同意答覆,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並確認對除役相關設施之影響,以強化天然災害應變作業能力,本項列入重要管制事項。 2(1).同意答覆。 2(2).同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1.遵照辦理。

意見編號	02-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B03、C03、F07、S20	二、(一)/ 二、(二)	2-9/2-19 2-24/2-25 2/75~2-77	結案
第 1 回合審查意見					
1.有關水文(1)河川部分之 10000 年洪流量分析，請依本會審定之總體檢內容提出相關說明。					
2.核二廠兩處溪流之洪水分析引用建廠初期資料，且核二廠兩處溪流於建廠後已整治為排水渠道，應以近年降雨量資料重新評估，並說明與排水渠道設計洪峰量之比較。					
3.二、(一).3.(3).B 波浪所載龍洞浮標站測得波高 17.12 公尺對核二廠區之意義為何，請說明。					

4. 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。
5. 有關廠址自然特徵有關氣象之說明，核二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。
6. 有關表 2-7 至表 2-9 數據：
請說明表格中平均、最高及最低溫的定義為何？另請說明為何引用氣象局基隆站的資料。

第 1 回合審查意見答覆

1. 有關 10,000 年洪流量之說明如審查意見 02-007 第 2 項相關說明。
2. 參考核二廠終期安全分析報告(FSAR)第二十三版，Creek A(西側排水渠道)及 Creek B(東側排水渠道)之設計流量分別為 138 cms 及 114 cms，本文內容係以基隆測站於 1947 年至 1976 年雨量統計資料進行分析，推算其 10,000 年重現期距的洪流量，其中 Creek A 為 69 cms，Creek B 為 79 cms，皆不超過其設計流量。另本公司於 2010 年完成「核二廠放射性廢棄物貯存設施對防洪及防水評估報告」，重新檢核 Creek A 及 Creek B 之降雨強度與洪峰流量，以基隆測站 1985 年至 2010 年雨量資料，計算其洪峰流量分別為 82.2 cms 及 67.3 cms，無超過設計流量；以中央氣象局公佈基隆測站由 2010 年至 2018 年之最大時降雨量為 100 mm/hr，並參考 FSAR 計算之公式，推算 Creek A 及 Creek B 之洪峰流量分別為 57.4 cms 及 47.5 cms，亦無超過設計流量。
3. 龍洞浮標站測得最大波高為 17.12 公尺，發生日期為 2015 年 8 月 8 日，經查當日有高強度風力之「蘇迪勒」颱風侵襲，故該測站所紀錄波高數值較高。此波高現象為氣候異常造成，對核二廠無直接影響。
4. 依審查意見補充最大時雨量數據，如附件 02-007-04-A。另有關於降雨量之資料蒐集，仍以鄰近氣象測站(基隆、淡水及台北)及距本廠最近測站(金山測站)做為參考；未來將仍依據中央氣象局所公布之官方數據進行更新。
5. 依審查意見蒐集本廠氣象站(塔)之風向、風速數據並補充於本文中，詳如附件 02-007-05-A。
6. (1)表 2-7 至 2-9 的範圍為 99 年至 107 年，以平均溫度 1 月份舉例，計算方式為取官方公布 99 年 1 月份、100 年 1 月份、…107 的 1 月份之溫度平均值(除以該月天數)，並將其加總，最後再取平均值(除以年數)作為表格之數值定義，最高、最低溫等亦以此計算方式作為定義。
(2)文中使用之參考站別係以核二廠為中心，分別選取三處不同方向且有一定距離之氣象測站，如西南(偏南)的臺北測站、西南(偏西)的淡水測站及東南方的基隆測站等，以比較不同區域之氣候狀況，此三站啟用時間早，使用年份長，且測站名稱辨識度更高，相對其它測站較具代表性，故藉以引用。

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：表 2-7~2-9；二、(一).4					
第 2 回合審查意見					
1. 本項請參考核一廠重要管制事項編號 CS-DP-02，於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。 2. 請將答覆之內容納入除役計畫內。 5. 有關核二廠氣象塔偵測風速及風向之相關敘述及資料宜與氣象局其他測站一致，且所有氣象資料應更新至 107 年底，並修正表 2-7 至 2-9 數據。除以上第 1、2 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
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，並適時更新廠址資料。 2. 依審查意見辦理，將答覆內容納入核二廠除役計畫內，詳如附件 02-007-02-B。 5. 依委員建議修訂敘述及資料與氣象局一致，並更新至 107 年底，修訂內容如下：核二廠廠區內設有氣象塔，可量測風向及風速，近年之記錄數據顯示，風向以東風、北風及北北西風較為頻繁，近年平均月風速約 6.1 m/s；最大月陣風風速 17.4 m/s (9 月份)。(附件 02-007-05-B)另表 2-7 至表 2-9 數據皆已於第 1 回合審查答覆時更新至 107 年底。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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 3 回合審查意見					
1. 同意答覆，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. 同意答覆。 5. 同意答覆。					
第 3 回合審查意見答覆					
1. 遵照辦理。					

意見編號	02-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、C03、F07、S20	二	2-24~25	結案

第 1 回合審查意見

1. 有關地下水質部分，請依下列意見提出說明：
 - (1) 依據貴公司「核能二廠除役計畫環境影響說明書」報告，於 106 年 7 月及 11 月分別進行採樣及檢測分析。然而表 2-3 僅列出 106 年 7 月之檢測結果，何以略去 11 月之檢測紀錄？請說明之。
 - (2) 對於數口井之鐵、錳及氨氮高於監測標準，計畫中說明推測為地下水流動緩慢而地表水直接補注並不明顯，因而地下水中溶氧的消耗促使地下水環境由氧化轉成還原環境所致，請再澄清此論述之基礎。
 - (3) 請說明何以廠內 B9 及 B12 採樣之 pH 值呈酸性(~3)？
2. 有關地下水放射性核種監測，計畫中說明目前核二廠監測區共 17 處地下水監測井進行取樣分析，請說明除役期間地下水放射性核種監測規劃及現有 17 處監測井是否足以供除役期間現場作業監測功能？監測井數量及位置是否隨除役不同階段有所調整？並於計畫中補充說明監測井深度之資訊。
3. 核二廠設有地下水抽水設施(Dewatering System)，請說明此設施之設置目的，並說明未來除役後此設施是否將拆除不運作？若不運作，則請說明地下水位上升對除役規劃之影響。
4. 計畫中說明核二廠區覆蓋層多屬砂土層，且地下水位高。請說明廠區土壤液化潛勢。
5. 應補充地下水流向分布與流速之分析說明，且圖 2-23 地下水流向分布圖應以核二廠全廠區為範圍。

第 1 回合審查意見答覆

1. (1)因參考「核能二廠除役計畫環境影響說明書」之版本已更新，本章將補上 106 年 11 月之檢測紀錄，如附件 02-008-01-A。
(2)此段論述係依據「核能二廠除役計畫環境影響說明書」之內容，參考文獻為(Stumm and Morgan, 1996)。
(3)有關 B9 及 B12 採樣檢測後 pH 值呈酸性，初判為監測井口深度不同(相對岩層不同)造成，106 年 11 月之值亦呈酸性，確認並無汙染之情形。
2. 有關除役期間核二廠監測區之地下水取樣分析，將依除役計畫第 11 章環境輻射監測之各階段環境輻射監測規劃內容進行。依審查意見補充監測井深度於計畫中，如附件 02-008-02-A。
3. 地下水抽水設施(Dewatering System)用途主要為抽取地下集水井至地面排水系統排除，亦可由此取得監測水樣；目前初期未規劃其拆除作業，以保留未來使用之彈性空間。若該設施不使用，有可能因地下水位無法抽取致使地下水位上升，是否造成之土壤液化情形，仍需進行評估。
4. 根據本公司 105 年 11 月「核二廠廠區重要道路基礎受地震液化潛勢評估報告」，其內容係針對廠區重要道路進行評估分析，報告指出核二廠若遭遇 0.67g 地震之侵襲，局部路段(範圍為第二行政大樓至重機械廠之道路)有嚴重土壤液化致下陷情形，並估算該路段下陷之沉陷量可能達 60

cm，道路將嚴重受損且失去通行功能；此路段為廠區重要通行道路，亦為運送機組相關設備、汰換材料及低放射性廢棄物必經道路。

5. 參考本公司107年12月「廠址地質特性調查綜合評估報告(定稿本)」有關地下水流動分析，係使用模擬工具(Aquaveo公司所發行之三維地下水整合介面軟體GMS V10.0)並基於修正型理查方程式進行數值計算，推算核二廠廠區地下水平均流速為 4.6×10^{-8} m/s，最大流速可達 3.0×10^{-6} m/s。更新地下水流向分布情形如下圖所示(相較於圖2-23之範圍更廣)。



本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

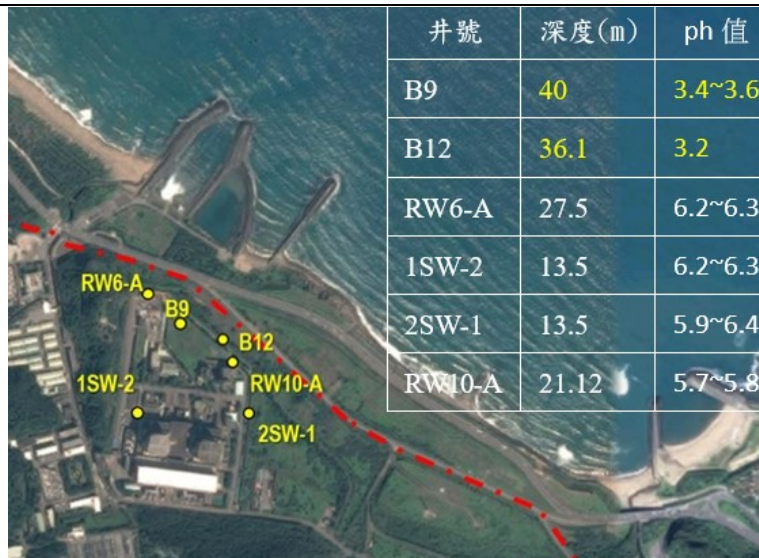
修訂章節段落：表 2-6

第 2 回合審查意見

1. (3)請說明監測井口深度不同造成 pH 質呈酸性之依據。
3. 請確認所答復內容，包括其影響與未來執行評估之適切性與可行性。
4. 應於報告中補充廠區土壤液化潛勢，並說明對於廠區內各設施之影響。可參考引用核二廠相關設施安全評估報告之評估內容，以適當說明其影響。除以上第 1、3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. (3) 經鑽探資料顯示，核二廠較深之地層中，部分含火山凝灰質碎屑，推測地下水流經這些岩層時，容易析出酸性離子而使得水質偏酸，故 B9 及 B12 採樣檢測後 pH 值呈酸性。



3. 前次答覆因會錯題意而答覆錯誤，本次修正答覆內容如下:地下水抽水設施(Dewatering System)用途主要為抽取地下集水井至地面排水系統排除，亦可由此取得監測水樣，此系統係包含於雜項廢液處理系統內，依除役計畫第 5 章規劃內容需維持可用直到系統設備與廠房除污完成。

4. 擬於本章節中補充土壤液化相關內容如下:(02-008-04-B)

土壤液化係指飽和疏鬆之砂土於地震作用下，剪力波使土壤顆粒產生反覆剪應變，導致孔隙水壓逐漸累積增大，上升的孔隙水壓降低土壤的有效應力，更甚者使土壤喪失承受荷重能力而呈液態化狀況，稱為液化現象。土壤發生液化時，可能造成災害包括結構物上浮，結構物沉陷破裂、基礎承载力減低及側向壓力增加等。

土壤發生液化現象，可能導致筏基礎版開裂、建物傾斜等危害。一般液化發生在地表下 20 m 以內，地下水位在地表下 10 m 內之飽和沖積、風積土、未夯實回填土層。通常土層之細粒含量(FC)在 15 %以下者，液化傾向較高。依據核能法規 RG1.198 及國內建築物耐震設計規範之規定，地下水位以上非飽和砂土不需考慮土壤液化，故本廠址沖積層並非全面發生液化。

本公司目前正依福島管制追蹤案件 KS-JLD-10307 辦理，核二廠重要道路/橋樑及相關基礎設施進行地震液化危害潛勢分析，以及強震後功能完整性評估及防範強震液化規劃，未來將依管制案內容辦理。除役期間新建設施廠址會避開高液化潛勢區域，或進行地盤改良並配合工程設計，以避免土壤液化危害。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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

第 3 回合審查意見

1(3).同意答覆。

3.若地下水抽水設施係包含於雜項廢液處理系統內，則除役計畫第五章所列之雜項廢液處理系統，宜加註包括地下水抽水設施，以為明確。
4.同意答覆。
除以上第3小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第3回合審查意見答覆
3.地下水抽水設施(Dewatering System)與雜項廢液處理系統共用系統代碼，除役期間，該設施目前規劃將持續運作至除役拆廠階段完成，除役計畫第5章相關內容將一併修正，詳附件 02-008-03-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：第五章 四、(一).4 及表 5-7、5-8、5-9、5-15
審查總結回合意見
3.同意答覆。

意見編號	02-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、F07、S20	二	2-24/2-25 2-27/2-30	結案
第 1 回合審查意見					
1.(二)廠址人文環境說明中有關城鎮分布與環境說明部分，範圍僅涵蓋萬里區；然而人口結構及分布部分，卻採取廠址附近半徑 8km 之範圍。兩者範圍為何不同？請說明之(除役計畫第二章為設施及廠址環境說明，其中環境說明資料涵蓋萬里區，而人口結構涵蓋廠址附近 8 公里，請再檢視資料涵蓋範圍並採用一致性之說明)。表 2-12 石門區人口增加率資料有誤。此外，請補充說明廠址附近重要公共設施及港口設施。 2.計畫內容對 3. 環境輻射說明:「... 其結果顯示 102 年及 103 年分別為 2.07×10^{-3} mSv 及 1.25×10^{-3} mSv，而 104~106 年均未達評估標準(小於 1.00×10^{-3} mSv)，...」，為何「小於 1.00×10^{-3} mSv」即未達評估標準？其依據為何？ 3.計畫內容對 102~106 年海域生物加馬能譜 Cs-137 分析結果說明：「海魚試樣之變動範圍為$< \text{MDA} \sim 4.22 \times 10^{-1} \text{ Bq/kg} \cdot \text{fresh}$，其中 103 年及 105 年須依規定另進行銥分析…」。請說明 103 年及 105 年執行放射性銥分析所依據之規定？為何其它年度不需執行放射性銥分析？另原文中「銥分析」建議修訂為「放射性銥分析」。 4.二、(一)、5「生態環境」請補充說明海域生態部分。					
第 1 回合審查意見答覆					

1. (1)城鎮分布與環境說明是以核二廠所在之萬里區為主軸，說明萬里區之特色及城鎮分布，故僅以萬里區為說明對象，而不詳加說明其它鄰近行政區，以避免模糊地方焦點。而人口結構及分布描述，除說明萬里區之人口結構、成長、變遷外，同時亦納入附近行政區，並以統整化的數據表格做客觀性之比較，藉以看出萬里區及其附近行政區之人口差異；而附近區域則依據主管機關(原能會)所公告之「核一、二、三廠緊急應變計畫區 8 km 範圍之村(里)行政區」為界定範圍。故建議不修訂或刪減本段之內容。
- (2)石門區人口數據資料將進行修訂並更新為 97 年 12 月至 107 年 12 月，如附件 02-009-01-A。
- (3)依審查意見於城鎮分布與環境說明補充重要公共設施及港口設施，如附件 02-009-01-A。
2. 依據原能會所頒布「環境輻射監測規範」之附件四「體外及體內劑量評估方法」。
3. (1)若年度環境輻射監測項目加馬能譜 Cs-137 測值大於主管機關(原能會)所規定之 AMDA(參考環境輻射監測規範第二十四條之附件五「環境試樣放射性分析之行動基準可接受最小可測量」)，則本公司自主性加強進行監測行為，另外執行放射性銥分析並予以紀錄，屬本公司內部自我規定，並非依據相關法令條文或原能會函文要求。為避免誤解，本公司建議修訂此段敘述為「…其中 103 年及 105 年須另進行銥分析…」，如附件 02-009-03-A。
- (2)承上，因 103 年及 105 年海魚加馬能譜 Cs-137 大於 0.3 Bq/kg · fresh，則本公司另執行放射性銥分析；而 102、104 及 106 年未超過，則不另外執行。
- (3)依審查建議將原文「銥分析」修訂為「放射性銥分析」，如附件 02-009-03-A。
4. 依審查意見補充海域生態至二、(一)、5「生態環境」，如附件 02-009-04-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：二、(二).1；表 2-12~2-13；二、(二).3；二、(一).5

第 2 回合審查意見

- 1.(1)城鎮分布與環境說明是以核二廠所在之萬里區為主軸，惟核二廠距離金山區人口最稠密之市區較萬里區市區為近，應納入金山區。至於人口結構及分布部分，採取廠址附近半徑 8km 之範圍，宜敘明其理由。
 - 1.(2)表 2-12 已修正，但表 2-11 及本文敘述未配合修正。此外，應說明未來趨勢預測以供評估除役期間與除役完成後對廠界個人之劑量。
- 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 本項答覆如下:

- (1)核二廠所在行政區域為萬里區，另緊鄰核二廠之金山區僅約 2 km 之距離，為金山、萬里提供許多在地就業機會，且核二廠常與金山、萬里地方互動，舉辦敦親睦鄰之活動，如國中(小)課輔、地方里長溝通、獎助學金補助、淨灘活動等，可以說核二廠與金山、萬里密不可分，故本章城鎮分布與環境說明以萬里區及金山區為主。至於人口結構及分布部分，不僅觀察金山、萬里地區，亦採納鄰近之行政區作為相對參考區域，以量化數據做差異比較，有其參考價值，而鄰近行政區之範圍界定則參考原能會公告「核一、二、三廠緊急應變計畫區 8 km 範圍之村(里)行政區」，即距離核二廠中心 8 km 範圍內之行政區皆列為本節之敘述對象。

感謝委員意見，有關金山區之城鎮分布及環境說明，將補充於除役計畫內容如下(附件 02-009-01-B):

距核二廠西北方向約 2 km 即為金山區，其地理位置正為基金公路、淡金公路及陽金公路之匯集所在地，是北濱地區的主要行政區及交通樞紐區，亦為北海岸之重要遊憩點。金山區以觀光產業為主，如金山老街(金包里老街)、獅頭山公園、中角灣、朱銘美術館、法鼓山世界佛教教育園區、溫泉等景點；區內之農、漁業亦發展出地方特色，每年 5~9 月為蹦火仔漁季作業，另 8~9 月為甘藷盛產季節，配合地方推廣，成為馳名的「金山甘藷節」及「金山蹦火節」活動，藉此推動在地產業，吸引遊客觀光。

- (2)有關本文內容未配合第 1 回合表 2-11 數據資料同步修訂，本回合已修訂完成；並於本章二、(二)、2、(3)節補充各行政區之人口未來趨勢預測，補充內容如下:(附件 02-009-01-B)

綜上之說明，各行政區人口數主要以社會變動為影響主因，但近年因少子化、不婚不育、育兒成本增加致價值觀改變等因素，致使未來出生人口降低，將成為一種趨勢。參考國家發展委員會(以下簡稱國發會)所建置之人口推估查詢系統，統計其出生率自 108 年起，開始轉為負成長且逐年下降，而死亡率則逐漸升高，亦即表示自然增加之負成長更為明顯。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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).2

第 3 回合審查意見

1(1).同意答覆。

1(2).同意答覆。

意見編號	02-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B04、B12、C03、F07、F08	全部	2-17	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列用詞等相關問題提出說明並作必要之修正：					
1. 除役計畫內文所用之年份宜統一，民國年與西洋年宜擇一。					
2. 針對英文名詞縮寫(例如：TSC 大樓)，請於文中第一次出現時提供英文全名。					
3. 參考核一廠除役計畫回饋核二廠除役計畫之審查意見回復，對於文中所引用報告將另整理附件供參考，但核二廠除役計畫未將所引用之報告另整理成附件以供參考。					
4. 請確認核二廠與台北市距離為 22 or 24km？					
5. 在第 2-28 頁~第 2-30 頁內文提及 MDA 與 AMDA，但未於內文中說明上述名詞，僅於第 2-81 頁之表 2-14 的備註說明，請於內文中加註 MDA 與 AMDA 之中文名稱及意義。					
6. 對符合空氣品質標準及道路交通噪音環境音量標準，應於內文註明或標註其接受之標準值為何。					
7. 表 2-1 負責人之資料，請增列其於台電公司之職稱。					
8. 文內之面積、長度、雨量、時間、氣壓、風速、溫度、音量及劑量等單位請先用中文標示再加括號註明英文單位，例如公頃(ha)，分貝(dB)。					
9. 文中並未說明圖 2-5 剖面 A 及剖面 B 之代表意義，另圖 2-5 圖例所使用之顏色區隔度不足，且圖例與文字偏模糊不易辨識。					
10. 圖 2-13 欠缺比例尺圖。					
11. 圖 2-2 及圖 2-3 對核二廠近海邊道路廠區之財產界線其廠界未作標示。廠界是否有變更之狀況，第二章一、(一)節內未作說明，請補述。					
12. 有關圖 2-13、圖 2-18、圖 2-19、圖 2-20 與圖 2-25，所圈繪之廠界範圍(除役範圍)明顯不一致，是否以圖 2-2 之界定範圍，請澄清。					
13. 除役計畫內文中對引用報告發行之年份／版次應作說明。例如：B. 地下水質引述貴公司「核能二廠除役計畫環境影響說明書」報告之內容，應註明引用報告發行之年份。					
14. 除役計畫內文中對所用之圖面，請說明引用之來源及發行之年份。					
15. 對引用之圖面、表格應以最新資料為原則，請確認。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依審查意見將年份統一為民國，另考量國際法規及尊重智慧財產，少數仍維持西元年份，修改內容詳附件 02-010-01-A					
2. 本章「TSC 大樓」將修訂為「TSC(Technical Support Center)大樓」，如附件 02-010-02-A。					
3. 將提供「核二廠除役計畫第二章引用文獻主管機關審核狀態」供委員參考，如附件 02-010-03-A。					

4. 22 km 或 24 km 皆符合核二廠與台北市之距離範圍，差異僅為所設定台北市之區域不同；另參考「核能二廠除役計畫環境影響說明書」之第四章內容，為儘可能符合一致性，故使用 24 km 作為兩地距離。
5. 依審查意見於內文第一次出現 MDA 及 AMDA 該段文末補充說明如下，如附件 02-010-05-A:
 - (1)MDA 為 Minimum Detectable Amount 之縮寫，表示量測儀器可測得之最小數值。
 - (2)AMDA 為 Acceptable Minimum Detectable Amount 之縮寫，表示主管機關(原能會)規定可接受量測儀器測得之最小數值。
6. 依審查意見補充標準值於內文中(附件 02-010-06-A):
 - (1) 總懸浮微粒(TSP):24 小時值之標準為 $250 \mu\text{g}/\text{m}^3$ ，年幾何平均值之標準為 $130 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 。
 - (2) 懸浮微粒(PM10): 24 小時值之標準為 $125 \mu\text{g}/\text{m}^3$ ，年平均值之標準為 $65 \mu\text{g}/\text{m}^3$
 - (3) 噪音:一般地區音量標準(第三類噪音管制區)，L 日：65 dB(A)，L 晚：60 dB(A)，L 夜：55 dB(A)。
7. 依審查意見補充負責人資料，如附件 02-010-07-A。
8. 目前使用格式係為除役計畫統一編寫原則，建議仍維持目前作法。
9. 圖 2-5 上之剖面 A 及剖面 B 係為地質剖面圖之參考基準線；有關區隔度不足將放大原圖 2-5 上之地質代號(如 TI、Ms...等等)加以輔助，圖例之模糊不易辨識字體將重新騰上，如附件 02-010-09-A。
10. 依審查意見補上比例尺圖，如附件 02-010-10-A。
11. 目前廠界未作變更，另本圖係參考本廠廠區區域圖(圖號 FP-7070 SHT1)，建議不修訂圖 2-2 及圖 2-3。。
12. 因文獻資料出處不同致標記廠界範圍略有誤差。將依審查意見將圖面 2-20 進行更新，如附件 02-010-12-A；另圖 2-13、圖 2-18、圖 2-19 及圖 2-25 係因參考其他文獻引用，以不破壞圖面原則，建議不修訂。
依審查意見補充參考文獻之年份(或版次) 於文中，如附件 02-010-13-A。
13. 除役計畫內使用之圖面，若引用相關報告或文獻，皆於圖名後使用中括號標示，括號內之數字則為對應之參考文獻編號；少數未使用則表示圖面來源為網站資料，如中央氣象局、行政院農委會等。
14. 圖面及表格數據將參考 107 年底官方公告數據進行更新，如附件 02-010-15-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、(一).5；二、(二).4；表 2-1；圖 2-5；圖 2-13；圖 3-20；全

第 2 回合審查意見

4. 文獻與網路資訊大部分顯示均為核二廠與台北市直線距離 22 公里，請再詳細說明距離 24 公里之台北市的具體地標。
 6. 本題答覆所列之空氣及噪音標準值，與表 2-16 所列之參考標準值不同，請澄清並作修正。
 8. 為易於辨識及瞭解，文內之面積、長度、雨量、時間、氣壓、風速、溫度、音量及劑量等單位請先用中文標示再加括號註明英文單位，例如公頃(ha)、分貝(dB)。
 9. (1)於報告本文或於圖 2-5(a)，仍應有”剖面 A”、”剖面 B”的相關說明文字。
 9. (2)圖例中 af、Qc 並未出現於圖中。
 11. 請依除役計畫審查導則二、(二)、1 要求，說明廠界及廠界之所有變更，並將其內容列入除役計畫內；另圖 2-2 及圖 2-3 請對核二廠近海邊道路廠區之財產界線及廠界作標示。
 12. 相關圖面若廠界標示有誤，請一併作修正。
 13. 除役計畫內文中對引用報告發行之年份／版次應作說明，並請列入除役計畫內。
 14. 修改之內容請列入除役計畫內。
- 除以上第 4、6、8、9、11、12、13 及 14 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

4. 核二廠與台北市直線距離為 24 公里，其參考之具體地標為台電大樓。
6. 經確認表格數值無誤，此為第 1 回合補充內容之誤植，將進行修訂。(附件 02-010-06-B)
原修訂敘述為：
 監測結果如下，近五年測值均符合一般地區音量標準(第三類噪音管制區)($L_{日}$ ：65 dB(A)， $L_{晚}$ ：60 dB(A)， $L_{夜}$ ：55 dB(A))。
更正後之修訂：
 監測結果如下，其中第三類噪音管制區之標準為 $L_{日}$ ：65 dB(A)， $L_{晚}$ ：60 dB(A)， $L_{夜}$ ：55 dB(A)；第三類管制區內緊鄰 8 m 以上之道路之標準為 $L_{日}$ ：76 dB(A)， $L_{晚}$ ：75 dB(A)， $L_{夜}$ ：72 dB(A)；第三類管制區內緊鄰未滿 8 m 之道路之標準為 $L_{日}$ ：74 dB(A)， $L_{晚}$ ：73 dB(A)， $L_{夜}$ ：69 dB(A)。其它類似段落採上述相同格式敘述。
8. 依委員意見辦理，將於除役計畫中新增度量衡單位表。(附件 02-010-08-B)
9. 本項答覆如下：(附件 02-010-09-B)
 (1) 依審查意見補充說明於圖 2-5(a)下方註解說明：註：圖中剖面 A 及剖面 B 係為地質剖面圖之參考基準線。
 (2) 確認後圖示區域無 af、Qc 之地質，故將刪除 af、Qc 圖例說明。
11. 依除役計畫審查導則二、(二)、1 要求，補充圖 2-2 及圖 2-3 請對核二廠

近海邊道路廠區之財產界線標示，並標示其道路名稱以供對應參考。(附件 02-010-11-B)

12. 依審查意見修訂圖面有誤之標示，說明如下。(附件 02-010-12-B)

- (1) 圖 2-13: 本圖面為本章內容二、(一)、2、(4)土石流潛勢一節內容之參考圖面，因審查意見 02-006 答覆將本節內容改寫，故刪除圖 2-13。
- (2) 圖 2-18: 本圖面為本章內容二、(一)、2、(4)土石流潛勢一節內容之參考圖面，因審查意見 02-006 答覆將本節內容改寫，故刪除圖 2-18。
- (3) 圖 2-19: 參考來源出處之圖面並未標示廠區，故更新本圖面移除廠區標示。
- (4) 圖 2-20: 參考圖 2-2 之界定範圍，重新繪製核二廠廠區範圍。
- (5) 圖 2-25: 本圖著重於地下水水質採樣之監測井位置，故移除有誤之廠區標示，圖面更新並保留 8 座監測井位置標示。

13. 有關本文引用之報告皆已加上年份(該份報告若無版次則以最後更新年份為主)，該份報告之詳細資料另列於參考文獻，其中以下參考文獻增加版次說明(附件 02-010-13-B):

- (1) 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告(定稿本)
- (2) 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施因應日本福島核災事故之安全評估專案報告(修訂版)
- (3) 核能發電廠海嘯總體檢評估第二核能發電廠第二階段期末報告書定稿版
- (4) 營運中核能電廠擴大地質調查工作成果總結報告(公開版)

14. 依審查意見辦理，修改之內容將納入除役計畫內，相關說明如下:

- (1) 除役計畫內使用之圖面，皆於圖名後標記中括號之數字，以對應本章三、參考文獻之編號，其參考文獻皆已表示來源及發行年份。
- (2) 少數未標示之圖面，其來源參考官方資料後繪製，將統一於圖面左下角標註資料來源，如附件 02-010-14-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、(二).4；圖 2-2、圖 2-3、圖 2-5、圖 2-13、圖 2-18、圖 2-19、圖 2-20、圖 2-25、圖 2-31；參考文獻

第 3 回合審查意見

4. 同意答覆。

6. 同意答覆。

8. 同意答覆。

9(1). 所提附件 02-010-09-B"未標註圖例 Kc，請再修訂。

9(2). 同意答覆。

11.同意答覆。 12(1).同意答覆。 12(2).同意答覆。 12(3).同意答覆。 12(4).同意答覆。 12(5).同意答覆。 13(1).同意答覆。 13(2).同意答覆。 13(3).同意答覆。 14(1).同意答覆。 14(2).同意答覆。 除以上第 9 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
感謝委員意見，將新增圖例標註，如附件 02-010-09-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：圖 2-5(a)
審查總結回合意見
9.同意答覆。

第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響(已結案 17 項，共
17 項)

意見編號	03-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S17、B02	第三章	全	結案
第 1 回合審查意見					
本章之主要目的為對廠址各項歷史資料進行蒐集調查，歸納出廠區內可能受輻射影響的區域，俾藉以作為規劃後續輻射特性調查與除污/拆除作業之重要依據與參考，以及進行除污拆除後可能產生之放射性廢棄物的量估算與據以設計廢棄物貯存倉庫所需容量。請就下列問題提出補充說明：					
1. 廠址歷史評估報告除評估方法與歷史說明外，亦著重於廠址歷史評估結果。建議參考 MARSSIM Figure 3.2 內容，再檢視核二廠廠址歷史資料評估作業程序書之表 8.5 廠址歷史評估報告架構以及報告內容，研議是否修改。					
2. 請標示及記錄核二廠廠址中所有可能的污染資訊及其範圍，並加以評估說明。					
3. 請說明在第三章報告中引述參考參考文獻 9 MARSAME 之內容為何。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 除役計畫第三章格式主要依核子反應器除役計畫導則要求所撰寫。核二廠廠址歷史資料評估作業程序書之表 8.5 是目前台電公司執行核二廠廠址歷史評估報告架構，目前核二廠廠址歷史資料評估研究報告之結果依據程序書表 8.5 撰寫，相較於 MARSSIM Figure 3.2 之調查發現與評估結果項目，在核二廠廠址歷史評估報告中之「曾發生之重大事件及影響」與「總結」中有說明相關之調查發現與結果。MARSSIM Figure 3.2 與核二廠廠址歷史資料評估作業程序書表 8.5 之架構對應如下，顯示核二廠廠址歷史評估報告均涵蓋 MARSSIM Figure 3.2 之內容。					
MARSSIM Figure 3.2		廠址歷史資料評估作業程序書表 8.5			
1 專業用語、首字母縮略語與縮寫字		1. 前言(執行概述、廠址歷史評估的目的)			
2. 執行概述					
3. 廠址歷史評估的目的					
4. 特性確認(物理特性，環境背景)		2. 廠址歷史評估方法(含環境背景說明)			
5. 廠址歷史評估方法					
6. 過去與現在的用途		3. 廠址歷史說明			
7. 發現		4. 曾發生之重大事件及影響			
8. 結論		5. 總結			
9. 參考文獻		6. 參考文獻			

2. 藉由廠址歷史評估，可辨識廠址因運轉或異常事件所造成已知或可能之放射性污染，依核二廠運轉歷史與異常事件資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之廠房與建物，保守劃定為受輻射影響之結構物，評估說明如下表，受輻射影響的結構物與環境區域標示如圖 3-3，3-4。

受輻射影響結構物	可能受污染評估項目		
	是否執行過輻射相關作業	是否發生輻射洩漏事件	是否貯存過放射性物質
反應器廠房	Y	Y	
輔助廠房	Y	Y	
燃料廠房	Y	Y	
廢料廠房	Y	Y	Y
控制廠房	Y		
汽機廠房	Y	Y	
雜項廢液廠房	Y		
乾洗衣房	Y		
新水洗房	Y		
安全釋壓閥測試間	Y		
真空除氧泵間	Y		
輔助冷凝水儲存槽及泵室	Y		
19、27、28、31、37 號倉庫			Y
低微污染器材倉庫			Y
廢棄物壕溝			Y
減容中心	Y		Y
1、2、3 號低放射性廢棄物貯存庫			Y
新燃料倉庫			Y
東區貨櫃集散區			Y

3. MARSAME 手冊主要針對物質與設備可能受到輻射影響及如何分類處置進行評估，在本章本文四、結語中有說明未來永久停機時進行全面輻射特性調查，而特性調查計畫中關於物質與設備如何進行分類、偵檢、除污等相關處理規劃可參考 MARSAME 手冊。在四、結語中列入參考文獻 MARSAME。詳如附件 03-001-03-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：四、結語

第 2 回合審查意見

- 1.(1)由「MARSSIM Figure 3.2」與「廠址歷史資料評估作業程序書表 8.5」對照表顯示，評估作業程序書缺少「特性確認(物理特性，環境背景)」，請確認所述「核二廠廠址歷史評估報告均涵蓋 MARSSIM Figure 3.2 之內容」適切性。
- 1.(2)本章內容仍偏重對曾發生之重大事件及影響之描述，欠缺對於事件影響的污染及污染範圍評估。所蒐集歷史事件資料之評估結果應與受影響區域之間有連結(例如應提供各事件所在區域、位置、受影響範圍、量測數值、處理情形，以及潛在之放射性物質傳輸媒介)，以作為界定可能受影響範圍及後續輻射調查之基礎。
- 1.(3)應就事件對廠房內地面污染(是否有滲入地面下之可能)及廠房外環境之影響分別敘述之，並將結果納入除役計畫中。
- 2.(1)為何僅列出結構物，而無廠區環境。
- 2.(2)受污染評估項目表內，為何燃料廠房與雜項廢液廠房為屬未貯存過放射性物質。
- 2.(3)請於確認前項提問後，將修正後之表納入除役計畫中。
- 3.MARSAME 原列參考文獻[9]，附件 03-001-03-A 之更新為[10]，請提供參考文獻部分之修正稿(Marked up)。

第 2 回合審查意見答覆

1.
 - (1)由「MARSSIM Figure 3.2」中關於「特性確認(物理特性，環境背景)」，在撰寫報告所依據之「廠址歷史資料評估作業程序書表 8.5」中含括在廠址歷史評估方法中之「背景說明」內文中，此文概述核二廠之地形地貌、水文環境、人文背景及環境輻射，而地形地貌中概述核二廠的周圍環境地形、河流走向、溫度、降雨、風向、火山地形等。而廠址境內容詳述於本計畫第二章之第二節。
 - (2)本計畫本章之表 3-7 已列出溢出及洩漏相關之異常事件報告表說明各事件事發時可能之放射性污染及所造成之影響，並檢視電廠有關輻射污染之違規、注改、備忘錄事件，亦彙整列表如審查意見項次 03-011-03 之答覆附件(03-011-03-B)，上述檢視文件之評估結果皆已與受影響區與未受影響區進行連結。
 - (3)依審查意見修訂，並將結果納入除役計畫中。詳如附件 03-001-01-B
2.
 - (1) 經評估受輻射影響之環境區域主要是在受輻射影響之結構物位置及周圍之土地區域及 3、4 號代用廢料倉庫拆除後之空地。
 - (2) 經重新檢視本表，依審查意見將燃料廠房歸為貯存過放射性物料之結構

物(目前貯存用過核子燃料)；而雜項廢液處理廠房為本廠低放射性廢液處理系統，主要作為放射性物質之處理，以同一批次放射性物質來說，過程中僅作為短暫停留之「暫存」，而非長期「貯存」於該廠房，故未歸為貯存過放射性物料之結構物。

(3) 依審查意見修訂。詳如附件 03-001-02-B

受輻射影響結構物及環境區域	可能受輻射影響評估項目		
	是否執行過輻射相關作業	是否發生輻射洩漏事件	是否貯存過放射性物質
反應器廠房	Y	Y	
輔助廠房	Y	Y	
燃料廠房	Y	Y	Y
廢料廠房	Y	Y	Y
控制廠房	Y		
汽機廠房	Y	Y	
雜項廢液廠房	Y	Y	Y
乾洗衣房	Y		
新水洗房	Y		
安全釋壓閥測試間	Y		
真空除氧泵間	Y		
冷凝水儲存槽	Y		Y
輔助冷凝水儲存槽及泵室	Y		Y
19、27、28、31、37 號倉庫	Y		Y
低微污染器材倉庫	Y		Y
廢棄物壕溝	Y		Y
減容中心	Y		Y
1、2、3 低放射性廢棄物貯存庫	Y		Y
新燃料倉庫	Y		Y
東區貨櫃集散區			Y
3、4 號代用廢料倉庫拆除後之空地			Y
循環海水出口渠道	Y(註:例行性正常排放)		

3. 依審查意見修訂。詳如附件 03-001-03-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、曾發生之重大事件及影響，四、結語

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	03-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S17、B01、B02、B03、B10、B15	第一節	3-1~3-2	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列廠址歷史評估方法與範圍相關議題提出補充說明：					
1. 有關廠址歷史評估方法，請就下列提出補充說明：					
(1) 請就核二廠廠址歷史資料評估作業程序書之實際執行內容與結果加以說明。					
(2) 第一節廠址歷史評估方法簡介第 2 段中說明包含收集、統整及評估廠址內之物理結構、運轉與除役期間所導致污染之相關資料，以及進行相關人員訪談，請就下列再進一步說明：					
A. 人員訪談部分，概述人員挑選原則、方式、訪談紀錄及資訊確認等，並說明重要結果。					
B. 廠址考察之區域與範圍的界定原則。					
C. 如何確認蒐集範圍能涵蓋廠區中可能受影響區域(廠外環境及廠區與廠房內)。					
(3) 請將核二廠廠址歷史資料評估作業程序書納入參考文獻。					
2. 第一節廠址歷史評估方法簡介中敘述“本公司執行核二廠廠址歷史評估之方法，包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項程序”，並標示參考文獻為 MARSSIM。經檢視有以下內容(但不限於)須澄清，請提出 MARSSIM chapter 3 以及 Appendix G 內容參採情形之比對說明。					
(1) 目前所提第三章 HSA 報告是否參照 MARSSIM chapter 3.2 HSA-DQO 作法，採行資料品質目標 (Data Quality Objective, DQO) 的程序？是否有制定對應的品保方案以落實調查、評估及審核等作業？					
(2) 目前所提第三章 HSA 報告與 MARSSIM Figure 3-2 之 HSA 報告格式範例是否有差距。					
(3) MARSSIM Appendix G 說明詳細作法及資訊要參考 EPA Site Assessment Information Directory (1991)，請說明參採情形。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.					
(1) 實際執行時先對廠址進行先期調查，蒐集廠址或設施現有資料、建物位置圖及廠址內輻射狀態及運轉歷史等各項相關文件報告，同時規劃進行人員訪談。然後至電廠進行廠址考查，確認相關建物位置與進行輻射特性調查與人員訪談等，另外也針對所蒐集之各項文件報告內容進行審查評估，分析整理廠址歷史資訊及可能污染之型式、可能污染之區域，以及可能受到污染之介質，依據收集之資訊，將					

廠區內區分為未受輻射影響區及受輻射影響區。於廠區圖上標示已知或可能受輻射影響區之污染位置，並將廠址歷史資料評估相關結果彙整於研究報告中。

(2)

A. 人員訪談選擇核二廠現任及退休的不同部門多位工作人員實際進行人員訪談，因受訪人員選擇的重要考量為應具有熟悉電廠運作經驗，故本報告選擇的人員訪談對象工作資歷皆大於十年以上，退休人員以具有核二廠工作經驗三十至四十年的人員為主。訪談過程皆依照「廠址歷史資料評估作業程序書」內容進行，進行訪談時間為 106 年 8 月；其相關訪談過程文件皆依程序及品保要求進行妥善記錄與保存。訪談的重要結果如下：1. 廠址內並無放射性物質的製造；2. 核二廠內有減容中心進行焚化作業，焚化處置皆經原能會物管局核准執行；3. 廠址運作並無深井排放；4. 廠址運作過程中，有因為運轉產生放射性物質，皆依照法規規定處理；5. 核二廠有射源使用，主要為校正用射源，依照規定存放並定期查驗，廢棄射源依本公司相關程序規定使用、存放與申報；6. 廠內有油庫設施，故有油線管路經過廠址，但無由廠外進入之油、氣管線；7. 電廠發生的設備缺失及意外事故都會記錄在品質組異常事件報告內；8. 廠址內並無掩埋放射性物質；9. 反應器、汽機廠房內都曾發生液體的污染事件，只有廠房內地面的局部污染，並沒有影響到廠外，該事件應都有記錄於異常事件。雜項廢液處理系統曾發生廢液溢流事件，經處理後，貯放於東區貨櫃集散區；10. 廠區內應無發生放射性物質外洩；11. 並無其它理由懷疑廠址內受到放射性污染。

B. 廠址考察之區域與範圍為整個廠址廠界範圍，廠址考察會至廠區內確認廠址環境及建物設施的相對位置。若針對文件報告資料審查需至現場進行進一步確認，則依文件報告中所列之區域進行實地的考察。廠址周圍(即廠外)係參考環境輻射監測報告進行評估，確認廠外環境輻射狀況，如依 106 年之監測結果說明核能二廠運轉期間，各類環測試樣之放射性核種含量與直接輻射監測結果均遠低於調查基準，經評估結果對附近民眾所造成之劑量未達評估標準(小於 $1.00\text{E}-03$ 毫西弗)，遠低於核能電廠環境輻射劑量設計規範之限值($5.00\text{E}-01$ 毫西弗/年·廠址)。核能二廠周圍環境輻射監測結果與上一年及前 5 年比較皆在正常之變動範圍。

C. 執行廠址歷史評估蒐集電廠各式文件來評估廠區中可能受影響區域，及是否對廠外環境造成影響。受檢文件如運轉年報、異常事件報告(RER)、環境輻射監測年報/季報等，依核二廠運轉歷史與異常事件相關資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之區域，保守建議劃定為受輻射影響區域。上述初步分類結果與第四

章的特性偵測結果一致，並已獲得驗證。

- (3) 依審查意見修訂將核二廠廠址歷史資料評估作業之執执行程序書納入參考文獻。詳如附件 03-002-01-A 所示。

2.

- (1) 資料品質目標 DQO(Data Quality Objective, DQO)程序含括 7 步驟 1. 陳述問題 2. 確認研究目標 3. 確認輸入資訊 4. 定義研究邊界 5. 發展分析方法 6. 明定效能或接受標準 7. 發展取得數據計畫，在執行核二廠 HSA 時先組成一工作團隊，首先確認需解決之問題需要確認廠址受過去運轉中曾發生哪些會對廠址造成輻射影響之污染事件與情況，其二確認研究目標為要將廠區初步分類為受輻射影響與未受輻射影響地區，以供後續進行輻射偵檢之參考，確認需找出哪些電廠過去運轉歷史及相關之文件資料項目，並參考 MARSSIM 手冊發展分析方法為「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項，若由電廠過去運轉歷史文件資料中發現可能受到輻射影響之區域則劃分為受影響區域，在執行時先完成核二廠廠址歷史資料評估作業程序書並據以執行，完成報告，作業流程符合資料品質目標(DQO)的程序。報告產出同時依計畫執行之品質保證方案進行相關審核等作業。
- (2) 除役計畫第三章格式依核子反應器除役計畫導則要求撰寫，MARSSIM Figure 3.2 與除役計畫第三章之架構對應如下，顯示除役計畫第三章已涵蓋 MARSSIM Figure 3.2 之內容，且於除役計畫第三章之「曾發生之重大事件及影響」與「結語」中亦有說明相關之調查發現與結果。

MARSSIM Figure 3.2	本章報告格式
1 專業用語、首字母縮略語與縮寫字	一、廠址歷史評估方法簡介
2. 執行概述	
3. 廠址歷史評估的目的	
4. 特性確認(物理特性，環境背景)	
5. 廠址歷史評估方法	
6. 過去與現在的用途	二、運轉歷史
7. 發現	三、曾發生之重大事件及影響
8. 結論	四、結語
9. 參考文獻	五、參考文獻
10. 附錄	

- (3) MARSSIM 附錄 G 係說明可提供資料來源清單作為廠址評估時使用，若需要更詳細之資料來源清單可參考 Site Assessment Information Directory (EPA91e)，然 Site Assessment Information Directory (EPA91e)係為美國 EPA 地區辦公室所有之資料庫，經查證後該文件並未對外公開，無法取得。

核二廠除役計畫已參考 MARSSIM 附錄 G 內容編寫，如有關一般廠址資訊、廢棄物的特性、地下水、地表水、土壤和氣體曝露等資訊可參考除役計畫第 2、3、4、9、10 與 11 等章節。
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：一、；五、 參考文獻
第 2 回合審查意見
1.(1)答覆說明有執行輻射特性調查，請說明執行情形與結果，包括本章受影響區與非受影響區之初判結果與第四章輻射偵檢結果之關聯性，並將辦理情形及結果納入本章說明之。 1.(2) A 項：答覆所載之訪談重要結果第 9 項與第 10 項似為矛盾，請澄清並修正。 B/C 項：請說明如何更新除役計畫撰寫期間至核二廠永久停機間之各類歷史文件調查結果。 2.(1)請確認品保方案已確實納入 DQO 作法，並確認相關作業程序書亦遵循之。建議參照 MARSSIM Figure 2.5 中所列示的六個 HSA 調查目標重新檢視核二廠廠址歷史調查作業是否有缺漏或不足之處。 2.(2)除役計畫係概念式先期規劃，電廠的 HSA 報告內容應採參並與美國業界 HSA 報告比對，確認內容適切性。 2.(3)請提出國內電廠廠址特定資訊之規劃作法及內容。
第 2 回合審查意見答覆
1. (1)「輻射特性調查之執行情形與結果為本計畫第四章之內容，輻射特性調查係依據本章廠址歷史評估調查結果，進行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。第四章輻射偵檢結果可驗證本章受輻射影響區與未受輻射影響區之初判結果。調查項目分為下列三個類別：A 表面與結構：包含建物及結構體的內、外表面，以及系統(包含管線、組件、通風管、洩水管、集水坑)之外部表面。B 系統：包含管線、通風管、洩水管、集水坑等管道內部。C 環境：環境可分為廠址環境與廠外環境輻射監測區域，廠址環境為本次調查範圍，包含廠區財產界線內的土地區域、排水途徑、海灣、地下水井等廠房外圍區域。針對上述調查項目，參考本計畫本章之評估結果，個別規劃其偵測作業。詳細之量測結果詳如本計畫第四章。」上述內容納入本章說明如附件 03-002-01-B。 (2) A 項：在進行訪談過程中被訪談人員說明主要之污染皆在廠房內，僅有

雜項廢液處理系統曾發生廢液溢流事件，流出廠房外，廠區內應無其它放射性物質外洩事件，此事件已經除污處理完成。依審查意見修改本項說明，刪除第 10 項內容(10.廠區內應無發生放射性物質外洩)；原編號第 11 項內容(11.並無其它理由懷疑廠址內受到放射性污染)變更為第 10 項。整段文字修訂為: A.人員訪談選擇核二廠現任及退休的不同部門多位工作人員實際進行人員訪談，因受訪人員選擇的重要考量為應具有熟悉電廠運作經驗，故本報告選擇的人員訪談對象工作資歷皆大於十年以上，退休人員以具有核二廠工作經驗三十至四十年的人員為主。訪談過程皆依照「廠址歷史資料評估作業程序書」內容進行，進行訪談時間為 106 年 8 月；其相關訪談過程文件皆依程序及品保要求進行妥善記錄與保存。訪談的重要結果如下:1.廠址內並無放射性物質的製造；2.核二廠內有減容中心進行焚化作業，焚化處置皆經原能會物管局核准執行；3.廠址運作並無深井排放；4.廠址運作過程中，有因為運轉產生放射性物質，皆依照法規規定處理；5.核二廠有射源使用，主要為校正用射源，依照規定存放並定期查驗，廢棄射源依本公司相關程序規定使用、存放與申報；6.廠內有油庫設施，故有油線管路經過廠址，但無由廠外進入之油、氣管線；7.電廠發生的設備缺失及意外事故都會記錄在品質組異常事件報告內；8.廠址內並無掩埋放射性物質；9.反應器、汽機廠房內都曾發生液體的污染事件，只有廠房內地面的局部污染，並沒有影響到廠外，該事件應都有記錄於異常事件。雜項廢液處理系統曾發生廢液溢流事件，經處理後，貯放於東區貨櫃集散區； 10.並無其它理由懷疑廠址內受到放射性污染。

B/C 項:俟核二廠兩部機組執照屆期後，本公司將補充 108 年至核二廠兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估。

2.

- (1) 在本計畫之品質保證方案架構下，核二廠廠址歷史調查之作業流程符合資料品質目標(DQO)之程序。

參照 MARSSIM Figure 2.5 中所列示的六個 HSA 調查目標分別為 1.確認污染的潛在來源 2.判定廠址是否對人員的健康有威脅 3.區別受影響與未受影響的區域 4.提供範圍與特性輻射偵檢設計的參考數據 5.提供污染遷移可能性的評估 6.確認與調查場址相關的其它可能輻射廠址。重新檢視核二廠廠址歷史評估作業，已由核二廠之檢視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。此外，除核二廠，並無發現其它相關的輻射廠址。

- (2) 美國 Vermont Yankee Nuclear Power Station 之 Radiological Historical Site

Assessment 報告，報告內容項目如下表，檢視此報告其結果是包含了執行範圍偵檢、特性偵檢結果。廠址輻射特性調查依目的及需求，分為範圍偵測、特性偵測及改善措施輔助偵測等調查作業。範圍偵測之目的為驗證廠址歷史評估的調查結果，並對廠內各區域進行初步的輻射與污染分級，初步的污染分級共分為三級。特性偵測是根據範圍偵測結果，對輻射污染較高的區域執行進一步詳細的輻射偵測，藉此評估污染的性質及程度；而 Vermont Yankee 報告與本計畫本章之內容比較如下

Vermont Yankee Nuclear Power Station	本章報告格式
1 目的	一、廠址歷史評估方法簡介(含目的說明)
2. 特性確認(物理特性，環境背景)	詳如除役計畫第 2 章
3. 廠址歷史評估方法	一、廠址歷史評估方法簡介
4. 過去與現在的用途	二、運轉歷史
5. 評估發現	三、曾發生之重大事件及影響
6. 影響的建物與結構物	詳如除役計畫第 4 章
7. 土壤和地下水影響	詳如除役計畫第 4 章
8. 結論	四、結語(含受影響與未受影響之建物與環境劃分)
9. 參考文獻	五、參考文獻

本計畫本章之格式依核子反應器除役計畫導則要求撰寫，與 Vermont Yankee 電廠稍有不同，而所缺少之第 2 項廠址特性相關內容則在本計畫第 2 章中有詳細說明，本計畫第 4 章亦進行輻射特性調查，調查結果包括了建物、管線、土地、地下水等資料，單檢視本計畫本章內容雖未完全含括國外電廠之 HSA 報告內容，但檢視本計畫全部內容則可以含括國外電廠之 HSA 報告內容。

- (3) 針對廠址特定資訊核二廠將針對除役時評估 DCGL 值所需要用到的參數將進行調查，以核一廠為例目前針對電廠土壤密度、總孔隙率、風速、降雨量、空氣粒子濃度進行調查評估，使在推導 DCGL 時能符合廠址特性。

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： 四、結語

第 3 回合審查意見

1.(1)同意答覆。

1.(2)同意答覆，於兩部機執照屆期後提出廠址歷史評估更新結果，本項列入重要管制事項。

2.(1)請提出品保方案與程序書內容，確有涵蓋 DQO 之佐證。

2.(2)除役計畫 HSA 章節僅是概要說明，請提出電廠實際執行的完整詳細報告資料以為佐證，並應將國外電廠作法列入參考資料。

2.(3)同意答覆。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(2)遵照辦理。

2.(1)本公司依據「台灣電力公司核能營運品質保證方案」之規範要求本案承攬商訂定「核二廠除役許可申請及除役作業規劃技術服務案品質保證方案」並依據此品保方案制訂廠址歷史評估作業程序書，程序書內容包含執行廠址歷史評估作業的目的與作業方法等，確認需解決之問題需要確認廠址受過去運轉中曾發生哪些會對廠址造成輻射影響之污染事件與情況，確認研究目標為要將廠區初步分類為受輻射影響區與未受輻射影響區，以供後續進行輻射偵檢之參考，確認需找出哪些電廠過去運轉歷史及相關之文件資料項目，並參考 MARSSIM 手冊發展分析方法為「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項，若由電廠過去運轉歷史文件資料中發現可能受到輻射影響之區域則劃分為受輻射影響區，在執行時依據作業程序書據以執行，完成報告，作業流程符合資料品質目標(DQO)的程序。報告產出同時依計畫執行之品質保證方案進行相關審核等作業。廠址歷史資料評估作業包括 DQO 程序之內容說明如下：

DQO 程序 7 步驟	核二廠廠址歷史資料評估作業程序書章節內容
1. 陳述問題	1.0 訂定目的
2. 確認研究目標	因應「核二廠除役許可申請及除役作業規劃」工作，建立核二廠除役規劃之廠址歷史評估(Historical Site Assessment, HSA)程序，據以蒐集核二廠廠內與廠址相關或自開始運轉迄今之歷史資料，藉此達成下列目的： (1)依據現有或導出資料，確定放射性物質與放射性污染的可能或已知來源 (2)確認會對人員健康造成危害，而需採取進一步行動的區域 (3)評估污染發生遷移的可能性 (4)提供輻射範圍與特性調查作業的參考資料 (5)將區域或偵檢單元初步分類為受輻射影響區與未受輻射影響區
3. 確認輸入資訊	4.3 與核二廠輻射狀態相關的資料有廠址資訊、監測數據、先前的廠址評估報告和緊急行動紀錄(如異常事件紀錄報告)等文件，這些資料可提供一些有關污染強度、濃度及空間分佈的細節；因此，執行廠址歷史評估時，上述文件應予以審查。
4. 定義研究邊界	4.1 廠址歷史評估報告可對應至本計畫本章節。依據核子反應器除役計畫導則，廠址歷史評估報告(以下簡稱本報告)涵蓋下列內容： (1) 運轉歷史：提供設施的運轉紀錄及說明。 (2) 曾發生的重大事件及影響：說明曾經發生之重大事件及其處理情形與影響。
5. 發展分析方法	4.2 為蒐集本報告所需資訊，廠址歷史資料的評估包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項作業
6. 明定效能或接受標準	4.4 地區的分類 廠址與偵檢區依其是否受到放射性污染或受污染程度，進行分類： 4.4.1 分類 依廠址或偵檢區是否受到放射性污染的可能性，將其分類為「受輻射影響區」與「未受輻射影響區」：

	4.4.1.1 受輻射影響區 知或可能受到放射性污染的地區及其周圍或相鄰地區，包含： (1) 放射性物質之使用與儲存場所 (2) 紀錄指出曾發生濺灑、排放或其他不正常造成污染擴散的位置 (3) 掩埋或處置放射性物質處 4.4.1.2 未受輻射影響區 經由廠址歷史紀錄與先前的偵檢資料確認，不可能殘留放射性污染的地區
7. 發展取得數據計畫	6.0 作業程序 廠址歷史評估包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項作業，其程序分述如下： 6.1 設施或廠址先期調查 6.2 廠址考察 6.3 廠址歷史資料評析
2.(2)本公司將補充 108 年起至核二廠兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估，再次確認廠區受輻射影響區與未受輻射影響區之劃分結果，據以更新。	
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：	
審查總結回合意見	
2.同意答覆。	

意見編號	03-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S17、B03、B10、C03	第一節	3-1~3-2	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關「不受影響區」/「受影響區」之劃定作業提出補充說明，並將必要內容納入計畫中：					
1.如圖 3-3 所示，請說明除建物之外，如何區分受影響與不受影響的表面、系統及設備。					
2.(三) 廠址歷史資料評析中內容說明：「將廠址歷史評估方法所收集之資訊，進行廠址歷史資料評析...依據收集之資訊，將廠區內區分為未受輻射影響區及受輻射影響區。未受輻射影響區定義為：無放射性污染可能性之區域，可被選為背景參考區。」，請說明對於背景參考區選擇之規					

劃情形。

3. 核電廠運轉時期所執行的廠區輻射偵測，其調查範圍以及對偵測能力的要求與廠外環境輻射偵測不同。若僅以廠址歷史資料區分廠區之未受輻射影響區及受輻射影響區，是否適當？
4. 第一節「廠址歷史評估方法」之(一)設施或廠址先期調查中載明作業內容包括澄清以往不瞭解或尚未確定之可能污染源，請說明如何確認「以往不瞭解或尚未確定」之污染源，以及確認之結果。

第 1 回合審查意見答覆

1. 本報告主要針對廠址區域及建物是否受影響，圖 3-3 為受影響之結構物，無法說明受影響之表面、系統、設備。故將圖 3-3 之圖示說明之表面、系統及設備等文字說明刪除。詳如附件 03-003-01-A 所示。
2. 背景參考地區之選擇將於最終輻射偵測計畫中說明，並符合除役計畫中對背景參考地區之選取原則。
 - (1) 背景參考區選擇之規劃情形說明如下：考量目前尚未永停機，並配合第 17 章之審查意見編號 17-016-4 項次，背景參考地區之選擇應於最終輻射偵測計畫中說明。並符合除役計畫對背景參考地區所設定的選取原則。
 - (2) 背景水平參考的選用於除役計畫第四章第二、(三)、2 節說明，參考廠址的背景參考地區應與除役廠址有相似的物理、化學、地質與放射性特性，一般選擇未受輻射影響區或其鄰近地區。
3. 本章之目的是進行廠址歷史資料(含運轉報告、輻射偵檢資料....等)評估廠址可能受輻射影響區域，並與第 4 章初步特性調查結果進行比對；未來永久停機後會進行全面性廠址輻射特性調查，將以調查結果檢視分類之妥適性，必要時將進行適當調整。
4. 本段方法是說明可由進行設施或廠址先期調查中來確認在電廠過去運轉作業內容，確認是否有不瞭解或尚未確定之可能污染源，經由蒐集電廠運轉之歷史資料進行評估確認。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 3-3

第 2 回合審查意見

2. 未受輻射影響區係指除役廠址內之區域，請確認所述「可被選為背景參考區」是否適切及其參據(文件)為何。
 3. 請說明永久停機後是否會對未受輻射影響區域進行輻射調查，以及調查之規劃(另同 03-014-1 之意見)。
 4. 請再具體說明查證方式與調查之資料與結果。
- 除以上第 2、3、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2.廠址內未受輻射影響區域可選擇為廠址的背景參考地區是因為其該區域與除役廠址有相似的物理、化學、地質與放射性特性，此為依據MARSSIM (4.5 Select Background Reference Areas)之建議。
3.俟核二廠兩部機組執照屆期後，本公司將補充 108 年至核二廠兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估。再依評估的結果進行後續之輻射特性調查，輻射特性調查之規劃與範圍將說明於輻射特性調查計畫中，該計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫。
4. 查證方式經由蒐集核二廠之異常事件、及其它運轉期間發生之事件(包括違規事件、注改事件、核管事件、備忘錄)，分析評估是否有不瞭解或尚未確定之污染源。查證結果詳如表 3-7 及附件 03-011-03-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：表 3-7
第 3 回合審查意見
3.本項併入 03-014-1，請依該項之意見辦理。 除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
3. 依建議併入 03-014-1 項之意見辦理。 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
3.同意答覆。

意見編號	03-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	第二節	3-3~3-4	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關受檢文件議題提出補充說明：					
1. 二、(一)有關運轉歷史受檢文件之意外事件報告乙項，應增加污染洩漏之紀錄。					
2. 1、2、3、4 號代用廢料倉庫除役資料應列入受檢文件中，並說明當時是採用何種規範進行除役？					

第 1 回合審查意見答覆	
1. 依審查意見增加污染洩漏之紀錄。詳如附件 03-004-01-A 所示。 2. 將依據委員意見列入受檢文件詳如附件 03-004-02-A 所示。1、2、3、4 號代用廢料倉庫於 85 年 12 月提出除役申請書及除役作業計畫書，並於 86 年 1 月 13 日獲原能會物管局准予核備，而執行除役計畫法規依據物管局 85 年 4 月 12 頒布之「低放射性廢料貯存設施管制規範」。依除役計畫進行各倉庫除役、拆除改建等工作。1 號代用廢料倉庫目前轉為 27 號倉庫，2 號代用廢料倉庫轉為目前的 28 號倉庫，仍在管制中。3、4 號代用倉庫拆除後進行植樹、綠化等工作美化環境。	
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： 1.二、 運轉歷史(一) 受檢文件 3. 意外事件報告。 • 污染洩漏之紀錄。 2.二、 運轉歷史(一) 受檢文件 2. 電廠運轉歷史 • 代用廢料倉庫除役資料。	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	03-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、B14、C03	第二節	3-5~3-10	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列運轉歷史乙節內容之提問，提出澄清說明並修正計畫內容：					
1. 第二、(二).1 節第 6 段所載「一號機總計有 12 束燃料束/13 根燃料棒破損，二號機總計有 13 束燃料束/14 根燃料棒破損。」，請就燃料棒破損後是否會造成機組組件或者管路內部表面污染增加，而影響除役作業的進行，提出補充說明。					
2. 第二、(二).3 節第 2 段所載「經估算一號機與二號機所有用過核子燃料至執照到期日 110 年及 112 年時，其主要放射性核種總活度分別約為 4.07×10^{18} Bq (1.10×10^8 Ci) 及 4.11×10^{18} Bq (1.11×10^8 Ci)，可能之放射性核種為：……，其中活度主要貢獻者為 Cs-137，佔了約 42% 的活度比例。」					
(1) 一號機與二號機所有用過核子燃料可能之放射性核種，請加入除役計畫第 17 章之關注核種清單及補充參考文獻；另請依核種半衰期做適當修訂或補充，如短半衰期核種須註明不列入之原因。					
(2) 請補充說明核二廠一號機與二號機所有用過核子燃料之活度估算方法					

及依據。

3. 第二、(二).3 節第 1 段所載「以核二廠運轉情況預估(MUR 及 18 個月運轉週期)，每年每部機約產生 180 束用過核子燃料，預估核二廠兩部機組運轉 40 年永久停機後，共計約產生 11,000 束用過核子燃料。」之敘述。

(1) 請澄清每年每部機約產生 180 束用過核子燃料之正確性(180 束用過核子燃料為每年產生或是每個燃料週期產生)?

(2) 目前核二廠運轉功率為 SPU 後之功率，請說明為何以 MUR 後之功率預估將產生的用過核子燃料數目?

第 1 回合審查意見答覆

1. 燃料棒破損後會造成爐心相關區域組件污染，而該相關區域已為受輻射影響區域，在除役期間依受影響區域進行規劃偵檢及除污等相關工作。

2.

(1) 本段說明所引用之數據與核種是依據台灣電力公司「用過核子燃料最終處置計畫書 2014 修訂版」公告在原能會網站之報告，其表 4.2 用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算之計算值所列之核種及活度值。除役計畫第 17 章表 17-1 為核二廠除役後廠址內參考核種清單，非針對本段之用過核子燃料總活度之估算結果，因除役計畫第 17 章已列出表 17-1 之關注核種清單，建議本章不重覆加入該表。

(2) 參考文獻「用過核子燃料最終處置計畫書 2014 修訂版」表 4.2 用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算之計算值。是針對核一廠、核二廠、核三廠與龍門電廠不同機組運轉 40 年及延役至 60 年等不同情況，估算可能的用過核子燃料數量與其相當的燃料鈾重。以四座電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料預估數量合計約為 BWR19,132 束組件(assemblies)，PWR3,912 束組件、ABWR 14,744 束組件，合計相當於 7,340 噸鈾燃料重量(tU)。數量：核一廠一、二號機分別為 667 噸與 671 噸；核二廠一、二號機分別為 969 噸與 971 噸；核三廠一、二號機分別為 815 噸與 817 噸；龍門電廠一、二號機皆為 1215 噸。參考燃料：BWR/ABWR：核一廠一號機週期 18, fuel16, initial enrichment 3.14%, burn-up 35900MWd/MTIHM；PWR：核三廠二號機週期 13, fuel14B1, initial enrichment 4.40%, burn-up 48268MWd/MTIHM 所有燃料皆出爐冷卻 40 年計。

3.

(1) 經確認為每個燃料週期產生。

(2) 核二廠 SPU 較 MUR 提昇 1%爐心熱功率，每個燃料週期(18 個月)影響不到 2 束；惟本段敘述修訂為「SPU 及 18 個月運轉週期」。

本段修改為：「以核二廠運轉情況預估(SPU 及 18 個月運轉週期)，每個燃料周期每部機約產生 180 束用過核子燃料，預估核二廠兩部機組運轉 40 年永久停機後，共計約產生 11,000 束用過核子燃料。」詳如附件 03-005-03-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 節

第 2 回合審查意見

1.請補充說明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。

2.(2)請依提問說明如何評估放射性活度；另請說明答覆所載「所有燃料皆出爐冷卻 40 年」意指為何。

除以上第 1、2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.燃料棒破損後洩漏之放射性物質會進入反應爐爐水中，部分洩漏之放射性物質會經由反應爐爐水淨化系統的過濾式除礦器及放射性氣體廢料處理系統的過濾器與活性炭床吸附移除，以減低其污染；其餘未移除之放射性物質會積存於設備或管路，可能造成廠房內機組組件或者管路內部表面污染增加。於除役計畫中已將廠房內及相關之組件管路為已規劃為受輻射影響區域，未來除役作業進行時依受輻射影響區進行輻射特性調查及必要之除污等相關工作

(2)「用過核子燃料最終處置計畫書 2014 修訂版」表 4.2 用過核子燃料主要放射性核種活度與熱能估算之計算值，是引用用過核子燃料最終處置計畫 2009 報告(SNFD-2009)結果，SNFD-2009 報告中對於如何評估放射性活度係運用 ORIGEN-II 源項分析電腦程式及用過燃料特性資料庫(Characteristics of Data BaseSystem, CDBS)，配合第 1 回合審查意見答覆所述之運轉參數條件，即可評估放射性活度。

另「所有燃料皆出爐冷卻 40 年」意指為「用過核子燃料最終處置計畫書 2014 修訂版」表 4.2 在評估放射性活度為燃料移出反應爐冷卻 40 年之放射性活度。

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 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	03-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S17	第二節	3-7~3-10	結案

第 1 回合審查意見

請就下列有關放射性廢棄物貯存管理現況議題提出補充說明：

1. 請增加放射性廢棄物存放位置地點相關周圍環境或建築物分佈之繪圖，並提供代用廢料倉庫除役前後的對照圖，以說明廠區環境隨時間的演變情形。
2. 請說明低放射性廢棄物的活度貢獻主要核種，表 3-6 中請加入主要核種與估計之核種活度。
3. 請說明清潔廢棄物倉庫目前存量。
4. 請圖示說明核二廠各低放射性廢棄物貯存設施於核二廠廠址中的相對位置，並補充說明其可能造成的污染資訊與影響。

第 1 回合審查意見答覆

1. 放射性廢棄物存放位置地點相關周圍環境或建築物分佈之繪圖如圖 3-3，廢料倉庫除役前後的對照圖如下。詳如附件 03-006-01-A 所示。



3、4 號廢料倉庫除役前



3、4 號廢料倉庫除役後

2. 依審查意見修訂如表 3-6。詳如附件 03-006-02-A 所示。
3. 核二廠清潔廢棄物貯存庫現況:統計到 107 年底

貯存場所	廢棄物的比活度	物品名稱	貯存量(公斤-淨重)
31 號倉庫	<300Bq/kg	廢金屬 廢電纜/塑膠/橡膠	423,673
37 號倉庫	<300Bq/kg	廢金屬 廢電纜 塑膠/ 膠	368,456
19 號倉庫	<100Bq/kg	外釋廢金屬	39,054
27 號清潔廢棄物倉庫	<300Bq/kg	廢金屬 廢電纜/塑膠/橡膠	27,724
28 號清潔廢棄物倉庫	<300Bq/kg	保溫材	4,684

4. 核二廠各低放射性廢棄物貯存設施於核二廠廠址中的相對位置，如圖

3-3。若低放射性廢棄物有從容器內洩漏則可能造成低放射性廢棄物貯存設施內部污染。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☒ 是， ☐ 否 修訂章節段落： 1.圖 3-3 2.表 3-6
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	03-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S17、B01	第三節	3-10~3-11	結案
第 1 回合審查意見					
請就以下有關本節所提受檢文件檢視結果等問題提出補充說明：					
1. 本章分析核二廠歷年異常事件，並說明曾經發生具潛在污染結果之可資關注事件及影響。對於受檢文件，除異常事件與相關文件之外，尚包括其他資料來源，發生事故或緊急輻射曝露之技術資訊及運轉經驗回饋、人員事故報告、火災或爆破報告等，請說明此等文件之檢視結果。					
2. 三、曾發生之重大事件及影響第 3 段說明「...此外，因廠址污染分區規劃係根據污染洩漏及設施功能進行區域分類，故參照圖 3-3 及圖 3-4 分區規劃中所標示的受輻射影響區域範圍，即可說明洩漏事件地點周圍環境或設施分布情況。」，然圖 3-3 及圖 3-4 並未說明洩漏事件地點，請確認所述「即可說明洩漏事件地點周圍環境或設施分布情況」之適切性。					
3. 針對本章所提及曾發生之重大事件，請就其洩漏事件及改善行動地點周圍環境或設施分佈之資訊提出說明，並評估其污染影響。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 核二廠人員事故相關及火災相關事件，經檢視無對廠區造成輻射影響，無爆破事件。緊急輻射曝露事件案例如電廠 79 年 05 月 04 日之異常事件一號機在檢修 OFF-GAS DESICCANT DRYER A 串(A.C 組)進口閥 1HA-HV-120 及 1HA-HV-123 之 PACKING 於進行隔離操作時，將閥門開關錯誤，造成 OFF-GAS 系統無流量，主冷凝器真空惡化，機組被迫緊急降載解聯及廢料廠房空浮。而造成人計有 9 位工作人員體外受惰性氣體污染，按皮膚劑量估算，個人最高劑量為 0.9 mR，對廠區環境無造成輻射影響。					
2. 依審查意見修訂本段說明。修訂為「…此外，因廠址污染分區規劃係根據					

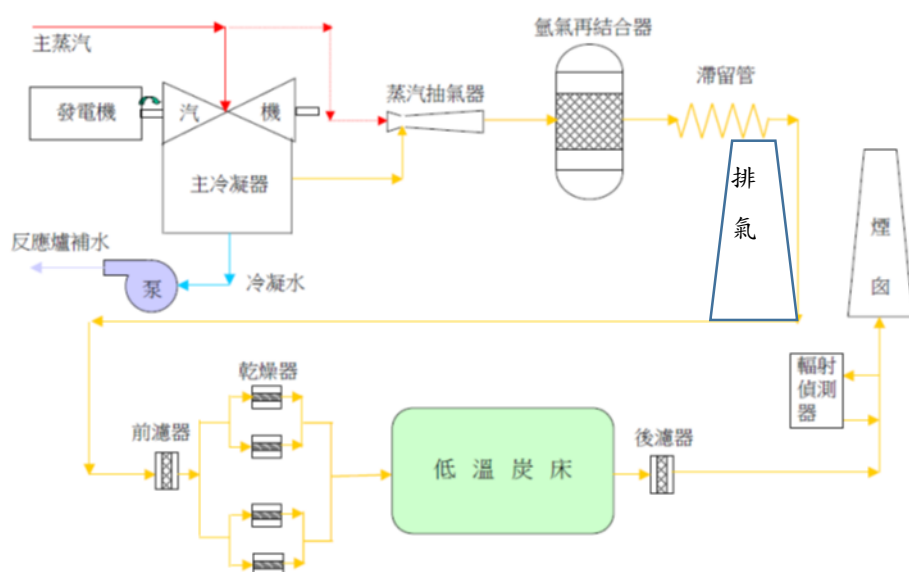
污染洩漏及設施功能進行區域分類，故參照圖 3-3 及圖 3-4 分區規劃中所標示的受輻射影響區域範圍，即可說明核二廠廠址受輻射影響之結構物及周圍環境分布情況。」詳如附件 03-007-02-A 所示。

3. 重大事件之 4 項具潛在污染之可關注事件之詳細經過、改善作業及其污染影響評估結果已列於報告三、(二) 節中，重點摘要事件原因影響及改善行動並補充各項事件之周圍環境或設施分佈之資訊如下：

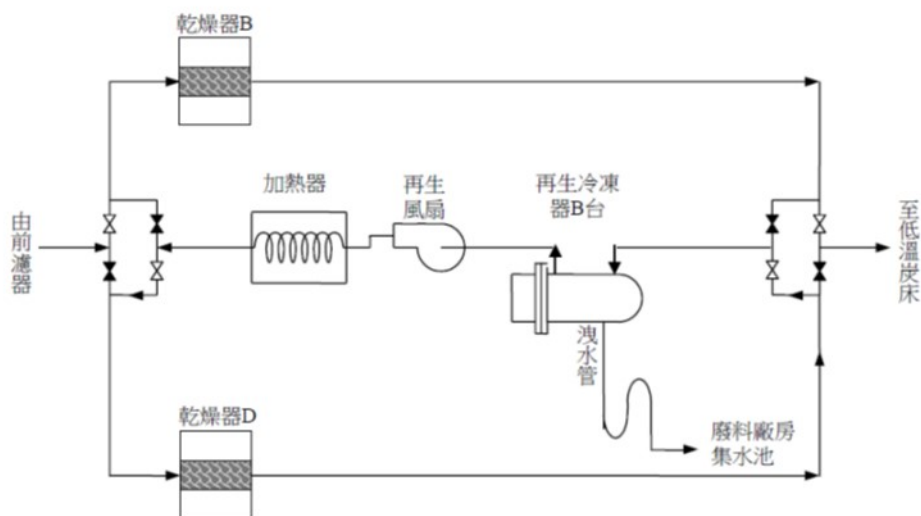
(1) 核二廠廢料廠房空浮事件

事件經過及可能放射性污染	造成影響		事件改善行動
	人員影響	環境影響	
90/07/09 廢料廠房三樓區域空浮監測器警報響起，量測結果發現廢料廠房一、二、三樓空浮濃度分別為 1,120、277、291 Bq/m ³ ，已超過空浮示警值 (150 Bq/m ³)，原因，係由於位於廢料廠房一樓之一號機廢氣系統乾燥器再生所使用之乾燥器冷凍器(Dryer Chiller)B 台，其洩水管(雙 U 型之水封管 Loop Seal)水位過低，導致廢氣系統內氣體由此處漏出至廠房內。	四名工作人員在現場，另有一名保健物理工作人員赴現場進行量測空浮，五人衣物均受到輕微污染，經輻防管制站留置清理後即恢復正常。	廢料廠房排氣輻射偵測器讀數並無明顯上升，並均低於警報值，顯示事件過程無不正常之放射性氣體釋放發生，並顯示空浮僅侷限於廠房內。	經電廠值班人員手動將再生乾燥器冷凍器(Dryer Chiller)B 台洩水管路之水封管補水至正常高度後，再分別針對廢料廠房一、二、三樓抽氣結果，各樓層均正常，低於 10 Bq/m ³ ，已遠低於空浮示警值 (150 Bq/m ³)。

設施分佈之資訊如下圖



圖一 核二廠廢氣系統示意簡圖

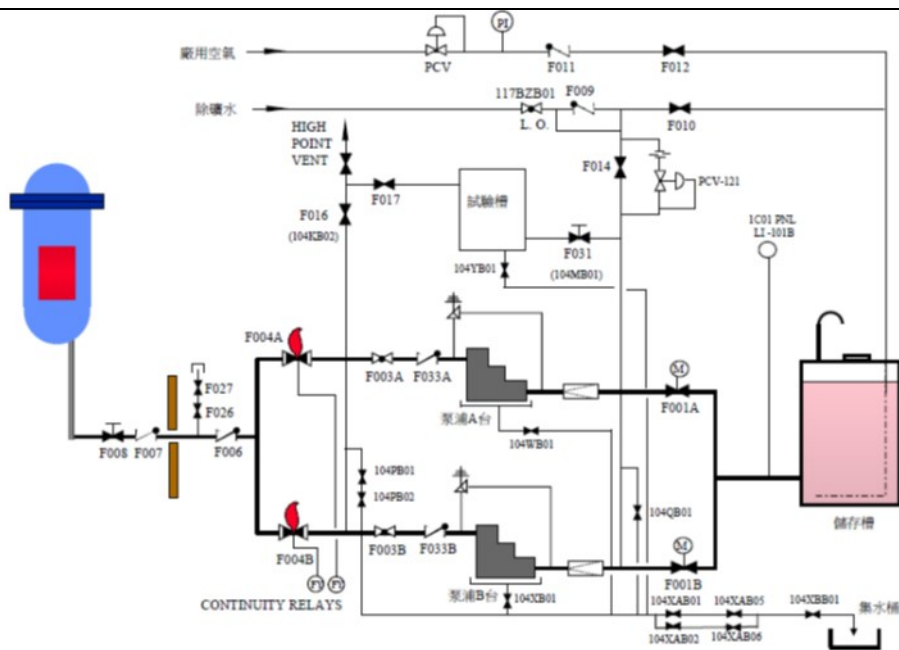


圖二 核二廠廢氣系統乾燥器再生設備示意簡圖
 (圖示為乾燥器D 再生時之管閥佈置及流程)

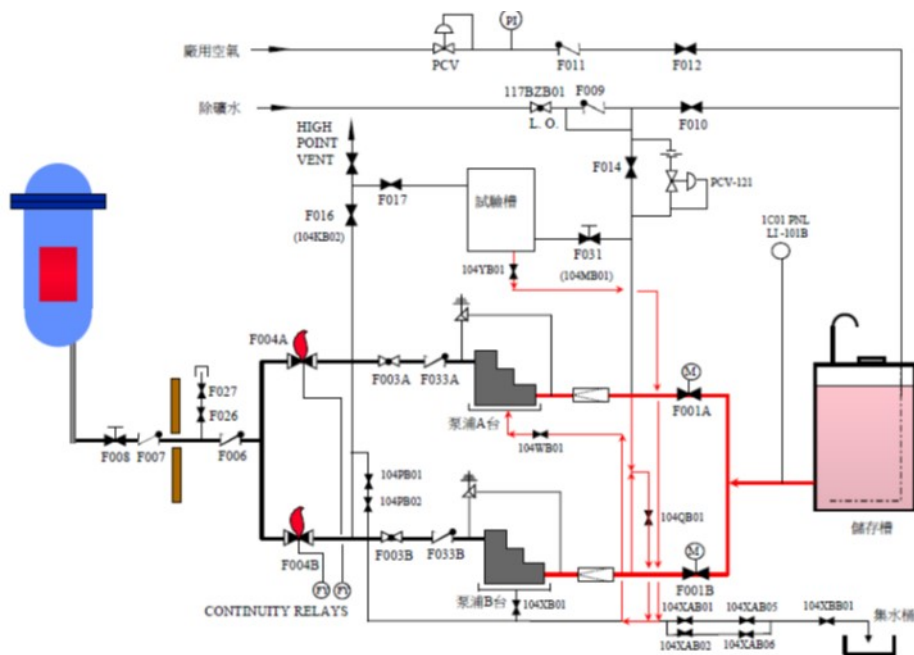
(2) 核二廠一號機備用硼液控制系統硼液流失事件

事件經過及可能放射性污染	造成影響		事件改善行動
	人員影響	環境影響	
90/09/08 備用硼液控制系統硼液儲存槽之硼液流失事件，為硼液儲存槽出口管路栓塞隔離未能完全密閉，查證備用硼液泵 A 台之底盤洩水閥 H-104WB01 被誤開啟，致硼液自硼液儲存槽經由備用硼液泵 A 台之底盤溢出，並流至反應器廠房地面洩水集水槽。備用硼液系統不具有放射性，故亦沒有輻射安全之影響或顧慮。	無	流失至反應器廠房地面洩水集水槽之硼液，經證實均被自動泵送到廢液處理系統調節槽中，由廢液處理系統進行處理，由於沒有輻射問題，亦無不當排放，故不致於對環境造成影響。	由反應器廠房地面洩水集水槽排放至廢液處理系統調節槽之硼液，混合雜質，不宜回收，透過廢液處理系統之化學中和槽，加鹼中和後，再利用廢料濃縮器，將硼酸液濃縮後固化裝桶。

設施分佈之資訊如下圖



圖一 備用硼液控制系統流程圖



圖二 備用硼液控制系統硼液流失路徑圖

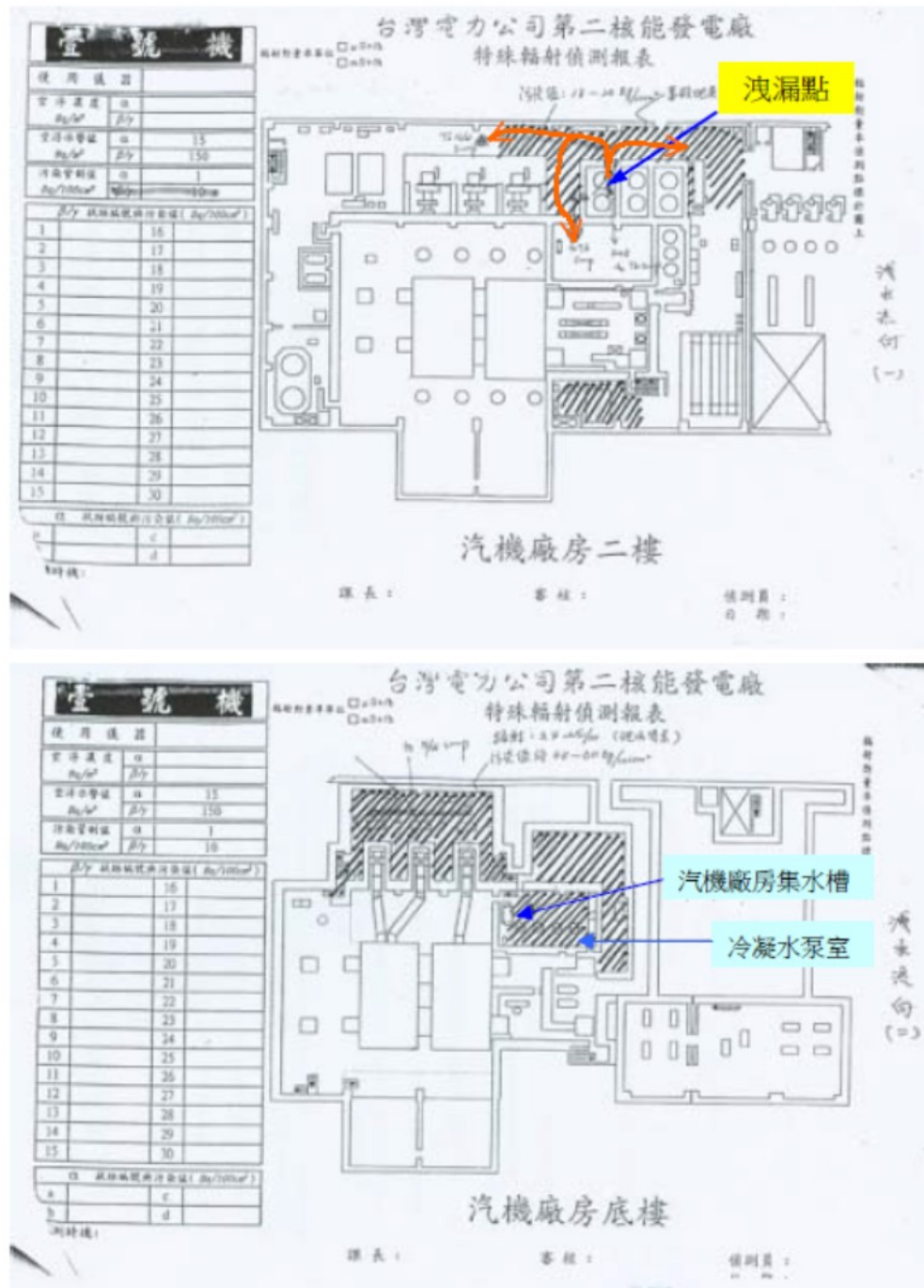
(3) 核二廠一號機冷凝水除礦器槽管路洩漏事件

事件經過及可能放射性污染	造成影響		事件改善行動
	人員影響	環境影響	
91/07/10 電廠人員查看廠房集水槽進水紀錄時，發現汽機廠房集水槽廢液量有異常增加之情形，現場人員巡視亦發現位於汽機廠房地下一樓之冷凝水除礦器室外走道有積水。	除污過程中，有兩名工作人員之鞋底有輕微污染情形，經處理後已無污染。	無廢液異常釋出之情形，對廠外環境並無影響。	F床除礦器之樹脂再生後回傳之3 in管路接頭處之墊片及管路橡膠內襯長期使用材質劣化所致破損而致洩漏。已於次日修復完成。洩漏之

洩漏之廢液造成局部地面輕微污染，最高者 β/γ 約為48~60 Bq/100 cm²，現場輻射背景經量測並未升高。

廢液則皆流至廠房之集水池集中後，再排至廢液處理系統處理。

周圍環境或設施分佈如下圖：



附圖二 洩漏之冷凝水流經區域(黑色斜線部份)

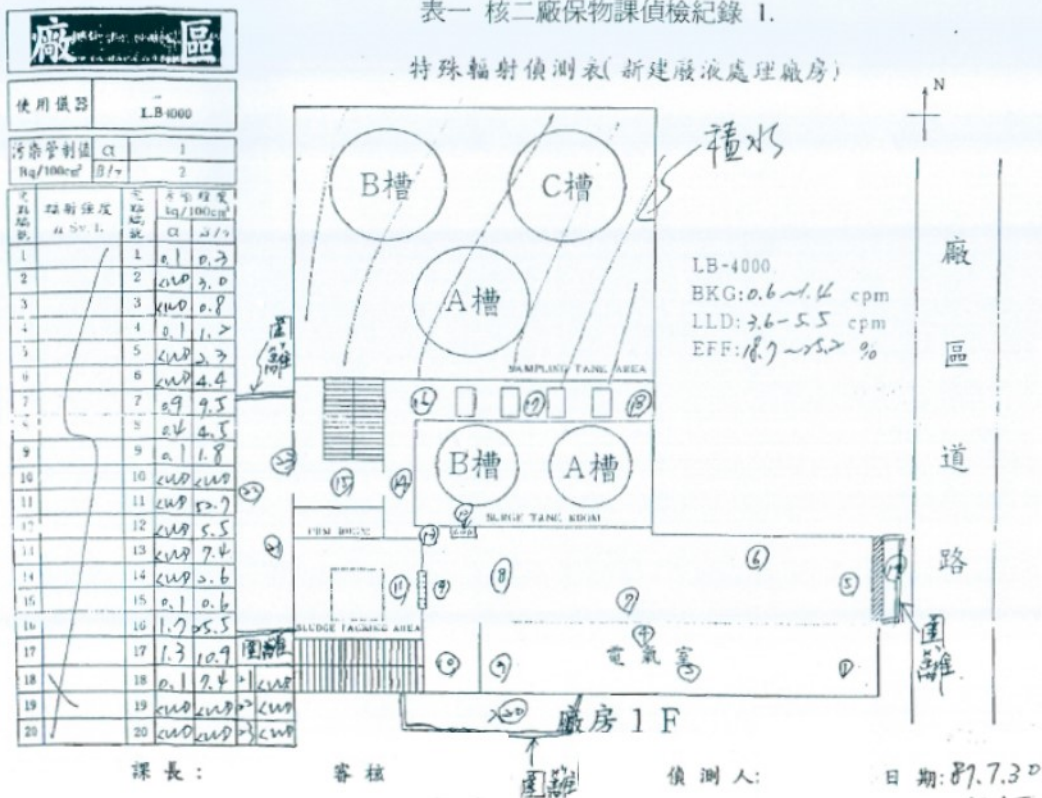
(4) 核二廠雜項廢液處理系統廢液溢流事件

事件經過及可能放射性污染	造成影響		事件改善行動
	人員影響	環境影響	

87/07/30 雜項廢液處理系統，因維修人員疏忽未依正常程序將管路之沖洗水隔離閥復原關閉，致廠用水持續洩入系統集水池，且因系統各槽之水位已高，無法排水，以致發生廢液溢流事件，廢水溢流至廠房地面，並流至廠房外之水溝及草地。 雜項廢液處理系統廠房內之地面輕微污染。#1、#2 下水道排出口地區進行輻射偵測及取樣(污泥、藻類與海水)，污泥及藻類試樣中除測得 Be-7、K-40 等天然放射性核種外，亦測得微量的人造核種，其中 Mn-54 活度最大值為 1.1 Bq/Kg(濕重)；Co-60 活度最大值為 9.9 Bq/Kg(濕重)；I-131 活度最大值為 1.1 Bq/Kg(濕重)；Cs-137 活度最大值為 0.3 Bq/Kg(濕重)，均遠低於提報值。	本次外釋總活度約為 4.8×10^5 Bq，對廠外民眾影響方面，可能造成民眾個人最大全身劑量約為 $0.673 \mu\text{Sv}$，遠低於法規限值 $1000 \mu\text{Sv}$。	此事件僅有微量放射性外釋至廠外環境，對廠外環境及民眾並無輻射安全影響。	此事件造成雜項廢液處理系統廠房內之地面輕微污染，已進行改善行動完成除污；廢液溢流至廠房外之草地及排水道經取樣分析，分析結果均低於提報值(報告原能會之標準)，僅廠房之車道間鐵捲門外水樣、控制室門外水樣及土樣，超過查驗值(電廠應自行調查原因及改善之標準)，其他取樣位置分析結果均低於查驗值
周圍環境或設施分佈如下圖：			

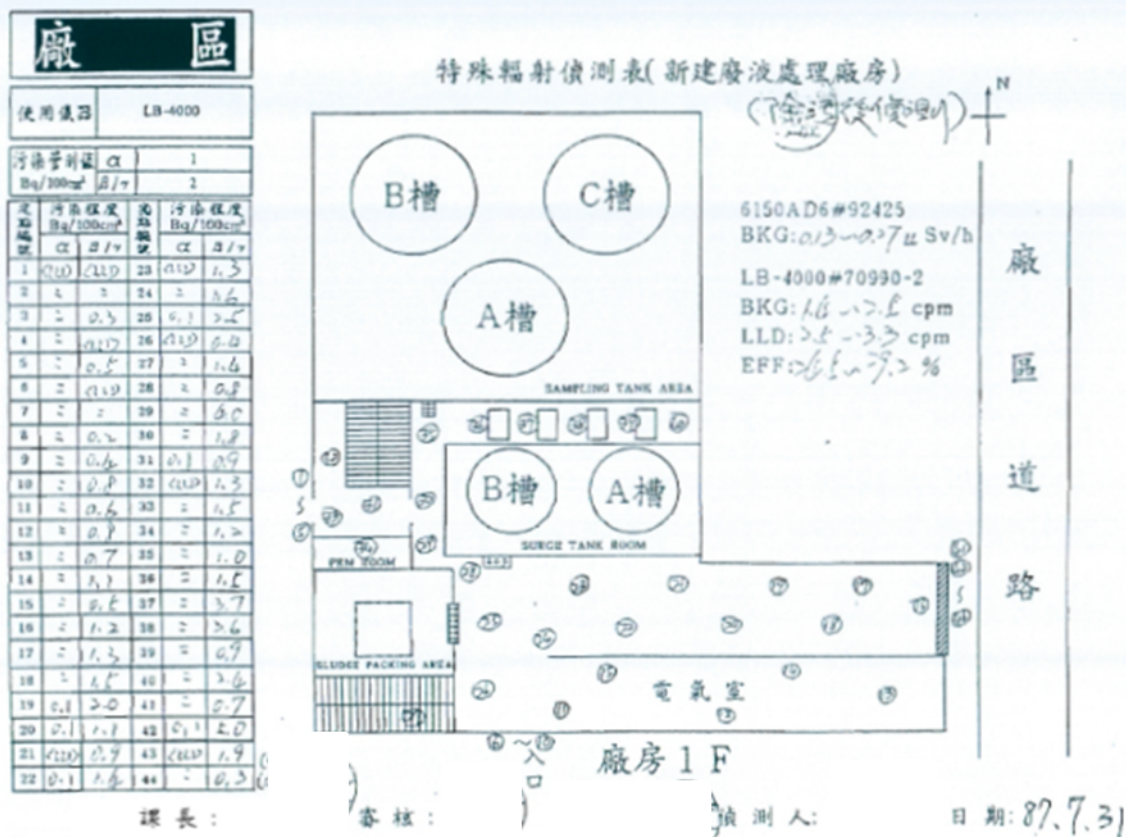
表一 核二廠保物課偵檢紀錄 1.

特殊輻射偵測表(新建廢液處理廠房)

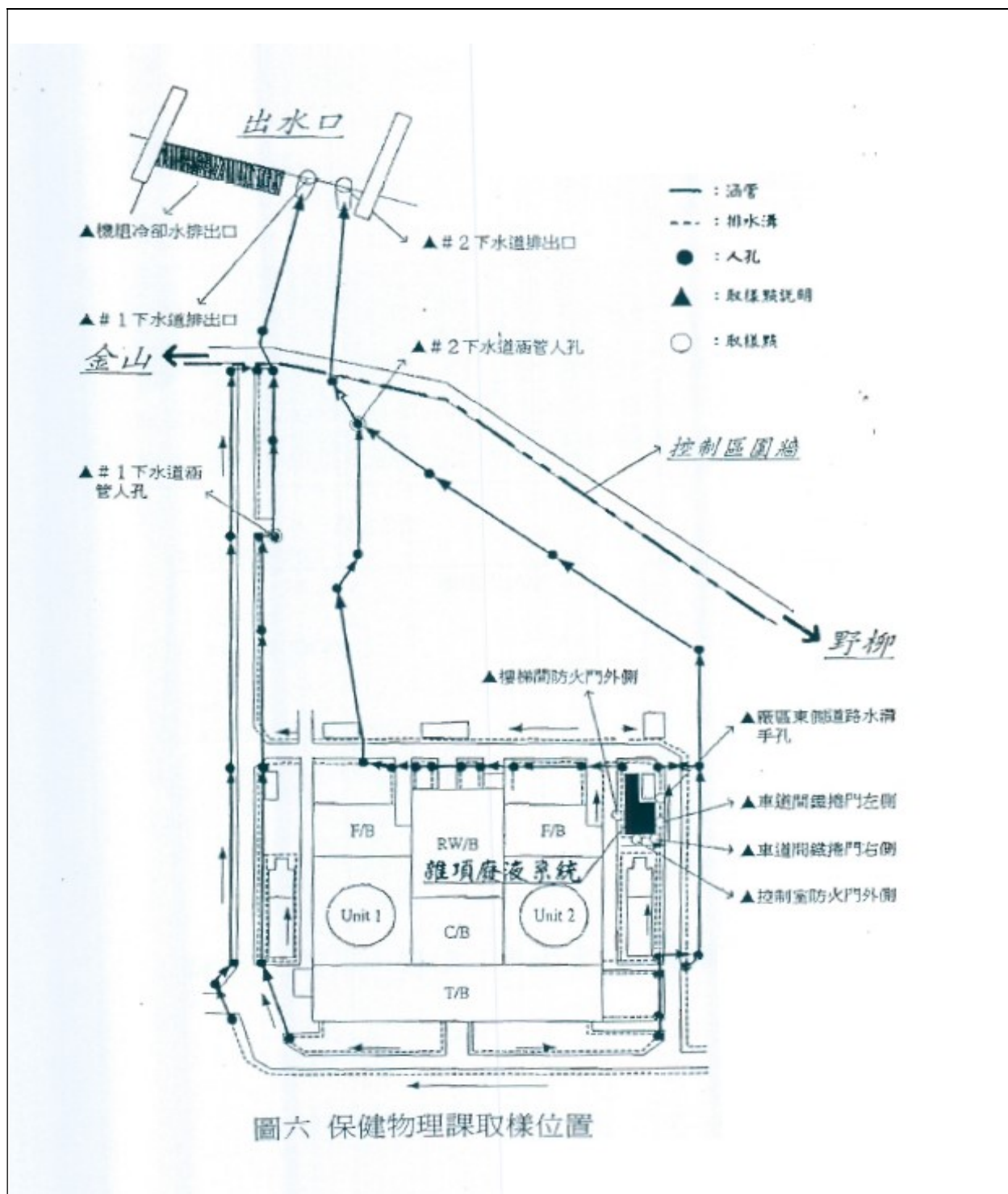


表二 核二廠保物課偵檢紀錄 2.

特殊輻射偵測表(新建廢液處理廠房)



【上述表一、表二文件提及人員核章部分因涉及個人資料保護法與政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 6 款，故已遮蔽相關個資】



本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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、曾發生之重大事件及影響第3段

第2回合審查意見

1. 答覆倒數第3行「而造成人計有9位」是否應為「而造成計有9位」。

3. 意見同 03-001-1-(2)/(3)。

除以上第1、3小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第2回合審查意見答覆

1. 謝謝委員，本項答覆倒數第 3 行「而造成人計有 9 位」，應依建議改為「而造成計有 9 位」。本項文字修訂如下: 1.核二廠人員事故相關及火災相關事件，經檢視無對廠區造成輻射影響，無爆破事件。緊急輻射曝露事件案例如電廠 79 年 05 月 04 日之異常事件一號機在檢修 OFF-GAS DESICCANT DRYER A 串(A.C 組)進口閥 1HA -HV-120 及 1HA-HV-123 之 PACKING 於進行隔離操作時，將閥門開關錯誤，造成 OFF-GAS 系統無流量，主冷凝器真空惡化，機組被迫緊急降載解聯及廢料廠房空浮。而造成計有 9 位工作人員體外受惰性氣體污染，按皮膚劑量估算，個人最高劑量為 0.9 mR，對廠區環境無造成輻射影響。 3.詳如 03-001-1-(2)/(3)之回覆。 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：三、曾發生之重大事件及影響
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	03-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S17、C03、F02	第三節	3-11	結案
第 1 回合審查意見					
有關本節所提地下水防護計畫及地下水污染情況，請就以下問題提出補充說明：					
1. 計畫中說明核二廠依地下水防護計畫執行廠區地下水監測、由廠區地下水監測結果及水樣監測結果發現，各核種 Mn-54、Co-58、Fe-59、Co-60、Zn-65、Zr-95、Nb-95、I-131、Cs-134、Cs-137、Ba-140、La-140、H-3 等量測結果核種活度均小於調查基準值；訪談中亦未發現有其它地下水污染的情況發生，初步可排除具有地下水污染的可能性。請就下列問題提出補充說明並修正計畫內容：					
(1)Mn-54、Fe-59、Co-60、I-131 核種，都非天然存在的核種，是否為受到核二廠運轉的影響。					
(2)各核種活度均小於調查基準值，只表示不嚴重，免於調查而已，不宜直接排除地下水污染的可能性。					
(3)「訪談中亦未發現有其它地下水污染的情況發生」，訪談如何發現地下					

水未被污染？是否應為「訪談中亦未發現有其它地下水污染事件的發生」。

(4)為了解地下水狀況，請表列出監測位置、監測時間、監測樣品、監測結果(核種活度濃度高於紀錄基準值者)。

(5)請說明訪談如何執行？對象如何挑選？是否訪談資深同仁？

2.請就下列有關地下水監測問題提出補充說明：

(1)請補充說明地下水防護計畫的監測期間、監測頻次及取樣位置等資訊。

(2)地下水污染除考慮現況外，亦宜考量核電廠除役期間及除役後之相關污染核種遷移的可能性，例如除役期間因拆除建築物，將導致部份土壤受到翻動。請說明是否有相關水文地質調查，並於除役期間持續監測地下水放射性含量。

第 1 回合審查意見答覆

1.

(1)參考 106 年 1-4 季至 107 年 1~4 季輻射安全報告，Mn-54、Fe-59、Co-60、I-131 在地下水監測結果均小於最低可測活度，無測到該核種。

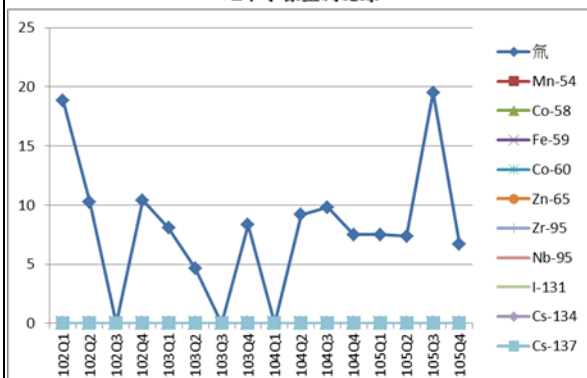
(2)依審查意見修訂，刪除本段文字。本段修訂為：「訪談中亦未發現有其它地下水污染事件的發生」。詳如附件 03-008-01-A 所示。

(3)依建議修正為「訪談中亦未發現有其它地下水污染事件的發生」。詳如附件 03-008-01-A 所示。

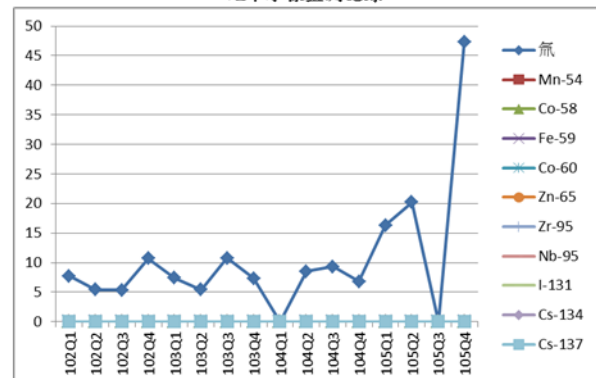
(4)請參考本計畫第四章、三、(一)1 節。

核二廠自 106 年起廠址地下水監測作業依主管機關(原能會)105 年 8 月 25 日會核字第 1050007865 號函核准之「核二廠地下水防護方案」之地下水監測改善規劃實施。核二廠地下水監測共 17 站，每月取樣一次，106 年廠址地下水監測結果顯示，測得氚最高值為 23.8 Bq/L；測得 Gross β 最高值為 0.17 Bq/L。102 年至 105 年間，廠址地下水監測站之各放射性核種測值變化如圖 4-5；各測站位置圖參見圖 4-2，106 年監測結果如表 4-7(b)所示。監測結果除 Gross β 及氚核種活度濃度高於紀錄基準但小於調查基準，其它皆小於最小可測量值(MDA)。

核二廠監測點-Sump #1
南側深水井
地下水樣監測記錄



核二廠監測點-Sump #3
北側深水井
地下水樣監測記錄



註：1.橫軸為 102 年第 1 季至 105 年第 4 季，縱軸單位為 Bq/L。

圖 4-5



【依政府資訊公開法第十八條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故部份圖資已遮蔽】

圖 4-2 核二廠廠址採樣區域圖(核二廠監測區地下水監測井分布圖)

表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果

監測點 核種	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	最小 可測量
Mn-54	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.06
Co-58	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.06
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.12
Co-60	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.06
Zn-65	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.12
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.07
Zr-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.11
I-131	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.10
Cs-134	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.06
Cs-137	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.07
氬	23.8	11.03	5.98	—	8.00	5.69	4.96	4.14	4.37	8.94	4.58	8.05	6.95	5.52	4.03	4.84	—	3.74
Grossα	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.03
Grossβ	0.09	0.08	0.20	0.10	0.12	—	0.08	0.17	0.14	0.06	0.11	0.08	0.11	0.09	0.08	0.16	0.08	0.05

註：

- 1.本項作業係依主管機關(原能會)105年8月25日會核字第1050007865號函核准之「核二廠地下水防護方案」之地下水監測改善規劃實施。
- 2.取樣頻度：每月1次。
- 3.各監測點位置說明如圖4-2所示。
- 4.監測取樣比活度單位為：Bq/L。
- 5.氬之環境試樣調查基準為1100 Bq/L。
- 6.本表各欄所列(—)表示分析值小於計測設備的最小可測量；如有數據取其最高值。

- (5) 人員訪談選擇核二廠現任及退休的不同部門多位工作人員實際進行人員訪談，因受訪人員選擇的重要考量為應具有熟悉電廠運作經驗，故本報告選擇的人員訪談對象工作資歷皆大於十年以上，退休人員以具有核二廠工作經驗三十至四十年的人員為主。訪談過程皆依照「廠址歷史資料評估作業程序書」內容進行，其相關訪談過程文件皆依程序及品保要求進行妥善記錄與保存。

2.

- (1) 核二廠地下水監測共 17 站，106 年起每月取樣一次，位置如核二廠監測區地下水監測井分布圖(圖 4-2)。
- (2) 除役期間將持續監測地下水放射性含量。未來停機後針對廠址進行全面輻射偵測後，亦包含地下水管線，若發現有地下水污染，將視污染情況參考國外經驗，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。詳細之受污染地下水處理方案，請參考本計畫第八章、一、(二)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：三、曾發生之重大事件及影響 第二段

第 2 回合審查意見

1. 第(4)項答覆顯示地下水有部分監測結果高於紀錄基準，但小於調查基準，請說明這些監測結果與判定受影響區或非受影響區之間的關聯性。
2. 第(2)項答覆中說明「未來停機後針對廠址進行全面輻射偵測」，請說明全面偵測之規劃(含偵測範圍)，以及是否納入除役計畫第四章。

第 2 回合審查意見答覆

1. (4)地下水有部分監測結果高於紀錄基準，但小於調查基準，除役期間本公司會持續對廠區地下水進行監測，以確認該期間是否受輻射影響。
2. (2)未來停機後針對廠址進行輻射偵檢，有關偵檢之規劃(含偵檢範圍)將說明於輻射特性調查計畫中，該計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫，輻調計畫將另案提送大會審核。

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 3 回合審查意見

1. 同意答覆。

2.本項併入 03-014-1，請依該項之意見辦理。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
2. 依建議併入 03-014-1 項之意見辦理。
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
2.同意答覆。

意 見 編 號	03-009	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態	
		S04、S17、B01、 B10	第三節	3-11~3-12	結案	
第 1 回合審查意見						
在本節之(一)異常事件報告之討論重點應為蒐集任何可能會造成污染之洩漏或其他事件之資訊紀錄，以確認蒐集範圍與結果能涵蓋廠區中可能受影響區域(廠外環境及廠區與廠房內)及所應獲得之資訊，方可據以就其所造成的影響進行評析，以作為後續輻射狀況調查與相關除污作業之參據。本章第三節載明台電公司除進行污染洩漏紀錄及其他異常事件如火災、水災、溢出、非例行性排放、洩漏等事件之審視、檢查外，另亦進行潛在可能污染區域之確認。另於二、(一)受檢文件中一列出各類受檢文件。請說明受檢文件或蒐集之蒐集方式、檢視結果，以及品保審查程序規定(包括委託者及台電公司)與執行情形。						
第 1 回合審查意見答覆						
委託者向本公司蒐集受檢文件相關之報告，並進行相關報告檢視評估，將結果彙整於本報告中且經委託者內部審查後，提交本公司再次審查，相關審查過程文件皆依程序及品保要求進行妥善記錄與保存。						
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：						
第 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	03-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B14、F02	第三節	3-11~3-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 3-11 頁最後一段文中提及電廠異常事件中，發生氣液體洩漏共 59 筆資料，其中 7 件有污染，請說明為那 7 件，以及其造成之影響為何。					
2. 本節分析核二廠歷年異常事件件數，請說明廠內異常事件定義為何(將影響統計結果)。					
3. 本節提到異常事件數量「77 年起開始大量增加，78 年為最大量，主要為設備不良所致」。由於本章所關切為與除役作業相關之異常事件(涉及放射性物質自管路洩漏或外釋至廠房外者)，請說明所述歷年統計數字之變化與本章需蒐集與呈現資訊之關聯性。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 異常事件報告評估可能造成污染之異常事件分為液體洩漏、氣體洩漏等分別列表 3-7(1)及表 3-7(2)中說明，其中表 3-7(1)之 13、21、35 及表 3-7(2)之 5、6、8、15 項有污染。污染之內容詳見表 3-7(1)之 13、21、35 及表 3-7(2)之 5、6、8、15 項內容。					
2. 異常事件定義依據核二廠程序書 113.2 附件一所述如下 異常事件書面報告之事件：					
一、違反運轉規範之安全限值。					
二、任何天然災害或其他因素，對核子反應器設施運轉安全構成實質威脅或嚴重阻礙核子反應器設施人員執行安全運轉（例如火災、颱風、洪水、海嘯、地震、暴徒攻擊、毒氣洩漏、放射性物質外釋等）。					
三、任何事件導致有下列明顯影響電廠處理核子事故能力之情事之一者：					
(一)喪失核子事故評估能力，包括喪失主控制室一半以上安全系統參數顯示或警報達十五分鐘以上，且嚴重影響事故發生時之狀況判斷。					
(二)喪失核子事故緊急應變相關之通訊能力，包括電廠與原子能委員會之緊急通報電話及商用有線電話同時喪失達一小時以上，或喪失電廠內緊急應變組織間之通訊系統，且足以妨礙電廠內應變組織間之通訊達一小時以上。					
四、依運轉規範之規定，須將機組置於停機狀態者。但依據颱風期間運轉方案停機者，不在此限。					
五、運轉規範所禁止之運轉或狀況。但下列情形之一者，不在此限：					
(一)所禁止之運轉或狀況屬運轉規範之行政管理規定。					
(二)未於運轉規範時限內執行偵測試驗，且符合下列三項條件：					
1.已有適當之改正措施。					
2.已補執行該項偵測試驗。					
3.偵測試驗結果顯示系統之功能正常。					
(三)所禁止之運轉或狀況於發現時，運轉規範已無禁止之規定。					

六、機組有導致分裂產物障壁嚴重劣化或進入未經分析且嚴重影響機組安全之情事。

七、導致特殊安全設施或反應器保護系統自動或手動引動之情事。但下列情形之一者，不在此限：

- (一)因運轉或測試需要而於事前計畫。
- (二)反應器保護系統引動時，反應器爐心已無照射過之核子燃料。
- (三)動作信號經確認為假信號或未列於運轉規範內，且符合下列條件之一者：
 - 1.發生時，動作之系統或設備已事前離線。
 - 2.動作之系統或設備之安全功能已預先達成。
 - 3.動作之系統屬爐水淨化系統，或為主控制室、燃料廠房、輔助廠房、反應器廠房等廠房之通風系統及緊要冷卻水系統。

八、有使具有下列任一功能之結構或系統，無法達到其設計功能之情事者。但因測試或維修需要於事前計畫並經原子能委員會同意者，不在此限：

- (一)使核子反應器停機並維持在安全停機狀態。
- (二)移除核子反應器餘熱。
- (三)控制放射性物質外釋。
- (四)減緩事故後果。

九、因同一原因或狀況導致具有下列任一功能之多重系統有兩個以上系統中皆至少有一個獨立串或控道不可用；或單一系統中有兩個以上獨立串或控道不可用之事件：

- (一)使核子反應器停機並維持在安全停機狀態。
- (二)移除核子反應器餘熱。
- (三)控制放射性物質外釋。
- (四)減緩事故後果。

前項若因測試或維修需要，於事前計畫並經原子能委員會同意者，不在此限。

十、因單一原因可能使具有下列任一功能之不同系統中有兩個以上之串或控道無法達到其設計功能之事件或狀況。但因測試或維修需要於事前計畫並經原子能委員會同意者，不在此限：

- (一)使核子反應器停機並維持在安全停機狀態。
- (二)移除核子反應器餘熱。
- (三)控制放射性物質外釋。
- (四)減緩事故後果。

十一、游離輻射防護法第十三條第一項所列狀況。(註1)

- 1、人員接受之劑量超過游離輻射防護安全標準之規定者。
- 2、輻射工作場所以外地區之輻射強度或其水中、空氣中或污水下水道中所含放射性物質之濃度超過游離輻射防護安全標準之規定者。本處不包括台灣電力公司擁有或營運之污水處理設施、腐化槽及過濾池。
- 3、放射性物質遺失或遭竊者。
- 4、其他經原子能委員會指定之重大輻射事故。

十二、有下列與民眾或電廠內員工安全與健康有關情事之一者：

- (一)違反游離輻射防護法或放射性物料管理法相關規定，將放射性物質或放射性廢棄物移出電廠外。
- (二)人員受放射性污染且須送至電廠外就醫。
- (三)核子燃料、放射性廢棄物在電廠內，或核子反應器內部組件在反應器廠房內吊運過程中發生意外。
- (四)核子燃料、輻射源或放射性廢棄物遺失、遭竊或受破壞。

十三、核子保防作業辦法第十九條、第二十一條所列狀況。（註2） 1.發現核子保防物料數量發生正常運作以外之損失時。(第十九條) 2.發現核子保防器材短少、損壞或運作不正常時。(第二十一條) 註1：游離輻射防護法第十三條第一項所列各款狀況： 一、人員接受之劑量超過游離輻射防護安全標準之規定者。 二、輻射工作場所以外地區之輻射強度或其水中、空氣中或污水下水道中所含放射性物質之濃度超過游離輻射防護安全標準之規定者。本款污水下水道不包括設施經營者擁有或營運之污水處理設施、腐化槽及過濾池。 三、放射性物質遺失或遭竊者。 四、其他經主管機關指定之重大輻射事故。 註2：核子保防作業辦法： 第十九條 經營者應於發現核子保防物料數量發生正常運作以外之損失時二小時內，通知主管機關，並於三十日內補送詳細之書面報告。 第二十一條 經營者應於發現核子保防器材短少、損壞或運作不正常時二小時內，通知主管機關，並於三十日內補送詳細之書面報告。 3. 異常事件報告是檢視電廠 70 年至 107 年 12 月 31 日止所有之報告，並將各年之異常數量統整繪圖說明，電廠之各年異常事件發生情況，結果發現 77 年有大量異常之事件發生，但主要原因為設備不良所致，並未導致電廠受輻射影響，異常事件中發生與洩漏相關之事件統整於表 3-7 中，有污染之事件 7 件是可能對電廠造成輻射影響之事件。
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 2 回合審查意見
同意答覆。

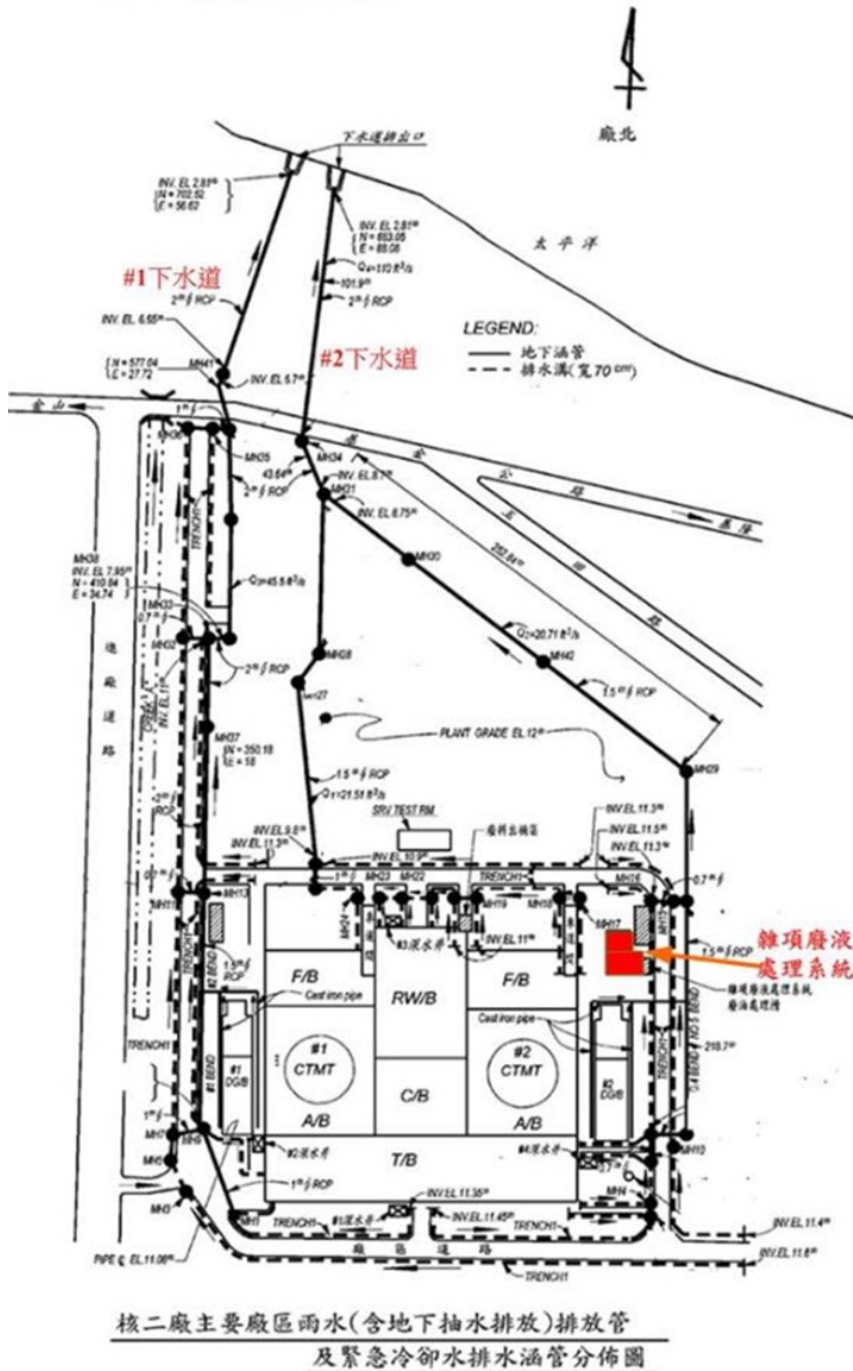
意見編號	03-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S16、B03、C03	第三節	3-12~3-19	結案
第 1 回合審查意見					
有關本節之(二)具潛在污染結果可資關注事件及影響，請就以下問題補充說明：					
1. 此小節所列出的 4 事件並未出現在表 3-7 中，請說明選擇此 4 次事件進行詳細說明的基準為何？					
2. 請以圖示說明核二廠編號#1、#2 下水道的位置及功能，以及為何在雜項廢液處理系統廢液溢流事件中，下水道排出口地區測得微量的人造核種？					

3. 第三節「具潛在污染結果之可資關注事件及影響曾發生之重大事件及影響」中，載明貴公司除進行污染洩漏紀錄及其他異常事件如火災、水災、溢出、非例行性排放、洩漏等事件之審視、檢查外，另亦進行潛在可能污染區域之確認。經檢視三、(二) 具潛在污染結果之可資關注事件及影響內容，請就下列事項提出說明：
- (1) 請說明未將燃料破損事件列入之原因。
 - (2) 所載 4 項事件均為 87~91 年發生之事件，是否表示其他時間均無其它可資關注事件，請說明。
 - (3) 請說明具潛在污染結果之可資關注事件之界定原則為何？並提出如表 3-7 之清單，確認已納入所有應關注事件，俾達到本章調查之目的。

第 1 回合審查意見答覆

1. 表 3-7 為統整核二廠異常報告中與洩漏相關之事件列表，而本節所列 4 件具潛在污染結果之可關著事件為電廠異常事件之外其它可能造成輻射污染之氣、液體洩漏事件(如空浮、管路洩漏、廢液溢流等)，亦含電廠有關輻射污染之違規、注改及備忘錄事件。
2. 核二廠編號#1、#2 下水道功能：提供循環水（海水）經冷凝器作功後排放管道，各項廢液處理系統經處理及取樣後，經各項管制下與海水稀釋後借此下水道排放。雜項廢液處理系統廢液溢流事件，廢液溢流至廠房外之草地及排水道經取樣分析，分析結果均低於提報值（詳本章第 3-17 頁所述）；在下水道排出口測得微量的人造核種均遠低於提報值，主要是各廢液處理系統(雜項廢液處理系統、放射性廢液處理系統、清潔劑廢液處理系統)排放渠道，其排放均有微量放射性，僅有微量放射性外釋至廠外環境，對廠外環境及民眾並無輻射安全影響。核二廠編號#1/#2 下水道的位置(如下圖)

台灣電力公司 第二核能發電廠



3.

- (1) 燃料破損事件在運轉歷史中有簡述發生之燃料周期，相關的處理報告內容完整，電廠內皆有保存可隨時提供查詢，故在其它可關注事件中則不再單獨列出說明。
- (2) 本節所列 4 件為電廠異常事件之外可資關注事件之案例，在其它時期亦有其它可資關注之事件，本報告就空浮、管路洩漏、廢液溢流相關事件為案例說明核二廠之過去發生過之重大事件。
- (3) 具潛在污染結果之可資關注事件為電廠異常事件之外其它可能造成輻射污染之氣、液體洩漏事件(如空浮、管路洩漏、廢液溢流等)，亦

含電廠有關輻射污染之違規、注改、備忘錄事件，彙整電廠違規事件、注改、備忘錄等與具潛在污染相關之可資關注事件，參考表 3-7 製作清單詳如附件 03-011-03-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：
第 2 回合審查意見
3.(1)燃料破損將造成放射性廢氣活度增加，仍應將之納入評析說明。請將相關情形納入計畫並說明其影響，並請確認是否需將燃料破損事件造成的影響，於規劃輻射特性調查規劃時納入考量。 3.(2)所需關注之可能造成輻射污染之氣、液體洩漏事件(如空浮、管路洩漏、廢液溢流等)，不一定會屬異常事件，應再更廣泛地說明所蒐集之資料及調查結果。 3.(3)請確認運轉時期除 87~91 年以外，是否曾發生空浮、管路洩漏、廢液溢流等具潛在污染結果之可資關注事件。 3.(4)請確認是否已將表列之可資關注事件造成的影響，於規劃輻射特性調查時納入考量。 除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
3. (1) 燃料破損將造成放射性廢氣活度增加，可能造成廠房內組件及管路的表面污染，而廠房內已規劃為受輻射影響區域。而廠房內放射性廢氣之排放，設置適當廢氣處理系統，以過濾、滯留等方法有效抑低排放活度，並於放射性廢氣排口裝置流程輻監測器以執行線上連續監測。對廠房外環境不造成影響。廠房內為受輻射影響區域，於規劃輻射特性調查時納入考量。 (2) 本章撰寫時評估可能造成輻射影響的結果所蒐集之資料包含異常事件、違規、注意改進事件、核管案件、備忘錄事件、輻安年報、環境輻射監測報告及人員的訪談資料等。 (3) 已檢視核二廠從商用運轉年起至 107 年底之具潛在污染結果之可資關注事件，曾發生空浮、管路洩漏、廢液溢流之可資關注事件如附件 03-011-03-B 所示。 (4) 可資關注事件造成的影響，將於規劃輻射特性調查時納入考量。輻射特性調查計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫，輻調計畫將另案提送大會審核。
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：三、 曾發生之重大事件及影響
第 3 回合審查意見
3.(1)廠房外部分，仍應進行適當偵測，以確認除役後廠址之輻射劑量符合法規標準。 3.(2)同意答覆。 3.(3)同意答覆。 3.(4)同意答覆，輻射特性調查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，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
3.(1) 對於廠房外部分，本公司將於廠址釋出前進行適當偵測，以確認廠址符合法規要求後申請解除除役管制。 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：
審查總結回合意見
3.同意答覆。

意見編號	03-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S17、F02	第四節	3-19~3-20	結案
第 1 回合審查意見					
有關本章之結語，請就以下問題補充說明：					
1. 評估核種發生遷移的可能性為廠址歷史評估的主要目的之一，請依據目前廠址歷史評估的結果，說明核二廠是否有發生核種遷移的可能性及其原因。					
2. 請說明廠內東區廢土石堆置場(位於 3 號低放射性廢棄物貯存庫北側)之廢土石來源為何，以及其係劃分為不受影響區或受輻射影響區？					
3. 請補充說明垃圾焚化爐舊址之焚化爐之興建/停用時間、停用原因、可燃廢棄物來源、焚化量。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依目前廠址歷史評估的結果，與環測報告之地表水、地下水、土樣，植物樣、空浮監測各項環境監測結果，曾因空浮而量測到碘核種及在排水涵管					

下方岸砂測得微量鈷-60，生物樣測得微量銫-137，分析結果在正常變動範圍，均遠低於調查基準，並未發現核種遷移，未來除役期間仍持續監測是否有發生核種遷移之可能性。

2. 東區廢土石堆置場(位於三號低放射性廢棄物貯存庫北側)之廢土石主要為興建三號低放射性廢棄物貯存庫開挖地下室與地基產生之廢土方，劃分為未受輻射影響區。
3. 垃圾焚化爐舊址 82 年 11 月 15 日建造，83 年 3 月開始運轉，92 年 12 月因台北縣政府環保局不同意不符合規定採樣平台案，故於當月底停止運轉，93 年 3 月向台北縣政府環保局申請暫停運轉焚化爐，並取得同意。93 年 4 月簽文小型非放射性廢棄物焚化爐存廢問題。廠長批示停止運轉，並報核能發電處備查，103 年 1 月設備報廢後拆除。處理廢棄物來源為辦公室，材料倉庫，宿舍區等非輻射管制區產生之生活垃圾。處理資訊如附表:事業廢棄物(本廠焚化爐)每月處理量及灰燼產生量統計紀錄表。

	89		90		91		92	
月份	89 年每月 處理量(kg)	灰燼(kg)	90 年每月 處理量(kg)	灰燼(kg)	91 年每月 處理量(kg)	灰燼(kg)	92 年每月 處理量(kg)	灰燼(kg)
1	293	166	0	0	0	0	0	0
2	2131	147	0	0	740	24	2798	146
3	3657	312	1620	111	2997	298	10862	804
4	3150	275	5025	278	2622	235	9288	731
5	1960	125	4844	353	4055	373	3924	242
6	1595	80	1691	62	1560	231	3380	138
7	1790	80	0	0	2017	173	4884	164
8	775	67	0	0	2498	189	2319	124
9	0	0	3138	85	0	0	0	22
10	0	0	0	147	0	0	0	0
11	1235	106	13006	344	6731	381		
12	1765	48	5592	679	12164	3125		
合計	18351	1406	34916	2059	35384	5029	37455	2371

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1. 請補充說明地下管路或溝渠是否可能有潛在污染的可能性？核二廠是否有針對此類埋管或溝渠進行清查？並請確認此類地下管路是否位於目前非受影響區範圍者。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 地下管路或溝渠(含下水道)具有潛在污染的可能。核二廠依原能會要求提出核二廠地下水防護方案，並建置「運轉中核能電廠地下管線管理系統」，分二階段實施，第一階段有六項工作項目如下：一、建立地下管線資料庫 二、建立地下管線風險排序模型 三、建立地下管線檢測技術程序書 四、建立地下管線長程改善工程建議 五、國外案例蒐集與程序書修改六、計畫報告其中，第五項之國外案例蒐集，於執行後適時回饋核二廠地下管線管理系統建置工作。第二階段工作項目如下：(1)管溝內管線目視檢查(燃油、海水、DST) (2)緊密電位量測（二氧化碳、燃油） (3)管線開挖檢查（放射性及雜項廢水、DST） (4)管線開挖檢查（視需要）（二氧化碳、燃油） (5)資料庫更新及風險評估 (6)陰極防蝕改善設計 (7)陰極防蝕改善施工。針對埋管進行清查。相關管路會依程序書定期執行檢查，其中放射性廢液埋管：每 5 年檢查一次，檢查結果並無洩漏情況。故埋管區域之環境無受埋管洩漏影響，但放射性廢液管線為受輻射影響之管線。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：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	03-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、B03	第四節	3-19~3-20	結案
第 1 回合審查意見					
第四節「結語」第 2 段說明「其餘核二廠地下管線資料庫如圖 3-5 至圖 3-10 所示，將待永久停機後，將依主管機關(原能會)核定之特性調查計畫內容進行全面偵測。」，請就下列內容澄清後作必要之修正。					
1. 受輻射影響區域並未將 CST/ACST 納入，以及循環海水出口渠道為放射性廢液排放之管道，是否應納入可能受影響區域，請澄清。					

2. 所提"核二廠地下管線資料庫如圖 3-5 至圖 3-10，將依主管機關(原能會)核定之特性調查計畫內容進行全面偵測"。依本章雜項廢液處理系統廢液溢流事件中，核二廠下水道排出口地區測得微量的人造核種，然地下管線資料庫未將核二廠下水道列入，請說明。
3. 圖 3-5 至圖 3-10 之核二廠地下管線資料庫中，未將電（纜）線管溝納入，請說明。
4. 圖中包括消防/海水/生水管線，是否也將納入偵測範圍？若不是，請修正，以免誤解。

第 1 回合審查意見答覆

1. 將 CST/ACST 納入受輻射影響區域，以及循環海水出口渠道為放射性廢液排放之管道納入可能受影響區域。
文字修改為:依核二廠運轉歷史與異常事件資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之區域，保守建議劃定為受輻射影響的結構物如圖 3-3 所示，主要有：一號機、二號機反應器廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房、汽機廠房、雜項廢液廠房、乾洗衣房、新水洗房、安全釋壓閥測試間、真空除氧泵間、輔助冷凝水儲存槽、一號機、二號機輔助冷凝水儲存槽及泵室、循環海水出口渠道、19、27、28、31、37 號倉庫、低微污染器材倉庫、廢棄物壕溝、減容中心、1 號低放射性廢棄物貯存庫、2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、新燃料倉庫及東區貨櫃集散區等，可能受到污染影響之環境區域標示如圖 3-4 所示。
詳如附件 03-013-01-A 所示。
2. 依審查意見修訂，將下水道圖納入為圖 3-11。文字說明如下：其餘核二廠地下管線資料庫[9]如圖 3-5 至圖 3-10 所示與下水道如圖 3-11，將待永久停機後，將依主管機關(原能會)核定之特性調查計畫內容進行全面偵測。詳如附件 03-013-02-A 所示。

4
廠北



圖 3-11 核二廠下水道圖

- 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：1.圖 3-3、3-4;第四節「結語」
 2. 第四節「結語」第 2 段及圖 3-11

1. 「一號機、二號機反應器廠房…」及「一號機、二號機輔助冷凝水儲存槽及泵室」，頓號不易區分；答復內容之輔助冷凝水儲存槽重複出現，且無冷凝水儲存槽(CST)，請再修訂。

- 3.請說明納入全面偵測範圍之電(纜)線管溝位置(可圖示)。
- 4.請說明適當取樣量測之規劃(取樣量測之點數、量測方式等)。
- 除以上第 1、3、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.依審查意見修訂，文字修改為依核二廠運轉歷史與異常事件資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之區域，保守建議劃定為受輻射影響的結構物如圖 3-3 所示，主要有：一號機及二號機反應器廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房、汽機廠房、輔助冷凝水儲存槽及泵室、循環海水出口渠道、冷凝水儲存槽，以及雜項廢液廠房、乾洗衣房、新水洗房、安全釋壓閥測試間、真空除氧泵間、19 號倉庫、27 號倉庫、28 號倉庫、31 號倉庫、37 號倉庫、低微污染器材倉庫、廢棄物壕溝、減容中心、1 號低放射性廢棄物貯存庫、2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、新燃料倉庫及東區貨櫃集散區等，可能受到污染影響之環境區域標示如圖 3-4 所示。詳如附件 03-013-01-B 所示。

3.4 有關受影響區之電(纜)線管溝等物件將進行全面偵測。受影響區之管線之取樣量測規劃情形將說明於輻射特性調查計畫中，該計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫。

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： 第四節「結語」

第 3 回合審查意見

3.本會「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」係針對受影響區，原答覆為「電(纜)線管等物件可視為相關系統之附屬元件」、「對系統進行全面偵測，包含系統附屬的水管和電線」，但此次答覆又限縮為受影響區，請確實依原意見提出適當回復(例如，可標示納入全面偵測範圍之電(纜)線管溝位置)。

4.同 03-013-3 之意見。

除以上第 3、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

3.4 有關受影響區之電(纜)線管溝等物件將進行全面偵測。未來，無論受影響區或未受影響區之電(纜)線管溝位置於廠址釋出前，本公司將確認其符合法規要求後申請解除除役管制。

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：
審查總結回合意見
3.同意答覆。 4.同意答覆。

意見編號	03-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S17、B01、B03、B14、B15、F02	圖	3-22~3-30	結案
第 1 回合審查意見					
請就以下提問提出補充說明與改善附圖影像之可讀性： 1. 第 3-11 頁，受輻射影響區域範圍係參照圖 3-3 及圖 3-4 的分區規劃，請說明如何決定受輻射影響的環境區域之面積？依據為何？ 2. 請改善本章附圖影像之可讀性。 (1) 圖 3-1 流程圖未能清楚呈現廠址歷史評估各項工作的先後關係，請重製，並請於該流程圖及內文中補充說明廠址歷史評估的結果如何用來做為後續範圍偵檢及特性偵檢之參考依據。 (2) 圖 3-3、3-4 標示不清楚，另圖 3-4 的受輻射影響的環境區域應如實反應出區域的面積(加上比例尺)及標明邊界。 (3) 圖 3-5~3-10 圖形清晰度及文字過小，須改善辨識度。 3. 圖 3-3：請說明與受輻射影響的建物相互連結的建物是否應一併列為受輻射影響的建物，如：與減容中心、廢棄物壕溝、28 號倉庫相互連結的建物；圖 3-4：請說明如何決定受輻射影響土地的範圍。 4. 本章圖 3-3 廠址受輻射影響的結構物及圖 3-4 廠址受輻射影響的環境區域，請說明兩者之關連性，以及受輻射影響環境區域範圍大小。 5. 第 3-25 至 3-30 頁有關核二廠地下管線資料圖，各區係以數字區分(如第一區、第二區等)對應至廠址位置為何。 6. 圖 3-3 未將兩部機之 CST 及 1 號機 ACST 納入，另雜項廢液廠房括弧中所載易誤解該廠房內僅壓泥餅區與 SUMP 區為受影響區，請澄清修正。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 廠址環境區域是否受影響，主要為依據廠址運轉的歷史及用途，以及異常事件的歷史紀錄，進行的初步分類，歷史紀錄主要定性說明事故之影響					

及狀況，本報告圖 3-4 為可能受影響環境區域之保守示意圖，主要是涵蓋受影響結構物並概括其周圍環境區域，未來永久停機後將會進行廠區全面的特性調查，經由範圍偵測可進一步確認受輻射影響的環境區域之面積範圍。

2.

(1) 依審查意見修訂圖 3-1。廠址歷史評估的結果將廠區分類為受輻射影響之區域與未受輻射影響區域，並依受輻射影響與未受輻射影響之區域分別進一步規劃進行調查偵檢與除污等相關作業。詳如附件 03-014-02-A 所示。

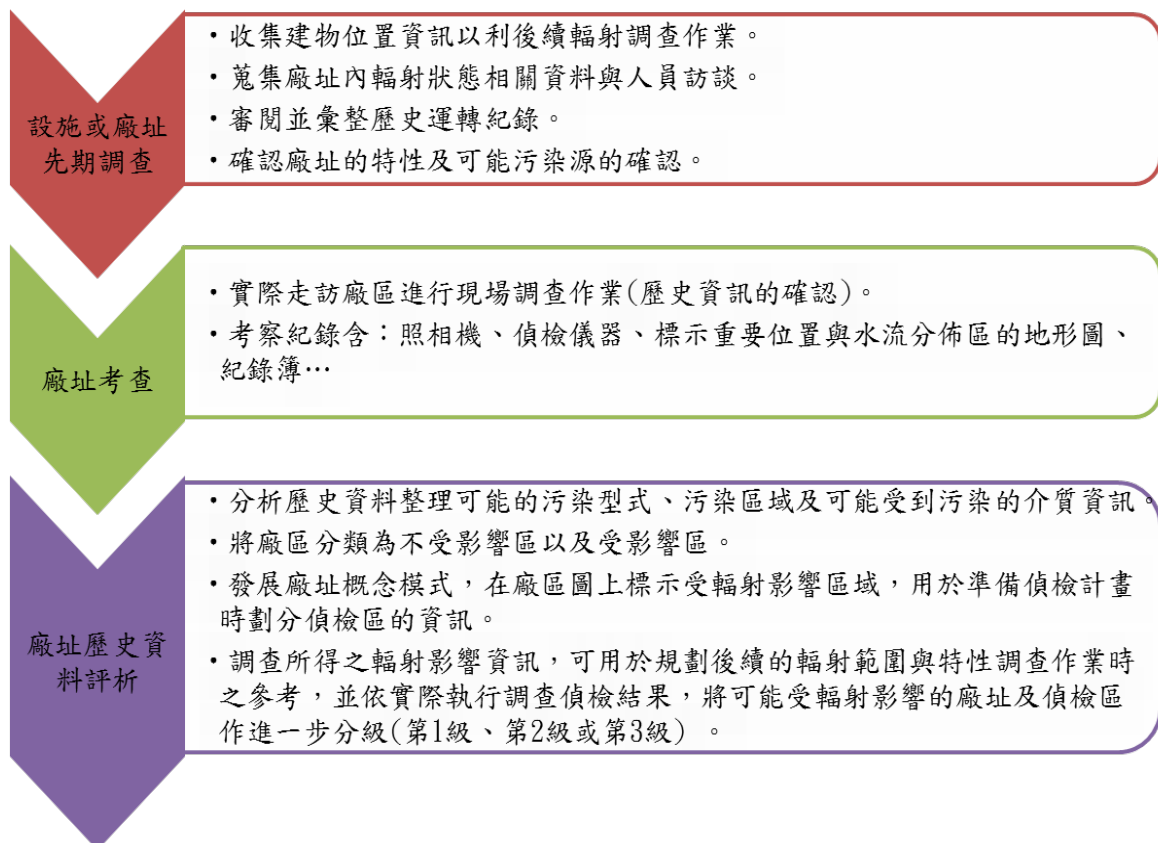


圖 3-1 廠址歷史評估方法流程圖

(2) 圖 3-4 為可能受影響環境區域之保守示意圖，主要是涵蓋受影響結構物並概括其周圍環境區域，未來永久停機後將會進行廠區全面的特性調查，經由範圍偵測可進一步確認受輻射影響的環境區域之面積範圍。

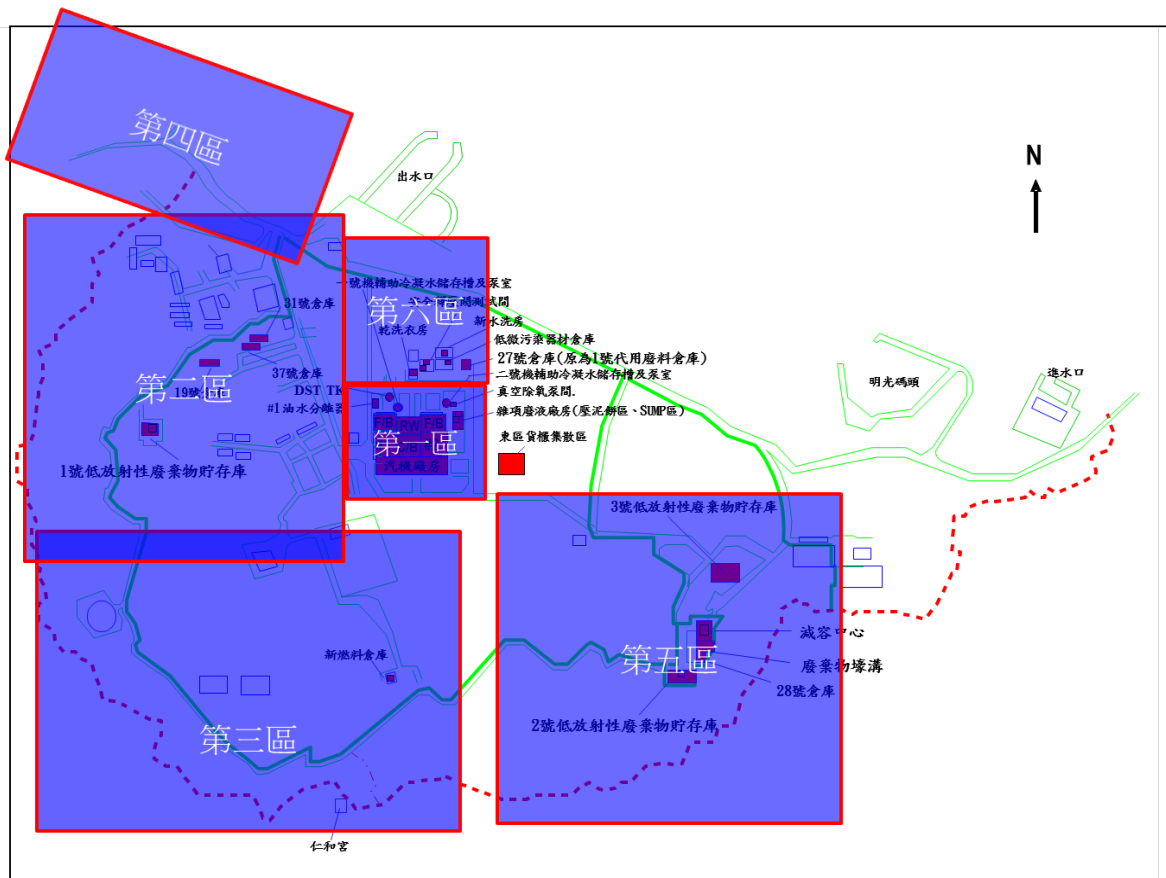
(3) 「第二核能發電廠地下管線資料庫」之圖由本公司相關報告中取得，並依報告中原始尺寸放至本文中。

3. 圖 3-3 與受輻射影響的建物相互連結的建物已一併列為受輻射影響的建物。圖 3-4 為可能受影響環境區域之保守示意圖，主要是涵蓋受影響結構物並概括其周圍環境區域，未來永久停機後將會進行廠區全面的特性調查，經由範圍偵測可進一步確認受輻射影響的環境區域之面積範圍。

4. 圖 3-3 為經核二廠廠址歷史評估所劃定之受輻射影響結構物。圖 3-4 為可

能受輻射影響環境區域之保守示意圖，主要涵蓋圖 3-3 受影響結構物，並概括其周圍環境區域，未來永久停機後將會進行廠區全面的特性調查，經由範圍偵測可進一步確認受輻射影響的環境區域之面積範圍。。

5. 各區以數字區分(如第一區、第二區等)對應至廠址位置如下圖。



6. 依審查意見修訂圖 3-3。將兩部機之 CST 及 1 號機 ACST 標示在圖 3-3，並刪除雜項廢液廠房括弧中文字。詳如附件 03-014-06-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：圖 3-1 及圖 3-3

第 2 回合審查意見

1.(1)請就下列事項提出說明：

- A. 所稱「未來永久停機後將會進行廠區全面的特性調查」，全面特性調查之範圍為何？若僅限於受影響區，則期僅能佐證原劃分受影響區內之輻射狀態，如何確認未受影響區之初步劃分為適當？
- B. 如何確認永久停機後，原劃分不會受到除役計畫撰寫期間至核二廠永久停機間運轉狀況影響，而有變化？
- C. 若偵測結果有空間劑量率較高，是否即保守劃定為受影響區？其判定基礎為何？

1.(2)有關受影響區與未受影響區之範圍界定，應有適當之佐證資料，參考美

國除役電廠案例(如 Rancho Seco 電廠)，會對未受影響區會執行輻射狀況偵測，以確認 HSA 之初判結果為適當。請再蒐集、參考國外電廠對未受影響區之劃定情形後，提出貴公司之作法。

6. 附件 03-014-06-A 中並無 CST 之標示；雜項廢液廠房括弧內之壓泥餅區與 SUMP 區亦未刪除，並請確認 DST 是否為受影響區。

除以上第 1、6 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.

(1)

A. 核二廠永久停機後輻射特性調查之規劃與範圍將說明於輻射特性調查計畫中，計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫，針對受輻射影響之區域。在本計畫第四章已進行全廠區停機前的輻射特性調查，相關的結果可用來驗證受輻射影響與未受輻射影響的區域。

B. 俟核二廠兩部機組執照屆期後，本公司將補充 108 年起至核二廠兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估，再次確認廠區受輻射影響與未受輻射影響的劃分結果。

C. 受影響區與未受影響區之判定基礎為土壤中是否有殘留核種之可能性(包括是否執行過輻射相關作業、是否發生輻射洩漏事件、是否貯存過放射性物質)，因此本章執行廠址歷史評估蒐集電廠各式文件來評估廠區中可能受影響區域，及是否對廠外環境造成影響。受檢文件如運轉年報、異常事件報告(RER)、環境輻射監測年報/季報等，依核二廠運轉歷史與異常事件相關資料，將過去曾經或目前仍有輻射作業相關之區域，判定為受輻射影響區。

(2) 目前本公司在除役計畫撰寫期間對廠址進行歷史資料評估，透過電廠運轉期間歷史資料的蒐集與評估，將電廠初步劃分為受輻射影響與未受輻射影響區域，且在本計畫第四章進行全廠區停機前的輻射特性調查，相關的結果可用來驗證受輻射影響與未受輻射影響的區域，未來永久停機後會再持續蒐集 108 年至核二廠兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估資料，再次確認廠區受輻射影響與未受輻射影響的劃分結果。核二廠輻射特性調查之規劃與範圍將說明於輻射特性調查計畫中，計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫。

6. 依審查意見修訂，將於圖中標示 CST 位置及刪除雜項廢液廠房括弧內之壓泥餅區與 SUMP 區。經確認 DST 為未受輻射影響區，已修訂圖面詳如附件 03-014-06-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：圖 3-3
第 3 回合審查意見
1.(1). A.廠址歷史評估僅為提出受影響區與未受影響區之初步結果，請台電公司參考國外電廠實務經驗，針對初判未受影響區域亦應執行適當之輻射偵測，以確認劃分結果為適當，以及除役後廠址之輻射劑量符合法規標準。 B.圖 3-4 應註明受影響區及未受影響區者為初步示意圖，其受輻射影響/未受輻射影響的區域面積範圍，仍需於除役期間，進行適當之調查、偵測，以進一步確認。 1.(2). 有關核二廠除役計畫受影響及未受影響區之判定做法，請依核一廠鐵塔拆除案之經驗予以檢視，並說明核二廠回饋參採情形，以及除役計畫第四章偵測結果如何反應至第三章。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1.(1) A. 本公司係參考 MAINE YANKEE 電廠除役經驗，依廠址歷史評估結果進行受影響區與未受影響區之初判，並針對初判結果執行適當之輻射偵測(除役計畫第四章)，以確認第三章劃分結果。未來，無論受影響區或未受影響區於廠址釋出前，本公司將確認廠址符合法規要求後申請解除除役管制。 B. b.於圖 3-4 註明受影響區及未受影響區者為初步示意圖，受輻射影響區之面積範圍將說明於輻射特性調查計畫中，計畫內容則依據大會頒布之核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則撰寫。詳如附件 03-014-01-C。 1.(2) 本公司將俟兩部機組執照屆期後，參考核一廠鐵塔拆除案之經驗，補充核二廠從 108 年起至兩部機組運轉執照屆期期間之廠址歷史評估，並納入本計畫第四章之輻射偵測結果，再次確認(含必要輻射偵測)廠區受影響與未受影響之劃分結果。
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：圖 3-4
審查總結回合意見

1.同意答覆。

意見編號	03-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S16、B01、B03、F02、F09	表	3-31~3-75	結案
第 1 回合審查意見					
有關本章之附表，請就以下問題補充說明：					
1. 一號機於 105 年 11 月 30 日停機大修後，迄 106 年 6 月 9 日再運轉；二號機於 105 年 5 月大修後停止運轉，至 107 年 3 月重新起動。此為核二廠運轉歷史的大事件，請列入表 3-1。					
2. 序號 13 事件改善行動中提及"已由 HP 填妥區域污染除污報告，送廢料課辦理，並追蹤進度。"，請補充說明其追蹤內容與結果及修正「廢料課」之組織名稱。					
3. 序號 21 可能放射性污染中放射性物質與污染程度皆列為"無說明"，另在 3-59 頁序號 35、3-64 頁序號 05 與 3-65 頁序號 06 亦有"無說明"，請說明此"無說明"的意義。					
4. 表 3-2~3-5 兩部機組運轉歷程及發電量相關資料表列至 105 年，請將本章之各項運轉統計數據更新至 107 年底。					
5. 請以表 3-4 中一號機 105 年發電量相關資料為例，說明如何算出可用率與平均容量因數。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依審查意見修訂表 3-1。詳如附件 03-015-01-A 所示。					
2. a. 因本次作業污染源為 RWCU PERCOAT /RESIN 及 BACKWASH RECEIVING T' K 內的水溢流至反應器廠房，致造成反應器廠房局部區域污染，事件發生後保健物理組立刻執行污染偵測，偵測結果部分區域污染程度大於 370Bq/100cm ² ，並將受影響區域圍籬示警後，接續廢料處理組即執行除污作業；經多次除污與污染追蹤偵測作業後，將該受影響區域之污染程度降為清潔區的標準(小於 10Bq/100cm ²)後，即將示警圍籬拆除，並恢復受影響區域為清潔區。					
b. [廢料課]即[廢料處理課]，為目前的[廢料處理組]。					
3. '無說明'之意義是在異常事件報告中未說明污染中放射性物質與污染程度。					
4. 依審查意見修訂。更新各項運轉統計數據至 107 年。 詳如附件 03-015-04-A 所示。					
5. A. 可用率=((發電機併聯時數(h))/當年時數) 以表 3-4 中一號機 105 年發電量相關資料為例，					

可用率= 7980.58/8784 =90.85 B.平均容量因素=(淨發電量/(機組發電功率淨額設計值×當年時數)) 機組發電功率淨額設計值=948 MWE 以表 3-4 中一號機 105 年發電量相關資料為例， 平均容量因數= 7665073/(948×8784) =92.05
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 3-1；全文
第 2 回合審查意見
1.附件 03-015-01-A 修訂內容，並未載明停止運轉時間，另新增事件請依發生年份排列。 3.請依審查意見回覆以及事故處置後放射性物質與污染程度的狀況，修訂報告所列"無說明"的內容。 除以上第 1、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.謝謝委員意見，依審查意見修訂，詳如附件 03-015-01-B。 3.謝謝委員意見，依審查意見修訂，詳如附件 03-015-03-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：表 3-1；表 3-7
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	03-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S10、S16、S17、B03、B15、F09、C03	第三章	全	結案
第 1 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.請就引用的圖表標示資料來源。					
2.參考文獻之序號應依出現於內文中的順序加以編排。					

3. 第一節廠址歷史評估方法簡介中說明執行核二廠廠址歷史評估之方法包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項程序，並標示參考文獻；而於第四節結語中則於本文說明確認程序係參考 MARSSIM。建議依一般報告撰寫慣例，於第一節即於本文中敘明其程序係參考 MARSSIM。
4. 反應器運轉歷史中所談到的週期(含表 3-1~3-3)共出現第 XX 燃料週期、運轉 XX 週期及 Cycle-XX、EOC XX 週期、燃料週期 XX 等不同寫法，請統一用語，並盡量使用中文表示。
5. 第 3-5 頁之 1. 反應器運轉歷史乙節首段所載「核二廠於 63 年 9 月開工興建」，然表 3-1 列出反應器施工一號機於 63 年 8 月開始鋼筋排紮，兩者是否一致，請說明修訂。
6. 第二、(二).1 節第 2 段所載「廠區內裝置兩部 1,025 MWe 汽輪發電機組」(第 3-5 頁)，依核二廠終期安全分析報告第 8.3.1.1.2.1 節所載其額定輸出為 1171.8MVA，請確認 1,025 MWe 之依據與適切性？
7. 第二、(二).1 節第 3 段所載「反應器外部則是混凝土結構的輔助廠房，作為反應器壓力槽的二次圍阻體，將圍阻體包封在內，並保持大氣負壓」(第 3-5 頁)，然反應器外部是否應為反應器廠房，反應器廠房外才是輔助廠房，請說明。
8. 第二、(二).1 節第 5 段所載「各機組的歷年發電量資訊，包含：...與平均容量因數等相關資訊，如表 3-4 及表 3-5 所示。」(第 3-6 頁)，容量因數雖在表 3-4 及表 3-5 之底部有說明，但為便於閱讀，請在本段文中加以說明如何得到平均容量因數。
9. 第二、(二).1 節第 4 段所載「於 105 年 5 月完成第 24 燃料週期大修後，停止運轉，至 107 年 6 月重新起動」(第 3-6 頁)，查該部機組應為於 107 年 3 月起動，請確認所述是否正確及修正？
10. 第二、(二).1 節第 6 段所載「1 號機總計有 12 束燃料束/13 根燃料棒破損，...。一號機在第 5、6、11、14、17、19、20、22、23、25 週期，分別有 1、1、1、2、1、2、1、2、1、1 根燃料棒破損」(第 3-6/3-7 頁)，請確認第 14 週期所述是否正確及修正？
11. 第二、(二).1 節最後 1 段所載「區域內可能污染物之來源主要分為兩種：(1)反應器爐心周圍被中子活化之組件，含生物屏蔽(Biological Shield)」(第 3-7 頁)。依日本電廠執行馬克 I 型圍阻體之中子活化量測範圍包括乾井牆，請確認中子活化可能區域是否涵蓋乾井牆區域，並補充修正計畫內容。
12. 第二、(二).1 節最後 1 段所載「此外，污染也可能來自一次側管路的洩漏、處理與貯存放射性廢液及廢棄物、保養與維修活動、燃料移出作業及工作意外事件所造成的污染。」，對核二廠沸水式核電廠而言，一次側是否適切明確，宜再考量，請澄清其所指範圍並做適當修正。
13. 第 3-8 頁末段「2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫主要做為貯存核二廠機組運轉所產生之固化廢棄物」，然核二廠 2、3 號貯存庫貯存的並非僅有

固化廢棄物，請確認此描述是否適當並修正。

14. 第二、(二).3 節第 1 段所載「在進行用過核子燃料池再次擴充工程可行性研究後 94 年完成用過核子燃料池貯存量第二次擴充工程使得每一部機組之用過核子燃料池容量增加至 4,398 個貯存單元。」(第 3-9 頁)，建議增加斷句與標點符號。
15. 第二、(二).3 節末段所載「與用過核子燃料有關之區域目前僅有用過核子燃料池，為符合保守原則，涉及燃料更換可能影響之區域都將列入用過核子燃料貯存相關之潛在高輻射區域考量，包含位於燃料廠房中的用過核子燃料池與廢料廠房、爐心探針偵測器間(Traversing In-core Probe Room, TIP Room)與乾井區域、乾燥器貯存池，以及燃料更換樓層區域。後續對相關區域進行輻射特性調查時，應特別注意該區域的輻射分布狀況。」(第 3-10 頁)。本段陳述意旨與範圍不明確，例如若其範圍為與用過核子燃料有關之區域，則何以納入爐心探針偵測器間？又若列出乾燥器貯存池，何以未將上燃料池/汽水分離器儲存池/爐穴區域納入(且這些應均屬「燃料更換樓層區域」之範圍)？請再說明及適當修正。
16. 第三、(二).4.(3) 末段所述「應對廠內該區域進行採樣確認是否仍有殘留的土地污染。」及第四節「結語」末段所述「本章節前述建議劃定之受輻射影響區域，未來應執行進一步之輻射特性調查作業，以確認輻射分布狀態。在未來進行除役活動時，應持續對影響電廠輻射狀態之資料進行收集、調查，並對目前規劃之受輻射影響區域予以適當更新。」(第 3-20 頁)，其中「應對」、「應執行」及「應持續」係屬他單位提醒/建議貴公司之用語，請修正採用適當之用詞。
17. 公斤的 SI 單位應記為“kg”，非“Kg”。
18. 表目錄的表 3-1 名稱有誤。
19. 圖 3-1 文字較多，建議提高文字解析度，俾利閱讀。
20. 表 3-2 及表 3-3 第 5 欄及第 7 欄所載單位為熱功率/MWDt，應稱為「熱量」或如表 3-4 及表 3-5 稱為「熱功量」，請修正。(第 3-32 頁~第 3-33 頁)

第 1 回合審查意見答覆

1. 依審查意見修訂將引用圖表標示資料來源。詳如附件 03-016-01-A 所示。
2. 依審查意見修訂。依序排列參考文獻。詳如附件 03-016-02-A 所示。
3. 依審查意見修訂。文字修改為:本公司執行核二廠廠址歷史評估之方法係參考 MARSSIM 建議之方法，包含「設施或廠址先期調查」、「廠址考察」及「廠址歷史資料評析」等三項程序[2]及依據廠址歷史資料評估作業程序書[3]之相關規定，評估流程圖如圖 3-1 所示。詳如附件 03-016-03-A 所示。
4. 依審查意見修訂。將全文統一為週期。詳如附件 03-016-04-A 所示。
5. 「核二廠於 63 年 9 月開工興建」，然表 3-1 列出反應器施工一號機於 63 年 8 月開始鋼筋排紮，是因為 9 月正式開工興建前，鋼筋材料已先送達，先進行開工前之準備預先進行鋼筋排紮。
6. 此處 1,025 MWe 係指核二廠單一汽輪發電機組於功率提升後之額定裝置

容量。

7. 依審查意見修訂。文字修改為：「反應器外部則是混凝土結構的反應器廠房，作為反應器壓力槽的二次圍阻體，將圍阻體包封在內，並保持大氣負壓」。詳如附件 03-016-07-A 所示。

8. 依審查意見修訂。新增說明如下：

其中可用率= $((\text{發電機併聯時數}(h))/\text{當年時數})$ ，以表 3-4 中一號機 105 年發電量相關資料為例，可用率= $7980.58/8784=90.85$ ，而平均容量因素= $(\text{淨發電量}/(\text{機組發電功率淨額設計值}\times\text{當年時數}))$ ，機組發電功率淨額設計值=948 MWE，以表 3-4 中一號機 105 年發電量相關資料為例，平均容量因數= $7665073/(948\times 8784)=92.05$ 。詳如附件 03-016-08-A 所示。

9. 依審查意見修訂。修改文字為：「於 105 年 5 月完成第 24 燃料週期大修後，停止運轉，至 107 年 3 月重新起動」詳如附件 03-016-09-A 所示。

10. 第 14 週期所述應無錯誤。詳如下表所示。

核燃料績效報告

表 11 台電核能機組各週期 洩漏燃料束/燃料棒數目

(106.3.15 止)

週期	洩漏燃料束數目/洩漏燃料棒數目					
	CS1	CS2	KS1	KS2	MS1	MS2
1	0/0	1/1	0/0	2/2	0/0	0/0
2	3/6	0/0	0/0	0/0	3/6	0/0
3	0/0	0/0	0/0	0/0	2/2	0/0
4	0/0	3/3	0/0	0/0	8/11	1/1
5	2/2	3/3	1/1	1/1	5/8	0/0
6	1/1	12/17	1/1	1/1	0/0	0/0
7	2/3	1/1	0/0	0/0	0/0	0/0
8	5/7	0/0	0/0	0/0	0/0	0/0
9	0/0	1/1	0/0	0/0	0/0	0/0
10	0/0	1/1	0/0	1/1	0/0	0/0
11	2/2	1/1	1/1	0/0	0/0	0/0
12	1/1	0/0	0/0	0/0	0/0	1/1
13	0/0	0/0	0/0	0/0	0/0	0/0
14	0/0	0/0	1/2	1/2	0/0	1/1
15	0/0	1/1	0/0	0/0	1/1	0/0
16	0/0	0/0	0/0	2/2	0/0	1/1
17	0/0	0/0	1/1	2/2	0/0	0/0
18	0/0	0/0	0/0	3/3	0/0	1/1
19	0/0	0/0	2/2	0/0	0/0	0/0
20	0/0	0/0	1/1	0/0	0/0	0/0
21	0/0	0/0	0/0	0/0	0/0	0/0
22	0/0	0/0	2/2	0/0	0/0	0/0
23	0/0	0/0	1/1	0/0	0/0	
24	0/0	0/0	0/0	0/0		
25	0/0	0/0	1/1			
26	0/0	0/0				
27	0/0	0/0				
合計	16/22	24/29	12/13	13/14	19/28	5/5

11. 依審查意見修訂。「區域內可能污染物之來源主要分為兩種：(1)反應器爐心周圍被中子活化之組件，含生物屏蔽(Biological Shield) 及乾井牆區域」(P3-7)。詳如附件 03-016-11-A 所示。

12. 依審查意見修訂。刪除“一次側”，文字修改為「此外，污染也可能來自管路的洩漏、處理與貯存放射性廢液及廢棄物、保養與維修活動、燃料移出作業及工作意外事件所造成的污染。」。詳如附件 03-016-12-A 所示。

13. 依審查意見修訂。修訂為 2 號及 3 號低放射性廢棄物貯存庫主要做為貯

存核二廠機組運轉所產生之固化廢棄物及其它放射性廢棄物。詳如附件 03-016-13-A 所示。各貯存庫存放之各類廢棄物如報告本文之表 3-6。

14. 依審查意見修訂為「在進行用過核子燃料池再次擴充工程可行性研究後，94 年完成用過核子燃料池貯存量第二次擴充工程，使得每一部機組之用過核子燃料池容量增加至 4,398 個貯存單元。」詳如附件 03-016-14-A 所示。
15. 依審查意見修訂本段文字。與用過核子燃料有關之區域目前僅有用過核子燃料池，為符合保守原則，涉及燃料更換可能影響之區域都將列入用過核子燃料貯存相關之潛在高輻射區域考量，包含位於燃料廠房中的用過核子燃料池與廢料廠房、爐心探針偵測器間(Traversing In-core Probe Room, TIP Room)與乾井區域、乾燥器貯存池，以及燃料更換樓層區域、上燃料池、汽水分離器儲存池、爐穴區域。後續對相關區域進行輻射特性調查時，應特別注意該區域的輻射分布狀況。」。詳如附件 03-016-15-A 所示。
16. 依審查意見修訂。修訂第三、(二).4.(3) 末段所述改為「將對廠內該區域進行採樣確認是否仍有殘留的土地污染。」及第四節「結語」末段所述「本章節前述建議劃定之受輻射影響區域，未來將執行進一步之輻射特性調查作業，以確認輻射分布狀態。在未來進行除役活動時，將持續對影響電廠輻射狀態之資料進行收集、調查，並對目前規劃之受輻射影響區域予以適當更新。」。詳如附件 03-016-16-A 所示。
17. 依審查意見修訂。“Kg 改為“kg”。詳如附件 03-016-17-A 所示。
18. 依審查意見修訂表目錄名稱。詳如附件 03-016-18-A 所示。
19. 依審查意見修訂。詳如附件 03-016-19-A 所示。
20. 依審查意見修訂。修訂表 3-3 第 5 欄及第 7 欄所載單位為熱功率/MWDt，為「熱功量」詳如附件 03-016-20-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：詳如附件

第 2 回合審查意見

同意答覆。

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	
		B15、B17	第三章	全	結案	
第 2 回合審查意見						
1. 請確認相關受檢文件涵蓋年份及項目之完整性(如受檢文件是否已涵蓋污染、外釋事件)。 2. 請就 EPRI 1009410 報告所述美國核能電廠 HSA 要項與核二廠執行 HSA 工作項目進行比對，並就差異處提出說明。 3. 請參考納入 EPRI 範本「您還有建議應該訪談或發放問卷的對象是？」等問題，如未採用範本之問題，亦請提出其適切性之佐證說明。 4. 請考量就國內 HSA 訪談問卷之填寫人員背景及數量等資訊與國際案例做比較。						
第 2 回合審查意見答覆						
1. 本報告受檢文件包括有電廠資訊、運轉歷史及意外事件相關報告包含異常事件其它事件報告(如違規事件、注意改進事件、核管事件、備忘錄)、輻射偵檢及活度評估相關報告(例如輻射安全報告、環境輻射偵測報告)、放射性廢棄物貯存狀況報告(例如放射性廢棄物營運管理年報)，文件年份涵蓋從電廠開始運轉至 107 年底之文件。文件內容如附件 03-017-01-B。 2. EPRI 1009410 報告所述美國核能電廠執 HSA 報告中所列之要項主要包括有電廠各項文件審查、人員訪談等，另外也有電廠之 HSA 的結果，包括初步的範圍偵檢結果。而核二廠執行 HSA 工作項目主要是文件審查與人員訪談，而本計畫第四章停機前之特性調查結果，可視為 EPRI 報告中美國電廠初步的範圍偵檢結果。 3. 核二廠執行訪談之問題參考 MARSSIM 報告，未納入 EPRI 範本「您還有建議應該訪談或發放問卷的對象是？」此項。依據 EPRI 1009410 報告對於訪談及問卷內容每個電廠依電廠之實際狀況需求不同而有不同的設計，其中「您還有建議應該訪談或發放問卷的對象是？」此項是出自於 THREE MILE ISLAND2 電廠依其需求而設計之問題，EPRI 報告其它電廠如 ZION、MAINE YANKEE、RANCHO SECO 等之問卷範本亦未有此項問題。 4. 依據 EPRI 報告之案例，每個電廠執行訪談之方法包括有問卷調查及現場訪談等方式，人員背景包括退休及現職人員或承包商員工，主要是針對具電廠實務經驗之資深工作人員，足以了解電廠運轉歷史。國內電廠目前執行 HSA 訪談人員主要包括退休及現職人員，與國際案例相同。退休人員在電廠皆工作 30 年以上，而現職人員皆有 10 年以上之工作經驗，現職與退休人員占比為 1:1，訪談人員之工作經驗含括運轉、維護、輻防等相關領域。						
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：二、(一).
第 3 回合審查意見
同意答覆。

第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果（已結案 22 項，共 22 項）

意見編號	04-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21、C02	第 4 章	4-1	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-1 頁 對於除役計畫本章節使用到的輻射計算軟體，請列表說明軟體是否經過國內或國外管制機關審核、驗證、國際使用經驗、使用的參數來源及不確定度等，並說明除役計畫中輻射劑量評估結果可信度。					
2. 請依計畫書主文內容順序，編排圖、表之序號。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.對於除役計畫本章節可能使用到的輻射計算軟體包含 RESRAD, ORIGEN-S, DORT, ANISN，相關軟體之說明整理如下表。					
項次	軟體名稱	Verification & Validation	運算品保程序	評估作業項目	
1	RESRAD	1. RESRAD 程式係由美國阿岡國家實驗室 (Argonne National Lab, ANL)開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統。該程式亦有評量基準報告：RESRAD Benchmarking Against Six Radiation Exposure Pathway Models (ANL/EAD/TM-24)。 2. 美國 NRC 於 1994 年批准使用 RESRAD 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。 3. RESRAD 是 IAEA 與歐洲聯盟委員會 (Commission of the European Communities, CEC) 在 VAMP (Validation of Model Predictions) 與 MPA (Multiple Pathways Assessment Working Group)合作研究計畫所測試的 11 種模式中的其中之一。 4. 美國能源部、其他聯邦與美國國家機構皆廣泛的使用 RESRAD 程式，除了美國使用 RESRAD 程式之外，其他國家，包含法國、西班牙、德國、俄羅斯、日本、比利時等國家，也都有使用 RESRAD 程式。目前，RESRAD 程式亦有許多除役廠址的應用經驗，例如應用於 YNPS 與 Humboldt bay 等核電廠之除役作業等。	運算結果之準確性及變異度 1.對於軟體的運算，使用人員均有通過工作小組負責人核定操作資格，確認其可獨立且正確地操作該評估軟體。 2.對於軟體的使用，使用人員均有通過裝機測試等品保程序，確認軟體基本案例運算結果之正確性。 3.對於評估結果之變異度，於各案例運算完成後，會依據品保程序，由第三者重新執行資料蒐集、軟體使用及評估參數假設等，確認分析結	核電廠除役許可劑量評估	

2	ORIGEN-S	1. 核電廠反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析程序係參考美國核管會 NUREG/CR-0672 報告之附錄 E；國際原子能總署(IAEA)亦於 1998 年發表 TRS-389 技術報告，說明與評估輻射特性調查，作為核設施除役的先期指引。其中，特別針對爐心內部組件之中子活化分析，提供一些方法指引及使用軟體建議，包含 ANISN、DORT 與 ORIGEN-S 等評估程式，各評估程式係藉由相關驗證報告與國際使用經驗來確保其適用性。 2. ORIGEN-S 程式通過美國橡樹嶺國家實驗室 (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) 認證，可使用於核能電廠用過核子燃料之射源項分析。 3. V&V 佐證文件如：(1) C. Gauld, K. A. Litwin, Verification and Validation of the ORIGEN-S Code and Nuclear Data Libraries, 1995 August, RC-1429, COG-I-95-150.、(2) I. C. Gauld, Decay Heat Code Validation Activities at ORNL: Supporting Expansion of NRC Regulatory Guide 3.54, 2001 November.。 4. 國際上如芬蘭 Loviisa 核電廠有使用經驗。	果之正確性及再現性。 使用之參數來源及不確定度 1. 對於評估所用之參數來源，於執行各項評估作業時，會先由工作小組負責人確認分析評估目的後，由使用人員蒐集評估所需資料，如環境輻射監測報告數據等，再由工作小組負責人進行確認，以確保參數引用之正確性。 2. 對帶有不確定性之參數，如關鍵群體占用因數、射源活度值等，會採用保守假設，並確認符合評估需求後，再據以執行輻射劑量評估。	用過核子燃料射源項分析
3	DORT (two-dimensional discrete-ordinate neutron/photon transport codes)	1. 通過美國 NRC 認可，NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility) 及 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities_Final Report) 建議可用於核子安全分析及設計之計算機程式。 2. 有關分隔座標法 DORT 和 ANISN 兩程式之驗證已於本公司委託清華大學之技服案—「核電廠停機後反應器壓力槽及其內部組件中子活化分析評估」之研究報告中執行，報告中係以蒙地卡羅法 MCNP 程式來平行驗算核一廠反應器壓力槽之中子通量率。 3. 國際上如比利時 BR3、加拿大 NPD 等核電廠有使用經驗。		1. 核子安全分析及設計 2. 用過核子燃料貯存護箱之屏蔽分析 3. 核電廠除役反應器壓力槽之中子通量率計算
4	ANISN (one-dimensional neutron attenuation code)	1. 通過美國 NRC 認可，NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility) 及 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities_Final Report) 建議可用於核子安全分析及設計之計算機程式。 2. 有關分隔座標法 DORT 和 ANISN 兩程式之驗證可參考本公司委託清華大學之技服案—「核電廠停機後反應器壓力槽及其內部組件中子活化分析評估」之研究報告，報告中係以蒙地卡羅法 MCNP 程式來平行驗算核一廠反應器壓力槽		1. 核子安全分析及設計 2. 核電廠除役反應器壓力槽之中子通量率計算

		之中子通量率。 3. 國際上如比利時 BR3、加拿大 NPD 等核電廠有使用經驗。		

2. 依委員意見重新編排圖、表之序號。詳如附件 04-001-02-A 所示。除了內文 4-2 頁「地表水及地下水之調查分析，列舉核二廠 102 年至 106 年例行輻射偵測之水樣分析結果提供參考(表 4-9)，本次調查亦有進行地表水及地下水取樣分析，偵測結果請參考表 4-18、表 4-19。」該段落為提前列述各水樣之參考表，後續內文仍有依照土樣、水樣之順序逐次說明，建請該段落不列入重新編排表之序號。另，相關圖表目錄修改俟清稿時一併更新。

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：圖目錄、表目錄、本章第二、(一)節；第二、(四)節；第三、(一)節；圖 4-3 至圖 4-8、表 4-3、表 4-4、附錄. 表 4. A-4、附錄. 表 4. A-5。

第 2 回合審查意見

1. 「由第三者重新執行資料蒐集、軟體使用及評估參數假設等」，此第三者為何？是否具公正性。
 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見回覆

1. 由第三者重新執行資料蒐集、軟體使用及評估參數假設等，此第三者指的是本計畫團隊中同樣會操作這套程式的人員，其有通過工作小組負責人核定操作資格，確認其可獨立且正確地操作該套評估軟體，且對於軟體之使用，也有通過裝機測試等品保程序，確認軟體基本案例運跑結果之正確性。
 另更正本題第 1 回合審查意見答覆之表格內容，原「報告中係以蒙地卡羅法 MCNP 程式來平行驗算」修訂為「報告中係以 MAVRIC 程式來平行驗算」，修訂如下：

3	DORT (two-dimensional discrete-ordinate neutron/photon transport codes)	1. 通過美國 NRC 認可，NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility) 及 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities_Final Report) 建議可用於核子安全分析及設計之計算機程式。 2. 有關分隔座標法 DORT 和 ANISN 兩程式之驗證已於本公司委託清華大學之技服案—「核電廠停機後反應器壓力槽及其內部組件中子活化分析評估」之研究報告中執行， <u>報告中係以 MAVRIC 程式來平行驗算核一廠反應器壓力槽之中子通量率。</u> 3. 國際上如比利時 BR3、加拿大 NPD 等核電廠有使用經驗。
4	ANISN (one-dimensional neutron attenuation code)	1. 通過美國 NRC 認可，NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility) 及 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities_Final Report) 建議可用於核子安全分析及設計之計算機程式。

	2.有關分隔座標法 DORT 和 ANISN 兩程式之驗證可參考本公司委託清華大學之技服案—「核電廠停機後反應器壓力槽及其內部組件中子活化分析評估」之研究報告，<u>報告中係以 MAVRIC 程式來平行驗算核一廠反應器壓力槽之中子通量率。</u> 4.國際上如比利時 BR3、加拿大 NPD 等核電廠有使用經驗。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：	
第 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	04-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F11、C02	第 4 章	4-1	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-1 頁 文中提及：「特性偵測是根據範圍偵測結果，對輻射或污染較高的區域執行進一步詳細的輻射偵測，藉此評估污染的性質及程度」。如何定義輻射或污染較高？（劑量率及污染值劃分標準及依據）。 2. 第 4-1 頁 依據核子反應器除役計畫審查導則第四章略以：「對於現階段尚無法進行之精確輻射特性調查與放射性存量評估，如中子活化評估與輻射劑量推估等，申請者應於本章內交代未來於永久停止運轉後將如何執行及提出詳細評估報告之時程。」就文中提及「…詳細之偵測計畫將於永久停機後，在執行各輻射特性調查作業前，另案提出。」。 根據核一廠除役計畫重要管制事項回饋，請台電公司於內文增加「輻射特性調查作業計畫將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核」乙段，並請於除役計畫中自行明確承諾提出輻射特性調查作業計畫及報告時程，並確切執行。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.特性調查係將受影響區中輻射或污染程度較高的區域執行進一步詳細的輻射偵測，此處污染程度係與推導之 DCGL 值之進行比較，再依據美國多部會輻射偵測暨廠址調查手冊(MARSSIM)建議之程序進行分級，如果污染程度可能超出 DCGL，則定義為第一級區域，將是需要謹慎處理的區塊。 2.依委員建議，修訂相關文字如下：「而詳細之偵測計畫將於永久停機後，輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。」。詳如附件 04-002-02-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：前言

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見 編號	04-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、S21	第 4 章	4-1	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-1 頁

為瞭解全廠之輻射影響範圍和程度，需進行全面性廠址輻射特性調查，而目前因尚在運轉中，無法進行全面性廠址輻射特性調查，請說明本項作業之預定時程，以免影響除役之時程與規劃。

2. 第 4-1 頁

106 年 10 月配合二號機大修時程，執行二號機相關系統偵測與取樣。此相關系統偵測與取樣數據，是否因內部尚有放射性物質，而影響樣品與測量數據。

3. 第 4-1 頁

最後一段中提及”由於核二廠目前仍處於運轉狀態，…，而詳細之偵測計畫將於永久停機後，在執行各輻射特性調查作業前，另案提出。”。

前述所言之提出詳細之偵測計畫之時間點模糊不清，建議提出具體、清楚的時程(如：於永久停機後三個月內…)。

第 1 回合審查意見答覆

1.詳細廠址輻射特性調查之時程規劃，比照核一廠第四章重要管制事項要求，輻射特性調查作業計畫將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。

2.由於電廠仍處於運轉狀態，且大部份設備組件均無法拆卸與鑽心取樣，相關管件無法拆卸取樣，故現階段廠房內之輻射偵測結果僅能提供初步人員劑量與廢棄物產量估算之參考，將待停機後，執行更詳細之量測。

3.本題如同 04-002-02 之建議，修訂報告內文為「而詳細之偵測計畫將於永久停機後，輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。」如同附件 04-002-02-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：前言

第 2 回合審查意見
1. 請說明反應器中之燃料及用過燃料未移出燃料池時，如何獲得有效且正確的偵測數據。 2. 請說明如何執行更詳細之量測？ 除以上第 1、2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 核二廠將依據輻射特性調查計畫導則提出輻射特性調查計畫，規劃針對受輻射影響之偵檢包（A,C 類），區分出燃料移出爐心前後分別可執行之設備組件或系統之偵測項目，並分階段規畫該偵檢包或偵檢單元的執行時程，亦即用過燃料未移出前，僅針對不受用過燃料未移出影響之設備組件進行偵測，以上所述偵測使用之儀器皆需由合格實驗室執行適當校正程序方予以採用，偵檢人員亦須具備相關專業訓練並合格，對於偵檢完成之項目亦規劃採取適當管制措施避免後續除役作業影響造成其二次污染。 2. 於本計畫第四章執行之系統偵測與取樣時間為二號機大修期間，係考量大修為停機狀態，較符合進入除役後機組停止運轉之情境，然此階段之偵測數據仍可能受運轉影響，且考量運轉安全並無法全數執行系統/組件/設備/結構之輻射量測及污染取樣，故規劃於核二廠進入除役階段後，以輻射特性調查計畫對於前述無法執行偵測取或取樣分析之系統組件分階段執行偵測，以達較完整之調查。偵檢方式仍參考本計畫第四章規劃之方式。主要偵測項目有取樣與劑量率量測。現場輻射偵測主要針對拆卸下來之閥件與泵，於該組件拆卸後留在管線之洞口執行內表面擦拭取樣，如該位置有殘留爐水等流體，將對該流體執行取樣作業並執行總 α/β 活度量測及加馬核種分析。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	04-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C02	第4章 一 二(一)	4-2~ 4-4	結案

第1回合審查意見

- 第4-2頁，一
請說明最終狀態偵測預計執行時機。
- 第4-2頁，一
本次調查亦有進行地表水及地下水取樣分析。雨季與非雨季是否會影響取樣分析結果，若有影響，那該如何有效進行地表水及地下水之調查分析。
- 第4-3頁，二(一)
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。此參考依據為何？核二廠之機組與國外電廠之建廠設計與除役規劃，有何同異。
- 第4-3, 4-4頁，二(一)
文中提及：「由於核二廠仍在運轉中，於設施安全..... 未來於除役過渡階段，本公司將補充此部分之調查」。請說明是否有具體的時程規劃和調查計畫？需要補充調查的項目有哪些？

第1回合審查意見答覆

- 依據本計畫第一章之規畫，核二廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，各階段工作時程規劃如圖 1-1 所示。而最終狀態偵測預計執行時機於第三階段，廠址最終狀態偵測階段執行。各階段主要作業目標請參考本計畫第一章、二、(二)節之說明，細部時程規劃請參考本計畫第六章、一、(三)節。

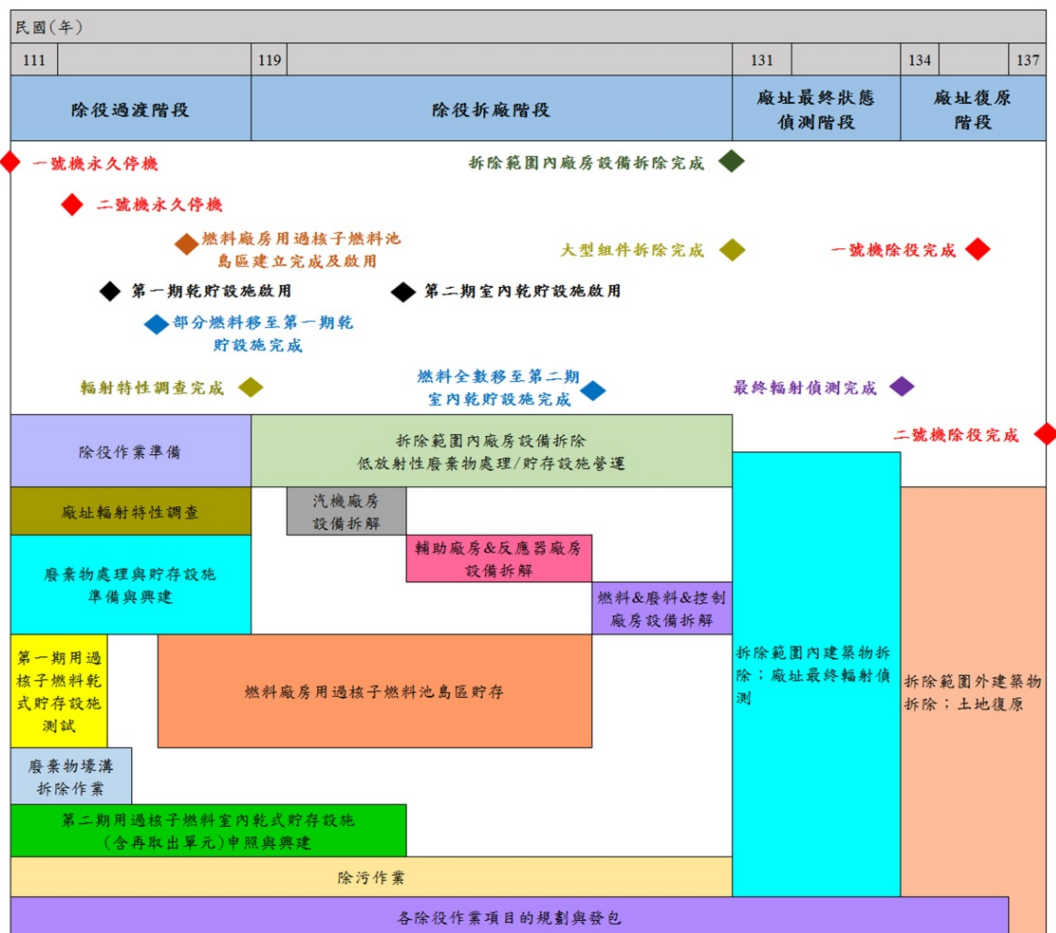
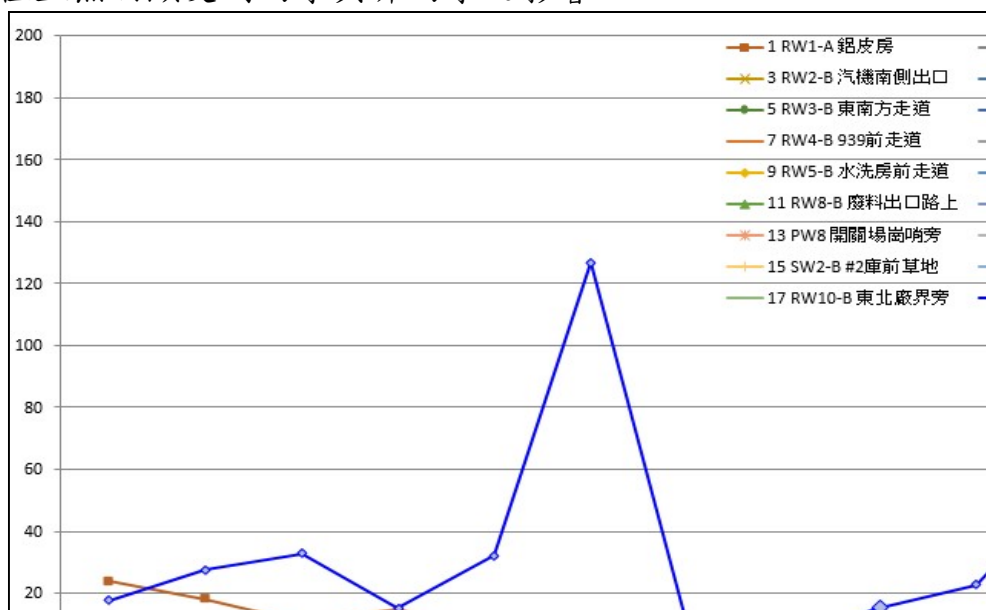
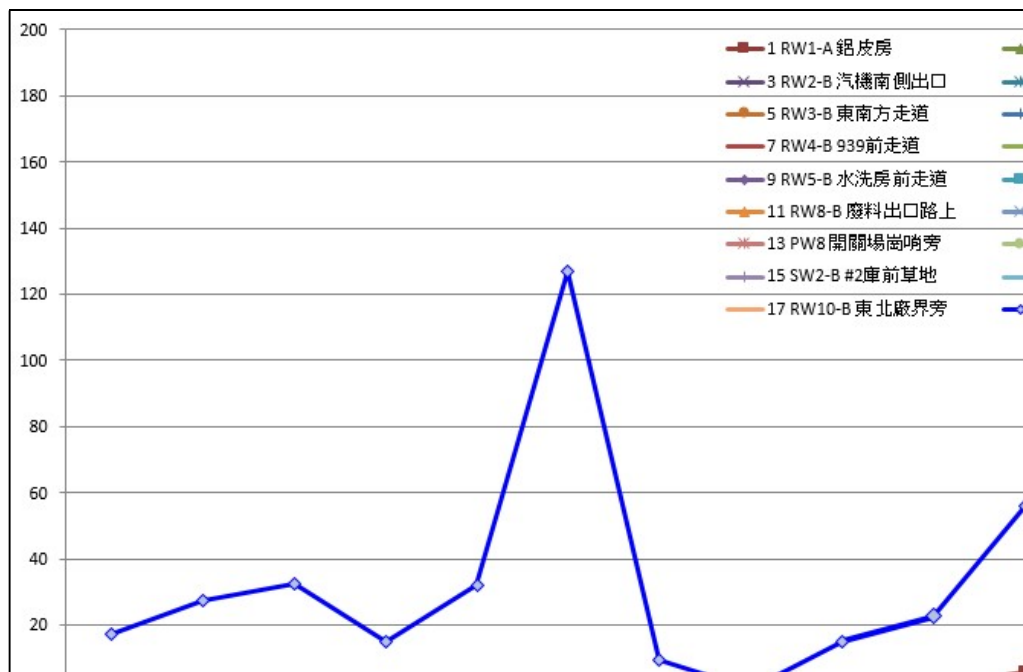


圖 1-1 核二廠除役時程規劃圖

2.依目前除役計畫之 102 年至 106 年廠址地表水及地下水調查結果(表 4-5、表 4-7)，廠址水樣與地下水監測結果皆小於最低可測值，即未測得任何人工核種；惟表 4-7 廠址地下水監測結果，僅測得微量氚與 Gross β ，比對 106 年 1 月~12 月之每月氚、Gross β 與雨量值趨勢圖如附圖一與附圖二，顯示氚與 Gross β 值並無明顯受到雨季與非雨季之影響。



附圖一、106 年廠區 17 口地下水氚核種分析值與地面雨量趨勢圖



附圖二、106 年廠區 17 口地下水 Gross β 核種分析值與地面雨量趨勢圖

3.(1)取樣規劃精神依據除役計畫導則之建議，參考 MARSSIM 手冊進行規劃。國內三個電廠均屬於美系設計，透過國外研討會與廠商技術與經驗之交流，以及參考 Yankee Nuclear Plant Site(YNPS)之 License Termination Plan (LTP)文獻。

3.(2)核二廠之機組與國外電廠之建廠設計與除役規劃說明如下：

輻射特性調查之規劃對於不同的反應爐設計，如沸水式反應爐(Boiling Water Reactor, BWR)或壓水式反應爐(Pressurized Water Reactor, PWR)並無特殊限制。例如 BWR 之美國 Big Rock Point 電廠或 PWR 之 YNPS 電廠、Trojan 電廠、Zion 電廠，屬於美系設計，皆參考美國規範如 NUREG/CR-2082、NUREG/CR-5849 等，從 NUREG-1575(即 MARSSIM)公佈後，則依照 NUREG-1575 的偵檢規範。然而電廠之建廠設計對於拆除作業、廢棄物估算與工作人員輻射劑量評估等方面則應參考同樣型式的反應爐設計，請參考除役計畫第六章第二節除役各階段之拆除作業、第九章第一、(三)、4 節除役作業低放射性廢棄物總量估算與第十章第二節作業人員劑量評估。

4.詳細廠址輻射特性調查之時程規劃，比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，輻射特性調查作業計畫將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。現階段配合除役計畫要求，於機組大修期間執行廠址輻射特性調查，並非永久停機後的實際狀況，未來永久停機且燃料移出爐心後，將會執行較詳細之調查，並針對以下項目加強調查，整理如下：

P4-32 頁，A 類偵檢包部份區域現階段難以進行輻射偵測，包含兩部機組生物屏蔽牆以內區域、低放射性廢棄物貯存庫之貯存區、廢棄物壕溝內部、燃料廠房凝結水儲存槽(冷凝儲存槽)及燃料儲存池等區域。此外部分區域無法進入，包含工安疑慮(如危險、劑量過高的區域)而無法進行採樣，未來於除役過渡階段進行補充。

P4-37 頁，C、D 類偵檢包，目前核電廠仍在運轉中，目前的取樣工作係配合大修執行，對於取樣位置的選擇有太多限制，無法得到完整資訊以建立比例因數。故本公司將於未來停機後，在更適當的位置進行取樣，以建立正確的比例因數。

B 類偵檢包已完成全部執行偵檢。屋頂區域(B01800)之空間劑量率之最高測值(454 μ Sv/h)位於第一行政大樓屋頂的牆面，推測是受到一號機運轉的干擾，造成輻射劑量率偏高。未來永久停機後需要進一步確認。

R 類偵檢包已完成全部偵檢。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

2.為何氡與 Gross β 值不受到雨季與非雨季之影響？水流不會降低濃度嗎？

4.答覆說明「未來永久停機且燃料移出爐心後，將會執行較詳細之調查」，請說明為何核一廠特性調查於燃料還在爐心就開始執行偵測，而所述調查是範圍偵檢、特性調查、最終狀態偵測還是什麼樣的調查？調查範圍有哪些 A、B、C、D、R？以什麼樣的標準或參考國際實例作法執行調查？並說明 C、D 類執行偵檢建立比例因素的目的？請更明確寫出時程規劃和調查計畫。

除以上第 2、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2.核二廠依規定執行廠區環境輻射監測，並依地下水防護計畫執行廠區地下水之輻射監測，地下水調查基準比照環境水樣。依 106 年之監測統計資料，地下水測得微量氡與 Gross β ，氡測值為 23.8 Bq/L，遠低於調查基準 1,100 Bq/L；Gross β 測值為 0.2 Bq/L，遠低於調查基準 1 Bq/L。地下水取樣頻率為每季一次，取樣時間與放射性物質排放時間點並不一定為下雨天氣，因此氡與 Gross β 測值與雨量沒有明顯的關聯。

4.(1)於第一次意見答覆時，考量大部分受輻射影響之系統組件其偵檢時程取決於燃料是否移出爐心，因此待燃料移出爐心後，方能執行較完整之調查。而核一廠特性調查計畫係將受輻射影響之偵檢包（A,C 類）加以區分，依其是否受燃料移出爐心影響分階段規劃其偵檢時程，核二廠將比照此方式於輻射特性調查計畫內提出說明。

(2)前述調查即為特性調查。

(3)特性調查規劃包含受輻射影響範圍之建物、設備組件與環境，即 A、C、R 類偵檢包。

- (4)前述偵檢包之劃分參考 Maine Yankee 電廠執行特性調查之作法。
- (5)鑑於放射性廢棄物需進行分類及執行解除管制的判斷，因此需執行難測核種分析，再憑藉易測核種與難測核種兩者之濃度，建立一比例關係，即為比例因數，而 C 類偵檢包與放射性廢棄物相關，參考國外電廠經驗，於執行大量偵檢時為節省難測核種之量測成本，會以易測核種之量測數值配合比例因數來確定廢棄物中難測的阿伐、貝他核種活度濃度，以達成廢棄物分級與解除管制判斷之目的。
- (6)核二廠將依據輻射特性調查計畫導則提出輻射特性調查計畫，調查範疇包含受輻射影響之範圍，為達工作人員劑量預估及廢棄物產量再精算之目的，擬針對受輻射影響之建物與設備組件，將其區分出燃料移出爐心前後分別可執行之偵測項目，並分階段規劃該偵檢包或偵檢單元的執行時程，亦即用過燃料未移出前，僅針對不受用過燃料未移出影響之設備組件進行偵測；而受輻射影響之土地亦納入輻射特性調查，並且依據 MARSSIM 精神實施土地污染程度與範圍之調查，以達輔助規劃最終狀態偵檢之目的。而未受輻射影響之建物與系統設備，將配合未來奉大會核定之拆除計畫據以執行。

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：

第 3 回合審查意見

4. 同意答覆內容，但請修訂除役計畫內容，例如 4-3 頁：「綜合上述原則，輻射特性調查之調查項目分為「可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面」、「初判不受輻射影響之建築結構表面」、「可能受輻射影響的系統管線」、「不受輻射影響的系統管線」及「可能受輻射影響及不受輻射影響的廠址環境」等五類；」，及第 4-6 頁：「以下依偵檢包分類，說明輻射特性調查之污染活度偵測作業」。且上述除役計畫內容亦與第二回合審查意見回復 04-009-3 不一致：「而本章執行之偵檢定位上較接近 MARSSIM 流程中的範圍偵檢」。

除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

4. 修訂 4-3 頁內文為：「綜合上述原則，輻射特性調查(範圍偵檢)之調查項目分為「可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面」、「初判不受輻射影響之建築結構表面」、「可能受輻射影響的系統管線」、「不受輻射影響的系統管線」及「可能受輻射影響及不受輻射影響的廠址環境」等五類；修訂 4-6 頁內文為「以下依偵檢包分類，說明輻射特性調查(範圍偵檢)之污染活度偵測作業」，如附件 04-004-01-C。

審查總結回合意見

4.同意答覆。

意見編號	04-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C02	第 4 章 二(一)	4-4	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-4 頁，二(一) 未來於除役過渡階段，本公司將補充此部份之調查。在除役後多久時間內，可提出完整之輻射特性調查規劃。 2. 第 4-4 頁，二(一)1 本計畫書已明確寫出偵檢包的數目(如，A 類偵檢包:55)。實際進行除役時，偵檢包數目是否會增減，建議在計畫書中說明之。 3. 第 4-4 頁，二(一) 除役計畫參考國際經驗將特性調查偵檢包分類 A、B、C、D、R 類，請說明此分類是否適用於國內電廠除役。 4. 第 4-4 頁，二(一)2 特性調查偵檢包分類 B：初判不受輻射影響之建築結構表面。請說明 B 類經初判結果，是否進一步偵檢及重新分類及執行時機。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.詳細廠址輻射特性調查之時程規劃，比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，輻射特性調查作業計畫將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。 2.本計畫書所撰寫的偵檢包數目，係由審閱核二廠歷史運轉資料後(可參閱第三章)，再由本章輻射特性調查後，整理規劃的偵檢包數目與分類。然而，現階段核二廠尚未永久停機，部分接近機組區域可能受到機組運轉的影響而測得微量劑量率。未來永久停機後，實際除役期間之偵檢包數目應視永久停機後之現場狀況進行調整。此段說明依建議補述於本章二、(一)、1。詳如附件 04-005-02-A 所示。 3.此取樣規劃精神依據除役計畫導則之建議，參考 MARSSIM 手冊進行規劃，並參考美國電廠除役範例，國內三個電廠均屬於美系設計，故相關規劃應可適用於國內電廠。此外，本公司於核一廠除役計畫第四章，同樣使用此偵檢包與偵檢單元之規劃。 4.現階段電廠尚未永久停機，目前係以 106 年底前之相關歷史資料進行分類判斷。未來永久停機後，將再依據 107 年(含)後至永久停機期間之實際狀況進行					

分類調整。規劃於核二廠輻射特性調查作業計畫述明，該計畫比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。

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：本章二、(一)、1

第 2 回合審查意見

1~3 小題同意答覆。

4.本小題結案並分案移至除役計畫第三章 RAI 編號：03-002-1 審查與答覆。

意見編號	04-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、F11	第 4 章 二(三)	4-5~ 4-6	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-5 頁，二(三) 對於各偵檢包之調查作業，特別是量測及取樣位置佈點，係參照國外已除役電廠之規劃及核一廠除役計畫之相關工作經驗。目前，核一廠未進行實質除役作業，建議應依核一廠實質除役經驗，修正異動本評估方法。 2. 第 4-6 頁，二(三)2 本公司於未來核電廠永久停機後，將選擇背景參考地區並進行背景水平偵測。此背景參考地區，包含哪些地點，及選擇此背景參考地區之原因為何？ 3. 第 4-6 頁，二(三)2 根據台電公司曾於核一廠除役計畫審查意見編號 04-004 第二回合 1(2)答復：「背景水平的參考將更新為「建廠前背景調查報告」作為背景水平的參考。」 然本案核二廠除役計畫「背景水平調查」乙節略以：「以「未受輻射影響的鄰近地區」或「歷年環境輻射監測報告」作為背景水平的參考。…未來核電廠永久停機後，將選擇背景參考地區並進行背景水平偵測。」 爰請台電公司說明是否就核一廠審查意見回饋至核二廠除役計畫，以「建廠前背景調查報告」作為背景水平的參考？並說明以何考量作為背景水平參考的選用？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.感謝委員意見，後續會視需要依核一廠實質除役經驗修正相關評估作業。 2.依據 NUREG-1757 及 MARSSIM 之說明，背景參考區之選擇是用於鑑別背景					

是否存在關鍵核種，如背景中存在關鍵核種且其濃度相較於 DCGL 具有顯著比例，則可以於最終狀態偵測時，將量測值扣除背景值以求得較合理殘餘污染評估，如背景之關鍵核種濃度極低，則可以不考量背景影響。除役計畫係對除役過程之活動給予整體性的建議與考量，本公司將視最終狀態偵檢之狀況，考量是否選用背景參考區，如需選用，選取條件依除役計畫對背景參考地區所設定的選取原則為主。

3.(1)不建議以建廠前背景調查報告做為背景參考區域，因建廠放射性分佈情況與目前廠址分佈已有差異且量測儀器與技術皆已精進。

3.(2)同 2 之說明，除役計畫係對除役過程之活動給予整體性的建議與考量，本公司將視最終狀態偵檢之狀況，考量是否選用背景參考區，背景水平參考的選用於本章第二、(三)、2 節說明，說明如下：參考廠址的背景參考地區應與除役廠址有相似的物理、化學、地質與放射性特性，一般選擇未受輻射影響的鄰近地區。係參考 MARSSIM 第 4.5 節選擇背景參考地區的指引。

原段落「一般選擇未受輻射影響的鄰近地區。」語意不夠明確，欲重新修訂為「一般選擇未受輻射影響區或其鄰近地區。」修訂如附件 04-006-03-A 所示，請委員審查。

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：本章第二、(三)、2 節

第 2 回合審查意見

1. 應於計畫書中具體描述，將依核一廠實質除役經驗，修正異動本評估方法。除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 於本文第二、(三)節、評估方法末段，新增如下。「對於各偵檢包之調查作業，特別是量測及取樣位置佈點，係參照國外已除役電廠之規劃及核一廠除役計畫之相關工作經驗。未來核二廠執行除役時，應依核一廠實質除役經驗，修正異動本評估方法。」詳細請參考附件 04-006-01-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：本章第二、(一)、4 節

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意 見	04-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編 號		C02	第 4 章 二(三)	4-6	結 案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-6 頁，二(三)2 文中提及：「背景水平調查」。請說明目前核二廠是否有經調查及建議之背景參考區域。 2. 第 4-6，4-44 頁，二(三) 文中提及：「本公司係依據「核二廠廠址歷史資料評估作業程序書」[4]之相關規定，進行核二廠廠址歷史評估。」而第 4-44 頁參考文獻名稱為「廠址歷史資料評估作業程序書」，建議統一名稱。 3. 第 4-6 頁，二(三) 3 對於污染活度偵測，請說明執行檢測實驗室要求資格、認證及廠內外污染偵檢規劃執行單位。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 考量目前尚未永停機，並配合第 17 章之審查意見編號 17-016-4 項次之建議：背景參考地區之選擇應於最終輻射偵測計畫中說明。並符合除役計畫對背景參考地區所設定的選取原則。本公司將視最終狀態偵檢之狀況，考量是否選用背景參考區，如需選用，選取條件依除役計畫對背景參考地區所設定的選取原則為主。 2. 依審查建議，修訂名稱統一為「核二廠廠址歷史資料評估作業程序書」，詳如附件 04-007-02-A 所示。 3. 請參考本章之第二、(五)、3、(3)節，關於輻射偵測使用之儀器、凡產出分析數據與執行 DCGL 限值運算者，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；未來除役期間特性偵檢規劃執行單位，依本公司實際規劃執行相關作業。 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：參考文獻					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意 見 編 號	04-008	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S13、C02	第 4 章 二(三)	4-7~ 4-9	結 案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-7 頁，二(三)3(2)

文中提及：「首先對屋頂低窪處或可能有沉積物之位置進行直接量測與擦拭取樣，之後對該點每間隔距離 10 m 處之屋頂轉角或可能有沉積物之位置，進行一次直接量測與擦拭取樣」，請說明直接量測是測量劑量率還是污染偵測？

2. 第 4-7 頁，二(三)3(2)

文中提及：「而劑量率之量測，則是在閥件與泵之兩端管件距表面 5 cm 處或管線洞口處量測輻射接觸劑量率」，此量測條件是否有引用規範或只是本報告中的統一作法？

3. 第 4-9 頁，二(三)4

中子活化分析方法通常是利用程式進行評估。這些程式包含那些，是否有進行實質測量比對，如何確定程式運跑之準確性。

第 1 回合審查意見答覆

1. 直接量測是指直接量測劑量率，而污染偵測是以擦拭取樣方式偵測，調查結果如「表 4-14 B 類偵檢包之調查結果」之 B01800 屋頂區域所示。

2. 此量測條件為參考本公司於核一廠執行除役計畫之經驗回饋，本報告採用相同作法。

3. 參考美國核管會 NUREG/CR-0672 報告之附錄 E，其說明反應器壓力槽與相關內部組件之活化分析技術。另國際原子能總署(IAEA)也於 1998 年發表 TRS-389 技術報告，說明與評估輻射特性調查，以作為核設施除役的先期指引。其中，特別針對爐心內部組件之中子活化分析，提供一些方法指引及使用程式建議，包含 DORT、ANISN 與 ORIGEN-S 等評估程式，各評估程式係藉由相關驗證報告與國際使用經驗來確保其適用性，惟現階段因核二廠仍在運轉，故暫時無法進行鑽心取樣得到活化資訊，僅能先以保守評估的方式來進行活化分析，未來俟電廠正式停機且燃料移出爐心後，再進行實質量測比對驗證。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

3. 各評估程式係藉由相關驗證報告與國際使用經驗來確保其適用性，請說明驗證報告及國際使用經驗為何？

除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見回覆

3(一)、程式驗證報告：

評估程式	程式驗證報告

ANISN	1. 本程式通過美國 NRC 認可，NUREG-1536 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility)及 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities_Final Report)建議可用於核子安全分析及設計。
DORT	2. 有關分隔座標法 DORT 和 ANISN 兩程式之驗證可參考本公司委託清華大學之技服案—「核電廠停機後反應器壓力槽及其內部組件中子活化分析評估」之研究報告，報告中係以 MAVRIC 程式來平行驗算核一廠反應器壓力槽之中子通量率。
ORIGEN-S	1. 本程式通過美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)認證，可用於核能電廠反應器壓力槽與內部組件之活化分析。 2. V&V 佐證文件如： (1) C. Gauld, K. A. Litwin, Verification and Validation of the ORIGEN-S Code and Nuclear Data Libraries, August 1995, RC-1429, COG-I-95-150. (2) I. C. Gauld, Decay Heat Code Validation Activities at ORNL: Supporting Expansion of NRC Regulatory Guide 3.54, November 2001.
RESRAD	1. RESRAD 程式係由美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統。該程式亦有評量基準報告：RESRAD Benchmarking Against Six Radiation Exposure Pathway Models (ANL/EAD/TM-24)。

(二)、國際使用經驗：

評估程式	國際使用經驗
ANISN	如比利時 BR3、加拿大 NPD 等核電廠曾採用本分隔座標法程式來執行評估。美國 Trojan、Rancho Seco 及 Washington 等核電廠於除役時亦均有使用經驗。
DORT	
ORIGEN-S	如芬蘭 Loviisa 核電廠曾採用本中子活化分析程式來執行評估。美國 Trojan、Rancho Seco 及 Washington 等核電廠於除役時亦均有使用經驗。
RESRAD	美國能源部、其他聯邦與美國國家機構皆廣泛的使用

	RESRAD 程式，除了美國使用 RESRAD 程式之外，其他國家，包含法國、西班牙、德國、俄羅斯、日本、比利時等國家，也都有使用 RESRAD 程式。目前，RESRAD 程式亦有許多除役廠址的應用經驗，例如應用於 YNPS 與 Humboldt bay 等核電廠之除役作業等。	
(三)、評估程式對應已核定報告：		
輻射評估程式 (版次)	評估目的	已核定報告(核備日期及文號)
ORIGEN-S	一期乾式貯存設施	核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告(97 年 12 月 3 日會物字第 0970021061 號函)
DORT ORIGEN-S	二期乾式貯存設施	核一廠除役計畫(106 年 6 月 28 日會物字第 1060008531 號函)
DORT	用過核子燃料再取出單元	核一廠除役計畫(106 年 6 月 28 日會物字第 1060008531 號函)
ANISN DORT ORIGEN-S	中子活化分析	核一廠除役計畫(106 年 6 月 28 日會物字第 1060008531 號函)
RESRAD	導出濃度指引基準之推導	核一廠除役計畫(106 年 6 月 28 日會物字第 1060008531 號函)
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：		
第 3 回合審查意見		
3.同意答覆。		

意見編號	04-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02	第 4 章 二(三)	4-10	結案
第 1 回合審查意見					

1. 第 4-10 頁，二(三)
除役計畫使用 RESRAD 程式計算 DCGL 值，應透明公開使用參數、來源或假設，並評估對劑量計算結果的不確定度影響。
2. 第 4-10 頁，二(三)5
依據原能會網站公布之「核子反應器設施除役計畫審查導則(103.09.26 修正)」，對於美國 NUREG-1575:MARSSIM 的 DCGL，中文翻譯為導出濃度指引基準，請參考修訂相關文件用詞。
3. 第 4-10 頁，二(三)5
文中提及：「DCGL 的推導將於未來電廠除役時，進行範圍偵測之前執行」。具體的時間點大約是在何時？用過核子燃料的移出是否影響 DCGL 的推算？

第 1 回合審查意見答覆

- 1.(1)詳細廠址輻射特性調查之時程規劃，比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，於輻射特性調查作業 6 個月前，依輻射特性調查計畫導則向主管機關提送輻射特性調查計畫，該計畫包含 DCGL 推導及相關參數，將涵蓋廠址參數之引用來源及取得方式，並列表說明。
- 1.(2)RESRAD 程式中不確定度是以參數為評估標的，劑量結果不具不確定度。說明如下：當參數可以進行實際調查時，以實際值為主；當參數無法取得，則透過參考文獻取得該參數之機率分布範圍，並採保守擷取第 75 百分位之劑量做為評估結果，因此評估結果並不具不確定度。
- 2.參考國家教育研究院的雙語詞彙、學術名詞暨辭書資訊網中保健物理辭典之 level 的中譯為水平，另「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」亦採用導出濃度指引水平，建請不修訂。
- 3.(1)同本題 1 之答覆。
- 3.(2)用過核子燃料移出不會影響 DCGL 的推算程序方法，理由為核二廠除役規劃中僅有土地外釋，建物不外釋，因此 DCGL 以土壤為評估標的，且 RESRAD 評估參數以水文及地質參數為主，與燃料移出並無關聯。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

- 1.答覆說明參數具有不確定性，那為何劑量結果不具不確定性？
- 3.按除役計畫第 6 章除役時程時程規劃，自始未見“範圍偵測”一詞，自除役時間開始後即進行所謂“輻射特性調查”，何來除役計畫第 4-10 頁所述「DCGL 的推導將於未來電廠除役時，進行範圍偵測之前執行」，且與本題第 1 項答覆「輻射特性調查計畫包含 DCGL 推導…」明顯相悖。至於答覆說明「核二廠除役規劃僅有土地外釋，建物不外釋，因此 DCGL 以土壤為評估標的」，然按除役計畫第 6 章 6-4 頁說明「將核二廠主要廠房，包括反應器廠房、輔助廠房、汽機

廠房、燃料廠房、廢料廠房...保留建物地表下 1 m 以下之結構部分。」，請說明建物清潔標準。

除以上第 1 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.依據 NUREG-1757，RESRAD 的運算有兩種方式，分別為機率性分析與確定性分析，確定性分析各參數是以單一數值輸入，得到單一的劑量結果；而機率式運算則是輸入參數分佈，評估出的劑量結果也就具有一範圍，而本公司對於廠址特定參數將取其對應數值，無法確認廠址特定數值之參數，則以分布輸入，並以 NUREG-1757 建議之 Peak of mean 方式，於劑量分佈結果中選取一保守值，作為 DCGL 推算之劑量。

3.(1)依據 MARSSIM 偵檢流程圖，具備參考的 DCGL 數值後於範圍偵檢階段區分出第三級區域，本計畫第四章內文「DCGL 之推導將於未來電廠除役時，進行範圍偵測之前執行」，此段敘述可理解為通論性的作法，而本章執行之偵檢定位上較接近 MARSSIM 流程中的範圍偵檢。另外比照核一廠除役重要管制事項，核二廠亦須提出輻射特性調查計畫（含 DCGL 推導）送主管機關審查，為配合管制事項，現行做法 DCGL 的推算是在輻射特性調查計畫呈現。為避免疑惑並且與現行做法一致，將修正本敘述為「DCGL 之推導將於未來電廠除役時，於輻射特性計畫中提出」。詳細請參考附件 04-009-03-B。

(2) 第一次審查意見回覆「建物不外釋」之意義為建物拆除不留用，而非建物不外釋仍留用，依本計畫之規劃，受輻射影響之建物在地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，地表下方 1 m 以下之結構表層視為土壤一部份，經偵測確保低於 DCGL 值，則予以保留。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落： 本章第二、(三)、5 節

第 3 回合審查意見

3. 輻射特性調查作業計畫含導出濃度指引基準(DCGL)，於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核，並將輻射特性調查報告提報主管機關審核。本項應依承諾回饋到除役計畫第 6 章除役時程，並列入重要管制事項。

除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

3. 依本計畫第六章之圖 6-1 之時程規畫預定於 114 年 12 月 31 日用過核子燃料

搬移至第一期乾式貯存設施，本公司預定輻射特性調查作業期程為 114 年 1 月 1 日至 116 年 12 月 31 日。由核一廠除役經驗回饋，因輻射特性調查計畫範圍、調查內容、偵檢分類、取樣設計等皆需嚴謹且詳盡規劃、因應廠址特性不同調整並與大會完成充分溝通，故規劃核二廠較核一廠寬裕之輻射特性調查計畫準備期。而提報時程將遵照大會意見於輻射特性調查作業 6 個月前(113 年 7 月 1 日前)提報主管機關審核。若因非可抗力因素導致爐心燃料完成清空之時程變更，本公司將向大會提出變更輻射特性調查計畫之作業期程。本項承諾已依委員意見回饋到除役計畫第 6 章除役時程(詳附件 04-009-03-C)，將「輻射特性調查」時程調整為 110 年 12 月 28 日至 116 年 12 月 31 日，其細部時程規畫為 110 年 12 月 28 日至 113 年 6 月 30 日準備及撰寫輻射特性調查計畫；113 年 7 月 1 日至 113 年 12 月 31 日提報及修訂輻射特性調查計畫；114 年 1 月 1 日至 116 年 12 月 31 日執行輻射特性調查作業。

審查總結回合意見

3.同意答覆。

意見編號	04-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21、C02	第 4 章 二(三)	4-10	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-10 頁，二(三)5 使用 RESRAD 系列程式進行 DCGL 的推算時，除了使用程式預設參數值之外，是否有發現屬於核二廠特有的關鍵參數？ 2. 第 4-10 頁，二(三)5 除役計畫審查導則中(Derived Concentration Guideline Level)專有名詞術語為”導出濃度指引基準“，而非計畫書中所採用之”導出濃度指引水平“，請修正。 DCGL 由 RESRAD 程式推估所得，建議對程式中的參數加以說明，並依靈敏度進行分類闡述，以確保符合法規要求。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.根據核一廠及國外電廠經驗，RESRAD 眾多參數中與廠址特性較為相關者為物理型參數，其與廠址的水文地質、氣象條件相關，初步審視核二廠的廠址					

關鍵參數也會包含污染帶面積、污染帶土壤密度、風速及降雨量等。 2.(1)參考國家教育研究院的雙語詞彙、學術名詞暨辭書資訊網中保健物理辭典之 level 的中譯為水平，另「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」亦採用導出濃度指引水平，建請不修訂。2.(2)依委員建議，本公司未來產出的報告，有關 RESRAD 程式所推估的參數將加以說明。					
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 2 回合審查意見					
2.台電公司同意未來要對 RESRAD 的參數，加以說明，本項列入後續追蹤。DCGL 中文術語，請遵循核子反應器設施除役計畫審查導則內容辦理。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見					
2.依審查意見修訂為「導出濃度指引基準」。詳細請參考附件 04-010-02-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： 本章第二、(三)、5 節					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	04-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、S21、C02	第 4 章 二(四)	4-11~ 4-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-11 頁，二(四)1 輻射儀器需說明效率、適用能量範圍、準確度等，以供偵測時之選擇，例如其靈敏度可偵測到環境變動之儀器，或以手提式污染偵檢器以供偵測 hot spot。 除役過程中，反應器中之燃料及用過核燃料未移出，而偵測作業項目，並未包含中子劑量偵測，建議進行中子偵檢及評估。 2. 第 4-11 頁，二(四) 偵檢儀器之選擇應視現場情況採用適當的偵檢儀器。偵檢儀器是否為除役單位自有，建議相關儀器須經過實驗室認證確保度量正確性；另在表 4-4 中，有許多測量須送 INER 實驗室進行，是否有簽訂測量合約，以確保日後可順					

利進行測量作業。

3. 第 4-12 頁，二(四)1(2)C

文中提及：「…靈敏度約為每 150 cps/ μ Sv/h(662 keV 光子、Cs-137)」。建議修正為：「對 Cs-137 射出的 662 keV 光子之靈敏度約為每 150 cps/(μ Sv/h)」，其他類似敘述與單位表示方式請一併修正。

4. 第 4-12 頁，二(四)1(2)B

導致陽極接收到的電子數倍增 10^6 到 10^7 倍，放大電子脈衝訊號，不同的倍增系統具有不同的放大率，請描述此計畫所使用的系統為何？

第 1 回合審查意見答覆

1.(1)各儀器效能與適用範圍等已於本章第二、(四)節說明，包含(1)現場輻射偵測儀器如蓋革計數器與碘化鈉閃爍偵檢器；(2)實驗室分析儀器如(1)純鍺偵檢器、低背景氣流式比例計數儀與液體閃爍計數儀。另現場量測時儀器功能正常且介於有效校正週期內。舉例蓋革計數器說明如下：

(i)6112B 能量範圍：80 keV ~ 2 MeV，偵測範圍：0.01 mSv/h ~ 10 Sv/h。

(ii)FH40 F2/F4 能量範圍：45 keV ~ 1.3 MeV，偵測範圍：0.5 μ Sv/h ~ 10 mSv/h。

(iii)RDS-30 能量範圍：48 keV ~ 1.3 MeV，偵測範圍：0.01 μ Sv/h ~ 100 mSv/h，高靈敏模式中，靈敏度為每個蓋革管發出訊號即提供一個脈衝；低靈敏模式中，脈衝速率為前者的 1/16。

(iv)SAPHYM miniTRACE：4.2 keV ~ 1.8 MeV，偵測範圍：0.01 μ Sv/h ~ 10 mSv/h。

1.(2)當燃料及用過燃料尚未移出時，平時皆保持在水下存放，以廠房例行偵測的經驗，預計中子造成之空間劑量非常低微，建議不需執行額外的偵測，但是於燃料移出或吊運時，將加強中子偵測以提供人員輻射防護。

2.除役計畫規劃階段之量測作業係由核研所依合約進行；未來除役階段量測作業依本公司規劃執行。

3.遵照辦理，修正為：「對 Cs-137 射出的 662 keV 光子之靈敏度約為每 150 cps/(μ Sv/h)」，其他類似敘述與單位表示方式請一併修正。詳如附件 04-011-03-A 所示。

4.本計畫使用之儀器為：RADEYE PRD、RADEYE PRD-ER。依據儀器官方網站之介紹說明，該碘化鈉偵檢器配有高品質的微型光電倍增管(high-quality microphotomultiplier)。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：本章第二、(四)、1 節

第 2 回合審查意見

1.反應器中之燃料及用過燃料未移出燃料池時，仍應進行中子偵檢作業。

4. 該碘化鈉偵檢器亦須送校，確保測量正確性與穩定性。

除以上第 1 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見回覆

1. 依核二廠大修停機時(反應器爐心及燃料池內有用過燃料)，設計上反應器內用過燃料產生之中子，絕大部分會被反應器中控制棒所吸收，且微量逃逸中子經過反應器之爐水、爐壁，以及生物屏蔽牆、乾井牆等厚重鋼筋水泥屏蔽衰減後，實務上已經偵測不到中子劑量；至於貯存於燃料池之燃料，由於其燃料格架壁使用 BORAL 材料，其內含之硼-10 亦能有效吸收中子通量，燃料廠房亦偵測不到中子劑量；因此除役期間在反應器爐心及燃料池內移出用過核子燃料作業，將執行中子偵測及使用中子佩章，以確保工作人員輻射安全。

4. 感謝審查建議，碘化鈉偵檢儀器皆於校正週期內，定期送核研所進行校正，列表如下。並檢附最近一期校正報告，請參考附件 04-011-04-B。

序號	設備名稱/型號 編號	校正類別	校正日期	校正週期	保管位置 或保管人
1	THERMO RAD-EYE PRDER 30244	劑量率	108.04.10	一年	林○國
2	THERMO RAD-EYE B20-ER 30529	CPS	108.04.12	一年	林○國

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見 編號	04-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、C02	第 4 章 二(四)	4-13~ 4-15	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-14 頁，二(四)3

最小可測活度段落中提及最小可測計數率(Minimum Detectable Counting Rate, MDCR)，在第 4-15 頁亦提及可接受最小可測量(Acceptable Minimum Detectable Amount, AMDA)。

上述 MDCR 是否與表 4-5~表 4-9 中又分別稱之為”最低可測值”、”最小可測量”及”MDA”等相同；請統一名稱，並於本文中說明其意義，且於第一次出現時於中文名稱後括弧附註英文全名及其縮寫。(第 4-20 頁亦有出現 MDA)

2. 第 4-15 頁，二(四)3

MDCR 和 MDA 的關係為何？

量測計數時間之背景計數率是如何取得的？

計算 MDCR 為何使用 95%/25%的正/錯偵測機率？實際使用的量測計數時間是幾秒？請舉計算範例說明。

3. 第 4-15 頁，二(四)4

分析實驗室應基於對品質的要求在有限的資源下，盡可能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。建議應”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。

第 1 回合審查意見答覆

1.MDCR 為針對手持式偵檢儀器現場量測最小可測計數率(單位：cps 或 cpm)，相關定義可參閱本章第二、(四)節說明；MDA 為實驗室儀器分析各類樣品(水樣、土樣...)之最低可測活度(單位：Bq/kg 或 Bq/L)，MDA 定義於環境輻射監測規範之環境試樣放射性分析及能譜分析最小可測量值評估方法有詳細說明。兩者定義不同。依委員建議並依據環境輻射監測規範，統一 MDA 之中文用詞為「最小可測量」。詳如附件 04-012-01-A 所示。

2.(1)如前 1 小題所述，兩者定義不同，並無關聯性。

2.(2)背景計數率為實際作業時量測之結果。

2.(3)目前除設計畫舉例之 95%/25%的正/錯偵測機率為透過國外研討會與廠商技術與經驗之交流所得的建議。現場輻射偵檢儀器實際使用的量測計數時間，不同儀器的量測時間有所不同；MARSSIM 建議使用二階段的掃描量測，即連續掃描監測與靜態定點量測。當第一階段掃描發生正感應(positive response)後，才會進行第二階段的靜態定點量測。第一階段觀測時間約在 1 至 2 秒，而第二階段的量測時間可達數十秒。現階段使用之現場儀器如 RADEYE PRD、RADEYE PRD-ER 約為數秒至數十秒，依建議補充計算範例如下。

最小可測計數率(Minimum Detectable Counting Rate, MDCR)計算舉例，引用自 MARSAME 第七章例題：

加馬劑量計算模式中，假設受影響的區域半徑為 28 cm 或約等於 0.25 m；以掃描速率為 0.25m/s 且每一秒觀測一次。典型的背景曝露率為 10 μ R/h，使用 137Cs 轉換因子 1,287 cpm per μ R/h(參見 7.11.4 節)，估算背景計數率為 12,870 cpm。使用下式，將背景值由 cpm 轉換成 cps，轉換結果背景為 214.5 cps。

$$b(\text{cpm}) \times \frac{1 \text{ min}}{60 \text{ sec}} \times i(\text{sec}) = \frac{1,287 \text{ cpm}}{1 \mu\text{R/h}} \times 10 \mu\text{R/h} \times \frac{1 \text{ min}}{60 \text{ sec}} \times 1(\text{s})$$

公式中：

b = 背景計數率 (12,870 cpm)

i = 觀測時間 (1 s)

採用NUREG-1507⁽⁹⁾的方法計算MDCR：

$$s_i = d' \sqrt{b_i} = 1.38 \times \sqrt{214.5} = 20.21 \text{ 計數}$$

$$S_{i, \text{surveyor}} = \frac{d' \sqrt{b_i}}{\sqrt{p}} = \frac{1.38 \times \sqrt{214.5}}{\sqrt{0.5}} = 28.58 \text{ 計數}$$

$$MDCR = s_i \times (60/i) = 20.21 \times (60/1) = 1,212 \text{ cpm}$$

公式中：

b_i 平均背景計數值(214.5 計數)

i ：觀測時間(1 s)

p ：偵檢者效率，NUREG-1507建議值為0.5至0.75，選用0.5為保守值

d' ：效能指數，引用自NUREG-1507⁽⁹⁾中表6.1；選用1.38，其代意義為95 %真的正感應、60 %假的正感應為可接受之偵測者效能指數

S_i ：觀測時間內所觀測到的射源淨計數的最小可測值

$S_{i, \text{surveyor}}$ ：非理想偵測者在觀測時間內觀測的射源淨計數的最小可測值

MDCR：最小可測計數率 (cpm)

MDCR_{surveyor}：非理想觀測者的MDCR (cpm)

- 3.依審查意見修訂如下，「分析實驗室應基於對品質的要求在有限的資源下，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。」詳如附件 04-012-03-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：本章第二、(三)、4 節；表 4-5、表 4-6、表 4-7(a)

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	04-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S21	第 4 章 二(四) 二(五)	4-16~ 4-17	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-16 頁，二(四)4					

輻射特性調查需取樣送實驗室進行分析，而樣品之活度濃度差異性很大，因此需設立不同活度之分析實驗室，分別計測以避免干擾，依表 4-4 並沒有高活度實驗室，如爐水，如何計測？而這些實驗室應獲得認證。

2. 第 4-17 頁，二(五)3

品保計畫之(9)紀錄管制段落中提及：C. 各項紀錄保存年限如下：

(1)量測分析紀錄表單，保存至除役完成後 10 年。

(2)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。

因二、(五) 3. 品保計畫之(7)段落中提及人員訓練，建議於上述紀錄保存年限增列人員訓練紀錄之保存年限。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依據實驗室認證規範，國內現階段並無高活度實驗室之認證程序。

本公司核能電廠與放射試驗室依據「測試領域中低活度核種技術規範」，針對低放射性廢棄物試樣（包括廢樹脂、濃縮廢液、廢液淨化殘渣、乾廢料、爐水淨化殘渣等）已建立分析能力並獲得 TAF 認證，為「中低強度放射性核種認證實驗室」，目前爐水樣品之分析由電廠環化組負責，低放射性廢棄物之分析由放射試驗室負責，因此爐水等較高活度樣品可以由「中低強度放射性核種認證實驗室」執行分析，本公司將妥善規劃除役過程中產生之中低活度放射性廢棄物之分析，如有超出分析範圍之樣品，將委託相關機構執行。

2. 依審查建議新增人員訓練紀錄之保存期限如下：「參考核一廠訓練資料保存期限規定：除游離輻射防護法施行細則第 5 條規定之訓練紀錄依規定至少保存 10 年外，除役計畫規範之訓練紀錄應保存 5 年。」詳如附件 04-013-02-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：本章第二、(五)、3 節

第 2 回合審查意見

1. 請補充說明超出中低活度放射性廢棄物分析時，受委託之分析機構。

2. 人員訓練紀錄之保存期限應依游離輻射防護法施行細則第 5 條規定之訓練紀錄依規定至少保存 10 年；刪除”除役計畫規範之訓練紀錄應保存 5 年。”

第 2 回合審查意見回覆

1. 本公司實驗室可運用稀釋處理的原則來使待測活度範圍介於儀器分析能力範圍內，此外，國內核能研究所針對加馬計測已有高活度/高劑量樣品作業能力，難測核種部分目前正在進行高劑量/活度樣品前處理設施建置，預定 109 年可完成，屆時可具備高活度/劑量樣品作業的完整能力。

2. 依建議重新修訂，原文為：「參考核一廠訓練資料保存期限規定：除游離輻射防護法施行細則第 5 條規定之訓練紀錄依規定至少保存 10 年外，除役計畫規範之訓練紀錄應保存 5 年」；重新修訂為：「人員訓練紀錄之保存期限依游離輻射防護法施行細則第 5 條規定，至少保存 10 年。」詳細請參考附件 04-013-02-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：本章第二、(五)、3 節

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	04-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、C02	第 4 章 三 三(一)	4-17~ 4-18	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-17~4-18 頁，三 放射性存量評估結果段落中(4-17 頁最後一行)提及：…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…；請補充說明此處比例因數之定義。 2. 第 4-18 頁，三 對於停機後才能做資料收集部分，請說明預定執行時程。 3. 第 4-18 頁，三(一) 運轉期間之廠址與廠外環境輻射監測，皆收集五年(102 年至 106 年)輻射安全季報。收集五年之數據是否足具代表性，且此五年的依據為何？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.比例因數為難測核種和易測核種的比例，透過量測取得易測核種活度後，可藉由比例因數計算出難測核種的活度。 2.參考除役計畫第六章之圖 6-1 除役過渡階段作業排程，廠址輻射特性調查將規畫於除役過渡階段執行；輻射特性調查作業計畫將於廠址輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。					

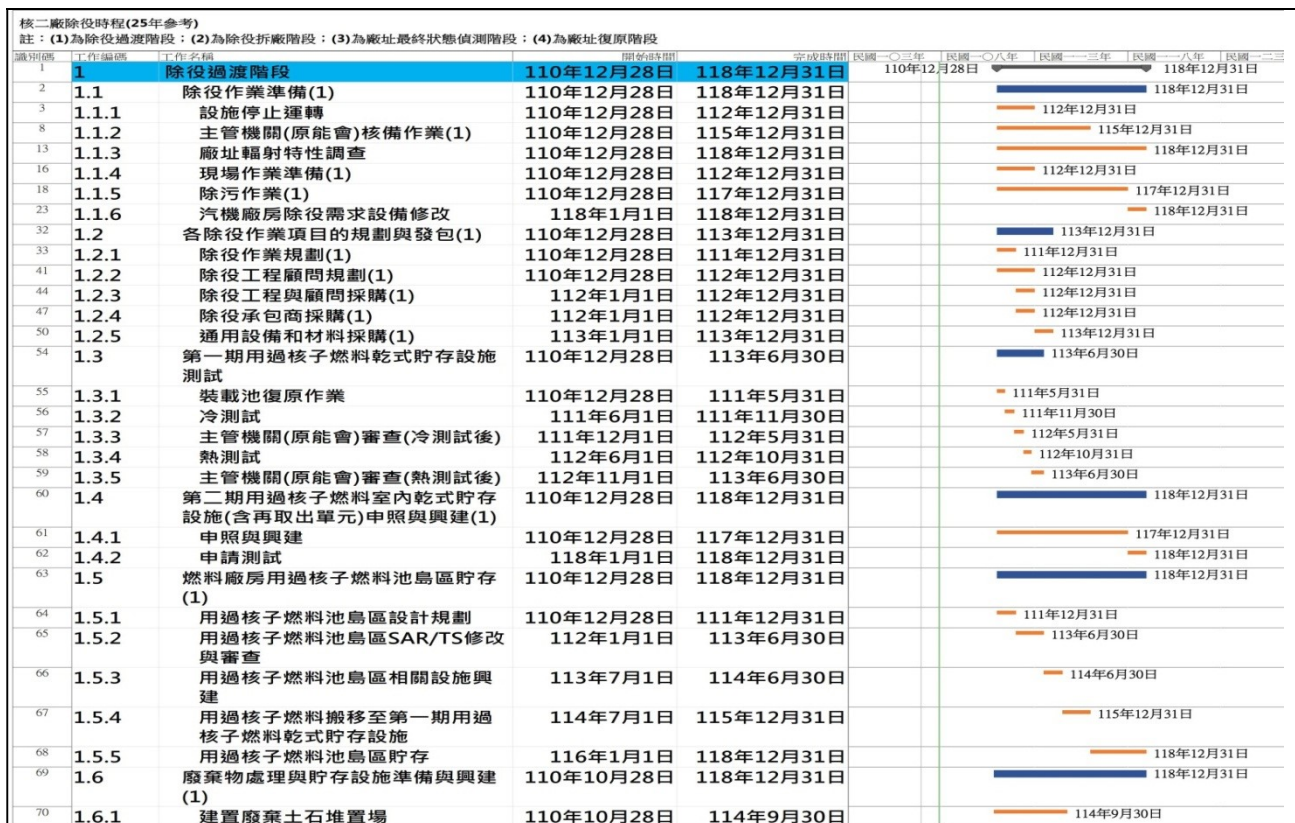


圖 6-1 除役過渡階段作業排程

3.依據環境輻射監測規範第十八條：「監測所測得之數據在輻射工作場所運轉正常條件下，取其近五年平均值與其三倍標準差(正負三倍標準差)為其正常變動範圍。」核二廠參考前述規範於數據分析時採用之時間長度，五年時間已具備參考性與代表性。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	04-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	第 4 章 三(一) 三(二)	4-19~ 4-32	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-19 頁，三(一)1

除了 105 年第 3、4 季單一測站量到極微量 I-131 核種，其原因為第 3 季

係工作人員醫療注射之排放尿液影響。請提供此工作人員醫療注射之相關資料(匿名)。若日後進行除役之工作人員有類似情況發生，該如何因應。

2. 第 4-20 頁，三(一)2

核二廠外之土樣皆含有 Cs-137 核種，可能是受到中國在 1972 年以前進行密集大氣核爆落塵的影響。除大陸密集大氣核爆落塵之影響，是否還受其他影響因素，建議做廣泛性評估。

3. 第 4-21 頁，三(二)1(2)

一號機各偵檢單元均測得空間劑量率，測值範圍介於 0.00007 ~ 0.043 mSv/h，平均劑量率與標準差為 0.00324 ± 0.01029 mSv/h。請說明為何測值範圍如此廣泛，且標準差大於平均劑量率甚多。在本章節中出現許多類似情形(如第 4-23 頁)，請說明之。

4. 第 4-27 頁，三(二)1 (20)

乾井區域有部份材料也受到中子活化。因此，預期此位置會有較高的輻射劑量率。請說明為何乾井區域部份材料會受到中子活化，另是否還有其他區域會受到中子活化之影響。

第 1 回合審查意見答覆

1. (1)於民國 105 年 8 月 25 日，當事人在基隆長庚醫院核子醫學科接受口服 7 毫居里 I-131 放射性同位素治療。

1.(2)避免日後工作人員有類似情況發生措施：

(i)自 105 年 8 月迄今，利用廠內各部門之組務會議，重複宣導提醒工作人員，做好自主管理策略：「有接受醫療注射之人員須主動告知保健物理部門，執行輻射偵測，如需要，須執行尿液管制。」

(ii)利用廠內各區域之門框輻射偵檢器輔助偵測，協助發現並提醒工作人員做好放射性醫療注射之自主管理。

(iii)如有故意或重複發生違反接受放射性醫療注射之自主管理者，將以輻射防護違規處罰，以達嚇阻效用。

(iv)自 105 年 8 月以來，未再發生類似情況。

2.核二廠外之土樣皆含有微量 Cs-137 核種(遠小於調查基準)，除核爆落塵之影響外，亦可能為核設施中 U-235 核分裂所產生的分裂核種，或當燃料護套受損時，即可能排放之核種，如：I-131、Sr-90、Kr-85、Cs-137 及 Cs-134 等。而核二廠外之土樣長年來僅測得 Cs-137 核種，分析環境試樣中的放射核種，並未測得其他分裂產物，即可據以分辨其來源非核設施造成。

3.劑量率測值範圍如此廣泛，且標準差大於平均劑量率甚多，主要是在不同空間位置進行輻射劑量率量測，造成劑量率測值範圍呈現廣泛的結果。大部分區域測值低，然而少數位置可能受現階段電廠尚未永久停機的影響而有略高的測值，形成各偵檢單元的輻射強度分佈不均，且發生標準差大於平均值的狀況。

4.核子燃料組件於運轉期間為極強的中子輻射源，故會造成鄰近的反應器壓力槽內部與生物屏蔽體之活化效應，然而通過生物屏蔽體之中子通量率已顯著

下降，但仍不排除於乾井區域或其他鄰近區域造成可能的活化現象，但可預期其活化程度會遠低於反應器壓力槽內部組件與生物屏蔽體。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	04-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、F11	第 4 章 三(四) 三(五)	4-33~ 4-41	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 4-37 頁，三(四)

然而本計畫執行期間適逢一號機大修完畢，二號機於 106 年 11 月之大修期間沒有適當的管線與閥件。請說明該計畫為何項研究，並附上相關案號及簡易之研究成果。

2. 第 4-38 頁，三(五)3

根據 R00300 偵檢包評估結果乙節略以：「…本區域之 1 號低放射性廢棄物貯存庫由 HSA 與輻射偵檢結果判定為受輻射影響區，增設編號為 R00300-1，以示區別。」

(1)建議於表 4-16 中，將 R 類偵檢包進一步區分為受影響或不受影響，以利辨別。

(2)既已增設編號 R00300-1 之偵檢包，是否代表 R00300-1 已從 R00300 區分出來？若是，請區別 R00300 與 R00300-1 之量測範圍與結果，並一同修正內文之圖表(如圖 4-13、表 4-16、表 4-17 等)。

3. 第 4-41 頁，三(五)

根據地下水監測井水樣分析結果乙段略以：「地下水監測井水樣分析結果如表 4-19 所示，地下水監測井 03、04、05、11 缺水，無法取得足夠水樣進行分析。…」

請說明前述 4 口監測井缺水狀況(如永久、長期或短期性)？及是否仍保有地下水監測功能？若監測功能喪失是否會影響地下水水樣分析的完整性？

第 1 回合審查意見答覆

1.本計畫係指本公司委託核研所執行核二廠除役計畫規劃案，為避免混餉，重新修訂本段敘述為「然而本次輻射特性調查執行期間適逢一號機大修完畢，」

詳如附件 04-016-01-A 所示。

- 2.(1)依建議於表 4-16 之可能受影響區標示紅底。詳如附件 04-016-02-A 所示。
- 2.(2)依建議於圖 4-12 與圖 4-13 新增 R00300-1 區域；於表 4-16 區分 R00300-1 輻射劑量率結果；於表 4-17 區分 R00300-1 區域的量測結果。詳如附件 04-016-02-A 所示。
- 3.表 4-19 之地下水監測井 03、04、05、11 缺水係執行廠址輻射特性調查期間取樣時缺水。另於表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果，取樣頻度為每月 1 次的資料顯示，仍保有地下水監測功能，且不影響地下水水樣分析的完整性。

表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果

監測點 核種	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
Mn-54	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Zn-65	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Zr-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
I-131	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Cs-134	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Cs-137	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果

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：本章第三、(四)節；圖 4-12、圖 4-13；表 4-16、表 4-17

第 2 回合審查意見

2.表 4-16 並未如答復說明 2.(2)區分 R00300-1 輻射劑量率結果，請再次修正表 4-16。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見回覆

2. 依建議重新修訂表 4-16，劃分 R00300-1 欄位。此外配合除役計畫第三章評估結果，劃分 R00300-2、R00400-1、R00500-1 與 R00500-2 等，總共劃分 5 處，並且增加土壤取樣與核種分析結果，詳細請參考附件 04-016-02-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：本章第三、(五)節；圖 4-11、圖 4-12、圖 4-13；表 4-16、表

4-17。
第 3 回合審查意見
2. 同意答覆，惟修訂後的表 4-16，其中 R00500-1 與 R00500-2 的輻射劑量率請補上區間符號「~」。
除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見回覆
依審查建議於修訂後的表 4-16 補上區間符號，如附件 04-016-02-C。
審查總結回合意見
2. 同意答覆。

意見編號	04-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、F11	第 4 章 四圖	4-43~ 4-63	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-43 頁，四 由於核二廠仍在運轉中，對於取樣位置之選擇有諸多限制，故無法得到完整資訊以建立比例因數。請說明，機組停機後多久可得到完整資訊以建立比例因數。					
2. 第 4-54 頁 (1)為何不將圖 4-5 廠址地下水核種濃度數據更新至 106 年？ (2)為何 Sump #3 北側深水井測站 105 年度第 4 季氙核種濃度相較於其他年度明顯上升？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.建立比例因數之確切時機須俟機組停機後且用過核子燃料退出爐心，並評估各系統運轉狀態進而分別取樣分析之情況下，方可建立比例因數。					
2.(1) 廠址地下水核種濃度數據更新至 105 年第 4 季，106 年起依主管機關(原能會)105 年 8 月 25 日會核字第 1050007865 號函核准之「核二廠地下水防護方案」之地下水監測改善規劃實施。詳細監測結果如表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果所示。					

表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果

監測點 核種	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
Mn-54	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Co-58	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Co-60	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Zn-65	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Zr-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
I-131	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Cs-134	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Cs-137	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

表 4-7 (b) 106 年廠址地下水監測結果

2.(2) 102 年至 105 年間廠址地下水取樣站為 Sump #1 南側深水井與 Sump #3 北側深水井，因 Sump 無法直接取水，須採間接式由 Sump 泵打水至地面溝渠，再取地下水樣，如此可能易受地面溝渠與環境影響，造成各季地下水氚核種濃度變化較大，最高值為 47.25Bq/L，仍遠低於調查基準 1100 Bq/L。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	04-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	第 4 章表	4-64~4-115	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-64 頁表 4-1 之各欄位並未說明其表示內容之名稱，建議參考如表 4-2 第一行，增列各欄位名稱/說明。					
2. 第 4-66 頁關於 MDA 與 AMDA，MDA 應須小於 AMDA 才能符合法規要求。表 4-3 所列即為 AMDA 相關要求，其中 I-131(水樣)及 Ba-140(水樣)之 AMDA 分別為					

0.1 及 0.4；但表 4-5 廠址水樣監測結果之 I-131 及 Ba-140 之 MDA 卻分別為 0.212 及 0.711，其 MDA 均大於 AMDA；同樣在表 4-7(a)廠址地下水監測結果中，I-131 之 MDA 為 0.97 (>0.1)。上述數據結果應如何解釋，請予說明。

3. 第 4-68 頁

表 4-5~表 4-9 以及表 13、表 15、表 17~表 19 中，小於最低可測值或 MDA 之符號，在不同表中，有些以「—」表示，有些以「---」表示，有些又以「-----」或「--」表示；雖然在不同表中出現，建議儘量以相同符號表示。

4. 第 4-72 頁

表 4-8 中有些檢測結果以「NA」表示，且僅於註中表示其「NA」意為未分析此核種，請補充說明為何未分析該核種之原因。

第 1 回合審查意見答覆

1.表 4-1 為核二廠輻射區域管制劃分表，係直接引用已送原能會核定之「核二廠輻射防護計畫」表格，建請不特此增加欄位名稱/說明。

2.核二廠於輻防計畫內訂定監測區試樣放射性分析可接受最小可測量(AMDA)要求，其中關於水樣(I-131)之 AMDA 為 0.3Bq/L、水樣(Ba-140)之 AMDA 為 1.2 Bq/L，均大於表 4-5 與表 4-7 廠址水樣監測之 I-131 及 Ba-140 之 MDA。核二廠監測區試樣放射性分析可接受最小可測量如下表。

台灣電力公司核能發電相關設施監測區試樣放射性分析
可接受最小可測量(AMDA)要求

核種	空氣樣之 AMDA (mBq/m ³)	水樣之 AMDA (Bq/L)	草樣之 AMDA (Bq/kg-wet)	土 樣(污泥)之 AMDA (Bq/kg-dry)
錳-54	1.8	1.2	1.5	9
鐵-59	3.6	2.1	2.7	18
鈷-58	1.8	1.2	1.5	9
鈷-60	1.8	1.2	1.5	9
鋅-65	4.5	2.7	3.0	21
鋇-89	3	0.3	3.0	—
鋇-90	3	0.3	3.0	30
鉛-95	3	2.1	2.7	18
鈮-95	3	2.1	2.7	18
碘-131	1.5	0.3	1.2	9
銫-134	1.8	1.2	1.5	9
銫-137	1.8	1.2	1.5	9
銣-140	6	1.2	3.0	30
鐳-140	6	1.2	3.0	30

3.依審查委員建議儘量以相同符號表示，統一修訂相關符號為「—」。詳如附件 04-018-03-A 所示。

4.針對未來核能二廠將於現有一、二號機組北方空地增建之用過核燃料中期貯存設施，自 100 年起比照核能一廠，保守考量其可能發生意外事故之放射性核種擴散途徑，故於廠址東北東方設置土壤監測站並僅執行長半衰期關鍵核

種 Pu-239 分析，以作為用過核子燃料中期貯存設施運轉前之背景調查資料。					
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：表 13、表 15、表 17~表 19					
第 2 回合審查意見					
2.表 4-7 (a) 廠址地下水監測結果 I-131 之 MDA 為 0.97 高於水樣 I-131 之 AMDA: 0.3 (Bq/L)，回覆部分似乎仍無法解釋發生 MDA>AMDA 之情形。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
2. 經查該筆資料為核二廠 103 年 5 月份本公司放射試驗室分析之地下水樣品，數值無誤。有關廠址地下水監測結果 I-131 之 MDA 為 0.97 Bq/L 高於水樣 I-131 之 AMDA，本公司檢討結果如下：					
(1)因核種計測 MDA 公式係考量取樣至計測時刻之時間，且 I-131 之半衰期僅 8.3 天，本室水樣樣品計測皆列為優先執行項目。					
(2)經查 103 年因應日本福島事件影響，本公司配合經濟部執行全國水庫水質放射性檢測，導致水樣樣品過多，造成排程較為困難。該筆樣品因排程造成(5/7 日取樣，5/29 計測)時間較長，導致 MDA 較大。					
(3)103 年本公司針對委託樣品 MDA 管制係以人工比對方式進行，易造成疏漏情形，本室 106 年新開發之環測資訊管理系統已將委託樣品納入管制，日後應可避免此狀況發生。					
(4)廠址地下水監測結果 I-131 之 MDA0.97 Bq/L 雖高於水樣 I-131 之 AMDA 值，但並未超過查驗值 2Bq/L。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否					
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否					
修訂章節段落：					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	04-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21、F11、C02	第 4 章	4-64~	結案

			表	4-115	
第 1 回合審查意見					
1. 第 4-72 頁 針對表 4-8 廠外環境土樣監測結果，沉積物土壤 Pu-238 與 Pu-239 分別測得濃度 0.0218、0.12 Bq/kg，台電公司說明與全國環境土壤中銻放射性核種背景含量調查結果相當，請說明背景取樣位置及測值。 2. 第 4-102, 4-103 頁 表 4. A-2B 空間劑量率單位有誤，請修正。 3. 第 4-103 頁 請確認各類量測數值之單位及數據是否正確，如表 4. A-2 B 類偵檢包空間劑量率單位欄部份顯示為 Sv/h，部份則為 $\mu\text{Sv/h}$。 4. 第 4-106 頁 表 4. A-1、4. A-2，α、β 表面污染均以 <MDA 表示，而表 4. A-4、表 4. A-5 表面污染中，α <MDC、β <MDA 其原因為何？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.依行政院原子能委員會核能技術處，輻射事故緊急應變管制技術發展研究計畫 103 年成果效益報告第 15 頁，全國環境土壤中銻放射性核種背景含量皆在 1 Bq/kg 以下。 2.感謝委員意見，此為格式錯誤，重新修訂如下：(Sv/h) $\rightarrow$ ($\mu\text{Sv/h}$)。詳如附件 04-019-02-A 所示。 3.感謝委員意見，此為格式錯誤，重新修訂如下：(Sv/h) $\rightarrow$ ($\mu\text{Sv/h}$)。附件如同 04-019-02-A 所示。 4.感謝委員意見，此為筆誤，重新修訂如下：(α <MDC) $\rightarrow$ (α <MDA)。詳如附件 04-019-04-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：附錄. 表 4. A-2；附錄. 表 4. A-4、附錄. 表 4. A-5					
第 2 回合審查意見					
1. 答覆說明「全國環境土壤銻放射性核種背景含量皆在 1Bq/kg 以下」，這與除役計畫文中「沉積物土壤 Pu-238 與 Pu-239 分別測得濃度 0.0218、0.12Bq/kg . . . 與全國環境土壤中銻放射性核種濃度背景含量調查結果相當」。無法推論結果相當。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見回覆					

1. 依行政院原子能委員會核能技術處，輻射事故緊急應變管制技術發展研究計畫 103 年成果效益報告第 15 頁，內文摘述如下：「本會輻射偵測中心以傳統分析方法進行全國環境土壤中銻放射性核種背景含量調查，初步結果顯示全國背景活度皆在 1 貝克/公斤以下，以台灣北部及東部背景活度較高……以阿伐能譜儀進行計測，通常只能測定 ^{238}Pu 和 $^{239}+^{240}\text{Pu}$ ，無法分別測定 ^{239}Pu 和 ^{240}Pu 。」。

另重新查證環測報告之沉積土壤，核種 Pu-239 代表核種 Pu-239 + Pu-240。

因此，原文「沉積物土壤於大鵬國小測得 Pu-238 歷年最高值為 0.0218 Bq/kg；以及測得 Pu-239 歷年最高值為 0.12 Bq/kg，與全國環境土壤中銻放射性核種背景含量調查結果相當」重新修訂為「沉積物土壤於大鵬國小測得 Pu-238 歷年最高值為 0.0218 Bq/kg；以及測得 $^{239}+^{240}\text{Pu}$ 歷年最高值為 0.12 Bq/kg，比較全國環境土壤中銻放射性核種濃度背景含量調查結果，皆在 1 Bq/kg 以下」。詳細請參考附件 04-019-01-B。

一併修訂表 4-8 廠外環境土樣監測結果 (單位 Bq/kg)

土樣種類 核種	土壤	岸砂	沉積物 土壤	海底 沉積物	紀錄 基準	調查 基準
加馬能譜	-----	-----	NA	-----	---	---
Be-7	119	49.8	NA	11.1	---	---
K-40	408	231	NA	351	---	---
Co-60	-----	-----	NA	NA	3	110
Cs-137	7.0	-----	NA	-----	3	740
Tl-208	21.1	6.7	NA	6.3	---	---
Bi-212	30.7	9.2	NA	13.6	---	---
Pb-212	33.7	11.9	NA	17.1	---	---
Bi-214	27.6	14.1	NA	16.8	---	---
Pb-214	29.7	14.4	NA	15.1	---	---
Ra-226	90.4	38.2	NA	53	---	---
Ac-228	45.2	3.1	NA	19.2	---	---
Pu-238	NA	NA	0.0218	NA	---	---
$^{239}+^{240}\text{Pu}$	NA	NA	0.12	NA	---	---

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：本章第三、(一)節表 4-8。

第 3 回合審查意見

同意答覆。

第三回合新增審查意見

意見編號	04-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02	第 4 章		結案
第 3 回合審查意見					
1. 從核一廠除役計畫審查意見答覆，中子活化分析以分隔座標法 DORT 和 ANISN 分析結果與蒙地卡羅法 MAVRIC 平行驗證結果，高中子通量區無顯著差異，但邊界上下兩端差異可達 10 倍，請台電公司說明上下兩端差異的原因，並說明對未來除役過程人員劑量、廢棄物管理造成的影響及預訂因應措施。 2. 依核一廠除役計畫審查意見答覆，中子活化實際會以取樣分析驗證程式分析結果，惟核二廠與核一廠處境相同，於執照到期後爐心仍有燃料無法移除，請台電公司說明核二廠可以執行中子活化取樣分析之時程。					
第 3 回合審查意見答覆					
1. 有關上下兩端中子通量率差異可達 10 倍的原因係因三維合成法，在一維(R 方向) (ANISN)與二維(R-θ方向) (DORT)計算時，是使用爐心中層的材料組成與幾何，和有效燃料區上下兩端的材料組成與幾何大不相同，故三維合成法與三維蒙地卡羅(MAVRIC)計算在有效燃料區上下兩端之差異會稍大。雖邊界上下兩端之中子通量率之差異稍大，惟其遠離爐心的有效燃料區，經活化分析後廢棄物分類被歸類為 A 類，故對未來除役作業人員劑量及廢棄物管理層面之影響程度較低，未來以本公司鑽心取樣之實際測量結果作為人員劑量及廢棄物管理之依據。 2. 依據核二廠除役計畫第六章—「除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序」之時程規劃，俟用過核子燃料搬移至第一期乾式貯存設施，預定於 114 年 12 月 31 日爐心燃料移出反應爐後執行中子活化取樣分析。取樣作業之主要流程規劃包含：反應器壓力槽及其內部組件，以及可能受活化的生物屏蔽牆內側等，考量其輻射條件、工安與運轉歷程等；檢視取樣技術，包含 Scratch sample、Drill sample、Shuttle sample 與 Lens sample 等以及可取得性(Accessibility)規劃取樣數量與取樣點，另亦考量劑量條件下的最小準備與執行時間、以及取樣後樣品，樣品的處理與送實驗室進行分析等作業時間。					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意見編號	04-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02	第 4 章		結案
第 3 回合審查意見					
1. 請台電公司說明分析程式使用者使用經驗及認證要求。					
2. 請台電公司說明分析程式使用參數之合理性及計算過程品質保證措施。					
3. 請台電公司說明燃料破損效應對中子活化分析的影響及如何合理含括分析。					
第 3 回合審查意見答覆					
1. 本公司於編撰本計畫時，對實際執行分析程式之使用者而言，均已於過去相關計畫中操作過相同的評估程式，累積一定之評估分析經驗及數據詮釋能力；對新加入之評估分析人員，則均有接受評估分析程式之內部教育訓練，並留有內部教育訓練紀錄表，確認其具有執行相關程式之操作能力後，始得進程式運跑，惟其運跑結果需再由資深有經驗者確認其合理性。綜上，無論是資深具經驗者、或是新加入之評估分析人員，在執行專案計畫前，亦須通過專案小組負責人進行人員資格之審核與認定，並繕妥相關人員資格認定表單，使得進行專案計畫之各項評估分析作業。					
2.					
(1) 關於本計畫評估所引用之參數來源，於執行各項評估作業時，會先由工作小組負責人確認評估分析目的後，由操作人員蒐集評估所需資料，如環境輻射監測報告數據等，再由工作小組負責人進行雙重確認，以確保評估參數引用之正確性；對於具有不確定性之參數，如關鍵群體之佔用因數與核種活度，則會採用保守假設，並確認可滿足評估分析需求後，再據以執行輻射劑量評估。此外，對於各項計算作業，會由工作小組負責人另外指派專業審查人員負責審核，審核內容包含參數之合理性、假設之合理性、引用參考資料之正確性等。					
(2) 關於本計畫之輻射劑量評估計算過程之品質保證措施，本公司依據「台灣電力公司核能營運品質保證方案」之規範要求本案承攬商訂定「核二廠除役許可申請及除役作業規劃技術服務案品質保證方案」並依據此品保方案制訂分析作業程序書，以嚴格落實評估數據之品質保證。					
3. 破損燃料對反應器壓力槽及其內部組件之中子活化分析結果並無顯著影響，然其碎屑(debris)可能附著於壓力槽壁或循環系統內壁而形成活化腐蝕產物(CRUD)，如恰好位在鄰近爐心有效燃料區附近，才會間接受到中子活化之影響，故爐心燃料破損所造成的活化影響將不顯著。					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意見編號	04-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C02	第 4 章		結案
第 3 回合審查意見					
1. 難測核種比例因數之建置，請台電公司針對系統類別、取樣數量、檢測量能與需求人力等項目，加速積極規劃，並針對各核電廠之除役規劃與實際進度，建立各核電廠溝通機制，以利適時調整檢測量能與人力需求。 2. 難測核種 Pu-239 及 Pu-240，台電公司尚未建立分別鑑別能力，針對除役需求請提出因應或替代做法。 3. 電廠除役分析實驗室所需之最新技術能力、設備、儀器、人力等，即早完成規畫並儘可能提供支援，以利建立核電廠除役分析量能需求。					
第 3 回合審查意見答覆					
1. 本公司針對放射性廢棄物難測核種比例因數之建置，已由核一廠針對電廠系統類別、取樣數量等進行規劃，並對後續分析單位檢測量能與需求人力等項目，成立跨廠處的管理小組陸續進行規劃及分工。核二廠成立除役作業團隊，也已邀請核一廠專家參與，有效傳承核一廠執行經驗以及解決方案。 2. 一般超鈾元素(TRU)核種分析係經放射化學分離後，以阿伐能譜分析法定量，但因 Pu-239 及 Pu-240 之阿伐能峰部份重疊，故以阿伐能譜分析法定量時通常採用 Pu-239/240 活度加總的方式表示，國際間除核子物料管制相關特殊需求外，多以相同方式表達。因此，本公司對於廢棄物活度分類統計仍將維持 Pu-239/240 加總表示。 3. 經重新檢視本公司分析實驗室之技術能力、設備、儀器、人力，可滿足核一廠除役規劃之需求。後續本公司將視各核電廠除役之進程與需求，檢視或調整放射實驗室之技術能力、設備、儀器、人力，以滿足除役電廠的分析量能需求。					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

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 32 項，共 32 項)

意見編號	05-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15，S08，B01，B02，B08	五、一&五、三	5-1&5-28	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請說明本章與第七章意外事件之安全分析之異同之處。					
2. 請說明本除役計畫是否對於國外除役經驗中發生之意外，做過收集與分析，並將其考量於本計畫中？					
3. 本章內容提及有關除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式，視除役各階段之實際作業進程，持續辦理核二廠 FSAR 與運轉技術規範等持照文件之修訂。另依「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，除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前，針對運轉期間終期安全分析報告及運轉技術規範等電廠安全分析文件，有所規範。請說明修正核二廠 FSAR 與運轉技術規範之規劃和送審時程。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依據我國核子反應器設施除役計畫導則，除役計畫第五章“除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式”，應包含安全分析。另核二廠除役計畫第七章“除役期間預期之意外事件安全分析”，則依據原子能委員會核可之核一廠除役計畫第七章之內容，納入安全分析相關內容。第五章之安全分析主要考量用過核子燃料池安全，因此摘錄第七章用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件。					
2. 本公司在進行核一、二廠除役計畫第七章之研究時，已針對於美國已分析之除役意外事件案例進行評估，並考量於本計畫中。下表為美國各除役核電廠意外評估項目綜整。					
意外事件種類		電廠名稱		除役計畫安全分析	
Fuel-Related Accidents				用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件	
Cask or Heavy Load Handling Accident				重物落撞擊用過核子燃料池	
Cask drop into spent fuel pool	Haddam Neck				
Spent fuel shipping cask drop in the spent fuel pool	Maine Yankee				
Spent fuel cask drop	San Onofre, Unit 1				
Shipping cask or heavy load drop in fuel element storage well	La Crosse				

Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into pool	Big Rock Point	重物落撞擊用過核子燃料池
Drop of heavy object (cask) into spent fuel pool	Indian Point, Unit 1	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into spent fuel pool	Humboldt Bay, Unit 3	
Heavy load drop	Fort St. Vrain	
Spent Fuel-Handling Accident		重物落撞擊用過核子燃料池
Fuel assembly drop	Haddam Neck	
Fuel-handling accident	Trojan	
Fuel-handling accident	San Onofre, Unit 1	
Fuel-handling accident	Rancho Seco	
Spent fuel handling accident	Humboldt Bay, Unit 3	
Spent fuel handling event	Maine Yankee	
Fuel-assembly handling accident in the spent fuel pool	Yankee Rowe	
Spent fuel handling accident in fuel element storage well	La Crosse	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of Spent Fuel Pool Cooling		
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss of offsite power)	Big Rock Point	
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	

Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	失冷卻能力事件
Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		用過核子燃料池冷卻水流事件
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic; earthquake beyond design basis)	Haddam Neck	
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool water from pool rupture of unknown origin	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of cooling water	Yankee Rowe	
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	
Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Loss of Offsite Power		喪失廠外電源事件
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel cooling)	Big Rock Point	
Loss of offsite power (resulting in loss of water from the pool)	La Crosse	
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel pool cooling)	Rancho Seco	
Loss of power	Fort St. Vrain	
Temporary loss of offsite power (crane or hoist failure)	Trojan	
100% Fuel Failure		重物落撞擊用過核子燃料池
100% fuel failure	Indian Point, Unit 1	
100% fuel failure	Shoreham	
Simultaneous failure of fuel	Dresden, Unit 1	

assemblies		
Criticality		非預期臨界
Inadvertent criticality (misplaced assembly in pool)	Maine Yankee	
Criticality, stored spent fuel rearranged from seismic or other events	Humboldt Bay, Unit 3	
Accidents Involving Radioactive Materials (Non-Fuel-Related)		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Decontamination-Related Accidents		除污意外事件
Spray release during in situ decontamination of systems	Saxton	
Gross leak or accident during in situ decontamination (spray and liquid)	Trojan	
Decontamination of liquid spill	Three Mile Island, Unit 2	
Decontamination events	Yankee Rowe	
Accidental spraying of concentrated contamination with high-pressure spray	Three Mile Island, Unit 2	
Concentrated contamination spray	Three Mile Island, Unit 2	
Radioactive Material (Non-fuel) Handling Accidents		吊卸意外事件
Waste container drop	Pathfinder	
Waste container drop and rupture (containing activated concrete rubble)	Shoreham	
Dropping of filters or packages of particulate material	Trojan	
Dropping of contaminated components	Trojan	
Dropping of concrete rubble	Fort St. Vrain	
Dropping of concrete rubble	Trojan	
Packaging events	Yankee Rowe	
Materials-handling event	Yankee Rowe	
Steam generator load drop inside containment	Trojan	
Dropping the reactor pressure vessel	Pathfinder	吊卸意外事件

Dropping steam generator primary module	Fort St. Vrain	
Steam generator load drop outside of containment	Trojan	
Dismantlement-Related Accidents		拆除意外事件
Contamination release during accidental cutting of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Contamination release during accidental break of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of engineering controls during dismantlement of reactor cavity	Big Rock Point	
Contamination release during dismantlement of main coolant system loop	Yankee	
Dismantlement of RCS and safety injection piping without or with loss of local engineering controls	Saxton	
Absence of blasting mat during removal of activated concrete	Trojan	
Loss of HEPA Filters		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Rupture of contamination-control envelope; release of contamination on HEPA filter	Shoreham	
HEPA filter failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of integrity of portable filtered ventilation enclosure	Trojan	
Pressure-surge damage to filters during blasting of activated concrete bioshield	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during blasting	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during scarfing of contaminated concrete	Trojan	除役作業活動潛在之輻射意外事件

surfaces with jackhammer		
Loss of contamination-control envelope during oxyacetylene cutting of the reactor-vessel shell	Trojan	
Radioactive Gas Waste System Leaks		
Leaks and failures in radioactive waste gas system in radwaste decay tanks	Maine Yankee	廢氣處理系統之排氣管破裂意外
Leak or failure in radioactive waste gas system	Trojan	
Radioactive Liquid Waste Releases		
Liquid waste tanks rupture	Fermi, Unit 1	廢液處理系統之桶槽破裂意外
Storage tank rupture	Three Mile Island, Unit 2	
Liquid waste storage vessel failure	Saxton	
Postulated radioactive releases due to liquid tank failures	Trojan	
Liquid radioactive tank release	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid radioactive waste release to lake through cracks in building, earthquake-induced	Fermi, Unit 1	
Rupture of spent fuel pool, contents released to bay	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid waste discharge pumped to river without sampling	La Crosse	
Leaks and failures in radioactive liquid waste system	Maine Yankee	
Condensate storage tank contents pumped into ground during in-service leak test (actual event report)	Dresden, Unit 1	
Containment Breach (Open Penetration to Containment)		圍阻體破裂
Containment vessel breach, subsequent loss of contents to	Saxton	

air/water		圍阻體破裂
Open penetration - unfiltered pathway from containment	Three Mile Island, Unit 2	
Release of helium coolant	Peach Bottom	
Spent Resin Accidents		低放射性廢棄物包裝意外
Spent resin' handling accident (exothermic reaction during dewatering)	Haddam Neck	
Dropped resin vessel during removal from containment building	Saxton	
Low-level waste storage accident (resin liner drop)	Maine Yankee	
Release of resins from makeup and purification demineralizer	Three Mile Island, Unit 2	
Storage of spent resins	Big Rock Point	
Explosion and/or fire in ion exchange resins	Trojan	
Vacuum Filter Bag Ruptures		低放射性廢棄物包裝意外
Vacuum filter bag rupture during decontamination of spent fuel pool floor	Saxton	
Vacuum filter bag rupture during cleaning of the Reactor Building floor	Shoreham	
Vacuum canister failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of Electric Power		喪失廠電源事件
Loss of offsite power	Yankee Rowe	
Loss of offsite power	Trojan	
Loss of electric power with unknown scenario	Pathfinder	
Loss of offsite power affecting HEPA filters, etc.	Saxton	
Loss of Compressed Air		人為疏失
Temporary loss of compressed air	Trojan	
Loss of compressed air	Yankee Rowe	
Fire		火災
Fire	Dresden, Unit 1	
Fire	San Onofre, Unit 1	

Fire	Fort St. Vrain	火災
Fire	Indian Point, Unit 1	
Fire events (primarily those that could impact SFP cooling)	Big Rock Point	
Fire inside of containment	Three Mile Island, Unit 2	
Fire inside reactor vessel	Peach Bottom	
Fire inside stairwell	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in D-rings	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in reactor building or fuel handling building	Pathfinder	
Fire in boiler building	Pathfinder	
Fire in storage facilities	Yankee Rowe	
Fire in intermodal container of waste	Yankee Rowe	
Fire in combustible waste stored in yard	Saxton	
Fire in low-level radioactive waste storage building	Trojan	
Combustible waste fire in 208-L (55-gal) drum container	Shoreham	
Contaminated clothing or combustible waste fire	Trojan	
Contaminated sweeping compound fire (sawdust with oil and other additives, used to enhance collection of loose surface contaminants)	Shoreham	
Fire or other catastrophic event, initiator for residual sodium release	Fermi, Unit 1	
Explosion		爆炸
Explosion of liquid propane gas leaked from front-end loader in containment	Trojan	
Liquid propane gas explosion on front-end loader	Shoreham	
Liquid propane gas explosion caused by an accidental leak on front-end loader used in containment building	Saxton	

Oxyacetylene explosion in the containment building while cutting reactor coolant system piping and release of HEPA filter contents within portable enclosure	Saxton	爆炸
Oxyacetylene explosion and release of HEPA filter contents	Shoreham	
Explosion of oxyacetylene during segmenting of reactor vessel shell	Trojan	
Explosion event inside vapor container	Yankee Rowe	
Explosion inside area warehouse	Yankee Rowe	
Explosion of large fuel-oil storage tanks	Humboldt Bay, Unit 3	
Detonation of unused explosives in reactor cavity	Trojan	
Sodium interaction with water caused by water inflow through a crack in a tank	Fermi, Unit 1	
Onsite Transportation Accidents		低放射性廢棄物之貯存容器廠運送意外
Onsite transportation accident	Yankee Rowe	
Accidents Initiated in External Events		
Aircraft Crashes		飛機撞擊
Aircraft hazards	Big Rock Point	
Aircraft crashes	Trojan	
Aircraft impact	Yankee Rowe	
Floods		洪水 洪水
Flood	San Onofre, Unit 1	
Flood	Yankee Rowe	
Flood	Pathfinder	
Flooding	Saxton	
External flooding	Big Rock Point	
External flooding	Trojan	
Site flooding	Dresden, Unit 1	
Site flooding	Indian Point, Unit 1	
Site flooding	Peach Bottom	
Flood, seiches, and tsunamis	Shoreham	
Low Water		用過燃料池喪失冷

Probable minimum water level, from negative lake surge or seiche	Big Rock Point	卻能力事件
Wind		颱風
Tornadoes and extreme winds	Pathfinder	
Tornadoes and extreme winds	Trojan	
Tornadoes and extreme wind	Yankee Rowe	
Tornadoes and extreme wind	Saxton	
Tornadoes and wind	Big Rock Point	
Wind and tornadoes	La Crosse	
Wind and tornado missiles	San Onofre, Unit 1	
Tornados and hurricanes	Shoreham	
Natural disaster, tornado	Fort St. Vrain	
Earthquakes		地震
Earthquake	Big Rock Point	
Earthquake	Indian Point, Unit 1	
Earthquake	Pathfinder	
Earthquake	Trojan	
Earthquake	Saxton	
Earthquake	San Onofre, Unit 1	
Earthquake	Shoreham	
Earthquakes	Yankee Rowe	
Seismic events	Dresden, Unit 1	
Seismic event	La Crosse	
Volcanoes		火山
Volcanic activity	Trojan	
Lightning		雷擊事件
Lightning	Trojan	
Lightning	Saxton	
Lightning	Yankee Rowe	
Forest Fire		火災
Forest fires	Yankee Rowe	
Forest or brush fire	Saxton	
Freezing Temperatures		惡劣氣候
Freezing temperatures, loss of plant heating	Big Rock Point	
Freezing temperatures (actual accident)	Dresden, Unit 1	
Physical Security		人為破壞
Intruder event	Saxton	
Physical security breach	Shoreham	
Physical security breach	Pathfinder	

Offsite Transportation-Related Accidents		除役作業活動潛在 之輻射意外事件
Offsite transportation accident	Shoreham	
Offsite transportation accident	Yankee Rowe	
Transportation accident	Three Mile Island, Unit 2	
Truck carrying radwaste - fire	Pathfinder	
Truck and two intermodal containers, transportation accident with fire	Saxton	
Reactor pressure vessel railroad accident and fire	Pathfinder	
Reactor pressure vessel in the river during transportation by rail	Pathfinder	
Offsite radiological event (shipment of radioactive materials)	Saxton	工安意外
Hazardous Nonradiological Chemical Events		
Toxic chemical event (initiation for material handling event)	Saxton	
Toxic chemical event	Trojan	
Chemical combustion (from sodium-water interaction) and dispersal	Fermi, Unit 1	
Toxic chemical event, initiator for fuel-handling event	Trojan	

3. 核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見
2.(1)所提答覆說明綜整表所列項目，請說明與核二廠除役計畫所分析事件的異同。
2.(2)請針對第 2 回合審查意見後續答覆中列出之美國各除役核電廠已分析之除役意外事件案例，整體檢視該表之正確性，並進行必要之修正。
除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
2.(1) 綜整表之比對請見第 3 欄(column)，除役計畫第七章未考量圍阻體破裂

事件，這是因為在除役期間設備通道(Equipment Hatch)將會開啟，因此不符合除役之組態。除此之外，本章內容較前表多考量颱風、海嘯、土石流、飛機撞擊與人為疏失及輔助系統功能喪失事件。核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件安全分析除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。

2.(2)修正後如下表所示：

意外事件種類	電廠名稱	除役計畫安全分析
Fuel-Related Accidents		用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件
Cask or Heavy Load Handling Accident		重物墜落撞擊用過核子燃料池
Cask drop into spent fuel pool	Haddam Neck	
Spent fuel shipping cask drop in the spent fuel pool	Maine Yankee	
Spent fuel cask drop	San Onofre, Unit 1	
Shipping cask or heavy load drop in fuel element storage well	La Crosse	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into pool	Big Rock Point	
Drop of heavy object (cask) into spent fuel pool	Indian Point, Unit 1	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into spent fuel pool	Humboldt Bay, Unit 3	
Heavy load drop	Fort St. Vrain	
Spent Fuel-Handling Accident		重物墜落撞擊用過核子燃料池
Fuel assembly drop	Haddam Neck	
Fuel-handling accident	Trojan	
Fuel-handling accident	San Onofre, Unit 1	
Fuel-handling accident	Rancho Seco	
Spent fuel handling accident	Humboldt Bay, Unit 3	
Spent fuel handling event	Maine Yankee	
Fuel-assembly handling accident in the spent fuel pool	Yankee Rowe	
Spent fuel handling accident in fuel element storage well	La Crosse	

Loss of Spent Fuel Pool Cooling		
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss of offsite power)	Big Rock Point	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	
Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	
Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic; earthquake beyond design basis)	Haddam Neck	
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool water from pool rupture of unknown origin	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of cooling water	Yankee Rowe	用過核子燃料池冷
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	

Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	卻水流失事件
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Loss of Offsite Power		喪失廠外電源事件
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel cooling)	Big Rock Point	
Loss of offsite power (resulting in loss of water from the pool)	La Crosse	
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel pool cooling)	Rancho Seco	
Loss of power	Fort St. Vrain	
Temporary loss of offsite power (crane or hoist failure)	Trojan	
100% Fuel Failure		重物墜落撞擊用過核子燃料池
100% fuel failure	Indian Point, Unit 1	
100% fuel failure	Shoreham	
Simultaneous failure of fuel assemblies	Dresden, Unit 1	
Criticality		非預期臨界
Inadvertent criticality (misplaced assembly in pool)	Maine Yankee	
Criticality, stored spent fuel rearranged from seismic or other events	Humboldt Bay, Unit 3	
Accidents Involving Radioactive Materials (Non-Fuel-Related)		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Decontamination-Related Accidents		除污意外事件
Spray release during in situ decontamination of systems	Saxton	
Gross leak or accident during in situ decontamination (spray and liquid)	Trojan	
Decontamination of liquid spill	Three Mile Island, Unit 2	
Decontamination events	Yankee Rowe	

Accidental spraying of concentrated contamination with high-pressure spray	Three Mile Island, Unit 2	除污意外事件
Concentrated contamination spray	Three Mile Island, Unit 2	
Radioactive Material (Non-fuel) Handling Accidents		
Waste container drop	Pathfinder	
Waste container drop and rupture (containing activated concrete rubble)	Shoreham	
Dropping of filters or packages of particulate material	Trojan	
Dropping of contaminated components	Trojan	
Dropping of concrete rubble	Fort St. Vrain	吊卸意外事件
Dropping of concrete rubble	Trojan	
Packaging events	Yankee Rowe	
Materials-handling event	Yankee Rowe	
Steam generator load drop inside containment	Trojan	
Dropping the reactor pressure vessel	Pathfinder	
Dropping steam generator primary module	Fort St. Vrain	
Steam generator load drop outside of containment	Trojan	
Dismantlement-Related Accidents		
Contamination release during accidental cutting of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Contamination release during accidental break of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	拆除意外事件
Loss of engineering controls during dismantlement of reactor cavity	Big Rock Point	
Contamination release during dismantlement of main coolant system loop	Yankee	
Dismantlement of RCS and safety injection piping without or with loss of local	Saxton	拆除意外事件

engineering controls		
Absence of blasting mat during removal of activated concrete	Trojan	
Loss of HEPA Filters		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Rupture of contamination-control envelope; release of contamination on HEPA filter	Shoreham	
HEPA filter failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of integrity of portable filtered ventilation enclosure	Trojan	
Pressure-surge damage to filters during blasting of activated concrete bioshield	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during blasting	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during scarfing of contaminated concrete surfaces with jackhammer	Trojan	
Loss of contamination-control envelope during oxyacetylene cutting of the reactor-vessel shell	Trojan	
Radioactive Gas Waste System Leaks		廢氣處理系統之排氣管破裂意外
Leaks and failures in radioactive waste gas system in radwaste decay tanks	Maine Yankee	
Leak or failure in radioactive waste gas system	Trojan	
Radioactive Liquid Waste Releases		廢液處理系統之桶槽破裂意外
Liquid waste tanks rupture	Fermi, Unit 1	
Storage tank rupture	Three Mile Island, Unit 2	
Liquid waste storage vessel failure	Saxton	

Postulated radioactive releases due to liquid tank failures	Trojan	廢液處理系統之桶槽破裂意外
Liquid radioactive tank release	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid radioactive waste release to lake through cracks in building, earthquake-induced	Fermi, Unit 1	
Rupture of spent fuel pool, contents released to bay	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid waste discharge pumped to river without sampling	La Crosse	
Leaks and failures in radioactive liquid waste system	Maine Yankee	
Condensate storage tank contents pumped into ground during in-service leak test (actual event report)	Dresden, Unit 1	
Containment Breach (Open Penetration to Containment)		圍阻體破裂*
Containment vessel breach, subsequent loss of contents to air/water	Saxton	
Open penetration - unfiltered pathway from containment	Three Mile Island, Unit 2	
Release of helium coolant	Peach Bottom	
Spent Resin Accidents		低放射性廢棄物包裝意外
Spent resin' handling accident (exothermic reaction during dewatering)	Haddam Neck	
Dropped resin vessel during removal from containment building	Saxton	
Low-level waste storage accident (resin liner drop)	Maine Yankee	
Release of resins from makeup and purification demineralizer	Three Mile Island, Unit 2	
Storage of spent resins	Big Rock Point	
Explosion and/or fire in ion exchange resins	Trojan	
Vacuum Filter Bag Ruptures		

Vacuum filter bag rupture during decontamination of spent fuel pool floor	Saxton	低放射性廢棄物包裝意外
Vacuum filter bag rupture during cleaning of the Reactor Building floor	Shoreham	
Vacuum canister failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of Electric Power		**喪失廠外電源事件
Loss of offsite power	Yankee Rowe	
Loss of offsite power	Trojan	
Loss of electric power with unknown scenario	Pathfinder	
Loss of offsite power affecting HEPA filters, etc.	Saxton	
Loss of Compressed Air		**人為疏失
Temporary loss of compressed air	Trojan	
Loss of compressed air	Yankee Rowe	
Fire		火災
Fire	Dresden, Unit 1	
Fire	San Onofre, Unit 1	
Fire	Fort St. Vrain	
Fire	Indian Point, Unit 1	
Fire events (primarily those that could impact SFP cooling)	Big Rock Point	
Fire inside of containment	Three Mile Island, Unit 2	
Fire inside reactor vessel	Peach Bottom	
Fire inside stairwell	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in D-rings	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in reactor building or fuel handling building	Pathfinder	
Fire in boiler building	Pathfinder	
Fire in storage facilities	Yankee Rowe	
Fire in intermodal container of waste	Yankee Rowe	
Fire in combustible waste stored in yard	Saxton	

Fire in low-level radioactive waste storage building	Trojan	火災
Combustible waste fire in 208-L (55-gal) drum container	Shoreham	
Contaminated clothing or combustible waste fire	Trojan	
Contaminated sweeping compound fire (sawdust with oil and other additives, used to enhance collection of loose surface contaminants)	Shoreham	
Fire or other catastrophic event, initiator for residual sodium release	Fermi, Unit 1	
Explosion		爆炸
Explosion of liquid propane gas leaked from front-end loader in containment	Trojan	
Liquid propane gas explosion on front-end loader	Shoreham	
Liquid propane gas explosion caused by an accidental leak on front-end loader used in containment building	Saxton	
Oxyacetylene explosion in the containment building while cutting reactor coolant system piping and release of HEPA filter contents within portable enclosure	Saxton	
Oxyacetylene explosion and release of HEPA filter contents	Shoreham	
Explosion of oxyacetylene during segmenting of reactor vessel shell	Trojan	
Explosion event inside vapor container	Yankee Rowe	
Explosion inside area warehouse	Yankee Rowe	
Explosion of large fuel-oil storage tanks	Humboldt Bay, Unit 3	
Detonation of unused explosives in reactor cavity	Trojan	爆炸

Sodium interaction with water caused by water inflow through a crack in a tank	Fermi, Unit 1	
Onsite Transportation Accidents		低放射性廢棄物之 貯存容器廠運送意 外
Onsite transportation accident	Yankee Rowe	
Accidents Initiated in External Events		
Aircraft Crashes		飛機撞擊
Aircraft hazards	Big Rock Point	
Aircraft crashes	Trojan	
Aircraft impact	Yankee Rowe	
Floods		洪水
Flood	San Onofre, Unit 1	
Flood	Yankee Rowe	
Flood	Pathfinder	
Flooding	Saxton	
External flooding	Big Rock Point	
External flooding	Trojan	
Site flooding	Dresden, Unit 1	
Site flooding	Indian Point, Unit 1	
Site flooding	Peach Bottom	
Flood, seiches, and tsunamis	Shoreham	
Low Water		用過燃料池喪失冷 卻能力事件
Probable minimum water level, from negative lake surge or seiche	Big Rock Point	
Wind		颱風
Tornadoes and extreme winds	Pathfinder	
Tornadoes and extreme winds	Trojan	
Tornadoes and extreme wind	Yankee Rowe	
Tornadoes and extreme wind	Saxton	
Tornadoes and wind	Big Rock Point	
Wind and tornadoes	La Crosse	
Wind and tornado missiles	San Onofre, Unit 1	
Tornados and hurricanes	Shoreham	
Natural disaster, tornado	Fort St. Vrain	
Earthquakes		地震
Earthquake	Big Rock Point	
Earthquake	Indian Point, Unit 1	
Earthquake	Pathfinder	
Earthquake	Trojan	
Earthquake	Saxton	

Earthquake	San Onofre, Unit 1	地震
Earthquake	Shoreham	
Earthquakes	Yankee Rowe	
Seismic events	Dresden, Unit 1	
Seismic event	La Crosse	
Volcanoes		火山
Volcanic activity	Trojan	
Lightning		雷擊事件
Lightning	Trojan	
Lightning	Saxton	
Lightning	Yankee Rowe	
Forest Fire		火災
Forest fires	Yankee Rowe	
Forest or brush fire	Saxton	
Freezing Temperatures		惡劣氣候
Freezing temperatures, loss of plant heating	Big Rock Point	
Freezing temperatures (actual accident)	Dresden, Unit 1	
Physical Security		人為破壞
Intruder event	Saxton	
Physical security breach	Shoreham	
Physical security breach	Pathfinder	
Offsite Transportation-Related Accidents		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Offsite transportation accident	Shoreham	
Offsite transportation accident	Yankee Rowe	
Transportation accident	Three Mile Island, Unit 2	
Truck carrying radwaste - fire	Pathfinder	
Truck and two intermodal containers, transportation accident with fire	Saxton	
Reactor pressure vessel railroad accident and fire	Pathfinder	
Reactor pressure vessel in the river during transportation by rail	Pathfinder	
Offsite radiological event (shipment of radioactive materials)	Saxton	
Hazardous Nonradiological Chemical Events		
Toxic chemical event (initiation for material	Saxton	

handling event)		工安意外
Toxic chemical event	Trojan	
Chemical combustion (from sodium-water interaction) and dispersal	Fermi, Unit 1	
Toxic chemical event, initiator for fuel-handling event	Trojan	

*與核二廠永久停機後電廠組態不同。

**有關第七章六、輔助系統功能喪失事件分析已於列表中敘明，如喪失廠外電源事件、人為疏失。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

2.(1)除役計畫第七章六、輔助系統功能喪失事件，包括電力系統、冷卻系統、壓縮空氣、通風及空調等輔助系統，上述答復說明及附表僅列出喪失廠外電源事件、人為疏失兩項，請考量核二廠爐心仍有燃料之情境，完整闡述與國外分析情境之差異。

2.(2)第 2 回合審查意見答覆” Loss of Spent Fuel Pool Cooling” 之 中文欄中有若干處顯示” 用過核子燃料池冷卻水流失事件”，與” Loss of Water from the Spent Fuel Pool” 之 中文欄” 用過核子燃料池冷卻水流失事件” 完全相同，容易造成混淆。例如: Yankee Rowe 之 Loss of spent fuel pool cooling water 與 Loss of cooling water 名稱不同且分別屬於兩種不同意外事件種類，然而，中文卻相同。仍請整體檢視該表之正確性，並進行必要之修正。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2.(1) 本計畫彙整國內與美國各除役電廠意外項目進行收集分析，綜整後考量於本計畫中，除了依表中之美國各除役核電廠已分析除役意外事件案例進行評估外，另也考量了輔助系統功能喪失事件與相關設備損壞導致喪失冷卻系統及喪失通風空調系統事件並進行分析，相關分析結果已納入第七章六、輔助系統功能喪失事件。輔助系統功能喪失事件之發生原因有許多可能性，電力系統功能喪失之原因，來自於喪失外電、相關電力設備損壞或人為操作不當；冷卻系統功能喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，壓縮空氣喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，通風及空調系統失效之原因，來自於系統無電力供給或人為操作不當。整理上述各個輔助系統功能喪失，共同原因來自於無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當。有關輔助系統功能喪失事件分析已於列表中敘明，如喪失廠外電源事件、人為疏失。

2.(2)		
Loss of Spent Fuel Pool Cooling		用過核子燃料池喪失冷卻能力
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	
Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	
Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss of offsite power)	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic; earthquake beyond design basis)	Haddam Neck	
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool	Humboldt Bay, Unit 3	

water from pool rupture of unknown origin		
Loss of cooling water	Yankee Rowe	
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	
Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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.同意答覆。		

意見編號	05-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	五、一	5-2、7-5、7-6	結案
第 1 回合審查意見					
第 5-2 頁倒數 2 行之描述為:「當沒有空氣過濾功能之條件下，於永久停機 30 d 時，如發生用過核子燃料吊卸之墜落意外，禁制區邊界之個人全身劑量為 0.10 mSv、甲狀腺劑量 109.38 mSv...」。另外，第 7 章之結果(第 7-6 頁)與上述第 5-2 頁之結果相同。 1.經查第 7 章之分析係使用該章參考文獻 8 之分析方法論(第 7-5 頁)，進一步查閱參考文獻 8，發現該方法論在進行用過核子燃料墜落意外分析時，有採計 SGTS 之過濾功能(詳參考文獻 8 之 2.3.1.2 節)。由於 SGTS 對於有機態及元素態放射性碘核種的過濾效果超過 95%，是否採計 SGTS 之過濾功能將大幅影響甲狀腺劑量之結果。請澄清用過核子燃料墜落意外分析是否採計 SGTS 之過濾功能。 2.請將上述用過核子燃料墜落意外劑量分析結果之佐證資料列入參考文獻並提供該資料供審查參考。 3.如劑量分析未採計 SGTS 之過濾功能，表示分析條件與參考文獻 8(經本會審查通過之分析方法論)不完全一致。請將所有與參考文獻 8 不一致之假設完整列出。					
第 1 回合審查意見答覆					

1. 參考文獻 8 之反應器廠房發生 FHA 有考慮備用氣體處理系統(Standby Gas Treatment System, SGTS)之過濾功能，燃料廠房發生 FHA 時與 SGTS 之過濾功能無關，而是與燃料廠房緊急通風系統之過濾功能有關，在核二廠除役計畫之用過核子燃料墜落意外分析假設為，當燃料廠房發生 FHA 時，以未考量燃料廠房緊急通風系統之過濾功能情況進行分析。

2. 審查意見所提之劑量評估報告，將於核二廠除役計畫完成審查，並依據審查意見做必要修訂後，依管制機關要求方式對外公開。

3. 假設不相同處表列如下，請參考。

編號	變數	數值	
		第 7 章參考文獻 8 之 4.2 節	本章之分析工作
1	燃料吊運時間	停爐後 24 小時	停爐後 1 天、7 天、30 天、60 天、90 天
2	FSB 緊急通風系統之過濾效率	95%	0%
3	放射性物質從大氣進入廠房之位置	MCRECS 之緊急取氣口	廢料廠房正常取氣口
4	放射性物質進入大氣之位置	FSB 緊急通風系統之排氣孔	FSB 緊急通風系統之排氣孔及 FSB 開孔處
5	計算 X/Q 之氣象數據	FGR-11 及 FGR-12 (Rev.0 版方法論)	102 年~106 年核二廠氣象資料
6	劑量轉換因子	ICRP-60 (Rev.1 版方法論)	ICRP-60

依據上述所列之分析假設差異來探討其保守度如下：

第 1 項

本報告採用之分析假設是為了找出除役期間開始吊運用過核子燃料最基本時間，並證明此時發生之用過核子燃料吊運意外事故不會造成超過管制標準，故採用靈敏度分析，與分析假設之保守度無關。

第 2 項

燃料儲存廠房緊急通風系統的過濾器是移除放射性核種的主要元件，本報告假設緊急通風系統沒有過濾功能(系統不可用或過濾器元件)，即過濾效率為 0%，是較方法論(參考文獻 8)更為保守的假設。

第 3 項&第 4 項

放射性物質進入大氣及從大氣進入廠房之位置與電廠運轉組態有關，與分析假設之保守度無關。

第 5 項

兩者都是根據 RG-1.23 要求使用近五年氣象數據，其差異是因為執行分析的時間不同，與分析假設之保守度無關。

第 6 項

本報告引用之方法論為「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 -反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運、控制棒掉落事故」第 0 版，其 DCF 來自於 FGR-11 及 FGR-12，與本報告相同。根據「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 -反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運、控制棒掉落事故」改版

為第 1 版及本報告之審查意見，本報告將改用 ICRP-60 之 DCF 進行分析，並更新報告，詳如附件 05-002-03-A 所示。本報告修訂前與修訂後之分析假設都與方法論相同，沒有保守度差異。

綜合上述保守度探討，本報告採用之分析假設較為保守。

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：

3.第五章第一、(一)、1.節

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見 編號	05-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S19、B02	五、一	5-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 裝載池復原的設計變更案作業時程為何?是否會影響用過核子燃料移出爐心的時程?					
2. 除役期間意外分析是否執行量化風險評估?各項意外事件分析量化風險評估的結果為何?請列表表示除役各階段之風險，並與加總後的總風險值做比較。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。					
3. 第 5-2 頁，在重物墜落撞擊用過核子燃料池意外事件分析中，所做的最嚴重假設情境為何?分析何以不假設重物墜落時造成所有用過核子燃料均受損?假設 160 根燃料棒受損之理由為何?其保守性和合理性為何?請進一步說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少。，裝載池復原時程細節本公司持續關注申請進度並持續討論。至於在運轉執照到期後尚未移出爐心之核子燃料，將於裝載池完成復原且用過核子燃料池具備足以容納所有尚未移除爐心之核子燃料所需空間時，再依規劃進行將所有核子燃料移出爐心之相關作業。					
2. 除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存，核二廠除役期間的核子燃料受損風險，與用過核子燃料池內核子燃料衰變熱的大小相關，如第 7 章					

表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間所示，

發生喪失冷卻時 距停機時間(d)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端 3 m 所需時間(h)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端所需時間 (h)	平均 水位下降速率 (m/h)
7	47.63	74.23 (3.1 天)	0.12
30	73.91	113.99 (4.7 天)	0.08
60	95.34	146.54 (6.1 天)	0.06
90	110.03	168.88 (7.0 天)	0.05
180	142.95	219.15 (9.1 天)	0.04
365	191.08	292.55 (12.1 天)	0.03

當永久停機時時間愈長，可反應的時間也愈長，因此，可以確認當用過燃料濕示貯存之每一個階段的風險將不會大於前一個階段的風險。

3. 核二廠除役計畫中用過核子燃料吊運事故的最嚴重假設情境為：

第一項：「開始吊運用過核子燃料的時候立即發生掉落意外，發生位置在吊運過程中的最高點，吊運及遭撞擊之用過核子燃料都是燃耗最高與徑向尖峰因子最大的燃料束，保守評估得到之最大受損 160 根用過核子燃料棒，受損用過核子燃料之燃料丸間隙內的全部放射性物質立即釋放到水池中。」

第二項：用過核子燃料池內的燃料束儲存之間存有間隙，吊運作業一次吊運一個燃料束且採用垂直吊運，掉落物之第一次高能量撞擊的最大有效面積為一個燃料束之橫切面，掉落物倒下之第二次低能量撞擊的有效面積為燃料束垂直切面，不會造成所有用過核子燃料都受損。

第三項：除役期間的用過核子燃料吊運作業與營運期間相同，故 FSAR 分析採用之保守假設(160 根燃料棒受損)也適用於除役期間。根據上述三項答覆，核二廠除役計畫用過核子燃料吊運事故相關輻射劑量評估，具有可接受的保守性及合理性。

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 2 回合審查意見

2."除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存"之敘述，應納入爐心有燃料、用過燃料池、乾式貯存等之風險部分。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6:爐穴滿水位)為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析。評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

第 3 回合審查意見
2. 用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提出。除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
2. 除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分： (1) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。 (2) 用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。 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：
審查總結回合意見
2. 同意答覆。

意見編號	05-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S19、C02	五、一	5-2~5-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-2 頁，「計算反應器停機 30 d 與 60 d 後，立即將全部用過核子燃料退出至用過核子燃料池，且立即將用過核子燃料儲存之監控及管理任務轉移到廢料廠房控制站，並開始進行用過核子燃料吊運作業」。請說明本章規劃反					

應器停機 30 天與 60 天後，計算設計基準事故 Bounding Case 時間的假設依據為何？

2. 第 5-2 頁，永久停機 30 d 時，禁制區&低密度人口區劑量引用「核子反應器設施管制法施行細則[2]」第 3 條之法規限値之 25%，第 5-3 頁永久停機 60 d 時，廢料廠房控制站內人員劑量引用美國聯邦法規第 10 篇第 50 章(Title 10, Part 50, of the Code of Federal Regulations, 10 CFR 50)附錄 A 一般設計準則 (General Design Criterion, GDC)19[3]之限値。請說明引用不同法規之原因及差異處。
3. 第 5-3 頁，「均可低於核子反應器設施管制法施行細則第 3 條之法規限値之 25% (法規限値即個人全身劑量 250 mSv、甲狀腺劑量 3 Sv)」。請說明 25% 源於特定法令規範或文件指引？
4. 第 5-3 頁，「核二廠永久停機後 60 天後開始吊運用過核子燃料，當發生重物墜落意外時，廢料廠房控制站人員接受之輻射劑量，可符合 SRP6.4...的要求」，請說明引述此段之目的為何？
5. 第 5-3 頁，請澄清與 SRP 15.7.4(1981 年發行)要求之規定的符合性。1981 年發行的版本對除役階段之用過核子燃料吊運意外事件情境的考量是否適用？
6. 目前所引用於第 5-2 頁及第 5-3 頁之劑量值是否均引述自 FSAR 第 15 章？

第 1 回合審查意見答覆

1. 本節主要目的是在證明除役期間發生之意外事故不會造成超過管制標準的情形，分析重點在於廠外禁制區邊界、低密度人口區外邊界及廢料廠房控制站人員接受劑量，在滿足前兩者之劑量接受準則的要求下，核二廠至少在反應器停機後 30 天才可以開始從爐心吊運燃料至用過核子燃料池，而在滿足最後一項之劑量接受準則的要求下，至少在反應器停機後 60 天才可以開始從用過核子燃料池吊運燃料，30 天及 60 天是經由劑量分析得到的數據。

2. 本章主要目的是在證明除役期間發生之意外事故不會造成超過管制標準的情形，分析重點在於廠外禁制區邊界、低密度人口區外邊界及廢料廠房控制站人員接受劑量，前兩者與最後一項的管制標準分別訂定於「核子反應器設施管制法施行細則」及「核子反應器設施安全設計準則」。本報告使用之廠外人員接受劑量的管制標準是我國「核子反應器設施管制法施行細則」第 3 條之法規限値之 25%，與美國及 FSAR 現行執照基礎相同。考量美國 10 CFR 50 附錄 A 之 GDC19 可涵蓋「核子反應器設施安全設計準則」及 FSAR 現行執照基礎的控制室人員接受劑量的管制標準，故採用之做為廢料廠房控制站人員接受劑量的管制標準。

3. 針對 EAB 及 LPZ 外邊界管制標準，在美國，與我國核子反應器設施管制法施行細則第 3 條相對等的法規通則是 10 CFR 100.11，USNRC 更在 SRP 15.7.4 訂定 FHA 的管制標準 (10 CFR 100.11 標準的 25%)，FSAR 目前的執照基礎也是 SRP 15.7.4。故本報告使用 SRP 15.7.4 及 FSAR 目前執照基礎為接受標準。

4. 本章主要目的是在證明除役期間發生之意外事故不會造成超過管制標準的情形，分析重點在於廠外禁制區邊界、低密度人口區外邊界及廢料廠房控制站

人員接受劑量，此段開始之內容旨在說明核二廠至少要在永久停機後 60 天候開始吊運用過核子燃料，若發生燃料吊運事故造成之廢料廠房控制站人員接受劑量不會超過管制標準。爐心存在核子燃料期間之控制室適居性議題可依據原子能委員會管制案件 GA-0-102-01 處理作業。

5. 在美國，管制單位允許核電廠採用較新的 AST 及其相對應之分析方法取得運轉執照或更新運轉執照，也有相對應之較新的 SRP 文件供 USNRC 參考，然國內目前核電廠執照基礎是 TID-14844，其相對應之最新 FHA 審查參考即為 1981 年的 SRP 15.7.4 R1。除役期間的用過核子燃料吊運作業與營運期間相同，故 FSAR 分析採用之保守假設可涵蓋且適用於除役期間的用過核子燃料吊運作業情境。

TID-14844 與 AST 相對應之分析方法的保守度差異，可以透過 RG-1.25 與 RG-1.183 比較得到，從碘核種的化學組成、池水/冷卻水對於碘核種除污係數及燃料間隙內放射性碘核種與惰性氣體含量等假設來看，是 TID-14844 使用之分析方法較為保守。

6. 5-2 頁/5-3 頁之劑量值是針對除役期間的發生用過核子燃料吊運作業意外情境的分析結果，根據「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 - 反應器廠房外主蒸氣管破裂、燃料吊運事故及控制棒掉落事故」，使用 RADTRAD 程式，依用過燃料池島區之規劃進行上述劑量評估，並非引述自 FSAR 第 15 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 2 回合審查意見

1. 答覆內容「意外事故」指的是那些，不會造成超過「管制標準」指的是什麼標準，「前兩者之劑量接受準則」該準則分別是多少劑量及法規出處，並請說明為何在在滿足前兩者之劑量接受準則的要求下，只要 30 天，而在滿足最後一項之劑量接受準則的要求下，則需要 60 天。

3. 請說明 FSAR 目前執照基礎，寫在哪一章節，並適當引述該段文字佐證。

除以上第 1、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 依本題原審查意見所述「第 5-2 頁，計算反應器停機 30 d 與 60 d 後，立即將全部用過核子燃料退出至用過核子燃料池，且立即將用過核子燃料儲存之監控及管理任務轉移到廢料廠房控制站，並開始進行用過核子燃料吊運作業。請說明本章規劃反應器停機 30 天與 60 天後，計算設計基準事故 Bounding Case 時間的假設依據為何？」回覆中的意外事故指的是用過核子燃料墜落用過核子燃料池。除役期間發生之意外事故不會造成超過管制標準的情形，分析重點在於廠外禁制區邊界、低密度人口區外邊界及廢料廠房控制站人員接受劑量，前兩者與最後一項的管制標準分別訂定於「核子反應器設施管制法施行細則」及「核子反應器設施安全設計準則」。本報告使用之廠外人員接受劑量的管制標準

是我國「核子反應器設施管制法施行細則」第3條之法規限値之25%，與美國及FSAR現行執照基礎相同。考量美國10 CFR 50附錄A之GDC19可涵蓋「核子反應器設施安全設計準則」及FSAR現行執照基礎的控制室人員接受劑量的管制標準，故採用之做為廢料廠房控制站人員接受劑量的管制標準。

3. 本計畫所分析的重物掉落事故是發生在燃料廠房，事故劑量分析是使用FSAR 15.7.4節方法，此方法的基礎列述於FSAR 15.7.4.5節，節錄內容如下所示：

“The analysis is based on USNRC Standard Review Plan 15.7.4 and USNRC Regulatory Guide 1.25. Specific values of parameters used in the evaluation are presented in table 15.7-7.”

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第3回合審查意見

1.同意答覆。

3.同意答覆。

意見編號	05-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、B02	五、一	5-4~5、5-59	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-4 頁，有關用過核子燃料池喪失冷卻能力事件:如何維持 SFP 冷卻能力是很重要的運轉任務，但『若事件發生在永久停機後 7d……用過核子燃料池將於 9.69h 後達到沸騰;永久停機後 30d…用過核子燃料池將於 15.32h 後達到沸騰; …..永久停機後 180d…用過核子燃料池將於 29.90h 後達到沸騰。』。請就運轉和維護層面說明從永久停機到 180 天後，核二廠的運轉維護作為為何?如何確保 SFP 的冷卻能力?以及喪失 SFP 冷卻有何應變作為?請說明在最嚴重的情境分析下，實際應變所需的時間是否足夠?					
2. 表 5-1 用過核子燃料池冷卻之運轉模式中，有些情境列出了備用系統，有些情境則沒有列出備用系統，請完整列出所有情境的備用系統。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 核二廠用過核子燃料池冷卻之設計，足以因應持照運轉期間爐心核子燃料填換之各種運轉組態需求，依據第二、(一)所述之系統運轉規劃，核二廠在持照運轉期間所有與用過核子燃料池冷卻與補水系統，將至少於永久停機					

180 天內繼續維持於持照運轉期間所要求的運轉或可用狀態，以維持用過核子燃料之安全性。參考核二廠斷然處置程序書其中的列置時間，其中用過核子燃料池補水部份屬於斷然處置啟動後 8 小時完成列置的斷然處置第二階段，因此在永久停機 180 天後，用過核子燃料池於 29.9 小時後達沸騰，依核二廠斷然處置程序書所述之，保守假設斷然處置啟動後 8 小時為應變所需時間，對比用過核子燃料池於 29.9 小時後達沸騰，有足夠的時間進行列置。為考量核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。

2. 依據核二廠除役計畫之規劃，RHR 系統及用過燃料池冷卻及淨化系統，均無單串停用之規劃，當一串子系統運轉時，另一串子系統必須依運轉要求，維持必要的可用狀態，表 5-1 所列永久停機後 30、60、90 及 150 天，為必須同時運轉兩串用過燃料池冷卻及淨化系統，才能提供足夠用過核子燃料池冷卻的運轉階段，為維持用過核子燃料池冷卻之可靠度，因此加註必須至少有一串 RHR 系統備用，以作為備用之用過核子燃料池冷卻。如下所示。

停機後 全爐退 出時間 (d)	用過核子 燃料池衰 變熱(MW)	用過核子燃料池冷卻之運轉模式	系統之移熱 能力(MW)
7	11.037	運轉一串餘熱移除系統	40.74
		一串餘熱移除系統備用	40.74
15	8.7406	運轉一串餘熱移除系統	40.74
		一串餘熱移除系統備用	40.74
30	6.9451	運轉兩串用過燃料池冷卻及淨化系統	7.970
		一串餘熱移除系統備用	40.74
60	5.3498	運轉兩串用過燃料池冷卻及淨化系統	7.970
		一串餘熱移除系統備用	40.74
90	4.6217	運轉兩串用過燃料池冷卻及淨化系統	7.970
		一串餘熱移除系統備用	40.74
150	3.8210	運轉一串用過燃料池冷卻及淨化系統	3.985
		一串餘熱移除系統備用	40.74
180	3.5498	運轉一串用過燃料池冷卻及淨化系統	3.985
		一串用過燃料池冷卻及淨化系統備用	3.985

365	2.6489	運轉一串用過燃料池冷卻及淨化系統	3.985
		一串用過燃料池冷卻及淨化系統備用	3.985

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1. 答覆說明僅針對用過燃料池喪失冷卻能力，請針對原問題"在最嚴重的情境分析下"提出有關喪失冷卻水情境的說明。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

如第五章第一、(一)、4.節用過核子燃料池冷卻水流失事件所述：

用過核子燃料池冷卻水流失事件引述自第七章、一、(四)節。用過核子燃料池冷卻水流失的原因，可能為用過核子燃料池穿越孔失效或是與用過核子燃料池相連管路破裂後，因虹吸效應而造成冷卻水流失。

用過核子燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料上方穿越孔失效與燃料下方穿越孔失效兩類，依核二廠用過核子燃料池設計，核子燃料池東池與西池燃料下方並無穿越孔。

通往用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道為一用過核子燃料池上方穿越孔，用過核子燃料池平時運轉時，閘門是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通；另外，用過核子燃料池的邊界有一閘門，該閘門由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，上方穿越孔亦沒有造成燃料池冷卻水流失的疑慮。

位於燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU、10"-15K、10"-15A、2"-15X、2"-15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10"-15K、10"-15A)及燃料池緊急補水管路(2"-15X、2"-15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相

較，仍有相當大的餘裕。

依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。本公司將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析。各項評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

第 3 回合審查意見

1.除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.

除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(1)爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。

(2)用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

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：

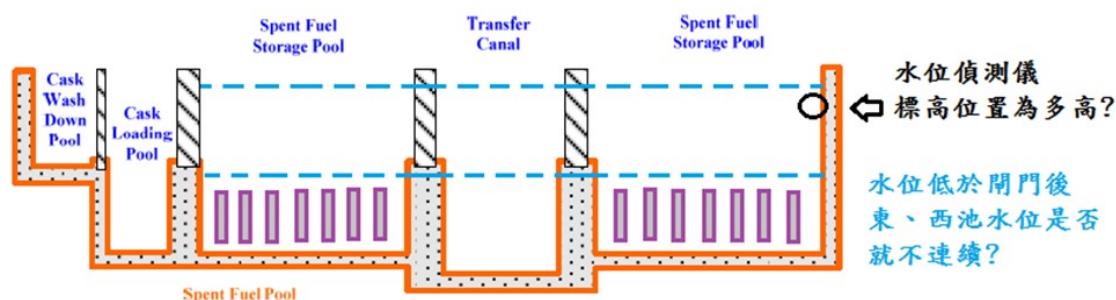
審查總結回合意見

1.同意答覆。

意見編號	05-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、S19、B08	五	5-5	結案

第 1 回合審查意見

- 第 5-5 頁之「4.用過核子燃料池冷卻水流失事件」內容，請將護箱裝載池區域 (包括復原前與復原後之情形)納入評析範圍，並考量東西池燃料上方穿越管之配置 (第七章、一、(四)節有相關說明，但也未涵蓋護箱裝載池區域)等，就冷卻水可能流失途徑及對用過燃料儲存安全之影響提出完整說明。
- 承上，第 3 段「通往用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道為一用過核子燃料池上方穿越孔，用過核子燃料池平時運轉時，閘門是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通」，其所述部分語意用詞若將使用於說明內容中，請再就下列事項考量修正之：
 - 「用過核子燃料池上方穿越孔」是否應為「用過核子燃料上方」。
 - 「用過核子燃料池」、「用過核子燃料儲存池」宜統一用詞。
- 核二廠用過核子燃料池有分東、西池，在建立用過核子燃料池島區及控制站時，其設備與儀器是否有考量分開監測？例如燃料池水位監測儀器設於東池，當西池發生破口事故造成西池用過核子燃料裸露，則有可能形成東池燃料池水位還高於燃料頂端，水位監測儀器無法及時判斷事故發生。如下示意圖，1、2 號閘門雖在已開啟連通狀況下，在水位低於閘門後，池水水位將發生不連續性。請補充說明水位監測儀器高程為多少？



第 1 回合審查意見答覆

1. 核二廠除役計畫第七章一、(四)節說明依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU、10" -15K、10" -15A、2" -15X、2" -15W與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU)有虹吸破壞裝置，確保發生管路斷管時，可以破壞管路虹吸現象，避免池水應虹吸效應而流失。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10" -15K、10" -15A)及燃料池緊急補水管路(2" -15X、2" -15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。因此，可以排除虹吸效應導致用過核子燃料池池水流失事件之可能。用過燃料池島區成立在護箱裝載池復原之後，護箱裝載池復原前之安全分析屬於核二廠燃料廠房三樓裝載池設備修改及安裝工作安全分析報告涵蓋。護箱裝載池復原且燃料池建置成為用過燃料池島區後，存放燃料區域與護箱裝載池將以水閘門隔離，同時護箱裝載池之洩水閥 115DBB01(二號機為 265DBB01)正常運轉為關閉狀態，有雙重保護避免池水經 2" -15DB 管路洩放。

在燃料池島區期間，假設水閘門發生洩漏同時護箱裝載池洩水閥 115DBB01(二號機為 265DBB01)誤開啟，其洩水量約為 260 gpm，考量燃料池島區的規劃之正常補水策略所使用的凝結水傳送泵(P-9A/B)之容量為 500 gpm，一台凝結水傳送泵即可以處理前述情境，同時所保留的 4 條外部補水路徑可提供 500 gpm 補水措施，可確保當前述事件發生時依然可以確保用過核子燃料池滿水，給予電廠工作人員有足夠的時間進行後續應變作為。

2. (1)東西池與傳送池間的通道屬於穿越孔，除此之外，任何與燃料池相接的開口皆屬於穿越孔，例如，凝結水系統補水至用過核子燃料池之管路，池壁上的開口供上述管路使用，亦屬於穿越孔。(2) 該處應為用過核子燃料頂部，修訂為「用過核子燃料頂部上方穿越孔」。(3)統一使用用過核子燃料儲存池，經查僅 5-5 頁使用用過核子燃料儲存池一詞並進行修訂。詳如附件 05-006-02-A 所示。

3. 當用過核子燃料池水位下降至燃料閘門底端後，確實會發生東池與西池不連通的狀況，本公司依審查意見考慮東池與西池之差異，計算時假設具有最大衰變熱之燃料棒均集中於東池或西池，並依據東池與西池之剩餘水存量，以永久停機後 180 天的衰變熱，進行評估第七章附件 7.A 表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間。評估果顯示，當具有最大衰變熱之燃料棒均集中於東池或西池時，用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間，將由原有分析的 219 小時提前至約 210 小時，雖未顯著影響評估結果，亦未影響除役計畫內各項系統設計與運轉之規劃，但本公司將依據審查意見，重新進行所有熱水流分析，並更新核二廠除役計畫第五章及第七章有關用過核子燃料池熱水流分析之內容。依據核二廠除役計畫第五章第二、(一)、3、(4)節之說明，除役期間用過核子燃料池將維持用過核子燃料池水位偵測儀器(現行用過核子燃料池運轉已有相關設備，建立島區需進行相關的設計變更)，並於用過核子燃料池島區設置用過核子燃料池低水位警報，以作為操作人員啟動外部緊急補水程序之依據，有關水位偵測儀之位

置，將滿足外部補水程序書之需求。詳如附件 05-006-03-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： 2.第五章第一、(一)、4.節； 3.第七章附件 7.A
第 2 回合審查意見
1.(1)答覆中說明"護箱裝載池復原且燃料池建置成為用過燃料池島區後，存放燃料區域與護箱裝載池將以水閘門隔離"，請說明如何管控此一措施？是否納入未來之程序書，以為遵循。 1.(2)請確實就各種可能情境與管路配置等提出分析，例如用過燃料池島區建立後，於進行將燃料吊運至護箱作業時，期間水閘門仍會開啟，必須將護箱裝載池之管路斷管納入分析。 1.(3)護箱裝載池復原前之分析請亦敘明(不應以由其他分析報告涵蓋為由，而不於除役計畫提出說明)。 3.請說明附件 05-006-03-A 中，圖 A-3 水位下降至燃料棒上方約 0.7m 左右時，為何水位下降速率突然增快？ 除以上第 1、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.(1)在核二廠護箱裝載池復原工程申請案中將進行護箱裝載池下方管線斷管之相關分析工作，並配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件。 1.(2)在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估報告，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析。 1.(3) 如第五章第一、(一)、4.節用過核子燃料池冷卻水流失事件所述：用過核子燃料池冷卻水流失事件引述自第七章、一、(四)節。用過核子燃料池冷卻水流失的原因，可能為用過核子燃料池穿越孔失效或是與用過核子燃料池相連管路破裂後，因虹吸效應而造成冷卻水流失。用過核子燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料上方穿越孔失效與燃料下方穿越孔失效兩類，依核二廠用過核子燃料池設計，核子燃料池東池與西池燃料下方並無穿越孔。通往用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道為一用過核子燃料池上方穿越孔，用過核子燃料池平時運轉時，閘門是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通；另外，用過核子燃料池的邊界有一閘門，該閘門由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，上方穿越孔亦沒有造成燃料池冷卻水流失的疑慮。位於燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池

水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU、10"-15K、10"-15A、2"-15X、2"-15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6"-15CQ、6"-15CS、6"-15CW、6"-15CY、6"-15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10"-15K、10"-15A)及燃料池緊急補水管路(2"-15X、2"-15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。

依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。本公司將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析。各項評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。

3. 假設發生用過核子燃料池喪失冷卻下且不進行補水，當用過核子燃料池水位下降至堰牆高度後，原本用過核子燃料池相互連通之東池、西池與燃料傳送池將被堰牆分隔開，造成原本是整個用過核子燃料池水一起蒸散，轉變為東池、西池各自之池水各自蒸散，使得水位因汽化而下降之速度快於水位還在堰牆之上之情況。

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 3 回合審查意見

1.(1)同意答覆，請台電公司納入自主管理項目。

1.(2)同意答覆，請台電公司納入自主管理項目。

1.(3)答復內容仍僅對東、西池部分說明，未就護箱裝載池復原前之狀況提出答覆。目前護箱裝載池目前係與東池連通，其等同於用過燃料貯存池，故應一併納入評析。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1) 關於核二廠護箱裝載池復原工程申請案中將進行護箱裝載池下方管線斷管之相關分析工作，並配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件，本公司將納入自主管理項目進行管控。 1.(2) 在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估報告，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析。本公司將納入自主管理項目進行管控。 1.(3) 護箱裝載池復原前，護箱裝載池所有穿牆孔(penetration)兩端之穿牆管路進行內、外雙重盲封。亦即於與池內壁相鄰之管路外端管口，使用盲板(blind plate)與管壁以封銲(seal weld)進行內盲封，因此無穿越管洩水之可能。在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析。以及配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。本答覆內容將修訂於第五章與第七章中，詳見附件 05-006-01-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：第五章、一、(一)節、第七章、一、(四)節
審查總結回合意見
1. 同意答覆，本項納入重要管制事項。

意見編號	05-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03	五、二、 (一)	5-6、5-11、 5-15、5-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-6 頁提到部分用過核子燃料進行乾式貯存，然而在第 5-24 頁時又提到用過核子燃料全數存放於燃料廠房三樓之燃料池。 2. 第 5-11 頁提到 4398 束用過核燃料池容量全數放滿，以及第 5-15 頁提到所有用過核燃料在除役初期均貯存於用過燃料池。 但未來並不是所有用過核燃料都能放在用過燃料池內，事實上要先經過移出部分的用過核燃料到乾式貯存設施內，用過燃料池才有空間放進最新自爐心移出的用過核燃料。故所有用過核燃料在除役初期無法均貯存於用過燃料					

池的 4398 束空間，需先扣除存放於乾式貯存設施內的用過核燃料。請修正報告內容。

(註:雖然存放於乾式貯存的用過核燃料衰變熱很低，在使用於分析變熱的大小時，如圖 5-1 所示並無顯著影響，請提出澄清說明。)

第 1 回合審查意見答覆

參考審查意見有關除役期間用過核子燃料池所貯存用過核子燃料之疑慮，第 5-15 頁“所有用過核子燃料在除役初期均貯存於用過核子燃料池，依據…”之文字敘述，將修訂為“所有在除役期間由爐心移出之用過核子燃料，均貯存於用過核子燃料池，依據…”；另 5-24 頁“…，此時用過核子燃料全數存放於燃料廠房三樓之用過核子燃料池進行貯存，…”將修訂為“…，此時所有未進行乾式貯存之用過核子燃料全數存放於燃料廠房三樓之用過核子燃料池進行貯存，…”。詳如附件 05-007-A 所示。

用過核子燃料池島區運轉前，裝載池必須先島區運轉前復原，裝載池復原過程中，先須將裝載池內的用過核子燃料先傳送到上燃料池進行暫存，裝載池復原完成後，開始進行乾式貯存作業，先由池中燃料選取符合條件的燃料進行乾貯作業，清出的空間必須能夠貯放爐心與上燃料池用過核子燃料，將清出一定的空間後，可以開始將上燃料池與爐心之用過核子燃料傳送至用過核子燃料池存放，實際過程在未來將詳述於裝載池復原的規劃，實際復原前，將報管制機關審查，核可後使得為之。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：

第五章第二、(一)、3、(3)節第 4 段與第二、(五)、3、(2)第 1 段

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	05-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、S19、 B03、C02	五、一	5-7~8	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-7 頁，請提供目前 SFP 冷卻能力的計算，以說明用過核子燃料池使用一串用過核子燃料池冷卻及淨化能力即足以證明能確保餘熱移除，且 RHR 系統不需提供用過核子燃料池衰變熱移除功能，故可停用 RHR 系統。					
2. 第 5-7 頁，用過核子燃料池島區整備期間;請說明永久停機 180 天後爐心的衰變熱為多少？					

3. 第 5-7 頁，用過核子燃料池島區運轉期間;請詳列計算說明「以海水為最終熱沉變更為以大氣作為最終熱沉」，此冷卻方式變更之保守性。
4. 第 5-7 頁，論及停用 RHR 系統。請澄清只要處於用過核子燃料池島區整備期間就可以停用 RHR 系統，還是處於用過核子燃料池島區整備期間，加上反應器永久停機 180 天後，此兩個條件均滿足才能停用 RHR 系統。
5. 第 5-7 頁，在反應器永久停機 180 天前，如所有燃料都已移至用過核子燃料池，且用過核子燃料池島區開始運作，則此狀況是否可以歸類為用過核子燃料池島區運轉期間？
6. 第 5-11 頁，「本計畫第七章依據美國核管會標準審查計畫(NRC Standard Review Plan, NUREG-0800[8])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」。燃料衰變熱計算方法是依據美國核管會標準審查計畫 NUREG-0800 之 ASB 9-2 衰變熱功率計算式，計算用過核子燃料在停機後不同時間的衰變熱；請說明本案分析符合該公式之適用條件、限制條件及保守度之情形。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依據第二、(一)、2.節之說明，每個用過燃料池冷卻及淨化系統熱交換器的熱移除能力約為 3.985 MW，另依據表 5-1 所示，用過核子燃料池在永久停機 180 天後所產生之衰變熱為 3.5498MW，此時用過核子燃料池產生之衰變熱功率將低於一串用過燃料池冷卻及淨化系統之設計熱移除能力，且系統移熱能力保有 10%的安全餘裕，本公司將對用過核子燃料池冷卻及淨化系統進行效能評估，確保該系統有足夠熱移除能力。根據上述分析，核二廠永久停機後依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。
2. 參考除役計畫第 7 章附錄 7.A 用過核子燃料熱水流分析，爐心的用過核子燃料衰變熱為 1.8215 MW。
3. 最終熱沉由原有之外部循環水系統改為以大氣作為最終熱沉的冷卻水塔及相關設備，並保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全。相較於持照運轉期間的外部循環水系統設計，以大氣作為最終熱沉的冷卻水塔及相關設備，以較簡潔的系統運作減少所需支援設備的數量，並以可控制水質的淡水取代海水做為熱移除之循環流體，同時保留與執照運轉相同具有兩串的用過燃料池冷卻水系統，每一串皆有其專屬於氣冷式冷卻水塔及循環泵，可以定性方式確認冷卻方式轉換的保守性。
4. 機組永久停機且爐心仍有燃料期間，RHR 系統仍具備爐心燃料冷卻之安全功能，依據核二廠除役計畫之規劃，機組必須於永久停機至少 180 天後，RHR 系統才具備停用之條件。核二廠永久停機後在 RHR 系統停用前將依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。

5. 依據第三、(一)、4.節有關除役期間用過核子燃料池補水之規劃，RHR 系統必須在永久停機後 180 天後，才具備停止運轉之條件，因此即使在反應器永久停機 180 天前，爐心所有燃料都已移至用過核子燃料池，用過核子燃料池島區將因 RHR 系統無法停用而無法開始運作，此時非用過核子燃料池島區運轉期間。核二廠永久停機後在 RHR 系統停用前將依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。

6. 有關用過核子燃料池之熱水流分析計算，係引用經原子能委員會核可之核一廠除役計畫中，所使用之 ASB 9-2 衰變熱計算公式，業界有關衰變熱計算有多種計算方式，不同衰變熱計算方式有不同的適用範圍，ASB 9-2 之計算方式，提供一項不確定因素(uncertainty factor, K)之參數，因此計算之結果較為保守($K=0.2$ for $0 \leq \text{停機時間} < 10^3$ 秒； $K=0.1$ for $10^3 \leq \text{停機時間} \leq 10^7$ 秒)，核二廠除役計畫於停機時間 10^7 秒後亦保守假設 $K=0.1$ ，因此可適用於用過燃料池所需長時間停機後之衰變熱計算。

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 2 回合審查意見

4.(1)答覆說明所述 RHR 系統停用前將提出變更申請，奉核定後據以實行，本項將列入後續重要管制事項辦理。

4.(2)表 5-8 為用過核子燃料池島區運轉期間需維持運轉之系統，表中未包括 RHR，表示用過核子燃料池島區運轉期間將停用 RHR。依據台電答覆，機組必須於永久停機至少 180 天後，RHR 系統才具備停用之條件。如果沿用目前表 5-8 之寫法，須針對用過核子燃料池島區運轉期間之進入時間點，增加一個必要條件：在滿足永久停機至少 180 天的條件後才允許進入用過核子燃料池島區運轉期間。如果不沿用目前表 5-8 之寫法，則須修訂表 5-8，針對機組必須於永久停機至少 180 天後，RHR 系統才具備停用之條件添加額外之注解，不論採用哪種方式，均須修訂報告內容。

5.答覆說明所述 RHR 系統停用前將提出變更申請，奉核定後據以實行，本項將列入後續重要管制事項辦理。

6.(1)依 ASB 9-2 衰變熱計算公式，該衰變熱計算來自分裂產物的衰變及重元素 (U-239、NP-239) 的衰變，請說明兩部分貢獻是否都已納入計算，並請說明是否已針對不同運轉週期之用過燃料束分別計算分裂產物的衰變熱及重元素衰變熱後加總，並請說明來自重元素運轉功率分率參數如何得到。

6. (2)第 5-11 頁，「本計畫第七章依據美國核管會標準審查計畫(NRC Standard Review Plan, NUREG-0800[8])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」。參考文件 8 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。

6. (3)請台電公司提供 ANS-5.1 及 ASB 之完整計算式。

除以上第 4~6 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

4.(1)

核二廠永久停機後依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

4.(2) 用過核子燃料池島區獨立運轉需用過核子燃料池島區新增或改善之設備建置完成與餘熱移除系統不再執行用過核子燃料衰變熱移除之功能下，始進入到用過核子燃料池島運轉期間，永久停機至少 180 天才可以停止餘熱移除系統已包含在島區設計概念中。如審查意見之說明，在永久停機 180 天後才具備停用條件為用過核子燃料池島區移熱之規劃。在用過核子燃料池島區運轉期間時，餘熱移除系統已列入停止運轉系統，因此若要在表格中註記：機組必須於永久停機至少 180 天後，RHR 系統才具備停用，做為強調說明，則應於表 5-13 用過核子燃料池島區運轉期間停止運轉系統之下額外增加註解，較為合適。詳如附件 05-008-04-B 所示。

5. 核二廠永久停機後依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

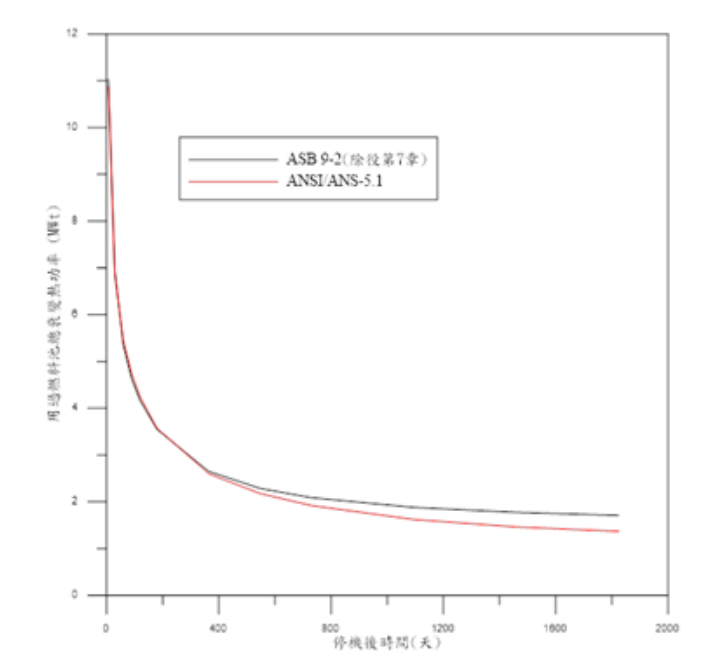
6.(1) 本報告評估衰變熱之方法為使用 ASB 9-2，報告中的衰變熱評估完全依照 ASB 9-2 所提供之式子進行計算與加總，因此包含分裂產物與重元素之貢獻。同時，考量核二廠從開始商轉至目前各個燃料週期的時間統計，對於各個週期退出之燃料於爐心之時間及冷卻時間分成不同批次進行計算，因此有考量 ASB 9-2 公式中的停機時間(t_s)與燃料運轉時間(t_0)，取得這兩個時間參數後，可經由 ASB 9-2 之公式，計算出用過核子燃料的重元素(U-239 與 Np-239)衰變熱功率比值，詳細之計算公式與結果可見除役計畫第 7 章附錄 7.A。

6.(2)

依審查意見 NUREG-0800 Standard Review Plan 9.2.5 Rev. 2 版(1981 年)，用過核子燃料衰變能量評估方法使用 ASB 9-2。而 Rev. 3 (2007)如以下說明：“In addition, ANSI/ANS-5.1 describes methods acceptable to the staff for calculating

residual decay engery.”

用過燃料冷卻時間較久時，運轉期間中子捕獲及衰變鏈產生之 U-239 及 Np-239 以外鈾系重元素之衰變熱功率貢獻顯得重要，使用 ANSI/ANS-5.1 標準時須予以考慮，而 ASB 9-2 則無此項考慮。ASB 9-2 將總衰變熱功率以兩計算式表示，一為分裂產物衰變熱功率，二為 U-239 及 Np-239 衰變熱功率，不同時域加上不同不準度，對用過燃料池總衰變熱功率而言，使用 ASB 9-2 計算會得到較保守結果。以核二除役第 7 章之用過燃料池衰變熱功率計算為例，使用相同之用過燃料池組態與假設，停機後不同時間之用過燃料池總衰變熱功率計算結果如下圖，顯示 ASB 9-2 之整體計算結果較 ANSI/ANS-5.1 保守。



6.(3)遵照辦理，ASB 9-2 之計算式請見附件 05-008-06-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：

4.(2)第五章表 5-13。

第 3 回合審查意見

4. 同意答覆。

5. 同意答覆。

6.(1)同意答覆。

6.(2)第 2 回合審查意見答覆所述 ASB 9-2 之計算結果較 ANSI/ANS-5.1 保守，是單一案例之計算結果或是 general conclusion 仍有討論空間，舉例而言，對核一廠而言，ASB 9-2 之計算結果是否仍較 ANSI/ANS-5.1 保守？

6.(3)同意答覆。

除以上第 6 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

6.(2)

ASB 9-2 為業界廣泛應用於各項安全分析之衰變熱評估方法，在欠缺用過核子燃料實際燃耗狀態相關參數下，可依據用過核子燃料在爐心預期運轉天數及停止運轉後時間等參數，保守評估整體用過核子燃料池衰變熱。引用 ASME/ANS 5.1 之衰變熱評估方法計算除役期間用過燃料池衰變熱時，用過核子燃料之燃耗狀態相關參數，對於所評估衰變熱具有顯著的影響性，附表為依據核二廠二號機 EOC23、EOC24 及 EOC25 等三個燃料循環參數，以 ASME/ANS 5.1 所評估之用過核子燃料池衰變熱，由於各案例爐心核子燃料相關參數之差異，因此所評估用過核子燃料池衰變熱亦有差異，在永久停機初期，以 ASB 9-2 所評估的衰變熱，將具有保守度。

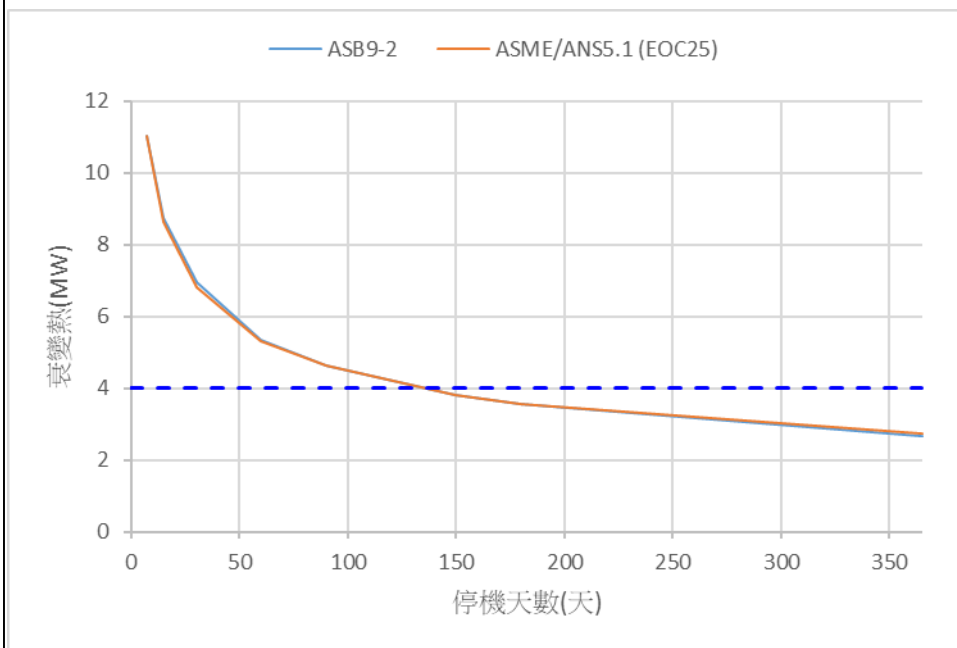
核二廠用過核子燃料池衰變熱評估方法差異分析

停機 天數	ASB 9-2 評估結果 (MW)	ASME/ANS 5.1 評估結果(MW)					
		EOC23		EOC24		EOC25	
7	11.037	9.489	-14.0%	9.269	-16.0%	11.0065	-0.3%
15	8.7406	7.619	-12.8%	7.459	-14.7%	8.6135	-1.5%
30	6.9451	6.193	-10.8%	6.077	-12.5%	6.8025	-2.1%
60	5.3498	5.004	-6.5%	4.924	-8.0%	5.3205	-0.5%
90	4.6217	4.425	-4.3%	4.361	-5.6%	4.6172	-0.1%
150	3.821	3.746	-2.0%	3.701	-3.1%	3.8203	0.0%
180	3.5498	3.515	-1.0%	3.476	-2.1%	3.5553	0.2%
365	2.6489	2.647	-0.1%	2.637	-0.4%	2.7489	3.8%

表列百分比為個別燃料循環之評估結果與以 ASB 9-2 所評估結果的差異

下圖為取上表 ASB 9-2 與 ASME/ANS5.1(EOC25)之評估結果，隨著停機天數增加，兩者之差異將有逐漸減少之趨勢，由表之數值顯示 ASME/ANS5.1(EOC25)在停機天數 365 天後的衰變熱計算將會較 ASB 9-2 高出 3.8%。其中，ASME/ANS 5.1(EOC25)在停機 365 天後之衰變熱為 2.7489MW，表中之藍色虛線為用過燃料池冷卻及淨化系統之餘熱移除能力為 3.985 MW，顯示燃料池冷卻及淨化系統仍有 37.5%之足夠餘裕進行餘熱移除，可涵蓋 ASB 9-2 與 ASME/ANS5.1 計算衰變熱方式之差異，因此經初步分析尚屬可行。爐心燃料全數退出爐心且停機達 180 天，與用過核子燃料池島區開始運轉後，餘熱移除系統可納入停止運轉系統，惟此系統停用前，另案提出分析結果，屆時本公司將參考委員之審查意見採行最新 ASME/ANS5.1

之衰變熱計算方法進行評估，經主管機關核可後，始得為之。



本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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

6.(2)同意答覆。

意見編號	05-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S16、B02、B03	五、一	5-8、5-57	結案
第 1 回合審查意見					
第 5-8 頁，針對用過核子燃料池島區開始運作敘述:「用過核子燃料池島區開始運作，移除用過核子燃料衰變熱系統為經設計變更後之用過核子燃料池島區冷卻系統，該系統..以大氣做為最終熱沉，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，用過核子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。」 1. 第 5-8 頁，所提「用過核子燃料池島區運轉期間為：用過核子燃料池島區開始運作至所有燃料移出用過核子燃料池島區；在此期間，用過核子燃料池島區之設計變更及新增設備在前一個電廠組態已完成建置且併入系統使用」，請說明新增設備是否為新增的室外氣冷式水塔與用過核子燃料乾					

式貯存設施，與所提「變更為以大氣做為最終熱沉」之關聯性為何。

2. 請澄清設計變更前之用過核子燃料池冷卻系統與設計變更後之用過核子燃料池島區冷卻系統是否均為非安全系統。
3. 第 5-8 頁，以大氣做為最終熱沉可能有讓用過核子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的貢獻。但風險大小和新的用過核子燃料池島區冷卻系統及其支援系統之設計有關，包括是否為安全等級？是否採多重或多樣化之設計？是否對天然災害有較好的耐受度等許多的因素都會影響其風險。從圖 5-2 看起來新系統配置了單一用過核子燃料池熱沉，此熱沉下游也是配置單一泵，故發生任何一個單一失效亦有可能造成熱沉喪失。請針對設計變更前後之用過核子燃料池冷卻系統的設計進行評估，以確認設計變更後的風險確實比設計變更前(用過核子燃料池島區整備期)低。

第 1 回合審查意見答覆

1. 室外氣冷式水塔為新增之設備，取代目前用過核子燃料以海水做為最終熱沉，變更為以大氣做為最終熱沉。除役期間將會視除役進程，事先規劃系統之運轉方式與停用，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。有關用過核子燃料乾式貯存設施之設計與運轉，則另於乾式貯存設施申照文件中說明。

2. 依據第二、(四)、2.所述之除役期間系統安全分類流程，核二廠除役計畫之系統安全分類，依據持照期間所執行的設計功能，區分為安全相關系統及非安全相關系統兩大類，核二廠「用過燃料池冷卻及淨化系統」在持照運轉期間歸類為非安全相關系統，並使用非安全相關電力供應，考量該系統在除役期間仍執行與持照運轉期間相同之系統功能，且無新增之系統功能，因此在除役期間沿用與持照運轉期間相同之安全分類，歸類為非安全相關系統。除役期間將會視除役進程，事先規劃系統之運轉方式與停用，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。

3. 核二廠「用過燃料池冷卻及淨化系統」在用過核子燃料池島區運轉期間，使用現有之用過核子燃料池冷卻及淨化系統之熱交換器，該熱交換器之最終熱沉由原有之外部循環水系統改為以大氣作為最終熱沉的冷卻水塔及相關設備，每一個熱交換器配置一座專用的冷卻水塔，因此每座用過核子燃料池配有兩座專屬進行用過核子燃料池衰變熱移除之冷卻水塔。同時保留相關的應變措施確保用過核子燃料的安全。相較於持照運轉期間的外部循環水系統設計，以大氣作為最終熱沉的冷卻水塔及相關設備，以較簡潔的系統運作減少所需支援設備的數量，並以可控制水質的淡水取代海水做為熱移除之循環流體，同時保留與執照運轉相同具有兩串的用過燃料池冷卻水系統，每一串皆有專屬於氣冷式冷卻水塔及循環泵，可以定性方式確認冷卻方式轉換的保守性。

除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存，核二廠除役期間的核子燃料受損風險，與用過核子燃料池內核子燃料衰變熱的大小相關，如第 7 章表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間所示，

發生喪失冷卻時 距停機時間(d)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端 3 m 所需時間(h)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端所需時間 (h)	平均 水位下降速率 (m/h)
7	47.63	74.23 (3.1 天)	0.12
30	73.91	113.99 (4.7 天)	0.08
60	95.34	146.54 (6.1 天)	0.06
90	110.03	168.88 (7.0 天)	0.05
180	142.95	219.15 (9.1 天)	0.04
365	191.08	292.55 (12.1 天)	0.03

當永久停機時時間愈長，可反應的時間也愈長，因此，可以確認當用過燃料濕示貯存之每一個階段的風險將不會大於前一個階段的風險。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

2. 用過燃料池島區 SSCs 之規劃應維持原 FSAR 承諾，不得降級。

3. (1) 針對設計變更後的風險確實比設計變更前(用過核子燃料池島區整備期)低之論述，以上答覆只有定性說明，請提出定量之佐證。台電公司之答復中雖已針對風險的源頭提出量化說明，但是針對風險防範與緩和方面，設計變更前後的比較仍只有定性說明。針對用過燃料池之冷卻與冷卻水之補充，請提出定量之佐證以確認設計變更後的風險確實比設計變更前(用過核子燃料池島區整備期)低。

3.(2) 台電公司應針對爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間與用過核子燃料池島區運轉期間的定性風險評估說明。此 05-009 第 3 小題可與審查提問 07-012 第 4 小題合併處理提出定量風險評估。

3.(3) 答覆說明"以較簡潔的系統運作減少所需支援設備的數量"與可靠度實務(採重覆性、多樣性等)不一致，請補充說明。"除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存"之敘述，應納入爐心有燃料、用過燃料池、乾式貯存等之風險部分。

除以上第 2、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 用過核子燃料池島區的設置多數設備沿用核二廠執照期間之設備，此類設備在除役期間和執照期間無異，因此在除役期間亦符合 FSAR 及相關法規之要求。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

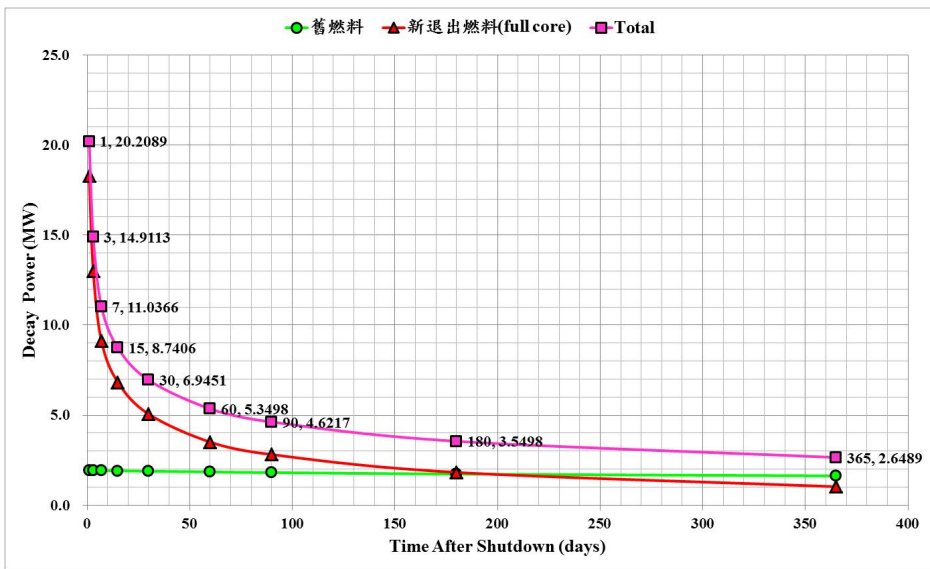
3.(1)

依據第五章、第二、(一)、3.節之用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃，計

有兩串獨立之冷卻路徑，每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔，在補水方面，並保留 3 串可靠的固定式補水泵，移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑，提供多樣性的補水手段與策略。

爐心仍有用過核子燃料期間，此期間的安全分析參照核二廠持照運轉之安全分析進行機組之管制，或是若有異動則另案報請主管機關(原能會)審核。

3.(2) 除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料，本公司已針對用過核子燃料衰變熱較高的前三個階段進行評估衰變熱，前述三個階段為爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間與用過核子燃料池島區運轉期間，由下圖所示，本計畫已定量出衰變熱，風險將隨著衰變熱的減少而減少。



除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存，核二廠除役期間的核子燃料受損風險，與用過核子燃料池內核子燃料衰變熱的大小相關，如第 7 章表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間所示，當永久停機的時間愈長，可反應的時間也愈長，因此，可以確認當用過燃料濕式貯存之每一個階段的風險將不會大於前一個階段的風險。

發生喪失冷卻時 距停機時間(d)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端 3 m 所需時間(h)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端所需時間 (h)	平均 水位下降速率 (m/h)
7	47.63	74.23 (3.1 天)	0.12
30	73.91	113.99 (4.7 天)	0.08
60	95.34	146.54 (6.1 天)	0.06
90	110.03	168.88 (7.0 天)	0.05
180	142.95	219.15 (9.1 天)	0.04
365	191.08	292.55 (12.1 天)	0.03

3.(3)
關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6:爐穴滿水位)

為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

第 3 回合審查意見

2.(1)請貴公司蒐集美國業界用過核子燃料池島區建置之實務經驗，針對核二廠用過核子燃料池島區建置相關改善案之送審資料，應納入所蒐集之美國業界實務經驗。

2.(2)用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之修訂，包含相關的 FSAR 修改評估，在進行島區建置前須先經本會審查完成後，方能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。本項列入重要管制事項。

3.(3)用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提出。除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。

除以上第 2 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2.(1) 本公司將會持續收集美國業界用過核子燃料池島區建置之實務經驗，相關實務經驗將納入並回饋於核二廠用過核子燃料池島區建置之相關改善案中。在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

2.(2) 用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之評估，包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前須先經大會審查完成後，才能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

3.(3) 針對第一回合審查意見答覆說明中提及「以較簡潔的系統運作減少所需支援設備的數量」之相關論述，在此補充說明如下：用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃，計有兩串獨立之冷卻路徑，每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔，在補水方面，並保留 3 台可靠的固定式補水泵，移動式補水策略計有 4 條移動

式之補水途徑，提供多樣性的補水手段與策略，同時依深度防禦原則，用過核子燃料池島區將配置 2 串耐震等級之補水路徑，因此可以確保用過核子燃料池能被水覆蓋。

除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(1) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。

(2) 用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

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：

審查總結回合意見

2. 同意答覆。

3.(3) 同意答覆。

意見編號	05-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	五、二	5-10~5-13	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-10 頁，「用過核子燃料池島區建立階段，包含新增設備、系統改善....」，請說明新增設備、系統改善等之內涵為何？					
2. 第 5-11 頁，用過核子燃料池島區建立階段之用過核子燃料池之冷卻能力；請說明 RHR 熱交換器是否具備 139×10^6 BTU/h 的容量，並請說明此值是設計值還是實測值？是否有足夠之保守性？					
3. 第 5-13 頁，用過核子燃料池冷卻及淨化系統運轉所造成之自然損耗，所考量的因素為何？其保守性為何？					
第 1 回合審查意見答覆					

1.除役期間建立用過核子燃料池島區的主要目的，為重新配置用過燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統，設計時盡量排除用過燃料池冷卻及淨化系統在除役期間運作時，對汽機廠房、輔助廠房及控制廠房等廠房內除污作業與系統拆除的干擾。新增冷卻塔將依我國相關法規進行設計、安裝與運轉，沒有違反我國環境保護及其他相關法規要求之疑慮。除役期間將會視除役進程，事先規劃系統之運轉方式與停用，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。

2. 參考核二廠終期安全分析報告表 9.1-2，一串 RHR 系統之移熱能力為 139×10^6 BTU/h(約為 40.74MW)，其移熱能力可滿足永久停機後爐心與用過核子燃料池所產之衰變熱，永久停機一天後的用過核子燃料池最大衰變熱為 20.2089 MW，一串 RHR 系統之熱移除能力將具備 50%熱移除能力的餘裕。

3.核二廠將於除役期間，依據用過燃料池熱交換器維護程序書，確保系統所屬熱交換器具備所要求之熱交換能力。另外，核二廠除役期間在 RHR 系統停用前，本公司將對用過燃料池冷卻及淨化系統進行試運轉，確保該系統能夠移除池中所貯放之用過核子燃料所產生衰變熱，確認能池水溫度不會上升後，再進行系統的切換，以確保用過核子燃料池冷卻及淨化系統有足夠的熱移除能力。用過核子燃料池冷卻淨化系統不管除役期間與運轉期間角色不變，部份設備歸類為 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Class 3，則仍應依照 ASME Section XI 執行營運期間檢測(ISI)與營運期間測試(IST)，以確認用過燃料池冷卻及淨化系統在自然損耗之情況，由於有兩串獨立的冷卻迴路，當確認自然損耗達一定程度時，可以以另一串代替，並對自然損耗嚴重的串進行改善。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	05-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S19	五、二及表 5-2	5-13、5-14、 5-60	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-13 頁所提「在用過核子燃料池島區開始運轉後，將以透過設計變更之新增的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」，從表 5-2 中所列冷卻水塔有二座 1020RT 與一座 452RT，請					

說明其設計規格是否足以代替核機冷卻水系統。 2. 第 5-13 頁，請說明凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)動力來源為何?在發生全黑事故下，完全喪失用過核子燃料池冷卻事件時，凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)是否能正常運作? 3. 第 5-14 頁所提「若用過核子燃料池無法藉由凝結水傳送泵獲得冷卻水，機組可藉由 4 個外部補水途徑緊急補水功能提供用過核子燃料池」，請說明使用 4 個外部補水途徑的優先順序。
第 1 回合審查意見答覆
1. 室外氣冷式水塔非完全取代核機冷卻水所有負載，而是供應用過核子燃料池島區所需負載。供用過核子燃料池衰變熱熱移除之冷卻水塔之移熱能力為 1020 冷凍噸(約 3.586 MW)，可滿足永久停機 180 d 後燃料所產生的衰變熱，同時建置兩座冷卻水塔交替使用。452 冷凍噸是供應燃料廠房冷卻系統與廢料廠房冷卻系統。 2.凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)規劃以過核子燃料池島區之負載中心(Load Center)供電。全黑事故之定義若為喪失廠外電源與第五台柴油發電機時，凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)則需使用 200 kW 移動式柴油發電機供電，或是改用 4 條補水路徑進行補水。 3.正常補水部分： 第一優先為：CST 補水系統(1/2P-9A/B，1/2P-88)。 第二優先為：DST 補水系統(OP-10，OP-206，OP-206)。 URG 行動部分為： 第一優先為：斷然處置策略 KS.2-03-04 燃料廠房外直接使用消防車/移動式消防泵補水用過燃料池灌水/灑水。 第二優先為：斷然處置策略 KS.2-03-01 使用燃料廠房消防箱對用過燃料池補水/灑水。 第三優先為：斷然處置策略 KS.2-03-02 使用消防車進入燃料廠房對用過燃料池補水/灑水。 第四優先為：斷然處置策略 KS.2-03-03 使用移動式消防泵佈水帶進入燃料廠房對用過燃料池補水/灑水。 註：以上優先順序會發改程序書重新編排。(目前送審中)
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	05-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S07	五、二	5-14~5-15	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 第 5-14 頁至第 5-15 頁，途徑 1 及途徑 3 之水帶，是否定期測試其耐水壓特性以維持補水有效性？請說明其可用性如何維持？水帶是否定期更換？更換之依據為何？ 2. 「新建之氣冷式水塔等二次側熱沉」之建置時程為何？請詳細說明內容及容量為何？並提出熱沉最大容量的計算說明以佐證具保守安全性。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 核二廠於除役期間，將依程序書要求配置足夠消防水帶，以配合用過核子燃料池外部緊急補水之需求，電廠每三年執行乙次廠房消防水栓定期檢查，所有消防水帶均經 14 kg/cm ² (200 psi) 水壓試驗。 2. 氣冷式水塔建置可在永久停機時進行，如經評估不影響目前機組運轉安全情況下亦可安排在永久停機之前進行，但由於冷卻水塔為用過核子燃料池島區必要之設備，因此必須在用過核子燃料池島區運轉期間前完成建置，其設計、採購、安裝與運轉將依核二廠除役計畫之要求進。依據表 5-1 所評估之衰變熱，用過核子燃料池島區最早必須在永久停機 180 天後才可運轉，此時用過核子燃料池衰變熱為 3.587 MW，換算後需 1020 噸之水塔，有關新建冷卻水塔之熱移除能力之設計，將依據實際用過核子燃料池島區開始運轉之規劃時程及用過核子燃料池衰變熱進行計算。 在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少，裝載池復原時程細節本公司持續關注申請進度並持續討論。						
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：						
第 2 回合審查意見						
1. 電廠每三年執行乙次廠房消防水栓定期檢查，所有消防水帶均經 14 kg/cm ² (200 psi) 水壓試驗。(水帶是否定期更換並未答覆請再補充)。 2. 同意答覆，本項列入後續重要管制事項辦理。						
第 2 回合審查意見答覆						
1. 核二廠於除役期間，將依程序書要求配置足夠消防水帶，以配合用過核子燃料池外部緊急補水之需求，電廠每三年執行乙次廠房消防水栓定期檢查，						

所有消防水帶均經 14 kg/cm ² (200 psi) 水壓試驗。有關廠內消防水帶，至少每 31 天檢查乙次，確認其水帶是否有異狀，以維持可用性；若發現水帶損換、破裂等其他異常致設備無法使用，則予以更換。
2.本公司將配合辦理管制單位所納納管之重要管制事項。
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：
第 3 回合審查意見
1.同意答覆。
2.同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
2.遵照辦理

意見編號	05-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S19	五、二&五、四及表5-2	5-14、5-15、5-60、5-48	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-14 頁提及「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 480V 移動式柴油發電機，可提供用過核子燃料池島區補水所需之 480V 電力」；第 5-48 頁亦提及「200kW 480V 移動式柴油發電機，系統功能為兩部機組用過核子燃料池島區運轉期間的第五台柴油發電機失效後的後備電力」，從表 5-2 所列用過核子燃料池島區電力負載為 781.3kW，請說明 480V 移動式柴油發電機的額定出力功率為何，是否足以提供所需電源。 2. 第 5-15 頁所提「用過核子燃料池島區將建置獨立壓縮空氣系統與新建置一套用過核子燃料池島區冷凍水系統」，然表 5-2 所列過核子燃料池島區電力負載並未包含上述兩項，請說明。 3. 第 5-15 頁在用過核子燃料池島區運轉期間的控制中心將轉換至廢料廠房控制站，請說明此獨立控制中心與廢料廠房控制站之關聯與差異為何？另請說明廢料廠房控制站是否有足夠能力與設備，擔負用過核子燃料儲存之監控及管理任務？廢料廠房控制站等級是否比照控制室規格要求？是否有進行過濾系統或控制站適居性安全分析？					
第 1 回合審查意見答覆					

1.480 V 移動柴油發電機額定出力為 200 kW。如表 5-2 與 5-3 所示，200 kW 移動式柴油發電機僅提供補水的之必要電力，非完全取代第五柴油發電機之所有負載，依表 5-2 與 5-3 所示，凝結水傳送泵為喪失廠外電力與備用柴油發電機時，200 kW 移動式柴油發電機必要負載。

2.表 5-2 為第五台柴油發電機供給一號機用過核子燃料池島區電力負載，係考量喪失廠外電源後供給維持用過核子燃料池冷卻的相關設備，壓縮空氣系統與冷凍水系統非維持用過核子燃料池冷卻必要之系統，因此未列入表 5-2 與表 5-3。

3. 審查意見所指設置於用過核子燃料池島區之獨立控制中心，即位於持照運轉期間之廢料廠房控制站，依據第二、(一)、3、(4)節之說明，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，此控制中心將於用過核子燃料池島區運轉之前，完成增設必要的監控與警報相關設備之相關作業，以協助機組在用過核子燃料池島區運轉期間，依法規要求維持用過核子燃料完整性。

已考量重物墜撞擊用過核子燃料池，考量燃料廠房排氣系統無法使用的條件下，於永久停機 60 d，如發生用過核子燃料吊卸之墜落意外，廢料廠房控制站內人員全身劑量為 2.84×10^{-3} mSv、甲狀腺劑量 90.22 mSv，低於美國聯邦法規第 10 篇第 50 章(Title 10, Part 50, of the Code of Federal Regulations, 10 CFR 50)附錄 A 一般設計準則(General Design Criterion, GDC)19[3]之限值(即全身劑量 50 mSv、甲狀腺劑量 300 mSv)。因此，即使無過濾系統可確保控制站人員劑量低於法規限值。

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 2 回合審查意見

1.2.針對第 1 及第 2 小題，用過核子燃料池島區的備用電力為目前核二廠之第五台柴油發電機，但在除役計畫中，第五台柴油發電機將規劃變更為非安全相關系統，若當喪失廠外電力與第五台柴油發電機電力時，使用兩台 480 V 移動式柴油發電機供電給補水泵，然不足應付表 5-2 與表 5-3 所列用過核子燃料池島區之 781.3KW 電力負載，從核能安全運轉的操作思維與作為第五台柴油發電機的備用電力，請先考量將核二廠已建置的 4.16KV 移動式緊急柴油機納入救援設施，因其電力為 1500KW 足以提供用過核子燃料池島區之電力負載，而不是使用電力為 200KW 的 480 V 柴油發電機。

除以上第 1、2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1,2

當發生喪失廠外電力時，用過核子燃料池島區的備用電力為目前核二廠之第

五台柴油發電機，可供應用過核子燃料池島區之電力，並確保用過核子燃料衰變熱之移除。當喪失廠外電力與備用電力的柴油發電機時，可使用移動式 480 V 柴油發電機，供電給補水泵，使補水泵可補水至用過核子燃料池。同時進行恢復廠外電源與備用柴油發電機。在永久停機 180 天時，若發生用過核子燃料池發生喪失冷卻，在無提供任何事故緩和之手段情況下，於 9 天後才會發生燃料池水位降至核子燃料束頂部，因此提供補水後，有充足的時間，可恢復廠外電力與備用柴油發電機。

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：

第 3 回合審查意見

1.當喪失廠外電力與第五台柴油發電機備用電力時，使用兩台移動式 480 V 柴油發電機，供電給補水泵，但不足以提供用過核子燃料池島區之 781.3KW 電力負載，從核能安全運轉的操作思維上，仍應先考量將核二廠既已建置電力為 1500KW 的 4.16KV 移動式緊急柴油機納入救援設施，而不是使用電力為 200KW 的 480 V 柴油發電機。

3.同意答覆，用過核子燃料池島區控制中心應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。除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.用過核子燃料池島區建置之相關改善案中，將 4.16KV 移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

3. 用過核子燃料池島區控制中心將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，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項

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

1. 同意答覆。

3. 同意答覆。

意 見	05-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S16	五、四	5-34、5-44	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-34 頁所提「第五台柴油發電機在機組永久停機且不再支援安全相關系統運轉後，變更為非安全相關系統，直到兩部機用過核子燃料池島區停止運轉後停用」，請說明若喪失廠外電源，如何確保用過核子燃料池島區供電無虞。 2. 第 5-44 頁所新增系統如用過核子燃料池島區冷卻水系統、壓縮空氣系統等未列入表 5-2 用過核子燃料池島區電力負載評估中，請說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 第五台油發電機變更為非安全相關系統後，並不影響其可用性依然是為需持續運轉系統，除了第五台柴油發電機之外另外備有 480 V 移動式柴油發電機，做為第五台柴油發電機之後備，可確保用過核子燃料池之燃料不會發生裸露。 2. 表 5-2 為第五台柴油發電機供給一號機用過核子燃料池島區電力負載，係考量喪失廠外電源後供給維持用過核子燃料池冷卻的相關設備，壓縮空氣系統與冷凍水系統非維持用過核子燃料池冷卻必要之系統，因此未列入表 5-2 與表 5-3。					
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：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	05-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	五、二	5-16、5-26	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-16 頁，第(二)小節「除役計畫系統清單建立」：核一廠除役計畫辦理方式為「系統清單之可運轉性規定將另案以 PDTS 提報原能會審查核准」，請說明核二廠辦理之規劃作法。					
2. 第 5-16 頁，第(三) 小節「應受管制系統功能」：核一廠除役計畫辦理方式為「爐心仍有用過核子燃料則反應器之管制應比照運轉在 Mode 5 Plus 管制」，請說明核二廠辦理之規劃作法。					
3. 第 5-26 頁，「停止運轉的系統」小節：請說明於「(1)爐心仍有燃料期間」，					

核二廠規劃之作法與核一廠除役計畫承諾作法(依據運轉階段停機 Mode 5 Plus 標準執行安全管理)之異同。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.核二廠將依管制機關之要求，於核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，詳細說明除役各階段應持續運轉系統之運轉方式。核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。					
2.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中。除役期間將會視除役進程，事先規劃所有系統之運轉方式與停用，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。					
3.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中。除役期間將會視除役進程，事先規劃所有系統之運轉方式與停用，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					
第 3 回合審查意見					
1.同意答覆，核子反應器爐心仍有用過核子燃料之安全分析報告、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。本項列入重要管制事項。					
第 3 回合審查意見答覆					
1.遵照辦理。					

意見編號	05-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、B09	五、二	5-18、5-19	結案
第 1 回合審查意見					

1. 第 5-18 頁，第(2)小項「重要非安全相關系統」：
 - (1) 此類 SSC 之界定依據，是否只限定於輻射劑量分析或熱流分析之結果？請詳細說明。
 - (2) 『...並制定合適的監測方式以維持必要的可靠度』：請界定監測方式和必要的可靠度(量化值)。
2. 第 5-19 頁，「留用系統」及第 5-26 頁提及停止運轉的系統，包括留用系統與停用系統，請說明留用系統與停用系統之定義。此兩者是否表示保留未來使用之可能性。留用系統如果未來還是有運轉之可能，將其納入停止運轉的系統範圍內，請澄清其適切性？
3. 第 5-19 頁，系統安全分類流程和第 5-23 頁，系統評估及再分類小組(System Evaluation and Reclassification Team, SERT)之作業方式，請澄清未來追蹤其執行方式，並說明如何評估其功能及成效，以確保落實除役階段作業安全性。並請說明系統分類準則參照相關國外經驗狀況？

第 1 回合審查意見答覆

1. 第二、(四)、1、(2)節所述之重要非安全相關系統，係指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並變更為非安全相關之系統，若該系統在除役期間發生核子燃料相關事故時，仍執行減緩大量放射性物質外釋相關功能，則可歸類為重要非安全相關系統，並制定合適的監測方式以維持必要的可靠度。前述作為豁免執行原始設計系統功能之可量化之評估結果，應依法規所定義之限值進行計算，因此不限定於輻射劑量分析或熱水流分析，至於所述之合適的監測方式及必要可靠度，可依據該系統在執行減緩大量放射性物質外釋相關功能所需之監測要求與可靠度作為基準，再依實際狀況予以放寬。

以用燃料廠房排氣系統為例，機組在永久停機 60 d 後發生重物墜落用過核子燃料池事故，且燃料廠房排氣系統過濾功能失效時，禁制區邊界、低密度人口區外邊界人員及廢料廠房控制站人員輻射劑量均可符合法規限值，因此，燃料廠房排氣系統不再具有法規劑量限值要求下的安全功能，將可變更為非安全相關系統後繼續運轉，直到所有用過核子燃料移出燃料廠房後停止運轉。燃料廠房排氣系統在除役期間變更為非安全相關系統後，仍執行與事故時減緩大量放射性物質外釋的系統功能，應依本章第二、(四)節所述之系統安全分類原則，將燃料廠房排氣系統歸類為重要非安全相關系統。

當燃料廠房排氣系統歸類為重要非安全相關系統，制定合適的監測方式以維持必要的可靠度，例如，可以參考機組執照運轉之運轉技術規範之要求的測試頻率，進行測試，並將測試之結果呈現在量化可靠度中，當可靠度低於一定數值，其數值可由電廠除役審查委員會(Station Decommission Review Committee, SDRC)訂定，而增加其測試頻率。

2. 有關留用系統與停用系統之定義，請參閱第二、(四)、1.節之說明，當系統於除役期間不再執行應受管制系統功能時，將依除役需求決定停止運轉的時機，在尚未停止運轉之前，系統應歸類為留用系統，用以支援除役期間非接

受管制之功能；當系統於除役期間不再運轉時，則列為停用系統，並於確認不影響其他系統運轉後，規劃隔離、斷電及洩水等作業，並配合除役計畫之規劃，進行後續的系統除污及拆除作業。

3.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，可以使核二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。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.(1)至於所述之合適的監測方式及必要可靠度，可依據該系統在執行減緩大量放射性物質外釋相關功能所需之監測要求與可靠度作為基準，再依實際狀況予以調整。(目前說明屬定性說明；請提出定量監測個別系統可靠度的最低目標值為多少?)

1.(2)針對答覆(可以參考機組執照運轉之運轉技術規範之要求的測試頻率，進行測試，並將測試之結果呈現在量化可靠度中，當可靠度低於一定數值)請具體說明數據值?請補充說明。

1.(3)請將系統評估及再分類小組作業程序書提供委員審查參考。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 本公司將對執行減緩大量放射性物質外釋相關功能，則可歸類為重要非安全相關系統之維護與監測方式，以除役期間維護管理方案進行管控，以確保系統之可用。

1.(2) 本公司將對執行減緩大量放射性物質外釋相關功能，則可歸類為重要非安全相關系統之維護與監測方式，以除役期間維護管理方案進行管控，以確保系統之可用。

1.(3) 核二廠將參考核一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，在除役過渡階段後期，反應爐內用過核子燃料已全數移

至用過核子燃料池，須確保現階段與未來需維持運轉相關系統之需求，始會依除役進度縮小範圍，直至全部系統皆停止運轉。

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 3 回合審查意見

1. 同意答覆，主控制室(含用過核子燃料池島區控制中心)應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。
2. 同意答覆。
3. 同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1. 遵照辦理

意見編號	05-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S16	五、二及表 5-8 及表 5-13	5-22、5-24、 5-27、5-67、 5-77、	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-22 頁所提「(2)系統在持照運轉期間歸類為安全相關系統，但在除役期間所執行應受管制系統功能僅為該系統之部分設計功能，且非屬我國原子能委員會所發布『核能組件安全分類導則[12]』中所述的『主要安全功能』及『次要安全功能』」，請舉例說明。 2. 第 5-24 頁所提「用過核子燃料池島區運轉期間需維持運轉系統其分類結果如表 5-8 所示」，然表 5-8 只列非安全相關系統，並未列安全相關系統；在此運轉期間是否不需要維持安全相關系統運轉？請澄清，若需要請補列表說明。另表 5-8 未列新增的室外氣冷式水塔，此新增的室外氣冷式水塔是否為安全相關系統，請說明。 3. 第 5-24 頁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 5-30 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。 4. 用過核子燃料池島區整備期間與用過核子燃料池島區運轉期間之主要區別為用過核子燃料池島區開始運作。用過核子燃料池島區整備期間須配置					

安全相關系統(詳表 5-5)，而用過核子燃料池島區運轉期間無須配置任何安全相關系統，請說明適切性。

5. 第 5-27 頁所提「用過核子燃料池島區運轉期間：列入停止運轉系統，分類結果如表 5-13 所示」，表 5-13 所列項次 5「核機冷卻水系統-用過燃料池熱交換器」的停止運轉系統，然用過燃料池冷卻水系統仍須使用，是否新增建新的用過燃料池熱交換器以取代，請說明。

第 1 回合審查意見答覆

1. 例如某冷卻水系統 A 在持照運轉期間，同時提供安全相關系統 B 與非安全相關系統 C 之熱沉，其中提供非安全相關系統 B 熱沉之子功能，即非屬我國原子能委員會所發布「核能組件安全分類導則」中所述的「主要安全功能」及「次要安全功能」，若該冷卻水系統 A 在除役特定階段不再提供原有安全相關系統 B 之熱沉，但仍必須提供原有非安全相關系統 C 之熱沉，此時該冷卻水系統 A 即可變更為非安全相關系統後繼續運轉。

2. 表 5-5 所列 43 項於用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉之安全相關系統，依據第三、(一)節之說明，均於用過核子燃料池島區開始運轉前，依第二、(四)、2. 節所述之系統安全分類流程，符合第二、(四)、3. 節所述之安全相關系統變更條件，而變更為非安全相關系統，或不再執行應受管制安全功能而歸類為留用系統或停用系統。審查意見所提之新增室外氣冷式水塔與其附屬運轉之設備，在用過核子燃料池島區運轉期間併入「用過燃料池冷卻及淨化系統」，並隨同「用過燃料池冷卻及淨化系統」以非安全相關系統進行管制。

3. 依據第三、(一)、6. 節之說明，第五台柴油發電機在用過核子燃料池島區運轉期間，因不再提供安全相關系統所需之備用電力，而變更為非安全相關系統繼續運轉。

4. 表 5-5 所列於用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉之安全相關系統，因未能符合第二、(四)、3. 節所述之安全相關系統變更條件，而必須以安全相關系統類別進行管制，這些安全相關系統將依第二、(四)、3. 節所述之安全相關系統變更條件，變更為非安全相關系統，或重新歸類為留用系統或停用系統，相關說明請參閱第三、(一)節之說明。

5. 依據第二、(一)、3. 節之說明，在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將另配置室外氣冷式水塔做為最終熱沉，不再使用核機冷卻水系統做為熱沉。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

4. 第 4 小題之後續意見與審查提問 05-025 一併處理。

5. 圖 5-2 用過燃料池熱交換器 E28A/B 是否為核機冷卻水系統-用過燃料池熱交換器，若是的話，用過燃料池冷卻及淨化系統將另配置室外氣冷式水塔

做為最終熱沉，不再使用核機冷卻水系統時，請說明此核機冷卻水系統-用過燃料池熱交換器若不再使用，用過燃料池中的衰變熱如何被帶至室外氣冷式水塔，請澄清？若確認用過核子燃料池熱交換器仍須使用，請修訂報告相關內容。

除以上第 4、5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

4. 用過核子燃料池島區成立後，若發生意外事件時，在永久停機 180 天後，當無法移除用過核子燃料池之衰變熱，且無任何緩和事故手段下，約於 9 天用過核子燃料池水位才會降至用過核子燃料頂部位置。本計畫於燃料池島區提供多樣性補水策略，以確保有效維持用過核子燃料池水位。

5. 用過燃料池冷熱交換器 E-28A/B 在用過核子燃料池島區建置時將繼續使用，但由於用過核子燃料池島區規劃使用氣冷式水塔做為最終熱沉，用過燃料池熱交換器為 E-28A/B 二次側流體，將會改為氣冷式水塔之循環水，而原設計之核機冷卻水系統-用過燃料池熱交換器為 E-28A/B 二次側流體將隔離，因此停用核機冷卻水系統下的用過燃料池熱交換器之負載，而非停用用過燃料池熱交換器。未避免誤會將進行報告修訂，詳如附件 05-017-05-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：

5.第五章第二、(一)、3.節

第 3 回合審查意見

3.同意答覆，有關除役期間「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」之修訂申請，在未核准前，應依原運轉規定辦理。本項列入重要管制事項。

4.同意答覆。

5.同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

3.遵照辦理。

意見編號	05-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、S07、B02、B09、B10	五、二	5-25、5-28	結案

第 1 回合審查意見

在安全相關設備老化管理方面，需維持運轉系統之安全相關系統，依執行其安全功能之相關設備與組件需進行相應之老化管理，可沿用核二廠維護法規方案之方式進行老化管理。依核二廠除役計畫排程，過渡階段長達 8 年，期間相關安全相關設備和組件仍須持續維持其安全功能，此安全相關設備包括主動件及被動件，而所提採行維護法規方案，其範圍則在主動件部分，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，請參考目前核一廠除役期間維護管理方案，就核二廠提出補充說明。

第 1 回合審查意見答覆

核二廠現行在持照運轉期間之維護法規方案(Maintenance Rule, MR)，已包含廠房、倉庫、儲槽、輸電塔、生水池等被動式結構物，依據第三、(三)節有關需維持運轉之安全相關系統監視與維護計畫說明，在結構檢查方面，針對除役各階段中應持續運轉之安全相關系統或設備所在結構物，將依據「維護法規結構檢查及監測」之相關要求，進行結構檢查與執行監測程序，在機組永久停機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，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。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 FSAR 及運轉規範，預定在永久停機前一年提送大會核准。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.(1)請台電公司說明除役期間需維持運轉之相關系統，其整體性維護管理方案之規劃。

1.(2)請台電公司提送核二廠除役期間維護法規方案(Maintenance Rule, MR)之規劃時程，並說明停用設備之原因及合理性。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

1.(2)

本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

除役期間系統分類可區分為 8 個主要步驟，可參考圖 5-3 所示的除役期間系統安全分類流程，將持照期間運轉系統，以及除役期間新增系統區分為安全相關系統、非安全相關系統、留用系統及停用系統等四大類別。

(1) 步驟 1：建立系統清單

針對在持照期間運轉的所有系統，建立完整系統清單，並依據持照期間所執行的設計功能，區分為安全相關系統及非安全相關系統兩大類，本系統清單將作為後續規劃除役期間系統安全分類的依據。

(2) 步驟 2：安全相關系統功能評估

針對在步驟 1 被歸類為安全相關的系統，評估在除役期間是否仍執行在本章第二、(三)節中所定義之應受管制系統功能，若系統在除役期間仍需執行應受管制系統功能，無論是否為該系統的原始設計功能，均需於步驟 3 先行評估可否變更為非安全相關系統；若系統於除役期間不再執行應受管制系統功能，則該系統可不再接受管制，並於步驟 7 評估在除役期間是否因應除役需求留用，或停用並進行系統除污作業及系統拆除。

(3) 步驟 3：安全相關系統變更為非安全相關系統評估

針對除役期間仍須執行應受管制系統功能的安全相關系統，評估在除役期間的各階段是否符合變更為非安全相關系統的條件，未能符合條件的系統，則須維持歸類為安全相關系統，並透過合適的監測程序維持必要的系統可靠度，直到不再執行應受管制系統功能或符合變更為非安全相關系統的條件為止。有關安全相關系統變更為非安全相關系統的條件詳如本章第二、(四)、3. 節安全相關系統變更條件之說明，符合變更為非安全相關系統條件的系統，則可透過步驟 4 的程序變更為非安全相關系統，並於除役期間繼續執行應受管制系統功能。

(4) 步驟 4：安全相關系統申請變更為非安全相關系統

經步驟 3 評估可變更為非安全相關之系統，依本計畫中述明變更依據及變更時機據以執行，未於本計畫中提出或與本計畫陳述不符之系統，應透過合適申請程序並經管制單位核備後，再依所申請條件據以執行。

(5) 步驟 5：重要非安全相關系統定義

針對依據本章第二、(四)、3.節安全相關系統變更條件所述可變更為非安全相關系統條件(1)所變更為非安全相關的系統，如為在事故時執行減緩大量放射性物質外釋功能之系統，應歸類為本章第二、(四)、1.節系統安全分類中所定義之重要非安全相關系統，直到不再執行減緩大量放射性物質外釋之應受管制安全功能為止。

(6) 步驟 6：非安全相關系統功能評估

針對在步驟 1 被歸類為非安全相關系統，評估在除役期間是否仍執行在本章第二、(四)節所定義的應受管制系統功能，若系統在除役期間仍需執行應受管制系統功能，應依本章第二、(四)、1.節之一般非安全相關系統之運轉要求持續運轉，直到不再執行應受管制系統功能為止，若系統於除役期間不再執行應受管制系統功能，則該系統可不接受管制，並於步驟 7 評估在除役期間是否因應除役需求留用或停用並進行系統除污及拆除作業。

(7) 步驟 7：系統留用評估

當系統不再執行應受管制系統功能時，即可不再接受管制單位之管制，並轉由電廠自行管控系統之運轉，針對仍有助於除役作業進行的系統，應歸類為留用系統，直到不再支援除役作業進行為止，而針對可永久停止運轉之系統，則應歸類為停用系統，在進行系統隔離、斷電及洩水程序後，配合除役作業之規劃，進行系統除污作業及系統拆除。

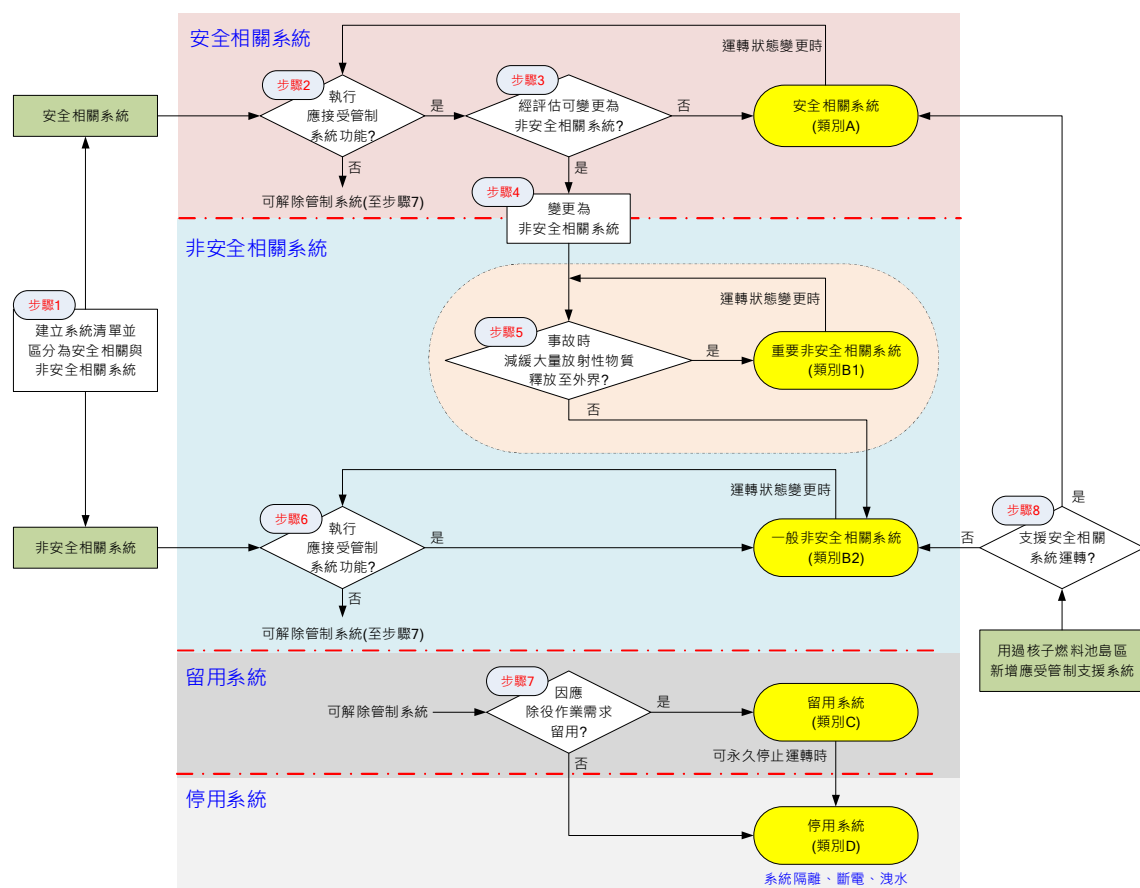


圖 5-3 所示的除役期間系統安全分類流程	
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：	
第 3 回合審查意見	
1.(1)同意答覆，本項列入重要管制事項。 1.(2)同意答覆，所提預定完成日期列入重要管制事項。	
第 3 回合審查意見答覆	
1.(1) 遵照辦理。 1.(2) 遵照辦理。	

意見編號	05-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、B02、B08	五、三	5-29	結案
第 1 回合審查意見					
第 5-29 頁敘述：「機組在永久停機 180 d 後，…可依本章第二、(一)、3.(1)節所述的用過核子燃料池島區冷卻與補水規劃，執行穩定且長期的用過核子燃料池衰變熱移除，並停用包括 RHR 系統及用過燃料池緊急補水系統等未列入本章第二、(一)、3.(1)節中規劃之用過核子燃料池島區冷卻與補水功能之相關系統與設備，」					
1. 請說明前述停用之用過燃料池緊急補水系統包括那些設備？					
2. 請評估在意外發生時，停用前述用過燃料池緊急補水系統所造成之影響。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.核二廠用過燃料池緊急補水系統，由兩串具注水功能之子系統組成，相關設備包括兩個注水泵(P-56A、P56B)，以及注水泵上下游隔離閥。					
2.依據第一、(一)、3.節之評估，核二廠於永久停機 180 天後發生喪失用過燃料池冷卻事件時，用過核子燃料池將於事件發生後 29.9 小時達到池水沸騰，另依核二廠除役計畫第七章附錄 7.A 之熱水流分析結果，核二廠於永久停機 180 天後發生喪失用過燃料池冷卻事件時，用過核子燃料池的水位將於事件發生後約 219 小時(9.1 天)下降至所貯存核子燃料頂端。當用過核子燃料池仍有池水覆蓋時，就沒有發生核子燃料受損並造成放射性物質外釋的疑慮，依據第二、(一)、3.、(1)節有關除役期間用過核子燃料池島區冷卻與補水之說明，當發生喪失正常用過燃料池冷卻事件時，操作人員可透過如圖 5-2 所示的 3 個凝結水傳送泵，將冷卻水注入用過核子燃料池，或藉由如圖 5-2 所示					

的 4 個外部緊急補水途徑，提供用過核子燃料池冷卻所需的冷卻水，前述 7 個補水途徑均具備提供用過燃料池冷卻的 100%注水容量，且操作人員於事故發生後具備超過 9 天的充裕時間，可用於建立用過核子燃料池，因此在用過燃料池島區運轉期間停用用過燃料池緊急補水系統，沒有影響用過核子燃料池在事故後維持用過核子燃料冷卻之疑慮。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.(1)用過燃料池緊急補水系統兩個注水泵(P-56A、P56B) 位於燃料廠房內，不會影響到其它拆除的工作，請說明為什麼在用過燃料池島區建立起來時要把它取消掉呢？

1.(2)用過燃料池島區建立需具備整體性的規劃跟設備停用評估，必須備妥指引或管制時間點，請說明整體規劃的完整方案之送審期程。

2.請提出喪失冷卻水情境的說明。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 修訂補水策略如下所述。正常補水使用凝結水傳送增壓泵(P-88)，緊急補水使用凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)，外部補水途徑為第二、(一).3.(1)所述之四條補水路徑。依此再針對原提問之問題，其中緊急補水使用的凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B)可以由用過核子燃料池島區控制站遠端起動補水。計畫中所述之補水策略遵循多重性與多樣性之策略，有充足能力進行用過核子燃料池補水。

1.(2) 用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。核二廠永久停機後依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。

2. 如第五章第一、(一)、4.節用過核子燃料池冷卻水流失事件所述：

用過核子燃料池冷卻水流失事件引述自第七章、一、(四)節。用過核子燃料池冷卻水流失的原因，可能為用過核子燃料池穿越孔失效或是與池子相連管路破裂後，因虹吸效應而造成冷卻水流失。

用過核子燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料上方穿越孔失效與燃料下方穿越孔失效兩類，依核二廠用過核子燃料池設計，核子燃料池東池與西池燃料下方並無穿越孔。

通往用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道為一用過核子燃料池上方穿越孔，用過核子燃料池平時運轉時，閘門是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通；另外，用過核子燃料池的邊界有一閘門，該閘門由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，上方穿越孔亦沒有造成燃料池

冷卻水流失的疑慮。

依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。

本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。本公司將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析。各項評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

第 3 回合審查意見

1.(1)所提答覆說明並未直接答覆第 2 回合審查意見。請澄清:為何緊急補水時,使用凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B)取代原有的緊急注水泵(P-56A、P56B)? 另外,凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B) 與凝結水增壓泵(1P-88) 並未列在表 5-19 中,請問它們是否為核子燃料池島區運轉新增設備?

1(2)本項列入重要管制事項。

2.除用過燃料池完整性評估外,有關除役過渡階段之風險評估,請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容,提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間,應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制,提報主管機關核備,並定期更新,本項列入重要管制事項。

除以上第 1 及 2 小題意見外,其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1) 用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃,計有兩串獨立之冷卻路徑,每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔,在補水方面,並保留 3 台可靠的固定式補水泵,移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑,提供多樣性的補水手段與策略,因此可以確保用過核子燃料池能被水覆蓋。考量我國位於地震發生頻繁區域,核二廠除役期間於用過核子燃料池島區運轉階段,將配置符合核二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注水泵,以因應地震造成用過燃料池冷卻系統受損時,提供用過核子燃料池冷卻所需的冷卻水。凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B) 與凝結水增壓泵(1P-88)依現行之功能,於用過核子燃料池島區運轉期間供水至用過核子燃料池,能夠有效而迅速進行補水,

因此未列於核子燃料池島區運轉新增設備。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。詳如附件 05-019-01-C 所示。

1.(2) 遵照辦理。

2. 除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(1) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。

(2) 用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

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：

1.(1)第五章第二、(一)、3.節

審查總結回合意見

1. 同意答覆。

2. 同意答覆。

意見編號	05-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、S19	五、三	5-31、5-17	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關應受管制系統功能部分，特定系統功能需求消失後，不再執行除役期間應受管制系統功能的系統，則可解除管制。請說明受管制系統停用時，如何管制此停用系統與其他仍持續運轉系統之介面，以及避免持續運轉系統受到影響。					
2. 對於需維持運轉的系統，包括安全相關、重要非安全相關與一般非安全相關等系統，列入附錄 5C，此附錄為永久停機後燃料退出爐心之所需相關系					

統，請說明爐心仍有燃料期間所需相關系統以及停止運轉的系統為何。

3.第 5-31 頁，核二廠兩部機組的運轉執照到期時間不同，請說明當一號機進入除役期間，二號機仍在運轉時，兩部機組同時發生事故，其共用安全相關系統是否能符合兩部機組設備可用性之要求？。

第 1 回合審查意見答覆

1.核二廠於除役期間，依據第五、(二)節所述有關停止運轉系統之隔離、斷電及洩水作業方法，執行停止運轉系統之隔離作業，以避免停止運轉系統隔離時，影響安全相關系統執行應受管制系統功能，有關停止運轉系統與需持續運轉安全相關系統之介面隔離，區分為電力供應介面及管路介面兩大部分。在進行設備斷電程序時，操作人員必須依據「禁止操作卡管制程序」之要求，至現場電力供應相關盤面切斷停用設備之斷路器並掛卡停用，在進行交流或直流匯流排停用之斷電程序時，必須在確認該匯流排所有負載均已停用並完成斷電程序後，再由操作人員依據「禁止操作卡管制程序」之要求，至現場電力供應相關盤面切斷停用匯流排之斷路器並掛卡停用。管路介面涵蓋提供冷卻水、冷凍水、消防水、空調、壓縮空氣、燃油、潤滑油等流體輸送管路，在進行系統隔離時，通常以關閉隔離閥或關閉風門的方式隔離管路通道，在特定狀況下，亦可能藉由安裝盲板或管塞等方式，永久隔離管路通道。當停止運轉系統所屬管路為獨立且封閉式循環設計時，就管路系統而言，整體系統停止運轉時並無系統隔離影響其他系統運轉的疑慮，系統隔離只需確認該系統已依據相關程序列入可停止運轉系統。當停止運轉系統所屬管路設計與其他系統有管路相連接，或管路設計為非封閉式循環設計時，則必需確認系統在停用隔離後，與安全相關系統之介面關係，以確保安全相關系統能在除役期間依管制要求執行系統功能。當停止運轉系統與其他系統有管路連接，在規劃停止運轉系統隔離時，應考量不影響其他管路相連接安全相關系統，依設計需求執行應受管制系統功能，在制定系統隔離程序時，可參考該停止運轉系統相關程序書或管路設計圖面，妥適判定應隔離之系統邊界，必要時再透過現場勘查進行確認後，再由人員依相關程序書要求確實執行隔離程序。若停止運轉系統未與其他系統有管路連接，但系統管路設計並非封閉式循環設計，在規劃系統隔離時，應考慮系統管路流體進出口端與應持續運轉安全相關系統的介面，並確認系統隔離後，不影響安全相關系統依設計需求執行應受管制系統功能。

2.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用。有關核二廠除役期間兩部機共用系統，在一號機進入除役期間且二號機仍在運轉時之安全相關系統運轉規劃，詳如第三、(二)節所述，評估時以考量仍在運轉之二號機應符合運轉規範要求來進行兩部機共用系統之運轉規劃，因此在廠區發生事故時，進入除役階段的一號機將具備足夠系統功能以維持用過核子燃料冷卻，仍在持照運轉期間的二號機則因所有系統運轉均符合運轉規範之要求，可確保機組運轉之安全性。

3.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用。有關核二廠除

役期間兩部機共用系統，在一號機進入除役期間且二號機仍在運轉時之安全相關系統運轉規劃，詳如第三、(二)節所述，評估時以考量仍在運轉之二號機應符合運轉規範要求來進行兩部機共用系統之運轉規劃，因此在廠區發生事故時，進入除役階段的一號機將具備足夠系統功能以維持用過核子燃料冷卻，仍在持照運轉期間的二號機則因所有系統運轉均符合運轉規範之要求，可確保機組運轉之安全性。

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 2 回合審查意見

1.請進一步說明隔離後，如何確認停用設備系統已如實依規劃完成，以及與安全相關系統之介面關係，以如何確保安全相關系統仍能在除役期間維持其應有系統功能。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

在進行隔離前，系統隔離作業應在系統評估及 SERT 小組中進行廠內審查隔離作業評估是否可以達成目標，同時不會影響需持續運轉之系統，系統的隔離作業，經 SERT 小組審查通過後，並開立隔離作業所需之禁止操作卡，操作人員必須依據「禁止操作卡管制程序」之要求進行掛卡隔離，完成隔離作業後，SERT 可再次查對副卡與現場巡查之方法確認隔離作業之執行情況，以確認計畫中的系統隔離作業與實際現場執行具一致性。

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 3 回合審查意見

1.同意答覆，主控制室(含用過核子燃料池島區控制中心)應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。

第 3 回合審查意見答覆

1.遵照辦理。

意見編號	05-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B03、B08、B10	五、二	5-36	結案
第 1 回合審查意見					

1. 第 5-36 頁，有關設備監視與維護計畫部分，在安全相關設備解除管制前，可參考現行運轉模式之測試與維護管理，程序書 600 與 700 系列要求項目。然而現行運轉模式與除役期間機組狀態仍有所不同，如除役期間爐心仍有核子燃料時，餘熱移除系統運轉時間較機組大修期間來得長，因此除參考現行運轉模式管制外，尚須考量除役期間機組狀態，予以適切調整監視與維護作業，請說明現行程序書之參考情形及將如何配合除役期間所需(如程序書修訂/轉換規劃)，以及設備監視與維護計畫之規劃及品質管控機制。
2. 第 5-36 頁，第 1 段內容，「機組在電廠組態為爐心內仍有用過核子燃料期間，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。」，此內容並未就此期間之維護監測作業提出說明，同時應由台電公司提出維護監測計畫，以證實可維持結構系統組件可符合其設計功能與法規要求。請參考目前核一廠除役期間維護管理方案，就核二廠提出補充說明。
3. 承上，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，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。

第 1 回合審查意見答覆

1. 現行運轉模式之測試與維護管理 RHR S/D COOLING 之維護監測:
 - (1) 依 205 程序書每 2 星期換台一次(附件七)，在換台時會依要求執行絕緣之量測，再依 619.6 程序書執行其他之部份。
 - (2) 緊急循環水之部份會依程序書 617.1.1-IST 執行各項測試。
 - (3) 閥類維修計劃部份，是依程序書 700.1 定訂維修計劃。
 - (4) 有洩水等狀況再決定加修部份閥。
2. 有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用，以及安全相關系統之維護監測計畫，原則上遵照核二廠除役持照基準之管制程序與法規要求；未來除役期間有修訂更新時，依更新核准版本接受管制。非安全相關系統/設備/組件，由於不涉及用過核子燃料的安全貯存，其監測、維護方式及定期檢查，可參考核二廠程序書 600 系列與 700 系列所要求項目，除役期間視實際需求進行修訂，核二廠將比照辦理。
3. 謝謝委員提醒。除役期間仍運轉之系統應檢視是否存在相關之老化機制，並將參考核一廠除役期間老化管理之相關作業，建立適當的老化管理程序書(Aging Management Program, AMP)。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否
修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

- 1.(1)除了餘熱移除系統測試與維護管理之外，針對現行運轉模式與除役期間機組狀態不同之情境，請台電公司再檢視其他系統須測試與維護管理；另外針對現行程序書之參考情形及將如何配合除役期間所需(如程序書修訂/轉換規劃)，以及設備監視與維護計畫之規劃及品質管控機制，須加以說明。
- 1.(2)請說明除役期間程序書修改時程規劃。
- 1.(3)原提問為除役期間對因機組狀態不同之系統設備之監視與維護作業規劃及品質管控機制，所答內容未就提問提出具體答覆，請重新提出答覆。
- 2.(1)未說明除役期間持續運轉設備之監視與維護計畫提送完成規劃時程(例如:運轉 40 年的老化管理方案何時會完成，或已完成)。答覆說明提及將依據管制機關核可之方式進行設備維護，此說法太籠統。
- 2.(2)請再針對核一廠除役期間維護管理方案之參採情形提出具體說明。
- 2.(3)請確認核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之內容是否會涵蓋結構系統組件之維護監測計畫細節，及說明其內容為何。並請就核一廠除役期間維護管理方案之參採情形提出具體說明。另答覆中所述「核二廠除役持照基準」應非妥適用詞，請研議修正。
- 3.請說明參考核一廠除役期間維護管理相關作業，建立核二廠除役期間維護管理方案之相應規劃。

第 2 回合審查意見答覆

- 1.(1) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。
- 1.(2)核二廠進入除役階段之第一版除役相關程序書，預計將於核二廠一號機運轉執照屆期一個月前完成，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，將重新再行檢討程序書內容，待修改完成後，再進行相關作業。
- 1.(3) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影

響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

2.(1) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

2.(2) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

2.(3) 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

回覆中的「核二廠除役持照基準」應為「核二廠持照基準」。

3. 核二廠將重新檢視既有的各項老化管理方案，依方案涵蓋範圍與材料、環境、老化效應，篩選除役過渡階段適用之老化管理方案(Aging Management Program, AMP)。考量除役期間運轉環境不同，評估是否有可能產生新的老化機制、現場環境溫度、輻射條件改變，部分監測作業週期進行適當調整、除役時期需維持運轉系統/設備與營運期間不同，監測範圍進行適當調整。本公

司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
1. 同意答覆，本項列入重要管制事項。 2. 同意答覆，本項列入重要管制事項。 3. 同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
1. 遵照辦理。 2. 遵照辦理。 3. 遵照辦理。

意見編號	05-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B09、B10	五、三	5-37	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 5-37 頁倒數三行之敘述；請澄清 FSAR 3.1.1 所規範的 GDC 剩下那幾條仍舊應符合?請具體詳細補充並說明其保守性。					
第 1 回合審查意見答覆					
核二廠與核一廠皆為沸水式核能電廠，因此 GDC 並無差異，因此保留的 GDC 與核一廠皆無不同，核一內容如下： 依據美國電力研究院 EPRI 1000892 建議，用過核子燃料貯存於用過核子燃料池期間，所需 GDC 如下所示：					
(1) Criterion 1, Quality standards and records					
(2) Criterion 2, Design bases for protection against natural phenomena					
(3) Criterion 3, Fire protection					
(4) Criterion 4, Environmental and dynamic effects design bases					
(5) Criterion 5, Sharing of structures, systems, and components					
(6) Criterion 60, Control of releases of radioactive materials to the					

environment

(7) Criterion 61, Fuel storage and handling and radioactivity control

(8) Criterion 62, Prevention of criticality in fuel storage and handling

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

(10) Criterion 64, Monitoring radioactivity releases

又針對上述 GDC 在營運期間 FSAR 的相關章節，則透過刪除以解除其安全相關的功能，俾能於進入除役過渡階段後期，即可依循修訂後之除役期間 FSAR 作為執照文件，在符合管制要求下進行各項除役活動。

必須依據永久停機電廠的實際情況，執行除役期間 GDC 的適用性評估，以確保仍然延續符合安全規定。針對三個 Systematic Evaluation Program 電廠，包括：Yankee Nuclear Power Station (YNPS)、Connecticut Yankee Nuclear Power Plant (CY) 和 Main Yankee Station，EPRI TR-109032 亦提供有除役期間 GDC 修改介紹。其中，YNPS 的除役期間 FSAR 並沒有討論其 GDC 的適用性，較沒有參考性。CY 則有 7 個營運期間 GDC(3, 17, 19, 60, 62, 63 and 64) 必須維持，而且另有 6 個 GDC(13, 18, 44, 45, 46 and 61) 可能適用(特別是針對用過核子燃料池島區(Spent Fuel Pool Island, SFPI)的設計需求)。因此，CY 的除役期間 FSAR 中，以一個章節討論其 GDC 的一致性，並在除役期間持續更新。Main Yankee Station 也是以類似的方式執行。然而，Connecticut Yankee Nuclear Power Plant 與 Main Yankee Station 都是壓水式反應器，建議仍以 EPRI 1000892 與 Millstone-1 電廠 DSAR 所提供版本，為除役期間 GDC 修改的主要參考對象。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	05-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、S16、B01	五、四及表 5-12、 5-14、 5-16、5-18	5-46、5-53、 5-54、5-76、 5-82~83	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 5-46 頁所提「表 5-17 為核二廠除役期間兩部機共用的非安全相關系統，其中編號 N01、N02、N05 及 N08 為因應核子燃料池島區運轉所新增系統」，然表 5-17 為除役期間應執行檢測結構物清單，是否應為表 5-18？另請說明編號 N01、N02、N05 及 N08(系統說明如下)為何屬新增系統？
(1)N01 (電力供應)用過核子燃料池島區 4.16 kV 匯流排
(2)N02 (電力供應)用過核子燃料池島區 480 V 負載中心
(3)N05 (電力供應)480V 移動式柴油發電機
(4)N08 (壓縮空氣)用過核子燃料池島區壓縮空氣系統
2. 第 5-53 頁所提執行洩水作業後，地下管路洩漏之風險是否可以從此完全排除？
3. 第 5-54 頁所提「用過核子燃料池島區整備期間，可停止運轉系統計有 142 項」，然表 5-12 只列 138 項；所提「用過核子燃料池島區廠房除污期間，可停止運轉系統計有 36 項」，然表 5-14 所列已超過 36 項；所提「用過核子燃料池島區廠房拆除期間，可停止運轉共計 49 項」，然表 5-16 所列為 50 項；另文中各電廠組態停止運轉系統的總數為 269 項，亦小於評估的 278 項，請說明。
4. 表 5-19；請澄清其 SSC 安全等級？

第 1 回合審查意見答覆

- 1.5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。因此，依然為表 5-17。N01 為用過核子燃料池島區 4.16 kV 匯流排、N02 為用過核子燃料池島區 480 V 負載中心、N05 為 480V 移動式柴油發電機與 N08 用過核子燃料池島區壓縮空氣系統，此三個系統以電廠現有系統為主或依實際需求進行增設，經變更設計後成為用過核子燃料池島區之供電或供氣系統，因此為新增系統。詳如附件 05-023-01-A 所示。
- 2.核二廠除役期間，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。但先前已經被隔離者，可以免列；又同時期均要隔離之相鄰系統可合併考量，以大範圍隔離為原則進行。隔離之後進行洩水作業，使用核二廠之機件、設備檢修洩水管制程序進行管制，以避免不同水質及活性之廢水互相污染，並可防止不當洩水而造成廠房淹水、積水，致污染地面或造成其他設備故障，及減少廢液系統處理困難及維持廠房清潔，並可降低廢液產量及廢液排放量。而避免地下管路洩漏之風險。
- 3.表格之數值為正確，因此應修訂為「所有用過核子燃料移至用過核子燃料池貯存開始，此時可停止運轉系統計有 137 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 43 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 37 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 50 項，」。因此停止運轉系統的總數為 267 項，另計 11 項設備為除役後繼續保留之系統，(詳見表 5-11)，停止運轉系統與保留之系統共 278 項系統，詳如附件 05-023-03-A 所示。

4.依據第二、(四)、2.所述之除役期間系統安全分類流程，核二廠除役計畫之系統安全分類，依據持照期間所執行的設計功能，區分為安全相關系統及非安全相關系統兩大類，核二廠「用過燃料池冷卻及淨化系統」在持照運轉期間歸類為非安全相關系統，並使用非安全相關電力供應，考量該系統在除役期間仍執行與持照運轉期間相同之系統功能，且無新增之系統功能，因此在除役期間沿用與持照運轉期間相同之安全分類，歸類為非安全相關系統。

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：
 1.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。
 3.第五章第六節

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	05-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	附錄 5A、5B、5C	5-84、5-90、5-104、5-111	結案

第 1 回合審查意見

本章附錄 5A、5B、5C 之列入情況及子系統區分相關提問如下：

- 在附錄 5A 中，為何 2 號低放射性廢棄物貯存庫未列入？為何 1 號低放射性廢棄物貯存庫只列空調系統？為何減容中心僅列入焚化爐系統，未將超高壓壓縮機列入？
- 在附錄 5B 之低放射性廢棄物貯存庫相關物件之子系統區分，1 號低放射性廢棄物貯存庫區分為空調系統、通風系統；2 號低放射性廢棄物貯存庫區分為空調系統、冷凍水系統；3 號低放射性廢棄物貯存庫未區分子系統。請問為何上述之子系統分類方式有差異？另請補充說明空調系統、通風系統、冷凍水等系統之功用。另外，若分類需進行調整，附錄 5C 亦需配合調整。
- 在附錄 5B 之減容中心區分子系統，僅列入焚化爐系統，未列入超高壓壓縮機之原因為何？另請說明通風系統、流程輻射監測系統、區域輻射監測

系統是否有列入？另外，若分類需進行調整，附錄 5C 亦需配合調整。
9. 在附錄 5C 之乾式貯存相關之系統項次，是否列有新建低放射性廢棄物貯存庫相關之系統項次？

第 1 回合審查意見答覆

1. 除役計畫第五章所列之系統清單是依本章第二、(二)節內容所述建立系統清單，參考核二廠執照文件，包含因應維護法規(Maintenance Rule, MR)所建立之系統清單與管道儀器圖(Piping and Instrument Diagram, P&ID)所建立，前述文件說明僅有這些系統，考量審查委員的建議，將 1 號低放射性廢棄物貯存庫列入、減容中心列入，由於此兩處皆為保留區，依本章第二、(二)節之除役計畫系統清單建立的說明，1 號低放射性廢棄物貯存庫列入與減容中心在除役期間持續運轉或停用狀態無不同，因此不再進行細分子系統，將由 1 號低放射性廢棄物貯存庫列入與減容中心進行整體管制。2 號低放射性廢棄物貯存庫在管道儀器圖中區分別為空調系統與冷凍水系統，此兩個支系統分別分屬不同系統，詳如附件 05-024-01-A 所示。

2. 除役計畫第五章所列之系統清單是依本章第二、(二)節內容所述建立系統清單，參考核二廠執照文件，包含因應維護法規(Maintenance Rule, MR)所建立之系統清單與管道儀器圖(Piping and Instrument Diagram, P&ID)所建立，前述文件說明僅有這些系統，考量審查委員的建議，將 1 號低放射性廢棄物貯存庫列入、減容中心列入，由於此兩處皆為保留區，依本章第二、(二)節之除役計畫系統清單建立的說明，1 號低放射性廢棄物貯存庫列入與減容中心在除役期間持續運轉或停用狀態無不同，因此不再進行細分子系統，將由 1 號低放射性廢棄物貯存庫列入與減容中心進行整體管制。2 號低放射性廢棄物貯存庫在管道儀器圖中區分別為空調系統與冷凍水系統，此兩個支系統分別分屬不同系統，詳如附件 05-024-02-A 所示。

3. 除役計畫第五章所列之系統清單是依核二廠執照文件，包含因應維護法規(Maintenance Rule, MR)所建立之系統清單與管道儀器圖(Piping and Instrument Diagram, P&ID)所建立，前述文件說明僅有這些系統，考量審查委員的建議，減容中心納入，由於此處非除役之範圍並為保留區，依本章第二、(二)節之除役計畫系統清單建立的說明，因此不再進行細分子系統，以減容中心進行管制。

4. 乾式貯存與新建低放射性廢棄物貯存庫，均為因應除役作業之新建設施，相關系統之運轉規畫，將另於乾貯及廢料倉庫之申照文件中詳細說明。

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：

1. 第五章表 5-7~表 5-15。

2. 第五章表 5-7~表 5-15。

第 2 回合審查意見

1.2. 第 1、2 小題，1 號低放射性廢棄物貯存庫依除役計畫第 17 章之規劃，非除役保留區域。

除以上第 1、2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆
1.2. 依除役計畫第 17 章 1 號低放射性廢棄物貯存庫為非保留區域，報告將進行修訂，詳如附件 05-024-01-B 與詳如附件 05-024-02-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：
1.第五章表 5-7~表 5-12。
2.第五章表 5-7~表 5-12。
第 3 回合審查意見
1.同意答覆。
2.同意答覆。

意 見 編 號	05-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	五	略	結案
第 1 回合審查意見					
1. NUREG-1738 第 2-1 頁有著以下之說明:「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)，請說明用過核子燃料池島區運轉期間未配置任何安全系統的正當性。					
第 1 回合審查意見答覆					
核二廠除役期間有關核子燃料貯存、吊運與放射性廢棄物及其他含有放射性物質系統之設計，除了在核二廠除役計畫所提出的變更外，均沿用持照運轉期間之相關規範辦理，針對用過核子燃料池島區內新增之應受管制系統，其安全分類則依第二、(四)、2、(8)之說明，定義為安全相關系統或非安全相關系統，並依安全分類結果進行系統功能設計。有關安全相關系統之定義，則遵循我國原子能委員會所發布「核能組件安全分類導則」之相關要求進行。如 NUREG-1738 所述鎔火災發生的可能性極低，但本公司對此事件依然相當重視，依 NUREG-1738 所參考之用過核子燃料冷卻系統，該系統計有兩台燃料池冷卻泵(Fuel Pool Cooling Pump)、一座燃料池熱交換器(Fuel Pool Heat Exch.)、三台補水泵(一台固定式補水泵，兩台移動式補水)，其最終熱沉為使用氣冷式冷卻器(Air Coolers)之方式。					
依據第五章、第二、(一)、3.節之用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃，計有兩串獨立之冷卻路徑，每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料					

池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔，在補水方面，並保留 3 串可靠的固定式補水泵，移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑，可確保用過核子燃料池之水位不會下降至用過核子燃料頂部，可有效防止錯火災發生。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.針對用過核子燃料池島區運轉期間，請台電公司評估是否須將部分系統組件持續維持為安全相關系統。建議從多方面著手進行此問題之釐清 (1)國外電廠針對此議題之做法(2)詳列用過核子燃料池島區設計所遵循之法規。範例如下：用過核子燃料池島區以及用過核子燃料池補水系統之設計是否遵循 NUREG-0800 section 9.1.3 以及其引用之所有 Regulatory Guides 之要求？補水系統與電力系統對於耐震之要求為何？(3)對共因失效之評估(4)其他。

第 2 回合審查意見答覆

(1)

美國電廠 Vermont Yankee 為 BWR-4 之電廠，於 2014.12.29 永久停機，所提之 DSAR 共 7 章，其中第 3 章為設施設計及運轉：設計基準、設施結構體、系統，在第 3 章提供系統停用資訊，包含以下系統：High Pressure Coolant Injection System

Main Steam

Heater Drains and Vents

Automatic Depressurization System

Air Evacuation, Auxiliary Steam, Advanced Off Gas

Condensate & Condensate Demineralizer System

Containment Air Dilution System

Circulating Water & Circulating Water Priming System

Circulating Water & Circulating Water Priming System

Feedwater & Feedwater Control Systems

Hydrogen, Hydrogen Water Chemistry, Nitrogen Supply & Oxygen Injection Systems

MG Lube Oil System

Reactor Protection and Priming Containment Isolation System

River Water Temperature and Toxic Gas Monitoring Systems

Reactor Core Isolation Cooling System

Recirculation Pumps, MG Sets & Flow Control System

Main Turbine Generator, TBCCW, Stator Cooling Seal Oil, Lube Oil, Isophase Bus Cooling

Standby Liquid Control System

22K and 345K Volts AC Electrical System

Control Rod Drive & Hydraulic Control Unit Systems

Core Spray System

Nuclear Boiler and Nuclear Boiler Vessel Instrumentation Systems
 Neutron Monitoring System
 Reactor Building Closed Cooling Water System
 Residual Heat Removal & RHR Service Water Systems
 Radwaste System
 Process Rad Monitor and Turbine Building Area Rad Monitor
 Reactor Water Clean-Up System
 Demineralized Water Transfer and Makeup Demineralizer Systems
 Post Accident Sampling System
 Primary Containment/Penetration System
 Primary Containment Atmospheric Control
 Emergency Diesel Generator and Fuel Oil Systems
 Normal Fuel Pool Cooling System (FPCS)
 Fire Protection System, Sprinklers/Detectors
 Potable Water Reconfiguration For SAFSTOR
 400V DC System
 Service Water System
 Removal Of Low Level Radwaste Site and Other Non-SSC Buildings
 24V DC RPS Neutron Monitoring System Batteries
 Vital MG Set MG-2-1A
 Stack Gas III Radiation Monitor (RM-17-155)
 Sentry Lights
 其中包含餘熱移除系統。

(2)

用過核子燃料池島區的設置多數設備沿用核二廠執照期間之設備，此類設備在除役期間和執照期間無異，因此在除役期間亦符合 FSAR 及相關法規之要求與相關法規之要求。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

(3) 第五章、第二、(一)、3.節之用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃，計有兩串獨立之冷卻路徑，每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔，在補水方面，並保留 3 串可靠的固定式補水泵，移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑，提供多樣性之補水策略，可有效避免共因失效。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

1.(1)針對用過核子燃料池島區運轉期間，國外電廠是否將全部系統組件均列為非安全系統？有哪些案例？

1.(2)同意答覆，用過核子燃料池島區的設置改善案，列入重要管制事項。

1.(3)提問之原意為：共因失效(如海嘯/洪水/強震/喪失電源或其他)可能帶來較

為巨大之衝擊，為了應付如此巨大之衝擊，是否可以只依賴非安全系統？舉例說明之：

■ 用過核子燃料池島區為非安全系統，如採用較鬆的耐震設計，在強震來襲時，可能造成兩台燃料池冷卻水泵(P-48A/B)、3 串固定式補水泵(P-9A、P-9B 及 P-88)同時失效，此時雖仍有斷然處置策略可用，但是，斷然處置策略所採用之廠外水源，能不用最好還是不要用。

■ 用過核子燃料池島區為非安全系統，如獨立性設計採用較鬆的標準，有可能因為電力系統或控制系統獨立性不夠，較易因為單一故障造成兩台燃料池冷卻水泵(P-48A/B) 同時失效或 3 台固定式補水泵(P-9A、P-9B 及 P-88)同時失效。

1.(4)用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之修訂，包含相關的 FSAR 修改評估，在進行島區建置前須先經本會審查完成後，方能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。本項列入重要管制事項。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1) Vermont Yankee 為 BWR-4 案例中已停用餘熱移除系統與 Normal Fuel Pool Cooling System (FPCS)系統。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才會進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。SONGS 於 2015.8.20 提出已無 UFSAR 第 15 章造成 10 CFR 50.34 (a)(1), 10 CFR 100.11 或 10 CFR 50.67 所述潛在廠外曝露事故，且熱衰變率已明顯降低，因此 SFPCS 及 ISFPCS 不須執行依 10CFR50.2 所定義之安全有關功能。

1.(3) 經初步評估因核二廠海嘯不會溯上至核二廠位於海平面高度 12m 之主要廠區，因此不會衝擊用過核子燃料池島區。主要廠區涵管排洪量比萬年重現期降雨強度之尖峰流量要來得大，在排水溝與涵管無堵塞，邊溝排水孔暢通的情況下，核二廠主要廠區的排洪能力能夠處理強降雨所造成的水量，核二廠對於高程 12 米以下的開口皆加裝水密門，有可效抵抗洪害。目前已受核管案件管制，未來依該管制案件結果辦理，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。核二廠廠區有兩條主要排水渠道，其中一條排水渠道之流徑可能對既有開關場造成影響；另一條排水渠道之流徑不會對廠房有影響，因此由強降雨產生的洪水淹溢事件則可能對既有開關場有影響，假定造成廠外電源無法供電，則有第五台柴油發電機與 480V 移動式電源可進行供電。強震可能造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源，但島區備有移動式柴油發電機與移動式補水設備，可確保用過核子燃料池保持

一定之水位。喪失電源，則有第五台柴油發電機與 480V 移動式電源可進行供電，並且將 4.16KV 移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項以及 2 串耐震等級之補水路徑，以上用過核子燃料池島區皆有相關可供應變之系統。用過核子燃料池島區建置之相關改善案中在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

以下為節錄核二廠 FSAR Table 3.2-1 Quality Classification List

System or Equipment	Quality Group	Seismic Category
FUEL HANDLING, STORAGE, AND TRANSFER Spent Fuel Pool Cooling And Purifications System		
Fuel and Component Handling Equipment		
Fuel transfer system piping and valves	D	I
Fuel transfer system hoists	-	I
Fuel transfer tube penetration sleeve, bellows and blind flange	B	I
Fuel storage racks in in spent fuel pool, upper reactor building pool, and new fuel storage vaults	-	I
Storage containers for damaged fuel	-	I
Fuel handling platform assembly	-	I
Refueling platform assembly	-	I
Fuel preparation machine	-	I
Polar crane	-	I
Fuel cask handling crane	-	I
Fuel building service crane	-	I
Dryer and separator sling and head	-	I

strongback	-	I
Control rod grapple	-	I
General purpose grapple	-	I
Condensate Storage Tank and Liner	-	I

1.(4) 用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之評估，包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前須先經大會審查完成後，才能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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

1.同意答覆。

意見編號	05-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、S08、B01	五	略	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關核一廠除役計畫之經驗，說明核二廠之辦理情形：					
1. 依台電公司對於核一廠除役計畫審查提問 05-001-(2)-2 之答覆提及爐心仍有用過核子燃料的情況，將於運轉執照到期一年前提送除役過渡階段 SAR 與 TS 進行審查，請說明核二廠是否比照辦理。					
2. 請說明電廠現行各系統(含用過燃料安全儲存之 SSC)於除役期間之分類原則，並請說明國外相關經驗。依核一廠除役計畫重要管制事項編號 CS-DP-09，要求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 1.26 及 1.29 (RG 1.26 及 RG 1.29) 等規定，然本章僅提及遵照「核能組件安全分類導則」。請說明核二廠部分對前述要求之採用與符合情形，並對計畫內容作適當之修正補充。另本項管制標準應與核一廠相同，意即 FSAR Table 3.2.1 表安全分類之修改應依程序提出修改申請。					
3. 表 5-5 為用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉系統-安全相關，請針對系統功能需求，進行核一廠除役過渡階段前期需維持運轉之安全相關系統與核二廠表 5-5 之比較，並請針對前述差異提出解釋，必要時請修正表 5-5。					

第 1 回合審查意見答覆

1.核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日) 1 年前(109 年 12 月 27 日)送審之規劃。

2. 除役期間用過核子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，而核二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說各項法規之要求。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 5-19(將修訂為表 5-18)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，建置時將遵循審查意見所述各項法規規定。詳如附件 05-026-02-A 所示。

3.依據本章第二、(一)節之說明，核二廠之機組設計及除役期間之運轉階段劃分，與核一廠除役計畫有顯著不同，無法以表列方式進行比對，應藉由獨立檢視來確認系統運轉規劃之合理性。

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：

2.第五章表 5-19。

第 2 回合審查意見

1.同意答覆，本項列入後續重要管制事項辦理。

2.(1)「持照運轉」用詞語意不明，請修正。

2.(2)依核二除役計畫所述，於除役期間，用過燃料仍在燃料池期間，原承諾符合相關法規指引之系統設備，如 RHR、耐震之緊急補水系統，均會陸續停止運轉。請再進一步列表說明除役期間各階段，在用過燃料全部移出燃料池前，與用過核子燃料貯存相關系統(冷卻、緊急補水)所符合之法規為何。

2.(3)原提問 FSAR Table 3.2.1 表安全分類之修改應依程序提出修改申請部分未答覆，請補提。

3.台電公司說明用過核子燃料池島區是核二廠獨特之作法(核一廠無)，因此，無法與核一廠相比。但是，在用過核子燃料池島區整備期間所面對之情況與想要達成之功能，核一、二廠應該相去不遠，仍請台電公司盡可能努力，針對想要達成之功能所需配置之安全相關設備加以比對。

第 2 回合審查意見答覆

2.(1) 此文字是出現在第 1 回合審查意見之文字，如下所述進行修正：

「除役期間用過核子燃料池島區中用過核子燃料貯存相關系統，部分為沿用運轉期間之系統，而核二廠用過核子燃料安全貯存相關系統於運轉期間已符合審查意見所說各項法規之要求。」

本段在說明用過核子燃料池相關的設計在電廠運轉期間已符合法規要求，因此確實在描述電廠除役之前的狀態。

本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

2.(2) 用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

2.(3) 本公司將對於除役相關的 FSAR 修改之程序，將沿用核二廠持照期間之 FSAR 修改程序，並在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

3.

核一廠除役過渡階段前期，用過核子燃料已開始移至用過核子燃料池，但爐心內仍有用過核子燃料。核二廠用過核子燃料池島區整備期間為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轉時結束。依據本章第二、(一)節之說明為核二廠之機組設計及除役期間之運轉階段劃分。核二廠與核一廠的電廠系統不同，因此在除役計畫第五章內容有顯著不同，而生如此的差異。相關系統比對表如下：

項次	核二廠用過核子燃料池島區整備期間需維持運轉系統-安全相關	核一廠除役過渡階段前期需維持運轉系統-安全相關
用過燃料餘熱移除相關系統		
1	餘熱移除系統	餘熱移除系統
用過燃料池電力相關系統		
2	安全相關 4.16KV 匯流排	4.16 kV 系統(4.16 kV System)
3	安全相關 120V 儀用交流電源	120/240 V 儀器用電力系統(120/240 V IP System)
4	安全相關 120V 不斷電系統	
5	安全相關 125V 直流電源	
6	安全相關 480V 負載中心	480 V 匯流排(480 V Power Center, PC)
7	安全相關 480V 馬達控制中心	
8	第一區柴油發電機系統	緊急柴油發電機系統(EDG)

9	第二區柴油發電機系統	Auxiliary, Fuel Oil System. EDG Air System)
11	第五台柴油發電機系統	五號柴油發電機(5th EDG System)
12	柴油發電機廠房空調--第一區柴油機室通風系統	柴油機房通風系統(Diesel Generator Room Ventilation System)
13	柴油發電機廠房空調--第二區柴油機室通風系統	
14	柴油發電機廠房空調系統--5th D/G 相關通風冷卻系統	
用過燃料池冷卻水源相關系統		
15	第一區緊急循環水系統	緊要海水系統(Essential Service Water, ESW)
16	第二區緊急循環水系統	
17	緊急冷凍水系統--RHR 泵 A 水封冷卻器	聯合結構廠房冷卻水系統(Combination Structure Cooling Water, CSCW)
18	緊急冷凍水系統--RHR 泵 B 水封冷卻器	
19	緊急冷凍水系統--RHR 泵室 A 冷卻器	
20	緊急冷凍水系統--RHR 泵室 B 冷卻器	
21	凝結水儲存槽	凝結水儲存與傳送系統(Condensate Storage and Transfer)
22	燃料池緊急補水泵	新增用過核子燃料池冷卻系統(Spent Fuel Pool Additional Cooling System, SFPACS)

本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
2.(2)同意答覆，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 1.26 及 1.29 (RG 1.26 及 RG 1.29)。本項列入重要管制事項。 2.(3)同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
2.(2) 遵照辦理。 2.(3) 遵照辦理。

意見編號	05-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B03、B08、B09、B10	五	略	結案
第 1 回合審查意見					
表 5-12~5-15 所列除役期間各階段可停止運轉系統中，請就下列提問說明澄清，並對計畫內容作必要之修正：					
1.表 5-12「燃料池島區整備階段停止運轉系統」第 134 項(P 為「地震儀器系統」，附錄 5.B 之「永久停機後燃料退出爐心系統狀態」欄將地震儀器系統列為「留用」。由於用過燃料池為耐震一級設計，燃料池島區整備階段用過燃料仍在燃料池，仍需維持其結構安全功能。依核二廠程序書 575.1 規定，強震後需由專業人員執行詳細/擴大檢查與評估，現有程序書及所參考之 EPRI NP-6695/ TR3002005284 有將用過燃料池及耐震補水系統納入。因此若地震儀器系統將停用，若此期間發生強震，如何得知震度大小以及據以執行現場巡查之程度，請說明。					
2.表 5-14 為燃料池島區除污期間停止運轉系統，其中第 36 項環境輻射監測(第 5-79 頁)，然於「5.用過核子燃料池島區廠房拆除期間」第 1 段中將環境輻射偵測站列為此階段之保留系統，兩者是否矛盾。且此時廠區仍有廠房管件拆除作業，仍有放射性物質外釋疑慮，請釐清將其納入停止運轉系統之適切性。					
3.表 5-15 為燃料池島區廠房拆除階段停止運轉系統，其中，第 45 項為廠區保安，然此期間廠區仍有乾貯設施及其他放射性物質，依法規仍應維持對應之保安措施，請釐清其適切性並作適當修正(例如加註)。					

4. 第 5-49 頁最後一段敘明「在各個電廠組態中凡列入停止運轉系統，在該電廠組態一定為停止運轉系統」，然為明確說明除役各階段「需維持運轉」與「停止運轉」之系統設備，對於在各階段完成或符合某項作業或條件後方可停用者，例如前項保安系統，應參考核一除役計畫作法加註其條件，以免混淆。
5. 除役期間須維持運轉之系統設備係以核子燃料島區有無區分，然由計畫第六章內容，廠房設備拆除作業可能在核子燃料島區仍存在時進行。對於進行非核子燃料島區之其他內部含有放射性物質區域之廠房內部結構管件進行除污拆除作業時，其涉及放射性物質外釋之包封、過濾排氣之系統是否需維持運轉，於本章中並未明確敘明，請補充說明(包括其理由)。
註：參照核一除役計畫表 5-5「除役拆廠階段後期需維持運轉系統」，有將相關 SGTS 等 HVAC 系統納入，並註明「用過核子燃料全數移至乾式貯存設施，再配合 WBS 規劃，至其他受污染之系統/結構皆除污完成後，始可停止運轉」，核一廠係依現場實際狀況與拆除規劃而定，此作法較為合理適切。
6. 請說明因應福島事故所購置之 FLEX 設備及移動電源，於除役期間各階段之整備情形(如需維持之設備及數目)，以及電廠強化運轉期間安全改善事項，相關管制事項電廠後續因應作為，並應進行相關評估。
7. 請說明除役各階段外電及柴油發電機(含 5 號柴油發電機)可用性及技術規範要求。
8. 請分別就(1)一號機進入除役過渡階段，二號機正常運轉(2)一號機進入除役過渡階段，二號機正常停機維修(3)一、二號機均進入除役過渡階段，澄清各安全相關系統是否均滿足單一失效準則，以及後福島管制案件要求(如 KS-JLD-10107)。說明時請將該安全相關系統處於維修之情形納入考量。

第 1 回合審查意見答覆

1. 考量機組永久停機後，核二廠所配置之強震急停功能已無需再執行其設計安全功能，因此系統編號 269 之地震儀器系統，有關執行強震急停之相關設備即可停用，但記錄地震相關資訊之設備，則因應強震後執行用過核子燃料池地震現場巡查之需求，改列為應持續運轉之非安全相關系統，並於用過核子燃料全數移出用過核子燃料池後停用。用過核子燃料全數移出用過核子燃料池後為燃料池島區除污期間並於表格下方註明停用時機。詳如附件 05-027-01-A 所示。
2. 用過核子燃料池島區廠房拆除期間，主要的除污作業已在用過核子燃料池島區廠房除污期間完成，因此具備放射性物質外釋的疑慮的狀況，僅有小範圍之固體與液體等兩類放射性物質外釋，因此提供判斷氣體放射性物質擴散相關資訊之氣象偵測儀器可以納入停止運轉系統。
3. 有關乾貯及廢料倉庫之保安措施，將另於乾貯及廢料倉庫之申照文件中詳細說明。

4. 各階段完成或符合某項作業或條件後方可停用者，例如電力系統，包含非安全相關 13.8KV 匯流排、非安全相關 4.16KV 匯流排、非安全相關 480V 負載中心、非安全相關 480V 馬達控制中心、非安全相關 125V 直流電源或非安全相關 120V 儀用交流電源，當下游負載全數停用時，即可停用該系統；或是 RHR 系統，爐心燃料全數退出用爐心時且永久停機 180 天，當用過核子燃料池島區開始運轉時，RHR 系統即可停止運轉。RHR 停止運轉之作法係參考核一廠除役計畫第五章所述：「永久停機後 30 d 全爐退出，衰變熱降低至 4.159 MW(14.19×10^6 Btu/h)，運轉一串 SFPACS 及 SFPCCS 足以移熱(另一串為備用)，已經不需要 RHR 作為備用。如永久停機後 60 d 全爐退出，衰變熱降低至 3.191 MW(10.89×10^6 Btu/h)，運轉一串 SFPACS 足以移熱(另一串為備用)。」，並在除役過渡階段後期列為停止運轉系統(核一廠除役計畫第五章表 5-9)。

5. 當核子燃料池島區仍在運轉時，進行廠房設備拆除作業主要是在非核子燃料池島區之相關廠房，在進行拆除前，將預將拆除的設備、系統進行除污，除污之後主要的放射性物質為固體與液體，拆除過程中的粉塵可用移動式的處理系統即可滿足。

6. (1) 本廠在程序書 pro113.3 災害(事故)緊急處理程序之附件七 救災設備 PM 表(包含移動電源)，有詳列各組經管救災設備清單。於除役期間各階段之運轉需求，才可決定整備情形(如需維持之設備及數目)，廠內仍須召集會議評估決定整備情形。

(2) 至於救災設備之移動電源於燃料尚未移出爐心前將全部保留，並依除役期間各階段之運轉需求評估再酌量精簡。此設備已受福島核管案件管制並持續追蹤，待相關福島管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

7. 除役各階段外電及柴油發電機(含 5 號柴油發電機)可用性及技術規範要求請見下表所示。

電廠組態	廠外電源	第五台柴油發電機系統
爐心仍有燃料期間	可用*	可用*
用過核子燃料池島區整備期間	可用*	可用*
用過核子燃料池島區運轉期間	可用*	可用*
用過核子燃料池島區廠房除污期間	可用*	停止運轉
用過核子燃料池島區廠房拆除期間	請見說明 1	停止運轉
廠址復原期間	請見說明 1	停止運轉

說明 1：低放射性廢棄貯存庫、開關場、減容中心等相關系統，其電力來源將另行規劃由外界配電系統提供。

*滿足第五柴油發電機相關的偵測試驗(Surveillance Test)屬於可用。

8.(1)一號機進入除役渡階段，二號機正常運轉
 一號機所有系統皆未停止運轉，在爐心燃料尚未退出前，並依 Mode 5 進行管制。二號機正常運轉，因此兩部機皆有滿足單效準則。
 (2)一號機進入除役過渡階段，在爐心燃料尚未退出前，二號機正常停機維修
 一號機所有系統皆未停止運轉，並依 Mode 5 進行管制。以二號機 Mode 5 管制，因此兩部機皆有滿足單效準則。
 (3) 一、二號機均進入除役過渡階段，在爐心燃料尚未退出前，兩部機皆以 Mode 5 進行管制，因此兩部機皆有滿足單效準則。
 因此安全相關系統處於維修時，另一串安全相關設備可用，可依行政管制方式，如柴油發電機或相關水泵進行運轉，確保非維修串可用。

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：

1.第五章表 5-8、表 5-12、表 5-13

第 2 回合審查意見

2.本項提問為「環境輻射監測」是否應保留，答復為氣象儀器，請再確認答復內容。

3.本項請考量是否採維持該系統，但採加註方式處理。

4.請說明答覆所述之條件是否於表中加註，以為管控。

5.本項提問意旨為就除役期間如何防止任何可能造成放射性物質非控制性外釋之狀況，例如進行廠房混凝土表面機械除污、大型管件外表除污/切割作業。請確認是否相關作業均不會使用現有通風系統。因第七章說明會保持現有通風系統，請澄清。

6.相關管制案事先納入除役期間各階段之評估，提出在各階段的需求並納入管制。

7.請補充說明除役期間不同階段外電幾條可用。

除以上第 2~7 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 環境輻射監測在核子燃料池島區廠房拆除期間為需維持運轉系統，詳如附件 05-027-02-B 所示。

3. 乾貯之保安措施，應另於乾貯之申照文件中詳細說明。

4. 審查意見答覆內容已補充於報告中，詳如附件 05-027-04-B 所示。

5. 進行廠房混凝土表面機械除污、大型管件外表除污/切割作業，會將除污區域分割出小區域而進行除污作業，因此拆除過程中的粉塵可用移動式的處理系統即可滿足。第七章第二、(一)節所述之「但由於還有臨時設備(排氣煙櫃搭配高效率過濾器然後連接到廠房通風系統)處理，」指的是使用臨時排氣煙櫃搭配高效率過濾器進行處理粉除污所產生之空浮，非使用廠房的通風系統進行處理空浮。

6. 相關核能管制案件由現行管制案之方式進行管制，將評估各管制案件與除役計畫本身之關聯性。除役期間可豁免之管制案件，將向主管機關(原能會)進行豁免申請，在該管制案件未經主管機關(原能會)豁免前，將遵守各個核管案之要求。

7. 預計使用 2 條外線供電。

除役期間不同階段廠外電源變壓器運轉規劃請見下表：

除役電廠組態	廠外電源變壓器運轉規劃
爐心仍有燃料期間	需維持運轉系統
用過核子燃料池島區整備期間	需維持運轉系統
用過核子燃料池島區運轉期間	需維持運轉系統
用過核子燃料池島區廠房除污期間	需維持運轉系統
用過核子燃料池島區廠房拆除期間	停止運轉系統
廠址復原期間	停止運轉系統

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：

2. 第五章表 5-10、表 5-11 與表 5-14。

4. 第五章表 5-13~表 5-15。

第 3 回合審查意見

2. 同意答覆。

3. 同意答覆。

4.(1) 第 5-78 頁加註之"爐心燃料全數退出爐心且永久停機達 180 天，與用過核子燃料池島區開始運轉後，餘熱移除系統始可納入停止運轉系統。"，前提是應另案提出分析結果，經主管機關核可後，始得為之。本項請再修訂。

4.(2) 同意答覆，用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。包括用過核子燃料池島區之用過核子燃料冷卻功能需求，控制站新增的設備，包括用過核子燃料池正常補水與緊急補水相關操作所需的設備亦皆須維持可用。本項列入重要管制事項。

6. 同意答覆，相關管制案件之豁免申請，請貴公司在進入不同階段前半年提出，本項列入自主承諾事項。

7. 同意答覆，有關除役期間「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」之修訂申請，在未核准前，應依原運轉規定辦理，本項列入重要管制事項。

除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆	
4.(1)	遵照委員意見辦理，將針對第 5-78 頁加註之論述進行以下修改： 初步分析，爐心燃料全數退出爐心且永久停機達 180 天，與用過核子燃料池島區開始運轉後，餘熱移除系統可納入停止運轉系統，惟此系統停用前，會另案提出分析結果，經主管機關核可後，始得為之。詳如附件 05-027-04-C。
4.(2)	核二廠之用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。包括用過核子燃料池島區之用過核子燃料冷卻功能需求，控制站新增的設備，包括用過核子燃料池正常補水與緊急補水相關操作所需的設備亦皆須維持可用，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。
6.	相關管制案件之豁免申請，本公司將在進入不同階段前半年提出。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。
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： 4.(1)表 5-13。	
審查總結回合意見	
4. 同意答覆，本項納入重要管制事項。	

意見編號	05-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B03、B10	五	略	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關除役各階段意外事件分析以及須維持運轉或功能之結構/系統之相關提問提出說明：					
1. 第 5-2 頁，一、(一)節之除役期間意外分析應將核子燃料仍在爐心之狀況納入說明，請補充(第七章並亦未就此提出說明)。					
2. 第 5-13~5-14 頁，第二、(一).3.(1)用過核子燃料島區運轉期間之冷卻與補水規劃內容敘及用過核子燃料池正常補水系統係由(Condensate Transfer Jockey Pump P-88 或凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)，並以消防水或生水作為緊急補水來源，然考量正常補水系統均非耐震設計以及生水水質，應為不得已之所為，請說明是否有其他更適當之補水措施(如維持用過燃料池緊急補水系統)。					

3. 計畫中說明爐心燃料全數退出且永久停機 180 天後，當用過燃料島區開始運轉，RHR 系統即停止運轉。請就燃料貯存安全整體考量，包括其技術基礎、國內外電廠之經驗案例提出說明，以確認其適切性。
4. 第 5-15 頁，第二、(一).3.(4)用過核子燃料島區運轉期間之控制站內容敘及「因應用過核子燃料池島區之用過核子燃料冷卻功能需求，控制站新增的設備操作，包括用過核子燃料池正常補水與緊急補水相關操作。」，然其於第 5-14 頁所述之緊急補水相關操作均為人員於現場操作用，請確認所述是否正確或需修正。

第 1 回合審查意見答覆

1. 除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料，本公司將針對用過核子燃料衰變熱較高的前三個階段進行風險評估，前述三個階段為爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間與用過核子燃料池島區運轉期間，在用過核子燃料池島區結束後，用過核子燃料池島區移至乾式貯存設施存放後，則由乾式貯存設施安全評估報告接續量化風險之說明。
2. 依審查委員之意見，該小節內容將對補水策略重新定義，並修訂於核二廠除役計畫第五章內，修訂補水策略如下所述。正常補水使用凝結水傳送增壓泵(P-88)，緊急補水使用凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)，外部補水途徑為第二、(一).3.(1)所述之四條補水路徑。依此再針對原提問之問題，其中緊急補水使用的凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B)可以由控制室遙控起動補水。計畫中所述之補水策略遵循多重性與多樣性之策略，有充足能力進行用過核子燃料池補水。
3. RHR 停止運轉之作法係參考核一廠除役計畫第五章所述：「永久停機後 30 d 全爐退出，衰變熱降低至 4.159 MW(14.19×10^6 Btu/h)，運轉一串 SFPACS 及 SFPCCS 足以移熱(另一串為備用)，已經不需要 RHR 作為備用。如永久停機後 60 d 全爐退出，衰變熱降低至 3.191 MW(10.89×10^6 Btu/h)，運轉一串 SFPACS 足以移熱(另一串為備用)。」，並在除役過渡階段後期列為停止運轉系統(核一廠除役計畫第五章表 5-9)。核二廠永久停機後在 RHR 系統停用前將依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。
4. 依審查委員之意見，該小節內容將對補水策略重新定義，並修訂於核二廠除役計畫第五章內，修訂補水策略如下所述。正常補水使用凝結水傳送增壓泵(P-88)，緊急補水使用凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)，外部補水途徑為第二、(一).3.(1)所述之四條補水路徑。依此再針對原提問之問題，其中緊急補水使用的凝結水傳送泵(P-9A 與 P-9B)可以由控制室遙控起動補水。詳如附件 05-028-04-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：

4.第五章第二、(一)、3.節

第 2 回合審查意見

- 1.(1)原提問為請將核子燃料仍在爐心之狀況的意外分析納入本章說明，請就此補充說明，並將說明納入計畫。
- 1.(2)乾貯部分之風險評估請掌握了解美國核管會相關研究之進展。
- 2.請說明規劃之燃料池補水系統是否符合核二廠所承諾符合之美國核管會法規指引 RG 1.13 管制立場第 8 點之要求。
- 3.(1)有關用過燃料池貯存安全相關系統之配置規劃，請就所承諾符合之 RG1.13、1.26、1.29，整體檢視後進行規劃。
- 3.(2)請補充說明國外電廠 RHR 停用情況。
- 4.本項有關緊急補水採用凝結水傳送泵部分，請依照本提問第 2、3 小題之意見再研議。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件安全分析如運轉期間終期安全分析報告第 15 章所載，未來除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。

1.(2) 關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6:爐穴滿水位)為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。乾式貯存設施，這一部分的安全分析請參考「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」。

2. 用過核子燃料池島區的設置多數設備沿用核二廠執照期間之設備，此類設備在除役期間和執照期間無異，因此在除役期間亦符合 FSAR 及相關法規之要求。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

因應用過燃料池冷卻及淨化系統運轉所造成的池水自然損耗，可透過凝結水傳送增壓泵(Condensate Transfer Jockey Pump P-88)，由凝結水儲存槽(T-02)取水補充所需的池水量。

在發生完全喪失用過核子燃料池冷卻事件下，可透過凝結水傳送泵(P-9A 及 P-9B)，由凝結水儲存槽(T-02)取水，將冷卻水注入用過核子燃料池。

若用過核子燃料池無法藉由凝結水傳送泵獲得冷卻水，機組可藉由緊急補水功能提供用過核子燃料池，如圖 5-2 所示，可區分為以下 4 個外部補水途徑：途徑 1：派人員至燃料廠房消防水帶箱，拉出水帶直接對用過核子燃料池灌

水與灑水；

途徑 2：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，引導消防車直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 3：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，佈建水帶至用過核子燃料池，利用移動式抽水機直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 4：派人員至燃料廠房外灌水口或灑水口定位，開啟灌水閥(EC-115A5B01/02)或灑水閥(EC-115A6B01/02)，使用消防車或移動式水泵直接對用過核子燃料池灌水或灑水。

可滿足多樣性補水。

3.(1) 用過核子燃料池島區的設置多數設備沿用核二廠執照期間之設備，此類設備在除役期間和執照期間無異，因此在除役期間亦符合 FSAR 及相關法規之要求。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

3.(2)

美國電廠 Vermont Yankee 為 BWR-4 之電廠，於 2014.12.29 永久停機，所提之 DSAR 共 7 章，其中第 3 章為設施設計及運轉：設計基準、設施結構體、系統，在第 3 章提供系統停用資訊，包含以下系統：High Pressure Coolant Injection System

Main Steam

Heater Drains and Vents

Automatic Depressurization System

Air Evacuation, Auxiliary Steam, Advanced Off Gas

Condensate & Condensate Demineralizer System

Containment Air Dilution System

Circulating Water & Circulating Water Priming System

Circulating Water & Circulating Water Priming System

Feedwater & Feedwater Control Systems

Hydrogen, Hydrogen Water Chemistry, Nitrogen Supply & Oxygen Injection Systems

MG Lube Oil System

Reactor Protection and Priming Containment Isolation System

River Water Temperature and Toxic Gas Monitoring Systems

Reactor Core Isolation Cooling System

Recirculation Pumps, MG Sets & Flow Control System

Main Turbine Generator, TBCCW, Stator Cooling Seal Oil, Lube Oil, Isophase Bus Cooling

Standby Liquid Control System

22K and 345K Volts AC Electrical System

Control Rod Drive & Hydraulic Control Unit Systems

Core Spray System
 Nuclear Boiler and Nuclear Boiler Vessel Instrumentation Systems
 Neutron Monitoring System
 Reactor Building Closed Cooling Water System
 Residual Heat Removal & RHR Service Water Systems
 Radwaste System
 Process Rad Monitor and Turbine Building Area Rad Monitor
 Reactor Water Clean-Up System
 Demineralized Water Transfer and Makeup Demineralizer Systems
 Post Accident Sampling System
 Primary Containment/Penetration System
 Primary Containment Atmospheric Control
 Emergency Diesel Generator and Fuel Oil Systems
 Normal Fuel Pool Cooling System (FPCS)
 Fire Protection System, Sprinklers/Detectors
 Potable Water Reconfiguration For SAFSTOR
 400V DC System
 Service Water System
 Removal Of Low Level Radwaste Site and Other Non-SSC Buildings
 24V DC RPS Neutron Monitoring System Batteries
 Vital MG Set MG-2-1A
 Stack Gas III Radiation Monitor (RM-17-155)
 Sentry Lights
 其中包含餘熱移除系統。

4. 本章、第二、(一)、3.節之用過核子燃料池島區冷卻與補水之規劃，計有兩串獨立之冷卻路徑，每串包含用過燃料池冷卻及淨化系統包含一台燃料池冷卻水泵、一組熱交換器與一組氣冷式冷卻水塔，在補水方面，並保留 3 台可靠的固定式補水泵，移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑，提供多樣性之補水策略。用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之評估，包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前須先經大會審查完成後，才能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。在島區整體規劃未經審核完成前，燃料池相關冷卻、補水系統及控制室監控將維持現有配置，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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：

第 3 回合審查意見

1.(1)請將答覆說明納入計畫，並提出修訂內容。

1.(2)用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提出。除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再

納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。

2.同意答覆，本項列入重要管制事項。

3.同意答覆，本項列入重要管制事項。

4.同意答覆，本項列入重要管制事項。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1)將以下內容：「核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件安全分析如運轉期間終期安全分析報告第 15 章所載，未來除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。」加入除役計畫中，詳如附件 05-028-01-C 所示。

1.(2) 除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(a)爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。

(b)用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

2.遵照辦理。

3.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：

1.(1)第五章第一、(一)節

審查總結回合意見

1.同意答覆。

意見編號	05-029	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、B01	五	略	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關除役各階段意外事件分析以及須維持運轉或功能之結構/系統之相關提問提出說明：					
1. 第 5-28 頁，第三節需維持運轉之安全相關系統的運轉說明，應就爐心仍有燃料期間之組態提出說明，請補充。					
2. 第 5-28 頁，第三、(一).1 三、需維持運轉之安全相關系統的運轉說明中，對控制棒驅動系統中所述「除役期間因所有用過核子燃料均已移出爐心，因此，控制棒驅動系統不再執行控制爐心反應度的設計安全功能」，此論述與實際狀況不盡相符，請修正。					
3. 第 5-29 頁，第三、(一).2 燃料廠房排氣系統中所述「機組在永久停機 60 d 後發生重物墜落用過核子燃料池事故」，實際分析之重物係一束用過燃料墜落，請修正。					
4. 第 5-28~ 5-35 頁，第三、(一)運轉說明及第三、(二)兩部機共用安全相關系統運轉說明之各項系統設備說明，若係如主控制室緊急冷卻系統所述「在機組永久停機 60 d 後，不再具有法規劑量限值要求下的安全功能而可停止運轉」，其僅以核子燃料全部移出爐心之狀況提出說明，應再就核子燃料未全部移出爐心之狀況提出補充說明。					
5. 第 5-50 頁，五、(一).1 為爐心仍有燃料期間之停止運轉系統說明，但其內容卻為在爐心內仍有用過核子燃料期間，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式，請修正。					
6. 表 5-10/表 5-11，於拆除期間和廠址復原期間需維持運轉系統中，仍有多項系統運轉，請說明其電力來源。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用。其中，核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日) 1 年前(109 年 12 月 27 日)送審。					
2.當爐心仍有燃料期間，將依爐心仍有燃料之電廠組態之相關事項辦理:仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。除役期間當所有核子燃料均已移出爐心後，爐心依法不能再裝填核子燃料，因此控制棒驅動系統不再執行控制爐心反應度的設計安全功能。					

3.依本章第一、(一)、3.所做的分析係根據「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 - 反應器廠房外主蒸氣管破裂、燃料吊運事故及控制棒掉落事故[8]」，故此處所述之吊運用過燃料束並發生重物墜落為用過核子燃料束。

4.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用。其中，核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日) 1 年前(109 年 12 月 27 日)送審。

5.有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用。其中，核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日) 1 年前(109 年 12 月 27 日)送審。

6.表 5-10 與表 5-11 的系統主要為低放射性廢棄貯存庫、開關場、減容中心等相關系統，其電力來源將另行規劃由外界配電系統提供。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.請將答復內容適當納入除役計畫中。

2.請將答覆適當納入除役計畫修訂。

3.請將重物修訂為實際分析之物件(即一束用過核子燃料)。

4.本項提問為請針對爐心仍有燃料期間之系統運轉需求，就除役計畫內容適當修訂，請確實就提問提出答覆及修訂。

5.本項未就意見提出正確答覆，請重新答覆。

除以上第 1~5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 已依審查意見進行修訂，詳如附件 05-029-01-B 所示。

2. 已依審查意見進行修訂，詳如附件 05-029-02-B 所示。

3. 已依審查意見進行修訂，詳如附件 05-029-03-B 所示。

4. 當爐心仍有燃料期間，將依爐心仍有燃料之電廠組態之相關事項辦理:仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。

5. 在核二廠永久停止運轉且爐心燃料自反應器移至燃料廠房用過核子燃料池時，將進行氣渦輪機拆除作業，因此停止運轉系統包含：氣渦輪機廠房通風系統(系統編號 173)、35000 公秉油槽與氣渦輪機燃料傳送系統(系統編號 188)、氣渦輪發電機組系統(系統編號 202)及陰極防蝕--氣渦輪機出水口地下燃油輸送管(系統編號 234)。其餘系統，在爐心內仍有用過核子燃料期間，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。詳如附件 05-029-05-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：

1.第五章

2.第五章第三、(一)、1.節

3.第五章第一、(一)、1.節

5.第五章第五、(一)、1.節

第 3 回合審查意見

1. 同意答覆，本項列入重要管制事項。

2. 同意答覆，本項列入重要管制事項。

3. 同意答覆。

4. 本項應是台電公司依權責就核子燃料未全部移出爐心之狀況，提出如 PDSAR/PDTS 之修訂申請，經主管機關審查核可後據以辦理，而非僅答覆「依據主管機關(原能會)規定辦理」。請再提出適當答覆，並將答覆納入除役計畫中。

5. 本項意見係指出五、(一).1 節係應就爐心仍有燃料期間停止運轉系統進行說明，但實際內容卻僅敘及仍需運轉系統之原則部分，且所述「依據主管機關(原能會)規定辦理」亦須依前項(05-029-4)之意見重新修正。請再提出適當答覆，並將答覆納入除役計畫中。

除以上第 4 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.遵照辦理。

2.遵照辦理。

4. 本公司將於核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改中，詳細說明除役各階段應持續運轉系統之運轉方式。核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。本說明將加入除役計畫中，詳如附件 05-029-04-C 所示。

5. 核二廠運轉執照屆滿，當爐心仍有燃料期間可停止運轉之系統，本公司將於核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改中詳細說明。核二廠除役

期間安全分析報告與技術規範之修改於核二廠#1 執照屆期(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。詳如附件 05-029-05-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： 4.第五章第三節 5.第五章第一、(一)、1.節
審查總結回合意見
4.同意答覆。 5.同意答覆。

意 見 編 號		審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
	05-030	S08、S16、B09、 C02、B03、B08、 B01、B10	五	5-27、5-36、 5-80、5-44、 5-49、5-81、 5-82	結 案
第 1 回合審查意見					
1.本章出現多處 KV 字樣，請修正為 kV 保持一致性。 2.第 5-5 頁所提「前段所述池水至沸騰前有充足的時間可進行列置相關之事件緩解設備，並在本章第二、(一)、1.節提供 4 條外部補水途徑，確保用過核子燃料池水位保持在用過核子燃料池頂部」，然在本章二、(一)、1.節中未見上述之 4 條外部補水途徑，應為二、(一)、3.節，請澄清後修正。 3.第 5-12 頁，「考量用過核子燃料移熱運轉規劃，用過核子燃料池島區運轉到所有核子燃料移出用過核子燃料池，不再需要用過核子燃料冷卻功能運作後停止運轉。」最後一句之語序或敘述方式請再進行調整便於理解。 4.第 5-12 頁，「…目的支援核子燃料退出用過核子燃料池前進行用過核子燃料池冷卻與核子燃料完整性監控」之敘述有漏字，建議修正為「目的在於支援核子燃料退出用過核子燃料池前進行用過核子燃料池冷卻與核子燃料完整性監控」。 5.第 5-27 頁所提「用過核子燃料池島區廠房除污期間停止運轉系統，分類結果如表 5-14 所示」，表 5-15(續) 是否應為表 5-14(續)，請說明。 6.第 5-27 頁所提「用過核子燃料池島區廠房拆除期間，拆除範圍內之設備系統皆停止運轉，分類結果如表 5-15 所示」，內容中只列表 5-15(續)，是否應為表 5-16，且 5-82 頁所列表 5-15(續)，是否應為表 5-16(續)，請說明。 7.計畫中之「運轉規範」改為「技術規範」。 8.第 5-18 頁，(2)重要非安全相關系統載明「系統由安全相關系統變更為重要非安全相關系統時，應確認系統與其他安全相關系統之界面」，「應確認」					

應修正為台電公司之作法的用詞，如「將確認」。

9. 第 5-36 頁所提「在機組永久停機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，詳如表 5-16 所示」，表 5-16 應為表 5-17，請修正。另表 5-17 所列除役期間應執行檢測結構物清單只有 9 項，而不是 12 項，請說明。
10. 第 5-39 頁，「而在循環水及外部循環水系統提供海水」是否正確。
11. 第 5-44 頁所提「機組於永久停機後需經由設計變更或新增系統，以滿足用過核子燃料池島區運轉的設計需求，如表 5-18 所示」，表 5-18 是否應為表 5-19，請修正。
12. 第 5-46 頁內文提及之表 5-17 是否正確。
13. 第 5-49 頁所提「本節停止運轉系統為本章第二、(三)、1. 節系統安全分類中的留用系統與停用系統」，本章第二、(三)、1. 節是否應為二、(四)、1. 節，請修正。
14. 第 5-80 頁，表頭之表 5-15(續)是否正確。
15. 第 5-80 頁，是否漏了表 5-15。
16. 第 5-82 頁表頭之表 5-15(續)是否正確。
17. 表 5-17 除役期間應執行檢測結構物清單；請澄清其依據及結構物清單項目。另有關結構檢查部分，第 5-36 頁提及除役期間應執行之結構物檢查共計 12 項，詳如表 5-16 所示，惟與頁 5-81、5-82 內容不一，請澄清。
18. 第 5-80 頁至第 5-83 頁，表編號誤植，請勘誤並更正。
19. 於反應器永久停機且所有燃料移至用過燃料池時，需維持運轉安全總計 136 項，其中計有 42 項為安全相關系統，此與附錄 C 所列有所差異，請澄清說明。
20. 第 5-28 頁內文提及 42 項安全系統，但表 5-5 列有 43 項安全系統。
21. 第 5-5 頁，「並在本章第二、(一)、1. 節提供 4 條外部補水途徑，確保用過核子燃料池水位保持在用過核子燃料池頂部」，請確認原文章節引用是否應為二、(一)、3. (1) 節。
22. 第 5-56 頁，參考文獻中項目 2 及 6，皆引用國內法規，惟年份格式分別為「中華民國 92 年 8 月 27 日」與「97 年 1 月」，兩者不一致，格式應統一。
23. 第 5-18 頁，(2)重要非安全相關系統載明「系統由安全相關系統變更為重要非安全相關系統時，應確認系統與其他安全相關系統之界面」，「應確認」應修正為台電公司之作法的用詞，如「將確認」。
24. 第 5-5 頁，「3. 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」第 2 段末行所述「用過核子燃料池頂部」是否有誤，請釐清修正。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依本章第二、(二)節除役計畫系統清單建立之方法建立，建立之清單中各系統名稱依據為使用核二廠執照文件建立，因此報告中所見之 KV 從核二廠執照文件取得，但報告中，非涉及系統名稱而是物理單位，則使用 kV，因此，建議保持現有系統名稱。
2. 依據審查意見本章二、(一)、1. 節將修訂為本章二、(一)、3. 節。詳如附件 05-030-02-A 所示。
3. 參考審查意見，該段修訂為「核二廠除役期間用過核子燃料池島區主要涵

蓋燃料廠房及廢料廠房，目的在於提供支援核子燃料退出用過核子燃料池前之用過核子燃料冷卻功能與核子燃料完整性監控功能，設計時亦考量支援放射性廢液處理相關系統運作。在用過核子燃料移熱運轉規劃中，用過核子燃料池島區持續運轉直到所有核子燃料移出用過核子燃料池，此時不再需要用過核子燃料冷卻功能運作，用過核子燃料池島區可停止運轉，並進行後續的除污與拆除作業。」詳如附件 05-030-03-A 所示。

4. 參考審查意見，該段修訂為「目的在於提供支援核子燃料退出用過核子燃料池前之用過核子燃料冷卻功能與核子燃料完整性監控功能，」。詳如附件 05-030-04-A 所示。

5. 5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。5-27 頁所提之內容「用過核子燃料池島區廠房除污期間停止運轉系統，分類結果如表 5-14 所示」則無須修訂。詳如附件 05-030-05-A 所示。

6. 5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。5-27 頁所提之內容「用過核子燃料池島區廠房拆除期間，拆除範圍內之設備系統皆停止運轉，分類結果如表 5-15 所示」則無須修訂。詳如附件 05-030-06-A 所示。

7. 謝謝委員提醒，修改為運轉技術規範。詳如附件 05-030-07-A 所示。

8. 依審查意見要求修訂，修訂為「將確認」。詳如附件 05-030-08-A 所示。

9. 5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。結構物應為 9 項，該段應修訂為「在機組永久停機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 129 項，詳如表 5-16 所示」詳如附件 05-030-09-A 所示。

10. 修訂為「而再循環水及外部循環水系統提供海水」詳如附件 05-030-10-A 所示。

11. 5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。5-44 頁所提「機組於永久停機後需經由設計變更或新增系統，以滿足用過核子燃料池島區運轉的設計需求，如表 5-18 所示」則無須修訂。詳如附件 05-030-11-A 所示。

12. 5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁

表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。5-46 頁「表 5-17 為核二廠除役期間兩部機共用的非安全相關系統，」則無須修訂。詳如附件 05-030-12-A 所示。

13.修訂為「本節停止運轉系統為本章第二、(四)、1.節系統安全分類中的留用系統與停用系統。」詳如附件 05-030-13-A 所示。

14.5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。詳如附件 05-030-14-A 所示。

15.5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。詳如附件 05-030-15-A 所示。

16.5-80 頁至 5-83 頁表格編號誤植，因此修訂如下：5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。詳如附件 05-030-16-A 所示。

17.5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。詳如附件 05-030-17-A 所示。

18. 5-80 頁表 5-15(續)修訂為 5-14(續)；5-81 頁表 5-16 修訂為 5-15；5-82 頁 5-17 修訂為 5-16；5-83 頁表 5-18 修訂為 5-17，表 5-19 修訂為 5-18。詳如附件 05-030-18-A 所示。

19. 該段數字誤植，應修訂為「於反應器永久停機且所有燃料移至用過核子燃料池時需維持運轉系統總計 140 項，其中計有 43 項系統於持照運轉期間被歸類為安全相關系統」詳如附件 05-030-19-A 所示。

20. 該段數字誤植，應修訂為「於反應器永久停機且所有燃料移至用過核子燃料池時需維持運轉系統總計 140 項，其中計有 43 項系統於持照運轉期間被歸類為安全相關系統」詳如附件 05-030-20-A 所示。

21.應為第二、(一)、3.(1)節，應此修訂為「並在本章第二、(一)、3.節提供 4 條外部補水途徑，確保用過核子燃料池水位保持在用過核子燃料池頂部。」。詳如附件 05-030-21-A 所示。

22.本計畫參考文獻中之紀年使時用如下所述：參考文獻中第一個以民國紀年的參考文獻時，須冠上中華民國，例如：中華民國 92 年，後續再遇上民國紀年時則不再冠上中華民國，例如：97 年 1 月。

23.依審查意見要求修訂，修訂為「將確認」。詳如附件 05-030-23-A 所示。

24.感謝審查委員意見，該處應為用過核子燃料頂部，修訂為「用過核子燃料頂部上方穿越孔」。詳如附件 05-030-24-A 所示。

(增加 1 題之答覆):將依據程序書《維護法規結構檢查及監測》之相關要求，進行結構檢查與執行監測程序，程序書中所列廠區內外待檢測結構物，在機組永久停機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 9 項，如表 5-16 所示，表列結構物將於除役期間，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。5-80~5-83 頁表格編號誤植，除役期間應執行檢測結構物清單依然是表 5-16 修正為「或支援安全相關系統運轉的結構物共計 9 項，詳如表 5-16 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：

2.第五章第一、(一)、3.節

3.第五章第二、(一)、3.節

4.第五章第二、(一)、3.節

5.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

6.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

7.第五章

8.第五章第二、(四)、1.、(2)節第 1 段

9.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19

10.第五章第六節

11.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

12.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

13.第五章第五節

14.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

15.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

16.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

17.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

18.第五章表 5-15、5-16、5-17、5-18、5-19。

19.第五章第三節

20.第五章第三節

21.第五章第一、(一)、3.節

23.第五章第二、(四)、1.節

24.第五章第一、(一)、3.節

第 2 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	05-031	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	附錄五.A	5-85	結案
第 2 回合審查意見					
2.除役爐心仍有燃料期間 containment system 和 ECCS 依目前規畫將會有那些變動？例如：附錄五.A 第 34 項之低壓爐心噴灑系統與第 35 項之高壓爐心噴灑系統是否會維持？					
第 2 回合審查意見答覆					
核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)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 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	05-032	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B08	五、一	5-7~8	結案
第 2 回合審查意見					
1.除役期間 SFP 補水能力的設計，依據 NRC 文件 ML15274A558 之 IR 2015-009 內容如下： the licensee changed the SFP makeup system to include components designed to the Seismic Category II seismic design classification, which is a lower seismic design classification than described in Section 9.1.3 of the UFSAR. This lower seismic design classification departed from the licensee's commitment to position C.8 of Regulatory Guide 1.13, "Spent Fuel Storage Facility Design Basis," as reflected in UFSAR Appendix 3A. Regulatory Guide 1.13, Position C.8, states that "a Seismic Category I system should be provided to add coolant to the pool." This departure from the regulatory commitment resulted in a more than minimal increase in the likelihood of occurrence of a malfunction of a system important to safety previously					

evaluated in the final safety analysis report (as updated).

故核二廠 SFP 補水能力的設計，包括用過燃料島區的設置，應維持與原 FSAR 承諾一致(或不低於)之做法，即依據 RG 1.13, “Spent Fuel Storage Facility Design Basis,” 之適當版次。(註：核二廠 FSAR 9.1.3 RG 1.13, Rev. 0)

2. 請說明除役期間因應爐心燃料相關 SSCs 老化管理做法以及提交期程。

第 2 回合審查意見答覆

1. 用過核子燃料池島區的設置多數設備沿用核二廠執照期間之設備，此類設備在除役期間和執照期間無異，因此在除役期間亦符合 FSAR 要求及相關法規之要求。用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，審核完後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

2. 本公司對於核二廠除役期間將建立一套核二廠除役期間的維護管理方案。由於除役過渡階段前期，為確保需維持運轉系統/設備可執行其預期功能，停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能的有效性，訂定此維護管理方案。主要內容包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)及除役過渡階段前期檢測計畫(PDSI/PDST)。確保除役過渡階段前期相關設備的可靠度，並確保爐心燃料及用過燃料池的安全。此維護管理方案於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

1. 同意答覆。

2. 同意答覆。用過核子燃料池仍有用過核子燃料期間，用過核子燃料池水位儀、水溫測量及相關補水措施等皆須維持可用。包括用過核子燃料池島區之用過核子燃料冷卻功能需求，控制站新增的設備，包括用過核子燃料池正常補水與緊急補水相關操作所需的設備亦皆須維持可用。本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

2. 遵照辦理

第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序(已結案 18 項，
共 18 項)

意見 編號	06-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、S14、S18、 C02、F02	一、(一)~ 一、(二)	6-1、6-2、6-5	結案
第 1 回合審查意見					
第 6-1 頁原文：「參考核一廠除役規劃經驗，核二廠運轉執照屆滿停機後，爐心內之用過核子燃料將會全部退出，並安全存放於用過核子燃料池中。……」。又依據除役計畫第十三章(第 13-2 頁)第 5~10 列文字說明：「於除役過渡階段，用過核子燃料分別貯存於燃料廠房之用過核子燃料池與反應器爐心，……。用過核子燃料池島區建立前，須進行護箱裝載池復原工作，此時用過核子燃料將短暫貯存於反應器廠房之上燃料池。配合護箱裝載池復原及乾貯設施啟用，部分用過核子燃料從用過核子燃料池移至乾貯設施，爐心及暫存上燃料池之用過核子燃料將可完全移至用過核子燃料池。」配合除役計畫本章「圖 6-1 除役過渡階段作業排程」工作編碼 1.5.4 用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施之時程為 114 年 7 月 1 日~115 年 12 月 31 日。 1. 請說明核二廠運轉執照屆期時，目前用過核子燃料池是否有足夠空間存放退出爐心內的核子燃料；若無足夠空間，有無備案規劃以避免除役時程受到影響？按 1 號機使用現況，如何在除役過渡階段，將爐心之用過核子燃料貯存於用過核子燃料池島區中？ 2. 因第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)可貯存所有核二廠用過核子燃料(約 11000 束)，然本除役計畫未提及使用戶外型”第一期用過核子燃料乾式貯存設施”之過渡角色？建議於除役過渡階段之規劃內容加入使用”第一期用過核子燃料乾式貯存設施”之角色說明。 3. 與核一廠面臨相同問題：第一期用過核子燃料乾式貯存設施無法如期使用時，爐心(624 束)用過核子燃料將無法移至用過核子燃料池，請問該如何因應？圖 6-1 1.3 有提到第一期用過核子燃料乾式貯存設施的測試，其設計與興建完成的期限為何？乾式貯存設施之完成與使用為除役過渡階段是否能按時完成的重要關鍵，假如有未預期因素而延宕，請說明是否有因應措施？並說明圖 6-1 中敘述，規劃於 110 年 12 月 28 日至 113 年 6 月 30 日期間，進行第一期用過核子燃料乾式貯存設施測試之合理性。 4. 請說明按現況預估，核二廠運轉執照屆滿時，1、2 號機用過核子燃料貯存狀態，包括：用過燃料池可容納燃料束容量、燃料裝載池容量、上池容量、反應爐容量，及其分別對應之已填入燃料數量、剩餘可用容量及總燃料束					

數量。

第 1 回合審查意見答覆

- 1.核二廠運轉執照屆期後，用過核子燃料池的空間並不足以容納爐心退出之用過核子燃料，故部分原貯存於用過核子燃料池中之用過核子燃料需先退至「第一期用過核子燃料乾式貯存設施」中，用過核子燃料池才有足夠空間可容納爐心退出之用過核子燃料。
- 2.承上題回覆內容，「第一期用過核子燃料乾式貯存設施」仍需少量短期使用，使爐心內之用過核子燃料可順利退出，將補充上述文句於適當段落中。詳如附件 06-001-02-A 所示。
- 3.(1)台電公司將持續維持爐心內用過核子燃料的安全，並持續推動「用過核子燃料乾式貯存設施」啟用，以便及早將用過核子燃料移至乾式貯存設施進行貯存。
(2)「第一期用過核子燃料乾式貯存設施」預計於 110 年底前興建完成。
(3)台電公司將持續推動「第一期用過核子燃料乾式貯存設施」相關作業。同時亦積極推動第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)之申照與興建作業。俟高放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物集中貯存設施建置完成後，所有用過核子燃料將運送至高放射性廢棄物最終處置設施進行處置或放射性廢棄物集中貯存設施貯存。
(4)有關「第一期用過核子燃料乾式貯存設施」之測試時程規劃係寬估，如有提早完成即可提早進行其他相關作業。
- 4.核二廠運轉執照屆滿時，預估其 1、2 號機燃料束數量列表如下：

1 號機	可用容量	燃料束數量	剩餘可用容量
用過燃料池	4,371 束	4,370 束	1 束
燃料裝載池	438 束	438 束	0 束
上池容量	663 束	0 束	663 束
反應爐容量	624 束	624 束	
燃料束總數量		5,432 束	

2 號機	可用容量	燃料束數量	剩餘可用容量
用過燃料池	4,389 束	4,386 束	3 束
燃料裝載池	438 束	438 束	0 束
上池容量	663 束	0 束	663 束
反應爐容量	624 束	624 束	
燃料束總數量		5,448 束	

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

同意答覆。

第 3 回合審查意見

同意答覆，核子反應器爐心仍有用過核子燃料之安全分析報告、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。本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。

意見編號	06-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05、B07、C02	一、(一)	6-1、6-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 目前規劃時程乃根據目前可預見情況所規劃，宜進行風險管理，補述可能發生之風險狀況與其之應對措施。 2. 請說明核一除役規劃經驗如何回饋至核二除役規劃？ 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？廢棄物堆置與暫存預定區之空間充足性是否有所探討？ 4. 報告原文：「... 建置新設廢液處理系統與廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(以下簡稱 WOHESS)。」 (1)請說明需要新建 WOHESS 之原因。 (2)請於本章內文妥適標註 WOHESS 細部規劃內容之章節。 (3)請引用對應之章節於這裡的安定化處理。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 台電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： 台電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，台電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。 2. 本公司進行核二廠除役計畫內部審查時，已有參考比對核一廠除役計畫審查意見，進行經驗回饋。依核一廠除役規劃經驗，將用過核子燃料貯存相關作業時程規劃如下：					
工作		工作任務		時程	

編碼		
1.3	第一期用過核子燃料乾式貯存設施測試	110 年 12 月 28 日 ~113 年 6 月 30 日
1.4	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施 (含再取出單元)申照與興建(1)	110 年 12 月 28 日 ~118 年 12 月 31 日
1.5	燃料廠房用過核子燃料池島區貯存(1)	110 年 12 月 28 日 ~118 年 12 月 31 日
2.3	燃料廠房用過核子燃料池島區貯存(2)	119 年 1 月 1 日 ~127 年 12 月 31 日
2.4	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施 (含再取出單元)申照與興建(2)	119 年 1 月 1 日 ~122 年 12 月 31 日

3. (1)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。核二廠運轉期間已有 500 系列營運程序書(地震緊急程序書、核二廠防颱作業程序書、核二廠防汛作業程序書)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。

(2)有關廢棄物堆置與暫存預定區已於第九章之「三、除役低放射性廢棄物處理規劃」中有預做規劃，應足夠因應拆除作業時進行暫存。

4. (1)廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)係以雙氧水在溶液中氧化分解廢粒狀樹脂，經濕式氧化後之反應液，利用氫氧化鋇為中和劑調節反應液之 pH 值，不僅可使氫氣逸出反應液，亦可將反應液中之硫酸與硫酸鹽轉化為硫酸鋇。所得之濕式氧化殘渣，再以沸水式核電廠濕性廢料高效率固化方法(High-Efficiency Solidification Technology for BWR Wet Wastes，簡稱 BWRHEST)進行固化，產生的固化體之容積為原來廢粒狀樹脂容積的 40%以下，可達廢粒狀樹脂之管理兼收減容與安定化的雙重目標及效益。

(2)有關 WOHESS 規劃在第九章中已有描述。

(3)本章所提之安定化處理，在九、三(二)除役低放射性廢棄物處理設施規劃中已有描述。

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 2 回合審查意見

1.請台電公司就除役與運轉期間不同之情境，針對風險管理所需採取之管理措施再行檢視，並提出較詳細規劃作法及實施期程之說明。

3.已於第九章之「三、除役低放射性廢棄物處理規劃」中有預做規劃，規劃之內容為何?請台電公司摘要說明第九章之「三、除役低放射性廢棄物處

理規劃」之內容，以佐證足夠因應。

4.(1)針對本題 4(1)應該說明的是新建 WOHESS 之原因，而非 WOHESS 的功能，請具體說明核二廠目前用過廢樹脂處理、貯存策略，並說明是否有必要新建 WOHESS。

4.(2)所提有關 WOHESS 規劃在第九章中已有描述，請台電公司摘要說明規劃之內容。

4.(3)所提在九、三(二)除役低放射性廢棄物處理設施規劃中已有描述，請台電公司摘要說明規劃之內容。

除以上第 1、3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.台電公司風險管理實施方案係依據行政院「行政院所屬各機關風險管理及危機處理作業基準」及經濟部「經濟部及所屬機關機構風險管理及危機處理作業原則」訂定。雖然除役與運轉期間不同之情境不同，但除役間之風險管理措施及辦法與運轉期間相同，皆是參考行政院及經濟部的風險管理及危機處理作業基準與原則來訂定，未來將考量納入除役重要策略(如：燃料池島區建立、安全相關系統之運轉策略等)，持續依據台電公司內風險管理機制進行風險管控。

3.擬更正第 1 回合審查意見答覆內容如下：

廢棄物堆置與暫存預定區將配合除役拆除作業進程，規劃於廠房內適當區域設置，該區域大小將同時考量廢棄物產生速度及運輸至貯存庫之速度加以決定，同時亦會考量發生天災(地震、風、水災)或運送機具故障等因素。

4.(1)核二廠廢粒狀樹脂原先使用水泥固化法固化處理，因固化體品質有劣化之現象，故核二廠放射性廢粒狀樹脂，自 79 年底起改採脫水後裝桶暫存。物管局於 97 年 10 月 22 日修正放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則第十五條之一略以，未經安定化處理之放射性廢棄物，經營者應提報安定化處理計畫。

台電公司依法提報「各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫」(內容包括廢粒狀樹脂以 WOHESS 處理)，報請主管機關核准後實施。核二廠已於 99 年 4 月委託核研所辦理「廢粒狀離子交換樹脂濕式氧化暨高效率固化系統」案，並於 103 年 9 月完成冷測試。

(2)廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)可用於處理廢粒狀離子交換樹脂。其處理容量規劃約為 40 kg/h，每年約可處理 600 桶廢粒狀樹脂。預估減容比為 2.5 至 3.0 間。低放射性廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統設置位置為新建低放射性廢棄物貯存庫。

(3)廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)可用於處理廢粒狀離子交換樹脂。前述系統係以雙氧水將廢樹脂的有機成份氧化生成 CO₂ 與 H₂O，所產生之濕式氧化殘渣可經高效率固化後進行貯存。

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：

第 3 回合審查意見

1. 有關除役期間之風險管理，請台電公司明確說明如何納入 IAEA DRiMa 之作法，提出相關期程規劃之說明，並請依原審查意見「就除役與運轉期間不同之情境，針對風險管理所需採取之管理措施再行檢視，並提出較詳細規劃作法及實施期程之說明」辦理。

3., 4. 同意答覆。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1. 爐心仍有燃料期間仍會沿用運轉期間之模式，並依實際情況(如：須維持運轉系統等)設定所需參數，確實評估及管控核能電廠機率式風險評估。另台電公司將於一號機運轉執照屆期一個月前完成除役專案風險管理相關程序書，作為核二廠除役期間專案風險管理之依循。

2. 另考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 1 回合審查意見答覆如下：

本公司進行核二廠除役計畫內部審查時，已有參考比對核一廠除役計畫審查意見，進行經驗回饋。依核一廠除役規劃經驗，將用過核子燃料貯存相關作業時程規劃如下：

工作 編碼	工作任務	時程
1.3	第一期用過核子燃料乾式貯存設施測試	110 年 12 月 28 日 ~113 年 6 月 30 日
1.4	第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施 (含再取出單元)申照與興建	110 年 12 月 28 日 ~118 年 12 月 31 日
1.5	燃料廠房用過核子燃料池島區貯存(1)	110 年 12 月 28 日 ~118 年 12 月 31 日
2.3	燃料廠房用過核子燃料池島區貯存(2)	119 年 1 月 1 日 ~123 年 12 月 31 日

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：無

審查總結回合意見

同意答覆。

意 見 編 號	06-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、S18、B12	一、(一)	6-3、6-4	結案

第 1 回合審查意見

- 1.(一) 時程規劃基礎 2.(1):「於反應器廠房及汽機廠房，設置數個低放射性廢棄物處理區域(如切割、除污、固封等用途)。」請問這些廠房的通風、過濾系統，是否有需要因應切割、除污等作業而改/加裝，抑或現有的通風、過濾系統已足夠因應？
- 2.(一) 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.(一) 時程規劃基礎 5.(4):「...，將用適當之機具破碎，並以級配方式混合回填。」請補充說明將此再生級配粒料混合回填方式，將依據哪些相關準則進行？
- 4.(一) 時程規劃基礎 5.(6):「地表下 1 m 以上之空間，再以覆土覆蓋。」其中“再”字似乎意味承接 5.(5) 之 1m 以下廠房結構物受放射性污染之處理方式。請問此項是否也涵蓋無污染之建物結構拆除後的空間，如為通例性的建物處理方式，建議去掉“再”字比較明確。另外，除了調查廠房結構物受放射性污染外，此處並未對土壤可能受污染的情況的處理作出說明，是否在其他章節有相應的處理？
5. 本章敘述規劃建物拆除彙整如表 6-1，請說明循環海水泵室、緊急循環水取水結構，以及地下之管路、管溝、油槽和結構等，是否納入拆除範疇內，並請說明國外經驗。

第 1 回合審查意見答覆

1. 第九章之「三、除役低放射性廢棄物處理規劃」中有規劃臨時廢棄物處理區域，因既有之廠房通風過濾系統應可足夠因應處理需求，故初步規劃利用既有之通風過濾系統。
2. 時程規劃基礎 5.(5):「挖除污染之結構物」拆除下來後，經過偵檢與分離後符合外釋標準的混凝土塊，參考法規「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，並用適當之機具破碎至一定粒徑(約為 30 cm)以下，後續將依 5.(4)以可外釋混凝土塊級配方式混合回填，其回填之級配料為無污染之混凝土。
3. 經破碎之廢棄混凝土塊粒料將視為再生級配料，其回填方式將參考我國公共工程委員會之公共工程施工綱要規範之開挖及回填工作辦理，回填工作應分層填築，每層鬆方厚度不得超過 30cm，回填料不得含有機物、木材及其他雜物。級配料粒徑則參考我國公共工程委員會之公共工程施工綱要規範，回填之材料粒徑不宜超過 200mm。
4. 時程規劃基礎 5.(5) 之 1m 以下廠房結構物受放射性污染之處理方式可涵蓋無污染之建物結構拆除後的空間處理方式。時程規劃基礎 5.(6)將修正為「地表下 1 m 以上之空間，以覆土覆蓋。」，詳如附件 06-003-04-A 所示，其覆土來源為核二廠內挖方區，包括乾式貯存場、新建貯存庫等。針對土壤可能受污染的情況的處理，已於本計畫第八章表 8-2 除污方式要點進行說明。

5.(1)表 6-1 列出規劃拆除之主要建物，循環海水泵室與緊急循環水取水結構僅拆除設備（如：循環水泵(circulating water pump)、迴轉攔污柵(Traveling Screen)等），建物結構體將保留，故未將其列入表 6-1。 (2)渠道使用期間之維護作業將依除役期間維護管理方案辦理。 (3)核二廠過去已有更換 2 部機汽機轉子(約有 140 噸重)的運送經驗，其中部分運送路線即為目前規劃廢棄物盛裝容器之廠內運送路線，另前述廠內運送路線亦為現行廢棄物運送之部分路線，綜合前述成功之運送經驗，且大型廢棄物經切割後才放入盛裝容器內進行運送，故廠內運送路線應可承受廢棄物盛裝容器之重量。 (4)依台電運轉近 40 年經驗，廠區內地下水入滲掏空道路地基之可能性相當低。 (5)考量未來廠址可能再使用於發電事業，仍需海水進行冷卻的可能性，但現有設備應不符需求，故拆除現有循環海水泵室與緊急循環水取水設備，保留建物結構體，未來於建物內裝設相關設備或用於其它需求。
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：一、(一)、5
第 2 回合審查意見
3.根據工程會之施工規範，第 02317 章構造物回填規定，用石塊或礫石摻粒料回填之材料最大粒徑不得大於 10cm，且細料所佔之百分比，應足以填充任何孔隙並能均勻夯實至規定壓實度者。請再檢討依據之規範。 除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
3.參考我國公共工程委員會之公共工程施工綱要規範第 02332 章營建剩餘土石方材料回填，回填之材料粒徑不宜超過 200mm。另外以美國為例，目前無相關聯邦法規規定。參考 Zion 核電廠(伊利諾州)除役文件「TSD-14-005 BACKFILL MATERIAL SPECIFICATIONS Revision 0」，提及其回填物粒徑不可超過 10” (25cm)。 綜上所述，200mm 的要求是合宜的。此處所引用之回填原則僅參考第 02332 章營建剩餘土石方材料回填中的粒徑大小規定。由於未來上方不會有承載物，因此暫無考量回填夯實密度。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見 編號	06-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S02、S05、 S18、B07、F09	一、(二)	6-6	結案

第 1 回合審查意見

- 1.(二).1.(4):「...惟低放射性廢棄物貯存庫之工程設計興建、招標與取得運轉執照等，不包含於本計畫內。」
 - (1)請問建置期間為何？規劃地點及內容為何？
 - (2)請問貯存庫興建進度如何能配合除役計畫拆除後廢棄物貯存之時程？
- 2.(二).1.(6):符合外釋標準廢棄物，於除役期間應依據「放射性物料管理法」、「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」及「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」等規定進行外釋作業。惟台電公司應訂定「除役廢棄物外釋作業計畫」，並據以執行除役廢棄物之外釋作業，請修正本段敘述。
- 3.(二).2.(1):「因應除役低放射性廢棄物處理需求，反應器廠房及汽機廠房部分空間改建為低放射性廢棄物處理區域；於新建低放射性廢棄物貯存庫建置新設廢液處理系統與 WOHESS。」依據「申請設置低放射性廢棄物貯存設施安全分析報告導則」之第八章設施之輻射安全評估、一、正常運作時之安全評估、(四)廢水、廢氣處理系統排放對設施外民眾之輻射劑量評估。為何新建低放射性廢棄物貯存庫沒有建置新設廢氣處理系統？
- 4.針對有、無污染之鋼筋混凝土廢棄物是否有分區堆置？堆置區是否有隔離措施？

第 1 回合審查意見答覆

- 1.(1) 建置期間預計約 7 年，規劃地點為座落於原 3、4 號機預定地，2 期乾貯場西方，建築基地面積約長 143 m × 寬 106 m，規劃為地下 2 層及地上 4 層，共 6 層樓之構造物。
 - (2) 依據除役工作分解架構(WBS)規劃，新建貯庫興建將在預期接收大量廢棄物前完成；原有之貯存庫於電廠除役期間仍有部分空間，亦可接收廢棄物。
- 2.本公司前已於 97 年提送「廢棄物外釋作業計畫」予大會審查，除役期間廢棄物外釋管理將考量修訂前述作業計畫後再送大會審查。
- 3.新建貯庫設計有包含廠房通風、過濾系統，而 WOHESS 本身則有逸氣處理系統。
- 4.鋼筋混凝土廢棄物將於廠房內進行偵檢，經偵檢判定可外釋之鋼筋混凝土廢棄物將運送至鋼筋混凝土分離場之”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；若經偵測發現不符標準者，先移至設有圍籬之專設區域，待進一步處理。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見 編號	06-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、S18、B12	一、(二)~ 一、(三)	6-6、6-8、 6-11	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本章敘述除役各階段之目標及時程，目前規劃是以一號機運轉屆滿停止運轉日(110/12/27)為除役起算日，以二號機運轉屆滿停止運轉日起算 25 年後(137/3/14)為除役完成日。從圖 1-1 核二廠除役時程規劃及圖 6-1~6-4 除役各階段作業排程，請說明兩部機共同執行作業事項及期程。 2. 除役各項工作目前預計的時程是否有一一考慮留有多少餘裕度，時程餘裕度較少的關鍵工作有那些，一旦遭遇技術或非技術障礙時的替代方案為何，可否加以具體的描述？ 3. 除役過渡階段之各除役作業項目的規劃與發包工作內容，配合「圖 6-1 除役過渡階段作業排程」工作編碼 1.2 各除役作業項目的規劃與發包之時程為 110 年 12 月 28 日~113 年 12 月 31 日。除役拆廠階段之各除役作業項目的規劃與發包，本項任務係配合除役拆除作業，故從除役過渡階段延續至除役拆廠階段，其工作內容相同，配合「圖 6-2 除役拆廠階段作業排程」工作編碼 2.2 各除役作業項目的規劃與發包之時程為 119 年 1 月 1 日~119 年 12 月 31 日。換言之，從除役過渡階段延續至除役拆廠階段之各除役作業項目的規劃與發包，共間隔了五年。建議將工作編碼 1.2 各除役作業項目的規劃與發包之時程修正為 110 年 12 月 28 日~118 年 12 月 31 日，讓除役計畫可以更精確與詳實的進行。 4. 第 6-8 頁有關”G.除役費用再評估”，建議此項除了在除役過渡階段進行評估，應可加入其他三個階段 (即除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段)進行評估。更利於精算並控制除役費用。 5. 除役過渡階段之各除役作業項目的規劃與發包，其工作內容包含「...除役需求設備修改...環境影響評估等工作規劃」，請說明需求設備為安全系統或非安全系統，並確認環境影響評估之時間點。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 圖 6-1~6-4 除役各階段作業排程係為目前規劃之核二廠除役兩部機需執行之作業事項及期程，後續實際進行除役作業時，將再配合拆除機具、作					

業安排等因素，適時調整兩部機執行作業期程，以避免相互干擾。 未來進入除役階段後將再發展更詳細之工作分解架構(WBS)，以便進行除役作業排程管控。 2. 目前時程係以現階段可預知之情況進行預估，在預估時已保有一定餘裕度，倘後續時程遭遇非技術障礙時，將再依當時情況進行調整，例如：必要時可以增加每日工時或增加工作班隊加以因應。 3. 感謝審查委員意見，將工作編碼 1.2 各除役作業項目的規劃與發包之時程修正為 110 年 12 月 28 日~118 年 12 月 31 日。詳如附件 06-005-03-A 所示。 4. 感謝審查委員意見，將除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段之工作項目加入「除役費用再評估」。詳如附件 06-005-04-A 所示。 5. 除役過渡階段之各除役作業項目的規劃與發包，其工作內容不含環境影響評估作業，將作修正，詳如附件 06-005-05-A 所示。除役需求設備包含電力設備、通風空調設備、火災警報設備、壓縮空氣設備、除污供水設備、廢液處理設備等，前述設備之安全等級依大會發布之「核能組件安全分類導則」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 6-1；一、(三)、2；一、(三)、3；一、(三)、4；一、(三)、1	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見 編號	06-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05、B18	一、(三)	6-9、6-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 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？ 2. 拆除過程時，振動可能引致現場或鄰近危險/污染物品之錯位或散落、或影響廠內仍運行之機具設備，請問是否有相關之防範措施？ 3. 第 6-12 頁：2.除役拆廠階段之(7)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。					

第 1 回合審查意見答覆

1. 施工廠商將參照台電公司現有之作業程序(如：100 系列程序書人員與設備安全)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。
2. 現場拆除作業將參照台電公司現有之作業程序 (如：100 系列程序書人員與設備安全)進行作業。拆除作業前應先清空現場可能掉落之危險或污染物品等，避免拆除作業振動引起掉落、發生事故。此外，由於拆除作業係採取逐間拆除，進行拆除作業時，拆除作業下方之機具設備應已停止運轉，以避免干擾；如機具設備無法停止運轉，則將於前述機具設備周圍搭建實體隔離防護措施，避免拆除作業影響其運轉。工作人員在進行拆除作業前將進行危害告知，在作業現場進行適當管制，以避免發生事故。
3. 在進行電纜拆解時，將參照台電公司現有之作業程序(如：100 系列程序書預防感電危害作業)進行，以避免工作人員發生感電意外，或影響須運轉設備之運作。此外，整個廠房斷電後會重新搭接臨時電源/訊號線或將有/無斷電之電纜清楚標註，將建立完整之現場管控機制，避免感電意外發生。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

- 3.(1)請再說明所提 100 系列程序書內容為何，並檢視是否可涵蓋除役狀況。此外，100 系列有上百份，應指出是 100 系列哪一份程序書。(2)請說明有何管控措施，以確認將相關措施反應於未來實務作業。

除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

- 3.(1)關於進行電纜拆解之作業安全規定，將參照台電公司核二廠營運程序書 105.2 預防感電危害作業程序書(目前最新版本為第 13 版，修訂日期為 106 年 1 月)，該程序書係依據職業安全衛生設施規則及台灣電力公司安全衛生章則彙編所訂定，主要目的是提升電廠工作人員作業安全，防止感電事故發生。防止感電事故發生之原則包括確實斷電隔離、驗電、配戴防護裝備等，除役作業中相關的感電危害預防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。
- (2)防止感電事故發生之原則包括確實斷電隔離、驗電、配戴防護裝備等，除役作業中相關的感電危害預防作業應可參考核二廠營運程序書 105.2 預防感電危害作業程序書之基礎，再依據除役作業實際需求建立管控機制。未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於

機組運轉執照屆期一個月前發行備用。
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 3 回合審查意見
同意答覆，惟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。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。 另考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 3.(2) 防止感電事故發生之原則包括確實斷電隔離、驗電、配戴防護裝備等，除役作業中相關的感電危害預防作業應可參考核二廠營運程序書 105.2 預防感電危害作業程序書之基礎，再依據除役作業實際需求建立管控機制。未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無
審查總結回合意見
同意答覆。

意 見 編 號	06-007	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S02、S18、B07、 C02	二、(一)~ 二、(二)	6-17~27	結 案
第 1 回合審查意見					
1.各種構件之切割後形狀，尺寸等，是否在本階段應有初步的規劃以便於日後進行細部工作發包？					
2.各式切割技術，其可自動化程度，設備所需的空間大小，操作時粉塵污染物的多寡與管控的難易，是否也可列入介紹與比較？					
3.有關混凝土切割技術，建議仿照金屬切割技術(表 6-9)，加入常用混凝土切割技術之優缺點比較表。					
4.有關「(一)切割拆除技術簡介」：					
(1)第 6-17~26 頁所提切割拆除技術，如接觸式電弧金屬切割(放電加工)、					

接觸式電弧金屬研磨(放電加工)、爆炸切割、研磨、軌道切割機等，並未列於在表 6-9 比較各種切割方法的優缺點中請補齊。 (2)各種技術成熟之切割方法均可靈活配合運用於實際拆解與拆除，但在費用、時間、輻射劑量等考量下，請問如何做出最佳化之決定？	
第 1 回合審查意見答覆	
1. 依據除役廢棄物的盤點結果，除役過程所產生之低放射性廢棄物，主要為金屬廢棄物、混凝土廢棄物及其他如乾性廢棄物、溼性廢棄物與保溫材等之廢棄物。有關需進行切割之放射性廢棄物，將依主管機關(原能會)核准之盛裝容器進行切割規劃。盛裝容器須經主管機關(原能會)核准後才能使用。針對低放射性廢棄物包裝容器規劃，已於本計畫第九章三、(三)低放射性廢棄物包裝容器規劃進行說明。 2. 將持續蒐集最新切割技術，並於本章表 6-8 補充目前各式切割技術之自動化程度、所需空間、粉塵產生等相關資料。詳如附件 06-007-02-A 所示。 3. 感謝審查委員意見，常用混凝土切割技術之優缺點比較表將補充於本章表 6-10。詳如附件 06-007-03-A 所示。本次新增表 6-10，後續表編號須一併變動，相關之表編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。 4. (1)感謝審查委員意見，接觸式電弧金屬切割(放電加工)、接觸式電弧金屬研磨(放電加工)、爆炸切割、研磨、軌道切割機等各種切割方法的優缺點比較將在本章表 6-9 中補充說明。詳如附件 06-007-04-A 所示。 (2)將由專業及管制部門(如：機械部門、保健物理組等)針對費用、時間及工作人員輻射劑量進行綜合評估後決策。如涉及高劑量率工作則將納入 ALARA 原則進行工作規劃。	
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：表 6-8；表 6-10(新增)；表 6-9	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意 見 編 號	06-008	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S14、B01	二、(二)	6-27~6-44	結 案
第 1 回 合 審 查 意 見					
1. 第 6-28 頁：反應器壓力槽及其內部組件係高度中子活化物件，須注重輻射安全與防護，請制定詳細拆除程序及作業場所輻安作業守則，以確保人員與環境安全。					
2. 對於反應器壓力槽及其內部組件之拆除，本章中提及內部組件的移除及切					

割作業多數選擇在水下以遙控方式執行，請說明是否有內部組件採取其他方式執行切割作業？

3. 第 6-29 頁：壓力槽頂蓋「在切割之前可先進行除污工作，以降低人員之工作輻射劑量及空浮濃度」，此處所指之除污工作，可能採用何種除污技術？其除污因子是否能有效降低壓力槽頂蓋之輻射劑量？建議評估針對中子活化組件進行除污的必要性。
4. 第 6-30 頁：「蒸汽乾燥器拆解的順序應由上而下，由外而內。」請問這樣的拆除順序是否也適用於其他反應器內部組件？是否有例外的情形？
5. 本章述及內部組件包括蒸汽乾燥器、汽水分離器與側板頂蓋、頂部導架、爐心底板、控制棒導管、爐心側板、噴射泵組件等，其切割規劃可使用機械式切割或熱切割技術，請說明採取熱切割技術時對於工作輻射劑量及空浮之影響，並請說明國外使用經驗。

第 1 回合審查意見答覆

1. 涉及高劑量率工作則將納入 ALARA 原則進行工作規劃，並參照台電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)辦理。
2. 針對拆解策略與參考國際已完成除役電廠經驗，加上考慮 ALARA 原則、廢棄物處置成本等，歐洲各國電廠將 RPV 所有內部組件的移除及切割作業選擇在水下以遙控方式執行，係以水作為輻射屏蔽防護。本公司為考量人員與環境作業安全，RPV 所有內部組件將採用水下切割。
3. 有關壓力槽頂蓋之拆解，參考過去核二廠大修經驗，壓力槽頂蓋開蓋後，不需除污即可吊出水面，拆除前之除污工作將考量拆解及除污作業造成之工作人員集體劑量及二次廢棄物產量(如廢液)等因素，進行綜合評估後再決定是否進行。如採取高壓水柱沖洗除污，污染物將被水柱帶走，成為廢液，之後僅需妥善收集廢液即可，應無造成污染擴散之虞。至於中子活化組件除污之必要性，將配合整體反應器拆除作業規劃進行評估。
4. 蒸汽乾燥器拆解的順序(由上而下，由外而內)可適用於其他反應器內部組件，但若發生組件幾何條件切割干涉問題，將依現場作業狀況進行調整。
5. 國外核電廠使用機械式切割與熱切割技術經驗簡述如下：西班牙 José Cabrera 電廠之反應器內部組件切割，使用機械式切割，RPV 活度 $1.25\text{E}4(\text{TBq})$ ，造成工作人員輻射劑量達 $142.8(\text{mSv-p})$ 。至於美國 Yankee Rowe 電廠之反應器內部組件切割，使用電漿切割(熱切割)，RPV 活度 $2.01\text{E}4(\text{TBq})$ ，造成工作人員輻射劑量達 $591(\text{mSv-p})$ 。故考量除役工作人員作業安全與廢棄物處理問題，目前趨勢仍以機械式切割為主，但也不排除搭配使用熱切割技術。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

- 3.各項評估過程的流程及結論請詳做紀錄，並遵守輻射安全作業守則，確保人員安全。
- 4.各種「非一般」條件的切割或作業，於現場作業前是否會預先進行評估與設計？若有請將相關作業的執行(幾何建模、模擬切割、動線設計等預先評估與設計)，簡易描述於除役計畫中。
- 5.請說明在什麼情況下台電公司會考量使用熱切割技術？
- 除以上第 3、4 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

- 3.感謝審查委員意見。未來反應器拆除作業之各項評估過程的流程及結論將會作成紀錄，同時遵守輻射安全作業守則，以確保人員安全。
- 4.感謝審查委員意見。未來反應器及其內部組件的切割作業，將於實際作業前進行模擬切割，並考量切割後組件運送與人員作業動線，進行現場作業前之預先評估與設計。已將上述內容撰寫於除役計畫適當章節中。詳如附件 06-008-04-B 所示。
- 5.參考國際經驗並考量工作人員接收劑量，目前規劃仍以機械切割技術為主，但不排除使用其他切割技術進行作業。

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：二、(二)、2

第 3 回合審查意見

同意答覆，惟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，應於除役拆廠階段前 1 年(117 年 12 月)提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

遵照辦理。

意見編號	06-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、C02	二、(二)	6-31~37	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 6-31 頁“超高壓減容處理”與 第 6-34 頁“強力擠壓設備達到減容”是否相同？有關減容技術如有多種，其技術、適用時機等請參照切割技術般作系統性介紹。					
2. 第 6-32 頁“頂部導板側邊有兩個凸出物，採用機械鋸切時應避免切過這兩個位置，以免刀具受到損傷。” 既然都已切割，如果凸出物也是與頂					

部導板相同材質，為何不能切過去？ 3. 有關飼水噴嘴，爐心噴灑噴嘴等，均為先切斷相關管路，此程序是否需用人工處理，抑可用自動化機械？ 4. 建議於”(12)噴射泵組件 A.基本資料”的段落末端，新增以下文字敘述：「參考本計畫第九章、一、(三)節之評估，噴射泵屬於超 C 類低放射性廢棄物。」
第 1 回合審查意見答覆
1. P6-31 “超高壓減容處理”與 P6-34 “強力擠壓設備達到減容”係屬相同技術。針對減容技術的介紹，已於本計畫第九章三、(二)除役低放射性廢棄物處理設施規劃進行說明。 2. 內部組件的切割規劃原則會盡量避開突出物，以減少刀具磨損與斷裂。 3. 飼水噴嘴，爐心噴灑噴嘴等組件，可依照費用、時間、輻射劑量等考量，選擇人工處理或自動化機械進行切割作業。 4. 感謝審查委員意見，將於”(12)噴射泵組件 A.基本資料”的段落末端，新增以下文字敘述：「參考本計畫第九章、一、(三)節之評估，噴射泵屬於超 C 類低放射性廢棄物。」詳如附件 06-009-04-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、(二)、2
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	06-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、B12、B18	二、(二)、 2	6-40	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 6-40 頁：(14)“水下切割作業注意事項”，但此前(1)至(13)均為反應器某構件，並在“2. 反應器壓力槽及其內部組件”的標題下，(14)顯然與此標題性質不太相同，建議納入正確的章節內。 2. 第 6-40 頁：反應器壓力槽底部之切割規劃中提及「壓力槽底部吊離爐穴後，置放於切割平台或固定架，組件不會產生傾斜或翻覆的狀況」。請說明於後續除役工作中涉及大型組件之拆除分解作業時，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為何(例如但不限於：地震)？又針對這些情況之因應措施為何？另外，建議此一議題應平行回饋於本計畫大型系統組件之切割規劃中。					

3. 第 6-40 頁：反應器壓力槽底部之切割規劃中提及「控制棒驅動室的作業是在空氣中進行，因此，搭建鷹架時須注意工作人員之輻射劑量，而管件切斷的工作可以自動化遙控方式進行」。請台電公司就此段敘述請釐清：此一在空氣中進行之作業是否有規劃搭建負壓帳蓬予以隔離？
4. 壓力槽底部切割處理，請註明低/高活度時之處理措施。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝審查委員意見，(14) 水下切割作業注意事項應屬於作業前須注意事項，故將原「第二、(二)、2、(14) 水下切割作業注意事項」移至「第二、(二)、1、(8)水下切割作業注意事項」。詳如附件 06-010-01-A 所示。
2. 在進行拆除作業時，應以適當工法為之，目前除役計畫書階段僅依原則性考量作業安全為首要前提，即待切割組件穩定性與人員安全，故僅考慮假想作業情境是以組件能夠從爐穴吊離，並且穩固吊運及置放於切割平台或固定架，而不致產生傾斜或翻覆之風險，並在切割作業過程能確保工作人員的輻射安全防護為主。
3. 感謝審查委員意見，原文「控制棒驅動室」係誤植，已修訂為「乾井底部」。在乾井底部進行拆除作業時，既有之廠房通風過濾系統應維持於可用狀態，並足可因應通風過濾之需求，故可利用既有系統進行通風過濾。其他拆除作業則需綜合考量拆除對象、採用工具及工作環境等因素，採行合適之輻射防護措施。詳如附件 06-010-03-A 所示。
4. 核二廠反應器壓力槽與其內部組件及生物屏蔽之中子活化分析，係採用合成多維確定性方法，即混合一維(ANISN)與二維(DORT)資訊，合成出三維中子通量分佈，詳細內容請參閱本計畫第九章、一、(二)、1 節之中子活化推估方法。而針對反應器壓力槽本體，並沒有再細切做活化分析(但爐內組件則有個別進行活化分析)，故現階段針對反應器壓力槽底部，並無法以低活度及高活度來做個別考量，僅能將反應器壓力槽底部視作活化廢棄物(屬 A 類低放射性廢棄物)來進行後續的切割與處理。

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：二、(二)、1；二、(二)、2

第 2 回合審查意見

2. 於規劃階段仍可針對壓力槽底部吊離爐穴此一工作項目，說明所考量之關鍵因素與因應措施，以確認貴公司能夠了解與掌握此工作安全要項，請就提問確實答覆。
3. (1) 答覆中所述「既有之廠房通風過濾系統應維持於可用狀態，並足可因應通風過濾之需求，故可利用既有系統進行通風過濾。」，請確認既有之廠房通風過濾系統為何？於拆除階段，相關既有通風系統是否如答覆，將保持運轉？(依除役計畫第 5 章，反應器廠房及乾井通風系統，並未列入燃料池島區整備/運轉期間須維持運轉之系統設備)。(2) 另外因通風系統可能涵蓋廠房多個區域，而拆除作業可能為局部空間作業，需針對拆除區域執行

包封隔離與配置通風過濾設備，請就提問再補充說明。
除以上第 2 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 有關壓力槽底部吊離爐穴之工作或涉及大型組件起重作業，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，核二廠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 795「起重搬運程序書」(目前最新版本為第 21 版，修訂日期為 108 年 1 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 737.1「起重機預防保養、測試檢查程序書」(目前最新版本為第 19 版，修訂日期為 107 年 3 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。

(3). 第二核能發電廠起重吊具設備管理要點，執行起重吊具年度檢查。

綜上所述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。

未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。

3.(1) 擬更正第 1 回合答覆內容，於乾井底部進行拆除作業時，將依當時情形考量工作環境及採用工具等因素，採行合適之輻射防護措施。可對局部區域進行隔離管制，並配置移動式通風過濾設備，再接到廠房通風系統排出。

(2) 感謝審查委員的意見。拆除作業大多是局部空間作業，未來將考量針對

拆除區域進行隔離與配置移動式通風過濾設備。
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：
第 3 回合審查意見
同意答覆，惟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。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。 另考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 2.未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無
審查總結回合意見
同意答覆。

意見 編號	06-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、S05、B07	二、(二)、 7	6-46~48	結案
第 1 回合審查意見					
1.有關“(3)職業安全衛生”： (1)多組人員在同一現場作業之交互安全影響的防範措施？ (2)現場人員作業安全防護措施(如：防護衣)之合格標準該如何認定？現場是否有常設受傷與生命救護設備？ (3)是否應有吊掛作業安全的相關規定？部份切割時工人眼睛保護的規定？侷限空間作業等規定？ (4)有關除役作業現場如何多處執行動火管制？					
2.拆除過程中，該如何分別收集或清理非污染/污染之粉塵、金屬屑、水、以及其三者之混合物，除役計畫應有所規劃。現場重機具與起重設備所須空間是否有適當之規劃？拆除過程中，如遇污染事件，所須採之行動措施宜，請加以說明。					
3.除役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。

第 1 回合審查意見答覆

1. (1) 依據職業安全衛生法及其施行細則等相關法規規定，為防止職業災害，如有多組人員在同一現場作業，將召開共同作業協議組織會議，並採取下列必要措施：A. 設置協議組織，並指定工作場所負責人，擔任指揮、監督及協調之工作。B. 工作之連繫與調整。C. 工作場所之巡視。D. 相關承攬事業間之安全衛生教育之指導及協助。E. 其他為防止職業災害之必要事項。
(2) 現場人員作業安全防護措施將依不同區域進行管制，工作人員需依區域不同配戴不同防護工具，相關詳細規定將參照核二廠 100 系列程序書(人員與設備安全)辦理。核二廠已有設置醫務室，且現場備有簡易受傷與生命救護設備(如：急救箱、擔架等)。
(3) 吊掛作業及安全護具配戴之相關規定將參照核二廠 100 系列程序書(人員與設備安全)辦理。局限空間作業之相關規定將參照核二廠 100 系列程序書(局限空間作業)辦理。
(4) 動火管制相關規定將參照核二廠 100 系列程序書(動火許可證申請程序書)辦理。動火作業前須依規定申請並取得動火許可證始得動工，如有二處以上動火作業，每處動火地點必須個別指派監火員，以確認動火作業安全無虞。
2. (1) 有關粉塵、金屬屑、水及其三者之混合物收集及清理簡要說明如下：粉塵或金屬屑可採用如乾式吸塵器收集，水可利用如刮水板、擦拭紙或真空吸塵器清除，至於三者之混合物則可視為污泥，可同樣採取如刮水板、擦拭紙或真空吸塵器清除；有關二次廢棄物收集清理及污染事件排除等相關作業將參照核二廠 200 系列程序書(區域表面除污程序)進行管制，並視除役實際需求進行修訂。
(2) 起重設備吊運規劃相關作業將參照核二廠 100 系列程序書(人員與設備安全)進行管制，並視除役實際需求進行修訂。
3. 除役廠房結構拆除作業之安全作業標準係依據現行國內行政作業相關法規規定，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。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.(4)有關動火管制相關規定，請補充說明適用程序書編號版本及名稱。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
1.(4)動火管制相關規定所適用程序書編號為 151，目前最新版本為第 19 版(修訂日期為 108 年 4 月)，名稱為動火許可証申請程序書。未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。					
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 3 回合審查意見					
同意答覆，惟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。					
第 3 回合審查意見答覆					
遵照辦理。 另考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 1.(4)動火管制相關規定所適用程序書編號為 151，目前最新版本為第 19 版(修訂日期為 108 年 4 月)，名稱為動火許可証申請程序書。未來將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意見編號	06-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、S05、S14、 B12、F09	二、(三)	6-51、 6-53、6-54	結案
第 1 回合審查意見					
1. 此節清楚條列出管路拆除原則，是否也能歸納整理出 6、二、(二)~(四)等三項拆除作業的一般性原則？					

2. 有關係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？
3. 有關"大口徑管路切割移除"與"小口徑管路切割移除"，請問大小口徑是否有量化依據？
4. 有關放射性污染桶槽的論述，僅整理核二廠廢料廠房有放射性污染的桶槽，請補充說明其他廠房之放射性污染的桶槽。表 6-19 中所列舉之桶槽僅有廢料廠房內桶槽，請補充雜項廢液處理廠房內有污染之大型桶槽。
5. 運送大型廢棄物之路線是否有適當之規劃？

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝審查委員意見，將新增 6、二、(二)、1、(9)活化組件拆除原則、6、二、(四)、3.廠房拆除作業原則。詳如附件 06-012-01-A 所示。
2. 核二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洩除後，才進行拆除。
3. 關於管路大小口徑之量化依據，係以工業界常見管路切割原則區分。大口徑管路將以軌道切割機、鑽石索鋸等方式執行切割作業；小口徑管路將以往復鋸或機械式管件剪切機等方式執行切割作業。
4. 感謝審查委員意見，其他廠房之放射性污染的桶槽與核二廠廢料廠房之放射性污染的桶槽相似，故表 6-19 僅以核二廠廢料廠房做說明。依照審查意見，補充雜項廢液處理廠房之放射性污染的桶槽資料於表 6-19 中。詳如附件 06-012-04-A 所示。
5. 大型廢棄物切割後，將放入盛裝容器內於廠內進行運送，其運送路線規劃請詳參本計畫第 9 章圖 9-14。核二廠過去已有更換 2 部機汽機轉子(約有 140 噸重)的運送經驗，其中部分運送路線即為上述盛裝容器之廠內運送路線，另前述廠內運送路線亦為現行廢棄物運送之部分路線，綜合前述成功之運送經驗，且大型廢棄物經切割後才放入盛裝容器內進行運送，故廠內運送路線應可承受廢棄物盛裝容器之重量。

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、(二)、1；二、(四)、3；表 6-19(舊編號)

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意 見	06-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S01、S02、S05、 B12、B18、C02	二、(二)~ 二、(四)	6-43、 6-51、6-59、 6-63	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請針對英文名詞縮寫，請於文中第一次出現時提供英文全名。 2. 目前全文使用之工程單位系統不一致，宜統一。 3. 第 6-43 頁：“粗估部機組...”是否應為“粗估兩部機組...”？ 4. 核二廠放射性污染且需要拆除之主要設施有....及輕便防護衣洗衣房等，請刪除綴餘段落。 5. 第 6-51 頁及第 6-59 頁之描述均用到水泥一詞，然水泥、水泥砂漿、混凝土係為不同之工程材料，於本除役計畫中之所有章节，涉及上述三個專有名詞時，請依實際狀況使用適當之用語。 6. 第 6-63 頁：二、(四).2 工廠基本資料：這些內容為相當基本的資訊，第 6 章似乎比較類似作業準則規範等，拆除施工是否有其他計畫詳載細節及步驟？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝審查委員意見。關於英文名詞縮寫於文中第一次出現時，提供英文全名。詳如附件 06-013-01-A 所示。 2. 感謝審查委員意見，全文使用之工程單位系統不一致處，已配合修訂。詳如附件 06-013-02-A 所示。 3. 感謝審查委員意見，文中“粗估部機組...”已修訂為“粗估兩部機組...”。詳如附件 06-013-03-A 所示。 4. 感謝審查委員意見，文中「核二廠放射性污染且需要拆除之主要設施有....及輕便防護衣洗衣房等」之綴餘段落已刪除。詳如附件 06-013-04-A 所示。 5. 感謝審查委員意見，文中 p6-51 及 p6-59 之水泥一詞描述，已依實際狀況使用適當之用語。詳如附件 06-013-05-A 所示。 6. 感謝審查委員意見，關於廠房結構之拆除作業，於本章第二、(四)、3 節中已有基本拆除原則說明。未來廠房結構拆除作業開始前將提送拆除計畫至主管機關(地方政府)審查，並提供副本至原能會備查。					
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：一、(一)、2；二、(二)、2；二、(三)、3；圖 6-34；二、(三)、4；表 6-10(舊編號)；表 6-11(舊編號)；二、(二)、4；二、(四)；二、(三)、2					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見 編號	06-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S02、S05、S14、 S18、F02	圖、表	6-72、6-73、 6-115	結案

第 1 回合審查意見

1. 圖 6-1：1.3.1 裝載池復原作業，裝載池內燃料棒要如何安置？是否需進行燃料棒挪移作業相關的熱流與安全分析？如需要，預計何時進行及完成？有無納入本計劃的管制？
2. 圖 6-1：1.7 之廢棄物壕溝為何物，其作用為何？其拆除完成在 114 年 12 月，此時除役拆廠尚未開始作業，尚沒有拆除的廢棄物，廢棄物壕溝所指的是否為運轉時所產生的廢棄物，然則其拆除對原來廢棄物有何影響，是否有相關的因應措施？為何在除役過渡階段進行廢棄物壕溝拆除作業？有何目的？廢棄物壕溝拆除之後，該處後續有何使用規劃？
3. 本章很多圖形或圖形內文字的解析度均不佳，例如圖 6-1。表格請盡量避免以圖形方式呈現。
4. 圖 6-1：1.3 第一期用過核子燃料乾式貯存設施測試之完成時間為 113 年 6 月 30 日、1.5.3 用過核子燃料池島區相關設施興建之開始時間為 113 年 7 月 1 日，及 1.5.4 用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施之開始時間為 114 年 7 月 1 日，請說明此三工項之關連性。

第 1 回合審查意見答覆

1. (1) 爐心用過核子燃料退出與護箱裝載池復原工作相關，項目包含：護箱裝載池用過核子燃料移至上燃料池、護箱裝載池復原、一期乾貯設施測試與啟用、部分用過核子燃料進行乾式貯存與用過核子燃料由爐心及上燃料池移至用過核子燃料池。在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業。
(2) 惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案(含必要之安全分析或評估)將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據奉主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案執行。
2. 廢棄物壕溝原用於貯存低放射性廢棄物桶，目前已除污完成，並已於 106 年 7 月向主管機關(原能會)申請永久停止運轉，故壕溝拆除所產生之廢棄物應為非放射性廢棄物。依原能會要求，台電公司將廢棄物壕溝拆除計畫合併於核二廠除役計畫中辦理，未來廢棄物壕溝並無進一步使用規劃。
3. 感謝審查委員意見，將針對解析度不佳的圖形進行修正，圖 6-1~圖 6-4 將以 A3 輸出。詳如附件 06-014-03-A 所示。
4. 工作編碼 1.3、工作編碼 1.5.4 屬於接續完成之作業，其關連性為先進行第一期用過核子燃料乾式貯存設施測試[工作編碼 1.3，時程：為 110 年 12 月 28 日~113 年 6 月 30 日]，再進行用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施[工作編碼 1.5.4]，故原時程 114 年 7 月 1 日~115 年 12 月 31 日有誤，已修訂為 113 年 7 月 1 日~114 年 12 月 31 日。工作編碼

1.5.3 用過核子燃料池島區相關設施興建仍需待工作編碼 1.5.2 用過核子燃料池島區 SAR/TS 修改與審查完成後才可開始，其時程不變。而工作編碼 1.5.5 用過核子燃料池島區貯存將接續工作編碼 1.5.3 完成後推行，故其時程將進行修訂。圖 6-1 已修訂完成，詳如附件 06-014-04-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：圖 6-1
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	06-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、B07	6、二	6-17~60	結案
第 2 回合審查意見					
1. 有關特種建物之拆除或變更，請台電公司依建築法及相關法令規定辦理，並確實了解主管機關審查作業流程，以免影響除役時程。 2. 本章切割拆除技術簡介所陳述之切割拆除技術屬較為一般性介紹，請問： (1) 未來使用之技術若超出本章之內容或有重大變更，請問台電公司是否有因應作法？有關內容在除役計畫規劃多久更新一次？ (2) RPV 及 RPV 內部組件之拆除規劃係採外包或由台電自行負責拆除？目前規劃採行何種切割方式？係採用已有工程實績或是最新技術？亦請說明廢料數量、所需工期及人員總劑量之預估情形。					
第 2 回合審查意見答覆					
1. 感謝審查委員意見與提醒。台電公司針對核二廠建物與廠房等特種建物之拆除或變更，將依建築法及相關法令規定辦理，並確實了解主管機關審查作業流程，準確掌控除役時程，以如期完成除役作業。 2. (1) 感謝審查委員意見。如未來使用之技術有更新或有重大變更時，台電公司將適時進行除役計畫書之修正，同時一併更新對應內容。此外，台電公司也將依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 12 條規定，於每年 3 月 31 日前，依核定之除役計畫，提出年度執行報告及除役計畫修正版，報請主管機關審核。 (2) 反應器及其內部組件拆除作業目前規劃可能委由專業廠商執行。參考國際經驗並考量工作人員接收劑量，目前規劃仍以機械切割技術為主，但不排除使用其他切割技術進行作業。EPRI 研究文獻也說明：使用機械切割技術造成人員劑量曝露值較小。 核二廠反應器壓力槽及其內部組件經中子活化後，所產生之低放射性金屬廢棄物(不含可外釋)，重量約為 1,751 MT、活度約為 1.72×10^{17} Bq。					

若換算成 55 加侖桶數量，則總桶數約 8,755 桶。反應器壓力槽及其內部組件拆解，屬除役計畫的主要拆解工作項目，推估此項工作人時推估為 48,515 man-h。反應器壓力槽與內部組件拆解劑量率評估，依據西屋公司經驗，反應器壓力槽與其內部組件之拆除包含：上半部分拆除、下半部分拆除與廢棄物運送。上半部分之拆解劑量率為 2.00×10^{-2} mSv/h；下半部分之拆解因底層組件之劑量率較高且無上半組件之屏蔽，劑量率為 1.00×10^{-1} mSv/h；包裝與運送劑量為 5.00×10^{-2} mSv/h。經計算後本項作業所造成之作業人員集體劑量約為 2.93 man-Sv。
本項答復說明是否申請結案？☒ 是，☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐ 是，☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
同意答覆，惟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，應於除役拆廠階段前 1 年(117 年 12 月)提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。
審查總結回合意見
同意答覆，惟考量除役過渡階段，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。本項亦列入重要管制事項。

意見編號	06-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B07	一、(三)、圖 6-3, 6-4	6-76, 77	結案
第 2 回合審查意見					
1. 有關環保相關議題請台電公司依環境影響評估法相關規定辦理。此外，若除役過程涉及原能會以外之其它主管機關之申請作業，請台電公司務必掌握其它機關權責事項，確實了解主管機關審查作業流程及相關法規，以免影響除役時程。 2. 圖 6-3： (1) 【3.4.1 項 台電公司規劃 1 年內完成「最終輻射偵測」】【3.4.2 項 台電公司規劃 1 年內完成「最終輻射偵測核備作業」】請台電公司說明上述規劃期程合理性之技術基礎，並提出所參考國際核電廠除役個案之說明。 (2) 【3.4.3 項 台電公司規劃 1 年內完成「除役後之廠址環境輻射偵測報					

告準備」】此項目規劃完成時間在 133 年底，實際提交時間在除役計畫完成(137 年 3 月 15 日)後 6 個月提交，此時間落差如何確認相關報告內容之符合性及正確性。另在 3.4.3 項準備之報告與在 3.4.2 項已核備作業之關聯為何？

- (3) 【3.6.1 項 台電公司規劃 3 年內完成「主管機關核備作業(3)」】依第 6-16 頁此項目規劃核備之項目包括 3.4.2 項，惟在 3.4.2 項已完成核備作業，故請說明相關規劃是否一致？並提出兩項目之差異說明。

3. 圖 6-4：

【4.4 項 台電公司規劃 3 年內完成「主管機關核備作業(4)」】依第 6-16 頁此項目規劃核備之項目，包括 3.4.3 項廠址環境輻射偵測報告之準備，惟其在 3.4.3 項已完成，請問如此規劃之原因？是否有參考國際核電廠除役個案？

第 2 回合審查意見答覆

1. 感謝審查委員意見與提醒。台電公司未來將遵循環境影響評估法相關規定執行環保相關作業。同時，除役過程可能有涉及原能會以外之其它主管機關之申請作業，本公司必定會依照相關法規規定辦理，事先溝通以了解主管機關審查作業流程及相關法規，準確掌控除役時程，俾如期完成除役作業。
2. (1)原 3.4.2 項「最終輻射偵測核備作業」應為誤植，已刪除該項工作，並調整延長原 3.4.1 項「最終輻射偵測」工作時程。另參考瑞典除役核電廠 Oskarshamn 的廢料封裝廠 Clink 所公布時程資料，廠址復原時間為 105 天，包含輻射特性調查 20 天與土地復原 85 天。
(2)承上項，已重新調整 3.4.3 項「除役後之廠址環境輻射偵測報告準備」時程。
(3)承上項，已刪除原 3.4.2 項「最終輻射偵測核備作業」。為避免誤解，擬將「主管機關核備作業」修改為「送審準備作業」，並一併修訂除役過渡階段及除役拆廠階段對應工作名稱。詳如附件 06-016-02-B 所示。
3. 擬將「主管機關核備作業」修改為「送審準備作業」，並一併修訂其他各階段對應工作名稱。修改如附件 06-016-03-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、(三)、1，一、(三)、2，一、(三)、3，一、(三)、4，圖 6-1~圖 6-4，表 6-2

第 3 回合審查意見

後續意見：

1. 同意答覆。
2. 3. 圖表中有關”主管機關(原能會)審查”之期程將視台電公司對審查意回復時間與答復品質而調整。此外，所提修正甘特圖應有修訂前後對照，並明確指出修訂處與 RAI 對照。本章節之期程規劃應以各章節之規劃為基礎，請於 mark up 版甘特圖表中註明原期程規劃之章節。

除以上第 2 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2.各項「送審準備作業」期程僅為預估期程，未來將積極配合主管機關(原能會)審查情況辦理。

另補充甘特圖修訂前後對照表如下：

變更前				變更後			
工作編碼	工作名稱	開始時間	完成時間	工作編碼	工作名稱	開始時間	完成時間
1.1.2	主管機關(原能會)核備作業(1)	110 年 12 月 28 日	115 年 12 月 31 日	1.1.2	送審準備作業(1)	110 年 12 月 28 日	115 年 12 月 31 日
2.1.1	主管機關(原能會)核備作業(2)	119 年 1 月 1 日	120 年 12 月 31 日	2.1.1	送審準備作業(2)	119 年 1 月 1 日	120 年 12 月 31 日
3.4	廠址最終輻射偵測	132 年 7 月 1 日	133 年 12 月 31 日	3.4	廠址最終輻射偵測	132 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日
3.4.1	最終輻射偵測	132 年 7 月 1 日	133 年 6 月 30 日	3.4.1	最終輻射偵測	132 年 1 月 1 日	133 年 6 月 30 日
3.4.2	最終輻射偵測核備作業	133 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日				
3.4.3	除役後之廠址環境輻射偵測報告準備	133 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日	3.4.2	除役後之廠址環境輻射偵測報告準備	132 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日
3.6.1	主管機關(原能會)核備作業(3)	131 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日	3.6.1	送審準備作業(3)	131 年 1 月 1 日	133 年 12 月 31 日

本章之工作期程規劃係以各章節期程規劃為基礎，核二廠除役計畫各章節工作排程規劃具有一致性。甘特圖修訂前後對照表如附件 06-016-02-C 所示。

本公司將於廠址最終狀態偵測階段開始一年前提送廠址最終輻射偵測作業計畫予主管機關(原能會)審查，並依據主管機關(原能會)核定之前述計畫執行相關作業。

3.擬針對第二回合答覆說明，增修內容如下：

擬將『「主管機關核備作業」修改為「送審準備作業」。修改如附件 06-016-03-B 所示。』

「送審準備作業」期程僅為預估期程，未來將積極配合主管機關(原能會)審查情況辦理。

另補充甘特圖修訂前後對照表如下：

變更前				變更後			
工作編碼	工作名稱	開始時間	完成時間	工作編碼	工作名稱	開始時間	完成時間
4.4.1	主管機關(原能會)核備作業(4)	134 年 1 月 1 日	137 年 3 月 15 日	4.4.1	送審準備作業(4)	134 年 1 月 1 日	137 年 3 月 15 日

本章之工作期程規劃係以各章節期程規劃為基礎，核二廠除役計畫各章節工作排程規劃具有一致性。甘特圖修訂前後對照表如附件 06-016-02-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：無

審查總結回合意見

同意答覆。

意見編號	06-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、B17	6、二、(二)	30	結案

第 2 回合審查意見

第 6-30 頁(2)B.蒸汽乾燥器吊運至汽水分離器存放池(Steam Separator Storage Area)中，以遙控方式進行水下切割。蒸汽乾燥器(Steam Dryer)，高度約 5.7 m，圖 6-7 所示 $\phi=5.2\text{m}$ (為水下切割組件中之最大物件)。請就下列問題提出

- 說明：
1. 可行性評估情形為何？在切割時汽水分離器存放池，水掩蓋高度為何？加上輔助轉盤高度蒸汽乾燥器距離水面的輻射屏蔽高度是否足夠？
 2. 在池內安裝水下遙控切割相關機具與輔助設備，如轉盤、機械臂、切割過程碎片及切屑的收集與水質過濾系統，及切割工具(如機械式切割圓盤鋸..或熱切割技術，如電漿火炬等)等，汽水分離器存放池空間是否足夠容納各項設備及最大尺寸之待處理物件？

第 2 回合審查意見答覆

1. 目前在除役計畫中規劃僅考量廠房不改建的情況下，以及蒸汽乾燥器吊運出反應器之路線，使得輻射對環境影響最少，並以池水的屏蔽效應來達到工作人員劑量的防護為原則，故以汽水分離器存放池作為初步規劃之拆除作業地點。現場執行作業時，會再考量作業環境現場劑量值、組件輻射劑量值，以及屏蔽物質之半值層厚度等因素，詳實評估後再執行相關作業。
2. 目前規劃僅以汽水分離器存放池空間作為初步作業環境，相關輔助機具的選用與否，以及設備尺寸規模，需待後續拆解策略擬定後，才能務實盤點出所需使用的機具、作業環境整備需求、作業程序以及使用設備規模等需求，未來將詳實評估後再執行相關作業，必要時將考量尋求國外專業廠商支援。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

後續意見：

1. 2. 請將答覆內容納入未來拆除計畫作業(含切割)管理事項。有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，應於除役拆廠階段前 1 年(117 年 12 月)提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

遵照辦理。

審查總結回合意見

同意答覆，惟考量除役過渡階段，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。本項亦列入重要管制事項。

意 見	06-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		B03、B17	6、二、(二)	39	結案
第 2 回合審查意見					
1. 計畫中說明第 6-39 頁(c)以高壓水柱清洗生物屏蔽及反應器壓力槽底部，以降低爐穴內的輻射劑量；第 6-42 頁 3.(2)在拆除生物屏蔽之前，先進行表面除污工作，可使用機械式工具(如鋼絲刷)或高壓水柱，以降低區域輻射強度，減少工作人員劑量。高壓水柱進行表面除污是否需考慮二次污染，高壓水柱廢水收集方式與流向為何？請說明之。 2. 請補充說明： (1) 第 6-45 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) 第 6-41 頁(14)A 概述「...切屑收集可能需要配合水質過濾系統一併考慮。」，請說明如何配合一併考慮？ (3) 前述作業規劃均與如何降低二次廢棄物數量有關，請就國外相關案例或評估情形提出說明。					
第 2 回合審查意見答覆					
1. 原文擬修訂為：「以高壓水柱清洗反應器壓力槽底部」，由於是對反應器壓力槽內部進行沖洗，所以除污後之廢水會從反應器壓力槽底部洩水孔流入爐水淨化系統中進行收集。詳如附件 06-018-01-B 所示。 除污後之廢水會從反應器壓力槽底部洩水孔流入爐水淨化系統中進行收集，並不使用爐水淨化系統的水泵與其他設備(即未使用到原始設計功能)，與第五章規劃在用過核子燃料池島區整備期間列入停用並無相悖。 2. 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，以降低核二廠除役作業二次廢棄物(濾芯)產量。					
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、(二)、2					
第 3 回合審查意見					
後續意見： 1. 同意答覆。 2. 請將答覆內容納入未來拆除計畫作業(含切割)管理事項。有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，應於除役拆廠階段前 1 年(117 年 12 月)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，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。
審查總結回合意見
同意答覆，惟考量除役過渡階段，若有相關廠房結構及各重要系、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。本項亦列入重要管制事項。

第七章 除役期間預期之意外事件安全分析(已結案 35 項，共 35 項)

意見編號	07-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B08、S07	七、一	7-1、7-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-1 頁內容：「依核二廠除役計畫之規劃，首先將反應器爐心中所有用過核子燃料移至用過核子燃料池貯存」，但未來並不是所有用過核燃料都能放在用過燃料池內，事實上要先經過移出部分的用過核燃料到乾式貯存設施內，用過燃料池才有空間放進最新自爐心移出的用過核燃料。請修正報告內容。 2. 第 7-1 頁、第 7-2 頁，除役期間預期之意外事件分析所參考之依據，如第 7-1 頁，第 1 及 2 段所列舉之法規文件及事件；請澄清是否實際執行各種意外事件發生之風險及後果的分析？並整體計算提出除役各階段作業之總風險以及四大階段之風險各為多少？請列表顯示各項意外事件分析報告情形，例如，顯示證明何事件係經分析評估所得結論，何者是引用或引述依據文件等？如此才符合核子反應器設施除役計畫審查導則第七章(三)2.之要求。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 核二廠運轉執照屆滿，用過核子燃料除了在用過核子燃料池做濕式貯存外，為了進行除役作業後續工作，在濕式貯存過一段時間後，將用過核子燃料移往乾式貯存設施，依核二廠目前營運情況而言，確實未來並不是所有用過核燃料都能同時放在用過燃料池內，但反應器爐心中所有用過核子燃料移至用過核子燃料池貯存依然是除役作業要務，在爐心仍有燃料時，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行，即為 7-2 頁所述明之內容，已可涵蓋用過核子燃料移至乾式貯存設施的相關作業。 2. 核二廠除役期間各項作業的特性，除役期間意外事件安全分析區分為與輻射相關意外事件以及與輻射無關的工安意外事件，其中與輻射相關意外事件可依事件特性，進一步區分為與用過核子燃料相關意外事件及非關核子燃料意外事件兩大類別，其中與核子燃料相關意外事件包括用過核子燃料於用過核子燃料池進行濕式貯存相關事件及進行乾式貯存相關事件，非關核子燃料的意外事件則包括除役期間各項輻射相關作業所導致放射性物質外釋，以及放射性廢棄物廠址內貯存與廠外運送等因意外事件所導致的放射性物質外釋。 核二廠除役期間意外事件安全評估範圍，核子燃料相關意外事件針對影響貯存於用過核子燃料池之核子燃料完整性進行定性及定量評估，分析時區分為廠內事件及廠外事件兩大部分，廠內事件包括造成核子燃料直接受損，及源自於廠內設施失效所導致用過核子燃料池冷卻水流失或用過核子燃料池冷卻中斷的意外事件；廠外事件則包括各種天然災害，以及發生於廠區外間接導致用過核子燃料池燃料受損的意外事件，例如飛機撞擊、工業設施、交通意外、船舶擱淺等。與核子燃料無關的輻射相關意外事件，包括除役期間除污、放射性污染設施吊運或拆除、低放射性廢棄物處置(含廢液及廢氣)等意					

外事件。

核二廠除役時相關設備、組件、系統，以及結構之拆除作業係於除役拆廠階段執行，故停機過渡階段可能之意外事件主要以儲存於用過核子燃料池的燃料安全相關，以及與系統除污及興建新設施之工安意外事件有關；除役拆廠階段所考慮之意外事件主要是除污、拆除、暫存與其它處理事件，會依其獨有的活動而造成局部性的影響，影響程度也視其個別活度盤存量而不同；廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段等 2 階段，因無輻射相關作業，故僅有工安意外而無輻安事件。

依據核二廠除役期間用過核子燃料在用過核子燃料池的貯存狀況，進行廠內事件及廠外事件的肇始事件分析與篩濾分析，由於所評估的風險指標為用過核子燃料池燃料受損，因此肇始事件定義為造成用過核子燃料池冷卻中斷或造成用過核子燃料池冷卻水流失的各項事件。

在所有核子燃料移除出爐心且用過核子燃料池具備足夠熱移除能力時，核二廠除役期間的核子燃料受損風險，將與用過核子燃料池內核子燃料衰變熱大小相關。針對核二廠除役期間之意外事件，劃分為輻射相關與非輻射相關事件兩類，其中輻射相關事件再細分為核子燃料相關與非核子燃料相關事件；各除役階段需要考量的事件，請見表 7-1。核二廠除役期間之意外事件評估主要透過安全分析及行政管制等方式，證明除役作業之安全性無虞。此外，除役階段可能發生之意外事件須考量重物墜落撞擊用過核子燃料池、非預期臨界、用過核子燃料池喪失冷卻能力與用過核子燃料池冷卻水流失等事件。各事件與除役各階段之關係如表 7-2 所示。

表 7-1 除役期間不同階段意外事件安全評估範圍

除役階段		除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測*	廠址復原
事件	核子燃料相關	✓	✓	-	-
	非核子燃料相關	✓	✓	✓	-
非輻射相關	工安意外	✓	✓	✓	✓

*廠址最終狀態偵測階段相關之輻安事件，係假想於最終輻射偵測後，萬一發現有土壤或地下水受到污染，而需進行除污時，所造成之相關事件

表 7-2 除役作業活動潛在用過核子燃料貯存意外類別及適用階段

除役階段	除役過渡	除役拆廠	廠址最終狀態偵測	廠址復原
事件				
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	✓	✓	-	-
用過核子燃料池冷卻水流失事件	✓	✓	-	-

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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	07-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S15、B02、B08	七	略	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本計畫是否對於國外除役經驗中發生之意外，做過收集與分析，並將其考量於本計畫中？					
2. 計畫中對於除役時低放射性廢棄物之輻射意外事故，包括包裝意外、暫存意外、運送意外、廢液廢氣外洩意外，除此之外，是否對於減容焚化溶融過程、檢整過程、固化過程、化學處理離子交換溫度過高等意外事件做過分析與評估？					
3. 除役計畫是否對於意外事件之應變建立應變組織及人員權責之規劃？					
4. 除役計畫對於處理意外事件所需之應變設施之設備及其功能應敘述之。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 本計畫彙整國內與美國各除役電廠意外項目進行收集分析，綜整後考量於本計畫中。下表為美國各除役核電廠已分析之除役意外事件案例進行評估。					
意外事件種類		電廠名稱		除役計畫安全分析	
Fuel-Related Accidents				用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件	
Cask or Heavy Load Handling Accident				重物落撞擊用過核子燃料池	
Cask drop into spent fuel pool	Haddam Neck				
Spent fuel shipping cask drop in the spent fuel pool	Maine Yankee				
Spent fuel cask drop	San Onofre, Unit 1				
Shipping cask or heavy load drop in fuel element storage well	La Crosse				
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into pool	Big Rock Point				

Drop of heavy object (cask) into spent fuel pool	Indian Point, Unit 1	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into spent fuel pool	Humboldt Bay, Unit 3	
Heavy load drop	Fort St. Vrain	
Spent Fuel-Handling Accident		重物落撞擊用過核子燃料池 重物落撞擊用過核子燃料池
Fuel assembly drop	Haddam Neck	
Fuel-handling accident	Trojan	
Fuel-handling accident	San Onofre, Unit 1	
Fuel-handling accident	Rancho Seco	
Spent fuel handling accident	Humboldt Bay, Unit 3	
Spent fuel handling event	Maine Yankee	
Fuel-assembly handling accident in the spent fuel pool	Yankee Rowe	
Spent fuel handling accident in fuel element storage well	La Crosse	
Loss of Spent Fuel Pool Cooling		用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss of offsite power)	Big Rock Point	
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	
Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	

Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic; earthquake beyond design basis)	Haddam Neck	用過核子燃料池冷卻水流事件
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool water from pool rupture of unknown origin	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of cooling water	Yankee Rowe	
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	用過核子燃料池冷卻水流事件
Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Loss of Offsite Power		
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel cooling)	Big Rock Point	
Loss of offsite power (resulting in loss of water from the pool)	La Crosse	喪失廠外電源事件
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel pool cooling)	Rancho Seco	
Loss of power	Fort St. Vrain	
Temporary loss of offsite power (crane or hoist failure)	Trojan	
100% Fuel Failure		
100% fuel failure	Indian Point, Unit 1	重物落撞擊用過核子燃料池
100% fuel failure	Shoreham	
Simultaneous failure of fuel assemblies	Dresden, Unit 1	
Criticality		非預期臨界

Inadvertent criticality (misplaced assembly in pool)	Maine Yankee	
Criticality, stored spent fuel rearranged from seismic or other events	Humboldt Bay, Unit 3	
Accidents Involving Radioactive Materials (Non-Fuel-Related)		除役作業活動潛在 之輻射意外事件
Decontamination-Related Accidents		除污意外事件
Spray release during in situ decontamination of systems	Saxton	
Gross leak or accident during in situ decontamination (spray and liquid)	Trojan	
Decontamination of liquid spill	Three Mile Island, Unit 2	
Decontamination events	Yankee Rowe	
Accidental spraying of concentrated contamination with high-pressure spray	Three Mile Island, Unit 2	
Concentrated contamination spray	Three Mile Island, Unit 2	
Radioactive Material (Non-fuel) Handling Accidents		吊卸意外事件
Waste container drop	Pathfinder	
Waste container drop and rupture (containing activated concrete rubble)	Shoreham	
Dropping of filters or packages of particulate material	Trojan	
Dropping of contaminated components	Trojan	
Dropping of concrete rubble	Fort St. Vrain	
Dropping of concrete rubble	Trojan	
Packaging events	Yankee Rowe	
Materials-handling event	Yankee Rowe	
Steam generator load drop inside containment	Trojan	
Dropping the reactor pressure vessel	Pathfinder	
Dropping steam generator primary module	Fort St. Vrain	

Steam generator load drop outside of containment	Trojan	
Dismantlement-Related Accidents		拆除意外事件
Contamination release during accidental cutting of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Contamination release during accidental break of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of engineering controls during dismantlement of reactor cavity	Big Rock Point	
Contamination release during dismantlement of main coolant system loop	Yankee	
Dismantlement of RCS and safety injection piping without or with loss of local engineering controls	Saxton	
Absence of blasting mat during removal of activated concrete	Trojan	
Loss of HEPA Filters		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Rupture of contamination-control envelope; release of contamination on HEPA filter	Shoreham	
HEPA filter failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of integrity of portable filtered ventilation enclosure	Trojan	
Pressure-surge damage to filters during blasting of activated concrete bioshield	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during blasting	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during scarfing of contaminated concrete surfaces with jackhammer	Trojan	

Loss of contamination-control envelope during oxyacetylene cutting of the reactor-vessel shell	Trojan	
Radioactive Gas Waste System Leaks		廢氣處理系統之排氣管破裂意外
Leaks and failures in radioactive waste gas system in radwaste decay tanks	Maine Yankee	
Leak or failure in radioactive waste gas system	Trojan	
Radioactive Liquid Waste Releases		廢液處理系統之桶槽破裂意外
Liquid waste tanks rupture	Fermi, Unit 1	
Storage tank rupture	Three Mile Island, Unit 2	
Liquid waste storage vessel failure	Saxton	
Postulated radioactive releases due to liquid tank failures	Trojan	
Liquid radioactive tank release	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid radioactive waste release to lake through cracks in building, earthquake-induced	Fermi, Unit 1	
Rupture of spent fuel pool, contents released to bay	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid waste discharge pumped to river without sampling	La Crosse	
Leaks and failures in radioactive liquid waste system	Maine Yankee	
Condensate storage tank contents pumped into ground during in-service leak test (actual event report)	Dresden, Unit 1	
Containment Breach (Open Penetration to Containment)		圍阻體破裂
Containment vessel breach, subsequent loss of contents to air/water	Saxton	
Open penetration - unfiltered pathway from containment	Three Mile Island, Unit 2	
Release of helium coolant	Peach Bottom	

Spent Resin Accidents		低放射性廢棄物包裝意外
Spent resin' handling accident (exothermic reaction during dewatering)	Haddam Neck	
Dropped resin vessel during removal from containment building	Saxton	
Low-level waste storage accident (resin liner drop)	Maine Yankee	
Release of resins from makeup and purification demineralizer	Three Mile Island, Unit 2	
Storage of spent resins	Big Rock Point	
Explosion and/or fire in ion exchange resins	Trojan	
Vacuum Filter Bag Ruptures		低放射性廢棄物包裝意外
Vacuum filter bag rupture during decontamination of spent fuel pool floor	Saxton	
Vacuum filter bag rupture during cleaning of the Reactor Building floor	Shoreham	
Vacuum canister failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of Electric Power		喪失廠電源事件
Loss of offsite power	Yankee Rowe	
Loss of offsite power	Trojan	
Loss of electric power with unknown scenario	Pathfinder	
Loss of offsite power affecting HEPA filters, etc.	Saxton	
Loss of Compressed Air		人為疏失
Temporary loss of compressed air	Trojan	
Loss of compressed air	Yankee Rowe	
Fire		
Fire	Dresden, Unit 1	
Fire	San Onofre, Unit 1	
Fire	Fort St. Vrain	
Fire	Indian Point, Unit 1	
Fire events (primarily those that could impact SFP cooling)	Big Rock Point	

Fire inside of containment	Three Mile Island, Unit 2	火災
Fire inside reactor vessel	Peach Bottom	
Fire inside stairwell	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in D-rings	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in reactor building or fuel handling building	Pathfinder	
Fire in boiler building	Pathfinder	
Fire in storage facilities	Yankee Rowe	
Fire in intermodal container of waste	Yankee Rowe	
Fire in combustible waste stored in yard	Saxton	
Fire in low-level radioactive waste storage building	Trojan	
Combustible waste fire in 208-L (55-gal) drum container	Shoreham	
Contaminated clothing or combustible waste fire	Trojan	
Contaminated sweeping compound fire (sawdust with oil and other additives, used to enhance collection of loose surface contaminants)	Shoreham	
Fire or other catastrophic event, initiator for residual sodium release	Fermi, Unit 1	
Explosion		爆炸
Explosion of liquid propane gas leaked from front-end loader in containment	Trojan	
Liquid propane gas explosion on front-end loader	Shoreham	
Liquid propane gas explosion caused by an accidental leak on front-end loader used in containment building	Saxton	
Oxyacetylene explosion in the containment building while cutting reactor coolant system piping and release of HEPA filter contents within portable	Saxton	

enclosure		爆炸
Oxyacetylene explosion and release of HEPA filter contents	Shoreham	
Explosion of oxyacetylene during segmenting of reactor vessel shell	Trojan	
Explosion event inside vapor container	Yankee Rowe	
Explosion inside area warehouse	Yankee Rowe	
Explosion of large fuel-oil storage tanks	Humboldt Bay, Unit 3	
Detonation of unused explosives in reactor cavity	Trojan	
Sodium interaction with water caused by water inflow through a crack in a tank	Fermi, Unit 1	
Onsite Transportation Accidents		低放射性廢棄物之貯存容器廠運送意外
Onsite transportation accident	Yankee Rowe	
Accidents Initiated in External Events		
Aircraft Crashes		飛機撞擊
Aircraft hazards	Big Rock Point	
Aircraft crashes	Trojan	
Aircraft impact	Yankee Rowe	
Floods		洪水
Flood	San Onofre, Unit 1	
Flood	Yankee Rowe	
Flood	Pathfinder	
Flooding	Saxton	
External flooding	Big Rock Point	
External flooding	Trojan	
Site flooding	Dresden, Unit 1	
Site flooding	Indian Point, Unit 1	
Site flooding	Peach Bottom	
Flood, seiches, and tsunamis	Shoreham	
Low Water		用過燃料池喪失冷卻能力事件
Probable minimum water level, from negative lake surge	Big Rock Point	

or seiche		
Wind		颱風
Tornadoes and extreme winds	Pathfinder	
Tornadoes and extreme winds	Trojan	
Tornadoes and extreme wind	Yankee Rowe	
Tornadoes and extreme wind	Saxton	
Tornadoes and wind	Big Rock Point	
Wind and tornadoes	La Crosse	
Wind and tornado missiles	San Onofre, Unit 1	
Tornados and hurricanes	Shoreham	
Natural disaster, tornado	Fort St. Vrain	
Earthquakes		地震
Earthquake	Big Rock Point	
Earthquake	Indian Point, Unit 1	
Earthquake	Pathfinder	
Earthquake	Trojan	
Earthquake	Saxton	
Earthquake	San Onofre, Unit 1	
Earthquake	Shoreham	
Earthquakes	Yankee Rowe	
Seismic events	Dresden, Unit 1	
Seismic event	La Crosse	
Volcanoes		火山
Volcanic activity	Trojan	
Lightning		雷擊事件
Lightning	Trojan	
Lightning	Saxton	
Lightning	Yankee Rowe	
Forest Fire		火災
Forest fires	Yankee Rowe	
Forest or brush fire	Saxton	
Freezing Temperatures		惡劣氣候
Freezing temperatures, loss of plant heating	Big Rock Point	
Freezing temperatures (actual accident)	Dresden, Unit 1	
Physical Security		人為破壞
Intruder event	Saxton	
Physical security breach	Shoreham	
Physical security breach	Pathfinder	
Offsite Transportation-Related Accidents		

Offsite transportation accident	Shoreham	除役作業活動潛在之輻射意外事件
Offsite transportation accident	Yankee Rowe	
Transportation accident	Three Mile Island, Unit 2	
Truck carrying radwaste - fire	Pathfinder	
Truck and two intermodal containers, transportation accident with fire	Saxton	
Reactor pressure vessel railroad accident and fire	Pathfinder	
Reactor pressure vessel in the river during transportation by rail	Pathfinder	除役作業活動潛在之輻射意外事件
Offsite radiological event (shipment of radioactive materials)	Saxton	
Hazardous Nonradiological Chemical Events		工安意外
Toxic chemical event (initiation for material handling event)	Saxton	
Toxic chemical event	Trojan	
Chemical combustion (from sodium-water interaction) and dispersal	Fermi, Unit 1	
Toxic chemical event, initiator for fuel-handling event	Trojan	

2.按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第 4 條)，有關放射性廢棄物處理或貯存設施之意外事件安全分析，需含括於申請處理或貯存設施建造執照時所提之安全分析報告中。委員所提減容焚化溶融過程、檢整過程、固化過程與化學處理離子交換等皆屬放射性廢棄物處理設施(如減容中心之類)，而其意外事件分析與評估要參考其申請建造執照時所提之安全分析報告中，未來在除役計畫進行中，會確保其作業符合各自之安全分析報告。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。

3. 有關本意外事件之應變建立應變組織及人員權責之規劃於核二廠除役計畫第十六章意外事件應變方案。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。

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(Configuration)。

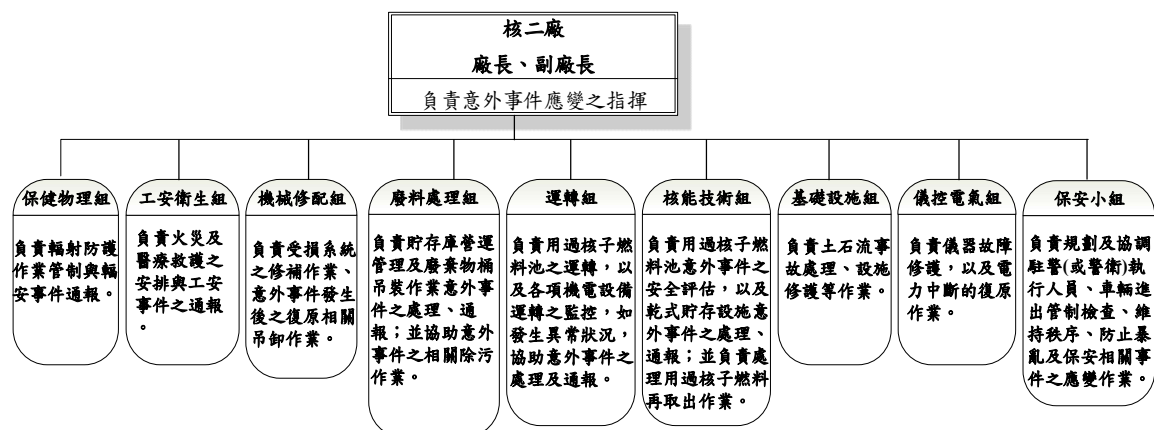
狀態 1：貯存於用過核子燃料池中較熱之用過核子燃料(Hot Fuel in Spent Fuel Pool)

狀態 2：貯存於用過核子燃料池中較冷之用過核子燃料(Cold Fuel in Spent Fuel Pool)

狀態 3：用過核子燃料全部貯存於用過核子燃料乾式貯存設施(All Fuel Stored in An Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI))

狀態 4：用過核子燃料全部運出廠外(All Fuel Shipped Offsite)

除役過渡階段將分成除役過渡-狀態 1 階段及除役過渡-狀態 2 階段。本公司保守規劃，除役過渡-狀態 1 之意外事件應變將包含核子事故緊急應變計畫及廠內意外事件應變；除役過渡-狀態 2、除役拆廠、廠址最終狀態偵測及廠址復原等階段之意外事件，屬廠內事件，未涉及核子事故緊急應變組織之動員；故除役期間之應變方案將分為核子事故緊急應變及廠內意外事件應變等



兩部分，分別說明如下。其中，核子事故緊急應變係依電廠運轉階段之核子事故緊急應變相關規定辦理；廠內意外事件應變係依據本章意外事件應變方案、核二廠各放射性廢棄物處理/貯存設施意外事件應變方案，以及核二廠相關程序書之應變程序規定辦理。

有關本意外事件之應變建立應變組織及人員權責之規劃於核二廠除役計畫第十六章意外事件應變方案，以下節錄本計畫第十六章第二節應變組織編組與職責分工中的表 16-3：

圖 16-3 除役過渡階段意外事件應變組織

4. 核二廠除役期間計畫對於處理意外事件所需之應變設施之設備，請參閱核二廠除役計畫第十六章意外事應變方案。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。

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 2 回合審查意見

1.(1)請整體檢視所列美國各除役核電廠已分析之除役意外事件案例表之正確性，並進行必要之修正。

1.(2)請列出各階段需分析之意外事件，以及篩濾獲得這些意外事件的完整程序。例如，(A)從 05-002-2 綜整表(或 07-002)所提事件，與本章須分析事件

的比對。(B)過渡階段應再細分為爐心有/無燃料。
除以上第1小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第2回合審查意見答覆

1.(1) 修訂如下表所示

意外事件種類	電廠名稱	除役計畫安全分析
Fuel-Related Accidents		用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件
Cask or Heavy Load Handling Accident		重物墜落撞擊用過核子燃料池
Cask drop into spent fuel pool	Haddam Neck	
Spent fuel shipping cask drop in the spent fuel pool	Maine Yankee	
Spent fuel cask drop	San Onofre, Unit 1	
Shipping cask or heavy load drop in fuel element storage well	La Crosse	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into pool	Big Rock Point	
Drop of heavy object (cask) into spent fuel pool	Indian Point, Unit 1	
Heavy load drop (equivalent to spent fuel cask drop) into spent fuel pool	Humboldt Bay, Unit 3	
Heavy load drop	Fort St. Vrain	重物墜落撞擊用過核子燃料池
Spent Fuel-Handling Accident		
Fuel assembly drop	Haddam Neck	
Fuel-handling accident	Trojan	
Fuel-handling accident	San Onofre, Unit 1	
Fuel-handling accident	Rancho Seco	
Spent fuel handling accident	Humboldt Bay, Unit 3	
Spent fuel handling event	Maine Yankee	
Fuel-assembly handling accident in the spent fuel pool	Yankee Rowe	
Spent fuel handling accident in fuel element storage well	La Crosse	
Loss of Spent Fuel Pool Cooling		
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss	Big Rock Point	用過核子燃料池冷卻水流失事件

of offsite power)		
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	用過核子燃料池喪失冷卻能力事件
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	
Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	
Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic; earthquake beyond design basis)	Haddam Neck	
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool water from pool rupture of unknown origin	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of cooling water	Yankee Rowe	
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	
Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	

Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Loss of Offsite Power		喪失廠外電源事件
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel cooling)	Big Rock Point	
Loss of offsite power (resulting in loss of water from the pool)	La Crosse	
Loss of offsite power (resulting in loss of spent fuel pool cooling)	Rancho Seco	
Loss of power	Fort St. Vrain	
Temporary loss of offsite power (crane or hoist failure)	Trojan	喪失廠外電源事件
100% Fuel Failure		重物墜落撞擊用過核子燃料池
100% fuel failure	Indian Point, Unit 1	
100% fuel failure	Shoreham	
Simultaneous failure of fuel assemblies	Dresden, Unit 1	
Criticality		非預期臨界
Inadvertent criticality (misplaced assembly in pool)	Maine Yankee	
Criticality, stored spent fuel rearranged from seismic or other events	Humboldt Bay, Unit 3	
Accidents Involving Radioactive Materials (Non-Fuel-Related)		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Decontamination-Related Accidents		除污意外事件
Spray release during in situ decontamination of systems	Saxton	
Gross leak or accident during in situ decontamination (spray and liquid)	Trojan	
Decontamination of liquid spill	Three Mile Island, Unit 2	
Decontamination events	Yankee Rowe	
Accidental spraying of concentrated contamination with high-pressure spray	Three Mile Island, Unit 2	

Concentrated contamination spray	Three Mile Island, Unit 2	
Radioactive Material (Non-fuel) Handling Accidents		吊卸意外事件
Waste container drop	Pathfinder	
Waste container drop and rupture (containing activated concrete rubble)	Shoreham	
Dropping of filters or packages of particulate material	Trojan	
Dropping of contaminated components	Trojan	
Dropping of concrete rubble	Fort St. Vrain	
Dropping of concrete rubble	Trojan	
Packaging events	Yankee Rowe	
Materials-handling event	Yankee Rowe	
Steam generator load drop inside containment	Trojan	
Dropping the reactor pressure vessel	Pathfinder	
Dropping steam generator primary module	Fort St. Vrain	
Steam generator load drop outside of containment	Trojan	
Dismantlement-Related Accidents		拆除意外事件
Contamination release during accidental cutting of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Contamination release during accidental break of contaminated piping	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of engineering controls during dismantlement of reactor cavity	Big Rock Point	
Contamination release during dismantlement of main coolant system loop	Yankee	
Dismantlement of RCS and safety injection piping without or with loss of local engineering controls	Saxton	
Absence of blasting mat during removal of activated	Trojan	

concrete		
Loss of HEPA Filters		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Rupture of contamination-control envelope; release of contamination on HEPA filter	Shoreham	
HEPA filter failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of integrity of portable filtered ventilation enclosure	Trojan	
Pressure-surge damage to filters during blasting of activated concrete bioshield	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during blasting	Trojan	
Temporary loss of local airborne contamination control during scarfing of contaminated concrete surfaces with jackhammer	Trojan	
Loss of contamination-control envelope during oxyacetylene cutting of the reactor-vessel shell	Trojan	
Radioactive Gas Waste System Leaks		廢氣處理系統之排氣管破裂意外
Leaks and failures in radioactive waste gas system in radwaste decay tanks	Maine Yankee	
Leak or failure in radioactive waste gas system	Trojan	
Radioactive Liquid Waste Releases		廢液處理系統之桶
Liquid waste tanks rupture	Fermi, Unit 1	
Storage tank rupture	Three Mile Island, Unit 2	
Liquid waste storage vessel failure	Saxton	
Postulated radioactive releases due to liquid tank failures	Trojan	
Liquid radioactive tank release	Humboldt Bay, Unit 3	

Liquid radioactive waste release to lake through cracks in building, earthquake-induced	Fermi, Unit 1	槽破裂意外
Rupture of spent fuel pool, contents released to bay	Humboldt Bay, Unit 3	
Liquid waste discharge pumped to river without sampling	La Crosse	
Leaks and failures in radioactive liquid waste system	Maine Yankee	
Condensate storage tank contents pumped into ground during in-service leak test (actual event report)	Dresden, Unit 1	
Containment Breach (Open Penetration to Containment)		廢液處理系統之桶 槽破裂意外
Containment vessel breach, subsequent loss of contents to air/water	Saxton	
Open penetration - unfiltered pathway from containment	Three Mile Island, Unit 2	
Release of helium coolant	Peach Bottom	
Spent Resin Accidents		圍阻體破裂*
Spent resin' handling accident (exothermic reaction during dewatering)	Haddam Neck	
Dropped resin vessel during removal from containment building	Saxton	
Low-level waste storage accident (resin liner drop)	Maine Yankee	
Release of resins from makeup and purification demineralizer	Three Mile Island, Unit 2	
Storage of spent resins	Big Rock Point	
Explosion and/or fire in ion exchange resins	Trojan	
Vacuum Filter Bag Ruptures		低放射性廢棄物包裝意外
Vacuum filter bag rupture during decontamination of spent fuel pool floor	Saxton	

Vacuum filter bag rupture during cleaning of the Reactor Building floor	Shoreham	
Vacuum canister failure	Three Mile Island, Unit 2	
Loss of Electric Power		**喪失廠外電源事件
Loss of offsite power	Yankee Rowe	
Loss of offsite power	Trojan	
Loss of electric power with unknown scenario	Pathfinder	
Loss of offsite power affecting HEPA filters, etc.	Saxton	
Loss of Compressed Air		**人為疏失
Temporary loss of compressed air	Trojan	
Loss of compressed air	Yankee Rowe	
Fire		火災
Fire	Dresden, Unit 1	
Fire	San Onofre, Unit 1	
Fire	Fort St. Vrain	
Fire	Indian Point, Unit 1	
Fire events (primarily those that could impact SFP cooling)	Big Rock Point	
Fire inside of containment	Three Mile Island, Unit 2	
Fire inside reactor vessel	Peach Bottom	
Fire inside stairwell	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in D-rings	Three Mile Island, Unit 2	
Fire in reactor building or fuel handling building	Pathfinder	
Fire in boiler building	Pathfinder	
Fire in storage facilities	Yankee Rowe	
Fire in intermodal container of waste	Yankee Rowe	
Fire in combustible waste stored in yard	Saxton	
Fire in low-level radioactive waste storage building	Trojan	
Combustible waste fire in 208-L (55-gal) drum container	Shoreham	

Contaminated clothing or combustible waste fire	Trojan	
Contaminated sweeping compound fire (sawdust with oil and other additives, used to enhance collection of loose surface contaminants)	Shoreham	
Fire or other catastrophic event, initiator for residual sodium release	Fermi, Unit 1	
Explosion		爆炸 爆炸
Explosion of liquid propane gas leaked from front-end loader in containment	Trojan	
Liquid propane gas explosion on front-end loader	Shoreham	
Liquid propane gas explosion caused by an accidental leak on front-end loader used in containment building	Saxton	
Oxyacetylene explosion in the containment building while cutting reactor coolant system piping and release of HEPA filter contents within portable enclosure	Saxton	
Oxyacetylene explosion and release of HEPA filter contents	Shoreham	
Explosion of oxyacetylene during segmenting of reactor vessel shell	Trojan	
Explosion event inside vapor container	Yankee Rowe	
Explosion inside area warehouse	Yankee Rowe	
Explosion of large fuel-oil storage tanks	Humboldt Bay, Unit 3	
Detonation of unused explosives in reactor cavity	Trojan	
Sodium interaction with water caused by water inflow through a crack in a tank	Fermi, Unit 1	
Onsite Transportation Accidents		低放射性廢棄物之

Onsite transportation accident	Yankee Rowe	貯存容器廠運送意外
Accidents Initiated in External Events		
Aircraft Crashes		飛機撞擊
Aircraft hazards	Big Rock Point	
Aircraft crashes	Trojan	
Aircraft impact	Yankee Rowe	
Floods		洪水
Flood	San Onofre, Unit 1	
Flood	Yankee Rowe	
Flood	Pathfinder	
Flooding	Saxton	
External flooding	Big Rock Point	
External flooding	Trojan	
Site flooding	Dresden, Unit 1	
Site flooding	Indian Point, Unit 1	
Site flooding	Peach Bottom	
Flood, seiches, and tsunamis	Shoreham	
Low Water		用過燃料池喪失冷卻能力事件
Probable minimum water level, from negative lake surge or seiche	Big Rock Point	
Wind		颱風
Tornadoes and extreme winds	Pathfinder	
Tornadoes and extreme winds	Trojan	
Tornadoes and extreme wind	Yankee Rowe	
Tornadoes and extreme wind	Saxton	
Tornadoes and wind	Big Rock Point	
Wind and tornadoes	La Crosse	
Wind and tornado missiles	San Onofre, Unit 1	
Tornados and hurricanes	Shoreham	
Natural disaster, tornado	Fort St. Vrain	
Earthquakes		地震
Earthquake	Big Rock Point	
Earthquake	Indian Point, Unit 1	
Earthquake	Pathfinder	
Earthquake	Trojan	
Earthquake	Saxton	
Earthquake	San Onofre, Unit 1	
Earthquake	Shoreham	
Earthquakes	Yankee Rowe	
Seismic events	Dresden, Unit 1	

Seismic event	La Crosse	
Volcanoes		火山
Volcanic activity	Trojan	
Lightning		雷擊事件
Lightning	Trojan	
Lightning	Saxton	
Lightning	Yankee Rowe	
Forest Fire		火災
Forest fires	Yankee Rowe	
Forest or brush fire	Saxton	
Freezing Temperatures		惡劣氣候
Freezing temperatures, loss of plant heating	Big Rock Point	
Freezing temperatures (actual accident)	Dresden, Unit 1	
Physical Security		人為破壞
Intruder event	Saxton	
Physical security breach	Shoreham	
Physical security breach	Pathfinder	
Offsite Transportation-Related Accidents		除役作業活動潛在之輻射意外事件
Offsite transportation accident	Shoreham	
Offsite transportation accident	Yankee Rowe	
Transportation accident	Three Mile Island, Unit 2	
Truck carrying radwaste - fire	Pathfinder	
Truck and two intermodal containers, transportation accident with fire	Saxton	
Reactor pressure vessel railroad accident and fire	Pathfinder	
Reactor pressure vessel in the river during transportation by rail	Pathfinder	
Offsite radiological event (shipment of radioactive materials)	Saxton	
Hazardous Nonradiological Chemical Events		工安意外
Toxic chemical event (initiation for material handling event)	Saxton	
Toxic chemical event	Trojan	
Chemical combustion (from sodium-water interaction) and	Fermi, Unit 1	

dispersal		
Toxic chemical event, initiator for fuel-handling event	Trojan	

*與核二廠永久停機後電廠組態不同。

**有關第七章六、輔助系統功能喪失事件分析已於列表中敘明，如喪失廠外電源事件、人為疏失。

1.(2)(A) 綜整表之比對請見第3欄(column)，除役計畫第七章未考量圍阻體破裂事件，這是因為在除役期間設備通道(Equipment Hatch)將會開啟，因此不符合除役之組態。除此之外，本章內容較前表多考量颱風、海嘯、土石流、飛機撞擊與人為疏失及輔助系統功能喪失事件。

1.(2)(B) 關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6:爐穴滿水位)為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

第3回合審查意見

1.(1)(A)

第2回合審查意見答覆” Loss of Spent Fuel Pool Cooling” 之 中文欄中有若干處顯示” 用過核子燃料池冷卻水流失事件”，與” Loss of Water from the Spent Fuel Pool” 之 中文欄” 用過核子燃料池冷卻水流失事件” 完全相同，容易造成混淆。例如: Yankee Rowe 之 Loss of spent fuel pool cooling water 與 Loss of cooling water 名稱不同且分別屬於兩種不同意外事件種類，然而，中文卻相同。仍請整體檢視該表之正確性，並進行必要之修正。

1.(1)(B)

有關除役期間立即通報程序，應符合「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法。」之規定，本項列入重要管制事項。

1.(2)(A)

除役計畫第七章六、輔助系統功能喪失事件，包括電力系統、冷卻系統、壓縮空氣、通風及空調等輔助系統，上述答復說明及附表僅列出喪失廠外電源事件、人為疏失兩項，請考量核二廠爐心仍有燃料之情境，完整闡述與國外分析情境之差異。

1.(2)(B)

用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提

出。除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1)(A)

Loss of Spent Fuel Pool Cooling		用過核子燃料池喪失冷卻能力
Loss of fuel pool cooling	Indian Point, Unit 1	
Loss of fuel element storage well cooling	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability	Maine Yankee	
Loss of spent fuel decay heat-removal without concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	
Failure of auxiliary electrical systems related to fuel pool cooling	Dresden, Unit 1	
Loss of offsite power, limited loss of spent fuel pool cooling	San Onofre, Unit 1	
Nonmechanistic loss of cooling and airborne release	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of Water from the Spent Fuel Pool		用過核子燃料池冷卻水流失事件
Loss of spent fuel pool cooling water	Yankee Rowe	
Loss of prestressed concrete reactor vessel shielding water (after fuel has been removed)	Fort St. Vrain	
Loss of spent fuel pool cooling water (caused by loss of offsite power)	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water level	Big Rock Point	
Loss of spent fuel pool water (nonmechanistic;	Haddam Neck	

earthquake beyond design basis)		
Loss of spent fuel pool water	Indian Point, Unit 1	
Loss of spent fuel pool inventory (loss of heat sink or by inadvertent siphoning)	Maine Yankee	
Loss of spent fuel pool water from pool rupture of unknown origin	Humboldt Bay, Unit 3	
Loss of cooling water	Yankee Rowe	
Fuel pool drain-down	Dresden, Unit 1	
Fuel element storage well system pipe break	La Crosse	
Loss of spent fuel pool decay heat-removal capability with concurrent spent fuel pool inventory loss	Trojan	

1.(1)(B)遵照辦理

1.(2)(A) 本計畫彙整國內與美國各除役電廠意外項目進行收集分析，綜整後考量於本計畫中，除了依表中之美國各除役核電廠已分析除役意外事件案例進行評估外，另也考量了輔助系統功能喪失事件與相關設備損壞導致喪失冷卻系統及喪失通風空調系統事件並進行分析，相關分析結果已納入第七章六、輔助系統功能喪失事件。輔助系統功能喪失事件之發生原因有許多可能性，電力系統功能喪失之原因，來自於喪失外電、相關電力設備損壞或人為操作不當；冷卻系統功能喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，壓縮空氣喪失之原因來自於系統無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，通風及空調系統失效之原因，來自於系統無電力供給或人為操作不當。整理上述各個輔助系統功能喪失，共同原因來自於無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當。有關輔助系統功能喪失事件分析已於列表中敘明，如喪失廠外電源事件、人為疏失。

1.(2)(B)

除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(a) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基

準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。

(b)用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

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：

審查總結回合意見

1.同意答覆。

意見編號	07-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、B03、B14	七、一. (一).3	7-1 7-4 7-5	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-4 頁內文所謂的二次撞擊，乃因掉落物之掉落過程碰撞密封鋼桶或傳送護箱之後才撞擊貯存格架，因此撞擊能量較低。但掉落物為用過核子燃料棒時，考量的目標為用過核子燃料棒是否在掉落過程中產生破損，因此用過核子燃料棒在掉落時撞擊密封鋼桶或傳送護箱與撞擊貯存格架其應力會不同。請說明用過核子燃料棒撞擊密封鋼桶或傳送護箱其嚴重程度與撞擊貯存格架的差異性。 2. 第 7-5 頁，請說明重物墜落撞擊用過燃料池事件中，在燃料廠房未保持完整性及燃料廠房通風系統不可用的狀態下，計算 EAB 及 LPZ 範圍以及用過核子燃料池島區控制站的輻射劑量時，為何只需考慮第二項及第三項作業，不須考慮第四項作業，即不須考慮傳送護箱從裝載池吊出過程中，可能發生傳送護箱掉落撞擊用過燃料池之事件？ 3. 第 7-4 頁，提及核二廠 FSAR 第 15 章燃料吊運設計基準事故，考慮意外事故發生在燃料廠房及反應器廠房的情形，劑量分析如 15.7.4.6 節與 15.7.6.3 節所涵蓋。 (1)此處引用之 FSAR 為第 21 版(2015 年 4 月出版)，第 7-55 頁參考文獻中所列之 FSAR 版次有誤。 (2)請更新引用目前最新版本之 FSAR(第 23 版，2018 年 5 月出版)，另請					

澄清引用最新版本之 FSAR 是否會影響第 7 章相關內容之敘述。

第 1 回合審查意見答覆

1. 用過核子燃料吊運期間，發生核子燃料棒掉落撞擊密封鋼桶或傳送護箱，屬於乾式貯存作業期間之事故，核二廠的格架高度約為 15 英尺，然而乾貯所設計之密封鋼筒約為 15.8 英尺，若發生用過核子燃料棒掉落撞擊密封鋼筒或燃料貯存格架時，若在同一個高度墜落，密封鋼筒或格架頂部時，則撞擊密封鋼筒時的速度將較格架頂部低，這是由於密封鋼筒頂部高程較格架頂部高程高，因此使用撞擊燃料貯存格架做為假設較為保守，本公司將另以用過核子燃料乾式貯存申照時之安全評估報告說明。

2. 參考本章第一、(一)、3.節，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(第四項作業)，已依據 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(Single-Failure-Proof Cranes)，以因應用過核子燃料乾式貯存設施之吊運裝有用過核子燃料之傳送護箱進行傳送作業需求，避免吊運墜落意外發生。

3.(1)參考文獻中 FSAR 23 版之日期為誤植，將修訂為 May 2018。詳如附件 07-003-03-A 所示。

(2)經檢視引用 FSAR 版本差異說明之後，引用 FSAR 23 版不會影響第七章相關內容之敘述。

以下為 FSAR22 版之修訂內容簡述：

案號	內容
DCR 3742/3743	為增進用過燃料乾式貯存護箱吊運的安全可靠，依照NUREG-0554及ASME NOG-1 要求，將護箱吊車修改成單一失靈保障(single-failure-proof)
DCR 4120/4121	再循環泵更換為第四代軸
DCR 4012/4013	修改 MSL high radiation Trip 信號送至MSL Drain Valves 之Isolation邏輯。
DCR 4163/4164	核二廠一、二號機中幅度功率提昇(Stretch Power Uprate, SPU)將現行發照熱功率2943MWt 提昇2%至3001MWt。
DCR 4218	在正常寒水系統GB-HV-129/125、GB-HV-130/126、GB-HV-127/123、GB-HV-128/124 之間的貫穿管路，加裝SRV 釋壓，以避免管路過壓。
DCR 4261	2 號機增設地震監測儀器
FC 10401	修改原DCR-K1K2-24153650 (SIEMENS LP Turbines 改善案)之FSAR Mark-up 內容，將屬於廠家原是設計資料及安全分析報告的部分，改以參考資料的方式列入FSAR 中。
FC 10402	修改表8.3-7 增列B、C、D 組電池24 小時放電容量
FC 10501	修改FSAR 1.7 節納入DCR 新增之FSAR 圖面

FC	10502	依原能會注改案之發現進行FSAR 8.3 table 8.3-1~3 及FSAR 9.5 table 9.5-1 的修正
核安總 體檢	101-3002	檢討現有各項整備作為：緊急通訊)
核安總 體檢	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
以下為 FSAR23 版之修訂內容簡述：		
案號	內容	
DCR	3742/3743	為增進用過燃料乾式貯存護箱吊車的安全可靠,依照NUREG-0554及ASME NOG-1要求, 將護箱吊車修改成單一失靈保障
DCR	4309 P1	生水系統供給至循環水泵潤滑用水管線地下埋管改為明管
DCR	4391 P3, P4, P5, P6	廠內空壓機0K-1A/B/C/D由往復式更換離心式 (更換4台壓縮機本體)
DCR	4391 P7	空壓機更新後之運轉資訊納入本廠DCS系統
DCR	4408	因5號柴油機房與TSC 3樓電腦室消防系統儲存設備過老舊且海龍已停止生產為方便日後進行維護, 須立即更新。
DCR	4426P1 /4427P1	將RPS用電源M-G-SET改為不斷電供電(UPS)
DCR	4447/4448	#1/#2機 發電機定子線圈重新繞製、附屬設備汰換更新與新增附屬監控設備(Flux Probes 2組、FOVM-4)
DCR	4471P1	RW/B 1~5F管道間(防火區分151)、RW/B 4F化學實驗室、包商休息室等增設火警偵測器以提供火警信號移報功能
DCR	4469/4470	#1機Rx/B 6F RWCU樹脂Precoat區域(防火區分08)及T/B 2F西側走道(防火區分90E)等2區域增設火警偵測器、#2機Rx/B 6F RWCU樹脂Precoat區域、T/B 2F西側走道)及T/B 2F飼水加氫系統產生區等3區域增設火警偵測器以提供火警信號移報功能
FC	10503	依核管會議9406A04乙案決議將RG 1.180納入FSAR適用章節
FC	10504	刪除FSAR 9.5.4.6節中20公里之敘述
FC	10505	1.依104年度第二次核管會議決議事項(項次10406A07)辦理, 新增FSAR有關24小時直流電池組容量專章並建立24小時負載表。修正FSAR表8.3-8、8.3-9的排列錯誤及加總不正確問題
FC	10506 10506-1	因DCR-K1-4257及DCR-K2-4258新增用過燃料池水位儀器, 修改第9.1.3.3節及表3.2-1。FC-KS1/2-10506-1為應原能會JLD-10115案審查意見, 修改原FC-10506提案內容並新增第9.1.3.5.4節
FC	10507 10507-1	依原能會注改案AN-KS-105-013要求, 將RG1.160加入FSAR 1.8節。FC-KS1/2-10507-1為根據核安處對核三廠提出FSAR修改案的審查意見辦理。「1.8.2.160 Regulatory Guide 1.160」部份字句修改,

「1.8.2.160.1 Response」整段字句重寫		
FC	10601	修訂CRD HCU系統冷卻水流量範圍，每組CRD冷卻水由目前設定值0.20~0.34gpm，調整為0.20~0.414gpm
FC	10602	依答覆原能會核管案件編號KS-JLD-10108(Rev.11)內容修改FSAR表8.3-8及8.3-12
FC	10701	於APPENDIX C加入KS-JLD-10115「NTTF 建議事項 7.1-用過燃料池儀器之強化」專章
核安總 體檢	10103	地震、海嘯危害模擬及情境模擬
核安總 體檢	10202	現有地震後、海嘯後程序書間之介面整合
核安總 體檢	10203	系統化方式評估極端天然災害與水災組合之事件
核安總 體檢	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
核安總 體檢	10306	電廠模擬器納入雙機組事故之能力
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： 3.第七章第十節。		
第 2 回合審查意見		
同意答覆。		

意見 編號	07-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S16、B03、 B14	七、一.(一)	7-5, 7-7	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-5 頁，台電公司根據「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運事故及控制棒掉落事故」，使用 RADTRAD 程式進行 EAB 及 LPZ 範圍及用過核子燃料池島區控制站的輻射劑量評估，然本會相關安全評估報告(NRD-SER-106-14)要求未來使用此方法論時應引用我國法規的劑量轉換因子，請說明此處輻射劑量評估使用之劑量轉換因子為何。					

2. 第 7-5 頁下方內文敘述，以事故期間 2 小時之大氣擴散因子進行估算，但是劑量評估以事故全期為準，請澄清？
3. 第 7-7 頁，輻射影響與緊急應變小節，內容只有提到輻射影響，沒有提到緊急應變，請澄清，並請於該段之內容確實說明。
4. 第 7-7 頁所提「另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」，請針對核二廠用過燃料池相關監視及應變程序書，提出用過核子燃料吊運墜落事故處理之說明。

第 1 回合審查意見答覆

1. 本分析報告是採用「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 -反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運、控制棒掉落事故」第 0 版，現已根據審查意見，改引用第 1 版方法論，符合 NRD-SER-106-14 要求，分析結果與報告修訂請參考如下。

第 7-6 頁

評估結果綜整於表 7-4，其中在停機 30 d 以上發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，禁制區邊界及低人口密度區外邊界人員接受劑量可符合美國核管會標準審查計畫 15.7.4(Standar Review Plan 15.7.4[10])接受準則的要求(與我國核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限値之 25%相同)，以停機 30 d 案例來說，禁制區邊界個人體外暴露全身劑量為 9.64×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量(Thyroid Dose)為 109.38 mSv，低密度人口區外邊界個人體外暴露全身劑量為 1.80×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量為 20.47 mSv。

第 7-7 頁

以停機 60 d 案例來說，用過核子燃料池島區控制站所在區域之體外暴露全身劑量為 4.84×10^{-3} mSv、總有效劑量(體外暴露與吸入性體內暴露的全身劑量總和)為 4.55 mSv、吸入性甲狀腺等價劑量為 90.22 mSv、皮膚等價劑量為 9.81 mSv。

第 7-7 頁

事故全期累積之體外暴露全身劑量小於 50 mSv、總有效劑量小於 50 mSv、吸入性甲狀腺等價劑量小於 300 mSv 及體表等價劑量小於 300 mSv。

表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果

地點與劑量 停機時間(d)	EAB		LPZ外邊界	
	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲狀 腺劑量 (mSv)	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲 狀腺劑量 (mSv)
1	5.12	1,546.4	0.96	289.37
7	1.41	791.27	0.26	148.07
30	9.64×10^{-2}	109.38	1.80×10^{-2}	20.47
60	1.87×10^{-2}	8.27	3.50×10^{-3}	1.55
90	1.61×10^{-2}	0.63	3.01×10^{-3}	0.12
限値*	62.5	750	62.5	750

*核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限値之 25% (與 SRP17.5.4 接受準則相同)

表 7-3 廢料廠房控制室內人員劑量分析結果

停機時間	體外曝露 全身劑量 (mSv)	總有效劑量體 (mSv)	吸入性 甲狀腺劑 量(mSv)	皮膚劑量 (mSv)
1	1.32	8.56×10^2	1.68×10^4	1.90×10^2
7	0.37	4.35×10^2	8.63×10^3	65.27
30	2.50×10^{-2}	60.06	1.19×10^3	12.80
60	4.84×10^{-3}	4.55	90.22	9.81
90	4.17×10^{-3}	0.35	6.84	9.68
限值*	50	50	300	300

*美國標準審查計畫 6.4 與美國聯邦法規第 10 篇第 50 章附錄 A 之一般設計準則

詳如附件 07-004-01-A 所示。

2. 此段內文旨在敘述廠外人員劑量計算之大氣擴散因子，廠外人員劑量計算考慮劑量轉換因子、大氣擴散因子及外釋到大氣環境的累積活度，而根據核二廠原適用之法規及版本 RG-1.25 可知，FHA 分析應假設廠房內所有放射性物質在 2 小時內全部外釋到大氣環境，大氣環境的累積活度等於 2 小時的排放量，2 小時後則不會再累積活度，故對 FHA 事故之廠外人員劑量計算而言，2 小時即為事故全期，僅需要 2h 大氣擴散因子。

3. 經本章第一、(一)、3 節的分析與結果，得知電廠停機 60 d 後開始吊運用過核子燃料，若發生用過核子燃料之吊卸意外，禁制區邊界與低密度人口區外邊界之個人體外曝露全身劑量與甲狀腺等價劑量皆可符合接受準則的 25%，沒有執行廠外緊急應變之需求。

4. 依據第一、(一)、1.節之說明，核二廠於除役期間共有四類用過核子燃料吊運狀況，其中第一、二類為與發生於持照運轉期間之核子燃料吊運相同狀況，可涵蓋於現有用過核子燃料池相關監視及應變程序；第三、四類為用過核子燃料乾式貯存作業所特有之用過核子燃料吊運，將另於用過核子燃料貯存申照文件中說明。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。

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：

1.第七章第一、(一)、3.節與第七章第一、(一)、5.節。

第 2 回合審查意見

1.(1)附件 07-004-01-A 中「表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果」之「體外曝露之全身劑量」計算結果未更新，請更正。

1.(2)請具體提出本項評估計算送交審查之期程規劃。

1.(3) 本項將列入後續重要管制事項辦理。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.(1)已修訂「表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果」之「體外曝露之全身劑量」，詳如附件 07-004-01-B 所示。 1.(2) 在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少。相關評估計算，目前本公司暫行規劃護箱裝載池復原工程完成後 3 個月提送用過燃料池島區整體規劃，並送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。 1.(3) 本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。 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： 1.(1)第七章表 7-4。
第 3 回合審查意見
1.(1)表 7-4 附註 (與 SRP17.5.4 接受準則相同) 其中 SRP 之編號應是打字錯誤請修正。 1.(2)有關燃料島區之評估部分： A.請確認用過燃料池島區整體規劃是於護箱裝載池復原工程完成後 3 個月內或之後提出。 B.在島區整體規劃未經審核完成前，燃料池相關冷卻、補水系統及控制室監控應維持現有配置。 1.(3)同意答覆，本項列入重要管制事項。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1.(1) 已修正，請見附件 07-004-01-C。 1.(2)A.目前本公司暫行規劃護箱裝載池復原工程完成後 3 個月之內提送用過燃料池島區整體規劃，並送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。 1.(2)B.用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相

關系統之評估，包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前須先經大會審查完成後，才能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。在島區整體規劃未經審核完成前，燃料池相關冷卻、補水系統及控制室監控將維持現有配置，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

1.(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：

1.(1)表 7-4。

審查總結回合意見

1.同意答覆，本項列入重要管制事項。

意見 編號	07-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、B02、B08	七、一. (一)	7-3、7-7	結案
第 1 回合審查意見					
1. 針對第(一)節重物墜落撞擊用過核子燃料池，請詳述本節分析假設和各種情境，並說明此意外事件分析的最嚴重和保守之情境。這些情境是否在 FSAR 已分析過?如在本計畫所執行的情境分析，請提供相關分析報告供本案審查參考。 2. 本章有關重物墜落撞擊用過核子燃料池事件分析中，請說明是否已完成用過核子燃料之完整性檢驗作業程序書?請說明完整性檢驗作業的執行方式。 3. 核二廠所使用的核子燃料有六種類型，本節意外事件分析僅選用 ATRIUM-10 型燃料作為分析對象，請提出風險評估結果以佐證如此選擇具適切的保守性。 4. 請說明重物墜落撞擊用過核子燃料池事件分析中，是否已考量二次撞擊之影響? 5. 請針對核二廠燃料廠房吊車防止單一失效改善案執行現況提出說明。該吊車吊運容量為何? 6. 請說明第 7-5 頁第 3 段表-3 所引用輻射源項等數據資料的來源。 7. 請說明台電公司使用 PAVAN 程式之驗證程序適切性以及在美國除役核電廠使用的經驗回饋。 8. 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件分析中，發生意外事件相關輻射劑量的結果，請說明其對人員、民眾健康效應的影響。 9. 請補充說明各種意外事件對除役活動影響之分析結果。					
第 1 回合審查意見答覆					

1. (一)重物墜落撞擊用過核子燃料池考量第一項作業為在除役過渡階段，反應器停機後，爐心內的用過核子燃料全數退至用過核子燃料池的吊運作業，可能會發生用過核子燃料墜落意外事件；第二項作業為進行用過核子燃料之完整性檢驗，在檢驗過程需要吊運燃料，可能發生用過核子燃料墜落意外事件；第三項作業用過核子燃料移往乾式貯存設施時，吊運用過核子燃料至密封鋼筒的過程中，可能發生之用過核子燃料墜落事件；第四項作業為護箱傳送階段，將用過核子燃料移往乾式貯存設施時，用過核子燃料將會置入密封鋼筒，在吊運過程中以傳送護箱傳送密封鋼筒，在傳送護箱從裝載池吊出過程中，可能發生傳送護箱掉落撞擊用過核子燃料池之情事。以上四項作業。最嚴重和保守之分析情境為評估在燃料廠房非完整性及燃料廠房通風系統不可用的狀況下，執行第二項與第三項作業時，於燃料廠房發生燃料吊運事故下進行劑量分析。

FSAR 15.7.4 為 Fuel Handling Accident 為考量燃料元件吊運機具失效，造成吊起的燃料墜落，撞擊到燃料池內的用過核子燃料，並造成墜落之燃料與貯存於池內的燃料受損，隨後放射性氣體釋放到外界。第一項工作與第二項作業可由 FSAR 涵蓋。

執行第二項與第三項作業時，於燃料廠房發生燃料吊運事故下，計算禁制區邊界 (Exclusion Area Boundary, EAB)、低密度人口區 (Low Population Zone, LPZ) 外邊界及用過核子燃料池島區控制站的事務輻射劑量為本計畫執行，執行結果已呈現於除役計畫第七章。於實際執行前另案提報原能會審查，並於核備後據以執行。

2. 針對除役期間用過核子燃料之完整性檢驗，目前已有營運程序書 286「照射過燃料真空啜吸試驗(Irradiated fuel vacuum sipping)」進行規範，除役前將依規劃參考營運程序書 286，建立除役相關程序書。除役相關程序書預計於核二廠 1 號機運轉執照屆期 1 週前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。

摘錄核二廠營運程序書 286 用過核子燃料之完整性檢驗作業內容，燃料啜吸密封罐的一般操作程序，說明如下：

- (1)吊入燃料：操作員以氣動方式打開啜吸密封罐蓋子，允許燃料吊入。
- (2)啜吸試驗循環：操作員按下起動循環按鈕後，下列步驟係由程序控制器自動執行。
- (3)關閉、沖洗：啜吸密封罐蓋子關閉後，罐內則以除礦水或凝結水沖洗，以移除原來水中所含之分裂氣體。
- (4)建立密封性：建立罐蓋之密封並隨時偵測密封之完整性，以確保下列步驟中，均能維持密封。
- (5)建立氣泡：在燃料元件上部的水，以大於水頭壓力的空氣壓迫移離，以建立氣泡空間。
- (6)建立真空：在燃料元件上部氣泡空間之氣體，以真空泵浦移離，以建立局部真空，目的在增加任何燃料棒穿孔分裂氣體的釋出，大部分被懷疑的燃料元件在這步驟中被偵測出，由偵檢組架上的圖形記錄器可看出貝他偵檢器的計數率有明顯的增加。
- (7)再循環：氣體從啜吸密封罐的頂部循環至偵檢器，回到啜吸密封罐的底部，經由燃料元件帶走分裂產生的氣體，如此周而復始，以便偵檢出燃料棒護套的完整性 (正常的偵檢循環時間為 3-5 分鐘)。本設備有阻止水分進入偵

檢器之設計。

(8) 氣體排除：於再循環程序完成後，氣體污染範圍則以乾淨氣體將設備管路清洗 30 秒鐘，或較長時間至前設定最小的分裂氣體計數率為止。

(9) 充水：在重新打開啜吸密封罐蓋之前，氣泡空間將重新充水以排除氣體並平衡內外壓力。

(10) 燃料移離：在啜吸試驗循環結束時，啜吸密封罐蓋將自動打開，以使燃料元件能被吊離。

(11) 真空啜吸試驗設備具有降低被偵檢燃料元件的壓力小於大氣壓力的能力(密封於啜吸密封罐內)，使任何有破裂的燃料棒釋出分裂氣體，這些釋出的氣體由聯線的貝他偵檢器偵測，能立刻證實燃料元件有否破漏。

(12) 真空啜吸試驗結果分析：啜吸試驗所記錄下來的圖形，其數據經分析依所定的標準，區分燃料元件為三種分類，包括：(1) 完整性元件、(2) 破漏性元件、(3) 懷疑性元件。懷疑性元件將需要再試驗來確定最後的狀況，在啜吸試驗的最後結果所有燃料元件將分類為完整性或破漏性。

3. 選用 ATRIUM-10 型分析為參國內核一廠除役計畫，同時用過核子燃料中的同位素會隨著時間而衰變，因此 ATRIUM-10 為反應器永久停機後最後一批次的燃料，最新退出之用過燃料相較另外其他存放在池中很久其他類型的燃料元件比較之下，最新退出之 ATRIUM-10 型之燃料元件之分裂核種濃度將是最高，因此選用 ATRIUM-10 做為分析案例，經劑量分析後可符合法規需求，無需後續風險分析。

4. 在 FSAR 中已有考量二次撞擊影響，二次撞擊所產生的撞擊能量為全部的 32 %，因此將低於用過核子燃料直接撞擊貯存格架之分析結果。

5. (1) 1. 本吊車改善案主要依據美國核管會所頒佈 NUREG-0554 與 NUREG-0612 之相關規定，以及 ASME NOG-1 Type I 標準辦理。其改善範圍包括整台吊運車(含捲揚機)的更新，也包括橋車部分機械與儀電系統更新；另依據前述之法規要求，針對更新後的吊運車與既有橋車進行整體結構評估，其結論為本次吊車修改部分並不會對既有結構有不利的影響。本改善案具有防止單一失靈功能吊車所需具備的特性，例如在負載路徑上的組件包括捲揚驅動系統(Hoist Drive System)、穿索系統(Reeving System)均為重置(redundant)設計，並且具有多重保護裝置，包括過捲揚(Over Traveling)保護系統、上下組塊碰撞(Two Blocking)保護系統等等。另由於本改善案受限於核二廠燃料廠房高度與吊舉揚程的限制條件，以及配合既有使用中之吊具，有部分被動承載荷重的組件設計，例如吊鉤(Hook)、下組塊(Load Block)及上組塊插梢(Upper Block Pin)等組件的設計乃援用美國核管會頒佈之 NUREG-0612, Appendix C 所提供核能電廠內既有吊車改善為防止單一失靈吊車時之替代方案，即採用提高為雙倍安全係數之替代方案。此外，本改善案完成後之吊車，在發生安全停機地震(SSE)時，吊車仍能安全地維持住負載(吊掛物件)，而且橋車及吊運車均能維持在其軌道上，不致發生脫軌情況，確保不會發生負載墜落情況。

本改善案業經原能會審查同意施工，並於 103 年 6 月 4 日以會核字第 1030006705 號函復准予備查在案。本公司分別於 104 年 1 月與 104 年 3 月完

成 1 號機與 2 號機燃料廠房護箱吊車之現場改善工作，後續亦向原能會申請本改善案之結案，並向檢查機構申請變更檢查合格可予使用。

(2) 原核二廠燃料廠房護箱吊車設計額定荷重為 150 美噸(約 135 公噸)，本改善案並未變更其設計額定荷重，仍維持 150 美噸，可滿足大多數現有國際上常見之用過核子燃料乾式貯存系統之吊運需求，亦不致影響原核二廠燃料廠房結構安全。

6. 本報告是根據「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」，使用 ORIGEN v2.1 程式，依據核二廠爐心設計參數及運轉條件計算停爐時的全爐心平衡活度盤存量，再根據衰變時間、最大徑向尖峰因子、用過核子燃料受損數量及 RG 1.25 的要求，計算得到表 7-3 之停爐 1D、7D、30D、60D、90D 後發生事故時位於燃料廠房內的放射性核種活度。「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」及 RG 1.25 的計算條件已涵蓋保守度。核能電廠爐心活度盤存量計算方法論(TITRAM/NPP-SPT-MHD-01)已於 104 年 8 月取得 SER(NRD-SER-104-05)。

7. 本計畫屬於核能級品保制度中，建立 PAVAN 軟體安裝及驗證流程規範，使用者需依循規範安裝程式，並使用 RSICC 範例驗證已安裝程式之功能，確認功能無誤後才能正式應用。Crystal River Unit 3 也是使用 PAVAN 程式進行除役階段相關分析。

8. 經由評估分析，若於電廠停機 60 天後開始吊運用過核子燃料，此時發生用過核子燃料之吊卸意外，EAB 與 LPZ 外邊界之個人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 % (即表示全身劑量低於 62.5mSv，吸入性甲狀腺劑量低於 750mSv)，對於控制室內之作業人員，亦可低於 10 CFR 50 附錄 A 之一般設計準則 19 的限值 (即全身劑量 50 mSv、甲狀腺劑量 300 mSv 及體表劑量 300 mSv)。表示在此條件 (電廠停機 60 天) 之下，對於周圍民眾與作業人員所可能潛在接受到之輻射劑量之估計值，可以符合我國法規及美國聯邦法規之限值，亦即對於關鍵群體的健康效應在可預期的範圍內。此外，在核二廠除役期間，台電公司將持續執行「意外事件應變方案」，對於所有潛在可能發生之意外，有組織、有系統地迅速處置，達到合理抑低其輻射作業之精神，確保對於關鍵群體之健康效應的影響降至最低。

9. 將依審查意見要求，各種意外事件之輻射影響如本章第九節表格所示，事件之輻射影響對於除役活動之影響補充說明如下：

(1) 重物墜落撞擊用過核子燃料池事件會使得工作人員的接受劑量上升，需嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量。

(2) 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件，具備補水作業，確保用過核子燃料池安全，對環境無影響，由於成立用過核子燃料池島區，因此對除役活動無顯著影響。

(3) 用過核子燃料池冷卻水流失事件，因破管後因虹吸現象造成水位下降至高程 -6 ft，可進行修復補水，對環境無影響，由於成立用過核子燃料池島區，因此對除役活動無顯著影響。

(4) 除污意外為執行系統化學除污作業時，人員操作不慎或是設備失效，對

環境無影響，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，其輻射影響為局部區域，除系統化學除污作業所在區域須增加事件處理時間，因此對整體除役活動無顯著影響。

(5) 拆除意外為大型組件移除、系統拆卸及建物拆除操作不慎發生墜落意外，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(6) 吊卸意外為執行拆除作業之吊運或是貯存容器吊運，發生墜落意外，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(7) 低放射性廢棄物包裝意外為作業場所防護設備失效或是人為疏失，而產生放射性空浮污染，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(8) 低放射性廢棄物暫存之意外為因地震、火災、外力等因素，造成暫存區的低放射性廢棄物貯存容器傾倒，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(9) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外為運送過程中可能因人為疏失或機械故障造成貯存容器傾倒，在保守假設下，對環境劑量具有影響，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(10) 廢料處理系統之桶槽破裂意外為外力衝擊因素，抑或是設備機械故障或是人員破壞，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(11) 火災因機具使用不當或是易燃物管理不善，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(12) 爆炸為因機具使用不當或是易燃物管理不善，對廠界之劑量影響符合法規限值，嚴守劑量合理抑低原則妥善管理工作人員劑量，惟須增加事件處理時間，對整體除役活動無顯著影響。

(13) 地震為自然災害，可能影響造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源，前者事件對整體除役活動無顯著影響，後者會影響部分除役作業，影響程度視電力恢復時間。

(14) 颱風為自然災害，若地方政府宣布停班停課，可能會造成除役活動延遲，但延遲時間有限，對整體除役活動無顯著影響。

(15) 洪水為自然災害，事件可能的影響為喪失廠外電力，因此會影響部分除役作業，影響程度視電力恢復時間。

(16) 雷擊事件為自然災害，事件可能的影響為喪失廠外電力，因此會影響部分除役作業，影響程度視電力恢復時間。

(17) 輔助系統功能喪失事件為無電力供給、相關設備損壞或人為操作不當，會局部影響除役作業，對整體除役活動無顯著影響。

(18) 喪失廠外電源事件為電廠相關電力系統故障、開關場故障、電網因素及氣候因素，因此會影響部分除役作業，影響程度視電力恢復時間。

(19) 人為疏失為人員因素，因此會影響部分除役作業，加強核安文化與應變養成。

(20) 工安意外為不良的工作環境，人員安全意識未能建立，對除役作業的影響

響可能造成管制機關要求全面停工進行檢視，復工時間視管制機關之要求，對整體除役活動無顯著影響，應潛在危害作業須依程序書要求進行，依程序書要求進行職安訓練。

(21) 惡劣氣候為氣候變遷之因素，引起強降水而引發洪水，造成喪失廠外電源及颱風強度更強，造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源，將會影響除役作業工期。

(22) 人為破壞為人為因素，依保安系統進行反應，保守假設造成用過核子燃料池喪失冷卻與喪失廠外電源，因此會影響部分除役作業，影響程度視電力恢復時間。

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 2 回合審查意見

1. 本項說明請納入裝載池改裝相關作業之說明，另本項將列入後續重要管制事項辦理。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地縮短。惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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：

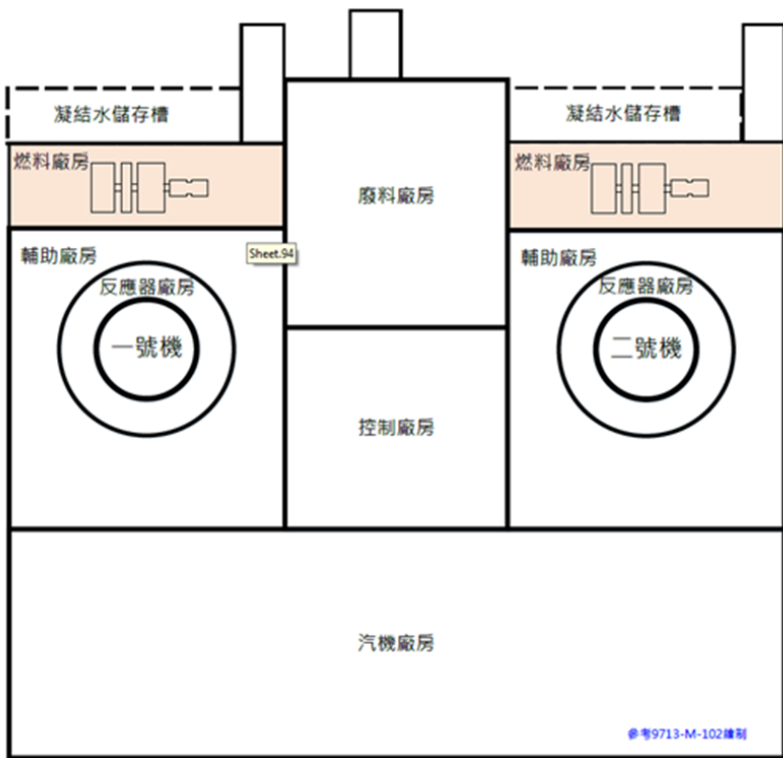
第 3 回合審查意見

1. 同意答覆，本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

1. 遵照辦理

意 見	07-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S08、C01、B10	七、一.	7-3, 7-6, 7-7	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請附圖說明用過核子燃料池島區規畫位置與範圍。 2. 第 7-6 頁，在進行用過核子燃料池島區控制站人員劑量分析時，提及保守考慮漏入用過核子燃料池島區控制站所在區域的氣體流量為取氣量的 10%。 (1) 請提供用過核子燃料池島區控制站之內漏率設計值，並說明選用 10% 之假設依據及具適切之保守度。 (2) 請提供用過核子燃料池島區控制站位置圖與用過核子燃料墜落意外事故之放射性物質洩漏途徑之示意圖。 3. 外部空氣取氣系統是否即廠房通風排氣系統？ 4. 本節在事件處理說明中提到：「發生用過核子燃料吊運墜落事件後，應持續檢視用過核子燃料池之水質與環境劑量是否正常，並增加空氣取樣之次數」，但考量事件發生當下的現場條件可能有空浮情形(如表 7-3 所列)，請說明現場防護措施或現場工作之限制條件。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 核子燃料池島區之規劃位置與範圍如下圖所示： 					
2. 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。 (1) 如下圖所示，Vermont Yankee (ML13323A519) 在 DBA FHA 分析時假設					

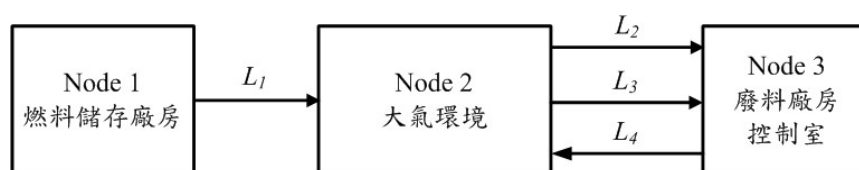
未經過濾內漏率為 50 cfm, 100 cfm, 200 cfm 三種案例，排氣總量固定為 3,700 cfm，即外界取氣流量分別為 3,650 cfm、3,600 cfm、3,500 cfm，內漏率與取氣率的比例分別為 1.4%、2.8%、5.7%，本報告更保守假設內漏率與取氣率的比例為 10% (200/2,000)。

Table 3-1 (Continued)

VYNPP – Design Input for FHA

No.	DESCRIPTION		VALUE	REFERENCE / COMMENTS
C - Control Room Characteristics				
C1	Control room free air volume		41534 ft ³	Ref. [3]
C2	MCR HVAC configuration	Nominal unfiltered intake flow for accident duration (assumed to include fresh air and air from surrounding areas as a result of ingress, egress and inleakage)	3700 cfm	Ref. [3] (Sensitivity analyses include various pre-FHA decay times ranging from 1 to 15 days) [See Sections 5.1 and 5.2]
C3		With MCR isolation prior to fuel movement, and unfiltered inleakage, for accident duration	50 cfm	Minimized value for sensitivity analysis, along with various pre-FHA decay times (same as in Case C2) [See Section 5.2]
C4		With operator-initiated ESF filtration (4" charcoal beds with 99% halogen removal efficiency, or 2" beds with 95% efficiency), and unfiltered inleakage	Filtration actuation at 20 and 30 minutes post FHA, and 50, 100 and 200 cfm unfiltered inleakage; 3700 cfm total exhaust.	Sensitivity analyses, along with various pre-FHA decay times ranging from 3 to 8 days [See Section 5.3]
C5		With MCR isolation prior to fuel movement, followed by post-FHA purge	100 and 150 cfm unfiltered inleakage, various RB release rates, time-shifted atmospheric dispersion factors, and various purge initiation times	Sensitivity analyses, with 5-day pre-FHA decay time [See Section 5.4]

(2) 核子燃料池島區控制站即為目前的廢料廠房之廢料控制室，位置如附件 07-006-02-A 中紅框標示。放射性物質洩漏途徑之示意圖如下，L1 代表放射性核種從燃料儲存廠房(node 1)外釋到大氣環境(node 2)的路徑，L2 及 L3 分別代表放射性核種從大氣環境抽氣進入及漏入廢料廠房控制室(核子燃料池島區控制站)的路徑，L4 代表根據質量守恆決定之空氣漏出路徑。



3. 文中所述之外部空氣取系統為送風至核子燃料池島區控制站之系統，為廢料廠房通道區加強冷卻器。

4. 事件發生後，保健物理人員會先至燃料廠房偵測輻射強度、空浮濃度及/或污染情況，據以制定後續作業人員之劑量管制規定、防護面具需求，以及必要時新增示警區圍籬或啟動燃料廠房緊急通風過濾系統。可確保工作人員之接受劑量符合輻防法規限制，並藉由 ESF 設備或適當之呼吸護具防範工作人員受到輻射物污染。另外，燃料廠房 3 樓平時設置有 1 台移動式空浮抽氣偵測警報器以及 5 支*固定式區域輻射監測器(ARM)，其中兩支 ARM 於警報時並可同步引動燃料廠房緊急通風過濾系統，可即時反應異常輻射或空浮等情況，並進行必要之廠房排氣過濾。

*：另有 2 支 ARM 位於樓板下方之新燃料窖內，與本事件無關。

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

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	07-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、B03、B14、 B08、B10	七、一.(一)	7-6 7-7 7-61	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-6 頁、第 7-61 頁提及燃料吊運事故劑量分析結果，「評估結果綜整於表 7-4，其中在停機 30d 以上發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，禁制區邊界及低人口密度區外邊界人員接受劑量可符合美國核管會標準審查計畫 15.7.4(Standar Review Plan 15.7.4)接受準則的要求」，在表 7-4 使用核子反應器設施管制法施行細則第 3 條的限值，請說明符合性。 2. 第 7-6 頁及第 7-7 頁所提用過燃料池島區控制站劑量分析結果，可符合美國核管會標準審查計畫(SRP)6.4 與美國聯邦法規 10CFR 附錄 A 之一般設計準則(GDC)19 及我國「核子反應器設施安全設計準則」。 (1) 此處引用我國「核子反應器設施安全設計準則」為民國 94 年之版本，並非最新的版本，請更新。 (2) 請澄清用過燃料池島區控制站劑量分析結果之劑量數值是否為「有效劑量」。 3. 核一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，請說明核二廠之參採情形。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.報告內文修訂如下 評估結果綜整於表 7-4，其中在停機 30 d 以上發生用過核子燃料之吊卸意外情境時，禁制區邊界及低人口密度區外邊界人員接受劑量可符合美國核管會標準審查計畫 15.7.4(Standar Review Plan 15.7.4[10])接受準則的要求(與我國核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限之 25%相同)，以停機 30 d 案例來說，禁制區邊界個人體外暴露全身劑量為 9.64×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量(Thyroid Dose)為 109.38 mSv，低密度人口區外邊界個人體外曝露全身劑量為 1.80×10^{-2} mSv、甲狀腺等價劑量為 20.47 mSv。 表 7-4 修訂如下					

表 7-4 EAB 及 LPZ 外邊界人員劑量分析結果

地點與劑量 停機時間(d)	EAB		LPZ外邊界	
	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲狀 腺劑量 (mSv)	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲 狀腺劑量 (mSv)
1	5.12	1,546.4	0.96	289.37
7	1.41	791.27	0.26	148.07
30	9.64×10^{-2}	109.38	1.80×10^{-2}	20.47
60	1.87×10^{-2}	8.27	3.50×10^{-3}	1.55
90	1.61×10^{-2}	0.63	3.01×10^{-3}	0.12
限值*	62.5	750	62.5	750

*核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限值之 25% (與 SRP17.5.4 接受準則相同)
詳如附件 07-007-01-A 所示。

2. (1) 參考文獻 13 已修訂如下：13. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施安全設計準則」，會核字第 0970000418 號，97 年 01 月。如附件 07-007-02-A 所示。

(2) 原分析報告是採用「核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論 - 反應器廠房外主蒸汽管破裂、燃料吊運、控制棒掉落事故」第 0 版，表 7-5 之「體外曝露與吸入性體內曝露全身劑量」是指「總有效等效劑量」，現已根據審查意見，改引用第 1 版方法論，分析結果與報告修訂詳如附件 07-007-02-A 所示，其中，「體外曝露與吸入性體內曝露全身劑量」修訂為「總有效劑量」。

3. (1) 在一號機持照到期永久停機時，二號機如遇機組大修進行燃料挪移作業，此時限制兩部機同時吊運燃料。(此時的劑量分析為 FSAR 涵蓋)

(2) 在一號機持照到期永久停機時，二號機亦持照到期永久停機時，待二號機永久停機 60 天後，若兩部機同時吊運燃料且皆發生墜落事故時，考量兩部機事故後的劑量疊加，其中一號機保守使用停機 90 天後的劑量值，結果如下表。

地點與劑量 停機時間(d)	EAB		LPZ外邊界	
	體外曝露 之全身劑 量(mSv)	吸入性甲 狀腺劑量 (mSv)	體外曝露之 全身劑量 (mSv)	吸入性甲 狀腺劑量 (mSv)
二號機(停機 60 天)	1.87×10^{-2}	8.27	3.50×10^{-3}	1.55
一號機(保守假設 90 天之值)	1.61×10^{-2}	0.63	3.01×10^{-3}	0.12
疊加後劑量	3.48×10^{-2}	8.90	6.51×10^{-3}	1.67
限值*	62.5	750	62.5	750

*核子反應器設施管制法施行細則第 3 條所訂限值之 25% (與 SRP17.5.4 接受準則相同)

地點與劑量 停機時間(d)	廢料廠房控制室			
	體外曝露 全身劑量 (mSv)	總有效劑量 (mSv)	吸入性 甲狀腺劑 量(mSv)	皮膚劑 量 (mSv)
二號機(停機 60 天)	4.84×10^{-3}	4.55	90.22	9.81
一號機(保守假設 90 天之值)	4.17×10^{-3}	0.35	6.84	9.68
疊加後劑量	9.01×10^{-3}	4.90	97.06	19.49
限值*	50	50	300	300

*美國標準審查計畫 6.4 與美國聯邦法規第 10 篇第 50 章附錄 A 之一般設計準則

(3) 因此，核二廠承諾將以行政管制方式，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。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：

1.第七章第一、(一)、3.節

2.(1)第七章第十節 13.節；(2)第七章第一、(一)、3.節。

第 2 回合審查意見

2. 請提出本項評估計算送交審查之期程規劃。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少。相關評估計算，目前本公司暫行規劃護箱裝載池復原工程完成後 3 個月提送用過燃料池島區整體規劃，並送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

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 3 回合審查意見

2.本項意見同 07-004-1(2)。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
2.(1)目前本公司暫行規劃護箱裝載池復原工程完成後 3 個月之內提送用過燃料池島區整體規劃，並送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。
2.(2)用過核子燃料池島區建置之相關改善案，系統組件持續維持為安全相關系統之評估，包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前須先經大會審查完成後，才能進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。在島區整體規劃未經審核完成前，燃料池相關冷卻、補水系統及控制室監控將維持現有配置，本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。
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
2.同意答覆，本項納入重要管制事項。

意見編號	07-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、B10、S19	七、一.(二)	7-8	結案
第 1 回合審查意見					
1. 在針對非預期臨界事件分析中，使用無限增殖因數、有效增殖因數以及增殖因數三種名詞，請澄清其適切性。					
2. 一般控制中子臨界的方式有:1.幾何設計，2.間距，3.材料，4.中子吸收物，5.中子緩和劑，因此在第七章非預期臨界事故分析，針對用過核子燃料池發生意外事故後，請考量用過燃料池中子吸收物（硼片）失效之情境，並說明對應的監管措施。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 增殖因數(k)的定義用說明連鎖反應的特性，其定義為：k 為某一代的中子數量與其前一代的中子數量之比值，就中子平衡的角度而言，k 可以重新定義為：k 為中子的產生率與中子的損耗率的比值，當 k 值等於 1 時，為臨界，當 k 值小於 1 時為次臨界。					
無限增殖因數(infinite-medium multiplication factor, k_{∞})為考量燃料池無限大時，所計算出來的 k 值，此值僅考量燃料池內的材料特性。當考量燃料池非無限大時，計算增殖因數(k)，需要考慮中子不漏機率(non-leakage probability)，所謂的不漏機率為中子在被吸收前不會離開燃料池的機率，此時得到的增殖因數(k)為有效增殖因數(finite-medium multiplication factor,					

k_{eff})。當所分析的用過核子料池為無限大時，使用無限增殖因數，核二廠之用過燃料池非無限大，需要考量中子不漏機率，因此使用有效增殖因數。

2. 依據美國核管會(USNRC)在 NUREG-1738 中對用過核子燃料池格架之硼流失相關評估，若用過核子燃料池使用 Boraflex 這型之燃料貯存格架，則必需於除役期間提出用過燃料池格架硼流失之監管措施，目前核二廠兩部機組織用過核子燃料，並未使用 Boraflex 燃料貯存格架，沒有硼流失之疑慮。核二廠的格架設計為每一個燃料束儲存的單元都有內板和外板所構成，中子吸收物質位在外板和內板之間，且四面都有中子吸收物質，內板和外板以焊接的型式做結合，避免中子吸收物質移位，有效避免中子吸收物的流失。第一節所述之用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件，其中用過核子燃料池喪失冷卻能力事件與用過核子燃料池冷卻水流失事件兩意外事故不會發生審查意見所述之中子吸收物失效之情境。因此，可能造成審查意見中所述之中子吸收物失效的可能情事為重物墜落撞擊用過核子燃料池事件，除役期間的燃料吊運作業與核二廠持照運轉期間之燃料吊運作業並無差異，相關事件應在執照過轉期間已考量，依保守性決策，本公司將依照原能會要求參照美國 GL-2013 對用過核子料池貯存格架相關要求進行相關的行政管制。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

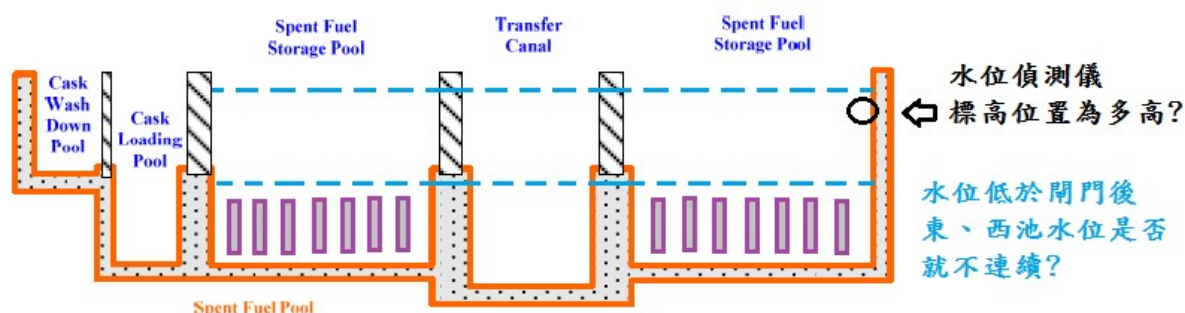
意見編號	07-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09	七、一.(三)	7-9	結案
第 1 回合審查意見					
用過核燃料池水水溫由初始值上升到沸騰狀況所需時間和引動救援措施之相關時限要求有關，請說明第 7-9 頁所提用過核燃料池水溫偵測方法的「警報設定點」溫度值為何？與附錄 7-A 進行之熱水流分析所假設之初始水溫 41°C 相比情況為何？					
第 1 回合審查意見答覆					
目前核二廠用過核子燃料池溫度監控，當燃料池水溫到達 130°F(54.4°C)，引動警報信號通知運轉人員，此溫度高於附錄 7.A 所假設之初始水溫。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否					
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否					
修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					

同意答覆。

意見編號	07-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S19、B08	七、一.(三)七、 一.(四)	7-10 7-12 7-57	結案

第 1 回合審查意見

- 第 7-57 頁，在圖 7-1 用過核子燃料池島區冷卻水及補水系統 Normal Makeup 與 Offsite Makeup，請澄清其補水路線是否僅針對一個燃料池做補水管路規劃(上方綠線)?此外，核二廠用過核子燃料池區分為東池與西池，然而在圖上的標示指出只針對東池進行補水，若在西池發生喪失冷卻水事件，則是否無法有效針對西池補水?
- 第 7-10 頁，提及「用過核子燃料池正常水位為高程-0.3 ft，燃料儲存格架頂部則是高程-27.2 ft，若以保守假設用過核子燃料池喪失冷卻能力在停機後 7 d 發生的情況下，依表 7-7 所示，水位降至燃料頂部上方的時間為 74.23 h」。核二廠用過核子燃料池分為東、西池，根據圖 7-1 與圖 7-2 可知東、西池中間隔著燃料傳送渠道與閘門。若東、西池分別裝載不同週期之用過核子燃料並且有不同的總衰變熱，會導致事故下東、西池水位下降高度不同(1、2 號閘門雖在已開啟連通狀況下，水位低於閘門後，池水水位仍將發生之不連續性，如下示意圖)，尤其是用過核子燃料池存在較熱之用過核子燃料(狀態 1 之階段)，請說明安全分析是否需獨立考量東、西池之個別化差異?



- 第 7-12 頁所提「用過核子燃料池平時運轉時，閘門 1、2 是開啟狀態，使得燃料池東、西池的池水連通；因此，閘門 1、2 不需考慮，主要用過核子燃料池的邊界為閘門 3 所在的通道。閘門 3 由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏」。由於護箱裝載池內存放有 440 束用過核子燃料，閘門 3 是否應為開啟狀態？請說明主要用過核子燃料池的邊界是否應為閘門 4 所在的位置。

第 1 回合審查意見答覆

1.圖 7-1 為用過核子燃料池冷卻之示意簡圖，廠房內補水與外部補水皆有管路補水至用過核子燃料池之東與西池。

2. 當用過核子燃料池水位下降至燃料閘門底端後，確實會發生東池與西池不連通的狀況，本公司依審查意見考慮東池與西池之差異，計算時假設具有最大衰變熱之燃料棒均集中於東池或西池，並依據東池與西池之剩餘水存量，以永久停機後 180 天的衰變熱，進行評估第七章附件 7.A 表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間。評估果顯示，當具有最大衰變熱之燃料棒均集中於東池或西池時，用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間，將由原有分析的 219 小時提前約 9 小時，雖未顯著影響評估結果，亦未影響除役計畫內各項系統設計與運轉之規劃，但本公司將依據審查意見，重新進行所有熱水流分析，並更新核二廠除役計畫第五章及第七章有關用過核子燃料池熱水流分析之內容。如附件 07-010-02-A 所示

依據核二廠除役計畫第五章第二、(一)、3、(4)節之說明，除役期間用過核子燃料池將設置用過核子燃料池水位偵測儀器，並於用過核子燃料池島區設置用過核子燃料池低水位警報，以作為操作人員啟動外部緊急補水程序之依據，有關水位偵測儀之位置，將滿足外部補水程序書之需求。

3. 核二廠在機組運轉執照到期且爐心燃料尚未移置用過核子燃料池期間之事故分析，將詳細說明於核二廠除役期間安全分析報告與運轉技術規範中，並依據管制機關核可之方式進行安全管制。第一、(四)節所述之意外事件，係指在所有核子燃料移出爐心後之用過核子燃料池冷卻水流失事件，由於護箱裝載池必須在所有燃料移出爐心之前完成復原相關作業，因此有關用過核子燃料池冷卻水流失事件之相關評估，無需考慮護箱裝載池，而護箱裝載池與用過核子燃料池間之閘門(如圖 7-2 之閘門 3)將保持關閉狀態。

在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少，裝載池復原時程細節本公司持續關注申請進度並持續討論。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：

2.第七章附件 7.A。

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	07-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、B03、B09、B14	七、一.(三)	7-10 7-71	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 7-10 頁所提「假設需半年時間將用過核子燃料池島區建置完成，用過核子燃料池島區內裝滿用過核子燃料進行衰變熱之估算，可滿足核二廠用過核子燃料池島區建置之初始狀況」，請說明進行衰變熱之估算與用過核子燃料池島區建置之初始狀況的關聯性。
2. 第 7-10 頁，用過燃料池喪失冷卻能力事件之熱水流分析(附錄 7.A)重要假設之一為用過燃料池 4,398 束容量全滿，內含 624 束剛退出爐心的用過核子燃料，該假設與核二廠用過燃料池裝載池設備修改後可容納 4,838 束燃料之現況不符，請更新計算結果及第七章一、(三)節之內容。
3. 第 7-71 頁，「舊燃料衰變熱(4398-624=3773)束」，請澄清舊燃料束數目是否應為 4,838 束，請更正後重新計算。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依本計畫第五章之規劃將在除役期間建立用過核子燃料池島區，目的為重新配置用過燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統，設計時盡量排除用過燃料池冷卻及淨化系統在除役期間運作時，對汽機廠房、輔助廠房及控制廠房等廠房內除污作業與系統拆除的干擾。當反應器停機後，初期燃料衰變熱之移除使用餘熱移除系統(RHR 系統)，RHR 系統除可以進行爐心冷卻外，另外有一燃料池冷卻模式，假使在反應器停機後，爐心燃料皆可移至用過核子燃料池等待冷卻，亦需要 RHR 系統做為移熱移除使用。直到反應器永久停機 180 d 後，用過核子燃料池衰變熱降至 3.5498 MW，而一串用過燃料池冷卻及淨化系統之移熱能力(3.985 MW)可以滿足且有 10%之餘裕，此時可停止 RHR 系統，並建立用過核子燃料池島區，島區內對每一座用過核子燃料池新增兩座 1020 冷凍噸(3.587 MW)之氣冷式冷卻水塔，做為用過核子燃料池之最終熱沉，因此，衰變熱的估算與用過核子燃料池島區的建置有其關聯性。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行，核二廠永久停機後依實際現況進行規劃 RHR 系統之運轉方式與停用之程序，並向大會提出相關變更申請，奉大會核定後據以實行。
2. 核二廠在機組運轉執照到期且爐心燃料尚未移置用過核子燃料池期間，依據核二廠除役計畫第五章第二、(五)、1、(1)節之說明，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式之應變方案相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。第一、(三)節所述之意外事件，係指在所有核子燃料移出爐心後之用過核子燃料池冷卻水流失事件，由於護箱裝載池必須在所有燃料移出爐心之前完成復原相關作業，因此有關用過核子燃料池冷卻水流失事件之相關評估。
3. 核二廠在機組運轉執照到期且爐心燃料尚未移置用過核子燃料池期間，依據第二、(五)、1、(1)節之說明，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。附錄 7.A 所進行之熱水流分析，係針對所有核子燃料移出爐

心後之用過核子燃料池冷卻水流失事件，由於護箱裝載池必須在所有燃料移出爐心之前完成復原相關作業，因此有關用過核子燃料池冷卻水流失事件之相關評估，無需考慮護箱裝載池內所存放的440束用過核子燃料，因此為3774束。詳如附件 07-011-03-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：

3.附錄 7.A 表 A-5 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果

第 2 回合審查意見

1. 此時可停止 RHR 系統，並建立用過核子燃料池島區，島區內對每一座用過核子燃料池新增兩座 1020 冷凍噸(3.587 MW)之氣冷式冷卻水塔，做為用過核子燃料池之最終熱沉，因此，衰變熱的估算與用過核子燃料池島區的建置有其關聯性，請再補充說明關聯性為何？

2.(1)答覆不完整，另本題係針對「用過核子燃料池喪失冷卻能力事件」之分析結果提問，並非針對「用過核子燃料池冷卻水流失事件」，請修正答覆內容。

2.(2)請敘明護箱裝載池復原前之分析(不應以由其他分析報告涵蓋為由，而不於除役計畫提出說明)。

除以上第 1、2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 用過核子燃料池衰變熱估算與用過核子燃料池島區建置之氣冷式水塔之關聯性為：用過核子燃料池新增兩座 1020 冷凍噸(3.587 MW)之氣冷式冷卻水塔，可足夠移除反應器永久停機 180 d 後，用過核子燃料池中所有用過核子燃料所產生之衰變熱(3.5498 MW)。

用過核子燃料池島區建置之相關改善案文件，其中包含相關的 FSAR 修改，在進行島區建置前將送大會審核，經大會核可後，方可進行後續的用過核子燃料池島區改善作業。

2.(1)

核二廠在機組運轉執照到期且爐心燃料尚未移置用過核子燃料池期間，依據核二廠除役計畫第五章第二、(五)、1、(1)節之說明，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式之應變方案相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。第一、(三)節所述之意外事件，係指在所有核子燃料移出爐心後之用過核子燃料池喪失冷卻能力事件。

2.(2)

在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地縮短。惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊

程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。

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 3 回合審查意見

1.同意答覆。

2.(1)同意答覆。

2.(2)同意答覆。

意見 編號	07-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S08、S19、 S16、S15、B09、 B02、B10	七、一.(三) 七、一.(四)	7-11、7-13 、7-51	結案

第 1 回合審查意見

- 第 7-11 頁，在裝載池復原前，需要將護箱裝載池內之燃料傳送至上燃料池，因此會有一段時期爐心、上燃料池、下燃料池均有用過核燃料。考量第 7 章各種意外事件分析的完整性，請澄清在前述時期，是否應分別針對爐心、上燃料池、下燃料池進行安全分析。
- 第 7-11 頁，用過核子燃料池喪失冷卻能力事件之事件處理，是否應考量除役期間廠房拆除工程周圍擺放設備或大型機具，導致消防車或外部注水設備無法緊急補水之情況。
- 第 7-13 頁，提及「若正常補水手段無法滿足時，亦可以使用廠外補水功能；可參考『燃料池冷卻系統異常程序書』進行處置。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」。請說明是否應於除役前就要先確認相關作業程序書的可行性。
- 請說明用過核子燃料池冷卻水流失之發生率以及其風險。針對用過核子燃料池冷卻水流失或外洩時，可能造成輻射外釋的機率和未造成輻射外釋的機率分別是多少？
- 有關用過燃料池冷卻水流失事件，台灣地質類似日本，故宜考慮 SFP 因地震或其他意外事件，例如 SFP 是否會因地震導致 SFP 之襯板 (liner)受損致池水滲漏狀況，請就其影響與處理方式提出說明。
- 第 7-51 頁，提及用過核子燃料池冷卻水流失主要肇因為「管路破裂因虹吸效應」，此處是否指在發生管路破裂的情況下，因發生虹吸效應所導致的結果，如是，請再做修正使其語意更為通順。
- 第 7-72 頁，附錄 7.A 之 A.4.2 表 A-6 用過核子燃料池水量評估結果，其西

池與東池的體積與「核二廠燃料廠房護箱裝載池設備修改及安裝安全分析報告」內所列不同（例如：該報告提及西池體積為 527.45m³），且表 A-6 並未列護箱裝載池的資料，請說明。

第 1 回合審查意見答覆

1. 在核二廠完成用過核子燃料乾式貯存規劃後，裝載池將配合用過核子燃料乾式貯存之規劃作業時程進行復原相關作業，惟實際執行復原作業前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送主管機關(原能會)審查，依據主管機關(原能會)核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作，同時「護箱裝載池復原特殊程序書」亦將配合實務作業檢視內容進行必要的修訂以符合護箱裝載池復原期間電廠狀態。護箱裝載池復原之工作期程務必確保用過核子燃料存放燃料上燃料池的時間盡可能地減少。裝載池復原時程細節本公司持續關注申請進度並持續討論。

除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存，核二廠除役期間的核子燃料受損風險，與用過核子燃料池內核子燃料衰變熱的大小相關，如第 7 章表 A-10 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間所示，

發生喪失冷卻時 距停機時間(d)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端 3 m 所需時間(h)	喪失冷卻後水位下降 至燃料頂端所需時間 (h)	平均 水位下降速率 (m/h)
7	47.63	74.23 (3.1 天)	0.12
30	73.91	113.99 (4.7 天)	0.08
60	95.34	146.54 (6.1 天)	0.06
90	110.03	168.88 (7.0 天)	0.05
180	142.95	219.15 (9.1 天)	0.04
365	191.08	292.55 (12.1 天)	0.03

當永久停機時的時間愈長，可反應的時間也愈長，因此，可以確認當用過燃料濕示貯存之每一個階段的風險將不會大於前一個階段的風險。

2. 依本計畫第六章第一、(三)除役各階段之目標及時間程，該章所述在廠址取終狀態偵階段主要目標為拆除核二廠汽機廠房、輔助廠房及反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房及其他非污染的建築物，並進行土壤整治及廠址最終輻射偵測，因此在此階段，用過核子燃料池已無存放用過核子燃料，因此無此疑慮。

3. 關於進入除役期間需確認相關作業程序書的可行性(參閱除役計畫第 12 章) 除役相關程序書預計於核二廠 1 號機運轉執照屆期 1 週前完成，並於運轉執照屆期次日發行使用。

由於電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及其相關支援系統及設備仍須維持運轉，雖然無需如電廠運轉階段維持龐大系統及設備與人力，但還是需要依據除役作業，進行系統及設備之評估、重新分類，移轉至除役狀態，並配合除役作業推展，修訂除役安全分析報告(Defueled Safety Analysis Report, DSAR)、除役技術規範書(Defueled Technical Specifications, DTS)及技術需求手冊(Technical Requirements Manual, TRM)等相關文件，以逐步解除不適用部分。

1. 人員與設備安全管理

(1) 設備管制

除役期間之設備管制程序，係參照核二廠現有程序書[1]，再依除役之特定需求修訂，主要內容如下：

- A. 危險物料如硫酸(強酸)、氫氧化鈉(強鹼)、氫氣、乙炔、氧氣、高壓氣瓶、鋇、汞、燃油、石棉、五硼酸鈉、硼砂及硼酸粉末等。
- B. 執行起重機及堆高機作業。
- C. 核二廠全區為煙火管制區域：所有廠房及廠區動用火種（電焊、氣焊、氬焊、熱作、焚燒）等。
- D. 進入循環水渠道執行清理作業。
- E. 為維護員工生命安全及能正確和有效的使用空氣呼吸器，使在事故發生時能維持其正常功能。空氣呼吸器之使用、保養維護與檢查測試。
- F. 承包商自備特種車輛如酸鹼液槽車、CO₂槽車、油罐車、廢棄物拖車、核燃料車、積載型卡車起重機(貨車附起重吊桿)、十五噸以上貨車(水泥車砂石車、10輪以上貨車、移動式起重機、挖土機)等。
- G. 一般固體可燃物(如紙類、木板、布類、橡膠類、塑膠品、電纜、活性炭及其他固體可燃物等)及可燃性氣體(如氫氣、乙炔、丙烷、丁烷及其他可燃性氣體等)容易引起火災或造成髒亂，影響環境整潔，妨礙運轉、維護工作之進行；亦易導致絆倒、滑倒、碰撞、跌落等事故之發生。
- H. 化學品若處理不當時，將對電廠系統與設備造成損害或對人員造成傷害。
- I. 工具箱進入工作場所，須參照核二廠管理要點 7-7「台灣電力股份有限公司第二核能發電廠廠房內物件、器材放置管理要點」辦理，並依指定位置擺置。承包商私有工具箱，除依工程特性得專案報備留至竣工外，其餘一概禁止擺置工作現場。
- J. 一般電氣機具及設備使用時，需確實做好工作前之電氣安全檢查，防止感電之危害。
- K. 為維護工作人員工作安全及避免造成設備組件損壞，於作業期間使用活動扳手時。

(2) 維護管理

除役期間之維護管理，係參照核二廠現有程序書，再依除役之特定需求修訂，主要內容如下：

- A. 需用機械設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)，在存放期間要求承包商指定人員監工，並依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，由承包商每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。
- B. 各種設備，若有工作或停用檢修，一律參照核二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)。
- C. 隔離電氣設備時，必須斷開所有電源，如開啟斷路器、開刀開關或其他隔離裝置、保險絲等。依其設備及工作性質，也可包括起動開關、磁場開關、中性點接地開關等。
- D. 為維護廠內消防水系統之正常運作及維持充足之水源，廠房內之消防栓(1

½”)，若非作為消防滅火及相關用途一律不得使用。廠房外圍消防栓(2½”)，如需作為非消防滅火及相關用途使用時，應參照核二廠現有程序書之規定申請，經由「運轉組」、「工安衛生組」會同評估是否影響消防水系統之供水壓力及流量後，再決定是否核准使用。

E.在設有自動消防設備區域工作之人員，需注意若二氧化碳、海龍或消防水釋出，可能引起該區域缺氧、地面濕滑、阻擋出口通路或損壞業已分解的設備。因此，工作前，須告知作業人員該區域之潛在危險或隔離該自動消防設備，以避免一旦消防設備誤動作，將危及人員與設備。

F.各廠房之防火門，除常開式防火門已設置熱熔斷裝置及設置電磁釋放裝置外，其餘防火門應保持關閉，以確保防火區劃的完整性。工作部門若因工作需要，須長時間開啟(開啟時間超過一小時以上)防火門時，工作部門必須事先以「防火門開啟申請單」提出申請，經核准後才可開啟防火門。

以下再依各階段之工作內容，說明設備管制與維護管理作業：

A.除役過渡階段

主要執行工作為機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉及初步設備洩水、除污、執行輻射特性調查作業等工作，本階段針對維持用過核子燃料池之相關設備，其管制與維護作業與運轉時期大致相同。

B.除役拆廠階段

在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與運轉時期相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，此階段主要作業為電廠所有放射性污染系統及組件之拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核子蒸汽供應系統(NSSS)之拆除、用過核子燃料池襯板之拆除，以及所有污染牆面之刮除等。考量本階段作業使用及維護之設備，應調整前述之設備管制及維護管理項目(如保留危險物料之管制、修改既有之掛卡及維護之程序，供拆除或除污之設備使用、增加反應器拆除設備之管制與維護程序及刪除未來除役階段不須使用或被拆除之設備程序等)。

C.廠址最終狀態偵測階段

為了確認廠址之殘餘輻射劑量符合法規之相關規定，本階段主要作業為最終輻射偵測作業、一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業。設備管制及維護管理乃著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠房之拆除設備。

D.廠址復原階段

本階段作業主要包含其他(無污染)廠房之拆除與廠址復原作業，均屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。

4.

用過核子燃料池穿越孔失效，進一步劃分為燃料上方穿越孔失效與燃料下方穿越孔失效兩類，位於所儲存燃料頂端下方的穿越孔，僅有在內襯鋼槽外位於用過核子燃料池底部偵測洩漏管線，在內襯鋼槽未受損的狀況下，穿越孔或洩水管路不會有導致池水流失的疑慮。

位於燃料頂端上方穿越孔為閘門 1、2、3 中的燃料通道，可參考圖 7-2，其為用過核子燃料儲存池與燃料傳送渠道，於標高 1ft 俯視圖瞭解相對位置。用過核子燃料池平時運轉時，閘門 1、2 是開啟狀態，使得燃料池東、西池池水連通；因此，閘門 1、2 不需考慮，主要用過核子燃料池的邊界為閘門 3 所在的通道。閘門 3 由不鏽鋼製成，閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，

並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，亦沒有造成用過核子燃料池冷卻水流失的疑慮。

位於燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU、10" -15K、10" -15A、2" -15X、2" -15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10" -15K、10" -15A)及燃料池緊急補水管路(2" -15X、2" -15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。因此，可以排除虹吸效應導致用過核子燃料池池水流失事件之可能。

事故影響有限，最嚴重的事件為破管發生虹吸現象，用過核子燃料池池水水位降至高程-6 ft 的位置。依然能夠確保燃料完整性提供足夠的輻射屏蔽，輻射外釋機率極低而可忽略。

5. 地震造成的影響請見本章第四、(一)之內容，另外依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

6. 修訂為「在管路破裂後，發生虹吸效應」詳如附件 07-012-06-A 所示。

7. 「核二廠燃料廠房護箱裝載池設備修改及安裝安全分析報告」其水位水溫計算為使用格架占比佔總水量 25% 進行計算，而本章節使用為實際幾何模型進行評估之結果，可參考附錄 7.A 參考文獻[A-3]，「核二廠用過燃料池喪失冷卻能力之水位計算書」，其皆有考慮池水水量之保守度。[A-6 式]無考慮護箱裝載池，以計算喪失冷卻後水位下降所時間之保守度。

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：

6.第七章第九節表格

第 2 回合審查意見

1.(1)「除役期間主要風險主要來自於用過核子燃料貯存」之敘述，應納入爐心有燃料、用過燃料池、乾式貯存等之風險部分。

1.(2)回覆內容僅說明 SFP 喪失冷卻能力，請針對喪失冷卻水存量加以探討。

4.答覆說明僅考量破管發生虹吸現象，另請納入 NRC NUREG-1738、

NUREG-2161 等報告之情境，探討可能之風險。

5.(1)襯鈹 (liner)並非承載結構，答復中所述「核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g」，請提出其為 1.78g 之佐證，並說明是否同時適用於襯鈹與用過核子燃料池結構之焊接處？

5.(2)請澄清「可確保用過核子燃料池之水位不會下降至用過核子燃料頂部」之情境為何？如果是大量快速喪失冷卻水之情境，上述說明是否仍可適用？

5.(3) 本項將列入後續重要管制事項辦理。

7.本題 42.7%為用過核燃料格架所占區域，而不是格架占比總水量之數值，請修正 7-72 頁之固體空間為 23.6%，因為這才是分析時所需要用到的數值。另本報告的格架固體空間占比為總水量之 23.6%，小於「核二廠燃料廠房護箱裝載池設備修改及安裝安全分析報告」中所使用的占比為總水量之 25%，兩者相差為 1.4%，然表 A-6 所列各池的池水量皆比「核二廠燃料廠房護箱裝載池設備修改及安裝安全分析報告」中所列的大 10.24%，可能導致分析結果較不保守，請說明。

除以上第 1、4、5、7 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6:爐穴滿水位)為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。

1.(2) 燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU、10" -15K、10" -15A、2" -15X、2" -15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10" -15K、10" -15A)及燃料池緊急補水管路(2" -15X、2" -15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。地震造成的影響請見本章第四、(一)之內容，另外依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期

間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

本公司目前將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。

4. NUREG-2161 方法論，考量該方法論為美國核管會因應用過核子燃料池監管之需所進行的先導分析研究，以 BWR 4 Mark I 機組(同核一廠設計)作為示範電廠。評估用過核子燃料池在超越設計基準地震事件下，一旦鋼襯(Liner)發生裂隙破口導致池水流失的事故影響，其中以廠區周邊民眾潛在罹癌致死率與 QHO 相比較，用以確認是否有將用過核子燃料池內的用過燃料組件提前移出進行乾貯以降低事故後果之必要性。該研究分析顯示並不支持加速將用過燃料移出乾貯的結果觀點，因此規劃此評估之急迫性及必要性。

2001 年，NRC 發布 NUREG-1738(NRC，2001)，「除役核能電廠用過燃料池事故風險之技術研究」報告，研究發現萬一發生假定的事故可能造成銦護套火災而導致無法接受的廠外劑量。用過核子燃料延續貯存的通案環境影響說明書(GEIS) 附錄 F 列出某些 NUREG-1738 的結果，包含算出早期死亡率的最大值 191。導致大量計算死亡率的原因，部份在於，保守假設鈈(ruthenium)核種的釋出(亦即考慮氧化型態的揮發分裂產物釋出分率(而非金屬型態))、事故的時間(亦即反應器停機 30 天後)、以及晚撤離公眾(亦即放射性釋出後才開始撤離)。更為真實的假設(例如較低的鈈核種放射性釋出，事件發生在停機 1 年後)，會減少早期死亡率的最大值從 191 大約降為 2(NRC，2001)。雖然早期死亡率過大而無法接受，但此種事故的年發生可能性估計小於百萬分之三的機會(NRC，2001)。NUREG-1738 進一步指出“除役電廠的風險為低且符合 NRC 的安全目標。風險低的原因在於發生銦火災的可能性相當低，即使銦火災的後果可能很嚴重”。獲得此結論前 NUREG-1738 已考慮各種廣泛的初始事件，包含但不限於可能導致快速喪失池水的事件(例如地震事件、護箱墜落、飛機撞擊、與龍捲風拋射物)。這些不同的事件誘使用過核子燃料池快速喪失水發生機率很低的根本原因，在於用過核子燃料池結構設計所具有的強健性。

如 GEIS 第 2.1.2.1 節中所述，用過核子燃料池為厚實的，抗震設計的結構，以厚達 0.7 到 3 公尺(2 到 10 英尺)之間的鋼筋混凝土牆與底板構成。所有運轉中的用過核子燃料池均襯以厚度 6 到 13 公釐(0.25 到 0.5 英寸)不等的耐銹鋼內襯。NUREG-1738(NRC，2001)，「除役核能電廠用過核子燃料池事故風險之技術研究」報告指出，用過核子燃料池的結構具有抗震強健性的設計(亦即須考慮可能造成結構的災難性損壞，具有尖峰譜加速度顯著大於安全停機地震之地震事件)(NRC，2001)。核能電廠的用過核子燃料結構通常可以抵抗大幅超過其設計的荷重”。在「用過燃料貯存運轉—經驗學習」(IAEA，2013)報告中，IAEA 指出水池貯存為成熟的技術，且最新的貯存池是多年演變過程的產物，並已結合過去 50 多年所獲得的運轉經驗。

如前述，用過核子燃料池為鋼筋混凝土牆與底板建造的厚實結構物，其設計具有抗震強健性。因此，用過核子燃料池發生重大事故導致廠外後果的可能性極為罕見。特別是，附錄 F 根據用過核子燃料池火災的低風險，確定短期

貯存時間尺度期間，用過核子燃料池火災的環境影響為小。NRC 並未發現有任何其他的研究對用過核子燃料池事故的低風險性提出質疑者，因此短期時間尺度條件下，對於用過核子燃料延續安全貯存於用過核子燃料池的技術可行性之質疑，已考慮於用過核子燃料延續貯存的通案環境影響說明書(GEIS)中。關於除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司將規劃核二廠除役過渡階段之風險評估，以核二廠運轉期間大修模式組態(POS 6: 爐穴滿水位)為基準，建立與目前機組較接近之組態進行評估，並於運轉執照屆期前提送主管機關(原能會)審查。另參考 EPRI 3002009564 報告，規劃進行用過燃料池完整性評估，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。

5.(1)地震造成的影響請見本章第四、(一)之內容，另外依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案(KS-JLD-10101 地震危害再評估)持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。

5.(2) 用過核子燃料池的邊界閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上，並以水門固定栓固鎖於支撐托架上，平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏，因此，亦沒有造成用過核子燃料池冷卻水流失的疑慮。

位於燃料池水面下的管路受損，當破裂位置低於燃料池水面，虹吸效應將使池水經由發生破裂管路持續流失，水位下降可能一直持續到燃料池水位降至管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計，與用過核子燃料池相連管路且其開口位置低於池面者，計有：6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU、10" -15K、10" -15A、2" -15X、2" -15W 與燃料傳送管；其中 5 條注水管路(6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU)有虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10" -15K、10" -15A)及燃料池緊急補水管路(2" -15X、2" -15W)，並無虹吸破壞裝置，但其管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面，非直接伸入池底；且其取注水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft，於發生破管而導致非預期洩水時，用過核子燃料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處；但與燃料儲存格架頂部高程-27.2 ft 相較，仍有相當大的餘裕。因此，可以排除虹吸效應導致用過核子燃

料池池水流失事件之可能。因此，事故影響有限，最嚴重的事件為破管發生虹吸現象，用過核子燃料池池水水位降至高程-6 ft 的位置。地震造成的影響請見本章第四、(一)之內容，另外依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結果，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

本公司將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)審查。

5.(3) 本項由相關管制案(KS-JLD-10101 地震危害再評估)持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。

本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

7. 核二廠燃料棒為 ATRIUM-10，由燃料束示意圖可以計算單束燃料棒所佔面積；為方便分析計算，皆假設燃料束與用過燃料貯存格架為對稱結構且不考慮圓角設計造成之影響。

每一束燃料束共有 100 支燃料棒，燃料束與燃料棒所佔面積(A_f)：

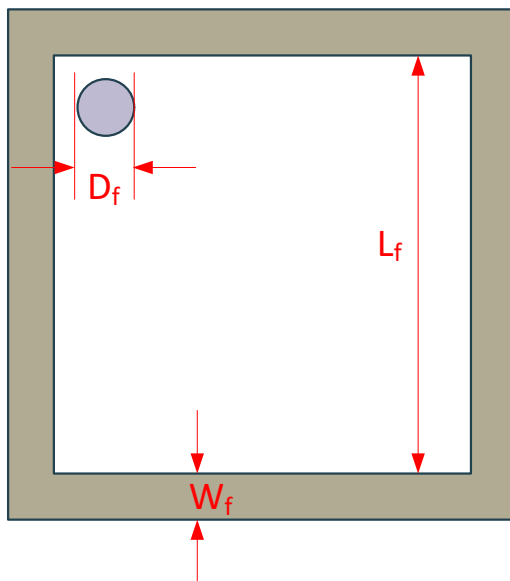
$$A_f = \frac{D_f^2}{4} \times \pi \times 100 + W_f \times (L_f + W_f \times 2) \times 4$$

其中 D_f 為單支 ATRIUM-10 中燃料棒(含護套)之直徑 0.3957 in；

W_f 為 ATRIUM-10 燃料匣的框架厚度 0.08 in；

L_f 為 ATRIUM-10 燃料匣的框架大小 5.278 in；

燃料束示意圖



用過燃料貯存格架所佔面積(A_R):

$$A_R = \left(W_1 + \frac{W_2}{2} \right) \times \bar{L}_g \times 4$$

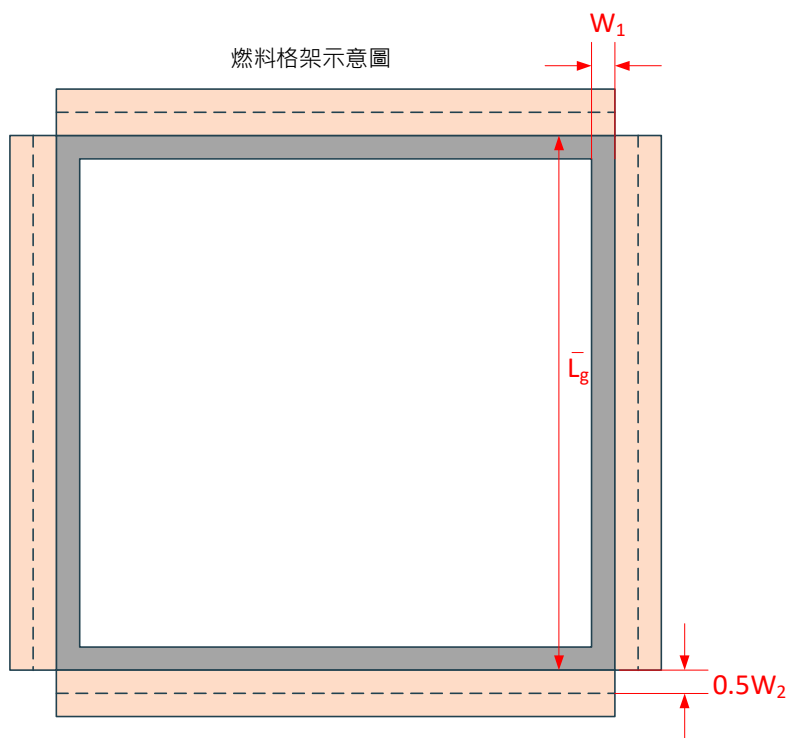
其中

W_1 為核二廠用過燃料貯存格架厚度0.075 in；

W_2 為格架硼板厚度0.076 in(兩個格架共用一個硼板)；

$\bar{L}_g$ 為單一用過燃料貯存格架平均大小6.287 in；

燃料格架示意圖



用過燃料貯存格架區域之固體比率(α)為

$$\alpha = \frac{A_f + A_R}{\bar{L}_g^2}$$

將上述各參數代入：

$$\alpha = \frac{\frac{D_f^2}{4} \times \pi \times 100 + W_f \times (L_f + W_f \times 2) \times 4 + \left(W_1 + \frac{W_2}{2}\right) \times \bar{L}_g \times 4}{\bar{L}_g^2}$$

即得用過燃料貯存格架區域固體比率為 0.427。

表 A-6 計算是參考實際用過核子燃料運轉狀況，考量區域為西池、東池與燃料傳送池，依據東西池的池底到池面高度為 12.19 m，燃料傳送池的池底到池面高度為 15 m，另外格架高為 4.7 m，東池及西池具有格架、燃料等固體，用過燃料貯存格架區域固體所占之體積以截面積平均值為 42.7%。因此可以計算出格架下方固體體積為 $122.096\text{m}^2 \times 4.7\text{m} \times 42.7\% = 245.03\text{ m}^3$ ，由此可計算出固體空間體積占比整個池體空間(包含東、西池與燃料傳送池)為 $245.03/1593.8 = 15.37\%$ 。

表A-6 用過核子燃料池水量評估結果

	面積(m ²)	體積(m ³)
西池	57.7022	587.59
東池	64.3939	655.73
燃料傳送池	23.3661	350.49
西池+東池	122.096	1243.32
西池+東池+燃料傳送池	145.462	1593.80
格架上方水量	-	1089.51
格架高度內水量	-	504.29

另附帶說明，在《核二廠燃料廠房護箱裝載池設備修改及安裝安全分析報告》中，假設整個池體空間 25%是被燃料、格架等固體所佔滿，且考量的區域為西池、東池與護箱裝載池，但未包含燃料傳送池，所計算總水量為 1248.56 m^3 ，因此與本計畫所計算之總水量 1593.8 m^3 有所不同。上述相關計算詳如附件 07-012-07-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：第七章附錄 7.A
第 3 回合審查意見
1.(1) 用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提出。除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。 1.(2) 同上項說明。 4. 同上項說明。 5.(2) 同上項說明。 7.同意答覆。 除以上第 1、4、5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1.(1)/1.(2)/4./5.(2) 除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分： (a) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage Frequency)。 (b) 用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。 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：
審查總結回合意見
1. 同意答覆。 4. 同意答覆。

5. 同意答覆。

意見 編號	07-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、B08	七、二. (一).3	7-15	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-15 頁，除污意外事件分析提及「本公司規劃採用化學除污技術進行系統之除污；而結構及組件之除污則規劃採用化學除污、電化學除污及機械除污等。經評估前述除污方法，可能造成最嚴重之輻安意外事件為執行系統化學除污作業時，因管路設備破裂，造成管路內廢棄物液體流出至廠房，進而可能造成少許空浮。」請說明前述除污作業導致輻安事件是否有評估報告，且機械除污過程中所產生之空浮，是否亦會對作業人員造成直接輻射暴露？ 2. 第 7-15 頁，本小節在偵測方法中提到：「由污染偵檢器、輻射監測器及空氣監測器，可獲知輻射與污染情況。」，但進行化學除污過程，有時可能僅發生化學藥劑溢流、或輻射外釋程度不足以啟動輻射監測器，但仍存在化學藥劑瀰漫的狀況。因此，請針對可能使用的化學藥劑洩漏意外的監測方法納入考量。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 有關前述各類除污作業，本公司目前在除役計畫第八章「除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理」有描述目前規畫情形，但屆時實際作業前會完成細部作業計畫(如選用何種除污劑等)並送主管機關審查通過，委員所關切各類除污作業所導致輻安事件評估報告屬細部作業計畫之內容一部分；另外本公司對於除污作業時可能有空浮風險之現場作業人員，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，因此，假設僅接受體外曝露，按 7-16 頁所評估之劑量即屬體外直接輻射曝露。 2. 廠內相關工安應變防護措施有在進行工作前，均會採取許多措施避免人員傷害事件發生：例如分析潛在危險因子與召開工具箱會議、預先進行人員訓練與模擬、定期辦理應變演習(包括有意外造成人員傷亡者)等。					
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	07-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B14、C01、F02	七、二.(二).3	7-14, 7-17~7-18	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-14 頁有關除役期間，於除役作業仍有放射性廢氣產生，但該小節敘述提及「...廢氣處理系統於除役階段已停止運轉...」，請澄清。 2. 第 7-17 頁，拆除意外事件分析情境，保守假設 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽(編號 T-58)，於拆除作業時發生桶槽掉落意外。 (1)請說明此處的保守假設所指為何？ (2)RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽，是否為核二廠內內表面污染放射性活度最高之槽體？ (3)淨化逆洗接收槽所含各核種單位體積活度與體外空間劑量率間之劑量轉換因子(即表 7-9 中之 DCF)係參考哪份指引報告？ 3. 第 7-17 頁，為於拆除過程對於各項臨時機具之安置考慮耐震餘裕，請補充核二廠強震站所觀測之地震目錄。 4. 第 7-17 頁，依據國外經驗，請補充拆除過程因進行切割而造成廢液自管路意外溢出情形之意外防範應變措施。 5. 第 7-18 頁，「淨化逆洗接收槽在拆除之前必須將其內含之廢水抽除乾淨後，...，推得到體外浸身劑量率約為 5.64×10^{-6} Sv/s」，此兩頁敘述所列數據與表 7-9、表 7-10 不一致，請確認。 6. 第 7-18 頁，「...假設於房間發生該桶槽拆除墜落意外，使得其中 10%...」。但在後續的劑量評估中，僅針對 10%鬆散瀰漫的部分進行劑量曝露計算，對於其他 90%仍殘留在桶槽內的輻射所造成的體外直接曝露則未加考量，是否造成劑量評估不夠保守？ 7. 第 7-18 頁，「...，假設淨化逆洗接收槽之表面污染 10% (1.25×10^{10} Bq)全轉化為空浮，並未有沉降至地表之可能」。對比表 7-9 中所列的核種，此一假設是否合理?蓋污染物有可能並未完全轉化為空浮，大部分會掉落地面轉為地表輻射，造成後續處理人員較大的劑量。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.除役作業若有放射性廢氣產生可透過廠房通風系統排出，而與停止運轉之廢氣處理系統是兩個不同系統。 2. (1) 此處最主要的保守假設即為在拆除作業時要在所有可能拆除設備中選出表面污染放射性活度最高者為拆除分析對象(即 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽)，另外其他的保守假設有考慮房間大小與人員可容納空間，假設有 3 位作業人員，發生事件時立即疏散，並設在 1 min 內完成疏散以及參考其他假設所做 10% 之接收桶槽內表面鬆散污染物在墜落後，會平均瀰漫在空間中等等。 (2) 是，本公司在執行核二廠除役計畫時，曾對電廠進行所謂特性調查(大規模量測)，相關情形描述在第四章「廠址與設施之輻射特性調查及評估結果」，依照其調查結果，RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽是核二廠內內表面污染放射性活度最高之槽體。 (3) 係參考 Federal Guidance Report No. 12, “External Exposure to					

Radionuclides in Air, Water, and Soil” , United States Environmental Protection Agency, 1993/12。

3. 核二廠強震儀包括地震監測與強震自動急停系統

(1)地震監測系統共有 14 座強震儀，分佈於兩部機及共用廠房、自由場，如下表：

位置	編號
自由場	0SG-XE-101
1 號機包封容器底座(EL -40' 0' ')	0SG-XE-102
1 號機包封容器結構體(EL 106' 2 1/4")	0SG-XE-103
1 號機乾井外側結構體(EL 3')	0SG-XE-104
1 號機乾井外側結構體(EL 51' 3")	0SG-XE-105
1 號機輔機間頂樓樓板(EL 76' 3")	0SG-XE-106
主控制室(EL 30' 0")	0SG-XE-107
1 號機輔機間底板(EL 40' 0")	0SG-XE-108
1 號機包封容器底座(EL -40' 0") (弱震儀)	0SG-XE-109
2 號機包封容器底座(EL -40' 0' ')	2SG-XE-102
2 號機包封容器結構體(EL 106' 2 1/4")	2SG-XE-103
2 號機乾井外側結構體(EL 3')	2SG-XE-104
2 號機乾井外側結構體(EL 51' 3")	2SG-XE-105
2 號機輔機間頂樓樓板(EL 76' 3")	2SG-XE-106
2 號機輔機間底板(EL 40' 0")	2SG-XE-108

(2) 強震自動急停系統每部機 8 座地震儀，兩部機共 16 座，分佈於輔助廠房 1 樓及 3 樓地板。

位置	編號
輔機間樓地板 EL -40' 東北方	1/2SG-XE-118
輔機間樓地板 EL -40' 西北方	1/2SG-XE-119
輔機間樓地板 EL -40' 西南方	1/2SG-XE-120
輔機間樓地板 EL -40' 東南方	1/2SG-XE-121
輔機間樓地板 EL 3' 2" 東北方	1/2SG-XE-122
輔機間樓地板 EL 3' 2" 西北方	1/2SG-XE-123
輔機間樓地板 EL 3' 2" 西南方	1/2SG-XE-124
輔機間樓地板 EL 3' 2" 東南方	1/2SG-XE-125

歷年地震規模觸動本廠地震儀動作之地震目錄：

地震發生時間	地震規模	地震發生時間	地震規模
83/06/5 09:08	芮氏規模 6.5	98/10/20 13:40	芮氏規模 3.2
84/06/25 14:59	芮氏規模 6.5	98/10/20 14:32	芮氏規模 3.0
88/09/21 01:47	芮氏規模 7.3	98/11/05 17:32	芮氏規模 6.2
90/06/14 10:35	芮氏規模 6.2	98/12/19 21:02	芮氏規模 6.8
91/03/31 14:52	芮氏規模 6.8	99/06/28 04:33	芮氏規模 5.1
91/05/15 11:46	芮氏規模 6.2	100/04/30 16:35	芮氏規模 5.7
93/07/06 15:32	芮氏規模 5.8	103/02/12 00:31	芮氏規模 4.0
93/10/15 12:08	芮氏規模 7.0	103/02/22 04:25	芮氏規模 5.4
94/03/06 03:06	芮氏規模 5.9	105/05/12 11:17	芮氏規模 6.1
96/04/25 13:47	芮氏規模 3.8	107/02/19 22:47	芮氏規模 5.3
96/05/29 22:29	芮氏規模 3.0	108/01/28 18:48	芮氏規模 3.5
96/09/07 01:51	芮氏規模 6.6	108/01/28 20:10	芮氏規模 3.3

地震目錄收錄之自由場 PGA 值:

PGA 值 單位:g

地震發生時間	南北向 PGA	東西向 PGA	垂直向 PGA
90/06/14 10:35	0.01	0.012	0.0049
91/03/31 14:52	0.0137	0.0195	0.0078
91/05/15 11:46	0.012	0.013	0.0062
93/07/06 15:32	0.0093	0.015	0.0022
93/10/15 12:08	0.012	0.01	0.0056
94/03/06 03:06	0.0074	0.0095	0.0045
96/04/25 13:47	0.0107	0.0096	0.0025
96/05/29 22:29	0.0139	0.0124	0.0052
96/09/07 01:51	0.0125	0.0111	0.0045
98/10/20 13:40	0.0067	0.0047	0.0030
98/10/20 14:32	0.0132	0.0117	0.0037

98/11/05 17:32	0.0016	0.0014	0.0008
98/12/19 21:02	0.0156	0.0123	0.0044
99/06/28 04:33	0.0077	0.0041	0.0013
100/04/30 16:35	0.0160	0.0141	0.0036
103/02/12 00:31	0.0255	0.0354	0.0194
103/02/22 04:25	0.0085	0.0095	0.0101
105/05/12 11:17	0.0133	0.0141	0.0079
107/02/19 22:47	0.0142	0.0109	0.0052

4. 除役期間切割作業如同運轉期間之維修作業，須依據程序書規定隔離掛卡與標示，以防範誤判而進行切割，也就是說在進行切割拆除前會先確定該管路已經停用以及是否還有廢液存在，另外本公司在進行工作前，均會採取許多措施避免人員傷害事件發生：例如分析潛在危險因子與召開工具箱會議、預先進行人員訓練與模擬、定期辦理應變演習，這些都是意外防範應變措施。

5. 謝謝委員指正，表 7-9 與表 7-10 才是正確的，第 7 章二.(二).3 內文中相關數據需要重新更正如下：

淨化逆洗接收槽在拆除之前必須先將其內含之廢水抽除乾淨後，再進行除污、拆除等工作。根據本計畫之估算，淨化逆洗接收槽內含之廢水抽除以及除污乾淨後，表面污染放射性總活度約為 2.79×10^{11} Bq。參考核一廠除役計畫[3]類似假設，假設於房間發生該桶槽拆除墜落意外，使得其中 10 % (2.79×10^{10} Bq) 之桶槽內表面鬆散污染物，平均瀰漫在空間中(體積 $9.3 \times 4.6 \times 2.9 = 126.2 \text{ m}^3$)，透過淨化逆洗接收槽所含各核種單位體積活度與體外劑量之劑量轉換因子，推得到體外浸身劑量率約為 1.26×10^{-5} Sv/s (45.4 mSv/h，詳如表 7-9 所示)。

對於有空浮事件風險之現場，工作人員在進入前，均會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；假設現場有 3 位作業人員，發生事故時立即疏散，並設在 1 min 內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為 0.757 mSv ($45.4 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$)，集體有效劑量則為 2.271 man-mSv。

至於處理意外現場之作業人員輻射曝露，悉依輻防相關程序書進行管制。事件處理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(無體內曝露情況)。假設在事發後 1 min 內完成疏散，由於時間很短暫，因此，假設淨化逆洗接收槽之表面污染 10 % (2.79×10^{10} Bq) 全轉化為空浮，並未有沉降至地表之可能。後續處理時將進行抽氣，使活度僅剩下原釋出量之 1 % (2.79×10^8 Bq)；如這些空浮核種全部平均掉落到地面轉為地表輻射(地表面積 $9.3 \times 4.6 = 43.2 \text{ m}^2$)，可透過單位面積活度與地表輻射之劑量率轉換因子(參考美國聯邦指引報告 FGR12)，推得到地表輻射劑量率約為 7.10×10^{-9} Sv/s，關於輻射意外處理人員將接受地表輻射，係假設所需人工時為 10 man-h，並由 10 人輪流執行；因此，每位處理意外之作業人員所受劑量約為 0.026 mSv，集體有效劑量則為 0.26 man-mSv。

另依據核二廠 102~106 年氣象資料，利用美國太平洋西北國家實驗室發展的 PAVAN 程式，計算事故後之大氣擴散因子，經估算由廠房地面排放

$2.76 \times 10^{10} \text{Bq}$ (即後續處理時進行抽氣出來的 99%， $(2.79 \times 10^{10} \times 0.99)$)對廠界最近距離為 200 m，該位置的大氣擴散因子 χ/Q 計算值為 $8.78 \times 10^{-3} \text{s/m}^3$ ，評估預期造成廠界劑量約為 0.445 mSv，仍低於「游離輻射防護安全標準 [17]」第 12 條，輻射作業造成一般人之年有效劑量限度不得超過 1 mSv 之規定。

詳如附件 07-014-05-A 所示。

6. 其他 90%仍殘留在桶槽內的輻射所造成的體外直接曝露雖然存在，但考慮 10 %放射性核種會立刻平均瀰漫在空間中造成整整一分鐘體外浸身劑量，因此評估結果應有保守性可涵蓋另外 90%殘留之劑量貢獻(按實際上需要一些時間來瀰漫到空間，不是立刻)。

7.若有可能污染物並未完全轉化為空浮，大部分會掉落地面轉為地表輻射，造成後續處理人員較大的劑量，但在第 5 點「輻射影響與緊急應變」有論述到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，以確實符合法規之規範。也就是說，屆時會由輻射防護專業人員在現場依據實際量測情形對後續處理人員進行劑量管制的輻射防護措施。

(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：

5. 第七章第二、(二)、3 節

第 2 回合審查意見

2.回復所提係依據撰寫除役計畫時執行之特性調查結果，RWCU 系統逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽為核二廠內內表面污染放射性活度最高之槽體，然此階段 A 類偵檢包尚有部分區域因輻射劑量過高而難以執行直接量測，請再確認是否可能有其它放射性活度更高之槽體(如 RWCU 系統之過濾式除礦器)。

4.拆除過程因進行切割而造成廢液自管路意外溢出情形之意外防範應變措施，是否有國外之經驗。

除以上第 2、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 本公司在執行核二廠除役計畫時，曾對電廠進行所謂特性調查(大規模量測)，相關情形描述在第四章「廠址與設施之輻射特性調查及評估結果」，並參考以往運轉期間輻射量測之結果，依照其調查結果，RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽是核二廠內內表面污染放射性活度最高之槽體。

4. 除役期間切割作業如同運轉期間之維修作業，須依據程序書規定隔離掛卡與標示，以防範誤判而進行切割，也就是說在進行切割拆除前會先確定該管路已經停用以及是否還有廢液存在，此種隔離掛卡與標示的方法是國際間通用的意外防範措施。另外本公司在進行工作前，均會採取許多措施避免人員傷害事件發生：例如分析潛在危險因子與召開工具箱會議、預先進行人員訓

練與模擬、定期辦理應變演習，這些都是意外防範應變措施。 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 3 回合審查意見
2.同意答覆。 4.同意答覆。

意見編號	07-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C01	七、二.(五).3	7-23	結案	
第 1 回合審查意見						
第(五)節低放射性廢棄物暫存之意外事件小節，在分析與結果中提到：「...其表面外 3 m 處之最大輻射劑量率，應小於 10 mSv/h)。保守假設發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，執行扶正作業時使用臨時屏蔽設備(約降低 50%輻射劑量率)，...」。然而在此假設扶正作業人員距離容器表面為 3m，在 3m 外執行扶正作業的假設是否合理?又在(六).3 分析與結果中，再假設「現場處理人員平均離包件距離為 2 m」，兩者假設對於處理人員離容器表面的距離不同，原因何在?						
第 1 回合審查意見答覆						
第 7 章二.(五)是指低放射性廢棄物暫存之意外事件，按低放射性廢棄物暫存時劑量標準為離貯存容器表面 3 m 處不得大於 10 mSv/h，本意外假設後來發生貯存容器傾倒而需採取扶正作業行動，而扶正作業行動可能的方式是工作人員穿上鉛衣操作如推高機等工作進行，此時與容器有數公尺距離，再加上有 10 mSv/h 這樣基本資料，故採用在 3m 外執行扶正作業的假設。至於二.(六)是指低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外，此時參考法規假設運送之貨櫃包件表面劑量率為 20 mSv/h，並在表 7-11 中推算出各種不同距離下劑量率，並再假設現場處理人員平均離包件距離為 2 m，然後評估人員劑量，按 2 m 只是一個假設，如果改成其他距離也可以從表 7-11 評估出其他距離下的劑量狀況。						
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 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	07-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09、B14、C01	七、二.(六)	7-24 7-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-24 頁，「3.分析與結果」中所述基金公路的劑量率為 9.2×10^{-5} mSv/h，預期 2 小時造成的廠界劑量為 1.84×10^{-4} mSv。與第 7-25 頁，「5.輻射影響與緊急應變」中所述基金公路的劑量率為 3.66×10^{-4} mSv/h，預期 2 小時造成的廠界劑量為 7.33×10^{-4} mSv 不一致，請澄清。 2. 第 7-24 頁，本節在分析與結果中提到：「平行距離大約 200 m，再利用表 7-11 得到距 200 m 處基金公路之劑量率為 9.20×10^{-5} mSv/h，...」。但在第 7-25 頁，二.(六).5 的輻射影響與緊急應變中又提到：「預估造成最近核二廠廠界基金公路的劑量率為 3.66×10^{-4} mSv/h，...」此處卻引用表 7-11 中距離 100 m 的數據。請確認實際距離？ 3. 第 7-25 頁，「預估造成最近核二廠廠界基金公路的劑量率為 3.66×10^{-4} mSv/h，若假設事件處理之作業需 2 h，將預期造成 7.33×10^{-4} mSv 的廠界劑量影響」，請說明假設 2 小時作業時間之根據以及其保守程度。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 謝謝委員指正，P7-25、二.(六).5 的「輻射影響與緊急應變」相關敘述是筆誤，應以 P7-24、二.(六).3 的「分析與結果」為準，即平行距離大約 200 m，用距 200 m 處基金公路之劑量率才對。詳如附件 07-016-01-A 所示。 2. 謝謝委員指正，第 7-25 頁是筆誤，要用第 7-24 頁「3.分析與結果」來修正，也就是「5.輻射影響與緊急應變」中所述基金公路的劑量率應為 9.2×10^{-5} mSv/h，預期 2 小時造成的廠界劑量為 1.84×10^{-4} mSv。詳如附件 07-016-02-A 所示。 3. 在 p.7-24 頁，「3. 分析與結果」已以運送貨櫃包件貯存容器的拖車因故必須非計畫暫停進行維修來做為假設情節，因此 2 小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是應合理且保守的時間假定。按核二廠雖然位於萬里區但緊臨金山區市中心不過數分鐘車程，如有必要可以很快召來金山修車廠人員來修理，另外離基隆市也約十公里(查基隆市部分行政區在八公里緊急應變計畫區內)，因此相信也可以在短時間內找來大拖車，但為求順利可以視需要在貯存容器廠內運送前與金山區或基隆市修車拖吊業者協調請其當日待命。 本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否 修訂章節段落： 1. 第七章第二、(六)、5.節 2. 第七章第二、(六)、5.節					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	07-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02、S07、C01	七、二.(七).3	7-14、7-26	結案

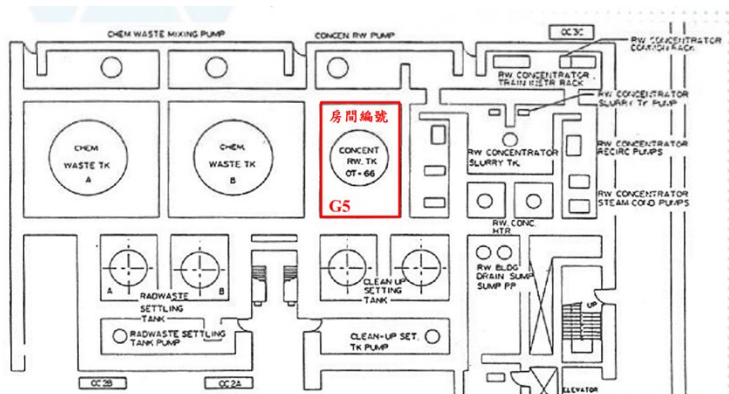
第 1 回合審查意見

- 第 7-14 頁，除役作業活動潛在之輻射意外事件分析「廢液處理系統之桶槽破裂意外」，請說明廢液處理系統之管路破裂意外分析及防範措施。
- 第 7-26 頁，請針對廢液處理系統之桶槽破裂意外，說明其分析假設情節、其是否為足夠保守涵蓋最嚴重且發生率最高之情況？

第 1 回合審查意見答覆

1. 由於未來永久停機後除役期間，廢液處理系統中管路內的放射性廢液量會大幅減少或甚至管路會停用；所以，考量除役期間，管路之輻射源相較於廢液處理系統之桶槽來得低，可由該桶槽破裂事故(選污染最嚴重的一個桶槽)，來涵蓋整個廢液處理系統分析。此外電廠還有管路定期維修機制，可防範管路破裂意外。

2. 7-26 頁廢液處理系統之桶槽破裂意外情節是考慮污染最嚴重的廢液處理系統之桶槽(查該類桶槽不只一個)一旦破裂後的分析，與發生率是否高或低無關，按該該桶槽房間位於廢料廠房一樓 G5 房間(房間長 7.7724 m、寬 5.4864 m、高 6.096 m)，扣除 4 公噸桶槽後人員可活動空間不大，故假設現場有 3 位作業人員與 1 min 內立即完成疏散已屬合理保守假設，另 G5 房間之空間劑量率約在 0.5~1.3 mSv/h 之間，在這裡也假設三個人都以 1.3 mSv/h 作為事件現場之空間劑量率來評估，因此分析結論也有其一定保守性，按 G5 房間與 OT-66 桶槽的位置圖如下。



經評估個人接受到之劑量約為 0.022 mSv ($1.3 \text{ mSv/h} \times 1/60 \text{ h}$)，三人集體有效劑量則為 0.066 man-mSv，本意外事件在保守假設情境下，意外之作業人員劑量，符合「游離輻射防護安全標準」第 7 條之作業人員劑量規定。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	07-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C01	七、 二.(八)	7-27	結案
第 1 回合審查意見					
請補充說明除役過渡階段預估排放至大氣的核種來源，並澄清其與第 7-27 頁七、二.(八)小節之關聯性。					
第 1 回合審查意見答覆					
除役過渡階段預估排放至大氣的核種計 33 種，其來源與各個活度請參考除役計畫第十章相關內容與表 10-2，而本小節只探討廢氣處理系統(Off-Gas System)意外，至於第十章則評估已經排放到大氣外的核種與後續對廠外民眾的影響。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	07-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B09、B14	七、二.(七) 七、三.(一)	7-27、7-29	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-29 頁，「估計現場有 3 位作業人員，發生事故時立即疏散，假設在 1 min 內完成疏散。因此，評估每位作業人員所接受之劑量約為 3.38 mSv (203 mSv/h × 1/60 h)」，精確而言，實際接受劑量的總時間長短應為「事故發生至實際偵測到 or 人員發現到異常狀況所需時間」加上「反應時間：於本案例即為完成疏散所需時間」。 (1) 第 7-29 頁，「發生事故時立即疏散，假設在 1 min 內完成疏散」，請澄清說明此假設具適切的保守性？ (2) 第 7-27 頁之分析中亦有類似情形，請一併澄清。 2. 第 7-29 頁，「5.輻射影響與緊急應變」中，「因此，建議在拆除淨化逆洗接收槽前應該盡可能先對表面汙染物進行除汙…」之敘述，應屬他單位提醒/建議貴公司之用語，請修正採用適當之用詞。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.(1) p.7-29 頁是分析 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆起接收槽進行人員拆除時發生火災，因為人員觀察到火、煙很快得知火災發生且所處房間為反應器廠房四樓中房間(房間長 9.3 m、寬 4.6 m、高 2.9 m)，該接收槽重量約 3,817 kg，再考慮房間大小因此人員於 1 分鐘疏散的假設具一定保守度，所以可假設發					

生事故會立刻完成疏散。

(2) p.7-27 頁是分析廢液處理系統之桶槽破裂，同樣由於所在房間是廢料廠房一樓 G5 房間(房間長 7.7724 m、寬 5.4864 m、高 6.096 m)，桶槽 4 公噸重，且假設情境是有三人在現場，因為平常時該房間是高輻射區(空間劑量率約在 0.5~1.3 mSv/h 之間)，工作人員工作會配戴即時警報器，若有異常很快得知，再考慮房間大小因此人員在 1 分鐘內應可疏散完成。

2.謝謝委員意見，擬改如下:因此，本公司在拆除淨化逆洗接收槽前將先盡可能先對表面污染物進行除污。詳如附件 07-019-02-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：

2.第七章第三、(一)、5.節。

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	07-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S19、B03、B14、S08、B08、B10	七、三.(一)	7-28	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-28 頁，請說明火災分析中所分析的情境。第 7-28 頁所舉之 RWCU 逆洗槽案例，係所有火災分析作業中最嚴重的案例嗎？請澄清說明案例選擇之依據？爆炸意外事件分析，亦同。 2. 第 7-28 頁，請說明除役期間之火災意外事件中是否需考慮外部火災？ 3. 第 7-28 頁，火災意外分析結果提及「反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽拆除過程中……，參照本章第二、(二)節所推估全部 1.25×10^{11} Bq 放射性核種釋放到外界至環境時，所造成廠界劑量為 4.45 mSv」。然而廠界劑量 4.45 mSv 已超過「游離輻射防護安全標準」第 12 條規定：輻射作業造成一般人之年有效劑量限度不得超過 1 mSv 之規定，請說明此分析結果數值的合理性。 4. NUREG-1738 第 2-1 頁有著以下之說明：「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.」，請就 zirconium fire 提出評估說明。 5. 請說明除役期間之消防計畫內容，包含依 FSAR 9.5.1 及 RG 1.191 進行規					

劃之情形。

第 1 回合審查意見答覆

1. 按火災分析中只有分析 7-28 頁所舉之 RWCU 逆洗槽案例，之所以沒有分析其他情境是因為核電廠在運轉階段即有防火設計與預防措施(如考慮過熱電纜或是作為冷卻、潤滑及燃料等各類油品，由於洩漏再碰到熱的地方因此著火等等)，而電廠進行除役時這些防火設計與預防措施仍會視需要維持，因此 7-28 頁所作之分析僅屬於除役活動內發生火災之情節，至於電廠整個的火災與爆炸仍有原有之相關消防計畫(如過熱電纜等)對應。
2. 依據核二廠功率運轉安全度評估結果，核二廠外部火災可區分為工業設施意外、軍事設施意外、森林火災及草地火災等項目，在工業及軍事設施意外方面，核二廠周圍僅有大武崙工業區可能造成危害，依據基隆市消防局所提供資料，該工業區所存放的發生火災或爆炸的化學物質存量不多，因此沒有造成核二廠危害之疑慮；在森林及草地火災方面，火災發生時可能造成核二廠喪失廠外電源，相關評估已涵蓋於第七章。相關報告修訂請見附件 07-020-02-A。
3. 此數值確實不一定合理，此乃因為假設發生火災時該接收槽 100%表面污染核種釋放到外界至環境，而本章第二、(二)節是假設拆除該接收槽時發生墜落意外使 10%表面污染核種釋放到外界至環境，因此兩者有十倍之差，但由於火災的後果通常假設會比墜落來的嚴重，為做最保守假設所以採用 100%這個數據，所以只能說該評估劑量是一個極端保守的數值。
4. 除役期間用過核子燃料池島區已建置兩串之衰變熱移除，並保留 3 串可靠的固定式補水設備，並納入 4 條移動式之補水途徑，可確保用過核子燃料池之水位不會下降至用過核子燃料頂部，以多重與多樣的移熱手段確保除役期間確保燃料池鋇火災不會發生。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。
5. 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。並於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前(109 年 12 月 27 日)將核二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。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：

2.第七章第三、(一)、3.節。

第 2 回合審查意見

2(1)對於「發生原因」及「分析與結果」內容中，請針對廠內火災與廠外火災分開敘述。

2(2)請配合修訂「1.發生原因」之內容。

4(1)建議探討 zirconium fire 發生可能性時，將下列因素也納入考慮:因地震或其他意外事件，致池水滲漏快速流失狀況(例如因地震導致 SFP 之襯鈹(liner)受損)，長期全黑..等，如無法完全排除 zirconium fire 發生之可能，則設計時宜加大安全餘裕與強韌性以作為因應。

4(1)請說明「可確保用過核子燃料池之水位不會下降至用過核子燃料頂部」之情境為何?如果是大量快速喪失冷卻水之情境，上述說明是否仍可適用?除以上第 2、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2.(1) 已依審查意見進行修訂報告，相關報告修訂請見附件 07-020-02-B。

2.(2) 已依審查意見進行修訂報告，相關報告修訂請見附件 07-020-02-B。

4.(1)

依 NUREG-1738 所參考之用過核子燃料冷卻系統，該系統計有兩台燃料池冷卻泵(Fuel Pool Cooling Pump)、一座燃料池熱交換器(Fuel Pool Heat Exch.)、三台補水泵(一台固定式補水泵，兩台移動式補水)，其最終熱沉為使用氣冷式冷卻器(Air Coolers)之方式。本報告所配置之用過核子燃料池島區為兩台燃料池水泵、兩座燃料池熱交換器，三台固定式補水泵，四條廠外補水路徑，最終熱沉為氣冷式冷卻水塔。同時，在永久停機 180 天後，燃料池喪失冷卻後，在沒有任何的應變行動下，池水水位下降至燃料頂端的時間為 219.15 小時(約 9.1 天)，這段時間可以進行相關補水與後續的系統復原行動。發生地震導致 SFP 之襯鈹受損，同時保守假設池水快速流失之情況下，將使用燃料池邊的灑水與補水設備，避免燃料溫度過高，以避免燃料到達銼火災之溫度。2001 年，NRC 發布 NUREG-1738(NRC, 2001)，「除役核能電廠用過燃料池事故風險之技術研究」報告，研究發現萬一發生假定的事故可能造成銼護套火災而導致無法接受的廠外劑量。用過核子燃料延續貯存的通案環境影響說明書(GEIS) 附錄 F 列出某些 NUREG-1738 的結果，包含算出早期死亡率的最大值 191。導致大量計算死亡率的原因，部份在於，保守假設鈇(ruthenium)核種的釋出(亦即考慮氧化型態的揮發分裂產物釋出分率(而非金屬型態))、事故的時間(亦即反應器停機 30 天後)、以及晚撤離公眾(亦即放射性釋出後才開始撤離)。更為真實的假設(例如較低的鈇核種放射性釋出，事件發生在停機 1 年後)，會減少早期死亡率的最大值從 191 大約降為 2(NRC, 2001)。雖然早期死亡率過大而無法接受，但此種事故的年發生可能性估計小於百萬分之三的機會(NRC, 2001)。NUREG-1738 進一步指出“除役電廠的風險為低且符合 NRC 的安全目標。風險低的原因在於發生銼火災的可能性相當低，即使銼火災的後果可能很嚴重”。獲得此結論前 NUREG-1738 已考慮各種廣泛的初始事件，包含但不限於可能導致快速喪失池水的事件(例如地震事件、護箱墜落、飛機撞擊、與龍捲風拋射物)。這些不同的事件誘使用過核子燃料池快速喪失水發生機率很低的根本原因，在於用過核子燃料池結構設計所具有的強健性。

如 GEIS 第 2.1.2.1 節中所述，用過核子燃料池為厚實的，抗震設計的結構，以厚達 0.7 到 3 公尺(2 到 10 英尺)之間的鋼筋混凝土牆與底板構成。所有

運轉中的用過核子燃料池均襯以厚度 6 到 13 公釐(0.25 到 0.5 英吋)不等的
不銹鋼內襯。NUREG-1738(NRC, 2001),「除役核能電廠用過核子燃料池事
故風險之技術研究」報告指出,用過核子燃料池的結構具有抗震強健性的設
計(亦即須考慮可能造成結構的災難性損壞,具有尖峰譜加速度顯著大於安全
停機地震之地震事件)(NRC, 2001)。核能電廠的用過核子燃料結構通常可以
抵抗大幅超過其設計的荷重”。在「用過燃料貯存運轉—經驗學習」(IAEA,
2013)報告中,IAEA 指出水池貯存為成熟的技術,且最新的貯存池是多年演
變過程的產物,並已結合過去 50 多年所獲得的運轉經驗。

如前述,用過核子燃料池為鋼筋混凝土牆與底板建造的厚實結構物,其設計
具有抗震強健性。因此,用過核子燃料池發生重大事故導致廠外後果的可能
性極為罕見。特別是,附錄 F 根據用過核子燃料池火災的低風險,確定短期
貯存時間尺度期間,用過核子燃料池火災的環境影響為小。NRC 並未發現
有任何其他的研究對用過核子燃料池事故的低風險性提出質疑者,因此短期
時間尺度條件下,對於用過核子燃料延續安全貯存於用過核子燃料池的技術
可行性之質疑,已考慮於用過核子燃料延續貯存的通案環境影響說明書
(GEIS)中。

4(1).

用過核子燃料池的邊界閘門四周貼有密封環且置於支撐托架上,並以水門固
定栓固鎖於支撐托架上,平時靠閘門四周水封環防止池水洩漏,因此,亦沒
有造成用過核子燃料池冷卻水流失的疑慮。

位於燃料池水面下的管路受損,當破裂位置低於燃料池水面,虹吸效應將使
池水經由發生破裂管路持續流失,水位下降可能一直持續到燃料池水位降至
管路破裂位置為止。依核二廠燃料池設計,與用過核子燃料池相連管路且其
開口位置低於池面者,計有:6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、
6" -15CU、10" -15K、10" -15A、2" -15X、2" -15W 與燃料傳送管;其中
5 條注水管路(6" -15CQ、6" -15CS、6" -15CW、6" -15CY、6" -15CU)有
虹吸破壞裝置。用過核子燃料池冷卻及淨化系統取水管路(10" -15K、10"
-15A)及燃料池緊急補水管路(2" -15X、2" -15W),並無虹吸破壞裝置,但其
管路取注水口皆位於用過核子燃料池本體側面,非直接伸入池底;且其取注
水口高程分別為-6 ft 及-1.5 ft,於發生破管而導致非預期洩水時,用過核子燃
料儲存池水位最低將降到其取注水口高程處;但與燃料儲存格架頂部高程
-27.2 ft 相較,仍有相當大的餘裕。因此,可以排除虹吸效應導致用過核子燃
料池池水流失事件之可能。因此,事故影響有限,最嚴重的事件為破管發生
虹吸現象,用過核子燃料池池水水位降至高程-6 ft 的位置。地震造成的影響
請見本章第四、(一)之內容,另外依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於
2015 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告之分析評估結
果,核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g,遠高於核二廠
SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE,因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯

著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。本公司將規劃進行用過燃料池完整性評估，參考 EPRI 3002009564 報告，主要區分為結構分析與非結構分析，評估結果將於用過核子燃料池島區建立前，送主管機關(原能會)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：

2.(1)(2)第七章第三、(一)、1.與第七章第三、(一)、3.節。

第 3 回合審查意見

2.大武崙工業區之危害是否亦考量距離因素，而認為其不影響？

4.(1)用過燃料池完整性評估，應依貴公司在福島管制案所承諾之預定完成日期提出，除用過燃料池完整性評估外，有關除役過渡階段之風險評估，請再納入美國 NUREG-1738 及 NUREG-2161 之相關內容，提出用過燃料池部分之風險評估規劃作法。核子反應器爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料期間，應建立除役期間過渡階段量化風險評估模式及風險管理機制，提報主管機關核備，並定期更新，本項列入重要管制事項。

5.同意答覆，除役期間消防計畫應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 1.191(RG 1.191)所列美國消防協會(NFPA)規定辦理之管制，本項列入重要管制事項。

除以上第 2 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2. 依據 ASME/ANS 標準 ASME/ANS RA-Sa-2009 中的 EXT-B4 之描述，對於核二廠廠址 8km 內的工業設施進行評估。經查經濟部工業局網站，可得知新北市有四個工業區：土城工業區、新北產業園區、瑞芳工業區與樹林工業區，基隆市有一個工業區：大武崙工業區。對核二廠來說，新北市四個工業區都超過廠址範圍八公里，僅有大武崙工業區在廠址範圍八公里內，額外考量新北市及基隆市消防局危險物品管理課所列管之場所，綜整列管的距核二廠 8 公里內的場所，表列進行篩濾分析，透過場所之位置、用途與危險物品存放種類，如附件補充資料 07-020-02-C 所示。將初步篩濾結果所列管之場所存放的危險物品量不多，不足以危害核二廠。

4.(1) 除役期間主要風險來自於用過核子燃料貯存，本公司規劃進行之核二廠除役過渡階段風險評估，內容分兩部分：

(a) 爐心風險評估：以核二廠運轉期間大修模式組態(POS6:爐穴滿水位)為基準，建立機組除役期間過渡階段之組態，修訂原 POS6 之肇始事件、成功準則、事故序列、故障樹、數據分析等，並量化廠內/廠外事件 CDF(Core Damage

Frequency)。

(b)用過燃料池(SFP)風險評估：NUREG-1738 為美國核管會(NRC)於 2001 年發行，對除役電廠風險管制立場盤點之研究報告；另 NUREG-2161 為 NRC 於 2014 年發行，評估在超越設計基準地震事件下對 SFP 可能產生事故對廠內外影響之研究報告。有關用過燃料池部分之風險評估，除了參酌 NUREG-1738 及 NUREG-2161 外，本公司亦將參考美國除役核電廠執行用過燃料池風險之經驗，提出 SFP 的風險評估。

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

同意答覆。

意見編號	07-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S19	七、三.(二).3	7-30	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-30 頁，提及「除污過程中由於化學藥劑使用不當，可能與材料產生化學反應造成爆炸」，請舉例說明除污過程使用何種化學藥劑，方可能與材料產生化學反應而造成爆炸。 2. 第 7-30 頁，爆炸意外分析結果提及「保守情境假設反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽時，採用熱切割，而因使用不當造成可燃氣體鋼瓶或壓縮器體爆炸，……，此事件分析與結果等同前述(一)火災之分析與結果」。請澄清下列問題： (1)爆炸與火災差異在於爆炸之衝擊力有可能造成廠房結構之改變，且爆炸事件後，房間結構改變，爆炸衝擊力導致污染物快速釋放至外界，其分析結果與火災事件不盡相同。因此，請澄清在爆炸造成廠房結構改變情節下，應考量針對拆除作業意外進行安全評估。 (2)考慮廠房拆除過程，當機具使用不當導致爆炸時，其爆炸後之衝擊力若損壞用過核子燃料池結構完整性，造成用過核子燃料池喪失冷卻，亦或爆炸摧毀相關設備而導致喪失廠外電源事件，請說明評估結果？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.一般核電廠待除污金屬為碳鋼、不銹鋼，化學除污過程通常採用稀釋酸性水溶液(如磷酸、鹽酸、硫酸等)。稀釋酸性水溶液如與活性較大金屬(鎂、鋁、					

鋅)反應會產生氫氣，該氣體與空氣混合時具有爆炸風險。因此應避免對上述活性較大金屬進行類似除污，有關化學除污的規劃(含化學藥劑)請詳見除役計畫第八章「除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理」之一、(二)節除污作業規劃。

2.(1) RWCU 逆洗槽室位於圍阻體內，由於圍阻體之結構強度設計，可以承受功率運轉期間 RPV 於高於運轉壓力失效時的壓力暫態，因此審查意見所提當除役期間發生可燃氣體鋼瓶或壓縮氣體爆炸，以常見的乙炔 41 公升鋼瓶，假設一乙炔鋼瓶內乙炔氣體全數洩露至環境中，所有氣體同時燃燒，釋放出約 4300 kJ 之熱量遠小於事故反應爐急停後爐心產生的熱量，沒有造成圍阻體結構失效之疑慮。

(2) 依本計畫第六章第一、(三)除役各階段之目標及時程，該章所述在廠址取終狀態偵階段主要目標為拆除核二廠汽機廠房、輔助廠房及反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房及其他非污染的建築物，並進行土壤整治及廠址最終輻射偵測，因此在此階段，用過核子燃料池已無存放用過核子燃料，因此無此疑慮。

謝謝審查委員意見，依審查意見，於該章節加入因爆炸摧毀相關設備而導致喪失廠外電源事件，喪失廠外電源事件請參閱本章第七節。

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：

第 2 回合審查意見

2.請說明 RWCU 情境與核一廠做法之比對情形。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 核一廠除役計畫對爆炸意外如下所述：

除役期間可能造成爆炸，產生輻安事件之作業包括：在執行拆除作業時，使用於熱切割或處理材料動力設備之可燃氣體鋼瓶或壓縮氣體，處理及使用不當造成爆炸；或除污過程中由於化學藥劑使用不當，可能與材料產生化學反應造成爆炸。保守情境假設在拆除廢棄物淤泥槽時，採用熱切割，而因使用不當造成可燃氣體鋼瓶或壓縮氣體爆炸，致使全部放射性物質瀰漫整個房間造成空浮，並隨後全部外釋至環境中。

核二廠除役計畫之情境不是在拆除濃縮放射性廢棄物桶槽，是假設在拆除反應器廠房四樓內的 RWCU 逆洗槽室的淨化逆洗接收槽發生。兩報告使用分析劑量的方法一致，但分析標的不同，核二廠使用 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆洗接收槽做為分析標的，而核一廠以廢棄物淤泥槽做為分析標的，主要是由於輻射後果之考量。

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：

第 3 回合審查意見

2.核一、二廠均有類似 RWCU 逆洗槽、廢棄物淤泥槽，兩個廠選擇的分析標

的不同，請台電公司說明核一、二廠選擇分析標的的情境或技術背景提出說明，以佐證所選擇分析標的適切性。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2. 本公司在執行核一廠/核二廠除役計畫時，均有對整座電廠進行輻射特性調查(大規模量測)，相關細節描述在第四章「廠址與設施之輻射特性調查及評估結果」。依照核一廠的輻射特性調查結果，發現桶槽編號為 TK-18-1A 的濃縮廢液槽，其劑量率在所有桶槽內屬最高，遂以此桶槽作為發生拆除意外事故時的評估標的。而依照核二廠的輻射特性調查結果，發現 RWCU 逆洗槽室內、桶槽編號為 2T-58 的爐水淨化系統逆洗接收槽，其劑量率在所有桶槽內屬最高，遂以此桶槽作為發生拆除意外事故時的評估標的。然為求謹慎，仍再參考核一廠的執行經驗，補充分析桶槽編號為 0T-66 的濃縮廢液槽，並將爐水淨化系統逆洗接收槽和濃縮廢液槽兩者的劑量評估結果進行比較，綜整如下表。由下表可證明核二廠於拆除意外事故發生時，RWCU 逆洗槽室內爐水淨化系統逆洗接收槽所造成之劑量較高。

	RWCU 逆洗槽拆除意外	濃縮放射性廢棄物桶槽 拆除意外
體外浸身劑量率	20.3 mSv/h	9.97 mSv/h
現場工作人員每位作業 人員接受之劑量	0.338 mSv	0.166 mSv
現場工作人員集體有效 劑量	1.015 man-mSv	0.50 man-mSv
廠界劑量*	0.445 mSv	0.218 mSv

*「游離輻射防護安全標準」第 12 條，輻射作業造成一般人之年有效劑量限度不得超過 1 mSv

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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.同意答覆。

意 見	07-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		C01、F02、B08、B10	七、四.	7-31~7-39	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本小節在分析與結果中提到：「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」，鑒於除役期間多項設備或組件因拆除而暫時堆置、等待後續除污或切割，此時可能因地震而產生位移或掉落的情形，請針對此一部份說明輻安、工安之因應措施。 2. 有關廠址自然環境方面，除役期間台電公司應加強場址特性條件環境監測並適時更新場址環境特性資料，包含山崩潛勢、順向坡、土壤液化、土石流潛勢溪流與煤礦採掘跡與礦渣堆積等天然災害需調查敘明，並對其災害潛勢詳細分析，以強化天然災害應變作業能力，保障除役作業安全。 3. 土石流潛勢與影響區，請針對各放廢處理貯存設施之位置，各別進行疊圖套繪(含低放貯庫、乾貯、用過燃料池、焚化爐與各種處理系統)，並以較大圖幅圖形說明。 4. 請說明山腳斷層於除役期間可能造成之意外事故風險為何？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.關於除役期間之工安與輻安相關論述(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暨檢查辦法」、「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，以及本公司工安相關規定、核二廠現有之相關程序書(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。工程有危險性之工作場所須依規定審查者，非經審查合格，不得進廠施作。 輻射安全 除役期間各項工作將遵照「游離輻射防護法」，以及本計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施所承諾之事項執行，並達到 ALARA 之要求，以確保工作人員之輻射安全。 2.本公司於核二廠除役期間將加強場址特性條件環境監測並適時更新場址環境特性資料，包含山崩潛勢、順向坡、土壤液化、土石流潛勢溪流與煤礦採掘跡與礦渣堆積等天然災害需調查敘明，並對其災害潛勢詳細分析，以確認天然災害應變作業能力保確除役作業安全。對於各項災害將擬定詳細調查作業計畫，並探討其後續防治措施，並送安全管制機關列管。					

[illegible]

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否
 本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否
 修訂章節段落：
 3.增加圖 7-6。

2.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。
除以上第2小題意見外，其餘項目均同意答覆。

2. 本公司於核二廠除役期間將加強場址特性條件環境監測並適時更新場址環境特性資料，包含山崩潛勢、順向坡、土壤液化、土石流潛勢溪流與煤礦採掘跡與礦渣堆積等天然災害需調查敘明，並對其災害潛勢詳細分析，以確認天然災害應變作業能力保確除役作業安全。對於各項災害將擬定詳細調查作業計畫，並探討其後續防治措施，並送安全管制機關列管。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

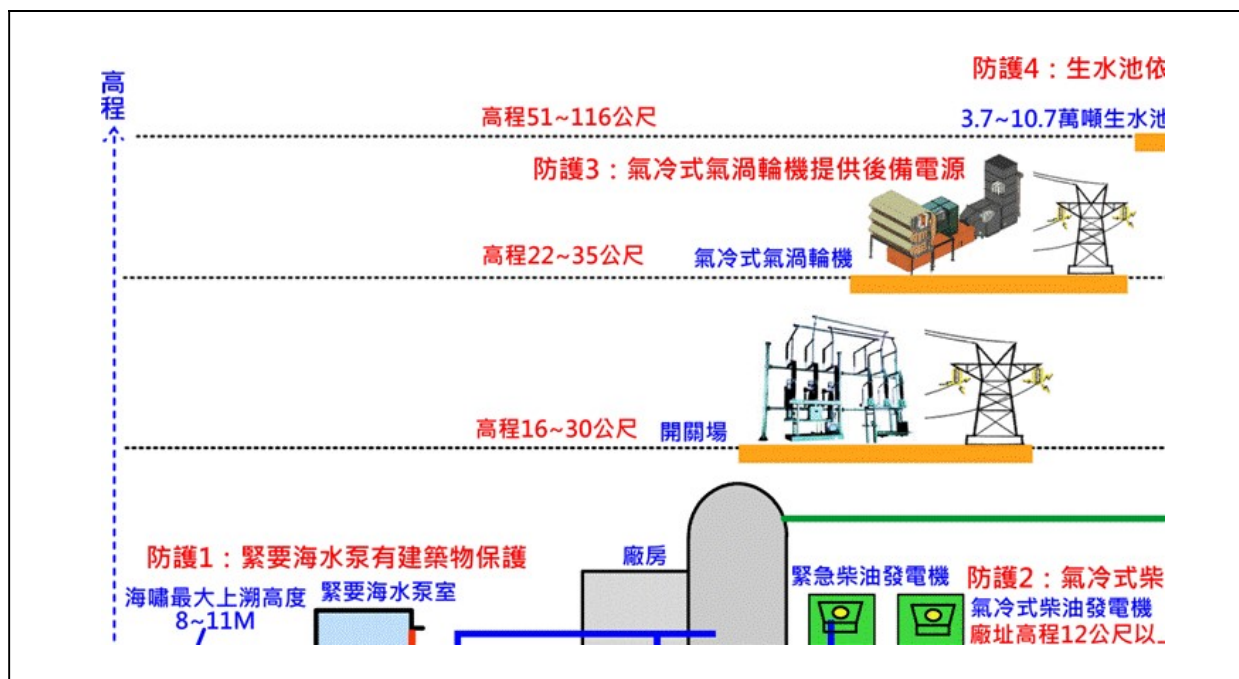
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
2. 同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
2. 遵照辦理。

意見編號	07-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S19	七、四. (一).4	7-33	結案	
第 1 回合審查意見						
第 7-33 頁，地震意外事件處理提及「燃料池結構體損壞的情境下，短期的處理方法為利用因應福島事故所增設的灑水設備，對用過核子燃料池上方進行噴灑，降低空間溫度並補充池水，避免用過核子燃料過熱」。對於用過核子燃料池發生超越設計基準事故，是否應考量用過燃料池嚴重損壞，該池水無法補滿導致用過核子燃料過熱之情況。針對這類事件是否應另規劃長期事件處理之程序，例如：釐清破口位置與破口大小，破口填補工程與填補物料評估等規劃。						
第 1 回合審查意見答覆						
依據美商 Simpson Gumpertz & Hege 公司於 2009 年所完成的核二廠用過核子燃料池耐震能力評估報告(128192-CA-072)，核二廠用過核子燃料池結構之 HCLPF 耐震容量為 1.78g，遠高於核二廠 SSE 及 SMA 計畫所引用之 RLE，因此地震造成用過燃料池嚴重損壞並無顯著風險疑慮。為強化除役期間核能安全，將保留執照運轉期間的用過核子燃料池相關應變策略(包含 B.5.b、FLEX 策略等)，做為除役期間事故處理手段。已受核管案件管制，未來依該管制案件結果辦理。						
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：						
第 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見 編號	07-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S19	七、四. (二).4	7-34	結案	
第 1 回合審查意見						
第 7-34 頁，颱風意外事件處理提及「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，另保留核二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」，請澄清颱風或洪水是否可能導致第五台柴油發電機無法啟動之情況，或洪水造成道路阻礙以至於電廠之移動式電源無法進入救援，請說明本章節是否納入這類情節分析結果。						
第 1 回合審查意見答覆						
核二廠第五台柴油發電機位於混凝土結構廠房內，沒有受強風影響之疑慮，此外核二廠亦於第五台柴油發電機廠房外設置水密門，以防止海嘯淹溢造成第五台柴油發電機失效，因此第五台柴油發電機亦無受洪水影響之疑慮。480V 移動式電源，在除役期間將重新配置位置，將放置在可以迅速支援用過核子燃料池電源供應之區域，可以直接接線無須移動柴油發電機。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。						
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 2 回合審查意見						
1.(1)本項將列入自然危害之後續重要管制事項辦理，並持續追蹤與除役期間爐心、用過燃料池安全有關之管制案。 1.(2)請說明"480V 移動式電源，在除役期間將重新配置位置，將放置在可以迅速支援用過核子燃料池電源供應之區域"之適切性。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。						
第 2 回合審查意見答覆						
1.(1) 本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。 本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。						
1.(2) 由於 480V 移動式電源，為福島改善案新增之移動式救援設備，所放置的位置不應隨易更動，然而在除役電廠狀態之變化，考量重新評估 480V 移動式電源所放置之位置，如有變更，陳報管制機關，核可後始為之。						
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否						

修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
1.同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
1.遵照辦理。

意見編號	07-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、F02	七、四. (三)	7-35	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-35 頁，洪水意外發生原因提及「參考核能發電廠水災危害再評估計畫(第二核能發電廠)[19]之結果，如圖 7-3 所示，生水池 B 破裂將影響核二廠氣渦輪機廠房、氣渦輪機日用油槽、廠外空壓機廠房、辦公區及倉庫區」。請說明核二廠是否另有生水池 A?如是，生水池 A 破裂是否亦會影響核二廠廠區?					
2. 第 7-35 頁，請說明評估之「颱風風暴潮之湧高」與各放廢處理貯存設施之所在高程之關係(含低放貯庫、乾貯、用過燃料池、焚化爐與各種處理系統)，並新增圖形說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依據「核能電廠水災危害再評估計畫(第二核能電廠)」報告分析評估對生水池(A 池)池壁破裂評估，就地形地勢而言，生水池(A 池)位處山脊位置，不具外在洪水侵襲之條件，池體為一開放式 RC 構造蓄水池，池體面積約 3,700 平方公尺，池體周邊地形高程分佈介於 EL. 104.0~104.7(m)之間，屬於原地形降挖構築之蓄水空間，可能發生破裂處為 A 池的北側池壁，推演若北側池壁潰決，判定其洪水量不會對池體下游地區造成危害。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。					
2.核二廠 1 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 35 公尺(以海平面起算)、2 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 18.5 公尺、3 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 15 公尺、減容中心所在高程為 15 公尺、用過燃料池、乾貯設施與各程處理系統所在高程皆為 12 公尺。颱風風暴潮之湧高難以到達前述設施之高程，因此無影響之疑慮。相關報告修訂請見附件 07-025-02-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：

2.第七章第四、(四)、3節；新增圖 7-7。

第 2 回合審查意見

- 1.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。
- 2.所提水災情境組合評估仍不完整，應納入不同機制之組合效應提出說明。
本項將列入後續重要管制事項辦理。

第 2 回合審查意見答覆

1.
本項由自然危害相關管制案(KS-JLD-10121 強化生水池儲水能力並提昇可靠性)持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。已受核管案件管制，未來依該管制案件結果辦理，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。
2.
颱風會帶來的強風或強降雨，強風效應於本章第四、(二)節已說明，可能會造成用過核子燃料池的冷卻系統喪失功能，而強降雨可能會引發洪水，如本章第四、(三)節說明，在該章說明，強降雨已評估百萬年重現期雨量，在此情況下可能會影響開關場而造成喪失廠外電源，因此最終的影響為用過核子燃料池喪失冷卻，但不影響凝結水儲存槽補水至用過核子燃料池之功能及第五台柴油發電機功能，可確保用過核子燃料不會發生裸露之情事。水災評估應納入不同機制之組合效應已有 KS-JLD-10203 系統化方式評估極端天然災

害與水災組合進行系統化方式評估，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。已受核管案件管制，未來依該管制案件結果辦理，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。
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：
第 3 回合審查意見
1. 同意答覆，本項列入重要管制事項。 2. 同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
1.遵照辦理。 2.遵照辦理。

意見編號	07-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、B09、F02、B10	七	7-36 7-37 7-38	結案

第 1 回合審查意見					
1. 針對風暴潮，第 7-36 頁有如下敘述:「..最大可能颱風暴潮高度，會受到影響之區域為海水泵室，不會影響到核二廠廠區，海水泵室在除役期間為非必要系統」。 (1) 請說明海水泵室在除役期間各階段均為非必要系統，若海水泵室在除役期間各階段均為非必要系統，那麼海水泵在除役期間各階段是否也均為非必要系統? (2) 針對海嘯第 7-37 頁有如下敘述:「分析結果顯示本類型海嘯源不會溯上至核二廠位於海平面高度 12m 之主要廠區」，海嘯分析只定性的說明不會溯上至主要廠區，請提出主要假設及量化分析結果之摘述。 2. 第 7-37 頁，最後一段請標明書籍參考來源編號，另請簡要說明所分析之海嘯高度及餘裕。 3. 第 7-38 頁，請說明意外評估之「海嘯湧高」與各放廢處理貯存設施之所在高程之關係(含低放貯庫、乾貯、用過燃料池、焚化爐與各種處理系統)，並新增圖形說明。 4. 針對所提地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，應參照福島管制案強					

化因應自然危害度之評估結果，適時補強核二廠除役期間各階段仍須運轉之安全設備。

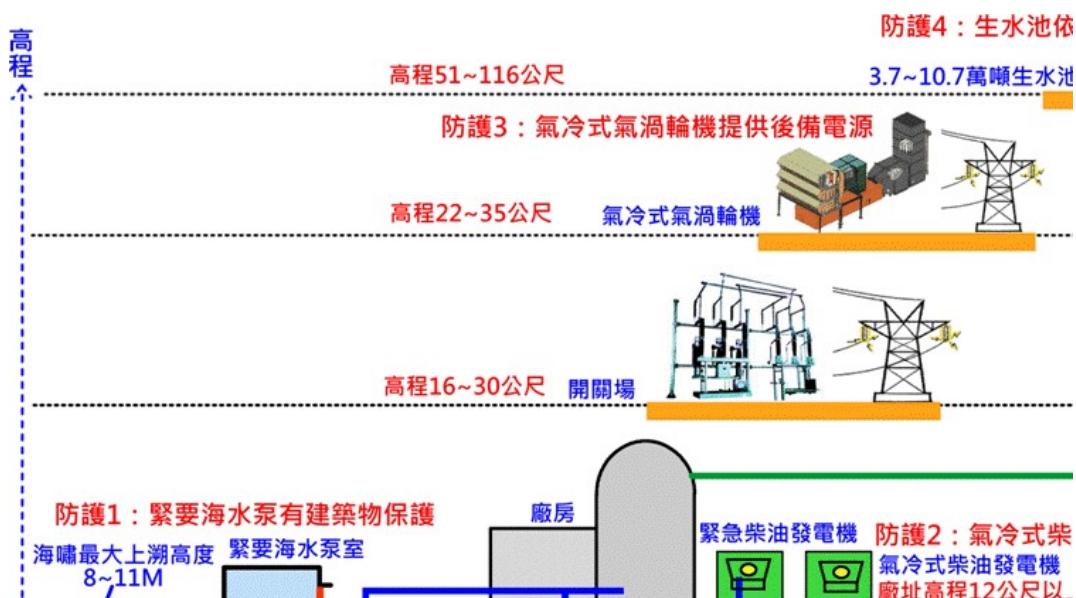
第 1 回合審查意見答覆

1.(1) 第四、(三)、1.節所述之海水泵室，係指核二廠於持照運轉期間提供非安全相關循環海水之泵室，依據核二廠除役計畫第五章之說明，在用過核子燃料池島區開始運轉後，用過核子燃料之冷卻不再使用海水系統做為熱沉，而在用過核子燃料池島區開始運轉之前，外部循環水系統雖為用過核子燃料池之熱沉，當用過核子燃料池發生喪失熱沉時，用過核子燃料池仍配置由冷凝水儲存槽的冷卻水以外部緊急補水系統，用過核子燃料池仍將具備多重冷卻功能。在核二廠除役各階段，海水系統主要做為廢液處理系統之熱沉與廠區排放水之稀釋，除役期間發生喪失海水系統，核二廠將依實際狀況重新評估廢液處理系統之運轉方式。

(2) 海嘯分析報告中分析評估的海嘯源分，以台灣外環菲律賓板塊隱沒帶之區域地震為主。斷層地點包含琉球海溝、南伊豆-小笠原海溝、馬里亞納亞普海溝、菲律賓及馬尼拉海溝，並分別依可能的破裂長度做分區，成各個段與之間的組合判斷地震源參數（破裂長度、寬度、滑移量等）模擬不同組合下可能的地震規模，再對各參數進行海嘯模擬，分析結果判定在核二廠主要廠區之高程(即海平面以上 12 公尺)，沒有受到海嘯淹溢影響之疑慮，將依審查意見之要求，納入有關核二廠廠址海嘯危害評估報告於參考文件中。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

2. 海嘯分析報告中分析評估的海嘯源分，以台灣外環菲律賓板塊隱沒帶之區域地震為主。斷層地點包含琉球海溝、南伊豆-小笠原海溝、馬里亞納亞普海溝、菲律賓及馬尼拉海溝，並分別依可能的破裂長度做分區，成各個段與之間的組合判斷地震源參數（破裂長度、寬度、滑移量等）模擬不同組合下可能的地震規模，再對各參數進行海嘯模擬，分析結果判定在核二廠主要廠區之高程(即海平面以上 12 公尺)，沒有受到海嘯淹溢影響之疑慮，另外在出水口岸邊的百萬年回歸週期之海嘯波高約為 2 米高，離主要高程 12 米主要廠區，有足夠的餘裕。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。將依審查意見之要求，納入有關核二廠廠址海嘯危害評估報告於參考文件中。詳如附件 07-026-02-A 所示。

3. 核二廠 1 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 35 公尺(以海平面起算)、2 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 18.5 公尺、3 號低放射性廢棄物貯存庫所在高程為 15 公尺、減容中心所在高程為 15 公尺、用過燃料池、乾貯設施與各程處理系統所在高程皆為 12 公尺。出水口岸邊的百萬年回歸週期之海嘯波高約為 2 米高，難以到達前述設施之高程，因此無影響之疑慮。



4. 因應自然危害度評估之福島管制案，台電公司正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中，因每項福島核管案均有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，若經評估後除役期間若有需求，仍會保留上述所補強或新增之 SSCs，以確保除役期間用過燃料池安全。基於除役期間安全考量，針對地震、颱風、洪水、海嘯等自然災害事件，應參照福島管制案強化因應自然危害度之評估結果，每三到五年進行評估更新並送管制機關備查，同時依分析結果適時補強核二廠除役期間各階段仍須運轉之安全設備。

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：

2.第七章第十節。

第 2 回合審查意見

1.(1)在用過核子燃料池島區開始運轉之前，外部循環水系統既為用過核子燃料池之熱沉，請檢討報告所述內容：「海水泵室在除役期間為非必要系統」之正確性。

1.(2)本項將列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

2.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

3.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

除以上第 1、2、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1)

在用過核子燃料移出爐心後且永久停機 180 天後，運轉一串用過燃料池冷卻

及淨化系統，可滿足用過核子燃料之衰變熱之移除。在用過核子燃料池島區建置完成，依然處於用過核子燃料池島區整備期間，餘熱移除系統為需維持運轉系統，餘熱移除系統之最終熱沉為緊要海水泵室，高程為 12 公尺，在福島事件後，本公司對核二廠之緊要海水泵室加裝水密門。因此，若發生百萬年回歸週期之颱風暴潮，使得海水水位抬升 5.4 公尺而影響循環海水泵室時，依然可使用餘熱移除系統進行用過核子燃料池衰變熱之移除。

1.(2)

颱風暴潮為一可預警之事件，參考交通部中央氣象局之颱風暴潮預報，在預期發生會影響循環海水泵室之颱風暴潮發生前，可先進行佈置廠外補水設備，同時在永久停機 180 天時，用過燃料池在喪失冷卻下，且未進行應變行動下，219.15 小時會發生水位下降至燃料頂部，藉由補水有充足的時間進行後續系統的復原作業。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

2.

海嘯分析報告中分析評估的海嘯源分，以台灣外環菲律賓板塊隱沒帶之區域地震為主。斷層地點包含琉球海溝、南伊豆-小笠原海溝、馬里亞納亞普海溝、菲律賓及馬尼拉海溝，並分別依可能的破裂長度做分區，成各個段與之間的組合判斷地震源參數(破裂長度、寬度、滑移量等)模擬不同組合下可能的地震規模，再對各參數進行海嘯模擬，分析結果判定在核二廠主要廠區之高程(即海平面以上 12 公尺)，沒有受到海嘯淹溢影響之疑慮，另外在出水口岸邊的百萬年回歸週期之海嘯波高約為 2 米高，離主要高程 12 米主要廠區，有足夠的餘裕。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。

本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

3.

颱風會帶來的強風或強降雨，強風效應於本章第四、(二)節已說明，可能會造成用過核子燃料池的冷卻系統喪失功能，而強降雨可能會引發洪水，如本章第四、(三)節說明，在該章說明，強降雨已評估百萬年重現期雨量，在此情況下可能會影響開關場而造成喪失廠外電源，因此最終的影響為用過核子燃料池喪失冷卻，但不影響凝結水儲存槽補水至用過核子燃料池之功能及第五台柴油發電機功能，可確保用過核子燃料不會發生裸露之情事。

水災評估應納入不同機制之組合效應已有 KS-JLD-10203 系統化方式評估極端天然災害與水災組合進行系統化方式評估。本項由相關管制案持續追蹤，

待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。

本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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：

第 3 回合審查意見

1.(1)送審報告第 5 章 p.5-7 有以下說明:「用過核子燃料池島區整備期間... 在此期間，在反應器永久停機 180 d 後，……。餘熱移除(Residual Heat Removal, RHR)系統不需再提供用過核子燃料池衰變熱移除功能，因此，可停用 RHR 系統。」第 2 回合審查意見答覆與以上送審報告之說明不一致。請澄清並做必要之修正。

2.同意答覆，本項列入重要管制事項。

3.同意答覆，本項列入重要管制事項。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(1) 本段「用過核子燃料池島區整備期間... 在此期間，在反應器永久停機 180 d 後，……。修訂報告內文說明如下:

單純考慮衰變熱的量，餘熱移除(Residual Heat Removal, RHR)系統不需再提供用過核子燃料池衰變熱移除功能，達到 RHR 系統可停用條件。但是，考量最大可能颱風暴潮高度對海水泵室與用過燃料池冷卻及淨化系統之影響，在用過核子燃料池島區建置完成，依然處於用過核子燃料池島區整備期間，餘熱移除系統為需維持運轉系統。爐心燃料全數退出爐心且停機達 180 天，與用過核子燃料池島區開始運轉後，餘熱移除系統可納入停止運轉系統，惟此系統停用前，會另案提出分析結果，經主管機關核可後，始得為之。詳如附件 07-026-01-C。

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：

1.第五章第一、(二)、2 節

審查總結回合意見

同意答覆。

意見編號	07-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S19、B02	七、六 七、七	7-41、7-42	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 7-41 頁，針對福島事故之經驗回饋，應該將超越設計基準事故納入考慮，例如：除了喪失廠外電源事件外，應該納入電廠長期全黑事故提出因應措施。
2. 請說明壓力測試國家報告列管事項之要求，並針對這些改善事項說明在除役期間各階段之適用情形。
3. 第 7-42 頁，喪失廠外電源事件並未考慮備用電力設備(例如：第五台柴油發電機與移動式柴油發電機失效)或電網長期失效之情況。例如，土石流導致廠外電網被破壞，無法短期內恢復廠外電源，且強降雨造成洪水可能使第五台柴油發電機與移動式柴油發電機同時失效，核二廠針對這類極端情節是否有相關因應措施？

第 1 回合審查意見答覆

1. 有關核二廠在運轉執照到期後爐心仍有燃料期間之系統運轉規劃，將詳細說明於核二廠除役期間安全分析報告及除役期間運轉技術規範中，並依據管制機關核可之方式，規劃所有系統之運轉方式與停用；在所有核子燃料移出爐心後，有關用過核子燃料乾式貯存之安全性，將另於乾式貯存安全評估報告中說明；有關貯存於用過核子燃料池之用過核子燃料安全性，核二廠將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核子燃料冷卻需求。
用過核子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，未依管制機關認可之改善案進行變更，用過核子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，外部補水包含以下四條途徑：
途徑 1：派人員至燃料廠房消防水帶箱，拉出水帶直接對用過核子燃料池灌水與灑水；
途徑 2：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，引導消防車直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；
途徑 3：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，佈建水帶至用過核子燃料池，利用移動式抽水機直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；
途徑 4：派人員至燃料廠房外灌水口或灑水口定位，開啟灌水閥(EC-115A5B01/02)或灑水閥(EC-115A6B01/02)，使用消防車或移動式水泵直接對用過核子燃料池灌水或灑水。爐心仍有燃料時之應變方案，相關的安全管制依現行持照基準管制方式進行。
2. 福島事故後之相關壓力測試案件正與原能會就執行狀況進一步溝通檢討中，因每項福島核管案都有其背景要求，實際辦理期程與情況，大會已有個別審查管控機制，未來視主管機關定案後辦理。
3. 核二廠第五台柴油發電機廠房已完成水密門設置，可有效防止水淹溢進到

廠房造成第五柴油發電機失效。若依審查意見所述，發生因強降雨造成洪水而使得第五台柴油發電機失效，其狀況為全面喪失 AC 電源，此時將依下面四個外部補水途徑進行補水，避免發生燃料裸露之情事。

途徑 1：派人員至燃料廠房消防水帶箱，拉出水帶直接對用過核子燃料池灌水與灑水；

途徑 2：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，引導消防車直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 3：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，佈建水帶至用過核子燃料池，利用移動式抽水機直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 4：派人員至燃料廠房外灌水口或灑水口定位，開啟灌水閥(EC-115A5B01/02)或灑水閥(EC-115A6B01/02)，使用消防車或移動式水泵直接對用過核子燃料池灌水或灑水。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

1.(1)請補充在用過核子燃料池島區開始運轉之前，電廠長期全黑事故之情節與影響評估。另外，以上答覆顯示：「有關貯存於用過核子燃料池之用過核子燃料安全性，核二廠將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核子燃料冷卻需求。」請澄清持照運轉期間所建置的所有外部補水措施是否均會維持？例如：持照運轉期間建置 4.16KV 移動式柴油發電機與電廠原有的氣渦輪發電機在第 5 章中均未提及。請說明在那些階段會停用那些電力系統以及停用後之影響。

1.(2)除役期間喪失廠外電力與備用緊急柴油機事件，請考量將 4.16kV 移動式柴油機納入救援設施。另回復說明之「未依管制機關認可之改善案進行變更」文句有誤，請修正。

3.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

除以上第 1、3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1)

在用過核子燃料池島區開始運轉之前，當爐心仍有燃料時，意外事件安全分析除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。

在用過核子燃料池島區開始運轉之前，爐心燃料已移出時，當發生喪失廠外電力與備用電力的柴油發電機後，可使用移動式 480V 柴油發電機，供電給補水泵，使補水泵可補水至用過核子燃料池。同時進行恢復廠外電源與恢復備用柴油發電機，在永久停機 180 天時，發生用過核子燃料池發生喪失冷卻，在無提供任何事故緩和手段的情況下，於 9 天後才會發生燃料池水位降至核子燃料束頂部，因此提供補水後，有充足的時間，可恢復廠外電力與備用柴

油發電機。持照運轉期間所建置之外部補水措施在用過核子燃料池島區運轉時將保留以下 4 個外部補水途徑，做為用過核子燃料池島區外部補水措施。途徑 1：派人員至燃料廠房消防水帶箱，拉出水帶直接對用過核子燃料池灌水與灑水；

途徑 2：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，引導消防車直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 3：派人員至燃料廠房開啟第一道及第二道鐵捲門，佈建水帶至用過核子燃料池，利用移動式抽水機直接進入燃料廠房對用過核子燃料池補水/灑水；

途徑 4：派人員至燃料廠房外灌水口或灑水口定位，開啟灌水閥(EC-115A5B01/02)或灑水閥(EC-115A6B01/02)，使用消防車或移動式水泵直接對用過核子燃料池灌水或灑水。

持照運轉期間建置之 4.16 kV 移動式柴油發電機，非制式後備電源，且有 480V 200kW 的柴油發電機供電，因此無影響。氣渦輪發電機預計於永久停機後預計拆除，因此在用過核子燃料池島區設計中未納入氣渦輪發電機提供除役時電力規劃。上述島區電力之相關規畫將於島區成立前，送主管機關(原能會)審核。

1.(2)

「未依管制機關認可之改善案進行變更」為筆誤，應為「依管制機關認可之改善案進行變更」

3. 颱風會帶來的強風或強降雨，強風效應於本章第四、(二)節已說明，可能會造成用過核子燃料池的冷卻系統喪失功能，而強降雨可能會引發洪水，如本章第四、(三)節說明，在該章說明，強降雨已評估百萬年重現期雨量，在此情況下可能會影響開關場而造成喪失廠外電源，因此最終的影響為用過核子燃料池喪失冷卻，但不影響凝結水儲存槽補水至用過核子燃料池之功能及第五台柴油發電機功能，可確保用過核子燃料不會發生裸露之情事。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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：

第 3 回合審查意見

1.(1)4.16kV 移動式柴油機有較大容量提供救援設備，故爐心、用過燃料池及

島區均應納入考量。

1.(2)第2回合審查意見答覆顯示:「在用過核子燃料池島區開始運轉之前,當爐心仍有燃料時,意外事件安全分析除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外,其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。」在FSAR中有主管機關(原能會)核可之SBO分析,但是,FSAR案例係依據機組處於正常發電運轉狀態下所作之分析。在壓力測試報告中也針對SBO進行評估,但也是基於正常發電運轉狀態。請說明以上所謂奉主管機關(原能會)核可之SBO分析(基於機組處於長期停止運轉狀態)是指什麼。針對此項分析,請問4.16KV移動式柴油發電機是否採計?由於氣渦輪發電機預計於永久停機後拆除,拆除之影響是否已經納入?

3.同意答覆,本項列入重要管制事項。

除以上第1小題意見外,其餘項目均同意答覆。

第3回合審查意見答覆

1.(1) 用過核子燃料池島區建置之相關改善案中,將4.16KV移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項,在進行島區建置前將送大會審核,審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

1.(2)

(A) 核二廠執照運轉期間之FSAR中涵蓋主管機關(原能會)核可之SBO分析,因此當機組永久停機時,本公司將於核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改中,詳細說明除役各階段應持續運轉系統之運轉方式。核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改於核二廠#1永久停機(110年12月27日)一年前送審(109年12月27日)。

(B)用過核子燃料池島區建置之相關改善案中,將4.16KV移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項,在進行島區建置前將送大會審核,審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

(C) 氣渦輪發電機預計於永久停機後拆除,其拆除不影響用過核子燃料池島區之電力規劃配置,由於當發生喪失廠外電力時,用過核子燃料池島區的備用電力為目前核二廠之第五台柴油發電機,可供應用過核子燃料池島區之電力,並確保用過核子燃料衰變熱之移除。當喪失廠外電力與備用電力的柴油發電機時,目前可使用移動式480V柴油發電機,供電給補水泵,使補水泵可補水至用過核子燃料池。同時進行恢復廠外電源與備用柴油發電機。480V移動柴油發電機額定出力為200kW。200kW移動式柴油發電機僅提供補水的之必要電力,凝結水傳送泵為喪失廠外電力與備用柴油發電機時,200kW移動式柴油發電機必要負載。在永久停機180天時,若發生用過核子燃料池發生喪失冷卻,在無提供任何事故緩和之手段情況下,於9天後才會發生燃料池水位降至核子燃料束頂部,因此提供補水後,有充足的時間,可恢復廠

外電力與備用柴油發電機。用過核子燃料池島區建置之相關改善案中，將4.16KV 移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。 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
1.同意答覆。

意見編號	07-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、D01	七、八.(一)	7-43	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-43 頁，防止人為疏失至為重要，除役期間包括廠內和廠外包商如何有效防止作業缺失或工安疏失，請提出有效訓練計劃和管理量化目標，以及對包商之具體要求，以提供與民眾溝通時對除役作業的信心和安心。 2. 第 7-43 頁，針對防止人為疏失項目，收集國際間除役經驗對防止人為疏失至為重要，請台電公司說明具體做法或未來規劃？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.關於除役期間對於工安與包商之訓練，如下(可參閱除役計畫第 12 章) 工安: 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暨檢查辦法」、「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，以及本公司工安相關規定、核二廠現有之相關程序書(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。工程有危險性之工作場所須依規定審查者，非經審查合格，不得進廠施作。					
包商訓練: 針對承包商的訓練方面，由於目前分包項目尚未確定，對這些廠商之訓練，除基本的進廠訓練課程(表 12-7)外，未來將根據工作之特殊性及專業性，於招標規範要求承包商提供人員訓練計畫或相關資格證明。另外，要求承包商應承諾遵循設施中所有輻射安全與執照要求。而本公司訓練承包商人員之監督責任與職權說明如下： 凡進入核二廠之承包商人員，均應接受表 12-7 所示之進廠訓練，經考試及格一年內有效。而需進入各輻射管制區工作者，均必須完成法定輻射防護訓練，且核能體檢檢驗合格，方得申請劑量佩章，進入輻射管制區內工作。					

在監測區工作者，應由其承包商依法提出劑量評估報告，評估結果個人年累積劑量小於 1 mSv 時，得免接受輻射防護訓練。未提出評估報告者，將不予安排訓練，不得進廠工作。劑量評估作業如有困難，承包商得提供相關書面資料由核二廠保健物理組代為評估。

表 12-7 承包商進廠訓練課程

項次	課程名稱	課程內容
1	保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。
2	輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。
3	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。
4	品質管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
5	工安衛生	安全護具規定及申領、危險性工作場所審查暨檢查辦法。
6	緊急計畫	應變組織與編組、緊急事故分類、陳報體系與聯絡方式、廠區緊急疏散規定。
7	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。

2.關於除役期間針對防止人為疏失之具體與未來規劃，依據本計畫第六章除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序，規劃核二廠除役組織架構及任務編組，並將根據核二廠除役作業各階段之工作性質，分別進行人力調配與組織調整，以確保除役工作順利進行。核二廠訓練程序書針對在職員工、新進員工、承包商人員等訓練，已有完整之規定與執行辦法，包含訓練計畫之實施、評估與資料管理等。將依據本章之訓練課程規劃、核二廠現有相關訓練程序書與核一廠除役經驗，訂定核二廠除役人員訓練計畫，以確保除役作業之安全及品質。除役訓練成效的評估，將參考核二廠既有之訓練作業流程與方式進行。各階段所需之相關訓練資訊進行整合分析後擬定訓練計畫，訓練計畫經相關人員審查。依核准的訓練計畫執行相關訓練，訓練完成後將相關紀錄保存。並進行成效評估。

防止人為疏失重點著重於核安文化的強化，以訓練成效評估方式，依各類核能訓練課程，需視課程性質及長短訂定適當之考核評測方式及次數，並不限於一次或一種考核評測方式。考核評測方式則分成筆試、口試、實作評測、

繳交作業或報告等四種。另有關核二廠承包商之進廠訓練成效評估，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。承包商工作人員每年接受進廠訓練，考試不及格者，禁止進廠工作，以防人疏失。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	07-029	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S19、B02	七、八.(三)	7-45～46	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-45 頁，在除役期間惡劣氣候分析中，請針對乾旱、夏季高溫及颱風所帶來或強降雨所引發之洪水(水災)，進行極端條件(超越設計基準)下之災害及複合性(例如颱風加強降雨、乾旱時雷擊引發火災等)災害分析，並詳細說明其極端嚴酷之情境，以及分析所得到的風險評估結果。請提出洪水事件所造成之輻射外釋發生率為何?請補充以上各種災害情境分析的定性或量化分析之結果。 2. 第 7-45 頁，惡劣氣候是否應納入冰雹，全球有多個案例顯示冰雹會造成設備的完整性失效，請說明冰雹對核子燃料池島區冷卻水塔移熱能力的影響。 3. 第 7-45 頁，惡劣氣候提及「乾旱對系統之影響，為二次側管線因冷卻水蒸發至環境而須補水時無水可補，此事件為一緩慢過程，核二廠有時間可進行應變而無立即影響」，請說明在嚴重之乾旱災情時，水源該如何取得。 4. 在各項自然危害事件分析中，是否考量氣候變遷所造成極端氣候超越原設計基準事件的假設狀況，請詳細補充說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.除役期間乾旱、夏季高溫度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。」依此不需進一步定量討論。颱風所帶來的強降雨，依核能電廠廠外事件安全度評估模式整體標準化與應用-核二廠廠外水災分析之降雨-逕流分析，已保守之方式評估百萬年重現期雨量(核二廠之設計基準為萬年重現期雨量)，其結果為既有開關場造成影響，此已經對極端條件(超越設計基準)下的強降雨進行分析。 複合式災害則考量各災害成形機制與複合後對電廠之影響，評估後篩濾出六					

項複合式災害(颱風與強降雨、山崩與強降雨、颱風與山崩、地震與山崩、山崩與火山活動、地震與火山活動)進行後續討論。

颱風與強降雨：

颱風會帶來的強風或強降雨，強風效應於本章第四、(二)節已說明，可能會造成用過核子燃料池的冷卻系統喪失功能，而強降雨可能會引發洪水，如本章第四、(三)節說明，在該章說明，強降雨已評估百萬年重現期雨量，在此情況下可能會影響開關場而造成喪失廠外電源，因此最終的影響為用過核子燃料池喪失冷卻，但不影響凝結水儲存槽補水至用過核子燃料池之功能及第五台柴油發電機功能，可確保用過核子燃料不會發生裸露之情事。

強降雨與山崩：

降雨是山崩之重要促崩因子之一，因此將強降雨與山崩視為高相依事件。若發生超越設計基準之強降雨導致山崩，定性考量強降雨與山崩之複合式災害影響，對核二廠除役期間的影響，可能的危害計有喪失外電(廠外輸電塔倒塌)與廠外水災(廠內渠道因土石堵塞)，廠外水災之影響見本章第四、(三)節之說明。

颱風與山崩、地震與山崩：

颱風與山崩之複合為考量颱風帶來強降雨，而降雨之山崩的促崩因子之一，因此回到強降雨與山崩之內容說明。地震與山崩，地震的可能危害依本章第四、(一)節中可能的危害為喪失廠外電源與用過核子燃料池喪失冷卻，保守假設山崩會造成廠外輸電塔倒塌而喪失廠外電源，因此山崩之影響可涵蓋於地震事件中。

火山活動與地震、火山活動與山崩：

地震引發火山活動與火山活動引發地震亦有不同之情境。在美國地質調查研究所的 Open-File Report 87-297 報告中提到，火山活動(噴發)所引起的地震，幾乎很少超過芮氏規模 5.0、深度少於 10 公里，地震範圍小。保守假設火山活動造成地震會影響，依本章第四、(一)節所示，地震的危害為喪失廠外電源與用過核子燃料池喪失冷卻，在本章第八、(四)顯示分析的火山活動對核二廠廠區無影響，因此可由地震涵蓋。火山活動引發的山崩，一種為火山本身產生之山崩，另一種為火山誘發地震產生之山崩，第一種情況為近火山位置，北部地震考量之七星山火山、磺嘴山火山與大屯山火山皆離核二廠廠區有一定之距離，因此火山活動引發近域之山崩不會影響。另一種為火山誘發地震造成山崩，此類型為地震與山崩類型，相關討論見地震與山崩。

2. 如審查意見所述冷電對於用過核子燃料池島區可能影響冷卻水塔而造成用過核子燃料池喪失冷卻能力，處置時可以依據本章、第一、(三)節進行。

3. 由於乾旱發生時，不會立即發生二次側無水可用，同時核二廠在除役期間配置冷凝水儲存槽做為補水使用，在正常運轉時，用過核子燃料池冷卻相關系統水存量，因蒸發逸失量相對於整體水存量而言相當微小，亦即廠區操作人員將有非常充足的時間補足運轉所需水量，必要時亦可由除役期間所配置的緊急外部補水功能，維持正常運轉所需的水量。生水池是做為消防系統之水源，視需求可以做為補二次側補水水源之一。

4. 依據核二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、颱風與海嘯等事件，地震與海嘯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，且除役期間用過核子燃料池在喪失冷卻後，依本章附錄 7.A 的計算結果於永久停機後 1 年，至少需 12 天時間水位下降至造成用過核子燃料頂部，有足夠的反應時間，因此氣候變遷因素對核二廠除役期間用過核子燃料之風險並無顯著影響。

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 2 回合審查意見

1.(1)第一項答覆只有定性討論未有定量結論請再補充以補強說服力。

1.(2)高溫的影響及後果評估之結果為何？除役期間生水池維持可用到何時？

1.(3)除役期間燃料島區有關自然危害之安全防護，本項將列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

1.(4)對於所述之已經對極端條件(超越設計基準)下的強降雨進行分析，提出評估的進一步說明。

1.(5)請針對評估後篩濾出六項複合式災害(颱風與強降雨、山崩與強降雨、颱風與山崩、地震與山崩、山崩與火山活動、地震與火山活動)進行後續討論。並說明是否有定量評估？

1.(6)定性考量強降雨與山崩之複合式災害影響，對核二廠除役期間的影響，可能的危害計有喪失外電(廠外輸電塔倒塌)與廠外水災(廠內渠道因土石堵塞)，廠外水災之影響見本章第四、(三)節之說明。請針對山崩的影響可能損害其他 SSC 事件納入考慮。

1.(7)地震導致喪失廠外電源與地震山崩導致喪失廠外電源有不同情節，前者無法涵蓋後者，請再釐清。

1.(8)火山有其他危害應納入考量，本項將列入後續重要管制事項辦理。

4. 「地震與海嘯事件並無顯著受氣候變遷之影響之疑慮」請提出佐證。

除以上第 1、4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.(1) 根據「中央氣象局」過去 30 年基隆雨量測站統計每年單日最大降雨量紀錄資料，推算單日最大時降雨量為 123.1 mm/hr。並經統計方式重新評估 10,000 年重現期雨量結果為 208.9 mm/hr (低於建廠時 FSAR 所評估雨量 241 mm/hr)，因此本廠排洪渠道可承受氣候變異所造成之豪大雨量並無淹水之慮。

參考經濟部中央地質調查所，坡地環境地質資料庫查詢系統中，可見山崩位置及影響不會影響用過核子燃料池島區位置，因此可以使用定性方式篩濾。



1.(2) 台灣非預期性氣象型乾旱定義為：連續 20 日以上降水量均未達 0.5 公釐，且累積降水年量未達最近期準平均之 60%或累積降水 30 日量低於同期間第一個十分位值。若第一個十分位值低於 0.5 公釐者則不計，視為預期性之乾旱。但是對於核能電廠而言，生水池補水僅與氣象乾旱有關(非農業乾旱、水文乾旱、與社經乾旱)，廠區水源補水依據水域自己自足，且事件發生為緩慢進行，有足夠的時間來消除此一危害。在除役期間生水池為消防水的來源之，因此需保留。高溫造成冷卻水塔之水蒸散，可以用許多方式進行補水，在淡水不足的情況下，亦可使用海水做為替代，以確保氣冷式水塔充足移熱之能力。

1.(3)本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

1.(4)
根據「中央氣象局」過去 30 年基隆雨量測站統計每年單日最大降雨量紀錄資料(16)，推算單日最大時降雨量為 123.1 mm/hr。4-3 並經統計方式重新評估 10,000 年重現期雨量結果為 208.9 mm/hr（低於建廠時 FSAR 所評估雨量 241 mm/hr），因此本廠排洪渠道可承受氣候變異所造成之豪大雨量。

1.(5)
分析依據 ASME 所發布分析標準中，「廠外事件篩濾與保守度分析」的細部

要項 EXT-B1，所引用的定性篩濾分析的篩濾準則共有如下 5 項：

- (1) 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
- (2) 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
- (3) 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。
- (4) 此事件之定義已經隱含於其他事件
- (5) 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

依此 5 點之篩濾標準，若無法通過此上述 5 點之篩濾準則，才需進一步進行上限分析或是定量分析。

颱風與強降雨：

颱風會帶來的強風或強降雨，強風效應於本章第四、(二)節已說明，可能會造成用過核子燃料池的冷卻系統喪失功能，而強降雨可能會引發洪水，如本章第四、(三)節說明，在該章說明，強降雨已評估百萬年重現期雨量，在此情況下可能會影響開關場而造成喪失廠外電源，因此最終的影響為用過核子燃料池喪失冷卻，但不影響凝結水儲存槽補水至用過核子燃料池之功能及第五台柴油發電機功能，可確保用過核子燃料不會發生裸露之情事。

強降雨與山崩：

降雨是山崩之重要促崩因子之一，因此將強降雨與山崩視為高相依事件。若發生超越設計基準之強降雨導致山崩，定性考量強降雨與山崩之複合式災害影響，對核二廠除役期間的影響，可能的危害計有喪失外電(廠外輸電塔倒塌)與廠外水災(廠內渠道因土石堵塞)，廠外水災之影響見本章第四、(三)節之說明。

颱風與山崩、地震與山崩：

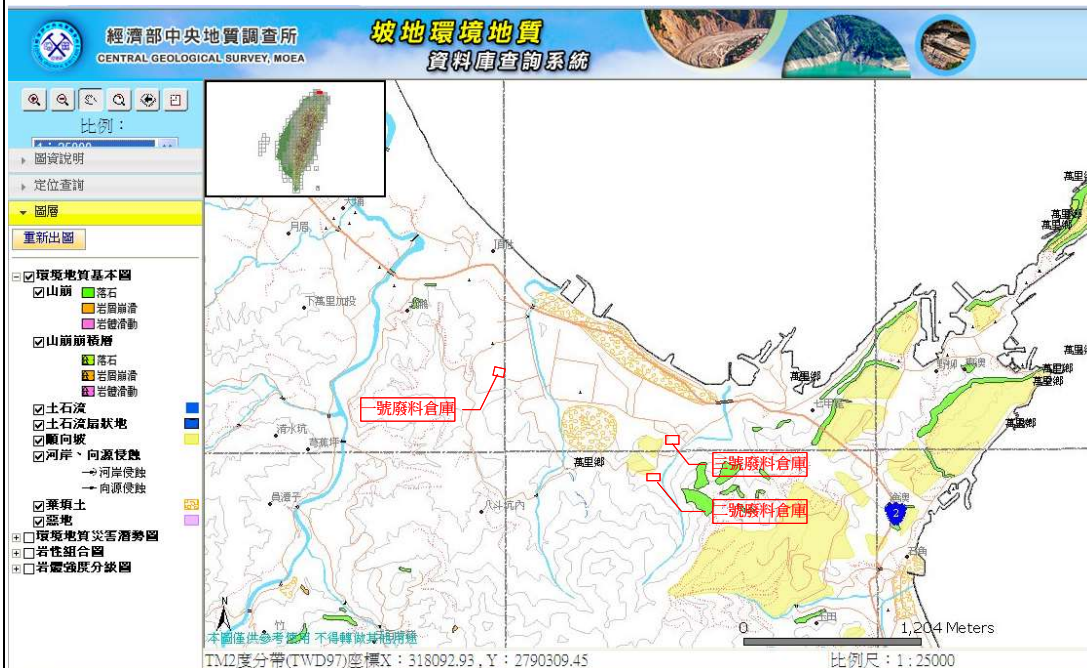
颱風與山崩之複合為考量颱風帶來強降雨，而降雨之山崩的促崩因子之一，因此回到強降雨與山崩之內容說明。地震與山崩，地震的可能危害依本章第四、(一)節中可能的危害為喪失廠外電源與用過核子燃料池喪失冷卻，保守假設山崩會造成廠外輸電塔倒塌而喪失廠外電源，因此山崩之影響可涵蓋於地震事件中。

火山活動與地震、火山活動與山崩：

地震引發火山活動與火山活動引發地震亦有不同之境。在美國地質調查研究所的 Open-File Report 87-297 報告中提到，火山活動(噴發)所引起的地震，幾乎很少超過芮氏規模 5.0、深度少於 10 公里，地震範圍小。保守假設火山活動造成地震會影響，依本章第四、(一)節所示，地震的危害為喪失廠外電源與用過核子燃料池喪失冷卻，在本章第八、(四)顯示分析的火山活動對核二廠廠區無影響，因此可由地震涵蓋。火山活動引發的山崩，一種為火山本身產生之山崩，另一種為火山誘發地震產生之山崩，第一種情況為近火山位置，北部地震考量之七星山火山、磺嘴山火山與大屯山火山皆離核二廠廠區有一定之距離，因此火山活動引發近域之山崩不會影響。另一種為火山誘發地震造成山崩，此類型為地震與山崩類型，相關討論見地震與山崩。

1.(6)

關於山崩之損害，經相關管制案中已評估核二廠核島區西側邊坡屬於斜交坡，核島區南側邊坡屬於逆向坡，故核島區周遭並無順向坡問題。此外核島區西側邊界與西側邊坡坡腳的距離至少 50m，核島區南側邊界與邊坡坡腳的距離至少 60m，故有相當充裕的退縮距離，可確保核島區安全。參考經濟部中央地質調查所，坡地環境地質資料庫查詢系統中，可見山崩位置及影響不會影響用過核子燃料池島區位置，因此可以使用定性方式篩濾。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。



1.(7)

關於山崩之損害，經相關管制案中已評估核二廠核島區西側邊坡屬於斜交坡，核島區南側邊坡屬於逆向坡，故核島區周遭並無順向坡問題。此外核島區西側邊界與西側邊坡坡腳的距離至少 50m，核島區南側邊界與邊坡坡腳的距離至少 60m，故有相當充裕的退縮距離，可確保核島區安全。因此，山崩不會影響廠區的 SSC，但核二廠外電設計之耐震能力之 HCLPF 為 0.13g，因此在發生地震時會影響廠外電源。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

1.(8)

本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

4.

海嘯分析報告中分析評估的海嘯源分，以台灣外環菲律賓板塊隱沒帶之區域地震為主。斷層地點包含琉球海溝、南伊豆-小笠原海溝、馬里亞納亞普海溝、菲律賓及馬尼拉海溝，並分別依可能的破裂長度做分區，成各個段與之間的組合判斷地震源參數（破裂長度、寬度、滑移量等）模擬不同組合下可能的地震規模，再對各參數進行海嘯模擬，分析結果判定出水口岸邊的百萬年回歸週期之海嘯波高約為 2 米高，離主要高程 12 米主要廠區，有足夠的餘裕。一般而言，氣候暖化造成的海平面上升高度是以公釐計數，因此，氣候變遷產生海平面上升對於海嘯上溯的影響屬於分析不準度的範圍內。評估核二廠發生百萬年回歸週期之颱風暴潮，已考量四個不確定因子，包含颱風最大可能強度的不確定度、颱風暴潮模式預預報的不確定度、氣候變遷的不確定度與潮汐效應，而得到核二廠颱風暴潮極值為 5.4 公尺，5.4 公尺影響的區域為循環海水泵室，對於用過核子燃料池島區將使用氣冷式水塔做為熱沉，因此初步評估颱風暴潮對用過核子燃料池島區沒有直接的影響。本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。

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 3 回合審查意見

1.(1)同意答覆。

1.(2)同意答覆。

1.(3)同意答覆。

1.(4)同意答覆。

1.(5)同意答覆。

1.(6)請參照核管案 KS-JLD-10301 分析結果提出進一步說明。

1.(7)請參照核管案 KS-JLD-10301 分析結果提出進一步說明。

1.(8)同意答覆。

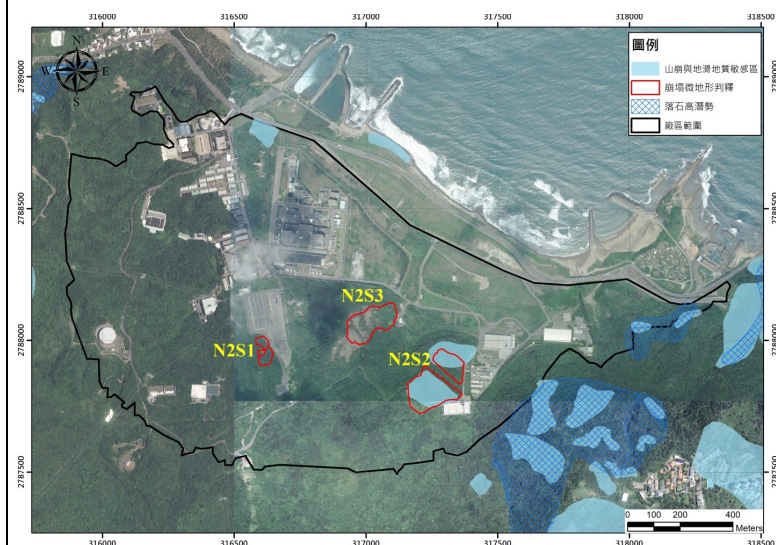
4.同意答覆。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

1.(6) 關於山崩之損害，經相關核管制案中已初步評估核二廠核島區西側邊坡屬於斜交坡，核島區南側邊坡屬於逆向坡，故核島區周遭並無順向坡問題。

此外核島區西側邊界與西側邊坡坡腳的距離至少 50m，核島區南側邊界與邊坡坡腳的距離至少 60m，故有相當充裕的退縮距離，可確保核島區安全。經本公司初步調查，核二廠廠區有 3 處具山崩微地形特徵，且其活動性與潛勢等級屬於「高」之邊坡，分別予以 N2S1 至 N2S3 之編號，分布位置如下圖所示。



核二廠高潛勢山崩區域及具山崩微地形特徵邊坡位置圖

N2S1 邊坡係位於開關場南側，其邊坡高程介於 30 m 至 60 m 間，坡高約為 30 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為 100 m，水平投影寬度約為 80 m，水平投影面積總計約為 5,000 m²，坡面係以木山層之砂頁岩互層及其風化材料為主。本處邊坡呈現階梯狀高差地形，此地形及邊坡內之崩崖可能係地質材料沿木山層內部之節理面崩滑所致，且目前於坡腹、坡趾均可見地質材料堆積前推所形成之反凸地形，顯示此處應有潛在滑動現象。

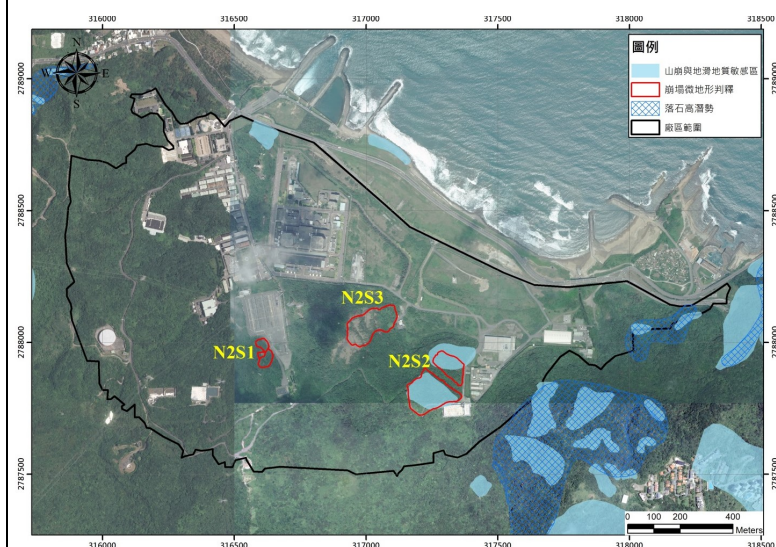
N2S2 邊坡係位於二號及三號廢料倉庫西側，其邊坡高程介於 20m 至 70 m 間，坡高約為 50 m，潛在滑動塊體共有兩處，其中北側塊體之水平投影長度約為 140 m，水平投影寬度約為 70 m，水平投影面積約為 8,500 m²；南側塊體之水平投影長度約為 150 m，水平投影寬度約為 130 m，水平投影面積約為 20,000 m²，坡面係以大寮層之砂頁岩互層及其風化材料為主。北、南兩塊體之地形與等高線特徵均呈現順向坡特性，經比對地調所之環境地質圖亦顯示該區位確實為順向坡，邊界亦概略與上圖圈繪範圍相符，惟其是否有砍腳透光（daylight）現象則尚無法於判釋中得知。

N2S3 邊坡係位於廠區內之南山，其邊坡高程介於 20 m 至 95 m 間，坡高約為 75 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為 200 m，水平投影寬度約為 80 m，水平投影面積總計約為 18,000 m²，地質圖中係為木山層出露，而環境地質圖中則顯示此位置為金德豐煤礦之礦渣堆積區。此邊坡坡頂雖為一緩坡平面，然在高程約 95 m 附近可見具延伸性之陷落崖，且左右兩翼之邊界相當明顯；坡面呈現階梯狀地形，其雖可能為礦渣堆積時所堆砌之形貌，然而局

部陡坡區域如高程 35 m 至 45 m、高程 50 m 至 65 m、高程 70 m 至 80 m、高程 85 m 至 90 m 間亦有土石崩落之可能性。

有關山崩潛勢、山崩分布與特性之分析與影響，目前正依福島管制追蹤案件 KS-JLD-10301 辦理，評估核二廠廠區受順向坡滑移及山崩致災之可能性，及考慮發生因地震、豪雨或兩者同時誘發之危害可能性評估；以及核二廠受土石流危害可能性之評估，未來將依管制案內容辦理。

1.(7) 關於山崩之損害，經相關核管制案中已初步評估核二廠核島區西側邊坡屬於斜交坡，核島區南側邊坡屬於逆向坡，故核島區周遭並無順向坡問題。此外核島區西側邊界與西側邊坡坡腳的距離至少 50m，核島區南側邊界與邊坡坡腳的距離至少 60m，故有相當充裕的退縮距離，可確保核島區安全。經本公司初步調查，核二廠廠區有 3 處具山崩微地形特徵，且其活動性與潛勢等級屬於「高」之邊坡，分別予以 N2S1 至 N2S3 之編號，分布位置如下圖所示。



核二廠高潛勢山崩區域及具山崩微地形特徵邊坡位置圖

N2S1 邊坡係位於開關場南側，其邊坡高程介於 30 m 至 60 m 間，坡高約為 30 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為 100 m，水平投影寬度約為 80 m，水平投影面積總計約為 5,000 m²，坡面係以木山層之砂頁岩互層及其風化材料為主。本處邊坡呈現階梯狀高差地形，此地形及邊坡內之崩崖可能係地質材料沿木山層內部之節理面崩滑所致，且目前於坡腹、坡趾均可見地質材料堆積前推所形成之反凸地形，顯示此處應有潛在滑動現象。

N2S2 邊坡係位於二號及三號廢料倉庫西側，其邊坡高程介於 20m 至 70 m 間，坡高約為 50 m，潛在滑動塊體共有兩處，其中北側塊體之水平投影長度約為 140 m，水平投影寬度約為 70 m，水平投影面積約為 8,500 m²；南側塊體之水平投影長度約為 150 m，水平投影寬度約為 130 m，水平投影面積約為 20,000 m²，坡面係以大寮層之砂頁岩互層及其風化材料為主。北、南兩塊

體之地形與等高線特徵均呈現順向坡特性，經比對地調所之環境地質圖亦顯示該區位確實為順向坡，邊界亦概略與上圖圈繪範圍相符，惟其是否有砍腳透光（daylight）現象則尚無法於判釋中得知。

N2S3 邊坡係位於廠區內之南山，其邊坡高程介於 20 m 至 95 m 間，坡高約為 75 m，潛在滑動塊體之水平投影長度約為 200 m，水平投影寬度約為 80 m，水平投影面積總計約為 18,000 m²，地質圖中係為木山層出露，而環境地質圖中則顯示此位置為金德豐煤礦之礦渣堆積區。此邊坡坡頂雖為一緩坡平面，然在高程約 95 m 附近可見具延伸性之陷落崖，且左右兩翼之邊界相當明顯；坡面呈現階梯狀地形，其雖可能為礦渣堆積時所堆砌之形貌，然而局部陡坡區域如高程 35 m 至 45 m、高程 50 m 至 65 m、高程 70 m 至 80 m、高程 85 m 至 90 m 間亦有土石崩落之可能性。

有關山崩潛勢、山崩分布與特性之分析與影響，目前正依福島管制追蹤案件 KS-JLD-10301 辦理，評估核二廠廠區受順向坡滑移及山崩致災之可能性，及考慮發生因地震、豪雨或兩者同時誘發之危害可能性評估；以及核二廠受土石流危害可能性之評估，未來將依管制案內容辦理。

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

1.同意答覆。

意見編號	07-030	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、C01	七、八.(二)	7-45	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-45 頁，工安意外提及「墜落、滾落起因是因為爬高作業所造成，除役期間可依『高架作業程序書』進行管制；溺水可能的起因為水下作業，除役期間可依『水下作業程序書』進行管制；感電的發生原因在於除役期間電器之使用，除役期間可依「預防感電危害作業程序書」進行管制……等」。請說明前述所提作業程序書是否已發行？					
2. 在第七章中意外事故所提到相對應處理程序書，屢提及：「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」，請澄清如何管控除役期間各項作業程序書的可行性。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 「高架作業程序書」、「水下作業程序書」與「預防感電危害作業程序書」					

已為核二廠營運程序書，當在核二廠除役期間時，將重新審視這程序書內容，以滿足除役期間的使用，修改後經電廠除役審查委員會(Station Decommission Review, SDRC)審查後執行。

2.關於除役期間各項作業程序書之管控，如下

電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及其相關支援系統及設備仍須維持運轉，雖然無需如電廠運轉階段維持龐大系統及設備與人力，但還是需要依據除役作業，進行系統及設備之評估、重新分類，移轉至除役狀態，並配合除役作業推展，修訂除役安全分析報告(Defueled Safety Analysis Report, DSAR)、除役技術規範書(Defueled Technical Specifications, DTS)及技術需求手冊(Technical Requirements Manual, TRM)等相關文件，以逐步解除不適用部分。

1. 人員與設備安全管理

(1)設備管制

除役期間之設備管制程序，係參照核二廠現有程序書[1]，再依除役之特定需求修訂，主要內容如下：

A.危險物料如硫酸(強酸)、氫氧化鈉(強鹼)、氫氣、乙炔、氧氣、高壓氣瓶、鋇、汞、燃油、石棉、五硼酸鈉、硼砂及硼酸粉末等。

B.執行起重機及堆高機作業。

C.核二廠全區為煙火管制區域：所有廠房及廠區動用火種(電焊、氣焊、氬焊、熱作、焚燒)等。

D.進入循環水渠道執行清理作業。

E.為維護員工生命安全及能正確和有效的使用空氣呼吸器，使在事故發生時能維持其正常功能。空氣呼吸器之使用、保養維護與檢查測試。

F.承包商自備特種車輛如酸鹼液槽車、CO₂槽車、油罐車、廢棄物拖車、核燃料車、積載型卡車起重機(貨車附起重吊桿)、十五噸以上貨車(水泥車砂石車、10輪以上貨車、移動式起重機、挖土機)等。

G.一般固體可燃物(如紙類、木板、布類、橡膠類、塑膠品、電纜、活性碳及其他固體可燃物等)及可燃性氣體(如氫氣、乙炔、丙烷、丁烷及其他可燃性氣體等)容易引起火災或造成髒亂，影響環境整潔，妨礙運轉、維護工作之進行；亦易導致絆倒、滑倒、碰撞、跌落等事故之發生。

H.化學品若處理不當時，將對電廠系統與設備造成損害或對人員造成傷害。

I.工具箱進入工作場所，須參照核二廠管理要點 7-7「台灣電力股份有限公司第二核能發電廠廠房內物件、器材放置管理要點」辦理，並依指定位置擺置。承包商私有工具箱，除依工程特性得專案報備留至竣工外，其餘一概禁止擺置工作現場。

J.一般電氣機具及設備使用時，需確實做好工作前之電氣安全檢查，防止感電之危害。

K.為維護工作人員工作安全及避免造成設備組件損壞，於作業期間使用活動扳手時。

(2)維護管理

除役期間之維護管理，係參照核二廠現有程序書，再依除役之特定需求修訂，主要內容如下：

A.需用機械設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設

備、組件)，在存放期間要求承包商指定人員監工，並依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，由承包商每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。

B. 各種設備，若有工作或停用檢修，一律參照核二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)。

C. 隔離電氣設備時，必須斷開所有電源，如開啟斷路器、開刀開關或其他隔離裝置、保險絲等。依其設備及工作性質，也可包括起動開關、磁場開關、中性點接地開關等。

D. 為維護廠內消防水系統之正常運作及維持充足之水源，廠房內之消防栓(1½")，若非作為消防滅火及相關用途一律不得任意使用。廠房外圍消防栓(2½")，如需作為非消防滅火及相關用途使用時，應參照核二廠現有程序書之規定申請，經由「運轉組」、「工安衛生組」會同評估是否影響消防水系統之供水壓力及流量後，再決定是否核准使用。

E. 在設有自動消防設備區域工作之人員，需注意若二氧化碳、海龍或消防水釋出，可能引起該區域缺氧、地面濕滑、阻擋出口通路或損壞業已分解的設備。因此，工作前，須告知作業人員該區域之潛在危險或隔離該自動消防設備，以避免一旦消防設備誤動作，將危及人員與設備。

F. 各廠房之防火門，除常開式防火門已設置熱熔斷裝置及設置電磁釋放裝置外，其餘防火門應保持關閉，以確保防火區劃的完整性。工作部門若因工作需要，須長時間開啟(開啟時間超過一小時以上)防火門時，工作部門必須事先以「防火門開啟申請單」提出申請，經核准後才可開啟防火門。

以下再依各階段之工作內容，說明設備管制與維護管理作業：

A. 除役過渡階段

主要執行工作為機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉及初步設備洩水、除污、執行輻射特性調查作業等工作，本階段針對維持用過核子燃料池之相關設備，其管制與維護作業與運轉時期大致相同。

B. 除役拆廠階段

在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與運轉時期相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，此階段主要作業為電廠所有放射性污染系統及組件之拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核子蒸汽供應系統(NSSS)之拆除、用過核子燃料池襯板之拆除，以及所有污染牆面之刮除等。考量本階段作業使用及維護之設備，應調整前述之設備管制及維護管理項目(如保留危險物料之管制、修改既有之掛卡及維護之程序，供拆除或除污之設備使用、增加反應器拆除設備之管制與維護程序及刪除未來除役階段不須使用或被拆除之設備程序等)。

C. 廠址最終狀態偵測階段

為了確認廠址之殘餘輻射劑量符合法規之相關規定，本階段主要作業為最終輻射偵測作業、一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業。設備管制及維護管理乃著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠房之拆除設備。

D. 廠址復原階段

本階段作業主要包含其他(無污染)廠房之拆除與廠址復原作業，均屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	07-031	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S16、B10、F02	七、八.(三) 七、八.(四)	7-46	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 第 7-46 頁，提及「夏季高溫之影響，可能使得冷卻水塔的熱移除效率下降，此事件非立即衝擊用過核子燃料池安全，核二廠有時間可進行應變」，請於冷卻水塔規格設計時，將夏季高溫之影響納入考量，對其熱移除效率預留安全餘裕，以避免衝擊用過核子燃料池之安全而影響到除役作業。 2. 第 7-46 頁，請說明火山灰沉積對核二廠設備之影響，例如：火山灰沉積對用過燃料池之最終熱沉氣冷式冷卻水塔及相關廠房排氣通風之影響。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 在用過核子燃料池島區設計畫，規劃冷卻水塔設計時，將會考量夏季可能的高溫，並預留安全餘裕。 2. 本章第八、(四)、3.之說明，參考內政部營建署陽明山公園管理處之「火山監測與應變體系建置模式之先期研究」之研究成果，大屯火山群主要以熔岩流為主，含少部分的火山角礫岩，且火山灰落地堆積物甚少，因此對氣冷式水塔影響有限，若假設一定影響時，可參考廠內「火山危害對設備、人員影響之因應措施指引程序書」，本程序書假想火山事後各種可能的後果，並將人員進行責任劃分與火山事件前、後之減緩對策。在火山灰落塵的猛襲之前或期間，將空調裝置關閉；確認窗戶關緊、空調關閉、以及所有不必要的對外開口均予以關閉和密封，在事後可以使用用真空吸塵器吸除或吹出火山灰塵，在恢復冷卻水塔功能前，可用過核子燃料池島區的補水系統可進行補水，可確保用過核子燃料池不會發生裸露之情事。報告修訂詳見附件 07-031-02-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： 2.第七章第八、(四)、4.節						

第 2 回合審查意見
2.答覆內容所述「且火山灰落地堆積物甚少，因此對氣冷式水塔影響有限」，在評估結果未完成前，火山灰應採 15cm 做要求考量，台電答覆應對於氣冷式水塔因應火山灰的適切性做法再澄清。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
由相關管制案中提及經參考日本川內核電廠火山評估影響導則，逐項詳細比對結果及因應措施，本廠程序書 1454-「火山危害對設備、人員影響之因應措施指引」已可涵蓋，包括火山灰、落塵、火山塵暴、泥石流土石滑動邊坡失穩、火山泥流、新增火山通氣噴孔、飛射物、火山氣體、大氣現象、地層滑動、火山爆發所引起之地震及相關危害、熱液及地下水異常等危害因子，對設備、人員可能之影響及因應措施，並引導至相關程序書執行必要之緊急操作含停止運轉。假設發生火山活動時，保守假設一定會發生火山灰落地堆積，島區設備中，除氣冷式水塔為戶外設備外，其他島區設備皆在混凝土結構物中，因此不會受火山灰影響而損壞島區內其他設備，亦不會影響存放於倉庫之移動式救援設備，因此保守假設氣冷式水塔因火山灰而不可用。當發生氣冷式水塔不可用時，將造成用過核子燃料池喪失冷卻能力事件，經本報告之用過核子燃料池之相關熱流評估，在反應器永久停機 180 天後，在沒有任何的救援措施的情形下，約 9 天用過核子燃料池水位才會降至用過核子燃料束頂部。此事故發生後，用過核子燃料池島區配有固定式補水系統與 4 條廠外補水策略設備置於倉庫內，不會受火山灰影響，可後續有效補充因喪失冷卻事件下的池水蒸散，確保用過核子燃料池水位不會降至用過核子燃料池頂部，可以判斷在此事件下有相當充裕的應變時間，可進行用過核子燃料池島區冷卻水塔相關之復原作業。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。
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 3 回合審查意見
2.台電公司在核管案 JLD-10117 火山危害之定量風險評估結果尚未定論前，該案係假設火山灰堆積達 20 公分之情境，做為評估對電廠可能危害及可維持機組長期安全停機運作之基礎。(1)請補充說明沉積之火山灰落塵造成海面(或池水面)最嚴重堆積 20 公分厚，是否導致補水系統的堵塞。(2)火山灰可能造成損壞電線和備用發電機而導致電廠電力喪失、對通風系統的機械和化學影響而造成的損害、曝露於廠房外且對安全具重要性之管線與管路、廠內工作人員在戶外工作防護之適切性等危害，請說明因應做法與防範措施。本項列入重要管制事項。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 3 回合審查意見答覆

2.(1) 初步參考內政部營建署陽明山公園管理處之「火山監測與應變體系建置模式之先期研究」之研究成果，大屯火山群主要以熔岩流為主，含少部分的火山角礫岩，且火山灰落地堆積物甚少。本項將由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。若如所述有火山灰堆積之問題，用過核子燃料池島區設計不使用海水做為最終熱沉，因此火山灰落塵造成海面堆積 20 公分厚之海水不影響島區運轉。用過核子燃料池島區優先使用 CST 進行補水，CST 為一混凝土結構之貯水槽。生水池在除役期間做為消防水使用，同時取水口位於水池底部，為不影響消防水取水，CST 與生水池亦有火山噴發前後減緩對策：針對 CST 於火山噴發前將派員檢查 CST 之建築物完整性，並於火山噴發後針對 CST 相關設備，做必要之清理及檢修。針對生水池於發生火山噴發徵兆或警訊 24 小時內須將水池補至滿水狀態，並維持此狀態直到火山噴發的徵兆或警訊解除為止，並派員將水面上之設備(泵)掩蓋，且巡視及量測水深，火山噴發後亦將針對生水池之相關設備做必要之清理及檢修並量測水深。

2.(2) 初步參考內政部營建署陽明山公園管理處之「火山監測與應變體系建置模式之先期研究」之研究成果，大屯火山群主要以熔岩流為主，含少部分的火山角礫岩，且火山灰落地堆積物甚少。本項將由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。假設發生火山活動時，保守假設一定會發生火山灰落地堆積，關於廠區道路之清理措施，可利用電廠各種救援車輛清理積聚之火山灰，如利用剷裝機進行道路火山灰清理，吊車可作為屋頂火山灰之吊運工作。關於用過核子燃料池島區設計不使用海水做為最終熱沉，因此火山灰落塵造成海面堆積 20 公分厚之海水不影響島區運轉。用過核子燃料池島區優先使用 CST 進行補水，CST 為一混凝土結構之貯水槽。生水池在除役期間做為消防水使用，同時取水口位於水池底部，為不影響消防水取水，CST 與生水池亦有火山噴發前後減緩對策：針對 CST 於火山噴發前將派員檢查 CST 之建築物完整性，並於火山噴發後針對 CST 相關設備，做必要之清理及檢修。針對生水池於發生火山噴發徵兆或警訊 24 小時內須將水池補至滿水狀態，並維持此狀態直到火山噴發的徵兆或警訊解除為止，並派員將水面上之設備(泵)掩蓋，且巡視及量測水深，火山噴發後亦將針對生水池之相關設備做必要之清理及檢修並量測水深。

關於第五台柴油發電機核二廠於火山危害因應做法與防範措如下表：

經管設施	經管設施針對大屯火山噴發前、後之減緩對策
緊急柴油發電機(包	1. 發電機皆為氣冷式設計，用編織鬆散氈型材料(不織布)蓋住發電機的空氣進口口，當發電機需運轉時，可以減少火山灰進入發電機內。 2. 第五台EDG 及機組EDG廠房門平時皆保持關閉，配合機組通風系統(排風

括5TH EDG)	扇與進氣口)停用與起用即可。 3. 第五台EDG電氣室冷氣室外機宜停用，並作房塵灰防護，待噴發後空氣中火山灰沉靜後，先清除主機旁堆積落塵，再重起動使用。
緊急柴 油發電 機(包 括5TH EDG)	室內設備，配合電廠的通風系統可避免火山灰之傷害，於事後進行必要之清理及校正。 室外之儀器設備於事後配合清理。
緊急柴 油發電 機(包 括5TH EDG)	一、火山噴發前減緩對策 準備空氣過濾器備品，隨時準備更換。 二、火山噴發後減緩對策 進排氣口處理監視併清理火山灰，及檢查EDG空氣、燃油、潤滑油過濾器，必要時予以更換。
緊急柴 油發電 機(包 括5TH EDG)	一、火山噴發前減緩對策 1. 將空調裝置關閉。 2. 確認窗戶關緊。 3. 以及所有不必要的對外開口均予以關閉和密封。 4. 告誡同仁勿將火山灰沖洗到下水道或落水管(從屋頂排水至水溝之管路)。 二、火山噴發後減緩對策 1. 將火山灰從建物屋頂上清除為優先事項。 2. 讓通風和空調系統重新運作。 3. 先從屋頂然後到地面的清理能防止火山灰散落到乾淨地面上。 4. 屋頂火山灰的清理工作需由知識足夠的建築物維護人員監督，以預防屋頂損壞。 5. 在將火山灰從屋頂清除時，要使用防護措施(如消防水帶沖洗可能會損壞屋頂)。 6. 在清理工作完畢之前，要將地面上的下水道阻斷以保護下水道管路。 7. 如果建築的主要功能沒有受損，則窗台、壁架、護欄和牆面不需要額外的清理工作。

除氣冷式水塔為戶外設備外，其他島區設備皆在混凝土結構物中，因此不會受火山灰影響而損壞島區內其他設備，亦不會影響存放於倉庫之移動式救援設備，因此保守假設氣冷式水塔因火山灰而不可用。當發生氣冷式水塔不可用時，將造成用過核子燃料池喪失冷卻能力事件，經本報告之用過核子燃料池之相關熱流評估，在反應器永久停機 180 天後，在沒有任何的救援措施的情形下，約 9 天用過核子燃料池水位才會降至用過核子燃料束頂部。此事故發生後，用過核子燃料池島區配有固定式補水系統與 4 條廠外補水策略設備

置於倉庫內，不會受火山灰影響，可後續有效補充因喪失冷卻事件下的池水蒸散，確保用過核子燃料池水位不會降至用過核子燃料池頂部，可以判斷在此事件下有相當充裕的應變時間，可進行用過核子燃料池島區冷卻水塔相關之復原作業。本項由相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果。

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：

審查總結回合意見

2.同意答覆。

意見編號	07-032	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、F02	七、八.(五) 七、八.(六)	7-48~50， 7-59	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-48 頁，(五)飛機撞擊：請針對此節假設、分析過程、結論與接受標準提出詳細說明及具體敘述。					
2. 請整章補強第七章之內容，或於本章最後詳細列出各種意外災害、意外事件分析之報告或參考文獻(例如，文獻名稱及頁數等)。					
3. 第 7-49 頁，(六)人為破壞：請考慮並補充無人機威脅所造成之風險分析及結果。至於恐怖攻擊、爆炸及縱火等分析及結果，請提出原則性的敘述。					
4. 圖 7-5，火山噴發造成之熔岩碎屑流災害潛勢圖，圖幅較小、解析度不佳，請補充提出高解析度詳圖。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.由於飛機撞擊分析過程內容相當多，完整的假設、分析過程、結論請見參考文獻 25《用過核子燃料濕式貯存飛行器撞擊事件分析》。接受標準如本章第八、(五)、3.之說明，飛機撞擊之頻率為每年 4.28×10^{-8} 次，依美國機械工程師學會(The American Society of Mechanical Engineers, ASME)所發布分析標準中，「廠外事件篩濾與保守度分析」中的細部要項，當危害發生頻率低於每年 10^{-5} 時可以進行篩濾。					
2. 考量部分參考資料並非可公開取得之文件，為尊重各參考文件作者之智慧財產權，本公司將於除役計畫奉管制單位核可後，在管制單位要求下，提供沒有著作權疑慮之所有參考文件。					
3. 關於人為破壞 無人機					

A.為防範各種航空器(包含無人機)飛越核能電廠，造成不可預期之後果，交通部將台電公司四座核能電廠所在地上方空域劃設為限航區。

B.核能電廠所在地空域分屬民航局及國防部管轄，由於無人機可活動之高度400呎以下屬民航局管轄，民航局於104年9月11日召開「研商民用航空法增訂遙控無人航空器專章條文修正草案會議」中，就核電廠保安警察執行無人機入侵防衛任務時，應訂定法規授權保警採行必要措施之規定。故民航局於第一百十九條之五「遙控無人航空器之操作人或所有人違反第九十九條之十一第一項之禁止規定者，處新臺幣三十萬元以上一百五十萬元以下罰鍰」，增列「並沒入航空器或禁止其作業或活動」之規定。其中第九十九條之十一第一項，為「遙控無人機，非經核准不得於禁航區、限航區、航空站或飛行場四周之一定距離範圍從事作業或活動」。

C.台電公司將無人機之應變措施納入保安事件應變計畫。核能電廠各重要地點設有崗哨，當發現無人機時，經通報立即派遣保警，搜尋找出操作者並制止其行為。

D.因除役階段電廠已停止運轉，無人機對於影響燃料安全之疑慮甚微並可由飛機撞擊等評估所涵括，以目前既有之行政管制程序已具足夠之應變能力。

恐怖攻擊、爆炸及縱火

A.參考美國核管會有關核子保安法規，核能電廠建置功能完整的核子保安系統，包括門禁管制、入侵偵測、拖延遲滯歹徒，以及自我武裝力量防衛等；另核能電廠加強員工及包商的查察，避免發生內部破壞，以及與歹徒裡應外合的情形。此外，因應美國911事件，原能會會同交通部民航局、國防部與經濟部等單位劃定核能電廠上空為限航區，建立空中預警機制與相關應變作業，降低核能電廠遭受空中攻擊的威脅。核能電廠依規定設有24小時輪值的保安監控中心，隨時掌握核能電廠保安狀況。

B.台電公司制定「台灣電力公司核能發電廠保安事件應變計畫」，將保安事件依嚴重程度分為四級，當核能電廠發生保安威脅事件時，可立即依據上述計畫應變處置。如果威脅或危機經評估可能超出核能電廠駐衛保警的防衛能力，核能電廠可依兵警支援協定，向鄰近的警察機關及國軍部隊請求支援。此外，原能會配合行政院國土安全辦公室研擬完成「放射性物質重大人為危安事件或恐怖攻擊應變計畫」，並制定「核子保安監管方案」，建立相關緊急應變機制，以有效避免恐怖份子危及我國核能電廠與設施的安全。

C.我國運轉中各核能電廠每年均辦理一次保安反恐演練，近年相關演習內容及期程如下：

a.105年核一廠執行「反暴力恐怖攻擊應變演習」，演練項目為：1.保安監控中心與中隊值勤室通報演練。2.現場封鎖攔截圍捕、搜索、警戒演練。3.消防救護演練。4.蒐證、鑑識演練。

b.104 年核二廠執行「國家關鍵基礎設施防護演練」，演練項目為：1.執勤員警遭入侵歹徒隱匿突襲、搶奪警槍、挾持員警處置演練。2.新燃料倉庫遭入侵歹徒破壞、縱火攻擊及人質解救談判、對峙攻堅處置演練。

c.104 年核三廠執行「反暴力恐怖攻擊暨資通安全網路攻防應變演練」。演練項目為：1.大門崗哨脅迫、防闖警報系統防處演練。2.門禁管制系統資安演練。3.攔截圍捕及爆裂物處置演練。4.模擬訓練中心人質挾持及 ERF 數位化系統資安演練。

4. 請見附件 07-032-04-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：

4.第七章第八、(四)、3.節

第 2 回合審查意見

4.同意答覆，本項列入自然危害之後續重要管制事項辦理。

除以上第 4 小題意見列入後續管制外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

4. 本項由自然危害相關管制案持續追蹤，待相關管制案完成後，將再重新檢視確認分析結果，並依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法修正條文」第十二條中之內容，每年將持續積極蒐集核二廠除役計畫所參用之最新資料(如地震、雨量與浪高等紀錄)，並於提出除役計畫修正版時，一併更新。本公司將配合辦理管制單位所納管之重要管制事項。

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：

第 3 回合審查意見

4.同意答覆，本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

4.遵照辦理。

意見編號	07-033	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S16、S19、B09、B10	七、附錄 7.A	7-67~7-70	結案
第 1 回合審查意見					

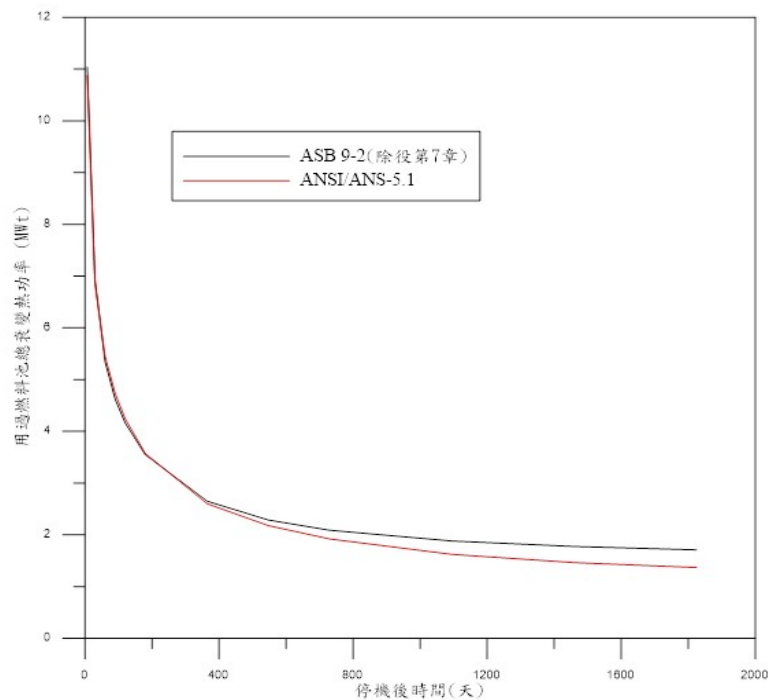
1. 第 7-67 頁，附錄 7.A 之 A.1 計算方法提及「本報告以核二廠一號機為分析案例，假設用過核子燃料分別於停機後 7 d、30d、60 d、90 d、180 d 及 365 d 後全部退出至用過核子燃料池，並即刻發生冷卻能力喪失事件」。請說明核二廠二號機用過核子燃料狀況分析是否與一號機相同？
2. 第 7-67 頁，附錄 7.A 之 A.1 計算方法相關假設提及「(2)用過核子燃料池 4,398 束容量全滿，內含 624 束剛退出爐心的用過核子燃料」，但前述 4,398 束僅為西池加東池內之用過核子燃料總數，並未包括護箱裝載池內存放的 440 束用過核子燃料，請說明。
3. 第 7-67 頁，附錄 7.A 之 A.2 衰變熱計算方法提及「燃料衰變熱計算是依據美國核管會標準審查方案 NUREG-0800 之 ASB 9-2 衰變熱功率計算式，計算用過核子燃料在停機後不同時間的衰變熱」。用過核子燃料之燃料衰變熱計算有許多方式，請說明採用 NUREG-0800 之 ASB 9-2 衰變熱功率計算式之考量因素與保守性。此外，NUREG-0800 SRP 9.2.5 第 3 版已將計算衰變熱之公式從 ASB 9-2 改採 ANS 5.1，請說明替換成此公式後所計算之衰變熱與原先使用 ASB 9-2 式之比較情形。註：SRP 9.2.5 Revision "ANSI/ANS-5.1 describes methods acceptable to the staff for calculating residual decay energy"
4. 第 7-68 頁，附錄 7.A 之 A.2 提及「 k : uncertainty factor, 0.2 for $0 \leq t_s < 10^3$ and 0.1 for $10^3 \leq t_s \leq 10^7$ 」，請說明當 $t_s > 10^7$ 秒時， k 是否應保守假設為 0.1。
5. 第 7-69 頁，請再確認 A-7 式之內容：Ti-1 與後項由 A-6 式經有限差分法推導後兩者應為加號而非乘號。另外，請澄清於實際執行熱水流計算時所套用之 A-7 式內容是否正確無誤。
6. 第 7-70 頁，附錄 7.A 之 A.3.2 提及「經有限差分法處理，水溫變化可由以下[A-9 式]計算」。請說明如何由[A-9 式]獲知水溫變化的情形。

第 1 回合審查意見答覆

1. 考量核二廠兩部機組均仍處於功率運轉階段，附錄 7.A 經由合理假設機組在執照到期前最後幾次燃料循環之核子燃料運轉歷史，再加入一號機現有儲存於用過核子燃料池之用過核子燃料運轉歷史，評估用過核子燃料池衰變熱。用過核子燃料池在除役前期的主要衰變熱來源，為最後一批由爐心移出之用過核子燃料，因此兩部機組現有儲存於用過核子燃料池之用過核子燃料歷史差異，不會影響除役前期的衰變熱評估結果。另依附錄 7.A 表 A-5 之評估結果，用過核子燃料池衰變熱在停機 365 天後，運轉執照到期前儲存於用過核子燃料池之用過核子燃料所產生之衰變熱，將顯著高於運轉執照到期時仍在爐心之用過核子燃料所產生衰變熱，依據目前核二廠在兩部機停機大修但燃料尚未移出爐心前所進行的衰變熱評估結果(一號機 EOC 26、二號機 EOC 25)，兩部機在用過核子燃料池之衰變熱差異約為 0.02 MW，遠低於機組永久停機 365 天後之用過核子燃料池衰變熱 2.6489 MW，因此兩部機組現有儲存於用過核子燃料池之用過核子燃料歷史差異，亦不會影響除役後期的衰變熱評估結果。
2. 核二廠在機組運轉執照到期且爐心燃料尚未移置用過核子燃料池期間，依據第二、(五)、1、(1)節之說明，仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，均依據主管機關(原能會)規定辦理。附錄 7.A 所進行之熱水流分析，係針對所有核子燃料移出爐心後之用過核子燃料池冷卻水流失事件，由於護箱裝載池必須在所有燃料移

出爐心之前完成復原相關作業，因此有關用過核子燃料池冷卻水流失事件之相關評估，無需考慮護箱裝載池內所存放的 440 束用過核子燃料。

3. 用過燃料冷卻時間較久時，運轉期間中子捕獲及衰變鏈產生之 U-239 及 Np-239 以外鈾系重元素之衰變熱功率貢獻顯得重要，使用 ANSI/ANS-5.1 標準時須予以考慮，而 ASB 9-2 則無此項考慮。ASB 9-2 將總衰變熱功率以兩計算式表示，一為分裂產物衰變熱功率，二為 U-239 及 Np-239 衰變熱功率，不同時域加上不同不準度，對用過燃料池總衰變熱功率而言，使用 ASB 9-2 計算會得到較保守結果。以核二除役第 7 章之用過燃料池衰變熱功率計算為



例，使用相同之用過燃料池組態與假設，停機後不同時間之用過燃料池總衰變熱功率計算結果如圖 1，顯示 ASB 9-2 之整體計算結果較 ANSI/ANS-5.1 保守。

4. 將依審查意見修訂報告，新增當 $t_s > 10^7$ 秒時，k 保守假設為 0.1。詳如附件 07-033-04-A 所示。

5. 經查所有計算過程無誤，僅報告內誤植計算公式，將依審查意見修訂報告誤植部分。詳如附件 07-033-05-A 所示。

6. 審查意見所提 "經有限差分法處理，水溫變化可由以下[A-9 式]計算" 之文字敘述，其中"水溫"應為"水位"之誤植，將修訂報告誤植之內容。詳如附件 07-033-06-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：

4.第七章附錄 7.A.2

5.第七章附錄 7.A.3.1

6.第七章附錄 7.A.3.2
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	07-034	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B14、S03、B08、C01、S16、S19	七、一.(一) 七、三.(一) 七、四.(一) 七，附錄 7.A	7-5 7-28 7-33 7-69~74	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 7-5 頁，第三段「本公司根據『核二廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-反應器廠房外主蒸氣管破裂、燃料吊運事故及控制棒掉落事故』，使用…」敘述中的「氣」應為錯別字，請修正。 2. 第 7-13 頁，提及「考量各種可能造成冷卻水流失的事件，大多數的事件對用過核子燃料池的影響有限，且萬一發生都可以保持離燃料頂部有著相當大的距離」請修正為「…且萬一發生都可以使水位保持離燃料頂部有著相當大的距離」。 3. 第 7-28 頁，「3.分析與結果」第一段「保守假設，反應器廠房四樓內 RWCU 逆洗槽室內的淨化逆起接收槽拆除過程中…」敘述中的「起」應為錯別字，請修正。 4. 第 7-33 頁，請修訂「中央氣象區」為「中央氣象局」。 5. 第 7-48 頁，提及「對於飛航事故發生的原因，概分為人為相關因素、環境相關因素與航空器因素相關」，前述「航空器因素相關」應為「航空器相關因素」，請修正。 6. 第 7-69 頁，附錄 7.A 之 A.3 用過燃料池水位下降趨勢計算方法提及—「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」，轉換過程中[A-7 式]在 T_{i-1} 後少了「+」號，請修正。 7. 第 7-71~7-74 頁，第七章 A.4.2 以及 A.4.3 有相同的標題，請修訂。 8. 第 7-71~7-74 頁，表 A 及圖 A 之編號並不連續，有跳號現象(表號為：A-1，A-5，A-6，A-9，A-10，圖號為：A-2，A-3，A-4) 9. 第 7-71 頁，附錄 7.A 之表 A-5 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果編號有誤，應修正為表 A-2 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果，以及第 7-72 頁之表 A-6 與表 A-9 更正為表 A-3 與表 A-4。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依審查意見進行修訂。詳如附件 07-034-01-A 所示。 2. 依審查意見進行修訂為「且萬一發生都可以使水位保持離燃料頂部有著相					

當大的距離」詳如附件 07-034-02-A 所示。

3. 修正為淨化逆洗接收槽。詳如附件 07-034-03-A 所示。

4. 依審查意見進行修訂。詳如附件 07-034-04-A 所示。

5. 依審查意見進行修訂。詳如附件 07-034-05-A 所示。

6. 經查所有計算過程無誤，僅報告內誤植計算公式，將依審查意見修訂報告誤植部分。詳如附件 07-034-06-A 所示。

7. 依審查意見進行修訂為「A.4.3 池水水位下降時間預估」。詳如附件 07-034-07-A 所示。

8. 將修訂第七章附錄 7.A 之圖表標題，如下所示：7-70 頁：「計算結果如圖 A-1 與表 A-2 所示。」7-71 頁：「表 A-2 中可看出，」、「圖 A-1 燃料衰變熱與停機時間關係圖」、「表 A-2 不同退出時間的燃料衰變熱計算結果」；7-72 頁：「分析時所引用之用過核子燃料池水量相關數據如表 A-3 所示，」、「表 A-3 用過核子燃料池水量評估結果」、「此時退出之用過核子燃料初始總衰變熱功率如表 A-2」、「因此其溫升趨勢接近線性而溫升率如表 A-4，計算所得之用過核子燃料池池水溫度變化如圖 A-2 所示。」、「表 A-4 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至沸騰所需時間」；7-73 頁：「期間的平均水位降低狀況如表 A-5 所示」、「圖 A-2 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後之溫度變化」；7-74 頁：「表 A-5 除役期間用過核子燃料池於喪失冷卻後至燃料裸露所需時間」、「圖 A-3 用過核子燃料池於喪失冷卻後之水位變化圖」；7-75 頁「用過核子燃料池沸騰時間的計算結果如表 A-4 所示，水位下降至燃料頂端 3 m 及燃料頂端的計算結果如表 A-5 所示。」詳如附件 07-034-08-A 所示。

9. 將依審查意見修訂。詳如附件 07-034-09-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：

1. 第七章第一、(一)、3. 節

2. 第七章第一、(四)、4 節

3. 第七章第三、(一)、3 節

4. 第七章第四、(二)節

5. 第七章第八、(五)、1. 節

6. 第七章附錄 7.A.3.1

7. 第七章附錄 7.A

8. 第七章附錄 7.A

9. 第七章附錄 7.A

第 2 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	07-035	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S08			結案	
第 2 回合審查意見						
請針對爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間、用過核子燃料池島區運轉期間進行電廠長期全黑之安全分析或評估。						
第 2 回合審查意見答覆						
核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件安全分析除了獲得主管機關(原能會)核可之變更或豁免個案外，其餘依據奉主管機關(原能會)核可之分析內容與結果辦理。 用過核子燃料池島區整備期間，若是遇上電廠長期全黑之情境，此時僅能進行補水，可使用現行移動式補水策略直接補水至用過核子燃料池，使用過核子燃料池不會發生水位下降之情事。 用過核子燃料池島區運轉期間，若發生電廠長期全黑之情境，可使用 480V 200kWh 之移動式電源，可接電至 3 串固定式補水泵，取凝結水儲存槽之水補水至用過核子燃料池，同時用過核子燃料池島區在移動式補水策略計有 4 條移動式之補水途徑，提供多樣性的補水手段與策略。 核二廠於永久停機 180 天後發生喪失用過燃料池冷卻事件時，如果未進行任何事故緩解手段，用過核子燃料池的水位將於事件發生後約 219 小時(9.1 天)下降至所貯存核子燃料頂端。依此可知，在有補水策略的情境下，將有超過 9 天的時間可進行相關 AC 電源之復原工作。 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 3 回合審查意見						
1. 在 FSAR 中有主管機關(原能會)核可之 SBO 分析，但是，FSAR 案例係依據機組處於正常發電運轉狀態下所作之分析。在壓力測試報告中也針對 SBO 進行評估，但也是基於正常發電運轉狀態。請說明以上在爐心內仍有用過核子燃料期間，所謂奉主管機關(原能會)核可之 SBO 分析(基於機組處於長期停止運轉狀態)是指什麼？針對此項分析，請問 4.16 kV 移動式柴油發電機是否採計？由於氣渦輪發電機預計於永久停機後拆除，拆除之影響是否已經納入？ 2. 長期全黑之安全分析或評估需檢討的面向很多，例如：設計要求、電池容量及運轉期長、燃料劣化前廠內自主運轉能力、強化防護能力的措施等，可以參考壓力測試報告。						

第 3 回合審查意見答覆

1.

(A) 核二廠執照運轉期間之 FSAR 中涵蓋主管機關(原能會)核可之 SBO 分析，因此當機組永久停機時，本公司將於核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改中，詳細說明除役各階段應持續運轉系統之運轉方式。核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

(B)用過核子燃料池島區建置之相關改善案中，將 4.16KV 移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

(C) 氣渦輪發電機預計於永久停機後拆除，其拆除不影響用過核子燃料池島區之電力配置規劃，由於當發生喪失廠外電力時，用過核子燃料池島區的備用電力為目前核二廠之第五台柴油發電機，可供應用過核子燃料池島區之電力，並確保用過核子燃料衰變熱之移除。當喪失廠外電力與備用電力的柴油發電機時，目前可使用移動式 480 V 柴油發電機，供電給補水泵，使補水泵可補水至用過核子燃料池。同時進行恢復廠外電源與備用柴油發電機。480 V 移動柴油發電機額定出力為 200 kW。200 kW 移動式柴油發電機僅提供補水的之必要電力，凝結水傳送泵為喪失廠外電力與備用柴油發電機時，200 kW 移動式柴油發電機必要負載。在永久停機 180 天時，若發生用過核子燃料池發生喪失冷卻，在無提供任何事故緩和之手段情況下，於 9 天後才會發生燃料池水位降至核子燃料束頂部，因此提供補水後，有充足的時間，可恢復廠外電力與備用柴油發電機。用過核子燃料池島區建置之相關改善案中，將 4.16KV 移動式緊急柴油機納入電力配置規劃之選項，在進行島區建置前將送大會審核，審核完成後才進行後續的用過核子燃料池島區建置作業。

2. 核二廠執照運轉期間之 FSAR 中涵蓋主管機關(原能會)核可之 SBO 分析，因此當機組永久停機時，本公司將於核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改中，詳細說明除役各階段應持續運轉系統之運轉方式。核二廠除役期間安全分析報告與技術規範之修改於核二廠#1 永久停機(110 年 12 月 27 日)一年前送審(109 年 12 月 27 日)。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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

同意答覆。

第八章 除污方式及除役期間放射性 廢氣、廢液處理 (已結案 19 項，共 19 項)

意見編號	08-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S06，S10，C02，F01，F05	八		結案
第 1 回合審查意見					
1.本章報告內容雖有污染物件的說明，但沒有「污染程度」分類的推估說明，也沒有除污準則的說明。例如 8.1 節僅說明污染分類推估可參考第九章、一、(三)，但未對於各系統之污染分類作簡要推估說明，以利後續除役期間執行除污作業；又如除污作業規劃一節，其中污染廠址環境之除污規劃及污染系統之除污規劃內容，皆未說明任何的除污準則與除污程序，請對於上開事項詳加補充說明。 2.參考除役計畫審查導則規定，請列表說明核二廠除役之放射性廢氣及廢液產生來源，並預估其可能發生原因與組成性質。 3.宜加強不同廢氣的分類與收集，以利後續處理。 4.宜加強不同廢棄物的分類與收集，以利後續處理。 5.宜加強不同廢液的分類與收集，以利後續處理。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.感謝委員建議，說明如下 (1)有關委員所提「污染程度」分類的推估說明，依據第九章第一節「除役低放射性廢棄物類別、特性與數量」彙整說明。依審查意見，於第一、(一)節增加說明：「核二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 1,751 MT 及 1.72×10^{17} Bq，其中超 C 類、C 類、B 類及 A 類占比分別為 27.8%、5.2%、8.3%及 58.6%。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 16,322 MT，總活度約為 2.24×10^{14} Bq，其中 C 類、B 類及 A 類占比分別為 0.5%、0.2%及 99.3%。活化混凝土來自於生物屏蔽，經推估其重量及活度分別為 1728 MT 及 7.01×10^{13} Bq，皆屬 A 類廢棄物。污染混凝土來自於建物結構，經推估其重量及活度分別為 2590 MT 及 8.51×10^{13} Bq，皆屬 A 類廢棄物。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 2346 MT 及 6.77×10^{13} Bq，其中 B 類及 A 類廢棄物佔比分別為 66.5%及 33.5%」。上述修訂詳如附件 08-001-01-A 所示。 (2)污染廠址環境除污部分，其除污程序說明如內文「核二廠除役時之土壤、地下水整治策略分為三大階段，包含掌握污染資訊、評估與執					

行、監測與紀錄，其廠址環境整治策略[3]如圖 8-1 所示。」，為使語意暢通，依審查委員建議將上述內文修訂為「核二廠除役時之土壤、地下水整治策略分為三大階段，包含掌握污染資訊、評估與執行、監測與紀錄，其廠址環境整治之除污程序如圖 8-1 所示。」。因此，亦將「圖 8-1 核電廠廠址環境整治之策略」修訂為「圖 8-1 核二廠廠址環境整治之除污程序」。

另外，其準則將於第一、(二)、1 節補述如下

當進行污染廠址環境之除污作業時，須考量之準則說明如下：

- 安全層面

確保整治過程及除污技術對於反應器安全及人員輻安無虞。因整治區域位置不同，亦影響整治策略採用的除污技術及所需時程。

- 技術效果

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。

- 二次廢棄物

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。

上述修訂詳如附件 08-001-01- A 所示。

- (3) 污染系統除污部分，其準則已於第一、(二)、2 節說明，如「核二廠在執行系統除污工作時，應考量之重點項目彙整如下」，共有 10 點，建請委員諒察。依審查委員建議，將原有敘述「核二廠在執行系統除污工作時，應考量之重點項目彙整如下」，修訂為「核二廠在執行系統除污工作時，應考量之除污準則彙整如下」，修訂詳如附件 08-001-01-A 所示。

除污程序亦於第一、(二)、2 節說明，如「化學除污是一個多步驟的程序，其中包含氧化、還原、除污及淨化等階段。...與剩餘之除污試劑(陰離子樹脂)移除。」依審查委員建議，增加系統除污流程圖，如下所示，並於文中增述「上述系統化學除污之程序如圖 8-3 所示」。詳如附件 08-001-01-A 所示。本次新增圖 8-3，後續圖編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

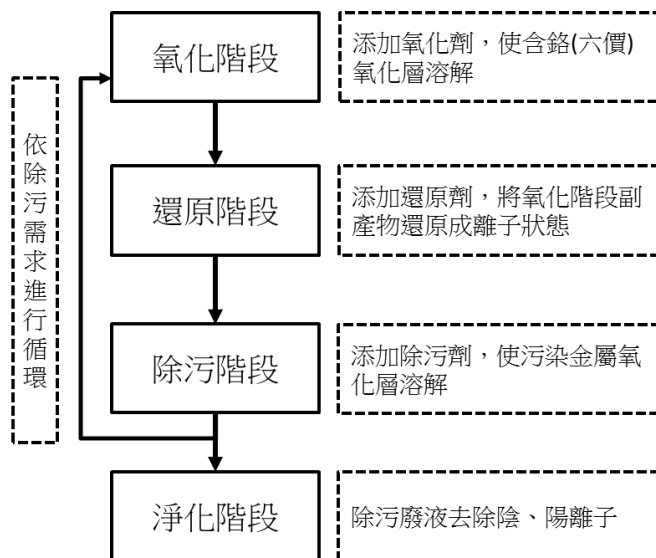


圖 8-3 系統除污流程圖

2. 感謝委員建議，有關核二廠除役期間放射性廢氣及廢液之產生來源、發生原因及組成性質，列表說明如下：

種類 特性	產生來源	發生原因	組成性質
放射性 廢氣	為用過核子燃料池運轉產生之氣體	因燃料束尚未移至乾式貯存設施，用過核子燃料池仍須運轉	池水核種組成之霧滴或細微懸浮物質
	拆除切割核設施產生之煙霧氣體	系統、管路、設備拆除、切割作業	污染管路表面核種組成之細微懸浮物質
	一般管制區內之氣體	金屬除污作業、混凝土表面刨除作業等	除污試劑蒸氣、細微懸浮物質
放射性 廢液	核電廠運轉之廢液	廠內各系統內部用水、設施排水	依各系統、設施內部之核種組成
	除役作業產生之放射性廢液	系統化學除污作業、組件除污作業之二次廢液	除污標的物之表面污染核種

3. 感謝委員建議。核二廠除役期間放射性廢氣產生來源主要可分為二大類，包含(1) 核電廠運轉時殘留的放射性廢氣及(2) 除役作業產生之放射性廢氣。此外，除役期間因拆除、切割核設施產生之煙霧氣體及粉塵，為了防止這些放射性廢氣的擴散，其收集方式為隔離帳篷、負壓通風系統

等方式。有關廢氣的分類與收集之規劃如第二、(一).1 及第二、(一).2 節，請委員諒察。
4.感謝委員建議，有關除污作業二次廢棄物分為可燃、可壓縮及不可燃不可壓縮性等三種類別，此部分規劃於本章第一、(三)、5 節。除役期間之放射性廢棄物管理(類別、特性、數量、處理等)可參閱第九章規劃。
5.感謝委員建議，有關不同廢液的分類已於本章第二、(二)、1 節說明，其收集方式已於本章第二、(二)、1 節說明，請委員參考。
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： 一、(一)；一、(二)、1；圖 8-1；一、(二)、2；新增圖 8-3
第 2 回合審查意見
1.系統除污所涉及的除污方式應不只有附件 08-001-01-A 新增的圖 8-3 所描述的化學除污流程；另該附件 8-12 頁所提的圖 8-3 與後續新增的圖 8-3 應屬不同流程；文字內容所補充的除污準則應有具體量化數據，例如確認確保整治過程及除污技術對於反應器安全及人員輻安無虞，應說明除污至多少活度以下，方可確認安全輻安無虞。以上，請台電公司說明並修正。 2.(1)請增列說明保留區設施產生廢液及廢氣之產生來源、發生原因及組成性質。(2)表格之發生原因及組成性質二欄所述之「各系統」一項，請將各系統名稱明確寫出。(3)「核電廠運轉之廢液」一欄，是否指除役期間仍須保持運轉之系統、設備所產生之放射性廢液？建議修訂用語，避免誤會。 除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.(1)附件 08-001-01-A 之第 8-12 頁中提及之圖 8-3 為原圖片編碼，因應第一回合審查意見答覆內容新增圖 8-3，後續圖編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。 (2)系統化學除污之目標值需待未來停機後，針對需除污之系統進行詳細評估(如：進行輻射量測、工程判斷等)後才能定出合理 DF 值。過去核二廠執行系統化學除污(1 號機 EOC-15)之經驗：再循環管路 A 及 B 串分別進行 10 點位置量測，A 串除污後之 DF 值為 50.8、B 串則為 35.5。 系統除污作業進行前，將進行除污作業評估，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、除污因子，以及預估除污產生之二次廢棄物數量等，綜合評估後擬定合適

之除污策略。本公司將參考核二廠運轉期間之除污經驗，並預定於爐心燃料全數移出(預估完成日期為 114 年 12 月 31 日)後才執行系統除污作業，系統除污作業計畫預訂於執行除污作業前 1 年(114 年 1 月前)提報主管機關(原能會)審查，並於核備後據以執行相關除污作業。

有關工作人員輻射安全，台電公司將依據游離輻射防護法規定辦理。工作前可事先召開工具箱會議，並與保健物理人員商討所需配戴之防護裝備等，使工作人員所接受之輻射劑量符合前述法規規定。

- 2.(1)保留區設施之既有設施包含 2~3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及重件倉庫等，新建設施包含新建低放射性廢棄物貯存庫(含廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統及新設廢液處理系統)、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)等，其廢氣、廢液相關特性列表說明如下：

種類 特性	產生來源	發生原因	組成性質
放射性 廢氣	為用過核子燃料池運轉產生之氣體	因燃料束尚未移至乾式貯存設施，用過核子燃料池仍須運轉	池水核種組成之霧滴或細微懸浮物質
	拆除切割核設施產生之煙霧氣體	系統、管路、設備拆除、切割作業	污染管路表面核種組成之細微懸浮物質
	一般管制區內之氣體	金屬除污作業、混凝土表面刨除作業等	除污試劑蒸氣、細微懸浮物質
	保留區內設施之氣體	既有及新建貯存庫、減容中心、重件倉庫、室內乾貯設施之氣體	空調氣體、檢整作業產生之懸浮微粒
放射性 廢液	除役期間所需維持運轉系統產生之廢液	維持運轉系統內部用水、設施排水	維持運轉系統、設施內部之核種組成
	除役作業產生之放射性廢液	系統化學除污作業、組件除污作業之二次廢液	除污標的物之表面污染核種
	保留區內設施之液體	既有及新建貯存庫、減容中心、重件倉庫、室內	一般廢水，或含少量放射性核種之空調冷凝水、

		乾式貯存設施之 廢水	檢整廢水及池水

(2)表格內所述之「各系統」係指第五章各電廠組態(爐心仍有燃料期間、用過核子燃料池島區整備期間、用過核子燃料池島區運轉期間、用過核子燃料池島區廠房除污期間、用過核子燃料池島區廠房拆除期間與廠址復原期間等)仍需維持運轉之系統，詳細說明已於第五章之第三、四節敘述。

(3)將「核電廠運轉之廢液」修改為「除役期間所需維持運轉系統產生之廢液」。

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

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	08-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、B15、F01、F03	八、一	8-1、8-23	結案
第 1 回合審查意見					
「本公司將參考核二廠運轉期間之除污經驗，於核二廠除役過渡階段執行除污作業前，將先進行下列之準備工作，並建立核二廠除役期間之除污計畫，執行除污作業前 1 年送審主管機關(原能會)，據以執行相關除污作業。」：					
1. 請明確說明目前提送系統除污作業計畫與系統除污作業之準備作業及時程規劃結果。					
2. 本項除污計畫未見明顯列入圖 6-1 除役過渡階段作業排程及圖 6-2 除役拆廠階段作業排程中，請說明。					
3. 表 8-2 中廠址環境除污作業之時程規劃於「除役過渡階段至除役拆廠階段期間完成」，惟圖 6-1 及圖 6-2 之作業排程中未有相關描述，請說明。					
4. 表 8-2 中系統除污之時程規劃於「於爐心內之用過核子燃料退出後 2 年內完成系統化學除污作業」，請澄清此說明是否與第六章針對系統除污之作業時程一致。					
5. 除污計畫乙項須列入追蹤。					

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員建議，系統除污作業規劃於爐心燃料全數移出後才執行，兩部機除污各需約 1 年。系統除污作業規劃之準備時程為 111 年 1 月至 114 年 12 月，系統除污作業計畫預訂於 114 年 1 月前提送主管機關審查，兩部機組除污作業時程為 115 年 1 月至 116 年 12 月。依委員建議，刪除本段「核二廠二號機永久停止運轉後之前 2 年進行除污計畫編撰及除污作業規劃」、「於核二廠除役過渡階段執行除污作業前，將先進行下列之準備工作，並建立核二廠除役期間之除污計畫」，並修訂為「本公司將參考核二廠運轉期間之除污經驗，並於爐心燃料全數移出後才執行系統除污作業，系統除污作業計畫預訂於執行除污作業前 1 年提報主管機關(原能會)審查，並於核備後據以執行相關除污作業。核二廠系統除污作業規劃之準備時程為 111 年 1 月至 114 年 12 月，系統除污作業計畫預訂於 114 年 1 月前提送主管機關(原能會)審查，兩部機組除污作業時程為 115 年 1 月至 116 年 12 月。除污計畫編撰之準備說明如下：」上述修訂詳如附件 08-002-01-A 所示。
2. 系統化學除污作業係規劃於除役過渡階段，第 1 小題答覆如獲委員同意，其內文修訂後說明「系統除污作業計畫將於 114 年 1 月前提送主管機關審查」，前述時程規劃說明符合第 6 章作業排程中圖 6-1 之工作編碼 1.1.5 除污作業(1)，如附件 08-002-02-A 所示。考量圖 6-1 為除役主要工作時程，關於文件提送主管機關等細節並未列入該圖，請委員諒察。
3. 目前廠區地下水監測結果及水樣監測之量測結果，核種活度均小於調查基準值，故應無須排定廠址環境除污作業時程。未來進行除役作業時，仍會持續對廠址環境進行監測，如發生污染情形，將再於除役排程中納入廠址環境除污作業時程。
4. 將根據第 1 小題答覆內容如獲委員同意，將修訂表 8-2 相關敘述為「於爐心內之用過核子燃料退出後進行系統化學除污作業，預計於 115-116 年 2 年內完成。」，與第六章針對系統除污之作業時程(工作編碼 1.1.5 除污作業(1))一致，修訂詳如附件 08-002-04-A 所示。
5. 將建立核二廠除役期間之系統除污計畫，執行除污作業前 1 年送主管機關(原能會)審查，據以執行相關系統除污作業。

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：

一；圖 6-1；表 8-2

第 2 回合審查意見

- 1.由圖 6-1 除役過渡階段作業排程，無法確認用過燃料何時可全數移出爐心，故無法確認答覆說明中時程規劃之合理性，請補充說明。依據第六章圖 6-1 有關除役過渡階段作業排程，台電公司規劃於 114 年 7 月至 115 年 12 月期間將用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施。依台電公司本次答覆說明，將於爐心用過核子燃料全數移出(即 115 年 12 月)後才會執行系統除污作業，而答覆中又說明規劃於 115 年 1 月開始執行系統除污作業，此時程較完成爐心燃料移出之 115 年 12 月為早，請澄清說明。
- 2.本項意見待意見 1 同意後，可以一併同意。
- 3.請修訂表 8-2 中，廠址環境除污作業之時程規劃說明。
- 4.由圖 6-1 除役過渡階段作業排程，無法確認用過燃料何時可全數移出爐心，故無法確認答覆說明中時程規劃之合理性，請補充說明，並於確認後再修訂除役計畫內容。
- 5.同意答復，列入追蹤。

第 2 回合審查意見答覆

- 1.根據第 1 回合審查意見修訂之圖 6-1 工作編碼 1.5.4，用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施期間為 113 年 7 月 1 日至 114 年 12 月 31 日，該項工作完成後爐心燃料已全數移除，因此規劃兩部機組除污作業時程為 115 年 1 月至 116 年 12 月。
- 2.感謝委員建議。
- 3.已修改廠址環境除污作業之時程規劃：核二廠將於最終狀態偵測階段完成廠址環境整治作業(若需要)。修訂如附件 08-002-03-B 所示。
- 4.根據第 1 回合審查意見修訂之圖 6-1 工作編碼 1.5.4，用過核子燃料搬移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施期間為 113 年 7 月 1 日至 114 年 12 月 31 日，該項工作完成後爐心燃料已全數移除，因此規劃兩部機組除污作業時程為 115 年 1 月至 116 年 12 月。
- 5.感謝委員建議。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 8-2

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意 見	08-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S10、S21、F04	八、一	8-4	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「本章亦參考本計畫第六章之除役各階段執行目標、作業時程及拆除工法，進行一次側系統除污、組件除污、結構除污及產生廢液廢氣處理與排放之規劃。」，請說明核二廠為 BWR，沒有蒸汽產生器，一次側系統係指何種系統？ 2. 「反應器壓力槽內部主要組件，包括爐心、爐心側板、頂部導板、...。」，這些都是高活化且高污染組件，不宜列為可再除污的廢棄物。 3. 「污染系統、結構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，...。」，方式是對的，但在甚麼條件、污染值為何，採直接貯存或除污？請說明此三種方式的標準。 4. 污染金屬廢棄物除污前後重量及活度之估算結果如表 9-16 及表 9-17 所示。請說明輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房、控制廠房及其他廠房，污染金屬廢棄物除污減廢效益不佳之原因。 5. 除污作業產生之粉塵，如何收集、處理、偵測？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝委員建議。一次側系統係指再循環水系統(Reactor Recirculating System, RR)、爐水淨化系統(Reactor Water Clean-up System, RWCU)及餘熱移除系統(Residual Heat Removal System, RHR)等系統。 2. 感謝委員建議，內文第一、(一)、4 節有關「反應器壓力槽內部主要組件」高活化且高污染組件之敘述依審查意見刪除，修訂詳如附件 08-003-02-A 所示。 3. 感謝委員建議，將補充採用現場除污、拆除後除污或拆除後直接貯存/處置等三種不同除污作業之說明如下表：					
技術/特徵	現場除污	拆除後除污	拆除後直接貯存/處置		
適用標的	拆除前之污染系統管路 建物之混凝土結構	污染金屬管路及組件	活化金屬 活化混凝土 污染金屬管路及組件		
適用條件	除污因子建議達 10 以上	A 類廢棄物(切割之金屬管線、金屬平面)	GTCC/C/B 類之廢棄物 A 類且結構複		

			雜之組件(如閥件、泵)
採取方法	化學除污(針對管路) 機械除污(針對結構)	化學除污、電化學除污、機械除污	容器盛裝方式處理(3 × 1 鋼箱、3 × 4 鋼箱、3 m ³ 鋼箱、7 m ³ 鋼箱及 55 加侖桶)

4. 感謝委員建議。核二廠系統除污的系統主要包含反應器再循環水系統 RR (系統代號 BB)、餘熱移除系統 RHR (系統代號 EJ) 與爐水淨化系統 RWCU (系統代號 BP)。此外，為降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露，根據 NUREG/CR-0672 建議，除污因子假設為 10。故本計畫第九章採用建議之除污因子 10 來進行上述三系統(BB、EJ、BP)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約減少 4.91×10^{13} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 42.4 MT、B 類廢棄物約減少 0.1 MT、A 類廢棄物約增加 42.5 MT。有關委員關心之輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房、控制廠房及其他廠房，污染金屬廢棄物除污減廢效益不佳，其原因是因為上述三系統(BB、EJ、BP)主要均隸屬反應器廠房，故反應器廠房之除污減廢效益會較佳；而輔助廠房、汽機廠房、廢料廠房、燃料廠房、控制廠房及其他廠房等，因 A 類廢棄物之數量級太大，故除污後於低放射性廢棄物之分類上並沒有顯著地變化，但事實上 A 類廢棄物的總活度有下降(比較第九章表 9-16 和表 9-17)，若站在輻射防護的角度來綜觀，其效益是可以有效降低除役作業人員所接受之輻射曝露，符合輻射防護的最適化(合理抑低 ALARA)原則。

5. 感謝委員建議，除污作業產生之粉塵係來自組件機械除污及結構機械除污，其收集及處理係以過濾為主(請參閱本章第一、(三)之 3 至 5 節)。放射性之粉塵須經過空氣過濾設備及氣體流程輻射監測器，有關詳細廢氣監測規劃請委員參閱本章第二、(一)、5 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：
 一、(一)、4

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意 見	08-004	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態

編號		S9、S10、S14、 S21、F04	八、一	8-2、8-3、 8-6、8-7	結案
第 1 回合審查意見					
1. 若偵測到地下水受到輻射污染時，須界定污染範圍和程度，請說明執行機構應具備之資格？ 2. 請說明如何評估混凝土污染層之厚度，及如何進行除污作業？ 3. 土壤及地下水污染之處理在國際間應已有可行方式為之，此處應可先行評估未來欲採用之方式說明之，而非用不確定之字眼「可能採行方式」，請修正。 4. 「...廠區地下水監測結果及水樣監測之量測結果，核種活度均小於調查基準值，初步可排除具有地下水污染的可能性...」，活度小於調查基準值，並無法確保無污染，且未來還要進行除役過渡階段及廠址最終狀態之偵測，建議將「初步可排除具有地下水污染的可能性」刪除，避免太過主觀。 5. 請說明是否有對地下水(或次表土)的核種遷移或擴散模型進行評估。 6. 若發現地下水有超過評估預期的污染，除文中所述之阻斷方法，是否有相關程序可以查明污染發生的原因。 7. 「若發現廠區有土壤受到放射性污染，本公司規劃將受污染之土壤移除，且以放射性廢棄物之方式處理」，請說明新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量 125,000 桶，是否包含不可預期之土壤污染廢棄物貯存容量。 8. 在除役過程中，發現土壤放射性核種濃度超過 DCGL 時，規劃採電動學除污法、清洗法、高溫處理法等方式進行除污，請說明其優缺點及成效、適用時機及狀況。 9. 在除役過程中，地下水污染規劃以抽出法、抽出再處理法、覆蓋封頂技術、工程包封等方式處理，請說明其優缺點及成效、適用時機及狀況。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 執行地下水水樣分析之機構應通過 TAF 認證，核二廠地下水水樣分析均由本公司放射試驗室執行，放射試驗室自 88 年 1 月起即獲得中華民國實驗室認證體系(現在改稱「全國認證基金會」)之游離輻射測試領域「環境試樣放射性核種分析」6 項認可證書，並於 97 年起增項獲得 17 項認可證書(全國認證基金會 TAF 0068)。 2. 根據 NUREG -0672CR 評估，原則上混凝土污染厚度為 2.5 cm 以內，後續執行拆除作業前將進行取樣分析，確認其污染深度。污染混凝土除污作業須以機械除污方式進行，其詳細除污作業規劃請參閱本章第一、(二)、3 節。 3. 感謝委員建議，第一、(二)、1 節依審查意見修訂為「有關土壤及地下水若發現污染而須進行處理時，將以下列可行方式進行，說明如下：」。上述修訂詳如附件 08-004-03-A 所示					

4. 感謝委員建議，依審查意見刪除「初步可排除具有地下水污染的可能性」，修訂詳如附件 08-004-04-A 所示。
5. 目前核二廠區地下水監測結果及水樣監測之量測結果，核種活度均小於調查基準值。本公司已於 99 年至 101 年委託核研所完成核二廠廠區地下水傳輸基準版概念模式。
6. 感謝委員建議，核二廠停機後本公司將持續進行環境監測，確認是否有地下水遭到污染。如發現地下水遭到放射性污染，將依據發現污染的地點，追查可能發生洩漏的系統，重新審視相關紀錄(操作紀錄、警報紀錄等)，確認污染原因。
7. 根據第九章第四、(二)節規劃，新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量為 125,000 桶，已考量金屬廢棄物、混凝土廢棄物及其他廢棄物(乾性\濕性廢棄物、保溫材)桶數，並再加上約 10%之盤點餘裕，以容納不可預期之土壤污染廢棄物。
8. 感謝委員建議，土壤除污技術之優缺點及成效、適用時機及狀況彙整如下表

技術/特徵	電動力學除污法	清洗法	高溫處理法
適用時機及成效	適用於現場進行土壤除污，可降低活度	適用於已挖除之土壤，且核種僅吸附於細小顆粒，將顆粒大之無污染土壤分離	適用於含具揮發性之核種(如 I-131 或 Cs-137)之污染土壤，氣化脫離原本吸附之土壤
優點	污染核種可與土壤分離，吸附於電極易於收集	清洗過程簡易、設備成本較低	高溫氣化過程簡易。
缺點	須搭配電極專用設備，機制複雜	大量二次廢液須處理。	廢氣須處理、過程耗能

9. 感謝委員建議，地下水除污技術之優缺點及成效、適用時機及狀況彙整如下表

技術/特徵	抽出法	抽出再處理法	覆蓋封頂技術	工程包封
適用時	防止污染區	處理已抽出	當污染物可	避免地下水

機及成效	域持續擴散	之污染水體	能與地表水接觸時，可迅速執行	流經污染區造成下游地區之地下水污染
優點	阻斷污染來源避免下游污染程度持續升高	處理後可減少液態放射性廢棄物的體積	可阻礙或降低污染物藉由地表水滲透到地表下，造成地下水受污染之風險	建立結構物用以阻擋地下水流的移動，以防止污染區域之範圍擴大
缺點	規劃適當的抽水井，深入至地下水層之飽和帶	產生離子交換樹脂之二次廢棄物	無法阻止污染物隨地下水流動所造成之水平遷移	工程規模較複雜且龐大

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	08-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10、S14	八、一	8-6、8-7	結案

第 1 回合審查意見

- 圖 8-1，請說明(1)廠址環境外釋標準，其標準為何？(2)廠址環境調查標準與外釋標準，何者較小？若外釋標準<調查標準，這樣的規劃，是否就顯得沒有意義；(3)廠址內環境外釋標準與導出濃度指引水平(DCGL)有甚麼區別？(4)「評估...廠址外釋劑量限值。」，什麼是廠址外釋劑量限值？(5)整治目標劑量值是多少？該訂定之依據為何？
- 此處所指 DCGL 之評估軟體是否為 RESRAD 系列？
- 常見的 DCGL 之中文譯名為「導出濃度指引水平」或「推算濃度基準限值」，請釐清確認並統一使用。

第 1 回合審查意見答覆	
1. 感謝委員建議，說明如下 (1) 廠址環境外釋標準：廠址能否符合我國法規之相關要求(限制性使用：對一般人造成之年有效劑量不得超過 1 mSv；非限制性使用：對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv) (2) 調查標準<外釋標準，其精神在於當環境超過調查標準時，可啟動後續活度確認、污染範圍等作業。調查標準可為外釋標準之行政管制值。為使語意清楚，將上述「外釋標準」用詞修訂為「DCGL」，因此圖 8-1 之文字方塊「確認活度超過外釋標準」修訂為「確認活度濃度超過 DCGL」，修訂詳如附件 08-005-01-A。 (3) DCGL 係將劑量限值(如外釋標準，單位為劑量)轉換成模擬地區特定環境介質內之「活度濃度」。 (4) 廠址外釋劑量限值符合我國法規之要求，如答覆(1)。 (5) 整治目標劑量值係指等於或小於我國法規之要求之劑量值。 2. 根據第 4 章之第二、(三)、5 節之輻射劑量推估方法，係以美國阿岡國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)開發之 RESRAD 系列程式推算而得。 3. 根據「核子反應器設施除役輻射特性調查偵檢計畫導則」，Derived Concentration Guideline Level 為「導出濃度指引水平」。 本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 8-1	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	08-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B05、B16、 F02、F05	8.1	8-9~8-11、 8-13	結案
第 1 回合審查意見					
1.第一、(二).2 節述及台電公司「核二廠除役期間進行系統除污之目的為移除系統管件內部表面之放射性污染物質，其作法為先移除可能含污染物質之					

表面氧化層後，再移除可能擴散至母材表層之污染物質，進而降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露，因此，採用除污效果較強之化學試劑。」，請就化學除污期間可能發生管路因薄化而破孔之情事，說明有何防範與監測措施。

2. 請說明污染系統除污、污染結構及組件除污後，預計達到之標準為何。
3. 文中提到核二廠運轉期間曾進行系統化學除污，請簡略說明其除污範圍、除污效果、除污方式及執行系統除污之原因。
4. 第一、(二).2 節述及「反應器冷卻水再循環系統之除污，不包含反應器壓力槽，主要是為避免除污試劑的腐蝕作用將反應器壓力槽表面之活化物質溶解出來，以致二次廢棄物之活度及數量遽增。惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業。」，請補充說明輻射劑量率過高之判定有無具體的標準？其訂定基礎之考量及參考依據為何？
5. 第 8-11 頁第 4 行文字所提反應器冷卻水再循環系統之除污，不包含反應器壓力槽；而第 8-12 頁第 5 行文字又提出實際污染範圍及是否包含反應器壓力槽...略以。此 2 處文字敘述有所矛盾，請台電公司釐清說明反應器壓力槽除污之方式。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員建議。化學除污期間，因金屬管路之污染表面會與除污試劑反應而逐漸溶解成離子態，為了預防除污期間之洩漏問題，於除污管線中安裝流量計或壓力計，或於適當位置裝設監視器，以利監控，相關說明請參閱本章第一、(二)、2 節。
2. 感謝委員建議，分別說明如下
 - (1) 系統除污預計達到之標準：根據 NUREG-0762CR 建議，除污因子須達 10 以上。
 - (2) 結構除污預計達到之標準：除污後達外釋標準，須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。混凝土塊經與鋼筋分離、破碎後回填至拆除建物地表下 1 m 以下之空間。
 - (3) 組件除污預計達到之標準：除污後達外釋標準，須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. 有關核二廠運轉期間曾進行系統化學除污之補充說明如下：

說明	第一次系統除污	第二次系統除污
時間	1991 年~1992 年	2001 年
除污範圍	1 號機、2 號機之 RR、RWCU	1 號機之 RR、RWCU
除污效果 (DF)	一號機 RRS-A：27 一號機 RRS-B：9.9	一號機 RRS-A：50.7 一號機 RRS-B：35.4

	一號機 RWCU：5.7 二號機 RRS-A：7.6 二號機 RRS-B：8.4 二號機 RWCU：9.5	一號機 RWCU：4.2
除污方式	LOMI-AP-LOMI 及 Citrox	CORD UV 及 CORD CS
執行原因	機組劑量率甚高(1000~2000mR/hr)，且將進行再循環泵拆修及換管，因應工作部門要求執行	再循環泵拆修及換管，再循環泵馬達低油壓問題改善，因應工作部門要求執行

4. 除役現場劑量率之管控係依已奉大會核可之輻防計畫辦理，現場輻防作業亦有相關作業程序書作為依循，原則上當劑量率高時，每人於現場工作時間須縮短，因此需要安排較多工作人員，或者以除污方式降低現場劑量率以利拆除作業安排。然而，工作人員於除役期間之所接受的劑量仍應符合「游離輻射防護安全標準規定」之輻射工作人員職業曝露之劑量限度。

5. 感謝委員建議，原則上系統之除污係不包含反應器壓力槽，惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業，如此規劃可保留日後之彈性作法，未來台電公司將於除污計畫內說明是否包含反應器壓力槽之除污。

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

第 2 回合審查意見

1. 請說明未來執行除污時如何管控，將此措施反應於除污計畫中。

5. 請台電公司將本項敘述內容加入除役計畫中。

除以上第 1 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 系統化學除污過程之測漏通常藉由除污管線中安裝流量計、壓力計或廠商建議之設備，亦考量於適當位置裝設監視器，進行管控。核二廠未來執行系統化學除污前，將上述管控機制納入除污計畫中。

3. 經重新檢視，第一回合答覆之 DF 值有誤植，擬修訂第一回合答覆內容如下：

有關核二廠運轉期間曾進行系統化學除污之補充說明如下：

說明	第一次系統除污	第二次系統除污
時間	1991 年~1992 年	2001 年

除污範圍	1 號機、2 號機之 RR、RWCU	1 號機之 RR、RWCU
除污效果 (DF)	一號機 RRS-A：27 一號機 RRS-B：9.9 一號機 RWCU：5.7 二號機 RRS-A：6.9 二號機 RRS-B：8.4 二號機 RWCU：9.5	一號機 RRS-A：50.8 一號機 RRS-B：35.5 一號機 RWCU：4.2
除污方式	LOMI-AP-LOMI 及 CitroX	CORD UV 及 CORD CS
執行原因	機組劑量率甚高 (1000~2000mR/hr)，且將進行再循環泵拆修及換管，因應工作部門要求執行	再循環泵拆修及換管，再循環泵馬達低油壓問題改善，因應工作部門要求執行

5. 感謝委員建議。考量第一回合答覆內「不包含反應器壓力槽，惟若除役現場輻射劑量率過高，導致拆除作業不易執行時，仍將考量進行反應器壓力槽之除污作業」原為第 8-11 頁中已敘明之段落，為避免重複敘述，依委員建議將「將於除污計畫內說明是否包含反應器壓力槽之除污。」敘述內容加入除役計畫中。修訂如附件 08-006-05-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、(二)、2

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	08-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B15、C02、S21	8.1	8-10、8-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 本章多次提到除污因子，請簡要說明除污因子含義或提供其計算公式。					
2. 第一、(二).2 節說明增加除污液輸送流速可提高 DF 值並減少二次廢棄物的產生，惟後段又說明 DF 值與二次廢棄物產量之間為正向關係。請澄清 DF 與二次廢棄物產量之應對關係。					

3. CORD DUV 除役技術，依表 8-1 所示，其除污因子值範圍 10~625，且瑞典 Barseback，一、二、號機之除污因子，分別為 93 和 286，請說明同一除污方法卻產生結果差異大之因素。

第 1 回合審查意見答覆

1. 除污因子(Decontamination factor, DF)

$$DF = (\text{除污前輻射劑量率}) / (\text{除污後輻射劑量率})$$

2. 感謝委員提醒。DF 值越高，表示經除污後移除較高之活度，而移除之核種係由離子交換樹脂吸附，因此 DF 值與二次廢棄物產量之間為正向關係。因此刪除第一、(二)、2 節「減少二次廢棄物的產生」之敘述。上述修訂詳如附件 08-007-02-A 所示

3. 腐蝕產物於爐心受到活化後，經水流傳送沉積於管路表面，基於系統、管路特性差異(如水質、位置、幾何形狀)，每個位置之表面污染層成分、厚度亦有差異，因此即便是同一個系統進行除污，不同位置之 DF 值是具有差異的(亦可參閱意見編號 08-006 第 3 小題之答覆內容)。同理，不同電廠之運轉歷史及水質差異極大，因此使用同一除污方法亦會產生具有差異之結果。

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：

一、(二)、2

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	08-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	8.1	8-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「系統除污作業『建議』在電廠----」，此為核二廠在執行系統除污工作時，應考量之重點項目之一，『建議』宜改為『應』。此外，除污前應先詳細評估需要使用廠內現有的設備來支援除污作業，評估了嗎？請說明。 2. 如果除污過程發現有超鈾元素核種，則必須嚴格監測離子交換樹脂的活度，以避免超 C 類廢棄物的產生，實務上如何操作？請說明。					

第 1 回合審查意見答覆	
1. 感謝委員建議，答覆說明如下： (1) 依審查意見將第一、(二)、2 節「建議」修訂為「應」。上述修訂詳如附件 08-008-01-A 所示。 (2) 核二廠運轉期間，其系統、設備運作及保養皆按照相關程序書辦理。因此，目前在停機前各項系統、設備係維持正常可用。未來停機後，參考過去核二廠運轉期間之化學除污經驗，核二廠將與除污技術廠商進行評估，並於除污前擬定除污計畫，其內容包含準備所需之設備及系統運轉(請參照本章第一節)。 2. 超 C 類低放射性廢棄物含有較高濃度之長半化期核種，其定義應依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之規定。因此，實務上須限制離子交換樹脂吸附過多之長半化期核種，亦即當未達金屬離子之吸附飽和極限時，因考量活度已達到限值，即須提早更換。	
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見	
同意答覆，請將意見答覆補充於報告。	
第 2 回合審查意見答覆	
依委員建議，將意見答覆補充於報告，修訂如附件 08-008-01-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： 一、(二)、2	
第 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	08-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、F02、S14	8.1	8-13、8-15	結案
第 1 回合審查意見					
1. 循環式化學除污產生之廢液，現有之廢液系統不能接收嗎？須先前處理使其達到核二廠廢液處理系統之接收標準，是要另行建置前處理設備嗎？					

2. 金屬組件的化學除污的浸泡槽及相關設備位於何處？其適用的組件尺寸、大小、形狀為何？有否考慮到運送之相關安全事項。
3. 系統除污可透過化學試劑以一次性或循環式進行除污，請比較二者之二次廢棄物種類及產量。
4. 化學除污所用之浸泡槽是否有容量限制？本案之作業場地是否足夠？大型金屬組件不易切割者如何處理？請說明。
5. 組件化學除污之廢溶液如何再生？後段所說之磷酸除污液再生方式，皆不屬所舉之方法，請說明何種廢液會採用離子交換、蒸發或蒸餾再生。

第 1 回合審查意見答覆

1. 循環式化學除污產生之廢液不能直接由現有廢液處理系統接收處理。參考國際案例，通常須採取過濾、離子交換及有機物氧化程序，使其水質能達到接收標準。前述前處理設備通常由除污技術廠商提供。
2. 目前核二廠金屬組件化學除污浸泡槽位於廢料廠房 3 樓除污間，適用於切割後之金屬組件，可進行除污之金屬組件尺寸大小限制為長 150 公分、寬 30 公分、高 40 公分，除污程序係依據核二廠 200 系列營運程序書「設備器材除污程序」辦理。各項待除污物件運送前需先於現場切割至適當大小並晾乾，再運送至除污間進行除污。
3. 一次性系統化學除污之二次廢棄物為除污廢液，循環式系統化學除污之二次廢棄物為離子交換樹脂。前者適用於廢料系統之排放管路，而後者是用於再循環水系統、餘熱移除系統等系統。由於影響除污效果之因素很多，包含標的物污染情況、幾何形態、材質等，故無法直接比較其二次廢棄物多寡。不過，二次廢棄物之數量與溶出被吸附之金屬離子(包含核種)具有正相關性。
4. 感謝委員建議。目前使用之浸泡槽容量限制約為 180 公升，目前初步規劃除污作業以現有設備為主。未來將視作業需要建置新設除污設備。
5. 感謝委員建議。因磷酸廢液再生係採取沉澱過濾法，而一般除污廢液若為水溶液，亦可透過離子交換進行核種吸附淨化水質。蒸發或蒸餾應屬於廢液減容方法，故於第一、(三)、2 節原文修訂為「如沉澱過濾及離子交換…」。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

4.大型金屬組件不易切割者如何處理？未答覆。 除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
4. 大型金屬組件切割作業於現場空間有限制、不易進行時，可考量先移除周遭障礙物，於現地進行簡易除污(如：利用除污紙進行擦拭)後，再採用適當切割工具切成適當大小，並妥為包裝(避免污染擴散)後，再運送至低放射性廢棄物處理區域進行後續之細切作業。另，除役現場劑量率之管控係依已奉大會核可之輻防計畫辦理，現場輻防作業亦有相關作業程序書作為依循。低放射性廢棄物廠內運送作業係參考核二廠 300 系列程序書(「低放射性廢棄物廠內運送作業程序」)之相關規定辦理，廠外之運輸作業，則依據相關法規規定辦理。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。					
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 3 回合審查意見					
同意答覆。					
第 3 回合審查意見答覆					
考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 4. 大型金屬組件切割作業於現場空間有限制、不易進行時，可考量先移除周遭障礙物，於現地進行簡易除污(如：利用除污紙進行擦拭)後，再採用適當切割工具切成適當大小，並妥為包裝(避免污染擴散)後，再運送至低放射性廢棄物處理區域進行後續之細切作業。另，除役現場劑量率之管控係依已奉大會核可之輻防計畫辦理，現場輻防作業亦有相關作業程序書作為依循。低放射性廢棄物廠內運送作業係參考核二廠 300 系列程序書(「低放射性廢棄物廠內運送作業程序」)之相關規定辦理，廠外之運輸作業，則依據相關法規規定辦理。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意 見	08-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S09、F03、F05、S21	8.1	8-15~8-20	結案

第 1 回合審查意見

1. 針對金屬材質廢棄物，擬規劃採用化學、電化學及機械除污技術，建議於本章適當位置補充化學、電化學及機械除污之優缺點及適用性比較表。
2. 第 8-18 頁有關除污之作業場所僅於第二段末提及可規劃設置於輔助廠房或汽機廠房，應補充相關除污作業場所之示意圖並加以簡要說明，不宜僅說細節請參考第九章，請台電公司修訂內容。
3. 核二之放射性廢液處理系統係採導電度來分流，高導電度之廢液以濃縮方式處理，低導電度者以過濾及除礦方式處理，系統除污之二次廢棄物，為何須先以離子交換樹脂處理後再送往廢液處理系統？此舉將會徒增廢樹脂數量。
4. 本計畫中針對系統或組件化學除污作業產生之二次液體廢棄物，說明將以離子交換樹脂或額外之前處理設備來進行處理，再排至廠內廢液處理系統進行處理。惟此類廢液進入廢液處理系統後，依目前之處理方式為蒸發濃縮，濃縮液再經固化處理，系統化學除污所殘餘之化學藥劑恐影響固化後之固化體品質，台電公司將此類廢液送入廢液處理系統前應詳細評估、確認。
5. 運轉及除污期間所產生之廢粒狀離子交換樹脂，除採取濕式氧化(WOHES)方式處理外，是否有其他方式處理，可以達到減廢的目的，以節省貯存空間。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員建議，新增表 8-2，後續表編號須一併變動，相關之表編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。並於第一、(二).3.(1)節內文增加敘述「針對金屬組件之化學、電化學及機械除污之優缺點及適用性比較如表 8-2 所示。」補充說明如下，詳如附件 08-010-01-A 所示：

表 8-2 金屬組件之除污技術之比較

特性\技術	化學除污	電化學除污	機械除污
適用性	含有不易接觸內表面或幾何型態複雜之金屬組件	具導電性之金屬管路	平面型態且無死角之金屬組件
優點	可透過除污劑配方、溫度調整除污因子	可透過溫度、電壓、電流控制除污因子	速度快且設備簡易，二次廢棄物體積較小
缺點	產生大量二次廢液須進行處理	電極須清理或更換、耗電量大、機制複雜	無法針對死角處進行處理

2. 感謝委員建議，將第一、(二)、4 節刪除「該廢棄物處理區域可規劃設置於輔助廠房或汽機廠房」，並補充說明「除役期間於核二廠設置低放射性廢棄物處理區域(包含汽機廠房、輔助廠房)，現有汽機廠房 4 樓(標高 EL.+ 30' 0")及 1 樓(標高 EL.- 30' 0")規劃暫時處理區域，進行廢棄物之細切、包裝。經細切且須除污之廢棄物，則送至廢料廠房 3 樓除污間、機械間或汽機廠房 3 樓噴砂間進行除污作業，其位置示意圖如第九章圖 9-7~圖 9-10 所示。」。上述修訂詳如附件 08-010-02-A 所示
3. 系統化學除污進行期間，除污試劑會逐步將金屬管路表面污染層逐漸溶出金屬離子及核種，除污設備會與離子交換樹脂床連接，並透過即時水質監控，於除污過程中進行水質淨化，有利於連續施行除污作業。另外，若採取草酸作為除污劑時，亦是藉著陽離子交換樹脂進行再生程序，以維持草酸除污劑之螯合能力，避免除污過程中產生離子再沉澱之現象。因此，除污試劑會先以離子交換樹脂進行淨化後才將廢液送入電廠既有廢液處理系統。
4. 感謝委員建議。廢液中之螯合劑(如 EDTA、草酸等)會與金屬離子結合形成穩定的複合物，因此可能會與固化劑配方中之鎂、鈣離子結合，進而影響固化體品質。依據核二廠運轉期間之除污經驗，除污二次廢液已訂定接收標準，例如其水質之總有機碳濃度(TOC 小於 0.4 ppm)及導電度(小於 1μS/cm, 25°C)，以利後續廢液處理。
5. 廢粒狀離子交換樹脂除以濕式氧化法處理外，亦可脫水後直接貯存。一般減容常使用的焚化方式，則由於廢粒狀離子交換樹脂進行焚化時，其化學結構中富含硫、氮元素，會產生 SO_x、NO_x 等有毒氣體，若其中吸附的是具揮發性核種(如 Cs-137)亦有空浮擴散風險，因此焚化法雖可減容但實務上不採取此作法。

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：

一、(二)、3；新增表 8-2；一、(二)、4

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意 見	08-011	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態

編號		S09、S14、F03	8.1	8-21、8-22	結案
第 1 回合審查意見					
1. 廢磷酸液處理後如何過濾？需設備或器材嗎？一般之作法，直接抽取上層懸浮液送至廢液處理系統即可，可減少二次廢棄物之產量。 2. 磨料如何回收？廢水又如何再循環？ 3. 組件及結構機械除污產生之廢棄噴砂及殘礫粉塵二次廢棄物，可能以固化方式處理，惟固化作業前應考量該固化廢棄物後續之最終處置作業，即該固化廢棄物應符合「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，是否曾評估該固化作業之可行性，請說明。 4. 前述意見若有補充說明，應一併於第 8-22 頁第四段之相關內容中補充。 5. 二次廢棄物的三種分類為可燃、可壓縮、不可燃不可壓縮，文中舉廢噴砂與廢樹脂為不可壓縮之處置範例，在其可燃性方面並未說明，其中廢噴砂顯屬不可燃當可歸類為第三類，廢樹脂應可燃燒但燃燒過程會產生有毒氣體故亦歸類為不可燃不可壓縮，請考量說明之。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝委員建議。廢磷酸處理後直接抽取上層懸浮液如符合廢液處理系統接收標準，應可採取此作法。若有濁度過高之考量，則可利用過濾裝置進行過濾。 2. 感謝委員建議。 (1) 重新檢視原文後，擬將第一、(三)、3 節有關磨料回收之說明，修訂如下：「磨料可經由過濾設備進行回收，當磨料與較輕之粉塵經過分選器時，藉由比重差異，氣流將粉塵帶離，而較重之磨料則掉入下方過篩單元而收集。」上述修訂詳如附件 08-011-02-A 所示。 (2) 廢水循環是藉由過濾方式，將水進行回收利用。 3. 感謝委員建議，依審查意見第一、(三)、3 節增加敘述：「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，應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。」，上述修訂詳如附件 08-011-03-A 所示。 4. 感謝委員建議，依審查意見第一、(三)、4 節增加敘述：「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，應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。」，上述修訂詳如附件 08-011-04-A 所示。 5. 感謝委員建議，依審查意見將第一、(三)、5 節內文修訂為「針對不可燃不可壓縮之廢噴砂」及「化學除污試劑的回收循環利用，產生不可燃不可壓縮之廢離子交換樹脂」。上述修訂詳如附件 08-011-05-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)、3；一、(三)、4；一、(三)、5
第 2 回合審查意見
1.同意答覆，請將意見答覆補充於報告。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.依委員建議，將意見答覆補充於報告，修訂如附件 08-011-01-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、(三)、2
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	08-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S14、F01、F03、	8.1	8-1、8-22	結案
第 1 回合審查意見					
1.減容中心運轉執照將於民國 119 年到期，此時正值除役拆廠階段，要保留此設施繼續運轉便需重新申照，應儘早規劃並於計畫中說明清楚。 2.「規劃使用既有之減容處理設施，包含核二廠減容中心之超高壓壓縮機及焚化爐設施」，請說明超高壓壓縮機及焚化爐於除役期間產生放射性廢氣之氣體核種及預估活度，以及經過第十章評估之過程及結果。 3.「核二廠之液態廢棄物可經過適當的前處理再以焚化法進行減容。例如-----」，此作法是否有前例可循？減容中心之焚化爐適用嗎？ 4.「核二廠之液態廢棄物可經過適當的前處理再以焚化法進行減容。例如，核二廠除役產生之廢油，可預先與吸油性樹脂或吸油性海綿混合吸附，待其形成膠狀體或固化狀態時，送入焚化爐焚燒。針對除污作業產生之含有機成分之廢液，可以利用吸水材料混合後焚化...」，針對液態廢棄物欲以減容中心焚化爐進行焚化處理，請說明該液態廢棄物是否符合該焚化爐之接收標準。 5.核二廠廢棄物減容中心能處理的容量為何?是否可以滿足核二廠除役之所					

需(甚至能如文中所述能接收核一廠的可燃性廢棄物)?請簡易說明兩個除役核電廠的可燃性廢棄物進行減容處理的預定安排。

第 1 回合審查意見答覆

1. 根據第九章第三、(二)、3 節之規劃，除役所產生之可燃低放射性乾式廢棄物將以焚化方式處理以達到減容之目的，可運送至減容中心的焚化爐進行高溫焚化處理。因此台電公司將依放射性物料管理法第 18 條規定，於執照到期前 2 年以前向主管機關(原能會)申請換發執照。
2. 核二廠設有減容中心，包含焚化爐及超高壓壓縮機之廢棄物處理設備，其中廢氣主要來源為焚化爐之運轉。根據「核二廠減容中心放射性廢棄物處理設施安全分析報告」，焚化爐排出之廢氣將依序經過袋式過濾器、高效率過濾器及填充塔進行處理，處理後廢氣之核種包含 Mn-54、Co-60、Ag-110m、Cs-134 及 Cs-137，其活度分別為 $1.09\text{E-}04$ 、 $7.56\text{E-}04$ 、 $2.71\text{E-}07$ 、 $9.05\text{E-}06$ 、 $2.85\text{E-}05$ Bq/Nm³。根據第十章評估，核二廠減容中心廠房之設計，係以混凝土作為廠房設施主體結構；暫存之放射性可燃廢棄物以 Co-60 為代表核種，並利用 QAD-CG 系列程式與 SKYDOSE 程式進行屏蔽計算及廠界輻射劑量計算，計算結果顯示設施對廠界(北向 580 m 之基金公路)之輻射劑量結果為 2.2×10^{-4} mSv/y，符合法規的設計限值 0.25 mSv/y。
3. 感謝委員建議與提醒，刪除「例如，核二廠除役產生之廢油，可預先與吸油性樹脂或吸油性海綿混合吸附，待其形成膠狀體或固化狀態時，送入焚化爐焚燒。針對除污作業產生之含有機成分之廢液，可以利用吸水材料混合後焚化」。依據核二廠「減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序」之「可燃低放射性廢棄物接收標準」，已規定「廢油」之處理方式：減容中心廢油係以噴嘴噴入後燃燒室方式處理，或併可燃廢棄物置於塑膠袋內包裝。因此，依審查意見將第一、(三)、5 節該段文字修訂為「核二廠除役產生之廢油，應依據核二廠「減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序」規定之「廢油」處理方式進行焚化減容。」、「針對除污作業產生之含有機成分之廢液，採取吸附或化學氧化等可行方式進行預處理後，將剩下之無機廢液導入廢液處理系統進行後續處理。」。上述修訂詳如附件 08-012-03-A 所示。
4. 感謝委員建議與提醒，承上題答覆，刪除「例如，核二廠除役產生之廢油，可預先與吸油性樹脂或吸油性海綿混合吸附，待其形成膠狀體或固化狀態時，送入焚化爐焚燒。針對除污作業產生之含有機成分之廢液，可以利用吸水材料混合後焚化」。依據核二廠「減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序」之「可燃低放射性廢棄物接收標準」，已規

定「廢油」之處理方式：減容中心廢油係以噴嘴噴入後燃燒室方式處理，或併可燃廢棄物置於塑膠袋內包裝。因此，依審查意見將第一、(三)、5節該段文字修訂為「核二廠除役產生之廢油，應依據核二廠「減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序」規定之「廢油」處理方式進行焚化減容。」、「針對除污作業產生之含有機成分之廢液，採取吸附或化學氧化等可行方式進行預處理後，將剩下之無機廢液導入廢液處理系統進行後續處理。」。上述修訂詳如附件 08-012-04-A 所示。

5. 感謝委員建議，說明如下

(1) 核二廠焚化爐之設計容量為 100 公斤/小時。根據第九章第一、(三)、3 節，推估核二廠除役所產生的低放射性可燃廢棄物重量約 166.9 公噸。因此，若採每天 24 小時全載運轉，約連續 70 天完成焚化。考量除役期間之可燃性廢棄物是陸續產生，除役過渡階段及除役拆廠階段共約 20 年，經評估可滿足核二廠除役所需。

(2) 核一廠目前尚無焚化爐，除役期間將於熱處理廠房興建一座焚化爐，以處理可燃性廢棄物。

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：

一、(三)、5

第 2 回合審查意見

1. 請將 1 之答覆補充於報告中。

2. 依據「核二廠減容中心放射性廢棄物處理設施安全分析報告」，顯示超高壓壓縮機作業亦會產生廢氣，須經高效率過濾器過濾後才可排放，故請評估說明除役期間超高壓壓縮機作業產生廢氣之氣體核種及預估活度。

除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 依委員建議，將 1 之答覆補充於報告中，修訂如附件 08-012-01-B。

2. 核二廠既有之減容中心於除役期間對於民眾造成之輻射劑量評估，係參照「核二廠減容中心安全評估報告」第 6.2.1 節減容中心正常運轉時對環境輻射影響，評估減容中心對於民眾造成的曝露途徑包含四項，包含(1)廢棄物運送至減容中心途中；(2)廢棄物貯存於減容中心廠房中；(3)焚化後之放射性氣體及懸浮微粒在大氣中擴散與沉積，壓縮時自壓縮桶溢出之放射性水、油、爐灰等霧狀懸浮微粒在大氣中擴散與沉積；(4)焚化爐之爐灰貯存於減容中心廠房中。對於(3)中已考量焚化爐之廢氣與超高壓壓縮機之廢氣排放對於民眾之劑量影響，並且在廢氣排放影響評估中，一

併計算兩者排放對民眾的劑量貢獻。故上回合回復之焚化爐射源項實已包含超高壓壓縮機的射源。	
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	08-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03、S09、F01、F02、F05	8.1	8-22、8-31、8-33、8-55	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 8-22 頁第三段說明：「...針對除污作業產生之含有機成分之廢液，可以利用吸水材料混合後焚化，或採取吸附或化學氧化方式進行預處理後，將剩下之無機廢液導入廢液處理廠進行後續處理。」，請說明所述「廢液處理廠」為何？ 2. 核二之廢液處理系統已有紫外線處理器降解總有機碳(第 8-31 頁)，為何需進行前處理後再送往廢液處理系統接收處理，此作法不符合減量原則。 3. 本節液體廢棄物處理原則分類為低放射性和高導電率廢水(如地面洩水系統之污水)、高放射性與低導電率廢水(如機件洩水收集系統之水)、高放射性、高導電率廢水(如化學廢液)、清潔劑廢液(如洗衣廢水)，未見列出含油廢液之處理方式，請說明。 4. 液體廢料貯存與處理系統之功能敘述，「取樣化驗後，若符合回收規定時，送回冷凝水儲存槽再用，若不符合回收標準時，則利用移動式廢液處理設備進行再循環處理，或送至廢水收集槽或調節槽進行再處理」，本段描述為機組正常運轉時之運作模式，所有放射性廢液採 100%回收方式處理，廢水在除役階段是否仍採此模式處理，請再確認。 5. 圖 8-10 無第 8-31 頁內文之清潔劑廢液系統及雜項廢液處理系統，請說明。 6. 圖 8-11 中導電率的判斷，是否作為判斷何處廢液之用？其箭頭的流向為何，為何沒有流入？ 7. 增設移動式廢液處理設備，請說明(1)廢液處理流程；(2)增設上開設備之廠內評估程序，及向主管機關提出申請之規劃時程及程序。 8. 新設廢液處理系統，(1)請補充處理流程圖；(2)請說明處理產生之廢液					

劑、離子交換樹脂、污泥、濃縮廢液等廢棄物之收集、貯存、處理方式與設備規劃。

9. 文中提到將於新建之低放射性廢棄物貯存庫設置廢液處理系統，該系統規劃設計處理量為多少？此項條件將涉及是否符合放射性物料管理法施行細則第 5 條所稱之放射性廢棄物處理設施。
10. 第 8-55 頁說明待核二廠系統設備組件拆除、切割及除污程序等作業完成後，才可以拆除廢液處理系統。唯拆除既有的廢液處理系統，之後的保留區所產生的廢液又要以新設的廢液處理系統處理，是否代表未來新設的廢液處理系統將處理不具放射性的廢液？如若產生的廢液仍具放射性，台電公司該如何處理，請台電公司釐清說明。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員建議與提醒，將第一、(三)、5 節「廢液處理廠」修訂為「廢液處理系統」。上述修訂詳如附件 08-013-01-A 所示。
2. 核二廠之紫外線處理器可進行 TOC 降解，其效能受到水體之濁度、pH、懸浮物及色澤影響，TOC 處理範圍約為 400~600 ppb。除役期間若產生較高濃度之 TOC，如除污廢液所含之草酸或 EDTA 等有機物，仍須進行前處理。
3. 含油廢液處理方法說明如下：含油廢液透過雜項廢液處理系統進行處理，該系統具有重力式除油設備，透過集油後重力洩至廢油槽。上述廢油將依據核二廠「減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序」之「可燃低放射性廢棄物接收標準」，其規定「廢油」之處理方式：減容中心廢油係以噴嘴噴入後燃燒室方式處理，或併可燃廢棄物置於塑膠袋內包裝，以焚化減容處理。
4. 感謝委員建議與提醒，將第二、(二)、3 節修訂為「取樣化驗後，若符合廢液排放標準，可進行排放；若不符合廢液排放標準，則利用移動式廢液處理設備進行再循環處理，或送至廢水收集槽或調節槽進行再處理」。上述文字及圖 8-11 修訂詳如附件 08-013-04-A 所示。

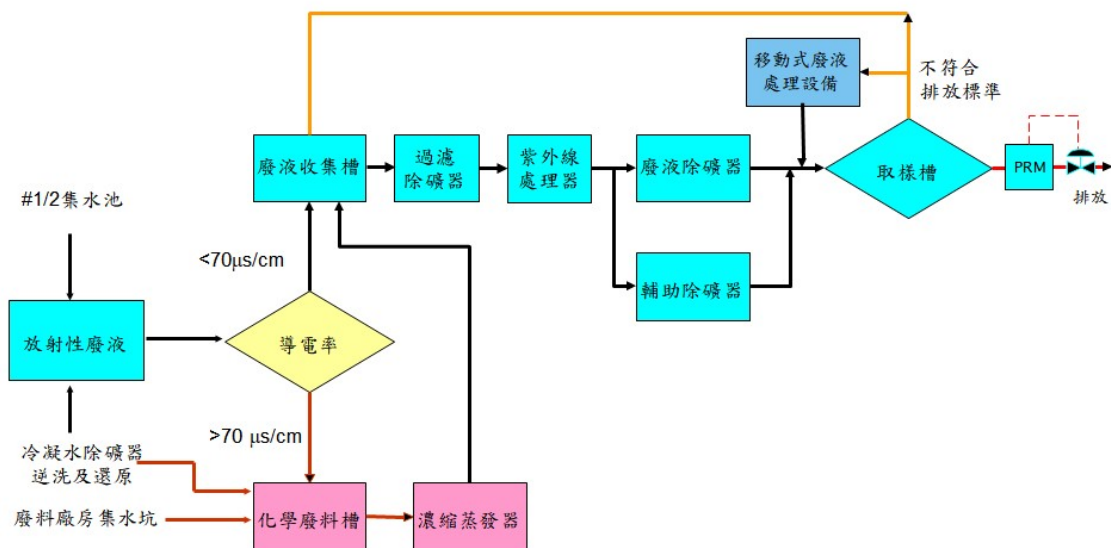


圖 8-11 核二廠廢液處理系統流程圖

5. 感謝委員建議與提醒，將於第二、(二).3.(3)內文增加敘述「其程序如圖 8-12」；第二、(二).3.(5)內文增加敘述「其程序如圖 8-13」，並增加附圖如下，本次新增圖 8-12 及圖 8-13，相關之圖目錄之修改將於清稿時一併更新。修訂詳如附件 08-013-05-A 所示：

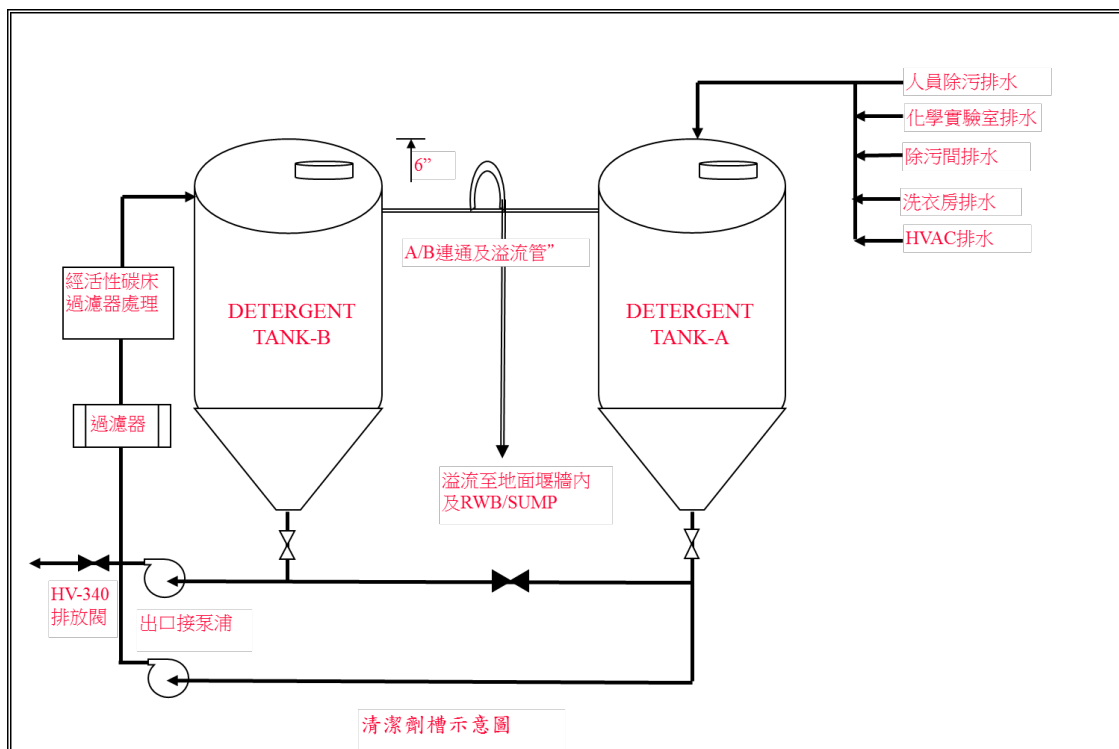


圖 8-12 清潔劑廢液系統

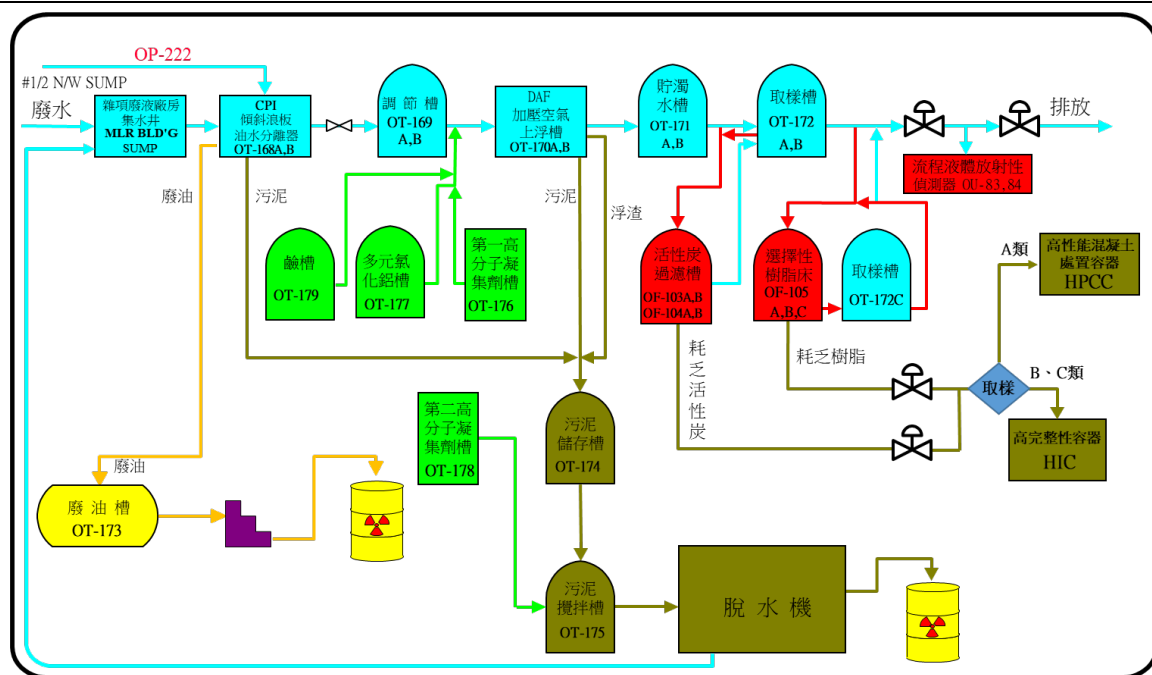


圖 8-13 雜項廢液處理系統

6. 感謝委員建議與提醒，於圖 8-11 增加箭頭流向指示，上述修訂同第 4 題，詳如附件 08-013-06-A 所示。
7. 感謝委員建議，說明如下
 - (1) 針對除污作業之廢液處理流程：過濾(沉澱)→離子交換→pH 調整，其目的係將廢液處理後可符合排放標準。
 - (2) 移動式廢液處理設備為獨立一套設備，並未涉及既有廢液處理系統之變更，因此將依程序辦理相關採購及驗收測試，採購時程預計為除役拆廠階段，如主管機關要求將配合提出設備之規格資料。
8. 感謝委員建議，說明如下
 - (1) 新設廢液處理系統係針對保留區內各設施所產生廢液進行處理，其流程圖概念如圖 8-11。然而，因其水質較除役期間單純，台電公司屆時將依廢水處理需求進行設計。
 - (2) 保留區內新設廢液處理系統係以批次處理，故所產生之二次廢棄物亦以批次方式更換及收集。保留區之廢水水質較除役期間單純，主要產生廢吸附劑、離子交換樹脂，前者以裝桶方式貯存，後者將其脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或經主管機關(原能會)同意之適當容器及其他可行方式處理。台電公司屆時將依廢水處理需求進行設計。
9. 新設廢液處理系統係針對保留區內各設施所產生廢液進行處理，因此台電公司將合併考量二號、三號低放射性廢棄物貯存庫及新建低放射性廢棄

物貯存庫之空調冷凝水預估總量，作為處理量之依據，其預估處理量為 60 CMD，因此將依照「放射性物料管理法施行細則」辦理放射性廢棄物處理設施之申請相關作業。

10. 新設廢液處理系統係針對保留區內各設施所產生廢液進行處理，主要為低放射性廢棄物貯存庫冷凝水，保守考量下，假設可能偶爾具放射性。然而，因其水質較除役期間單純，台電公司屆時將依廢水處理需求進行設計。

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：

一、(三)、5；二、(二)、3、圖 8-11、新增圖 8-12 及圖 8-13

第 2 回合審查意見

2. 除役之廢液處理不似運轉期間須回收，其 TOC 之處理亦應有所不同，處理完之廢液符合排放標準即可，因此其接收及處理條件似不應以現行運轉標準來看，為符合減量精神，請重新檢視是否需前處理？

7. (1) 若廢液含有機污染成份時，移動式廢液處理設備是否足以處理。(2) 請說明廢液經移動式廢液處理設備處理後，可以排放所需符合之法規標準。(3) 請說明既有廢液處理系統拆除前是否會執行除污作業再行拆除，此除污作業產生之廢液規劃以何種處理設施處理。

8. 請先釐清保留區內廢水水質特性，若依圖 8-11 處理概念亦會產生廢污泥及濃縮廢液，涉及後續進一步細部設計及二次廢棄物容器之擇定，仍請妥適評估。

10. 低放射性廢棄物貯存庫冷凝水，在電廠運轉期間會送至雜項廢液處理廠房再處理後，待其符合排放標準方進行排放。台電公司所述內容，不應只依廢水處理需求進行設計，應仍具有廢液活度處理之功能且排放或運送出廠房前須有輻射偵測功能。

除以上第 2、7、8 及 10 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 感謝委員提醒。除役期間所產出之廢液與運轉期間不同，且廢液已無須回收至系統使用，但保守考量下仍保留可能須前處理之選項。依委員建議，未來除役期間進行廢液處理時，將依實際情況評估是否須進行前處理，以避免增加二次廢棄物產量，並重新針對廢液處理系統之廢液接收標準進行調整，以符合除役實際需求。已摘錄上述文字於本章適當段落中，修訂如附件 08-013-02-B。

7.	(1)廢液之有機污染成分規劃以核二廢液處理系統既有之紫外線處理器降解處理。 (2)移動式廢液處理設備係作為輔助前處理之功能，處理後並非直接排放，仍須輸送至現有廢液處理系統進行後續處理，因此無須另訂排放標準。 (3)為避免產生額外二次廢棄物，既有廢液處理系統拆除將不執行除污作業，並於拆除後以切割裝桶方式處理，必要時可搭配超高壓壓縮機處理。拆除過程所產生之廢液，規劃以新建廢液處理系統進行處理。
8.	根據第十七章第一、(二)、1 節規劃，新設廢液處理系統將用於處理保留區各設施廢水，保留區之既有設施包含 2~3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及重件倉庫等，新建設施包含新建低放射性廢棄物貯存庫(含廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統及新設廢液處理系統)、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)等。新設廢液處理系統將依據保留區內前述廢水來源、特性進行設計。
10.	擬修訂第 1 回合答覆內容為:新設廢液處理系統將用於處理保留區各設施廢水，保留區之既有設施包含 2~3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及重件倉庫等，新建設施包含新建低放射性廢棄物貯存庫(含廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統及新設廢液處理系統)、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)等。新設廢液處理系統將依據保留區內前述廢水來源、特性進行設計。 感謝委員建議，針對低放射性廢棄物貯存庫冷凝水之處理，新設廢液處理系統將依實際需求設計，排放前管路將設置輻射偵測器。
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： 二、(二)、3	
第 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意 見	08-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S14、F01、F02	8.1	8-22~8-24、 8-28、8-43	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「核二廠除役期間將於新建低放射性廢棄物貯存庫建置廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)，針對運轉及除役期間所產生之低放射性廢粒狀離子交換樹脂進行安定化處理，而無法以上述設施處理之廢離子交換樹脂(如系統化學除污產生)，本公司將其脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器(HPC)或經主管機關(原能會)同意之適當容器及其他可行方式處理。」，請說明上述「廢離子交換樹脂」為 A 類、B 類、C 類或超 C 類廢棄物。 2. 本報告規劃核二廠廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)及新設廢液處理系統均將建置於新建低放射性廢棄物貯存庫內，依據圖 6-1 除役過渡階段作業排程顯示，新建低放射性廢棄物貯存庫、WOHESS、新設廢液處理系統均將於 114 年 9 月 30 日前完成申照作業，此三項設施亦將同時於 117 年 9 月 30 日前完成建置、118 年 12 月 31 日前完成主管機關審查，請說明此三項設施:(1)預計將分別或併同向主管機關申設建置?(2)此三項設施完成審查後之起始營運時程。 3. 建置於新建低放射性廢棄物貯存庫內之 WOHESS 與新設廢液處理系統所產生之廢氣:(1)請說明其收集、輸送、處理、排放、監測等規劃及管控措施；(2) 第 8-24 頁「除役期間產生放射性廢氣之氣體核種及預估活度，詳請參本計畫第十章。」，請說明上開二設施運轉產生之廢氣納入第十章之評估過程及結果。 4. 本節多次提及廢液處理濃縮後將以固化方式處理，廢料廠房固化系統拆除後如何執行固化?是否將改用 WOHESS 之固化系統進行固化? 5. 「由於濕式氧化法操作溫度不高，冷凝水及洗滌廢水中污染強度及水量均低，可由新設廢液處理設施處理或調整酸鹼值後排放」，請說明保留區新設之廢液處理設施足以處理 WOHESS 所產生廢水之理由。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 上述「廢離子交換樹脂」係指 A 類廢棄物，目前核二廠廢離子交換樹脂約有 95%為 A 類廢棄物、約 5%為 B 或 C 類廢棄物。 2. 新建低放射性廢棄物貯存庫、WOHESS 及新設廢液處理系統預計一併向主管機關申請處理及貯存設施運轉執照，俟獲主管機關核發運轉執照後開始營運，其時程規劃如本計畫第六章之圖 6-1。並配合前述說明一併修訂第 6 章相關排程，詳如附件 08-014-02-A 所示。 3. 感謝委員建議，說明如下 (1) WOHESS 與新設廢液處理系統係規劃於新建低放射性廢棄物貯存					

庫，前述兩項設施之廢氣處理係共用貯存庫之通風過濾系統：

廢氣規劃	說明
收集	設施建立在隔離負壓區域，以局部換氣方式收集
輸送	透過局部換氣之輸送管路(連結主通風過濾系統)
處理	主通風過濾系統之 HEPA 過濾
排放標準	廢氣排放口均裝置有流程輻射監測器及取樣器。經過處理後之放射性廢氣排放標準應符合我國「游離輻射防護安全標準」
監測	廢氣排放監測，包含執行線上連續監測、定期取樣、分析與記錄
管控措施	採取環境試樣進行放射性核種分析，並執行全天候 24 小時全程自動化監測環境輻射劑量率。

(2) WOHESS 與新設廢液處理系統，前者係針對廠內既有廢粒狀離子交換樹脂進行處理，後者係建置於新建低放射性廢棄物貯存庫。第十章已評估核二廠除役之除役過渡階段與除役拆廠階段，針對放射性氣體排放之來源已納入機組內運轉廢棄物(包含用過離子交換樹脂)之處理(如第一、(一)、2 節)，新建低放射性廢棄物貯存庫於除役期間完成，因此有關除役各階段放射性氣體之評估結果可參閱表 10-2~表 10-5。

4. 既有廢液處理系統係支援除役期間之系統洩水、除污作業產生之廢水，由於系統洩水於第一階段已處理完畢。廢料濃縮系統係針對高放射性、高導電率廢水(如化學廢液)，由於除污作業已於第二階段末期前完成，屆時以無此類廢液固化處理需求，因此後續可拆除既有廢液處理系統，亦無須將改用 WOHESS 之固化系統進行固化。

5. WOHESS 系統之濕式氧化單元及轉化單元所排出蒸氣，係透過該系統之冷凝器回收並通過自有之水處理單元，其設計係針對排放標準，因此 WOHESS 廢水符合排放標準。因此，WOHESS 足以應付自行產出之廢水，而新設廢液處理系統可作為備援。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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；圖 6-1

第 2 回合審查意見

3.(1)因為新貯庫通風過濾系統與 WOHESS 及新設廢液處理系統之廢氣處理

共用，請說明上述二系統之廢氣成份組成與特性，並評估通風過濾系統有無裝設活性碳過濾系統之需要。(2)第一、(一)、2 節未見明確納入 WOHESS 及新設廢液處理系統廢氣之輻射劑量評估，第一、(三)、4 節亦未見對 WOHESS 及新設廢液處理系統之輻射劑量評估，請補充說明。

除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

3.(1)WOHESS 流程中已有納入 HEPA 規劃，未來仍需針對 WOHESS 及新設廢液處理系統之廢氣成份組成與特性進行詳細評估，並評估通風過濾系統有無裝設活性碳過濾系統之需要。

(2)有關 WOHESS 及新設廢液處理系統之輻射劑量評估說明將併入未來申照作業相關文件說明。

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 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	08-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	8.2	8-24	結案
第 1 回合審查意見					
請分別列舉文中所述二大類放射性廢氣來源的主要放射性核種。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員建議，參考第十章第一、(一)、2 節及表 10-2 整理說明如下：					
廢氣類別	第一類		第二類		
來源	核電廠運轉時殘留的放射性廢氣		除役作業產生之放射性廢氣		
主要核種	Ar-41、Kr-85、Kr-85m、Kr-87、Kr-88、Kr-89、Xe-133、Xe-133m、Xe-135、Xe-135m、Xe-137、Xe-138、I-131、		Co-60、Sr-89、Sr-90、Cs-134、Cs-137、H-3		

		I-132、I-133、I-134、 I-135、Co-60、Rb-89*、 Sr-89、Sr-90、Sr-91*、 Sr-92*、Tc-101*、 Te-132*、Cs-134、 Cs-137、Cs-138*、 Ba-139*、Ba-140、 La-140*、H-3、N-13		
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：				
第 2 回合審查意見				
同意答覆。				

意見編號	08-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S14、C02 F04	文字修訂		結案
第 1 回合審查意見					
1. 8.1 節內文「廢粒狀樹脂」與「廢粒狀離子交換樹脂」，及第 9 章「粒狀廢樹脂」名詞皆不同，請說明或使用統一名詞。 2. 第 8-6 頁核二廠已運轉近四十年，早已累積了完備的放射性廢棄物處理經驗及能力，除污作業產生之廢棄物自有能力處理，「參考放射性廢棄物相關作業程序書進行處理」，建議修改為「依放射性廢棄物相關作業程序書進行處理」。 3. 第 8-14 頁五項準則的標號(1)~(5)與第 8-15 頁(1)金屬材質組件之除污作業程序規劃的標號層次重複，請做適當調整。 4. 第 8-22 頁「核二廠除役期間亦可接收核一廠之可燃性廢棄物」，此段話與核二除役無關且易引發爭議，建議刪除。 5. 第 8-23 頁，針對英文名詞縮寫(如：HEPA)，請於文中第一次出現時提供英文全名。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝委員建議與提醒，將第一、(三)、5 節與第 9 章統一用詞為「廢粒狀離子交換樹脂」。上述修訂詳如附件 08-016-01-A 所示。					

2. 感謝委員建議與提醒，第一、(二)節依建議修改為「依放射性廢棄物相關作業程序書進行處理」，上述修訂詳如附件 08-016-02-A 所示。 3. 感謝委員建議與提醒，第一、(二)、3 節依建議調整標號及層次。上述修訂詳如附件 08-016-03-A 所示。 4. 依建議第一、(三)、5 節刪除「核二廠除役期間亦可接收核一廠之可燃性廢棄物」。上述修訂詳如附件 08-016-04-A 所示。 5. 感謝委員建議與提醒，依建議第二、(一)節第一次提供英文全名 HEPA(High-Efficiency Particulate Air)。上述修訂詳如附件 08-016-05-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)、5；一、(二)；一、(二)、3；一、(三)、5；二、(一)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	08-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B15	8	8-2	結案
第 2 回合審查意見					
依據本章第一節所述，後續台電公司所提之除污計畫內容僅包含核二廠除污範圍規劃、核二廠除污作業規劃與除污作業可能衍生的二次廢棄物及其減廢措施規劃。請台電公司對該計畫之內容，補充說明有關除污作業所涉及之工安管制、人員資格與訓練、系統隔離確認等之作業規劃。					
第 2 回合審查意見答覆					
有關除污作業所涉及之工安管制係參考核二廠 100 系列營運程序書(「人員與設備安全」、「高架作業」、「預防感電危害作業」、「局限空間作業」、「酸鹼作業」)之相關程序規範執行作業，人員訓練則依核二廠除役計畫書第十二章「人員與訓練」所述人員訓練方案辦理，系統隔離確認等之作業規則參考程序書 1100 系列營運程序書(「設備檢修工作管制程序」及「禁止操作卡管制程序」)執行系統隔離與掛卡作業。將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。					
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 3 回合審查意見					
同意答覆。					
第 3 回合審查意見答覆					
考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 有關除污作業所涉及之工安管制係參考核二廠 100 系列營運程序書(「人員與設備安全」、「高架作業」、「預防感電危害作業」、「局限空間作業」、「酸鹼作業」)之相關程序規範執行作業，人員訓練則依核二廠除役計畫書第十二章「人員與訓練」所述人員訓練方案辦理，系統隔離確認等之作業規則參考程序書 1100 系列營運程序書(「設備檢修工作管制程序」及「禁止操作卡管制程序」)執行系統隔離與掛卡作業。將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無
審查總結回合意見
同意答覆。

意見編號	08-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		B15	八	8-3	結案	
審查意見						
依據本章第一、(一)、3 節所述，核二廠受污染系統涵蓋核能蒸汽供應系統等 22 個系統，而「污染系統之除污規劃」乙節僅規劃執行反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統之除污作業，請說明其他系統是否執行除污作業(化學、機械或其他)及其除污作業規劃情形。						
第 2 回合審查意見答覆						
執行反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統之系統化學除污，其目的是降低表面劑量率，提昇作業人員之輻射安全及以利後續拆除作業。其他系統如屬低微污染時可透過化學、機械或高壓水等除污方式進行除污，使其達到外釋標準。若不具除污外釋效益時，拆除後之金屬廢棄物以容器盛裝及進行後續廢棄物管理作業。上述除污作業規劃詳如第一、(二)、3 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：						
第 3 回合審查意見						
同意答覆。						

意見	08-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		B15	8	8-3	結案
審查意見					
依據第三章廠址歷史評估結果，核二廠地下管線將依核定之特性調查計畫執行全面偵測。若偵測結果高於 DCGL 值，請說明如何處理？是否進行地下管線除污及其規劃情形。					
第 2 回合審查意見答覆					
核二廠地下管線如屬污染管線，若其污染較低且具有外釋可能性，可考量進行機械或化學除污。若不具除污外釋效益，則屬放射性廢棄物，則以容器盛裝貯存。					
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：					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

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 45 項，共 45 項）

意見編號	09-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03	一、(一)	9-1	結案
第 1 回合審查意見					
「本公司參考…進行核二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設施之接收準則，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。」請說明其中所述「最終處置設施之接收準則」之內容。					
第 1 回合審查意見答覆					
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」，詳如附件 09-001-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：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。核二廠系統除污作業計畫應提報主管機關審核，本項列入重要管制事項。					
第 2 回合審查意見答覆					
遵照辦理。					

意見編號	09-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	9.1	9-2	結案
第 1 回合審查意見					
放射性廢棄物來源中，「管線若有滲漏，則污染物將有可能散佈至廠房結構。」而平常例行維護或機組大修時對於查漏均有歷史資料，對於此一滲漏的散布區域是否可藉由此修資料經驗可掌握其範圍分布區域。					
第 1 回合審查意見答覆					
本公司可由平常例行維護或機組大修時之滲漏歷史資料經驗回饋，確切且有效掌握污染物之分布範圍，並將採取適當之輻射防護措施或處理作為，達成輻射防護之最適化原則。					

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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見 編號	09-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九. 一.(一)	9-7、9-19	結案
第 1 回合審查意見					
低放射性廢棄物處理系統應包含雜項廢液處理系統，請新增。 盤點包含雜項廢液處理設施及洗衣房嗎？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 將依建議新增「雜項廢液處理系統」之敘述：雜項廢液處理系統收集各集水池之廢水，透過傾斜浪板油水分離器泵送至調節槽批次處理。其處理過程先泵至加壓空氣上浮槽以除去廢液中之懸浮微粒及乳化油，送至除濁水槽再泵至兩個取樣槽之一，化學技術人員由取樣口取樣分析，假如水質和放射活性符合排放標準，則可將之排放至海水循環排放管道；若水質不符合排放標準，則視水質檢驗之結果分別泵送至調節槽、活性碳床或選擇性樹脂床再處理。詳如附件 09-003-01-A 所示。 2. 有關雜項廢液處理系統(LF)、洗衣房工作服洗衣系統和洗衣廢水處理系統(LW)之設備，以及輻射防護衣物洗衣房、雜項廢液廠房等，其所產生之除役廢棄物均屬 A 類廢棄物，皆已包含於本章的除役廢棄物盤點中。					
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：一、(一).2					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見 編號	09-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	九. 一.	9-7~8	結案

第 1 回合審查意見	
核二廠的低放射性廢棄物處理系統中，對於乾性廢棄物之壓縮是列屬於設備類別，或是屬於其他處理系統，請說明。	
第 1 回合審查意見答覆	
核二廠的低放射性廢棄物處理系統包含廢氣處理系統、廢液收集、儲存與處理系統、化學廢液濃縮系統、焚化爐系統以及放射性廢料固化系統等可能受污染或潛在受污染之系統，惟核二廠乾性廢棄物之壓縮為一減容措施，並不隸屬於核二廠的低放射性廢棄物處理系統，故未列於此處進行說明。	
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 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	09-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、F06	九. 一.(二).1	9-9、9-10 及 9-19	結案
第 1 回合審查意見					
1. 是否已經使用文中所述之方法進行核二廠爐心組件之中子活化推估？若已完成，請考量是否將之摘要呈現於適當段落中。 2. 除了此法，是否有其他方法可進行平行驗證？ 3. 請提供核二廠除役計畫之低放射性廢棄物預估產量相關佐證資料供審查委員參考。 4. 三維合成法中的兩組二維組態分別為徑向圓周角幾何(Radial-azimuthal，R)與徑向軸向幾何(Radial-axial，R-Z)，請補充圖說，並將參考國外曾做過之案例以圖示補充說明。另建議爐心側板、頂部導板及噴射泵三個組件的活化程度相當高的位置亦請以圖說補充。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 已使用文中所述之方法及計算機程式，進行核二廠爐心組件之中子活化推估，並遵照審查意見摘要活化分類結果於文中，摘要如下：中子活化分析之評估結果顯示爐心側板、頂部導板與噴射泵，因位置靠近爐心核燃料區，受到較高程度的活化，故此三組件為超 C 類，底部導板為 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 類低放射性廢棄物，詳如附件 09-005-01-A。					

2. 於核一廠除役計畫中，反應器爐心組件中子活化分析亦使用相同方法(即合成多維確定性方法)來進行評估。彼時本公司已委請清大薛燕婉教授針對文中所述之方法，另以蒙地卡羅法計算機程式來進行平行驗證，驗證結果亦證明本方法之適當性與正確性。
3. 已提供相關佐證資料供委員參考。
4. 已遵照審查意見補充徑向軸向幾何與徑向圓周角幾何兩組二維組態之圖說，如下圖 1 及圖 2 所示；並已於圖 1 及圖 2 中標示爐心側板、頂部導板與噴射泵三個組件之位置。

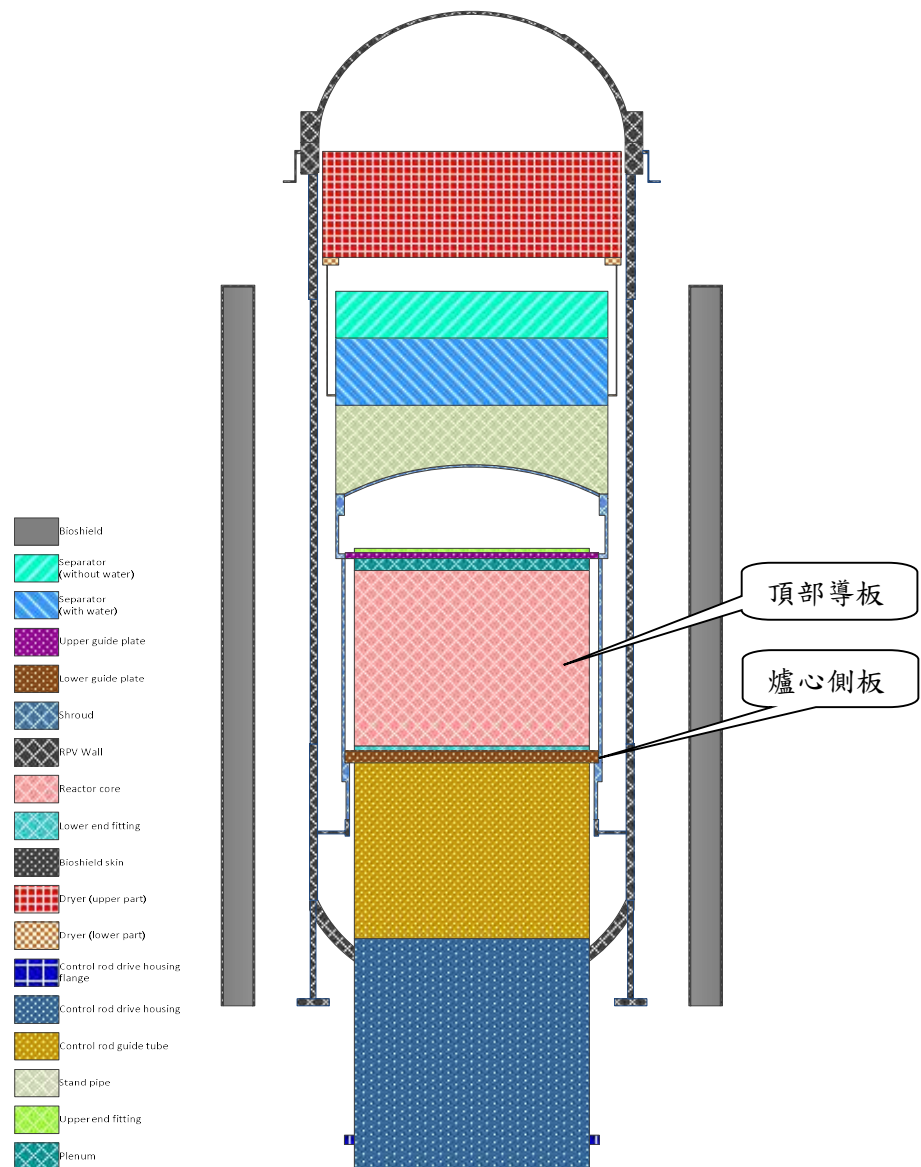


圖 1：反應器壓力槽徑向軸向幾何

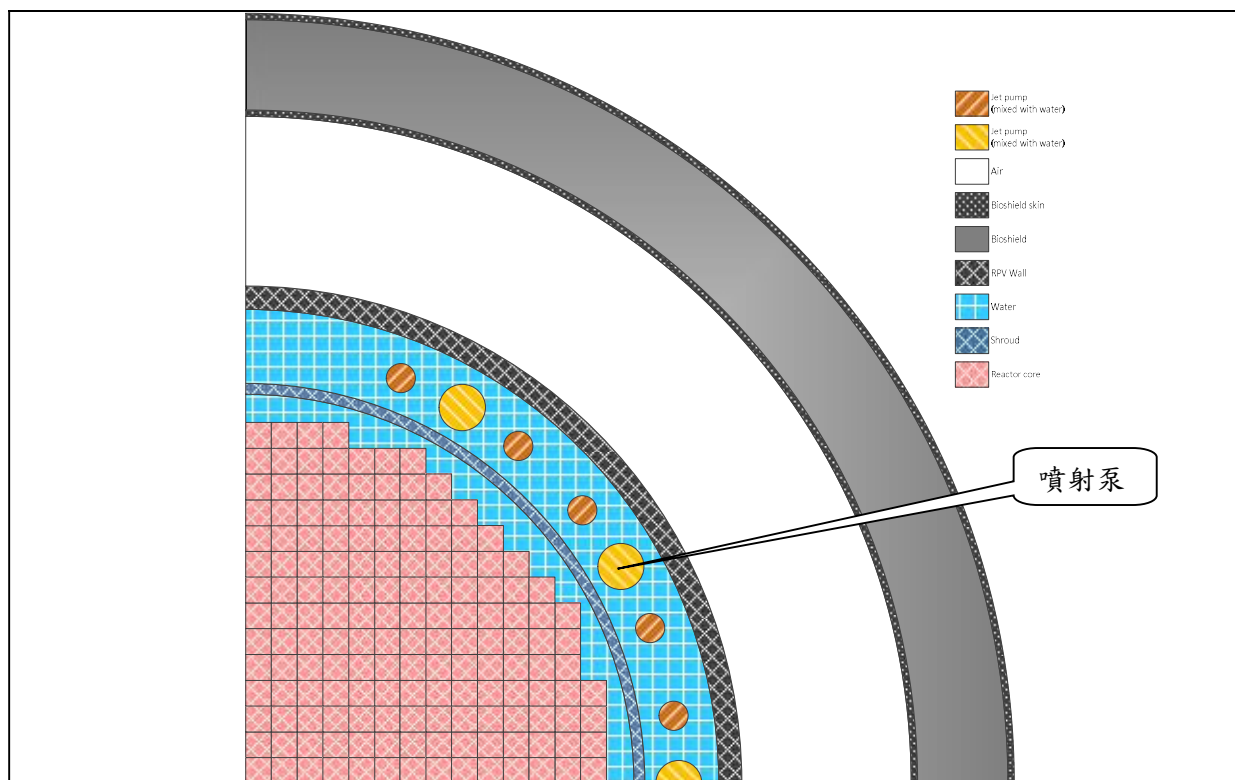


圖 2：反應器壓力槽徑向圓周角幾何

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	九. 一. (二). 2	9-12	結案
第 1 回合審查意見					
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二廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣。所以建立比例因數計畫，必須專案陳報並列管追蹤。					
第 1 回合審查意見答覆					
目前確實受限於除役規劃期間，核二廠尚在運轉，許多分區無法進行取樣，抑或可以取樣，但代表性卻不足，故本公司未來擬於輻射特性調查計畫中建立核種比例因數。輻射特性調查計畫將於輻射特性調查作業前 6 個月專案陳					

報主管審查，並於核備後據以執行。
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 2 回合審查意見
同意答覆，列入後續追蹤。
第 3 回合審查意見
同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。

意見編號	09-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S10	九. 一.(二).2	9-13	結案
第 1 回合審查意見					
1. 比例因數之取樣何時最適當？之前二號機處於長期停機狀態，無法取得足夠的爐水樣品，現已正常運轉應可再取足夠樣品修正此因數。比例因數誤差愈小，放射性廢棄物之分類就愈精準，後續處理處置之風險及費用即愈低。 2. …，再依關鍵核種設定進行計算，加馬基底核種為分母，難測核種則為分子，最後算出比例因數…。意見如下： (1) 加馬基底核種，第一次出現，請寫出其英文全名。 (2) 放射性核種的蛻變，有 α、β^-、β^+、或電子捕獲蛻變，再伴隨射出加馬射線，沒有 γ 蛻變，那來的加馬基底核種？ (3) 建議修正為「…，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，以關鍵核種為分母，難測核種為分子，最後算出比例因數…。」					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 說明如下： (1) 依據國外核電廠之除役經驗，取樣多以污染管件或系統設備之內表面為主要對象，因核二廠目前尚處於運轉狀態，在無法針對污染管件或系統設備之內表面進行取樣下，才以爐水作為取樣分析對象，惟爐水取樣分析結果顯示其核種活度極低，並不適合用於建立污染系統之比例因數。 (2) 除役階段之取樣多屬於破壞性質，可否取樣需視取樣對象是否已解除管					

制、並處於可進行破壞的狀態而定。主冷卻水管路、爐心活化組件、RPV 取樣時機須在燃料自爐心永久移除後方能進行；若之後有規劃進行系統除污，則須於系統除污後再進行相關系統之取樣。

2. 相關文字與用詞將依建議進行修訂，說明如下：

(1) 本項將依審查意見 09-008 之建議，將「加馬基底核種」修正為「關鍵核種」，並補充關鍵核種(key nuclide)之英文全名。詳如附件 09-007-02-A 所示。

(2) 將依本項意見(3)之建議進行修改，詳如附件 09-007-02-A 所示。

(3) 遵照委員的審查意見進行修正。詳如附件 09-007-02-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：一、(二).2

第 2 回合審查意見

1. 污染系統之比例因數又將如何建立，請說明。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

各污染系統之關鍵核種及比例因數建立已於本章第一、(二).2 節中說明，相關資訊已整理列表如下：

各污染系統之關鍵核種

	淨化系統	主冷卻水系統	廢氣系統	生物屏蔽	其他污染水泥
關鍵核種	Co-60	Co-60	C-137	Co-60	Co-60
理由	Co-60 為易測核種活度最高者	Co-60 為易測核種活度最高者	無 Co-60，Cs-137 為易測核種活度最高者	Co-60 為易測核種活度最高者	Co-60 為易測核種活度最高者

各污染系統之關鍵核種與難測核種比例

核種	來源	淨化系統	主冷卻水系統	廢氣系統	生物屏蔽	其他污染水泥
H-3	活化	6.92E-03			1.07E+00	
C-14	活化	2.85E-03	1.25E-05		6.98E-05	3.56E-05
Fe-55	活化	8.99E-01	1.13E-02		2.71E-01	4.30E-03
Co-60	活化	1.00E+00	1.00E+00		1.00E+00	1.00E-00
Ni-63	活化	1.26E-01	9.28E-03		8.91E-04	1.40E-03
Be-10	活化	3.91E-12			1.88E-10	3.60E-15
Cl-36	活化	4.18E-07			4.65E-07	3.78E-09
Ni-59	活化	9.25E-04	7.06E-05		8.46E-06	1.02E-05
Se-79	活化	5.22E-08			3.81E-10	4.83E-11
Zr-93	活化	8.52E-07	7.27E-08		6.25E-09	9.41E-09

Nb-93m	活化	1.94E-01	1.49E-02		1.86E-04	2.17E-03
Nb-94	活化	2.11E-04	1.59E-05		1.51E-06	2.37E-06
Mo-93	活化	9.61E-06	7.26E-07		1.23E-07	1.10E-07
Ag-108m	活化	1.03E-04	7.87E-06		1.84E-04	1.17E-06
Sb-125	活化	1.45E-03	1.25E-04		5.41E-06	1.69E-05
Ba-133	活化	6.36E-10			1.39E-04	9.82E-13
Sm-151	活化	1.20E-02	2.07E-06		2.34E-03	1.81E-05
Eu-152	活化	2.44E-04	1.85E-08		7.47E-02	3.70E-07
Eu-154	活化	1.54E-01	8.13E-06		4.44E-03	2.35E-04
Ho-166m	活化	1.27E-07	2.58E-11		2.42E-05	1.91E-10
Cd-113m	活化	5.62E-01			1.07E-06	6.19E-04
Sr-90	分裂	4.71E-04	2.64E-04	1.45E-03	3.91E-06	5.38E-05
Tc-99	分裂	1.78E-04	1.95E-07		2.56E-08	1.59E-06
I-129	分裂	5.30E-04		7.27E-08		6.59E-09
Cs-137	分裂	3.32E-02		1.00E+00	4.21E-06	4.57E-03
Pu-238	分裂	2.17E-06	1.51E-05			1.02E-06
Pu-239	分裂	1.29E-06	1.78E-06		1.13E-06	1.45E-07
Pu-241	分裂	9.65E-04	2.68E-04			2.65E-05
Am-241	分裂	1.33E-06	2.61E-06			1.44E-07
Cm-242	分裂	2.00E-08				
Cm-244	分裂	1.01E-06	1.14E-05			1.01E-06
Ru-106	分裂	2.00E-02				3.29E-03
Pd-107	分裂	2.70E-05				2.62E-06
Sn-126	分裂	1.26E-04	3.28E-09			1.22E-05
Cs-134	分裂	1.49E-02			5.04E-03	2.21E-03
Cs-135	分裂	6.91E-07		9.69E-06		5.38E-08
Pm-147	分裂	3.04E-02	4.99E-05		1.80E-04	4.43E-03
Eu-155	分裂	6.71E-04	1.80E-06		1.92E-03	9.29E-05
U-232	分裂	2.58E-09	3.88E-11			3.52E-10
U-236	分裂	8.85E-08	1.67E-09			1.22E-08
Np-237	分裂	1.02E-07	1.92E-09			1.40E-08
Pu-240	分裂	1.29E-06	2.37E-06			1.71E-07
Pu-242	分裂	1.58E-09	1.34E-08			4.98E-10
Am-242m	分裂	1.36E-08	5.99E-08			5.91E-09
Am-243	分裂	3.44E-08	1.77E-07			1.51E-08
Cm-243	分裂	2.08E-08	6.41E-08			9.14E-09
Cm-245	分裂	2.66E-10	2.17E-09			8.60E-11

Cm-246	分裂	9.32E-11	7.55E-10			3.02E-11

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	九. 一.(二).2	9-14 9-74	結案
第 1 回合審查意見					
各比例因數所使用之加馬基底核種，採用各廢棄物源分區中豐度最高的易測核種，一次系統冷卻水管路內表面、淨化系統及污染混凝土廢棄物，以 Co-60 作為加馬基底核種，然而因為 Co-60 幾乎不會氣化，故不易在廢氣系統中測得，廢氣系統改以 Cs-137 作為加馬基底核種，相關關鍵基底核種對照如表 9-8 所列。意見如下： 1. 建議將「加馬基底核種」，修正為「關鍵核種」。 2. 請說明選 Co-60、Cs-137 為「關鍵核種」之原因。 3. 表 9-8 的 H-3、C-14，其產生的機制是甚麼？為何選 Co-60 為「關鍵核種」？ 4 表 9-8 的 Sr-90、Tc-99、I-129 的產生機制，主要為分裂，為何在冷卻水管路、淨化系統與污染混凝土也選 Co-60 為「關鍵核種」？					
第 1 回合審查意見答覆					
相關文字與用詞將依建議進行修訂。 1. 遵照委員意見將「加馬基底核種」修正為「關鍵核種」。詳如附件 09-008-01-A 所示。 2. 關鍵核種之選取係以除役期間活度濃度相對較高的加馬核種作為選取基準。於核電廠除役過程中，對主冷卻水管路系統、淨化系統與污染混凝土廢棄物而言，一般活度濃度較高的加馬核種為 Co-60；而對廢氣系統而言，活度濃度較高的加馬核種則為 Cs-137。 3. 因核電廠在除役階段，燃料已自爐心中移除，分裂產物與活化產物均不會再增加，故各核種的比例關係僅受核種自發衰變而改變，與各核種的產生機制無關，故無需依照核種產生機制再做區隔，僅需考量關鍵核種在該系統或組件中的活度濃度是否高到極易被量測。於除役作業期間，因					

Co-60 核種的活度濃度在相關系統與組件中均為相對較高者，故以之作為關鍵核種。

4. 同 3. 之答復內容。

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 2 回合審查意見

3.4. 兩小題不同意答覆。分裂與活化雖不再發生，但已產生的各核種，還是可追溯到其原始的產源。如果各核種的比例關係受核種自發衰變而改變，這樣變動的比例因子，就沒有意義，那要相信何時的比例因子？僅考量活度濃度是否高到極易被量測，就當作關鍵核種，與難測核種沒有關係，就失掉「比例」的意義。

除以上第 3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 建立比例因數時會設定一個參考日，並將所有核種的活度衰變至該日，以確保活度標定日期是一致的。實際在套用比例因數計算時，可將現場度量之易測核種活度濃度推至比例因數參考日，計算出參考日的難測核種活度濃度後，再衰變至進行分類計算的日期，以進行相關計算，故比例因數中各核種的活度比例並無變動問題。
2. H-3 及 C-14 為活化產物，主要來自 H-2 及 N-13 吸收中子而產生；Sr-90、Tc-99 及 I-129 為分裂產物，來自燃料棒中的 U 同位素受到中子撞擊分裂而產生。
3. 活化產物與分裂產物因其產生機制不同，電廠於運轉時、活化產物與分裂產物各自的產量，會因每個燃料週期的運轉狀態而變動，由於分裂產物與活化產物的比例隨燃料週期而改變，故電廠運轉時須針對活化產物與分裂產物各自挑選關鍵核種。然而電廠永久停止運轉、燃料移出爐心後，反應器系統內已不會再有新產生的活化產物或分裂產物，各核種的比例關係僅受核種自發衰變而改變，與各核種的產生機制無關，故無需依照核種產生機制再做區隔，僅需考量關鍵核種在該系統或組件中的活度濃度是否高到極易被量測。於除役作業期間，因 Co-60 核種的活度濃度在相關系統與組件中均為相對較高者，故以之作為關鍵核種。參考國際文獻如瑞典 Forsmark (SKB R-13-03 Decommissioning study of Forsmark NPP, Appendix 2, A2.4 Nuclide Vectors) 及 Oskarshamn (SKB R-13-04 Decommissioning Study of Oskarshamn NPP, Appendix 2, A2.4 Nuclide vectors) 電廠特性調查

報告中，除廢氣系統外，其餘產源亦採用 Co-60 作為關鍵核種。
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 3 回合審查意見
1.2.3.同意答覆。
4.Sr-90、Tc-99 及 I-129 為分裂產物，來自燃料棒中的 U 同位素受到中子撞擊分裂而產生，與 Co-60 沒有比例的關係，以 Co-60 為關鍵核種，計算其比例因子，還是不合理。不能因度量的方便性，以易測核種為關鍵核種。也不能因 SKB 如此用，我們就如此用，還是應提出其真正原因。
除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
4.目前除役計畫係為初步規劃作法，未來實際執行時，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。
審查總結回合意見
4.同意答覆，本項列入重要管制事項。

意見編號	09-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05	九	9-16	結案
第 1 回合審查意見					
本頁說明將建立廢棄物數量盤點資料庫的屬性欄位，請台電公司以表格方式呈現於除役計畫中。另當中的系統代號是否延用運轉時的代號，亦或是再自行另訂代號，請台電公司說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
將依建議改以表格方式呈現於除役計畫中。另廢棄物數量盤點資料庫中所使用之系統代號均沿用運轉時的代號，並無再自行另訂其他代號。詳如附件 09-009-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).3					

第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	09-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、F05	九. 一. (二). 4	9-16~17	結案

第 1 回合審查意見

1. 廢棄物活度推估方法以幾何尺寸進行污染程度模擬，其模擬結果是否有進行可信度的驗證或與國外類似電廠進行比較？
2. 在本頁 4. 廢棄物活度估算方法內容中提出根據西屋公司提供的參考電廠除役經驗…略以，請台電公司說明此處參考電廠為何及依據之合理性？

第 1 回合審查意見答覆

1. 有關廢棄物活度之估算程序，係參考 NUREG/CR-0672, Vol. 2, APPENDIX E 之作法，原因為在現階段除役規劃期間，核二廠仍處於運轉階段，無法直接進行取樣分析，故先參考美國 WNP-2 電廠之活度估算經驗，採取較保守的假設條件來進行廢棄物活度之估算。於核一廠除役計畫中，亦是採用相同的作法，並有獲得西屋公司的確認，故現階段之模擬結果，應具有一定程度之保守度與可信度。
2. 根據西屋公司所建議的沸水式參考電廠為 WNP-2 電廠。除役放射性廢棄物活度估算方法，需依據核二廠主要管線的實際幾何尺寸來進行內部表面污染程度之模擬，故本公司針對核二廠在不同管徑尺寸(分別約為 76、56、36、15 cm)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/m²)進行分析，分析結果具有一定程度之保守度與可信度。

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 2 回合審查意見

2. 此處台電公司說明參考電廠為 WNP-2 電廠，惟仍看不出除役放射性廢棄物活度估算方法依據之合理性，請台電公司再詳加說明。
- 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 因我國核二廠為 BWR 電廠，故依據西屋公司的建議，可參考美國 BWR 電廠 WNP-2 進行廢棄物活度估算。除役放射性廢棄物活度估算方法，需依

據核二廠主要管線的實際幾何尺寸來進行內部表面污染程度之模擬，故本

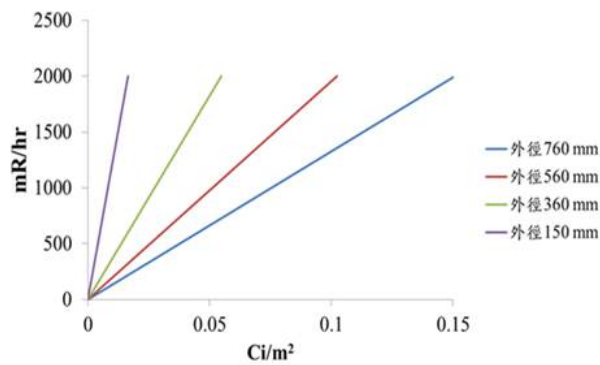


圖1：核二廠不同管徑大小接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

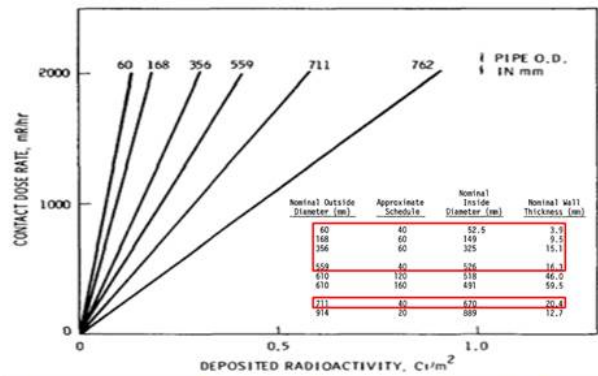


圖2：WNP-2電廠不同管徑大小接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

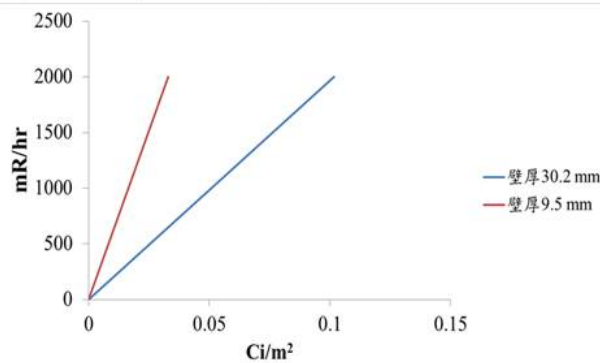


圖3：核二廠不同管壁厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

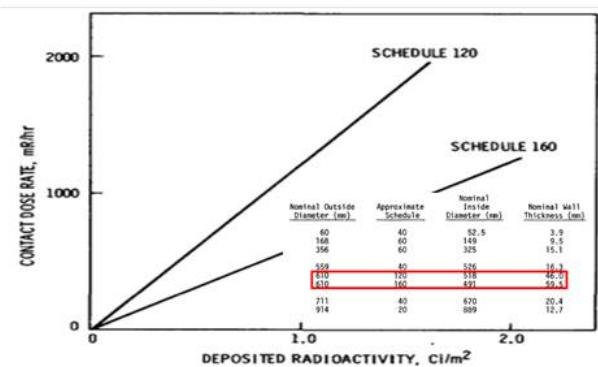
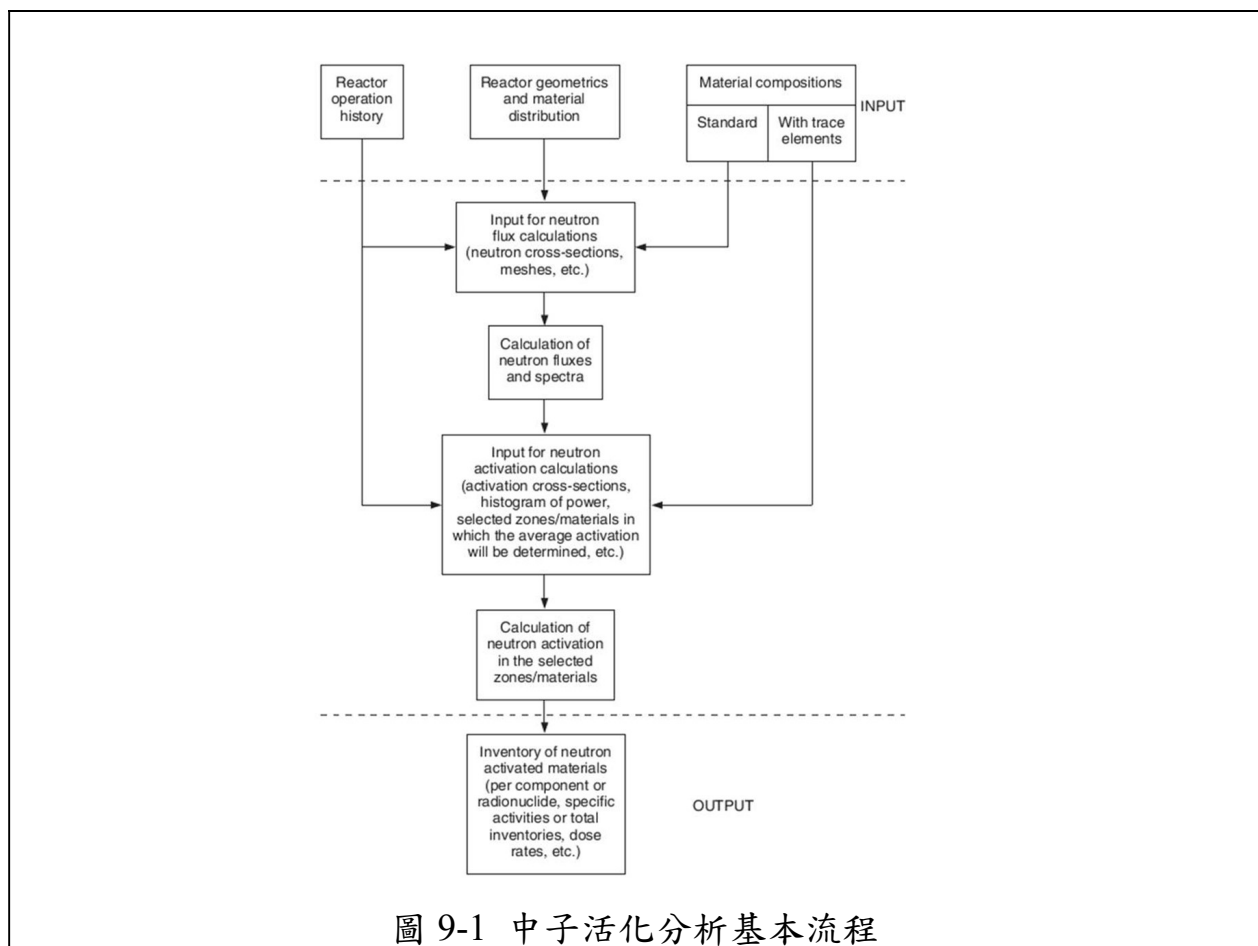


圖4：WNP-2電廠不同管壁厚度接觸劑量率與內部表面污染程度之關係

公司針對核二廠在不同管徑尺寸(分別為 76、56、36、15 cm)條件及不同管壁厚度(分別約 3 cm 及 1 cm)條件下，管件的接觸劑量率(mSv/h)與內部表面污染程度(Bq/m²)進行分析，分析結果如圖 1 至圖 4 所示。將橫軸及縱軸經單位轉換後，與美國參考電廠 WNP-2 之結論一致。由結論可知除役放射性廢棄物活度估算具有一定程度之可信度。

另有關 RPV 及內部組件(RPVI)活度估算，首先需要掌握整個系統內中子通量率的空間與能量分佈，且需齊備 RPV 及其內部組件之相關資料，例如反應器爐體(含生物屏蔽體)之 3D 模型、RPV 及 RPVI 之尺寸、材質組成、密度等、反應器運轉週期資料、爐心功率分佈、空泡比分佈、水密度分佈等，求出反應器內各組件中子通量率的空間與能量分佈後，再將各組件中的平均中子通量率，以及特定的物質組成與活化截面等輸入活化分析程式中計算，方可得 RPV 及內部組件的活度估算結果。如下圖(核二廠除役計畫書 圖 9-1)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 3 回合審查意見

2.同意答覆。

意見編號	09-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05	九	9-17	結案
第 1 回合審查意見					
本頁所述根據 NUREG/CR-6174 之盤點結果，6 in 以下管件約佔所有尺寸管件重量約 8%，…略以。惟核二廠 6 in 以下管件重量是否亦為 8%，請台電公司說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
核二廠在管線重量的估算過程中，有關 6 in 以上管線係利用 3D 繪製之管線					

長度，乘以該管線之規格後得其重量。而其餘小管徑(指 6 in 以下)管線，則參考 NUREG/CR-6174 報告中之數據，推估其佔全數管線之比例，推估結果 6 in 以下管線佔比約 7.62%，在此保守取 8%，故核一廠及核二廠 6 in 以下之管件重量均約佔 8%。

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

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九. 一.(三)	9-19	結案

第 1 回合審查意見

根據八、(一)，8-3 頁，核二廠可能受輻射影響之結構物區域有一號機、二號機反應器廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房、汽機廠房、雜項廢液廠房、乾洗衣房、新洗衣房、19、27、28、31、37 號倉庫、低微污染器材倉庫、廢棄物壕溝、減容中心、1 號低放射性廢棄物貯存庫、2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、東區貨櫃集散區等，請確認除役低放射性廢棄物推估，上述區域是否皆已納入計算。

第 1 回合審查意見答覆

有關各區域是否有納入計算，補充說明如下：

- 1.核二廠區清潔廢棄物倉庫(19 號、27 號、28 號、31 號及 37 號)主要用於貯存符合一定活度或比活度以下待外釋之金屬廢棄物，另廢棄物壕溝已於民國 89 年 2 月清空並停止貯存，故上述各個區域經評估後，考量其受污染之可能性較低，故未列入除役低放射性廢棄物產量之估算中。
- 2.核二廠減容中心、2 號低放射性廢棄物貯存庫及 3 號低放射性廢棄物貯存庫，因屬於除役後土地再利用規劃中之保留區，故未列入除役低放射性廢棄物產量之估算中。
- 3.其餘區域(核二廠一號機、二號機反應器廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房、汽機廠房、雜項廢液廠房、乾洗衣房、新洗衣房、低微污染器材倉庫、1 號低放射性廢棄物貯存庫、東區貨櫃集散區等)，均有列入除役低放射性廢棄物產量之估算中。

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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	09-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05、F06	九. 一	9-20	結案
第 1 回合審查意見					
經比對除役廢棄物分類之 23 個盤點表，第 9-20 頁中所提之桶槽是否包括反應器壓力槽及其內部組件，又汽機組是否需評估，請台電公司說明。 建議將污染金屬盤點結果建立類似表 9-15 之分類表。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 反應器壓力槽及其內部組件屬於廢棄物盤點中的活化金屬類，並不包含於第 9-20 頁中所提及之桶槽(屬於廢棄物盤點中的污染金屬類)內；而汽機組經初步研判，屬於可外釋金屬類，已納入廢棄物盤點評估中，惟未來於實際除役時，將再進行量測確認，若可符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之規範，方可進行外釋作業。 2. 表 9-15 為核二廠除役放射性廢棄物總重量與總活度之統計結果，其中包含污染金屬廢棄物之盤點結果；而各類污染金屬之盤點結果已分別列表於附錄 9.A 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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04	九. 一	9-21-22	結案
第 1 回合審查意見					
內文「本計畫採用建議之除污因子 10 進行上述三系統(BB、EJ、BP)之系統					

除污，結果污染金屬廢棄物的活度約減少 4.91×10^{13} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 42.4 MT、B 類廢棄物約減少 0.1 MT、A 類廢棄物約增加 42.5 MT，污染金屬廢棄物經系統除污後之估算結果如表 9-17 所示。」，請考量 B 類與 A 類污染金屬廢棄物進一步除污之減廢效益。

第 1 回合審查意見答覆

1. 核二廠除役擬進行系統除污的系統包含了反應器再循環水系統(系統代號 BB)、餘熱移除系統(系統代號 EJ)與爐水淨化系統(系統代號 BP)；而對於其他系統，未來於進行成本效益評估時，會再進一步確認系統除污(如化學除污)之必要性。
2. 此外，為降低除役工作人員於進行系統拆除作業時之輻射曝露，根據 IAEA 之建議，針對除役階段之系統除污，應選擇除污效果較好或除污因子較高之除污技術，即 DF 值的要求至少須大於 10，參考 NUREG/CR-0672 之建議，除污因子假設為 10。故本計畫第九章採用本計畫第八章所建議之除污因子 10 來進行上述三系統(BB、EJ、BP)之系統除污，結果污染金屬廢棄物的活度約減少 4.91×10^{13} Bq，其中 C 類廢棄物約減少 42.4 MT、B 類廢棄物約減少 0.1 MT、A 類廢棄物約增加 42.5 MT。
3. 上述三系統(BB、EJ、BP)主要均隸屬反應器廠房，節錄表 9-16 和表 9-17 資訊如下，除污後 B 類與 A 類污染金屬廢棄物之活度明顯下降，系統除污具有一定成效，可有效降低除役作業人員所接受之輻射曝露，並降低後續放射性廢處物處理之成本，未來進行除役作業時，將視作業需求及成本效益進行評估，考量進一步除污之必要性。

	節錄表 9-16 污染金屬廢棄物之初步盤點結果	節錄表 9-17 污染金屬廢棄物之初步盤點結果(系統除污後)
重量(kg) 活度(Bq)	反應器廠房	反應器廠房
B 類	2.41×10^2 7.42×10^9	2.21×10^2 4.22×10^9
A 類	2.89×10^6 3.61×10^{13}	2.93×10^6 2.97×10^{13}

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

	09-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

意見編號		F06	九. 一	9-22	結案
第 1 回合審查意見					
低放射性混凝土廢棄物之估算中，此類廢棄物數量之估算原則刨除深度之依據為何？牆面 2m 以上及天花板應進行初步抽樣取樣量測確認無受污染才不列入計算。					
第 1 回合審查意見答覆					
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，會再進行細部的取樣分析，確認其污染深度及污染範圍。 2. 由於現階段電廠仍在運轉，故對於牆面 2 m 以上及天花板的取樣量測有較多的限制，基於工作人員工安與輻安之考量，目前僅以工作人員可觸及之牆面高度 2 m 作為假設(即假設工作人員平均身高為 170 cm，手舉起來之高度約 30 cm)，評估低放射性污染混凝土廢棄物之初步產量，未來於實際執行除役拆除作業前，會再進行取樣量測，確認牆面 2 m 以上及天花板之污染範圍。					
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：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	九. 一.(三).3	9-23	結案
第 1 回合審查意見					
除役低放射性廢棄物之推估分金屬、混凝土及其他類型，而其他類型專指「工作人員在進行拆除-----」，那系統、設備及組件拆除下來之非金屬如管線、墊片、軸封等屬哪類？有估算在除役低放射性廢棄物中嗎？					
第 1 回合審查意見答覆					
除役低放射性廢棄物之推估以金屬及混凝土的系統、設備及組件為主，如各項設備、管線、閥件等，本章係採較保守之方式進行廢棄物產量之預估，將非金屬附屬零件內其重量涵蓋於前述項目內，故建議該些非金屬附屬零件不需獨立再重新評估。					

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：
第 2 回合審查意見
同意答覆，請將答覆補充於報告中。
第 2 回合審查意見答覆
感謝委員意見，將答覆補充於報告中，如附件 09-016-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).3
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	09-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	九. 一. (三).3	9-23	結案
第 1 回合審查意見					
「所產生之二次乾性廢棄物均會經過焚化處理」，第 9-28 頁又說乾性廢棄物分成可燃、可壓及不可燃不可壓三類，此三類各有不同方式處理，前後不一致。以全數焚化來估算乾性廢棄物產量，此數據合理嗎？					
第 1 回合審查意見答覆					
現階段有關除役二次乾性廢棄物產量之估算係參考引用國外電廠除役之作法及數據，目前參考 NUREG/CR-0672 報告，引用美國 WNP-2 電廠除役之作法及數據，而二次乾性廢棄物之平均密度則引用美國 TLG 公司之經驗。另因電廠除役時所產生之二次乾性廢棄物，係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，所以於本計畫中才會假設核二廠兩部機組於除役時，所產生之二次乾性廢棄物均會經過減容中心處理(焚化減重)，再經超高壓壓縮機處理(壓縮減容)成鐵餅後，裝入 55 加侖桶中貯存。					
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：					
第 2 回合審查意見					

以減容中心焚化爐之條件，處理結果能符合所提美國的經驗及數據嗎？所產生之乾性廢棄物不盡能焚化，如呼吸器、圍籬和帳篷等現在會送減容中心焚化嗎？請再檢視修正。

第 2 回合審查意見答覆

謝謝委員意見，依據減容中心可燃及可壓縮低放射性廢棄物接收作業程序，焚化爐是可以處理呼吸器、圍籬和帳篷等廢棄物，因此，本計畫中才會假設核二廠兩部機組於除役時，所產生之二次乾性廢棄物均會經過減容中心處理。

另依第 9-23 頁內容，乾性廢棄物(DAW)可分成：可壓、可燃及不可壓不可燃等三類，參考 NUREG/CR-0672、Vermont Yankee 除役成本估算報告與 IAEA-TECDOC-1572 等國外除役文獻後，將電廠既有之混凝土、組件金屬、土壤等不可壓不可燃排除於 DAW 定義之外，是為二次乾性廢棄物，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，而核二廠除役時，所產生的二次乾性廢棄物均會經過焚化處理。本章估算乾性廢棄物產量時，係指二次乾性廢棄物，皆考慮焚化減重，為避免混淆，本章表 9-13~15、19 之乾性廢棄物皆修正為二次乾性廢棄物，如附件 09-017-B；另既有之混凝土、組件金屬、土壤等不可壓不可燃等廢棄物則另以分項進行估算，詳細可參考本章廢棄物產量推估結果表之類別分類情形。

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：表 9-13~15、19

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、F02、F06	九. 一.(三).3	9-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「引用核二廠所提供之粒狀廢樹脂統計資料」，核二廠之報告還需引用其					

資料嗎？建議修正為「核二廠粒狀廢樹脂之統計結果」。 2. 未來粒狀樹脂將利用 WOHESS 系統減容，該系統設計處理量為何？是否能符合處理大量樹脂之需求？ 3. 新建之低放射性廢棄物貯存庫是否已評估足夠容納現有之 WOHESS 設備，請說明。 4. 目前廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統尚未得主管機關之核准使用，所以此一段落所預估減容後之產量可能需要保守估算。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 將依建議將「引用核二廠所提供之粒狀廢樹脂統計資料」修正為「根據核二廠粒狀廢樹脂之統計結果」。詳如附件 09-018-01-A 所示。 2. 本公司規劃於核二廠興建之 WOHESS 系統，可處理容量為每小時 40 公升，且每日至少兩值班運轉，並將視廢樹脂產量多寡，彈性調整運轉時間，預計自民國 120 年 1 月開始運轉，可在核二廠除役計畫期限內完成粒狀廢樹脂之處理。 3. 現階段於規劃新建之低放射性廢棄物貯存庫時，已評估可容納現有的 WOHESS 處理系統。 4. 廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)有在製造廠經過冷試車，其和傳統水泥固化處理比較後，已證實減容比約 6：1，但於核二廠除役計畫中，已保守用減容比 3：1 進行估算。					
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、(三).3					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。除役保留區放射性廢液處理系統設置申請及新增低放射性廢棄物處理設施之建造執照申請，本兩項列入重要管制事項。					
第 2 回合審查意見答覆					
遵照辦理。					

意見編號	09-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	九. 一.(三).3	9-24	結案
第 1 回合審查意見					
「3 其他類型低放射性廢棄物」建議整段重新整理，依乾性及濕性廢棄物各有哪些？如何估算？經過何種方式減容？一一說明清楚。減容中心之超高壓					

縮機不是只用來壓爐灰，第 9-31 頁所述之其他可壓廢棄物均可壓縮至 1/3 體積，已列入此處其他類型廢棄物了嗎？保溫材亦屬可壓廢棄物，是以其桶數 12898 亦應修正，此外，濕性廢棄物包含哪些？只敘述粒狀廢樹脂之減容，粉狀廢樹脂亦可減至 1/3，估算了嗎？請說明。

第 1 回合審查意見答覆

1. 現階段有關除役二次乾性廢棄物產量之估算係參考引用國外電廠除役之作法及數據，目前參考 NUREG/CR-0672 報告，引用美國 WNP-2 電廠除役之作法及數據，而二次乾性廢棄物之平均密度則引用美國 TLG 公司之經驗。另因電廠除役時所產生之二次乾性廢棄物，係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，於本計畫中假設核二廠兩部機組於除役時，所產生之二次乾性廢棄物均會經過減容中心處理(焚化減重)，再經超高壓壓縮機處理(壓縮減容)成鐵餅後，裝入 55 加侖桶中貯存，合計產量約 759 桶。
2. 核電廠除役濕性廢棄物之來源主要來自除污廢液(包含系統除污與組件除污)及系統洩水處理過程。系統除污及系統洩水將產生廢粒狀離子交換樹脂，估算方法係引用本公司各核能電廠低放射性廢棄物安定化處理計畫(Rev-3)之粒狀廢樹脂統計資料，迄停機過渡階段結束，預計將產生 13,642 桶 55 加侖固化桶，每桶固化桶之重量約 320 kg，經減容(減容比 3:1)後約產生 4,547 桶。組件除污之估算方法，係參考 NUREG/CR-0672 報告附錄 H5，預估核二廠除役所產生之濕性廢棄物經固化後，其體積約為 $95 \text{ m}^3 \times 2 = 190 \text{ m}^3$ ，經功率校正後約為 $190 \times 0.9019 = 171.36 \text{ m}^3$ ，校正因數係引用 NUREG-1640 附錄 A.2.2 之經驗公式。預估核二廠組件除污所產生之濕性廢棄物原始量約 857 桶 55 加侖固化桶，每桶固化桶之重量約 320 kg，經減容(減容比 3:1)後約產生 286 桶，重量約 286 桶 $\times 320 \text{ kg/桶} = 91,520 \text{ kg} = 91.52 \text{ MT}$ 。
3. 依第 9-31 頁中所述:拆除所產生之金屬管線、金屬管件、金屬罐等廢棄物屬於可壓縮廢棄物，均可壓縮至 1/3 體積，惟目前對於金屬類的除役廢棄物，為求保守評估，暫不考慮壓縮減容後的結果，故現階段所呈現的桶數估算結果會較保守。
4. 核電廠除役保溫材廢棄物的來源主要來自 RPV、管線、設備和鋁皮等，估算方法係參考 Forsmark 核電廠(因其額定發電量與我國核二廠相近)之經驗，保守預估我國核二廠除役所產生之保溫材，其重量約 632 MT，換算成 55 加侖桶後，約 12,898 桶(係依據電廠的實務經驗 49 kg/55 加侖桶)。保溫材雖屬可壓廢棄物，惟實務上很難壓縮，故在此保守依據電廠的實務經驗進行估算，即每 55 加侖桶盛裝 49 kg 的保溫材。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

以減容中心焚化爐之條件，處理結果能符合所提美國的經驗及數據嗎？所產生之乾性廢棄物不盡能焚化，如呼吸器、圍籬和帳篷等現在會送減容中心焚化嗎？請再檢視修正。

除污廢液處理亦會使用到現有之廢液處理系統，其預敷過濾器使用者為粉狀樹脂，亦應估算。

有些廢棄物以減容後計算，此處又為求保守評估，暫不考慮壓縮減容後的結果，究竟以何標準來衡量？請說明。

第 2 回合審查意見答覆

1. 本項答覆同 09-017 第 2 回合審查意見答覆，依第 9-23 頁內容，送減容中心焚化之廢棄物係指二次乾性廢棄物，參考 NUREG/CR-0672、Vermont Yankee 除役成本估算報告與 IAEA-TECDOC-1572 等國外除役文獻，乾性廢棄物可分成：可壓、可燃及不可壓不可燃等三類，可能包括：土壤、混凝土、各種金屬、木材、擦拭紙、塑料、橡膠、除污抹布、電氣導管、保溫材、焚化爐灰等，將電廠既有之混凝土、組件金屬、土壤等排除於 DAW 定義之外是為二次乾性廢棄物，而呼吸器、圍籬和帳篷等屬二次乾性廢棄物，可送往減容中心焚化。故本章估算乾性廢棄物產量時，係指二次乾性廢棄物，皆考慮焚化減重，為避免混淆，本章表 9-13~15、19 之乾性廢棄物皆修正為二次乾性廢棄物，如附件 09-017-B。
2. 感謝委員意見，除役期間之粉狀樹脂屬濕性廢棄物類別，將新增估算數量，詳如附件 09-019-B。
3. 由於除役期間拆除作業所產生之廢棄物(如金屬管線、金屬管件、金屬罐等)種類繁多，且型式較為廣泛，目前無法全面性掌握壓縮及減容資訊，故以不考慮壓縮及減容後的結果，以求保守評估；而如除污抹布、擦拭紙及防護衣等乾性廢棄物，因可依減容中心經驗推估減容成效，方列入減容後結果。而二次乾性、濕性廢棄物則可參考國際文獻及核二廠減容中心之運轉經驗，以實務作業之減容比做為評估之參考依據，詳如下表：

廢棄物類別	是否減容/減重	每 55 加侖桶可盛裝之廢棄物重量
金屬廢棄物	否	200 kg/55 加侖桶
混凝土廢棄物	否	200 kg/55 加侖桶
二次乾性廢棄物	是(焚化減重，依據核二廠減容中心焚化爐的實務運轉經	100 kg/55 加侖桶

		驗，焚化處理的減重比取 13：1)	
濕性廢棄物		是(固化減容，依據核二廠減容中心 WOHESS 的實務運轉經驗，固化處理的減容比取 3：1)	320 kg/55 加侖桶，其中，只有 220 kg/桶是樹脂廢棄物，另外 100 kg/桶是固化所用的混凝土
保溫材		否	49 kg/55 加侖桶

註:本章各除役廢棄物產量推估結果表之乾性廢棄物係指二次乾性廢棄物，將進行修改，詳如附件 09-017-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).3

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	九. 一	9-27	結案

第 1 回合審查意見

廢棄物管理措施中應依據輻射特性調查之結果，就廠房拆除之順序需先進行評估，雖說是 room by room 拆除，要將結構安全與清潔與污染程度因素一併考輒，結構安全無虞前提下，應先對無污染或輕微污染區域先拆除，再逐步往較高污染區域進行拆除，以免因先拆除較高污染範圍後而使較為清潔區域遭受污染而產生不必要之二次廢棄物。

第 1 回合審查意見答覆

本公司進行拆除作業時，將考量結構安全與污染程度後，在結構安全無虞的前提下，先針對無污染或輕微污染區域進行拆除，再逐步往較高污染區域進行拆除，避免因先拆除較高污染範圍後，使原本清潔區域遭受污染而產生不必要之二次廢棄物。

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：

第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見 編號	09-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	九. 一. (四). 2. (4)	9-28	結案
第 1 回合審查意見					
此段文字內容與小節名稱「減容處理」，似乎沒什麼關聯，此處要表示什麼管理措施請說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
本節(廢棄物管理措施)係說明如未來低放射性廢棄物之處置費用高，為降低處置的成本費用時，可採取之因應策略。而本小節(減容處理)主要是說明於進行減容處理時，可考量放射性廢棄物最少產量之目標、維持輻射劑量合理抑低精神及綜合考量除役預算成本等因素，達成一個最適化的結果，來降低處置成本，而非單純只以處理量減少之比例來評估除污之成效。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14	9. 二	9-29	結案
第 1 回合審查意見					
目前預計使用的放射性廢棄物容器是否已經獲得主管機關核准？					
第 1 回合審查意見答覆					
我國主管機關現今已核准使用的盛裝容器有：					
(1)55 加侖金屬桶					
(2)3 桶裝(3×1)重裝容器					

(3) 12 桶裝(3×4)重裝容器。 (4) 低放射性廢棄物高性能混凝土盛裝容器。 (5) 超鈾(TRU)鉛屏蔽容器(金屬桶)。 未來本公司使用其它經評估適用之放射性廢棄物盛裝容器時，亦將事先向主管機關(原能會)提出申請，經核准後方可使用。 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 2 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	09-023	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態	
		S09、F02	九. 二	9-29	結 案	
第 1 回合審查意見						
1. 減量＝減廢＋減容，「除役低放射性廢棄物減量減容措施」建議刪除減容二字。 2. 除役作業規劃應考量減廢的基本原則包括控制廢棄物的產生、防止污染、再回收利用、減少體積等，減少體積部分本章已有一節說明，控制廢棄物的產生、防止污染、再回收利用部分請再多做說明。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 第九.二節標題「除役低放射性廢棄物減量減容措施」，原本是要呼應後面第九.二.(三)節中所提及的廢棄物減容措施，經重新審視除役導則後、以及減量已可含括減容，故將遵照委員意見將「除役低放射性廢棄物減量減容措施」修正為「除役低放射性廢棄物減量措施」。詳如附件 09-023-01-A 所示。 2. 有關控制廢棄物的產生、防止污染、再回收利用部分，已說明於第九.一.(四).2 節(廢棄物管理措施)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、						
第 2 回合審查意見						
2. 控制廢棄物的產生、防止污染請分項撰寫，內文為同一節。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。						
第 2 回合審查意見答覆						

將依委員意見，將廢棄物管理措施的因應策略中，維持原來的(1)控制低放射性廢棄物之產生，再增加一項(2)防止廢棄物污染，詳如附件 09-023-02-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、(四).2
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	09-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05	九. 二	9-30~9-31	結案
第 1 回合審查意見					
(二)配合設備拆除之減量措施內容中，提及反應器壓力槽及其內部組件因為活度較高，採謹慎處理方法規劃，儘早移除…，其中謹慎處理方法為何方能達到廢棄物減量，請台電公司說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
反應器壓力槽及其內部組件因為活度較高，故於此，謹慎處理方法係指採取水下切割等方式，以減少切割粉塵污染，並以水當作輻射屏蔽，降低工作人員的輻射劑量。					
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：					
第 2 回合審查意見					
台電公司答復謹慎處理方法係指採取水下切割等方式，是否除了水下切割外仍有規劃其他處理方式以達到廢棄物減量之目的，請台電公司說明。					
第 2 回合審查意見答覆					
謝謝委員意見，反應器壓力槽及內部組件所產生之放射性廢棄物主要為金屬廢棄物，不適合進行壓縮，只能切成適當大小後裝桶貯存。此類廢棄物在切割時考量包裝容器之裝填量後，透過切割成適當之尺寸進行最佳化裝填及有效廢棄物分類等手段減少廢棄物容器桶數，若最後裝填之廢棄物容器桶數低於原先估算之廢棄物容器桶數，即可視為達到廢棄物減量之目的。					
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：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	09-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九. 二. (三)	9-31	結案
第 1 回合審查意見					
文中提到未來粒狀樹脂可能直接脫水後盛裝在耐 100 年結構完整之容器 (HPC)，惟目前 HPC 僅申請盛裝 A 類廢棄物，未來是否有規劃申請盛裝 B 類或 C 類廢棄物？					
第 1 回合審查意見答覆					
依據「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之第二章第四條規定，不適合固化或固化後不符合第六條規定之 A 類廢棄物，應盛裝於設計使用年限至少能維持一百年結構完整之容器，或封存於具相同容器功能之工程障壁中，或以其他經主管機關核准之方法進行處置。而不適合固化或固化後不符合第六條規定之 B 類廢棄物及 C 類廢棄物，應盛裝於經主管機關核准之高完整性容器，或以其他經主管機關核准之方法進行處置。目前本公司已取得可維持一百年結構完整之容器(HPC)之使用執照，可供 A 類粒狀廢樹脂貯存，未來會再規劃申請可維持三百年結構完整之高完整性容器，供 B 類或 C 類廢棄物貯存用。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S14	九. 二. (三)	9-32	結案

第 1 回合審查意見	
1. 粉狀廢樹脂亦可經由高效率固化系統減容，請補充之。 2. 「低放射性用過粒狀樹脂，或使用濕式氧化…、或直接脫水…」 目前有現有的濕式氧化或直接脫水等相關設備可以處理粒狀樹脂嗎？針對廢樹脂的處置，是否有具體的減容、減量措施？	
第 1 回合審查意見答覆	
1. 原來描述為「低放射性用過粒狀樹脂，或使用濕式氧化程序將其分解後減容裝桶固化」，將再補充「低放射性用過粒狀及粉狀廢樹脂，或使用濕式氧化程序將其分解後減容裝桶固化…」之說明，詳如附件 09-026-01-A。 2. 目前於運轉階段，核二廠係採取直接脫水裝桶後暫存方式來處理粒狀樹脂，未來於除役階段，係規劃以廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS)來進行安定化及減容處理，或脫水後盛裝在耐一百年結構完整之容器(HPC)，或其他經主管機關(原能會)核准之容器內處理。	
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：二、(三)	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	09-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、F05、F06	九. 二.(四)	9-33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 清潔廢棄物倉庫未來皆須拆除，暫放之未符合外釋限值等待衰變者將放於何處？					
2. 除役之放行廢棄物與運轉時所指的放行廢棄物一樣嗎？請另行說明。					
3. 第 3 段：大型廢棄物如無法置入箱型活度偵檢器又不宜切割者，則依其污染狀況分為：則依其輻射與污染狀況分為：…此段內容有重複說明，且後續內容未交待無法置入箱型活度偵檢器者，該如何量測以決定放行，請台電公司說明。					
4. 廢棄物外釋減量部分除應建立品質查證機制外，並確認能夠落實所撰擬之外釋計畫，由於 90%以上均為 A 類廢棄物，而在第 9-33 頁又提及貯存區域應集中存於清潔廢棄物倉庫之中，應當是放行廢棄物或是外釋廢棄物經量測後解除管制且免除料帳後，才能放進清潔廢棄物倉庫之中，請說明。					
5. 除役過程中需外運之土石方及其他廢棄物，其外運去化能力與程序為何？					

如何執行輻射偵測，有無發生疏漏可能？

6. 除役期間如果有產生廢水，須依原許可文件登載事項操作才可以排放。拆除完成之後，向本府環保局申請解除水污染列管。

第 1 回合審查意見答覆

1. 廢棄物經量測屬可放行或外釋者，解除管制且免除料帳後，才能放進清潔廢棄物倉庫之中，未符合外釋限值且污染值較低(如污染值低於 500 Bq/kg，屆時視實際狀況可再調整)，等待衰變解除管制者規劃集中儲存於低放射性廢棄物貯存庫之特定儲存區(如外運檢查/代運區等)，以利後續外釋作業。
2. 於除役期間廢棄物之放行標準與運轉期間相同。
3. 依核二廠程序書 918 廢棄物處理管制程序 6.4.5.1.2 節，針對不宜切割而無法置入箱型活度偵檢器之大型物件，應儘可能取樣置入箱型活度偵檢器進行檢測，未能置入箱型活度偵檢器度量者應執行下述三種偵測：(1). 非固著性污染偵測偵測非固著性污染是利用拭跡紙，擦拭面積為 100 平方公分之待測物體表面，再送入低背景計數系統偵測。(2). 固著性污染偵測使用手提式污染偵測儀(圓餅型蓋革偵檢器)測量。測量時需注意量測作業環境之輻射背景應小於儀器指示 100 cpm，偵測時應保持偵檢頭與偵測物之距離約 1/2 吋，緩慢移動偵檢頭，移動速度應小於每秒鐘 2 吋。(3). 直接輻射偵測使用測量環境級之加馬輻射劑量率之儀器，首先量測偵測場所之輻射背景值，確認輻射劑量率小於 0.2 μ Sv/h，其次將偵測器接觸待測物件各面，偵測結果在輻射背景值變動範圍。若有超過者，則挑出不列入。(4).(1)~(3)項偵測及拭跡範圍應包括物件內、外表面、管徑內側及縫隙死角等部位(污染區產生之廢棄物應將之切割偵測)。
4. 除役之廢棄物外釋計畫，以能落實執行為方向，並將品質查證納入；另第 33 頁內容擬修改為：放行或外釋廢棄物經量測後解除管制且免除料帳後，才能放進清潔廢棄物倉庫之中。詳如附件 09-027-04-A 所示。
5. 除役過程中產生之土石方不會外運，將做為回填使用。至於這些土石方每批也都會執行輻射偵測，低於外釋標準方會充當回填料，否則列為低放廢棄物。
6. 將依新北市政府環保局許可事項辦理，本公司於除役期間若有產生廢水，須依原許可文件登載事項操作才可排放，並於拆除完成之後，申請解除水污染列管。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

1. 請將答覆補充於除役報告中。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

謝謝委員意見，將把 1 之答覆補充於二、(四)中(9-33 頁)，詳如附件 09-027-01-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、(四)
第 3 回合審查意見
同意答覆。清潔外釋計畫修正版應提報主管機關審核，本項列入重要管制事項
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。

意見編號	09-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09	九. 二.(四)	9-33	結案
第 1 回合審查意見					
「建物外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射」，建議修為「建物外牆『及屋頂』應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射」，表示空中散射亦考慮在內。					
第 1 回合審查意見答覆					
依建議將「建物外牆應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射」修訂成「建物外牆及屋頂應具有足夠之厚度以有效屏蔽輻射」。詳如附件 09-028-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、(二)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-029	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九. 二.(四)	9-34	結案

第 1 回合審查意見					
比活度大於 100 Bq/kg 且小於 500 Bq/kg 之低微污染廢金屬重量大約多少？是否已納入表 9-13 廢棄物分類重量推估結果？					
第 1 回合審查意見答覆					
有關比活度小於 100 Bq/kg 之可外釋金屬廢棄物，其重量約 37 MT，已納入表 9-13 廢棄物分類重量推估結果中，屬可外釋廢棄物盤點欄位；而有關比活度大於 100 Bq/kg 且小於 500 Bq/kg 之低微污染金屬廢棄物，其重量約 370 MT，已納入表 9-13 廢棄物分類重量推估結果中，屬 A 類廢棄物盤點欄位。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-030	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02、S10	九. 三.(一)	9-34、35	結案
第 1 回合審查意見					
1.最終處置設施規劃之接收標準為何？ 2.最終處置：選用廢棄物處理技術時，需將預定之最終處置場所接收標準(WAC)納入考量。其接收標準為何？若還沒有，如何納入考量！況且台電公司負責低放射廢棄物最終處置場之選址、興建與作業，請儘快訂出接收標準。					
第 1 回合審查意見答覆					
本題與審查意見 09-001 相同，回覆同 09-001。 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」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，詳如附件 09-030-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：					
第 2 回合審查意見					
2.附件 09-030-A 低放射性廢棄物最終處置場廢棄物接收規範(第 0.1 版)，2.1 是法規要求，2.2 及 2.3 是運送的要求，與處置無關；還是沒有各核種活度濃					

度的上限值。
除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
本公司依低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例，於 101 年 7 月公告建議候選場址，待當地辦理公投完成選址作業。
另擬將第 9-35 頁最終處置相關內容修改為「最終處置：俟最終處置場興建完成後，將低放射性廢棄物送往處置。」，以符合目前辦理現況，詳如附件 09-030-2-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 3 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	09-031	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態	
		F02、F04	九. 三.(一)	9-37~38	結 案	
第 1 回合審查意見						
1. 本節熱處理法提及金屬鎔鑄，核二除役有規劃使用金屬鎔鑄法處理金屬廢棄物？						
2. 請說明本計畫是否設置金屬熔鑄場，處理受污染的金屬廢棄物。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 國內各核電廠於運轉時期，均有金屬送核研所熔鑄成鑄錠的經驗，故將金屬熔鑄處理方法列為選項之一。本公司目前暫無規劃於除役期間使用金屬鎔鑄法處理金屬廢棄物。						
2. 本公司目前暫無規劃設置金屬熔鑄場，處理受污染的金屬廢棄物。						
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：						
第 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	09-032	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九. 三.(一)	9-41	結案
第 1 回合審查意見					
本節敘述「固體處理時可選擇設置乾式噴砂研磨設備、…，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，…，以後使用高溫焚化爐混燒處理。」與「液體研磨除污設備可沿用除役前核二廠既有設施，或視需要於除役現場另外設置。」，此三段文字內容與本節標題固封處理之關聯性為何？					
第 1 回合審查意見答覆					
有關「固體處理時可選擇設置乾式噴砂研磨設備、…，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，…，以後使用高溫焚化爐混燒處理。」與「液體研磨除污設備可沿用除役前核二廠既有設施，或視需要於除役現場另外設置。」等，三段文字內容均為「1.固體廢棄物處理技術(P.9-35)」之綜合說明，並非「(4)固封處理」之接續說明。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-033	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04	九. 三	9-42	結案
第 1 回合審查意見					
內文「利用減容設施以減少除役期間產生之大量低放射性廢棄物之貯存壓力，目前核二廠減容中心設置有超高壓壓縮機及焚化爐，規劃除役期間將低放射性廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化設施(WOHESS)設置於新建低放射性廢棄物貯存庫。」，請說明上述「新建低放射性廢棄物貯存庫」減去 WOHESS 所佔用體積後，剩餘可貯存容量。					
第 1 回合審查意見答覆					

有關新建低放射性廢棄物貯存庫貯存規劃可參考第九.四.(二)節中所述，「…，保守估計新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量約需要 125,000 桶。」，上述規劃已考量扣除 WOHES 所佔用之空間後，可貯放 3 m³ 鋼箱、7 m³ 鋼箱及 55 加侖桶等容器之估算結果。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-034	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02	九.三.(一)	9-42	結案

第 1 回合審查意見

液體廢棄物處理技術：

1. 本節敘述「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，送核二廠減容中心的焚化爐進行焚化處理。」，目前減容中心接收標準不包含焚化有機廢液，請再確認有機廢液處理方式。

2. 雜項廢液處理系統為何未列入？

第 1 回合審查意見答覆

1. 低放射性有機廢液需先經雜項廢液系統油水分離後，然後將油泥製成污泥餅，與低放射性可燃廢棄物配比送減容中心焚化處理。有關低放射性有機廢液製成的污泥餅，在減容中心接收分類係歸為其他類。

2. 將依建議補述雜項廢液處理系統於文中，詳附件 09-034-02-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：一、(一).4

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見	09-035	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S14	九. 三.(一).3	9-43	結案
第 1 回合審查意見					
進行拆除、切割、除污的廠房內部，在進行各項作業時，是否有引風機系統確保氣體廢棄物的流向？請說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
在進行拆除、切割、除污的作業時，本公司會利用既有通風系統或移動式通風系統，確保氣體廢棄物不會產生外洩。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見 編號	09-036	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F02、F03、F04、 F06	九. 三.(三)	9-45	結案
第 1 回合審查意見					
1. 3 m³鋼箱、BFA 鋼箱、7 m³鋼箱、B-25 鋼箱之規格為何，請補充說明。 2. 核二廠除役期間擬採用之低放射性廢棄物包裝容器包含 55 加侖桶、高性能混凝土處置容器(HPC 桶)、3 m³鋼箱、3 × 1 鋼箱、3 × 4 鋼箱、7 m³、B-25 鋼箱、BFA 鋼箱及 20 ft 半高貨櫃等，請簡要說明 3 m³鋼箱、7 m³、B-25 鋼箱及 BFA 鋼箱之特性、材質、大小及容量等特性。 3. 第 9-45 頁最後 1 行：「我國主管機關(原能會)現今已核准使用的盛裝容器有：55 加侖金屬桶、3 桶裝重裝容器、12 桶裝重裝容器、低放射性廢棄物高性能混凝土盛裝容器、超鈾(TRU)鉛屏蔽容器(金屬桶)及 55 加侖不銹鋼桶等。」所列第 1 項(55 加侖金屬桶)與最後 1 項(55 加侖不銹鋼桶)是否指同種容器，請說明。 4. 內文「耐 100 年結構完整之容器(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 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。 5. 核二廠除役工作所產生之放射性廢棄物，若因最終處置場之選址過程遭遇困難，現有之低放射性廢棄物桶是否將繼續存放於現地？現有廢棄物桶之					

耐久性為何？台電公司如何因應，是否需執行進一步分析？在技術上是否有作加強？
第 1 回合審查意見答覆
1. 3 m³ 鋼箱、BFA 鋼箱、7 m³ 鋼箱、B-25 鋼箱之規格詳如附件 09-036-01-A。 2. 同 1 之回復，規格詳如附件 09-036-02-A。 3. 55 加侖金屬桶與 55 加侖不銹鋼桶，兩者為相同之容器，將統一修訂為「55 加侖桶」，詳如附件 09-036-03-A。 4. 未來台電公司會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理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，並經主管機關同意後，方可使用。 5. 若因最終處置場之選址過程遭遇困難，現有之低放射性廢棄物桶將繼續存放於現地。55 加侖金屬桶約可使用 36 年(依日本熱浸鋅協會耐用計算式可耐約 26 年，復以表面雙層保護漆塗裝，可再增 10 年壽命，共為 36 年使用壽命。)。於貯存期間亦有定期檢視，若有鏽蝕或凹陷將進行檢整。此方式已持續採用多年，技術上沒問題。
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：三、(三)
第 2 回合審查意見
4. 意見答覆『未來台電公司會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理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，並經主管機關同意後，方可使用。』，請修訂報告內容。 除以上第 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
謝謝委員意見，將把『未來台電公司會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理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，並經主管機關同意後，方可使用。』加入三、(三)中，詳如附件 09-036-04-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：三、(三)
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見 編號	09-037	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		F03、F06	九. 四.(一)	9-46	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 核二廠內目前存放有屬核一廠處理後之放射性廢棄物，另依第八章說明，核二廠除役期間，核一廠放射性廢器物可能持續送核二廠減容中心進行處理，該處理後廢棄物是否可能送回核一廠貯存，請台電公司預先評估。若有此需求，應於第九章、四、(一)節中說明，並於第十章說明運送導致的作業人員與民眾曝露劑量評估結果及輻防措施。 2. 關於低放射性與高放射性廢棄物最終處置場之選址，台電公司所考量之重點為何？是否有考慮周邊道路承載能力、運輸碼頭吊運能力與成本評估；核二廠除役之成本估算是否考量到放射性廢棄物之運送成本？						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 經本公司評估後，核一廠除役將不再運送可燃性廢棄物至核二廠處理，故擬刪除本計畫第 8 章之相關內容，本項答覆內容可參考第 8 章審查意見 08-016 子題 4。 2. 低放射性與高放射性廢棄物最終處置場考量之選址重點，為依據法規、地方意願與母岩合適性進行選址。此外，有考慮周邊道路承載能力、運輸碼頭吊運能力與成本評估核二廠除役之成本估算。也包括放射性廢棄物之運送成本。						
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 2 回合審查意見						
1. 除所述可燃廢棄物外，可壓廢棄物是否規劃送核二廠減容中心處理，請補充說明。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。						
第 2 回合審查意見答覆						
謝謝委員意見，核一廠除役可壓廢棄物暫不規畫送至核二廠減容中心處理。 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 3 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	09-038	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S14、F02、F03、F04、F06	九.四.(二)及五.(一)	9-47	結案

第 1 回合審查意見

1. 目前新建低放射性廢棄物貯存庫的規劃進程如何？是否符合進度？(圖 9-15 不甚清楚，是否可改善？)
2. 新建低放射性廢棄物貯存庫及乾式貯存設施預定地，請說明地質調查結果。
3. 本章中說明核二廠 1 號低放貯存庫於未來除役作業時將不保留，請說明該貯存庫之除役規劃。
4. 本章中並未針對低放射性廢棄物貯存壕溝之未來使用規劃進行說明，請補充。
5. 內文「依據表 9-19 核二廠除役廢棄物總數量推估結果，廢棄物總量為 130,445 桶，扣除上述 17,581 桶的現有貯存空間，再加上約 10%的盤點餘裕後，需要的新增貯存容量為 124,150 桶。因此，保守估計新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量約需要 125,000 桶。」，請說明新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量，是否含不可預期之土壤污染廢棄物貯存空間。
6. 核二除役所有新建工程屬第一期營建工程者，開工前需提送營建工地逕流廢水污染削減計畫，經本府環保局核准後方可進行施工。
7. 依非都市土地使用管制規則第 6 條附表一規定，特定目的事業用地得按特定目的事業計畫使用，是本案計畫除役期間如有改建或新建之設施仍應符合原核定事業計畫使用。」至後續新建「用過核子燃料室內乾式貯存設施」、「低放射性廢棄物貯存庫」或設置其他發電設備等設施，如經目的事業主管機關認定未變更原電廠計畫使用性質，則按原核定事業計畫容許使用；惟如經認定有變更原電廠計畫使用性質或作原電廠計畫以外之使用，則應循非都市土地使用管制規則第 30 條及非都市土地變更編定執行要點規定辦理用途變更；倘變更面積超過 2 公頃者，則應循非都市土地使用分區變更相關程序辦理。

第 1 回合審查意見答覆

1. 依據核二廠除役整體 WBS 排程，即參照本除役計畫第六章圖 6-1 之除役過渡階段作業排程，項次 1.6.2-興建低放射性廢棄物貯存庫之工項，預計於民國 113 年提出該設施之建造執照申請文件、於民國 114 年開始施工與測試、並於民國 119 年開始啟用運轉。另已重新更新圖 9-15 之清晰度，詳如附件 09-038-01-A。

2. 依據鑽孔調查結果，新建低放射性廢棄物貯存庫場址地層種類有回填層、粉土質砂層、細砂層及岩層等。參考資料詳見附件 09-038-02-A。
3. 關於核二廠 1 號低放貯存庫除役規劃之清理作業，本公司已於 107 年 12 月 24 日電核能部核發字第 1078137720 號函送「第二核能發電廠 1 號低放射性廢棄物貯存庫清理作業計畫」至大會審核中，相關清理作業俟本計畫核定後據以配合辦理，後續除污工作及環境輻射監測將依一般清潔倉庫標準辦理，屆時並視核二廠除役進程進行規劃辦理。
4. 核二廠廢棄物壕溝已在民國 89 年 2 月清空並停止貯存，並於民國 106 年 7 月 18 日獲得物管局同意停止運轉，後續之除役工作將納入核二廠除役計畫中辦理。
5. 經確認核二廠運轉歷史，從開始商轉迄今，並沒有發生土壤污染事件，故未納入低放射性廢棄物的產量估算中，惟核二廠新建低放射性廢棄物貯存庫的設計容量，目前有多考慮約 10% 的盤點餘裕，約 12,136 桶，應可涵蓋不可預期之土壤污染廢棄物之貯存空間。
6. 本公司於核二除役所有新建工程屬第一期營建工程者，施工前將提送營建工地逕流廢水污染削減計畫，經新北市政府環保局核准後方會進行施工。
7. 本公司將遵照相關法規規定辦理。

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：圖 9-15

第 2 回合審查意見

- 3.1 號低放貯存庫之除役作業時程已依所述清理作業計畫辦理，請說明所述「屆時並視核二廠除役進程進行規劃辦理」是針對何項作業。
 4. 核二廠低放射性廢棄物貯存壕溝為主管機關依法核准使用之低放射性貯存設施，該設施之除役作業應依法提出除役計畫，經審核後據以執行。
- 除以上第 3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

審查意見答覆如下：

3. 「屆時並視核二廠除役進程進行規劃辦理」係指 1 號低放射性廢棄物貯存庫於核二廠除役期間，配合主設施之除役時程及拆除作業進行規劃；另有關 1 號低放射性廢棄物貯存庫拆除之細部規劃，如除役計畫第六章所述相關內容，將於除役拆廠前另案提報主管機關(原能會)，經核准後據以執行。
4. 將依委員意見，核二廠廢棄物壕溝依法提出清除作業計畫，經審核後據以執行，相關內容亦已於除役計畫第六章一、(三).1 節中說明，惟目前除役計畫第六章使用之計畫名稱有誤，將修正為「清除作業計畫」。

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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	09-039	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、F02、F06	九. 五.(一)及 圖 9-14	9-49、9-64	結案
第 1 回合審查意見					
1. 圖 9-6 之運送路線標示不清，請重繪。 2. 廠內低放射性廢棄物運送路線請輔以文字說明。 3. 台電公司是否已規劃好未來用過核子燃料運送至核二廠一期乾式貯存設施之動線？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 除役計畫第 9 章圖 9-6 為核二廠鋼筋混凝土塊分離場作業區與堆置區位置圖，審查意見所指應修正之圖應為圖 9-16，圖 9-16 將依建議重新繪製運送路線。詳如附件 09-039-01-A 所示。 2. 圖 9-14 將依建議輔以文字作說明。詳如附件 09-039-02-A 所示。 3. 用過核子燃料自核二廠燃料廠房運送至一期乾式貯存設施之動線已納入一期乾式貯存設施的設計規劃中一併辦理。					
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：圖 9-16；圖 9-14					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。低放射性廢棄物貯存設施建造執照申請，本項列入重要管制事項。					
第 2 回合審查意見答覆					
遵照辦理。					

意見編號	09-040	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F18、F06	九.五		結案
第 1 回合審查意見					
依據圖 6-1「除役過渡階段作業排程」及圖 6-2「除役拆廠階段作業排程」，台電公司規劃 114 年 7 月啟用第一期乾式貯存設施，123 年 1 月啟用第二期乾式貯存設施， 1. 請問上述時程如何推估？ 依據核一廠經驗，第一期露天乾貯並不被地方政府及關心人士接受，台電公司為符合社會共識要求，核一廠除役計畫第二期乾貯設施改採室內貯存型式規劃，以致興建啟用之時程需向後推延。基於前述經驗，若核二廠第一期露天乾貯無法順利啟用，台電公司是否有替代方案？此外，若一期乾貯設施能順利啟用，也僅能貯存 2349 束用過核子燃料，台電公司如何在除役拆廠階段同步進行二期乾貯作業及反應器廠房設備拆除作業，台電公司有必要審慎考量提早啟動第二期室內乾貯興建計畫，俾利後續除役拆廠作業。 2. 乾式貯存護箱之設計存放年限為何？於設計此一貯存護箱時，所執行之相關分析有那些？核二廠位於海邊，乾式貯存護箱之設計的耐久性如何考量，能使用多久？ 3. 現行使用用過燃料乾式貯存護箱之尺寸與容量較大，建議採用容量較小之護箱容器（每桶裝載量不宜超過 30 束用過核子燃料），且應採取室內集中式貯存，並配有自動化裝填設備，俾未來最終處置計畫延宕時能執行過核子燃料之再取出與重新放置。 4. 目前核二廠一期用過核子燃料露天乾式貯存設施屬過渡性質，使用後是否拆除，或保留？另其尚未興建，環評仍在進行中，如未來二期環評先通過，因其型號與二期不同，就成本及效率考量，是否有興建的必要性？或直接興建二期即可，且依據前行政院長指示及社會大眾共識，核二乾式貯存設施建議採室內乾貯型式。。 5. 關於核二廠一期用過核子燃料露天乾式貯存設施之水保計畫訴願案，台電公司目前相關因應對策為何？核二除役所需興建之相關乾貯設施，其水保計畫應依據水土保持計畫審核監督辦法第六條辦理。 6. 核二廠一期用過核子燃料露天乾式貯存設施若無法如期完成興建，台電公司之因應措施(替代方案)為何？ 7. 核二廠一期乾式貯存設施及周邊道路之土壤承载力是否足夠負擔相關運送載具之荷重？ 8. 核二廠除役後高放射性廢棄物若暫時放在廠內，其貯存設備之安全等級是否與最終貯存安全等級一樣？核一、二廠附近有(山腳)斷層，要考慮要國際標準的話，貯存設計規格要更為嚴格。還是說因為是暫存而降低安全標準？					

9. 核二廠一期乾式貯存若無法如期啟用，用過核子燃料仍放置在反應器中，除役無法如期執行。現行所推行之相關公投它跟地方事實的環境條件，完全無法執行，與事實有所相違背。
10. 核二除役所需興建之相關乾貯設施，需依照環評相關規定與結論辦理。
11. 露天乾式貯存的少量短期使用是多短期？室內乾貯預計興建的時間多久？為何不即刻針對最終處置場進行選址，而要等到 2038 年才選，2055 年才要完工？

第 1 回合審查意見答覆

1. 有關乾貯設施相關時程之推估說明如下：
- (1) 第一期用過核子燃料乾式貯存設施之啟用係根據裝載池復原作業工作時程、第一期用過核子燃料乾式貯存設施冷/熱測試及主管機關(原能會)審查等作業完成時程開始進行推估，前述作業完成後即可啟用第一期用過核子燃料乾式貯存設施。
- (2) 因進行輔助及反應器廠房設備拆解作業前，須先將用過核子燃料逐步從用過核子燃料池島區移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施，故第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施之啟用係依據輔助及反應器廠房設備拆解作業時程往回推估。
- (3) 若一期乾貯無法順利啟用，首先衝擊的就是爐心燃料無法退出，相關因應作為包括持續確保用過燃料在爐心與用過燃料池的貯放安全，同時積極推動二期乾貯之興建，以期順利將爐心燃料退出，進行除役工作。
- (4) 本公司將積極推動二期乾貯之興建，俾利後續除役拆廠作業。
2. 一般而言，乾式貯存護箱之設計壽命為 40 年至 60 年，視各廠家之設計而定。所執行之相關安全分析包括：(1) 臨界安全評估、(2) 結構評估、(3) 熱傳評估、(4) 輻射屏蔽評估、(5) 密封評估以及(6) 異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估。裝載用過核子燃料之乾式貯存護箱溫度為 70℃ 以上，故核能二廠雖位於海邊，乾貯護箱可藉由蒸發效應保持乾燥，避免潮濕腐蝕問題。一期之乾式貯存護箱乃由密封鋼筒及混凝土屏蔽護箱所組成，也就是混凝土屏蔽護箱為外套筒，其內放置密封鋼筒。密封鋼筒外殼材料採用不銹鋼 304/304L。不銹鋼 304/304L 具有極佳的耐久性及抗鏽蝕性，在海水環境下，40 年平均腐蝕率小於 0.04 mils (約 0.001 mm)，故貯存 40 年應無平均腐蝕疑慮。局部孔蝕累積深度保守推估 50 年之局部孔蝕累積深度為 3.7mils (約 0.094 mm)。密封鋼筒厚度為 0.5 in (約 12.7 mm)，依據上述保守估算之局部孔蝕累積深度不影響密封鋼筒結構完整性。二期護箱尚未招標採購，未來將於招標規範書要求承包商所提供之設計、材料及焊接方式要具有抗腐蝕能力，滿足核能二廠之特殊環境需求。
3. 輕水式核能電廠有壓水式核能電廠及沸水式核能電廠兩種。壓水式核能電廠之燃料元件尺寸較大，沸水式核能電廠之燃料元件尺寸較小，因此目

前國際上只有壓水式核能電廠所使用之護箱容量設計在 30 幾束，沸水式核能電廠都在 50 幾束以上(核能二廠為沸水式核能電廠)。早期護箱之設計容量均不大，但目前為減少運貯次數，以降低潛在之工安事故及工作人員劑量，因此均朝向設計容量大之護箱。各廠所選用之護箱容量主要受限於該廠之燃料廠房護箱吊車之荷重能力。未來待二期室內貯存設施完成後，將貯存在此室內貯存設施，該設施設置有再取出池，必要時可進行用過核子燃料之再取出，然後重新裝筒。

4. 按照目前之時程規劃，核能二廠一期乾貯仍有興建之必要，才能及時將核能二廠反應器及護箱裝載池之用過核子燃料移至乾貯設施，以利除役作業之進行。在短期露天貯存後，未來再移至二期之室內貯存設施。由於一期乾貯已完成採購、設計、分析、取得建造執照及進行設備製造，而此過程需要相當冗長之期間，因此其完成之期程將先於二期乾貯。未來一期乾貯之用過核子燃料移至二期室內貯存設施後，一期乾貯設施將予移除。
5. 有關核二 1 期乾貯水保完工期限展延，台電公司已提起 3 次訴願，前 2 次訴願農委會均作成「原處分撤銷，由原處分機關另為適法之處分。」之訴願決定。第 3 次訴願審理中。有關核二 1 期水保開工期限展延，台電公司亦提起訴願審理中。
6. 台電公司在推動除役的過程中，首重安全。一期乾貯若真的無法順利施作，首先衝擊的就是爐心燃料無法退出，相關因應作為包括，持續確保用過燃料在爐心與用過燃料池的貯放安全，同時積極推動二期乾貯之興建，以期順利將爐心燃料退出，進行除役工作。
7. 對於乾貯設施本身與周邊道路之土壤承载力，在相關設計時均已納入考量與評估，採取適當的安全餘裕與必要工程設計，以確保乾貯設施運作與用過核子燃料貯存之安全。
8. (1)最終處置場與乾貯設施之法規要求不同，依據我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，高放射性廢棄物（用過核子燃料）最終處置應採深層地質處置，意即高放射性廢棄物必須置放在地表下適當之深度（國際上一般指地下 300 至 1000 公尺處）與地質環境內，將放射性核種與生物圈安全隔離，而乾式貯存設施係地表上之設施，兩者所要求之安全標準不同。(2) 本公司所提之安全分析報告已於 104 年 2 月 9 日獲原能會准予核備。安全分析報告中對於各項天然災害及意外事件，如地震、洪水、雷擊、飛機撞擊等可能造成的危害，均經審慎評估與設計，在各種災害的保守假設條件下，密封鋼筒皆能維持結構完整，無破損洩漏之虞。
9. 本公司將積極推動二期乾貯之興建，以期順利將爐心燃料退出，進行除役工作，並配合政府能源政策辦理核能發電廠運轉執照到期後之相關規劃及準備作業。
10. 核二除役所需興建之相關乾貯設施，本公司將依照環評相關規定與結論

辦理。

- 11.(1) 依目前核二廠除役計畫書之規劃，若第一期用過核子燃料乾式貯存設施能於一號機進入除役期間前完成興建(110 年 12 月 28 日)，則於 113 年 7 月 1 日開始將用過核子燃料搬至第一期用過核子燃料乾式貯存設施，預計於 115 年 12 月 31 日完成搬運工作；於 119 年 1 月 1 日開始將用過核子燃料(包含第一期乾式貯存設施及用過核子燃料池貯存之用過核子燃料)移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施，預計於 127 年 12 月 31 日完成搬運工作；故少量用過核子燃料預計於第一期用過核子燃料乾式貯存設施貯存約 8~9 年左右。
- (2) 本公司目前已將核二廠第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施之投資可行性報告提送經濟部審查。其中就設施之規劃時程，預計 111 年奉經濟部核定，120 年正式運轉。
- (3) 本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 5 個階段，已有明確的期程規劃。

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 2 回合審查意見

- 11.第 11 項第(1)點「於 119 年 1 月 1 日開始將用過核子燃料移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施」與第(2)點「第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施，預計 111 年奉經濟部核定，120 年正式運轉」時程規劃似有衝突，請釐清。

除以上第 11 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 此處係為誤植，依核二廠除役計畫書第六章之規劃，正確應修改為：於 123 年 1 月 1 日開始將用過核子燃料(包含第一期乾式貯存設施及用過核子燃料池貯存之用過核子燃料)移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施。另除役計畫第六章之排程規劃於第二回合答覆時有進行調整，故用過核子燃料搬至第一期用過核子燃料乾式貯存設施時程調整為 113 年 7 月 1 日至 114 年 12 月 31 日。
2. 因進行燃料廠房設備拆解作業前，須先將用過核子燃料逐步從用過核子燃料池島區移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施，故除役計畫內容

採用之運轉日期(123 年 1 月 1 日)係依據燃料廠房設備拆解作業時程往回推估而得。

3. 而核二廠第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施投資可行性報告評估之運轉時間(120 年)係依興建該設施之各階段作業(含發包作業、細部設計、建照申請、硬體製造及土建設施、試運轉及運轉執照申請等)之時程往後推估而得。
4. 因兩者推估方法不同，故會有些許時間差，但可確認第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施之推動時程符合除役時程需求。待核二廠第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施投資可行性報告經主管機關核定後，將一併修訂除役計畫相關時程規劃內容。

另前次第 1(2)答覆誤植乾貯設施名稱，擬更新如下: (2)因進行輔助及反應器廠房設備拆解作業前，須先將用過核子燃料逐步從用過核子燃料池島區移至第一期用過核子燃料乾式貯存設施，故第一期用過核子燃料乾式貯存設施之啟用係依據輔助及反應器廠房設備拆解作業時程往回推估。

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 3 回合審查意見

請台電公司以除役計畫過渡階段(118 年底)完工啟用二期室內乾貯設施為目標推動辦理。台電公司於計畫執行過程中，倘有不可歸責之情事，得敘明具體理由，申請計畫時程變更。第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施含再取出設備建造執照申請，本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

遵照辦理，除役計畫第六章相關內容亦將一併修改，詳如附件 09-040-11-C。

審查總結回合意見

同意答覆，本項列入重要管制事項。

意見編號	09-041	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S10	九. 六	9-52	結案
第 1 回合審查意見					

核二廠除役，仍保留低放 2 號與 3 號貯存庫，且須興建一新的貯存庫(125,000 桶)及兩處的用過核燃料乾式貯存設施。必須考量這些貯存庫及乾式貯存設施，對非限制使用區一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 毫西弗之規定，列入本章之結語內。

第 1 回合審查意見答覆

本公司已於本計畫第 10 章中，針對低放射性 2 號貯存庫、低放射性 3 號貯存庫、新建低放射性貯存庫(容量 125,000 桶)及兩處的用過核燃料乾式貯存設施等設施，評估除役期間各項活動對民眾及工作人員之劑量影響，均可確保其對非限制使用區一般人所造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv；且依據「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第十四條準用第五條第一項之規定，處理及貯存設施之輻射防護設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 mSv，並符合合理抑低(ALARA)原則。故本公司為符合 ALARA 原則，另自主承諾核二廠中每座處理及貯存設施，均可確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不超過 0.05 mSv。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

若於第 10 章內容確認已說明，就可以同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

確認第 10 章內容已說明，本項擬申請結案。

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 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	09-042	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F06	九. 六	9-52	結案
第 1 回合審查意見					
「本章估算出核二廠除役期間預計產生之低放射性廢棄物類別、數量及其特性，依據核二廠各種運轉資料及廠址調查結果…」建議依據應加入「廠址輻射特性調查」。					

第 1 回合審查意見答覆	
將遵照委員意見將「依據核二廠各種運轉資料及廠址調查結果…」修訂為「依據核二廠各種運轉資料及廠址輻射特性調查結果…」。詳如附件 09-042-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：六	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	09-043	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04	九. 六	9-53	結案
第 1 回合審查意見					
內文「粒狀廢樹脂、過濾殘渣、濃縮廢漿，可選擇採用水泥固化、濕式氧化、脫水後盛裝於耐 100 年結構完整之容器(HPC)或其他經主管機關(原能會)核准使用之容器內等方式處理。」，請說明上述「粒狀廢樹脂、過濾殘渣、濃縮廢漿」為 A 類、B 類、C 類或超 C 類廢棄物。					
第 1 回合審查意見答覆					
核二廠除役所產生之粒狀廢樹脂(A 類、B 類、C 類或超 C 類)，將以 WOHESS (濕式氧化暨高效率固化系統)安定化處理為原則。另可行的替代方案為：A 類粒狀廢樹脂以脫水後盛裝於耐一百年結構完整之容器(HPC)，B 類及 C 類粒狀廢樹脂，將以 HPC 提升為高完整性容器(HIC)盛裝。有關過濾殘渣、濃縮廢漿(A 類、B 類、C 類或超 C 類)等，仍以現行之高減容固化系統進行安定化處理。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	09-044	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F04、F06	九. 六	9-65、82、83、84、87-91	結案

第 1 回合審查意見

1. 「圖 9-1 低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程」，請加強解析度。
2. 表 9-16、9-17、9-18、9A-3、9A-4、9A-5、9A-6、9A-7、9A-8、9A-9、9A-10 及 9A-11，請增加一欄位顯示「超 C 類、C 類、B 類及 A 類之重量與活度總和」。
3. 若低放射性與高放射性廢棄物最終處置場之選址無法如期完成，台電公司如何因應？有無變通之方法？
4. 核二集中式貯存或者是最終處置場的期程規劃應明確加以訂定。
5. 目前僅有一個低放最終選址辦法，但是這個選址辦法卻窒礙難行，必須被檢討；對於其他高放射性廢棄物則仍未有相關管理辦法，因此現行最迫切的是推動建置相關管理辦法，國外都有一個專責機構處理核廢。要有非常公開透明的組織體，有一個公正的組織體，我們可以管理基金，組織一個核廢料的專責機構，必須要有管制與管理法。

第 1 回合審查意見答覆

1. 此項與審查意見 09-038 子題 1 相同，將依建議再加強圖 9-15 (低放射性廢棄物最終處置場開發計畫預定時程)之解析度，詳附件 09-044-01-A。
2. 表 9-16、9-17、9A-3、9A-4、9A-5、9A-6、9A-7、9A-8、9A-9、9A-10 及 9A-11 等，原本即有整理出超 C 類、C 類、B 類及 A 類廢棄物之重量總和與活度總和。
3. 相關替代方案如下：
 - (1) 低放射性廢棄物最終處置場：主管機關(原能會)考量低放處置選址作業可能受到政治、社會、環境及地方民意等變數的影響而未能順利進行，曾函請經濟部督導台電公司，就低放最終處置計畫提出替代應變方案。台電公司目前已完成「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」，並陳報經濟部國營會轉陳經濟部核轉行政院國家永續發展委員會「非核家園推動專案小組」(非核小組)研議，後續將依據「非核家園推動專案小組」審議之結論形成決策後，依政府決策辦理。
 - (2) 高放射性廢棄物最終處置場：依原能會核備之「用過核子燃料最終處置計畫」時程規劃，預計將於 2028 年底提出優先詳細調查的場址，未來該計畫進度如無法於 2028 年提出優先詳細調查場址時，台電公司將參照荷蘭、瑞士等國家之策略，適時啟動放射性廢棄物中期暫時貯存設施。
4. 相關時程規劃如下：
 - (1) 「放射性廢棄物中期暫時貯存設施」之期程規劃：
 - a. 依 108 年 3 月 15 日，行政院永續發展委員會非核家園推動專案小組召開第 4 次會議紀錄：會議共識為推動興建「放射性廢棄物中期暫時貯存設施」，…有關中期貯存設施可暫不強調「集中式」此一名稱，以保留彈性，…。

b. 本公司後續將依據該會議決議及經濟部之指示積極辦理「放射性廢棄物中期暫時貯存設施」相關作業，進一步於「非核小組」會議中討論與規劃具體內容。俟「放射性廢棄物中期暫時貯存設施」具體內容定案，台電公司將再依據具體內容推動「放射性廢棄物中期暫時貯存設施」。 c. 另待場址選定後，本公司擬將本案申請為重大公共建設計畫，並辦理包括環境影響評估、非都市土地開發許可申請、工程基本設計及細部設計、向主管機關申請建造執照以及土地取得等相關作業，預估本階段約需 6 年。設施興建所需時程與場址所在地有密切關聯，由於目前尚未選定場址，因此本公司目前僅保守評估設施興建需時 10 年。 d. 綜合上所述，由於選址作業及場址特性目前均具不確定性，故將於場址選定後訂定期程規劃。 (2) 本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 5 個階段，已有明確的期程規劃。 5. 行政院於民國 105 年 11 月 17 日通過「行政法人放射性廢棄物管理中心設置條例草案」，設立核廢料專責機構，該中心將設 11 至 15 人的董事會，當中社會公正人士、民間團體與當地住民代表人數不得少於 3 分之 1，且預算必須受立法院監督。本法案目前尚待立法院審議，待通過後即可依法設立核廢料專責機構。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 9-15
第 2 回合審查意見
2. 表 9-16、9-17、9-18、9A-3、9A-4、9A-5、9A-6、9A-7、9A-8、9A-9、9A-10 及 9A-11，請增加一欄位顯示「超 C 類、C 類、B 類及 A 類之重量與活度總和」。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
感謝委員意見，將於各表中新增一欄位統計超 C 類、C 類、B 類及 A 類之重量總和與活度總和(不含可外釋)，詳如附件 09-044-02-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：表 9-16、9-17、9-18、9A-3、9A-4、9A-5、9A-6、9A-7、9A-8、9A-9、9A-10 及 9A-11

第 3 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	09-045	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		F06	九、一、 (三)	9-19	結案	
第 2 回合審查意見						
請說明除役所產生的保溫材廢棄物屬於低放射性廢棄物的數量預估值，並請說明規劃處理方式。						
第 2 回合審查意見答覆						
核二廠除役期間所產生之低放射性保溫材廢棄物，其主要來源為包覆在反應器壓力槽外圍及管線和設備表面，推估此類廢棄物之總重量約 632 MT，換算成 55 加侖桶後約為 12,898 桶。有關保溫材廢棄物重量與 55 加侖桶數間之換算基準，係參考核二廠之實務經驗，以平均 49 kg/桶為換算基準。 核二廠設有壓縮機可將低放射性廢物保溫材進行壓縮減容，並貯放於 55 加侖桶中，未來將持續進行壓縮減容工作，儘可能減少低放射性廢保溫材之體積；另核二廠除既有低放射性貯存庫外，將於除役期間新建低放射性貯存庫，規劃將除役期間所產生之放射性廢保溫材貯存於其中，若符合一定活度或比活度規定限值以下者，則採外釋處理。 答覆內容將修改於除役計畫內，詳附件 09-045-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 3 回合審查意見						
同意答覆。						

第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施（已結案 22 項，共 22 項）

意見編號	10-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 一	10-1 10-2 10-3	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第一段提及「.. 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。..」，請說明核二廠界外關鍵群體之定義，及如何進行合理抑低作業。 2. 第一段提及「..，並證明除役工作可安全進行..」，此為事前之規劃，非為除役事後數據之結論，請考慮以「說明」取代「證明」一詞。 3. 文中提及「…當進入除役拆廠階段，廠房內因除役作業所產生廢氣與廢液預期將以<u>放射性腐蝕產物為主</u>…」，而核一廠除役計畫說法「…以<u>材料析出產物為主</u>…」，請說明兩者說法的差異。 4. 文中有兩處提「…除役拆廠階段<u>後期</u>…」、「…直至該階段<u>後期</u>…」，建議比照核一廠明確定義後期之期間範圍。 5. 文中提及「…農作物及肉類食用等關鍵輻射曝露途徑，並依據本公司提報主管機關(原能會)之最新核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告(依主管機關規定至少每五年重新提報主管機關。…)」，請說明此 5 年週期之起始年度為何年？ 6. 請說明除役計畫是否按國際標準進行輻射防護工作。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 對於核二廠除役作業對民眾之劑量評估，包含廢棄物貯存/處理設施及各項除役活動，所選取之關鍵群體，係參照游離輻射防護安全標準之敘述，選用各項曝露最高之群體作為代表。而根據第六章於除役期間規劃執行的各類除役作業包含特性調查、用過核子燃料移置、除污、拆除、切割、建物除污、機械除污等各階段作業應採行的輻射防護劑量合理抑低作業詳述於第三節輻射防護措施之(七)除役作業之防護措施、(九)合理抑低措施，此處並依據審查委員意見於(九)合理抑低措施增加國際上採取之實務除役作業之合理抑低措施(包含自動化設施使用、除污、屏蔽使用與除役時程策略等)說明如附件 10-001-01-A。 2. 文字修訂，依審查意見修訂。以「說明」取代「證明」一詞。修訂請參閱附件 10-001-02-A 所示。 3. 兩者意思相同。於核二廠使用較中性之說法，「…以<u>材料析出產物為主</u>…」。 4. 有關「除役拆廠階段後期」，係指廢氣與廢液處理系統不需維持可用之階段，接近各主要運轉系統與組件皆完成拆除之階段，預計除役進行後第 20 年。修訂請參閱附件 10-001-04-A 所示。 5. 民國 72 年為起始年度，每 5 年週期進行核設施廠址環境民眾劑量評估參數調查報告。 6. 我國核電廠除役計畫輻射防護措施規畫與撰寫，皆遵照「游離輻射防護					

法」、「游離輻射防護安全標準」、「核子反應器設施除役計畫審查導則」、「核子反應器設施管制法」之相關規範，各相關規範業已參考各國核電廠除役經驗及輻射防護、核能安全組織規範，包含美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)、國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)等建議做規劃。對於除役計畫相關之評估與規劃亦參照 IAEA No. "WS-G-2.1" Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors" 等報告來執行評估規劃。故我國核電廠除役計畫係符合國內游離輻射防護法規體系，且參照國際標準進行輻射防護工作。
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 10 章一
第 2 回合審查意見
1. 各項曝露最高之群體，其為附近居民或界內輻射工作人員或非輻射工作人員。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 對於核二廠除役作業對民眾之劑量評估，包含廢棄物貯存/處理設施及各項除役活動，所選取之關鍵群體，係參照游離輻射防護安全標準之敘述，選用各項曝露最高之群體作為代表。此處之最高群體係指廠界外之可能接受最高劑量曝露之民眾。對於作業人員之輻射曝露評估，於第十章第二節描述，並於第三節說明採取之輻射防護措施。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、C01	第 10 章 一(一)1.	10-4 10-5	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…核二廠附近無民生飲用水水源，故無須評估飲用水途徑造成之劑量影響。…」請補充說明附近居民是否有飲用地下水？地下水是否					

- 有污染之可能？亦或有地下水採樣分析之結果或規劃？
2. 一、(一) 1. B. 之 a. 提及「…放射性液體排放皆採批次，正常運轉時放射性液體排放均由其排放口，與循環海水混合稀釋後排入大海。…」，請澄清與循環海水混合稀釋後是否仍需進行檢測，符合法規排放標準後始能排放。
 3. 文中提及「…廠界附近 NNE、ENE 等方位無居民居住…」，此處方位呈現上應以中文為主，英文為輔。
 4. 文中「…核二廠二部機是以共用之…過程產生之放射性廢液。…」，語意不清，建議以「…來源為…」之語氣表示。
 5. 核能研究所發展之廢氣排放劑量評估程式 (GASWIN)，及廢液排放劑量評估程式 (LQWIN)。此二程式是否經實質驗證，證明運轉結果之準確性及變異度。
 6. 放射性廢液之平均體積排放率為每秒 2,820 ft³、9,500 gpm 等非國際標準單位之表達方式，建議改用國際標準單位，或兩者並列。註：加侖有英制與美制之分，此兩者寫法相同但實際容積不同。

第 1 回合審查意見答覆

1. (1) 核二廠半徑八公里範圍內居民飲用水 9 成以上為自來水。
(2) 核二廠廢水在引入循環海渠道後排放到大海，因此不影響地下水之污染。
(3) 核二廠環境輻射監測地下水監測站共 3 站，皆位於廠界附近，於 102 年至 106 年監測結果顯示，氬各站活度範圍為<MDA~5.28E+00 貝克／公升，僅於保警中隊部測得，遠低於調查基準 (1100 貝克／公升)。而加馬能譜分析結果，均僅測得天然核種 (銻-137 活度低於計測儀器 MDA)。依此可確認目前核二廠周圍地下水並無受到污染。
對於除役期間，本公司仍將持續監測地下水核種活度濃度，確保民眾之輻射安全。
2. 核二廠放射性廢水排放係以批次排放方式執行管制作業，每批次排放前均須取樣品分析再依分析結果估算該批次排放量，並計算與循環海水混合後之放射性濃度，確認符合游離輻射防護安全標準之排放物濃度規定後，於流程輻射監測器監控下排放，與循環海水混合稀釋後之濃度則以環境輻射監測執行海水取樣分析進行平行驗證。
3. 文字修訂，依審查意見修訂，修訂為「…廠界附近北北東(NNE)、東北東(ENE)等方位無居民居住…」。修訂請參閱附件 10-002-03-A 所示。
4. 依審查意見修訂為放射性廢液來源…。修訂請參閱附件 10-002-04-A 所示。
5. 此兩程式業經原能會於 97 年 1 月 7 日會輻字第 0970000444 號函，同意備查，對於該程式之適用結果，可以符合本計畫之需求。GASWIN 與 LQWIN 及本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-A。另核二廠歷年環境輻射監測數據皆在正常變動範圍，實可做為放射性物質排放造成之廠界關鍵群體劑量影響之平行驗證。
6. 文字修訂，依審查意見修訂，修訂為「放射性廢液之平均體積排放率為每秒 78.83 立方公尺(約每秒 2,820 立方英呎)，…，緊急循環水泵可提供 9,500 gpm 的稀釋水源，即為平均體積排放率為每秒 0.59 立方公尺(約每秒 21 立方英呎)，…」。修訂請參閱附件 10-002-06-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：第 10 章一(一)1.					
第 2 回合審查意見					
1.因除役影響以 1000 年為計算標準，在無佐證資料前，仍應評估劑量。 2.同意答覆，請將敘述加入於除役計畫書中。 5.附件中未見此二程式是否經實質驗證，證明運跑結果之準確性及變異度。 除以上第 1、2 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
1.除役計畫於第十章評估核二廠於除役 25 年期間對於民眾與作業人員之劑量影響，確保所有群體在此期間接受之輻射曝露低於法規限值。對於除役後之劑量影響，將另案考量包含場址之外釋、用途與可能之曝露途徑等參數，評估劑量影響，確保民眾接受劑量符合輻防法規範。 2.依委員意見補入本文，修訂請參閱附件 10-002-02-B 所示。 5. 關於 GASWIN 與 LQWIN 之驗證係於民國 97 年程式發展時執行所有計算流程之手算驗證，確認程式之有效性，並通過原能會核備使用。而於本案對於氣液體劑量評估，皆採用保守之參數，以涵蓋各項參數之變異性。且本案之劑量評估目的，係為證明各項除役作業對於民眾之劑量影響符合法規限值，因此在保守之評估下，結果已低於法規限值，則可證明實際作業造成的劑量影響亦可符合輻防法、物管法相關規範。以上說明修改於附件 10-002-05-B 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：一、(一)					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	10-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、S21、C01	第 10 章 一(一)2.	10-7 10-8 10-9	結案
		第 1 回合審查意見			

1. “ $N_{j2,T2} = N_{j2,0} \times \exp, (-\lambda_j \times T_2)$ ” 式 10-1 於 exp 後多出一逗點。
2. 文中「…故保守以例行運轉的放射性氣體近 5 年數據…」，建議括號註明年份。
3. 有關放射性氣體排放，核二廠說明為”廠房屋頂”排放，是否指”廠房排放口”。
4. 文中提及「…放射性廢氣經處理後，均由廠房屋頂排放至大氣。…」，請說明放射性廢氣之處理程序及處理效益。
5. 公式(式 10-3)的下方參數說明中，請確認 $DjG(r, \theta)$ 、 CiG 應改成上標。
6. 不同曝露途徑(空浸、沉積、吸入、嚥入)之劑量評估公式採用極座標系表示，惟僅吸入劑量公式中有 r 、 θ 兩變數之代表意義說明，其餘曝露途徑之劑量評估公式中亦請補充說明。
7. 有關放射性氣體排放，與核一廠除役計畫相較，增列除役四階段關鍵群體之有效劑量值。請澄清惰性氣體對關鍵群體之有效劑量「…(各年齡群數值相同，以成人作為代表…」的涵意。
8. 民眾劑量評估結果，放射性氣體排放關鍵群體所在的位置，以北方 600m 處，劑量影響最大，請說明為何在北方 600 m 處劑量影響最大?此處在環測計畫中，是否設立相關取樣測站，以利進行評估比較。

第 1 回合審查意見答覆

1. 文字修訂，依審查意見刪除式 10-1 之逗號。修訂請參閱附件 10-003-01-A 所示。
2. 補充註明，依審查意見修訂，更新如下：「故保守以例行運轉的放射性氣體近 5 年(102 年至 106 年)數據..」。修訂請參閱附件 10-003-02-A 所示。
3. 係指「廠房排放口」，修訂為「廠房排放口」。請參閱附件 10-003-03-A 所示。
4. 目前規劃除役階段放射性廢氣處理程序，主要沿用例行運轉之方式，即對於放射性廢氣排放來源設置適當廢氣處理系統，以過濾、滯留等方法有效抑低排放活度，並於放射性廢氣排口裝置流程輻監測器以執行線上連續監測。關於處理效益，本公司於排放過程採用之各類高效率過濾器，效率可達 99%以上。
5. 文字修訂為上標，依審查意見修訂。修訂請參閱附件 10-003-05-A 所示。
6. 補充註明，依審查意見修訂，目前有吸入途徑有說明 r 為距離、 θ 為方位，將於空浸、沉積、嚥入途徑也加入參數說明。修訂請參閱附件 10-003-06-A 所示。
7. 補充註明，依審查意見修訂，由於惰性氣體造成之曝露途徑屬於體外曝露，對於各年齡群之劑量轉換因數相同，而劑量評估結果亦相同，故此處以成人作為代表值。

8. 在北方 600 m 處劑量影響最大，主要係考量距離、風場資訊(南方低風速佔比較高，所以下風向北方劑量率較高，如「圖 10-1 核二廠 102 年至 106 年計 5 年平均之低塔氣象風花圖」)、有無民眾居住等因素，評估後為劑量影響最大之處；經查核二廠環測計畫中，北方 600 m 附近設有熱發光劑量計(大鵬國小，4A)、草樣(4A)、生物樣(出水口附近海域)、HPIC(北部展示館站)等監測取樣站，監測結果皆於正常變動範圍，皆可平行驗證放射性物質排放造成之廠界關鍵群體劑量影響。

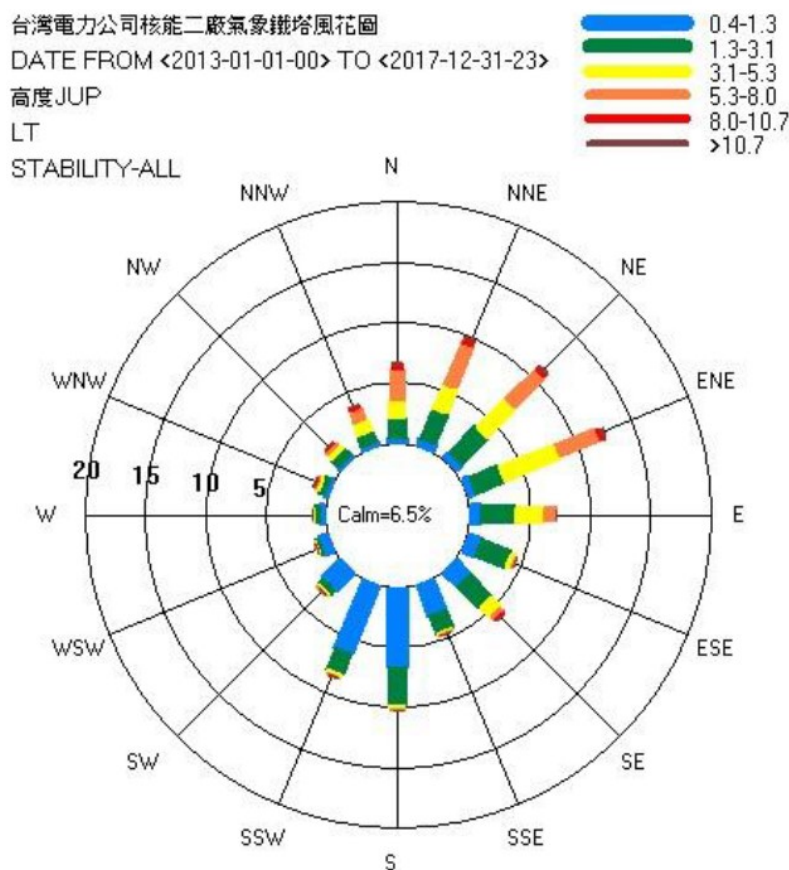


圖 10-1 核二廠 102 年至 106 年計 5 年平均之低塔氣象風花圖

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：第 10 章一(一)2.

第 2 回合審查意見

4.效率可達 99%以上，是指放射性廢氣嗎?或是一般粉塵的過濾效率。

7.同意回復，請修訂除役計畫內容。

除以上第 4 及 7 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

4. 於此表示通風系統內放射性粉塵過濾效率，目前規劃除役階段放射性廢氣處理程序，主要沿用機組運轉期間之運作方式，即對於各廠房對外排氣口之設備中設置高效能過濾器，以過濾之方法有效抑低排放活度，處理過程則以

高效能過濾器(HEPA)執行過濾（對粒徑 0.3 μ m 的粒子，過濾效果為 99%以上）。

7. 依審查意見將修入本文，修訂請參閱附件 10-003-07-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：一、(一)

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	10-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、S21	第 10 章 一(一) 3.	10-10 10-11 10-12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…永久停機後 H-3 的排放將會逐步減少。」，請說明此逐步減少的比例為何？ 2. 輻射特性調查作業中要進行超鈾核種分析，請說明取樣項目、方式、分析核種、分析單位資格等。 3. 公式 10-6 與公式 10-1 相同，建議可略去公式 10-6，相關說明引用公式 10-1 即可。 4. 文中提及「…保守預估核二廠兩部機組於除役四個階段(除役過渡階段、除役拆廠、廠址最終狀態偵測與廠址復原階段)因放射性廢液排放造成關鍵群體之有效劑量，最保守年齡群為成人。…」，請說明為何成人之年有效劑量由高到低分別為：除役過渡階段、除役拆廠、廠址最終狀態偵測與廠址復原階段。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. H-3 的排放主要由於廢液體處理系統，此處逐步減少的比例將依據實際拆除作業中情況以及放射性物質排放報告中呈現，目前係除役規劃，對於比例無法詳細預測。 2. 對於輻射特性調查，本公司會對土壤執行取樣，分析超鈾元素，包含鈾等核種，並規劃由經過實驗室認證或有實際分析經驗之國內外分析實驗室執行。 3. 補充註明，依審查意見修訂，由於公式 10-6 與公式 10-1 相同，將刪除公式 10-6。修訂請參閱附件 10-004-03-A 所示。 4. 補充註明，依審查意見修訂，由於此除役預估中，參考國際經驗，除役階段大都比例行運轉劑量影響為低，故本除役計畫係以 5 年運轉資料作					

為初始值，不同除役階段為依據核種物理性衰變評估，故考量核種有半化期，除役各階段隨時間衰減，成人之年有效劑量將由高到低。
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 10 章一(一) 3.
第 2 回合審查意見
2.請確切說明取樣項目、方式、分析核種、分析單位資格，並補充說明受委託之分析機構。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
2.關於輻調作業中超鈾核種分析之取樣項目、方式及分析核種將另案於輻射特性調查計畫中敘明，並規劃經由認證之實驗室或有實際分析經驗之國內外分析實驗室執行。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 一(二)	10-12 10-14	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關放射性廢棄物運送對民眾劑量評估，建議補充評估程式之說明。 2. $DR(r)$為距離 r處的劑量率 (mSv/h)。請說明距何物品r處的劑量率。 3. 文中提及「…除役產生之低放射性廢棄物經除污或包裝處理後，裝入合格之包裝容器，運送至既有或新建低放射性廢棄物貯存庫進行貯存。」，請說明何謂合格之包裝容器。 4. 文中提及「…表 10-11 為各種低放射性廢棄物貯存容器於每單次運送對最近廠界處之劑量評估結果，分別為：3 m³ 鋼箱：$1.802 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/次}$、7 m³ 鋼箱：$2.215 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/次}$、55 加侖桶：$2.359 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/次}$」，請於文中補充說明為單一容器或多容器放於一車的劑量，以資明確。 5. 有關放射性廢棄物運送評估所考慮廢棄物貯存容器，與核一廠除役計畫相較，未列 20 ft³ 半高貨櫃，請說明未考量原因。 6. 文中提及最長路徑約為 1,280 m。請說明 1,280 m 為直線距離，或實際					

道路距離。

第 1 回合審查意見答覆

1. 增加公式說明如下：
放射性廢棄物運送對一般民眾之劑量影響評估模式，主要係參照 NUREG-0170[4]報告，其基礎劑量率公式如式 10-8 所示，可以此公式評估廢棄物表面外不同距離處之輻射劑量率，以確認規劃之運送作業是否符合法規規範…。修訂請參閱附件 10-005-01-A 所示。
2. $DR(r)$ 為距離 r 處的劑量率， r 為距低放射性廢棄物容器表面的距離。擬將該段文字修訂為“ $DR(r)$ 為距離低放射性廢棄物容器表面 r 處的劑量率 (mSv/h)”。修訂請參閱附件 10-005-02-A 所示。
3. 合格的包裝容器係通過主管機關審核可用於裝載放射性廢棄物的貯存容器。
4. 依審查意見補充此為單一容器的劑量評估結果。修訂請參閱附件 10-005-04-A 所示。
5. 核二廠除役計畫廢棄物運送之劑量評估，為依據本計畫實際規畫使用之廢棄物容器與數量作為計算依據，依據表 10-10 可見，目前規劃使用的容器與數量為 3 m³ 鋼箱 233 個，7 m³ 鋼箱 4,055 個，55 加侖桶 28,872 個。因此，於第十章即依據此規畫進行計算。而除役實際使用之廢棄物容器，則依據屆時實際需求而定。

項目容器	3 m ³ 鋼箱	7 m ³ 鋼箱	55 加侖桶
長/直徑 (mm)	1,720+2,080 (overpack)	2,847	570
寬 (mm)	1,720+2,080 (overpack)	2,197	--
高 (mm)	1,245+1,675 (overpack)	1,090	890
除役容器數量需求	233	4,055	28,872
表面最大劑量率 (mSv/h)	< 10	< 10	< 200
TI (mSv/h)	< 1.00 × 10 ⁻³	< 1.00 × 10 ⁻³	< 2.00 × 10 ⁻²

6. 低放運送路徑 1,280 m 係為實際道路距離。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☒是，☐否

修訂章節段落：第 10 章一(二)

第 2 回合審查意見

5. 請明確說明不考量半高貨櫃原因。待確認使用之廢棄物容器，應修訂除役計畫有關廢棄物運送之劑量評估，本項列入後續重要管制事項辦理。
除以上第 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆
5.由於核一廠除役計畫撰寫時，容器之選用為通盤性考量，於核二除役計畫時則為考量未來放射性廢棄物運送及處置之實務性，因此，於本計畫中未列 20 ft ³ 半高貨櫃。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否
修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	10-006	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態	
		S12、C01	第 10 章 一(三)	10-15 10-16	結 案	
第 1 回合審查意見						
1. 廢棄物處理與貯存設施評估中，列有 1 號低放射性廢棄物貯存庫，餘惟其評估資料未見其評估，建議於一、(三)中補充說明該貯存庫於除役期間之規劃。 2. 一、(三) 1. 輻射劑量評估方法論段落之(4)及(6)分別提及「…處理、貯存設施之輻射防護設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 mSv…」、「…任一核能電廠廠址，不論有多少部輕水式核反應器機組及其他附屬設施，其所造成廠界外非限制區域中，任一民眾的年有效劑量評估值總和不得超過 0.5 mSv/y/廠址。…」，上述提及對設施外一般人所造成之個人年有效劑量有 0.25 mSv/y 亦有 0.5 mSv/y，對於核二廠所造成居住於廠區外之一般民眾其個人年有效劑量應為多少，請予加強說明清楚，避免混淆。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 除役期間規劃不使用一貯庫，所有除役廢棄物將運送至二號、三號、新建低放射性廢棄物貯存庫，一貯庫之廢棄物亦會清除，移至其他貯存庫。於一、(三)說明一貯庫使用規劃。修訂請參閱附件 10-006-01-A 所示。 2. 對於核二廠中單一設施，年有效劑量限值係 0.25 mSv/y；對於核二廠整體廠址(所有設施)，年有效劑量限值係 0.5 mSv/y，將於內文引用時增加說明實際遵循劑量率限值為單一設施，年有效劑量限值係 0.25 mSv/y；對於核二廠整體廠址(所有設施)，年有效劑量限值係 0.5 mSv/y。修訂請參閱附件 10-006-02-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：第 10 章一(三)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	第 10 章一(三)	10-20	結案

第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…貯存設施係參考美國 NAC 公司設計之 MAGNASTOR 用過核子燃料乾式貯存系統做為貯存容器，設計壽命為 50 年。」，貯存容器設計壽命為 50 年，請說明是否符合核二廠之貯存環境。 2. 對最近廠界造成之輻射年劑量，須低於台電公司之承諾值 0.05 mSv。此 0.05 mSv 為台電公司之承諾值，是否具法律效用。 3. 文中提及「…配合本公司預估核二廠兩部機組於除役期間所產生的低放射性廢棄物總量，擬申請一座新建低放射性廢棄物貯存庫。…」，若此無法取得新建低放射性廢棄物貯存庫之建照與使用執照，該如何因應？					

第 1 回合審查意見答覆					
1. 關於第一期用過核子燃料乾式貯存設施之劑量評估與相關論述，係引用「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」之內容，對於屏蔽、結構、熱流、臨界等相關議題與評估，皆於該案送審並通過主管機關審查。 2. 0.05 mSv/y 之承諾限值，係參照法定劑量限值下，依據輻射防護最適化精神，再承諾一更低的管制數值。 3. 依據第六章除役工作排程規劃，低放射性廢棄物貯存之興建，將於除役第一階段停機過渡階段開始執行申請各項放射性廢棄物貯存設施核備，並於停機過渡階段之 8 年期間完成興建。在進入除役拆廠階段，實際拆解放射性廢棄物時，可貯放之低放射性廢棄物貯存設施包含二號低放射性廢棄物貯存庫、三號低放射性廢棄物貯存庫以及新建低放射性廢棄物貯存庫。					

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 10 章一(三)					

第 2 回合審查意見					
1. 貯存容器設計壽命為 50 年，請說明是否符合核二廠之貯存環境。 2. 此 0.05 mSv 為台電公司之承諾值，是否具法律效用。					

3. 若屆時無法取得新建低放射性廢棄物貯存庫之建照與使用執照，該如何因應？答覆所提「於停機過渡階段」，應依除役計畫採用「於除役過渡階段」。

第 2 回合審查意見答覆

1. 關於核二廠除役使用之各項放射性廢棄物容器，皆經過適當測試，並通過物管局核准使用之放射性廢棄物貯存容器。在實際興建各放射性廢棄物貯存設施前，本公司皆進行完整之安全分析，確保各項條件符合貯放之規範。本議題所提設施為核二廠一期乾貯設施，此設施已於「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告」中，對於屏蔽、結構、熱流、臨界等相關議題與評估，並通過主管機關審查。因此乾貯容器設計壽命為 50 年，已符合合法之容器要求，亦符合核二廠目前規劃之乾貯設施之使用安全分析。

2. 因同一廠址內通常包含多座處理貯存設施，為符合全廠址廠界劑量之法規設計限值 0.5mSv/y，因此於設計階段時即以 0.05 mSv/y 作為承諾，於除役期間本公司亦將符合前述承諾值。

3. 關於除役產生之低放射性廢棄物，規劃貯放於二號低放射性廢棄物貯存庫、三號低放射性廢棄物貯存庫以及新建低放射性廢棄物貯存庫。若新建低放射性廢棄物貯存庫無法如期申照完成，將先貯存於二號低放射性廢棄物貯存庫、三號低放射性廢棄物貯存庫，空間不足時暫貯於廠內其他管制區域。本公司並將積極完成新建貯庫之申請與興建，以使所有低放射性廢棄物得安全及妥善貯放。

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 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	10-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 一(三)	10-21 10-22	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…故本公司參照國際經驗，作為未來除役可能採用的低放射性廢棄物盛裝容器。…」，請補充說明參考那些國際經驗？並描述國際經驗與核二廠之同異處。					

2. 文中提及「…本公司規劃新建放射性廢棄物貯存庫之廢棄物容器貯存區溫度與濕度控制。…」，請補充說明溫度與濕度控制範圍。
3. 採用 QAD-CG 程式評估對廠界(最近距離之基金公路)位置的環境輻射劑量結果顯示，造成廠界環境最近距離位置評估計算結果為 4.67×10^{-2} mSv/y，符合法規設計限值 0.25 mSv/y。此 QAD-CG 程式是否經實質驗證，證明運跑結果之準確性及變異度。
4. 文中提及「…若屆時評估需興建此貯存庫，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。」若經評估不需興建此貯存庫，則相關除役低放射性廢棄物該如何處置？
5. 文中提及新建貯存庫規劃座落於原三、四號機預定地，惟圖 17-1 中未標示原三、四號機預定地，建議原三、四號機預定地改以說明位置約在目前的東區貨櫃集散區即可。

第 1 回合審查意見答覆

1. 本計畫選用可供放射性廢棄物裝載容器係參照英國、瑞典、美國、日本等國家使用廢棄物容器為選擇參考，詳細列表如第九章，而於第十章，則參照現行規劃放射性廢棄物新建貯存庫使用的三種廢棄物容器作為評估標的。對於選定之三種容器說明如下：依據國際經驗，55 加侖桶係運轉與除役常用廢棄物貯存容器，成本低、使用方便為其優點，惟使用具有一定保存期限，屆時處置時，需執行重裝作業；而 3 m³ 鋼箱及 7 m³ 鋼箱為除役常用廢棄物裝載容器，因可搭配不同類型外加屏蔽，通常可裝載放射性較高的廢棄物。而各國實際之廢棄物容器選擇，則與該國廢棄物貯存規劃，最終處置進度、成本考量等因素而有不同。
2. 依目前核二廠廢棄物貯庫溫度約攝氏 25 度 C，濕度 65%，未來，新建貯存庫之溫度及濕度將視廢棄物貯存容器給予適當貯存環境。
3. QAD 係 NUREG/CR-6802 認證可使用於放射性廢棄物貯存與運送之光子屏蔽計算的程式。在國際間，亦被廣泛使用於核電廠廢棄物貯存/處理設施之安全分析報告。本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-A。
4. 低放射性廢棄物貯存之規劃，除新建貯庫外，亦有二號、三號貯存庫可供裝載。
5. 依審查意見改以說明位置約在目前的東區貨櫃集散區。修訂請參閱附件 10-008-05-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：第 10 章一(三)

第 2 回合審查意見

3. 附件中未見此程式運跑結果之準確性及變異度。
 4. 若經評估不需興建此貯存庫，則相關除役低放射性廢棄物該如何處置？
- 除以上第 3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

3. 關於 QAD 評估程式之使用，於本案皆採用保守之參數，以涵蓋各項參數之變異性，確保評估結果不因參數之變異造成可能超過法規限值的可能。因本案之劑量評估目的，係為證明各項除役作業對於民眾之劑量影響符合法規限值，因此在保守之評估下，結果已低於法規限值，則可證明實際作業造成

的劑量影響亦可符合輻防法、物管法相關規範。以上論述修入附件 10-002-05-B 中，並摘錄 NUREG/CR-6802 內文中建議可用於劑量評估之相關內文於附件供委員參考。 4.依據核二廠除役計畫第九章目前之廢棄物盤點結果，既有之第二、第三低放射性廢棄物貯存庫不足以容納除役放射性廢棄物，因此仍須新的貯存空間貯放。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 一(三)	10-22 10-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及 SAS2H/ORIGEN-S 程式進行用過核子燃料射源項分析。此程式是否經實質驗證，證明運跑結果之準確性及變異度。 2. 文中提及「…實際情況將以本公司未來之採購為準。」之敘述宜改成「…待貯存護箱型式確定，再修訂除役計畫相關內容。」 3. 第一(三)3.(3)段敘述無「廢棄土石堆置場」相關說明。 4. 文中提及「…彙整核二廠除役各階段相關處理與貯存設施運轉，對廠界民眾年劑量影響如表 10-15。…」請說明，如何推得各數據值。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. SAS2H/ORIGEN-S 程式為國際認可用於活化分析之程式，並通過驗證確認其準確性與變異性符合評估需求。本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-A。 2. 依審查意見修改成「…待貯存護箱型式確定，再修訂除役計畫相關內容。」。修訂請參閱附件 10-009-02-A 所示。 3. 廢棄土石堆置場因規劃貯放放射性活度濃度為符合”外釋標準”(100 Bq/kg)以下之廢棄物，其比活度低，造成廠界劑量值非常低微，故於本章納入其結果並不影響整體結果，將於本章增加一節說明上述內容。修訂請參閱附件 10-009-03-A 所示。 4. 此表格係彙整第一節所有之評估，其中評估相關之參數使用、假設前提與					

計算程式皆詳載於第十章第一節中。
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 10 章一(三)
第 2 回合審查意見
1. 附件中未見此程式運跑結果之準確性及變異度。 2. 同意答覆。待貯存護箱型式確定，再修訂除役計畫相關內容。本項列入後續重要管制事項辦理。 3. 因各核種外釋標準不同，請澄清採用 100 Bq/kg 的合理性。另於第 10-24 頁提及「…上述二設施處理的廢棄物均為可外釋之廢棄物…」，該段敘述應修訂。 除以上第 1、2 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 關於 ORIGEN-S 評估程式之使用，於本案皆採用保守之參數，以涵蓋各項參數之變異性，確保評估結果不因參數之變異造成可能超過法規限值的可能。因本案之劑量評估目的，係為證明各項除役作業對於民眾之劑量影響符合法規限值，因此在保守之評估下，結果已低於法規限值，則可證明實際作業造成的劑量影響亦可符合輻防法、物管法相關規範。 2. 依審查意見辦理。 3. 原除役計畫第十章內並未說明廢棄土石堆置場之劑量影響說明，依審查意見修訂內文為「廢棄土石堆置場堆置土石依作業規畫，其活度將低於 100 Bq/kg，於保守估計下，對於廠界不會造成輻射劑量影響。」，修改如附件 10-009-03-B。100 Bq/kg 為「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」中 Co-60 之外釋限值，因 Co-60 為沸水式核電廠常見之人工放射性核種，能量相對較高，對人體造成劑量影響大，且其標準已為該管理辦法中最低值；因此本計畫保守假設核電廠產生之放射性核種皆為 Co-60，廢棄土石堆置場則存放符合外釋標準 100 Bq/kg 以下之廢棄物，因符合該標準即表示其經由所有曝露途徑造成民眾之劑量低於 0.01 毫西弗/年以下，非常低微。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	第 10 章 一(四) 一(五)	10-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…假設關鍵群體係落於北方 600 m 處廠界附近，而放射性廢液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劑量影響之假設關鍵群體位於基金公路；核二廠既有與除役計畫預計興建之放射性廢棄物處理與貯存設施劑量影響之假設關鍵群體，係位於各設施距離最近之基金公路。…」請說明，判斷這些關鍵群體之依據為何？ 2. 文中提及「…本公司在核二廠熱發光劑量計監測站分佈圖(5 km 內)，以確保核二廠運轉期間周圍民眾的輻射安全。…」請說明所使用之熱發光劑量計，及其測讀值之準確性與穩定性。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 對於核二廠除役作業對民眾之劑量評估，包含廢棄物貯存/處理設施及各項除役活動，所選取之關鍵群體，係參照游離輻射防護安全標準之敘述，選用各項曝露最高之群體作為代表。 2. 核二廠使用之環境熱發光劑量計為 Panasonic UD-802，（1）準確性部分會在每次計讀前先以控制片照射標準劑量，該控制片計讀結果與標準值差異在±10%以內表示此次計讀環境與幾何條件為適當，可進行後續計讀作業，確保讀值的準確性。（2）穩定性則依原廠要求，在校正周期內維持該 TLD 的變異係數於 5%以內（8%以內為可接受，5%以內為優良，本公司標準採 5%），以確保 TLD 讀值的穩定性。					
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 10 章一(四)一(五)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	10-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 一(六)	10-26	結案
第 1 回合審查意見					

1. 文中提及「…輻射工作場所須保存輻射防護作業的相關紀錄，保存項目與期限請參考本章第三、(九)節。」，應更正為第三、(十)節。
2. 文中提及「…連續 5 年週期內不得超過 100 mSv。」，請說明此連續 5 年週期是從何年開始計算之。
第 1 回合審查意見答覆
1. 依審查意見更正為第三、(十)節。修訂請參閱附件 10-011-01-A 所示。
2. 此週期按游離輻射防護安全標準定義，以民國 92 年起算五年之週期。
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 10 章一(六)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	第 10 章 二、(二) 1. 表 10-18	10-28	結案
第 1 回合審查意見					
在二、(二) 1. 輻射作業篩選段落(第二段)中提及「…表 10-18 為核二廠除役輻射作業鑑別。各工作項目若在管制區內作業或直接處理放射性污染物質之作業者，則將進行劑量評估，表內” O ”符號者代表有可能發生，” X ”符號表示不可能發生。…」，而表 10-18 中之除汙作業(1)與除汙作業(2)均被歸類為不會接觸放射性廢棄物；除汙作業如核二廠建物結構表面之除汙，亦可能產生放射性空浮等問題，此是否亦涉及接觸放射性廢棄物之疑慮?請補充說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
”表 10-18 中之除汙作業(1)與除汙作業(2)” 於本報告之定義為部分系統的化學除汙、廠房初步除汙(ex：高壓水槍清洗)，對於混凝土結構表面之刮除，並非於此兩項作業範圍內，應屬工作編碼 2.7.6 拆除範圍內廠房污染混凝土拆除。對於該項作業，因處理的混凝土活度在初步除汙後放射性活度已大幅降低，且刮除作業時，作業人員非近距離操作，距離至少為 1 m 以上，主要造成劑量曝露來源仍為周圍的放射性組件等廢棄物。因此評估尚以第四章特性調查之空間劑量率為評估參數具有代表性。					
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 10 章二、(二) 1. 表 10-18
第 2 回合審查意見
為何廠房初步除污(ex：高壓水槍清洗)不涉及接觸放射性廢棄物？其可能產生放射性空浮等問題之疑慮仍未能釋疑，請再進一步補充說明。
第 2 回合審查意見答覆
感謝委員提醒，廠房初步除污(ex：高壓水槍清洗)，確實可能產生放射性空浮等問題，因此將修訂表 10-18 內容，對於可能造成放射性空浮之除役作業，如拆解、除污與廢棄物處理作業時，若均先對作業人員進行防護整備(如穿著防護衣、佩帶合適面具及預作空氣過濾設備與隔離帳篷等)，並執行即時監控；而任務完成後進行全身計測等體內曝露相關偵檢作業，以因應空浮之防範作為。修改內容如附件 10-012-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、(三)
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13	第 10 章 二(三)	10-31 10-32 10-33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「…惟核二廠除役作業於除役過渡階段執行期間，一般性輻射作業橫跨時間長，為保守評估；一般性輻射作業劑量率，將不考慮放射性核種衰變。…」，若考慮放射性核種衰變，其輻射作業劑量率與保守評估之數值，有何差異？。 2. 文中提及「…除役各階段工作對於人員劑量影響最甚者，為除役拆廠階段。而除役拆廠階段於停機後 8 年開始執行。…」，此 8 年之依據為何？ 3. 文中提及依照國外除污經驗，除污因子介於 1~5。因此，在各污染系統經除污後，來自污染系統之直接曝露劑量率應大幅下降。另外，根據 NUREG/CR-0672[18]，在人員劑量評估相關章節提及拆除前的除污效率應大於 10。請加強說明本計畫假設除污因子為 5 之理由。 4. 在第 10-32 頁及第 10-39 頁，皆有提及對於放射性核種衰變之衰減修正，其修正值為 0.349，請於 10-32 頁相關段落(二、(三) 2. (3))中補充說明該數值如何計算得。					

5. 文中提及「…參考日本濱岡核電廠使用臨時屏蔽之經驗，作業人員拆解設備時距離 30 cm 處劑量率，假設可降低 50%。…」，此假設可降低 50% 之依據為何？
第 1 回合審查意見答覆
1. 除役過渡階段之輻射作業，皆非主要造成作業人員劑量影響的輻射作業，依據目前評估結果，即使考慮除役過渡階段之放射性衰變，亦不影響整體之劑量分布。對於除役過渡階段不考慮放射性衰變的原因為工作排程時間具不確定度，為保留作業彈性，無法實際考量各項作業精確的核種衰變程度；因此保守考慮，於除役過渡階段作業，一併不考量衰變造成之劑量率下降因素，並於除役拆廠階段，統一只考慮 8 年的放射性衰變。 2. 此 8 年係參照除役計畫第六章之除役排程規劃。此處將增加說明引用處。 3. 核二廠規劃執行系統除污及廠房初步除污等除污作業。依據國際除污經驗，化學除污因數至少為 10，而廠房初步除污之經驗值則為 5，故本章選取整體除污因數則保守取 5 作為代表。 4. 衰減修正 0.349 係指 Co-60 衰變 8 年造成劑量率下降的比例，為 $e^{-0.693/5.26 \times 8} = 0.349$。依審查意見將上述說明增加於二、(三) 2. (3)。修訂請參閱附件 10-013-04-A 所示。 5. 此處為參考台灣電力公司 93 年之出國參訪報告「實習劑量抑低管理與執行技術」，其中列出臨時屏蔽使用時，接觸劑量率皆下降 50% 以上，故於本報告保守假設臨時屏蔽使用時，劑量率下降 50%。另將該報告列為參考文獻。
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：第 10 章二(三)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	第 10 章 二(三) 二(四)	10-34 10-35	結案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及 Microshield 軟體，此程式是否經實質驗證，證明運跑結果之準確性及變異度。 2. 文中提及「…對於 2 號、3 號與新建低放射性廢棄物貯存庫，於除役期間進行管理作業 25 年。…」，請說明管理作業 25 年後之處置方式。					
第 1 回合審查意見答覆					

1. Microshield 係 NUREG/CR-6802 認證可使用於放射性廢棄物貯存與運送之光子屏蔽計算的程式。在國際間，亦被廣泛使用於核電廠廢棄物貯存/處理設施之安全分析報告。本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-A。 2. 依據除役策略規劃，將於部分廢棄物貯存區域等規劃保留區，而本公司之評估內容主要係指除役期間的作業人員劑量評估。對於除役後，保留區之輻射防護與管理，將依據輻防法及相關管理法規管理，確保周圍民眾及工作人員輻射安全。
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 10 章二(三)二(四)
第 2 回合審查意見
1. 附件中未見此程式運跑結果之準確性及變異度。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 關於 Microshield 評估程式之使用，於本案皆採用保守之參數，以涵蓋各項參數之變異性，確保評估結果不因參數之變異造成可能超過法規限值的可能。因本案之劑量評估目的，係為證明各項除役作業對於民眾之劑量影響符合法規限值，因此在保守之評估下，結果已低於法規限值，則可證明實際作業造成的劑量影響亦可符合輻防法、物管法相關規範。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C01	第 10 章 二(四)、 二(五)	10-36 10-40 10-42	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第二(四)、(五)節的劑量評估以集體劑量表示，建議考量針對最大個人劑量值或平均值一說明。					
2. 第 10-40 頁與第 10-97 頁有關用過核子燃料池島區貯存(2)之集體劑量分別標示為 $7.83 \times 10^{-1} \text{man-Sv}$ 、 0.78 man-Sv ，二者標示宜統一。					
3. 文中提及「…每批次由三人作業 30 min。」，此作業 30 min 之依據為何？					

第 1 回合審查意見答覆	
1. 第十章、第二節對於作業人員執行集體劑量評估，目的係提供未來作業規畫之參考。實際之個人曝露劑量，於第三節輻射防護措施之內容進行管理，確保工作人員劑量不超過劑量限值。另依審查意見於第二節、(六)中增加下列說明(如附件 10-015-01-A): 報告評估除役各項作業對作業人員的集體劑量影響，結果可供後續除役人力規劃參考。對於除役各項作業，可能接受最大曝露劑量率為用過核子燃料搬移至第二期用過核子燃料乾式貯存設施，平均為 0.204 mSv/h，拆解廢棄物作業在考量除污、屏蔽與衰減因數後最大為 0.05 mSv/h。對於個別人員的劑量管理，將依據輻射防護法與相關子法規定辦理。 2. 依審查意見修訂統一為 0.78 man-Sv。修訂請參閱附件 10-015-02-A 所示。 3. 此處為參考二號低放射性廢棄物貯存庫安全分析報告對於作業人員執行作業之劑量評估假設。	
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 10 章二(四)、二(五)	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	10-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	第 10 章 三(一)、 三(三)、 三(四)	10-47 10-48 10-49	結案
第 1 回合審查意見					
1. 輻射防護管理委員會應至少每六個月開會一次。建議加入”並由廠長擔任輻射防護管理委員會會議主席”					
2. 文中提及「…核二廠對新進之輻射工作人員，應於首次指派工作前施予從事輻射作業之防護及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄。」，請說明對於新進之輻射工作人員，應給予多少小時之教育訓練。					
3. 有關職業曝露之劑量監測與評定。請說明體內與體外之輻射劑量如何相加計算。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依審查意見加入”並由廠長擔任輻射防護管理委員會會議主席”。修訂請參閱附件 10-016-01-A 所示。					
2. 依照工作需求提供必要之教育訓練與時數，包含但不限於輻射安全、工安					

等項目，關於輻射安全之教育訓練將符合法規規範之 3 小時。 3. 參照游離輻射防護安全標準附表公式計算，體內曝露之監測值將依據全身計測、體外曝露將依據個人劑量佩章計測。
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 10 章三(一)、三(三)、三(四)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	10-017	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S12、S13、S21	第 10 章 三、(六)	10-52 及 10-102 10-55 10-56	結 案
第 1 回合審查意見					
1. 文中提及「...禁止將飲食、香煙、化粧品、檳榔、口香糖及其它非工作必要物品攜入管制區。」，建議將”飲食”，修正為”飲料、食物”。 2. 空浮放射性區之定義，和表 10-32 定義不同，請說明。 3. 三、(六) 1.管制區劃分之(3)段落中有區分 A. 輻射區、B. 高輻射區、C. 極高輻射區，其中 A 與 B 區均以周圍等效劑量率區分，C 區則以吸收劑量率區分。一般手持式偵檢器測得之劑量(率)為周圍等效劑量(率)，請補充說明使用吸收劑量率區分的原因。 4. 在三、(六) 2.區域管制之(4)段落中提及：「...E. 確實管制及監測其個人劑量，俾使其所受劑量不超過授權劑量。」，請予補充說明授權劑量涵義。 5. 三、(六) 2.區域管制之(8)空浮放射性區管制段落之 C.與 D.的敘述，其語意不明或文句不順，建議重新潤飾文句說明，使語意能更清楚明瞭。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.依審查意見將”飲食”，修正為”飲料、食物”。修訂請參閱附件 10-017-01-A 所示。 2.放射性空浮區定義為空浮濃度可能使工作人員未佩戴呼吸防護面具之情況下，在一週工作時間(40 h)內之攝入超過 0.6%年攝入限度(ALI)或 12 DAC-小時(Derived Air Concentration，推定空氣濃度)之區域。修訂表 10-32。修訂請參閱附件 10-017-02-A 所示。 3.(1).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)).”

(2)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。

4.(1)依輻防法第十五條第一項規定，為確保輻射工作人員所受職業曝露不超過劑量限度並合理抑低，雇主應對輻射工作人員實施個別劑量監測。因此工作人員輻射劑量管制係為雇主之法定責任，對在核設施工作之包商而言，係為承攬商的負責人，對其他機構(如本公司內其他單位，政府機關或研究單位等)派赴本公司各核設施執行公務、支援或工作的人員而言，其個人劑量管制責任則應由其所屬單位自行對主管機關負責。

(2)本公司為執行跨廠承攬商之輻射劑量管制，實施「授權劑量」制度，包商雇主或各機構對派赴本公司各核設施從事輻射作業之輻射工作人員，均應先審查其輻射防護安全訓練紀錄、輻射劑量紀錄、體格檢查及健康檢查紀錄，並依其工作項目，對該工作期間核准適當之輻射劑量，此劑量即稱為「授權劑量」。

(3)本公司各核設施之職責為管制包商雇主或各機構對派赴本公司各核設施從事輻射作業之輻射工作人員，在進入各核設施工作至停止工作離開期間所受之輻射劑量不超過包商雇主或該人員原屬單位核准之授權劑量。

5.修訂如下：

C.作業過程中，適時執行工作區域內之空氣污染監測、空氣取樣計測之污染管制。

D.作業過程中，視需要於特定區域架設防止污染擴散之帳篷，以期減少污染擴散。

修訂請參閱附件 10-017-05-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：第 10 章三、(六)

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	10-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S21、C01	第 10 章 三(六)、 三(七)、 三(九)	10-60 10-63 10-66 10-67	結案

第 1 回合審查意見

1. 除役進行中需進行除污作業，特別是機械除污易產生空浮，為避免人員體內污染，應加強人員體內防護訓練和管制措施。
2. 除役計畫書中載明對廠址最終狀態偵測階段即廠址復原階段，毋須考慮輻射防護之相關措施，但除役作業中，低放貯存庫、減容中心、乾式貯存設施均存在，請說明。
3. 除役作業，特別在高輻射區、高污染區進行時，建議參考國外電廠 ALARA 作業的經驗，提出適當的除役施工規劃及相對性的輻防措施，以保障工作人員劑量及安全。
4. 文中說明各式紀錄保存的規定都可符合，惟除役作業事關重大，往後回顧數據之機會可能延續非常久，且環境輻射偵測多由認證實驗室執行。依據認證規範，實驗記錄與結果的保存，至少 6 年。建議數據的最低保存年限再行考量。
5. (九) 1. 合理抑低措施之(3)段落中提及：「…任何單項作業預估集體有效劑量達 50 man-mSv 以上時，應指派專人負責該項工作有關合理抑低措施之作業規劃與管制，預估集體有效劑量達 100 man-mSv 以上時，應由保健物理部門召集相關作業部門就該一單項工作之有關資料加以審查檢討」，而表 10-29 中有多項工作預估之集體有效劑量達 50 man-mSv (0.05 man-Sv) 以上，也有多項預估集體有效劑量達 100 man-mSv (0.10 man-Sv) 以上；請澄清保健物理部門對上述作業項目之相應合理抑低措施。

第 1 回合審查意見答覆

1. 可能造成空浮作業、體內曝露之防護措施與人員訓練等載於第三節。
2. 修正內文為保留區內維持必要之輻射防護措施。修訂請參閱附件 10-018-02-A 所示。
3. 目前已依據國外除役經驗，規畫實施除污作業、臨時屏蔽以及自動化拆解使用等措施，於本章第二節之作業人員劑量評估，亦考量上述措施造成之劑量率下降。
4. 關於除役相關技術、分析、測量及其他文件、資料之保存年限將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之第十四條：「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，經營者應訂定類別清單及保存期限，並報主管機關備查」辦理，而環境輻射偵測之實驗記錄與結果的保存將依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第二十四條、第一項：「環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存三年。當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存十年」辦理。
5. 目前對於輻射劑量率較高的作業，已依據國外除役經驗，規畫實施除污作業、臨時屏蔽、自動化拆解使用等措施，於本章第二節之作業人員劑量評估，亦考量上述措施造成之劑量率下降，惟部分作業因時間長、廢棄物類別多，故在集體劑量上會高於 100 man-mSv，例如全廠區除污、拆解切割全廠放射性廢棄物等，在這些工作前，將依據評估結果再行實施人力配置。

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 10 章三(六)、三(七)、三(九)
第 2 回合審查意見
1.在第三節中未發現核二廠員工須進行面具吻合測試之相關說明。 4.請重新檢討三(十)記錄保存內容並修訂。 5.同意回覆說明，但建議於回覆說明最後加上“以確保個別輻射作業人員所接受的劑量不超過游離輻射防護標準所規範之劑量限值”，且相關說明應列於計畫書中。 除以上第 1、4 及 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.關於面具吻合測試，已於報告三、(六)、2(8)空浮放射性區域管制之人員體內曝露防護措施中提及：「進入空浮區域內及作業過程，人員須佩戴適當面具」，此處面具實指完成個人面具吻合測試之呼吸防護面具。 4.將第 4 點答覆內容修入報告中，修訂如附件 10-018-04-B 5.依審查委員意見將“以確保個別輻射作業人員所接受的劑量不超過游離輻射防護標準所規範之劑量限值”修入本文，請參閱附件 10-018-05-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、(三)，三、(十)
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	10-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C01	第 10 章表	10-78~10-79 10-84 10-85 10-97 10-110	結案
第 1 回合審查意見					
1. 表 10-4 專指碘、微粒、氫等核種所造成劑量，建議在註解中即不再提情性氣體限值，以避免造成混淆。另對於未呈現有效劑量之法規限值應有註解說明。 2. 表 10-5 最後合計一欄，兩類氣體排放造成最高劑量分在不同年齡分類，評估時是否可直接相加？如以最保守評估，關鍵群體劑量是否分年齡分					

- 類？如因惰性氣體造成有效劑量在各年齡群等效劑量相同，而取用成人羣為代表，請在表格附註略為說明。
- 表 10-13 中，「南方廠界註」宜修訂為「南方廠界(註)」。
 - 表 10-16 除役過渡階段之劑量合計為 7.03×10^{-2} ，加總表內相關數值為 6.98×10^{-2} ，請再確認數值的正確性。
 - 請說明表 10-29 之集體有效劑量之評估數據來源，並說明準確性。
 - 附錄 10-A 請補充說明稀釋因子的定義。

第 1 回合審查意見答覆

- 補充註明，依審查意見修訂，由於依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」，有惰性氣體法規限值，建議保留相關敘述，加註其他劑量結果說明。修訂請參閱附件 10-019-01-A 所示。
- 補充註明，依審查意見修訂，(1)評估時可以直接相加(2)關鍵群體有分年齡群(3)將於表 10-5 表格附註，「註：由於惰性氣體造成各年齡群劑量相等，於除役過渡階段中，表 10-3 之成人有效劑量與 2 至 7 歲兒童有效劑量相等，故表 10-3 有效劑量可與表 10-4 有效劑量加總，其他除役階段以此類推，皆可將表 10-3 與表 10-4 有效劑量相加。」修訂請參閱附件 10-019-02-A 所示。
- 文字修訂為「南方廠界(註)」。
- 數值誤植，會確認後修正，依審查意見修訂，將表 10-16 修正如下

除役各階段	停機過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
放射性氣體排放(惰性氣體與碘、微粒、氬等核種)	1.87×10^{-2}	1.17×10^{-4}	5.93×10^{-5}	5.00×10^{-5}
放射性液體排放	4.65×10^{-3}	1.43×10^{-3}	3.07×10^{-4}	2.13×10^{-4}
低放射性廢棄物廠內運送	0	1.13×10^{-3}	0	0
處理與貯存設施運轉	4.70×10^{-2}	1.37×10^{-1}	1.37×10^{-1}	1.37×10^{-1}
合計	7.03×10^{-2}	1.40×10^{-1}	1.37×10^{-1}	1.37×10^{-1}

修訂請參閱附件 10-019-04-A 所示。

- 作業人員劑量評估數據於第二節分節說明，劑量率數據來源係本計畫第四章特性調查結果，人力需求參照國際除役經驗及我國核電廠運轉經驗，相關係數調整，主要係參照國外電廠除役經驗。
- 補充稀釋因子，市場稀釋修正因子=(當地總產量)/(當地總產量+外地輸入量)。修訂請參閱附件 10-019-06-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：第 10 章表 10-4、表 10-5、表 10-13、表 10-16，附錄 10.A、附錄 10.B

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見	10-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S13、C01	第 10 章	結案
第 1 回合審查意見				
1. 本章節中，有許多劑量推估值是透過模擬運算所獲得，建議加以說明所獲得數據之準確性。 2. 本章應加強合理抑低作法與內容敘述，如自動化、現代化技術應用於劑量抑減等應有著墨。 3. 對於除役計畫本章節使用到的輻射計算軟體，請列表說明軟體是否經過國內或國外管制機關審核、驗證、國際使用經驗、使用的參數來源及不確定度等，並說明除役計畫中輻射劑量評估結果可信度。				
第 1 回合審查意見答覆				
1. 本案所使用程式大部分係 NUREG/CR-6802 認證可使用於放射性廢棄物貯存與運送之光子屏蔽計算的程式。在國際間，亦被廣泛使用於核電廠相關之安全分析報告、除役拆解規劃等，其亦通過相關驗證證明。另外關於氣液體排放劑量評估程式，亦通過主管機關認可使用。本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-A。 2. 目前之劑量評估相關參數，已依據國外除役經驗，規畫實施除污作業、臨時屏蔽以及自動化拆解使用等措施(分別於第六章、第八章、第九章進行規劃)，對於本章第二節之作業人員劑量評估，亦已考量上述措施造成之劑量率下降。此處並依據審查委員意見增加實務之合理抑低措施說明如附件 10-001-01-A 所示。 3. 對於除役計畫本章節使用到的輻射計算軟體，相關資料彙整如下表說明，而本案所引用之參數，主要係直接收集劑量量測數據、歷史資訊；部分目前無法確認之參數(例如工法使用、實際劑量率衰減、實際除污效率等…)，採用保守假設後計算而得。本報告使用程式之驗證與品保說明如附件 10-002-05-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：				
第 2 回合審查意見				
1. 附件中未見程式是否經實質驗證，證明運算結果之準確性及變異度。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。				
第 2 回合審查意見答覆				
1. 關於除役計畫各項評估程式之使用關於 QAD-CG 評估程式之使用，於本案皆採用保守之參數，以涵蓋各項參數之變異性，確保評估結果不因參數之變異造成可能超過法規限值的可能。因本案之劑量評估目的，係為證明各項除役作業對於民眾之劑量影響符合法規限值，因此在保守之評估下，結果已低於法規限值，則可證明實際作業造成的劑量影響亦可符合輻防法、物管法				

相關規範。以上論述修入附件 10-002-05-B 中，並摘錄 NUREG/CR-6802 內文中建議可用於劑量評估之相關內文於附件供委員參考。

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 3 回合審查意見

同意答覆。

第三回合新增審查意見

意見 編號	10-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C01	第 10 章		結案	
第 3 回合審查意見						
請將下列核一廠除役計畫第10章之重要管制事項同樣列入核二廠除役計畫中：						
1. 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。						
2. 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。						
3. 除役期間廠界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。						
4. 廠房拆除作業計畫(含輻射劑量合理抑低)提送主管機關審核。						
第 3 回合審查意見答覆						
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						
同意答覆。						

意見 編號	10-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C01	第 10 章		結案	
第 3 回合審查意見						
1. 請說明分析程式使用者有否使用經驗及認證要求。						
2. 請說明分析程式使用參數之合理性及計算過程品質保證措施。						
3. 未來GASWIN及LQWIN程式如改版完成後，應將原版與新版進行比對驗證，確認新版程式正確性，完成後更新核二廠除役計畫有關計算結果。						
4. 放射性廢棄物貯存設施輻射評估需要使用的參數：(1)廢棄物總量，(2)屏蔽設計，(3)盛裝容器，現階段僅以預估狀況評估，待上述參數確認後，需重新執行輻射評估。						
第 3 回合審查意見答覆						
1. 本公司於編撰本計畫時，對實際執行分析程式之使用者而言，均已於過去相						

關計畫中操作過相同的評估程式，累積一定之評估分析經驗及數據詮釋能力；對新加入之評估分析人員，則均有接受評估分析程式之內部教育訓練，並留有內部教育訓練紀錄，確認其具有執行相關程式之操作能力後，始得進行程式運跑，惟其運跑結果需再由資深有經驗者確認其合理性。綜上，無論是資深具經驗者、或是新加入之評估分析人員，在執行專案計畫前，亦須通過專案小組負責人進行人員資格之審核與認定，並繕妥相關人員資格認定表單，使得進行專案計畫之各項評估分析作業。

2.

- (1) 關於本計畫評估所引用之參數來源，於執行各項評估作業時，會先由工作小組負責人確認評估分析目的後，由操作人員蒐集評估所需資料，如環境輻射監測報告數據等，再由工作小組負責人進行雙重確認，以確保評估參數引用之正確性；對於具有不確定性之參數，如關鍵群體之佔用因數與核種活度，則會採用保守假設，並確認可滿足評估分析需求後，再據以執行輻射劑量評估。此外，對於各項計算作業，會由工作小組負責人另外指派專業審查人員負責審核，審核內容包含參數之合理性、假設之合理性、引用參考資料之正確性等。
- (2) 關於本計畫之輻射劑量評估計算過程之品質保證措施，本公司依據「台灣電力公司核能營運品質保證方案」之規範要求本案承攬商訂定「核二廠除役許可申請及除役作業規劃技術服務案品質保證方案」並依據此品保方案制訂分析作業程序書，以嚴格落實評估數據之品質保證。

3.

本公司執行排放程式之更新計畫，其民眾劑量評估模式與曝露途徑皆延續美國核管會法規指引 1.109 之建議，主要目標為以下兩者：

- (1) 更新 GASWIN 程式介面，增列放射性碘、氙及微粒等非惰性氣體的有效劑量欄位，以及所有氣體造成之有效劑量欄位。
- (2) 增加替換劑量轉換因數之外掛功能：考量未來除役期間可能面臨相關法規修訂，並參考國際上對於游離輻射防護觀念及體系演進，本計畫亦將新增劑量轉換因數並以外掛方式呈現，以擴增本程式未來應用於除役作業之適用性。
- (3) 綜上，本程式將依據開發經驗，以基本案例進行手算驗證，確保評估結果之正確性。完成更新後將提報大會審查，獲審查同意後據以更新核二廠除役計畫第十章放射性廢液及廢氣排放評估結果，並配合年度核二廠除役計畫修訂時提出。

4. 謝謝大會提醒，本公司將俟上述參數確認後，重新執行輻射評估。

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：

審查總結回合意見

同意答覆。

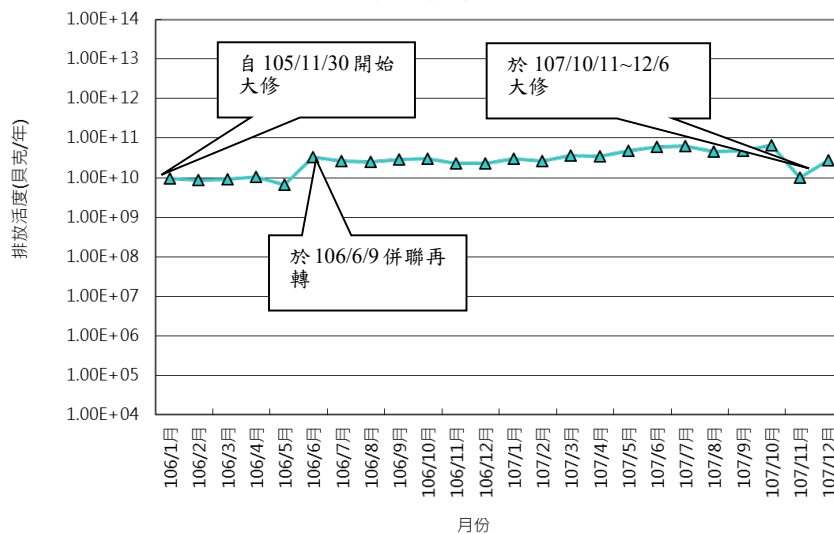
第十一章 環境輻射監測（已結案 19 項，共 19 項）

意見編號	11-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-2	結案
第 1 回合審查意見					
原文：核二廠環境輻射監測計畫之設站… 建議修訂：核二廠廠區外環境輻射監測計畫之設站…					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，將依審查意見修訂為”核二廠廠區外環境輻射監測計畫之設站……”，修訂結果如附件 11-001-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)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-3	結案
第 1 回合審查意見					
原文：分裂產物及活化產物活度將隨時間自然衰變（如 Mn-54、Co-58、Cr-51、Fe-59、I-131、Zr-95 及 Nb-95），H-3 排放每年迅速減少… 上述核種請以中文表達，並一併修正本章內容，另「H-3 排放每年迅速減少」請提供佐證數據。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見					
1. 核二廠除役計畫比照核一廠除役計畫編寫原則：元素用中文表達，同位素以英文表達。					
2. 停機之後，已無放射性來源，故不會有 H-3 之排放，而先前因機組運轉產生之 H-3 其活度將隨時間自然衰變，故 H-3 排放每年迅速減少，詳細佐證數據，如下表所示。					

核二廠106~107年1號機放射性廢氣(氬)排放活

度統計趨勢圖



核二廠1號機於105年11月30日與107年10月11日進行大修，其放射性廢棄氬排放與併聯期間大幅減少，相關數據如下表。

單位: 貝克

年月	106/1月	106/2月	106/3月	106/4月	106/5月	106/6月
活度	9.36E+09	8.65E+09	9.27E+09	1.06E+10	6.68E+09	3.35E+10
年月	106/7月	106/8月	106/9月	106/10月	106/11月	106/12月
活度	2.62E+10	2.51E+10	2.90E+10	3.04E+10	2.29E+10	2.34E+10
年月	107/1月	107/2月	107/3月	107/4月	107/5月	107/6月
活度	3.01E+10	2.64E+10	3.70E+10	3.43E+10	4.90E+10	6.01E+10
年月	107/7月	107/8月	107/9月	107/10月	107/11月	107/12月
活度	6.17E+10	4.64E+10	4.86E+10	6.63E+10	9.88E+09	2.77E+10

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第2回合審查意見

同意答覆。

意見編號	11-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-6	結案
第 1 回合審查意見					

1. 原文：如表 11-2 所示(紀錄基準即為主管機關 AMDA 值)... 建議修訂:如表 11-2 環境試樣放射性分析之預警措施基準所示,另請將 AMDA 中英文全名寫出。 2. 原文：最後再以數學公式計算出 Sr-89 及 Sr-90 核種活度。請羅列數學公式或參考文獻？
第 1 回合審查意見答覆
感謝委員意見 1. 將依審查意見列出 AMDA 中英文全名，修改結果如附件 11-003-01-A。另有關 AMDA 中英文全名，請參閱「專有名詞中英對照表」，該表已附於第二核能發電廠除役計畫總目錄，供審閱者參考。 2. 感謝委員意見，Sr-89 及 Sr-90 核種活度計算補充資料，如附件 11-003-02-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、(三).4
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	11-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-8	結案
第 1 回合審查意見					
原文：並於 97 年起增項獲得 17 項認可證書(全國認證基金會 TAF 0068)... 請將 TAF 英文全名寫出，並說明 0068 為認證編號。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見 1. 有關 TAF 中英文全名，請參閱「專有名詞中英對照表」中說明，該表已附於第二核能發電廠除役計畫總目錄，供審閱者參考。 2. TAF 認證編號為 0068，證書編號為 L0068-181203。 3. 前述內容皆擬修改於除役計畫內，修改結果如附件 11-004-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、(六).2					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-1	結案
第 1 回合審查意見					
依核子反應器設施除役計畫導則之規定，環境監測章節需說明氣象觀測作業，然在此版本的文件中，缺乏氣象觀測作業或相關資料結果之敘述，請補充說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見 將於除役計畫第 11 章中納入說明：環境偵測所參酌的因子如氣象資料是依長期氣象觀測之結果，執行氣象觀測作業蒐集，包括風向、風速、氣溫、大氣穩定度、降雨量等氣象資料。廠內即時氣象資料係透過廠內氣象觀測系統進行蒐集及記錄，另除役計畫第 5 章相關內容亦一併修訂修改結果如附件 11-005-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)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-7	結案
第 1 回合審查意見					
對各項作業均訂有標準作業程序書及品質管制作業程序書。此寫法略顯空洞，建議將程序書列表做為附件，或至少要給出各類程序書之數量。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，依委員意見修訂，如附件 11-006-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、(六)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-7	結案
第 1 回合審查意見					
本公司放射試驗室自 88 年 1 月起即獲得中華民國實驗室認證體系…。應強調該實驗室之品質與技術皆符合 ISO/IEC 17025 國際規範，並通過 TAF 認證。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，依委員意見修訂，如附件 11-007-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、(六).2					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	附錄 11.A	結案
第 1 回合審查意見					
附錄 11.A - 「106 年核二廠廠區外環境取樣站之詳細方位與距離表」中，座標之度(°)、分(′)及秒(″)格式不一致，請統一並修訂。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，依委員意見修訂，如附件 11-008-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 11.A					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	11-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-2 11-12~11-17	結案

第 1 回合審查意見
第 11-2 頁(一)考量因素 核二廠環境輻射監測計畫之設站，依據「環境輻射監測規範」之規定，…。生物樣(家禽、稻米、茶葉、蔬菜、果類、魚類及海藻)、土壤、岸砂及指標生物等項目的輻射監測…。 但附錄 11. A 106 年核二廠廠區外環境取樣站之詳細方位與距離表中並無茶葉取樣站，請說明原因。
第 1 回合審查意見答覆
感謝委員意見，依「台灣地區居民生活環境與飲食習慣」，核二廠廠外 5 公里範圍內並無種植茶葉，最近的茶葉產地為九芎林(NT104)，已於核一廠廠區外環境調查。
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：
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	11-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11	11-4	結案
第 1 回合審查意見					
1. 在(3)廠址最終狀態監測階段、及(4)廠址復原階段，除役所產生之放射性廢棄物貯存，可能會是環境輻射監測作業的重點，請加強此一部份的說明。					
2. 減容中心焚化爐，依民眾反應核二廠仁和宮附近量測發現偵測器讀值高，顯示有高污染，除役計畫都沒提到要如何處理，請台電說明處理方案。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝委員意見，除役計畫第 11 章已於第二、(一)節(P11-5)中說明:除役作業各階段廠區外之環境與電廠監測區之輻射監測項目、試樣種類、取樣站數、頻次及各取樣站位置、分析方法將考量各階段特性依照環境輻射監測規範與核二廠輻射防護計畫辦理，在實際執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關(原能會)審查核可後，依核二廠最新核准之環境輻射監測計畫執行。其中各階段特性係已包含「放射性廢棄物貯存狀況」此考量因素，並於除役期間依實際除役作業執行情形，每年提送環境輻射監測計畫送					

主管機關核定後據以實行。 2. 說明如下： (1). 依本公司歷年環境輻射監測報告，仁和宮區域及其附近每年定期進行空氣微粒、河水取樣及草樣分析，數據結果顯示並未有污染之情形。 (2) 本公司於 108 年 4 月 11 日加強仁和宮區域之相關量測，其中草樣計測分析結果並未有人工核種；仁和宮內部之牆壁、地面進行污染偵測，均小於儀器最小可側量值，亦無輻射污染。 (3) 除役計畫係以「核子反應器設施除役計畫導則」為依據編撰，若於廠區外量測有輻射污染，會以專案處理，立即調查肇因，以及研議改善措施予以降低，並於 30 日內以書面提報主管機關。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	11-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11		結案
第 1 回合審查意見					
(1) 請說明現行與除役階段環境監測計畫之差異比較，並增加預想有哪些曝露途徑改變及可能影響。					
(2) 除役計畫中缺少乾貯現況之敘述，請說明乾貯無法順利執行對除役計畫的影響。					
(3) 請說明環境監測對照站位置的選擇及標準					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見					
(1) 已於除役計畫第 11 章二、(一)、3 中說明。					
(2) 原針對核能二廠將於現有一、二號機北方空地增建用過核燃料中期貯存設施，自 100 年起比照核能一廠，保守考量其可能發生意外事故之放射性核種擴散途徑，於廠址東北東方基金公路旁（4A）增設土壤監測站並執行銻核種分析，而自 102 年起於大鵬國小站再新增土壤銻核種分析，作為用過核子燃料中期貯存設施運轉前之背景調查資料。若乾貯無法順利執行時，監測站的異動將依其因應措施適時檢討。					
(3) 為瞭解核能二廠鄰近地區全面環境輻射變動狀況，同時在不易受電廠運轉干擾地區，配合各類試樣設置對照站，此等對照站須與一般試樣站同					

步取樣分析及比對。各類試樣對照站均設置於距電廠 40 公里外之宜蘭地區。
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	11-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04	11		結案
第 1 回合審查意見					
對於除役計畫本章節使用到的輻射計算軟體，請列表說明軟體是否經過國內或國外管制機關審核、驗證、國際使用經驗、使用的參數來源及不確定度等，並說明除役計畫中輻射劑量評估結果可信度。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，本章節未使用特定的輻射計算軟體，輻射劑量計算係依主管機關頒布環境輻射監測規範附件四 體外及體內劑量評估方法進行。					
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 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意 見 編 號	11-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21	11		結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 11-3 頁，二.(一).3 除役四階段中，僅第二階段除役拆廠時，維持與現行之環測計畫，第一階段僅留 HPIC、土、岸砂、空氣樣，第三階段留 HPIC 兩站，第 4 階段留 HPIC、空浮、微粒。建議第一階段仍維持現行環測計畫，以維持環測數據之一致性。由於仍保留或興建低放貯存庫及新建乾式貯存庫等設					

施、廢料回填，建議仍應考量曝露途徑，增列 TLD、地下水等偵測項目。 2. 第 11-7 頁，二.(四).1.(1) 環境輻射監測年報之保存年限為 10 年，而除役期間長達 25 年，是否須考慮延長保存年限，或者要求以電子媒體儲存。 3. 第 11-7 頁，二.(六).2 請說明廠外及監測區之環測執行單位，在長達 25 年之除役過程中，單位可能裁廢變遷，計畫書中並未說明執行單位，是維持現行方式或外包。
第 1 回合審查意見答覆
感謝委員意見 1. 為維持環測數據的一致性，除役各階段原則上維持現行環測計畫，惟取樣項目、分析頻度、設站地點將視各階段實際情況酌予增減，經原能會核定後據以執行。 2. 依據「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」第 24 條之規定辦理(如下)，並依委員意見以電子媒體儲存： (1)環境輻射監測分析數據，除放射性廢棄物處置場外，應保存三年。 當環境試樣放射性分析數據大於預警措施之調查基準時，該分析數據應保存十年。 (2)放射性廢棄物處置場之環境輻射監測分析數據，應完整保存至監管期結束為止。 (3)環境輻射監測季報應保存三年，環境輻射監測年報應保存十年。 3. 將「核二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」文字放入第 11 章內，如附件 11-013-03-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：二、(六).2
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	11-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		G01	11		結案
第 1 回合審查意見					
民眾輻射劑量估算 核二廠有關評估民眾輻射劑量之攝食參數，係引用台電委由世新大學 103 年之報告「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫」，應更新為最新版；另外，由此報告飲食習慣調查內容結果，與農委會農糧署					

公告之糧食供需報告國民糧食供給量之數據甚有差異，請問其委託報告之調查方式為何。 參考行政院農業委員會網站(http://www.coa.gov.tw) 公布之「106 年 10 月農糧食供需年報」(路徑:首頁/統計與出版品/統計書刊與資料發布/糧食供需年報)	
第 1 回合審查意見答覆	
1. 核二廠環境輻射監測計民眾輻射劑量估算所使用的計算參數，係根據本公司每 5 年委託獨立學術機關(如世新大學)進行電廠鄰近地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫所得之數據求得。 2. 由於每 5 年委託調查 1 次，下次調查執行年度為 108 年，本公司將會在 108 年度調查報告完成後更新版次。 「台灣南北部地區居民生活環境與飲食習慣調查計畫」中糧食供給量相關數據係由承辦機構赴核電廠鄰近地區現場實際調查所得，與農委會農糧署公告之全國性糧食供需統計不同，因此數據有所差異。 本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：	
第 2 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	11-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	二、(一) 3.	11-3~11-4	結案
第 1 回合審查意見					
1. 在 11-3 頁，二、(一)環境試樣取樣及頻度分析作業之 3. 除役期間各階段環境輻射監測規劃段落中提及，在除役四個階段中，部分監測之取樣頻度與例行運轉期間維持相同，部分監測項目之取樣頻次，依照例行運轉期間規模調整；除役期間電廠已停止運轉，則此處所謂之依照例行運轉期間規模調整，其意思為何？ 2. 建議以列表方式，呈現例行運轉期間與除役各階段作業期間之環境輻射監測作業項目與頻次之異同，較能清楚明瞭相關環境輻射監測作業規劃之差異。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見 1. 所謂依照例行運轉期間規模調整係指參酌電廠各除役階段曝露途徑變更做環監測計畫調整，經原能會核定後據以執行。					

2. 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」附件一如表 11-1 所示之要求；且除役計畫第二、(一)、1 節已有說明：執行除役作業時，每年 11 月前皆會各別考量實際除役作業進度撰寫環境輻射監測計畫送主管機關(原能會)審查核可後，依核二廠最新核准之環境輻射監測計畫執行。
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	11-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S12	二、(二)	11-5	結案	
第 1 回合審查意見						
在第 11-5 頁，二、(二) 直接輻射劑量度量之段落中未提及，在除役四個階段中執行之項目與頻次是否有不同，請補充說明。						
第 1 回合審查意見答覆						
感謝委員意見，直接輻射劑量度量項目(HPIC、TLD)與執行頻度不會因除役階段不同而改變。						
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 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	11-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S12	二、(三) 4.	11-6	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 在第 11-6 頁，二、(三) 4. 段落之敘述：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，需符合主管機關「環境輻射監測規範」附件六，如表 11-2 所示(紀錄基準即為主管機關 AMDA 值)，而電廠監測區各類試樣放射性分析之最小可測量及設定之調查基準，需符合核二廠輻射防護計畫之要求。 2. 前項敘述中提及 AMAD，請補充說明其中文名稱及英文全名。
第 1 回合審查意見答覆
感謝委員意見 有關 AMDA 中英文全名，已於「專有名詞中英對照表」中說明，該表已附於第二核能發電廠除役計畫總目錄後，供審閱者參考，本項意見與意見編號 11-003 相同，修改結果請參考附件 11-017-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).4
第 2 回合審查意見
同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	11-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C04、B16			結案
第 2 回合審查意見					
請補充說明放射試驗室於核電廠外採取環境廢氣試樣之地點，與決定該地點所依據的準則。另請簡述放射試驗室執行相關業務時，是否有程序書或作業流程可遵循。					
第 2 回合審查意見答覆					
本公司放射試驗室對於核二廠地區環境空氣中放射性懸浮粒子之監測方式，係以連續抽氣取樣器(設置主要考量於廠外上、下風向區域、學校及人口密集等)監測空氣中總貝他、放射性碘及加馬能譜分析。執行業務係依本公司放射試驗室相關程序書辦理。					
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 3 回合審查意見					
同意答覆。					

第三回合新增審查意見

意見編號	11-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C04			結案	
第 3 回合審查意見						
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 3 回合審查意見答覆						
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						
同意答覆。						

第十二章 組織與人員訓練 (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
		S04、S12、S20	一(一)	12-1~12-7 12-21~12-24	結案
第 1 回合審查意見					
1. 因應未來台電公司核能部門組織架構可能進行調整，請在除役各階段依其功能與任務編組說明各組人員編制、權責及資格。 2. 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，包括未來核一、核二、核三同時進行除役工作的狀況，以及員工退休因素等，可分為總公司、核二廠、承包商所負責之工作及其權責分別說明。 3. 請於計畫中再補充說明除役各階段組織與編組調整之調整原因，另各階段組織圖應顯示其調整情況，撤銷、整併及調整均須分別標示，力求清晰明瞭。建議圖 12-1~12-4 可再調整，俾使清晰明瞭。 4. 本節撰寫內容建議應就現場實務需求提出更清楚論述，以突顯除役時的特別需求。 5. 第 12-4 頁，一、(一)2.功能、責任與權限段落中提及台電公司執行核二廠除役作業之各層級與單位，建議針對一、(一)2.(1) 執行核二廠除役作業之各層級與單位補充其相關組織架構圖，能讓外界清楚了解台電公司進行除役之整體/完整組織架構。 6. 第 12-6 頁，提及”除役審查委員會”，其在除役各階段之組織位階，應納入於相關組織架構圖中。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 本公司核後端處於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處，負責督導除役核能電廠各項作業，另由核發處協助辦理部分主管處業務，如：輻射防護、核子保防與保安、緊急應變計畫、值班運轉執照人員訓練、用過核燃料全數移出爐心前之必要運維業務等。 2. 人力調動將以核能系統內流動為優先考量，有關人力離退之議題本公司亦相當重視，如遇除役期間有勞務人力不足，則考量採發包方式聘雇外包人力支應。除役計畫係由本公司全權負責，承包商權責部分在除役計畫中不加以論述，故原文中有提及承包商權責部分已進行刪除。詳如附件 12-001-02-A 所示。 3. 配合辦理，已修訂一、(一)、1 內文如下： (1)除役過渡階段 除役過渡階段主要之工作項目，除用過核子燃料池及其相關系統仍需維持安全運轉外，亦開始辦理除役相關作業(含除役所需新建設施)之規劃、發包，以及新增設施之興建等作業。 核二廠於二號機執照到期後，本公司將依據實際業務量進行組織					

調整。廠長室、政風組、人力資源組、會計組、供應組、工業安全衛生組、品質組、保健物理組、核能技術組、運轉組、廢料處理組、環保化學組及北部展示館等組級組織仍維持不變。機械組與修配組因部分系統及附屬設備停止運作，使得維護檢修之工作量減少，故合併為機械修配組。儀控組、電氣組與電算組因部分系統及附屬電氣、儀器等設備停止運作，使得維護檢修之工作量減少，故合併為儀控電氣組。模擬操作中心因工作內容由電廠運轉維護訓練轉型為除役作業相關訓練，故整併為除役訓練組。改善工程組及其他調整人員因無大修工作之需求，故納入新增之基礎設施組、拆除技術組、工程管理組，以因應本階段用過核子燃料池與其相關支援系統運轉，以及除役作業規劃、設計、發包與現場作業等執行需求。此階段組織架構調整如圖 12-2 所示，各部門之任務編組、權責與主要人員之資格要求請參考表 12-1、表 12-2。

(2)除役拆廠階段

本階段進行用過核子燃料移至用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)之作業，於用過核子燃料完全移至乾貯設施前，除廢料廠房以及位於燃料廠房之用過核子燃料池島區及其相關系統仍需維持安全運轉之外，可開始陸續進行其他廠房(例如汽機廠房、控制廠房、輔助廠房、反應器廠房)主要設備設施、組件之拆除以及除污作業；俟用過核子燃料全數移至乾貯設施後，始可依序進行燃料廠房與廢料廠房設施、組件之除污與拆除作業。

為因應除役拆廠階段期間之管理及除役工作需求，廠長室、政風組、人力資源組、會計組、供應組、工業安全衛生組、品質組、保健物理組、廢料處理組、工程管理組、除役訓練組、環保化學組及北部展示館等部門，組級組織仍維持不變。在用過核子燃料全部移往乾貯設施之後，因已無安全相關系統維護監管工作，故機械修配組、儀控電氣組及運轉組將從核二廠組織撤銷；核能技術組之職責仍有用過核子燃料乾式貯存設施之維護與監管，故合併至廢料處理組之乾貯課。而基礎設施組、拆除技術組因應除役工作變化，分別調整為除役工程組、大型組件組。此階段組織架構調整如圖 12-3 所示，各部門之任務編組、權責與主要人員之資格要求請參考表 12-1、表 12-2。

(3)廠址最終狀態偵測階段

本階段主要進行一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業及廠址最終狀態偵測。

由於除役主要作業已完成，因此，組織除因應本階段除役工作需求，將保留廠長室、政風組、人力資源組、會計組、供應組、保健物理組、廢料處理組、除役工程組、品質組、工業安全衛生組、工程管理組及北部展示館等部門。因廠房內之大型組件皆於除役拆廠階段拆除完成，故大型組件組因業務量下降併入除役工程組。環保化學組因

本階段放射性廢棄物數量減少，使得業務量下降故併入廢料處理組。而除役訓練組則合併至各組，由各部門自行負責訓練作業。此階段組織架構調整如圖 12-4 所示，各部門之任務編組、權責與主要人員之資格要求請參考表 12-1、表 12-2。

(4)廠址復原階段

本階段主要進行其他建物之拆除及土地復原等作業。

本階段組織架構維持與廠址最終狀態偵測階段一致，仍為廠長室、政風組、人力資源組、會計組、供應組、保健物理組、廢料處理組、除役工程組、品質組、工業安全衛生組、工程管理組及北部展示館等部門，惟基於工作量減少，各組之人員將進一步縮編。為配合本階段土地復原之工作，除役工程組將新增景觀課。此階段組織架構調整如圖 12-5 所示，各部門之任務編組、權責與主要人員之資格要求請參考表 12-1、表 12-2。

另修訂第一節、組織與任務編組章節內文如下：

「本公司為經濟部所屬之國營事業，惟有關核能電廠除役作業之執行係受主管機關(原能會)之監督；而本公司核後端處將於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處(原主管處為核發處)，負責除役相關技術研究與發展業務...。」

並新增圖 12-1「核二廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖」，及修訂圖 12-2~12-5(原圖 12-1~12-4)以顯示組織撤銷、整併及調整情形，如下所示。詳如附件 12-001-03-A 所示。本次新增圖 12-1，後續圖表編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

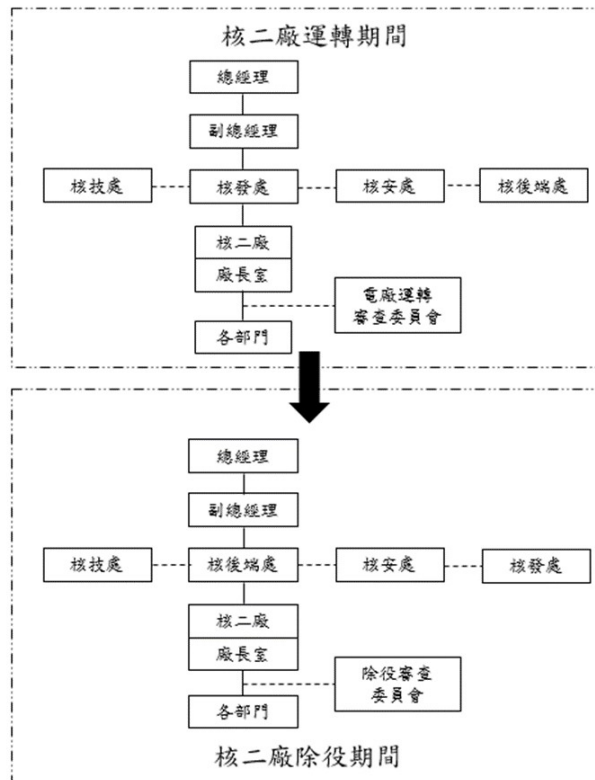
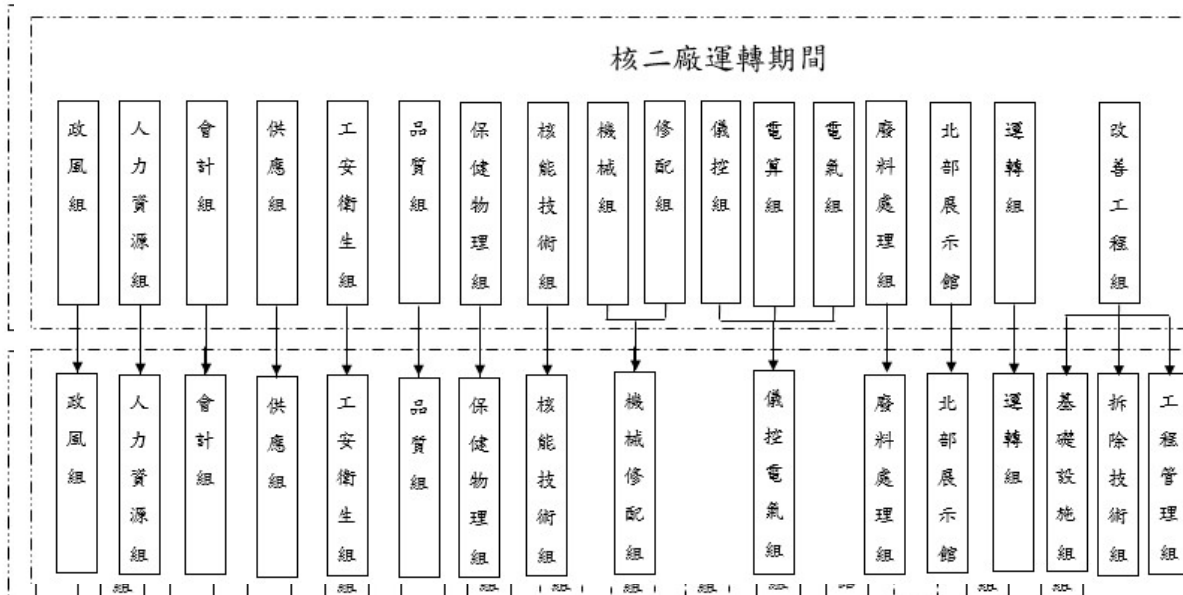
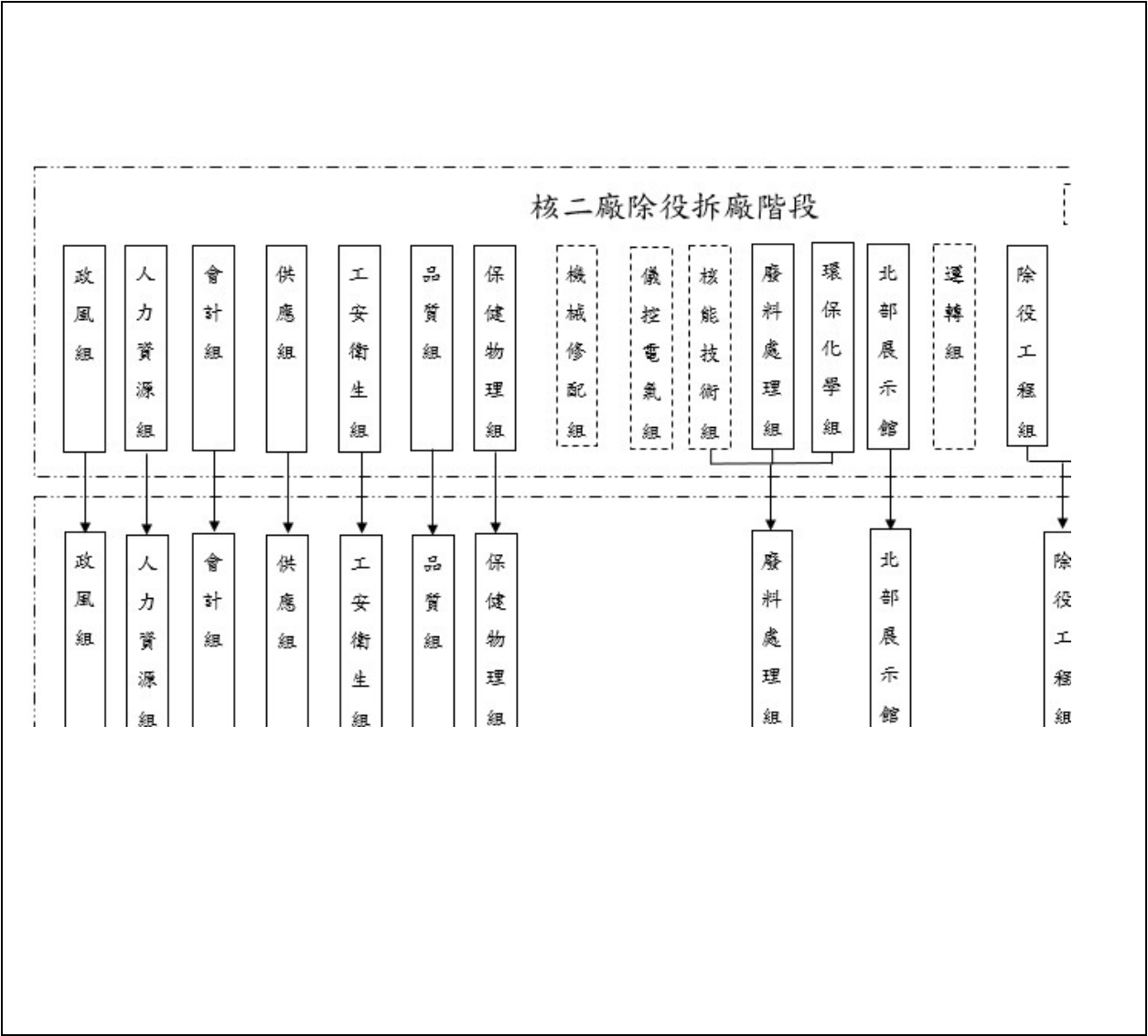
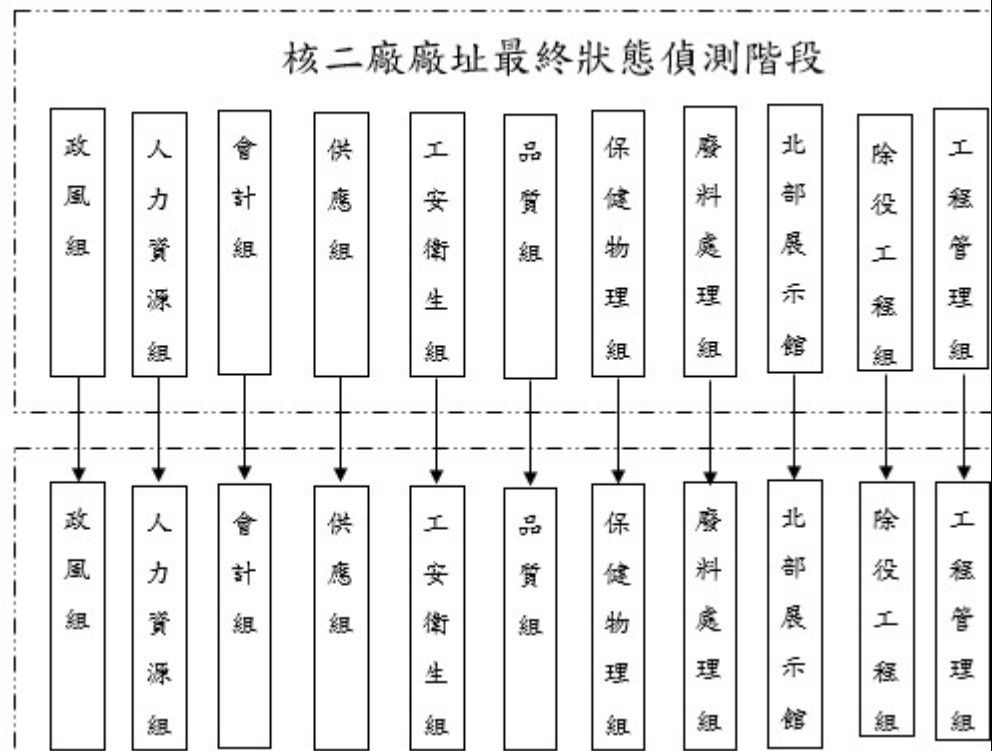


圖12-1 核二廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖







4. 有關除役各階段之作業需求於第 12-2 至 12-4 頁中敘述。內容如下

- (1) 除役過渡階段之主要工作項目，除用過核子燃料池及其相關系統仍需維持安全運轉外，亦開始辦理除役相關作業(含除役所需新建設施)之規劃、發包，以及新增設施之興建等作業。
- (2) 除役拆廠階段：本階段進行用過核子燃料移至用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)之作業，於用過核子燃料完全移至乾貯設施前，除廢料廠房以及位於燃料廠房之用過核子燃料池島區及其相關系統仍需維持安全運轉，可開始陸續進行其他廠房(例如汽機廠房、控制廠房、輔助廠房、反應器廠房)或設施、組件之拆除以及除污作業之發包，並可進行這些廠房內主要設備與廠房之除污及拆除作業。俟用過核子燃料全數移至乾式貯存設施後，始可依序進行燃料廠房與廢料廠房之除污與拆除作業。
- (3) 廠址最終狀態偵測階段：本階段主要進行一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業及廠址最終狀態偵測。
- (4) 廠址復原階段：本階段主要進行其他建物之拆除及土地復原等作業。詳如附件 12-001-04-A 所示。

5. 配合辦理，已新增圖 12-1「核二廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖」，如下圖所示。詳如附件 12-001-05-A 所示。本次新增圖 12-1，後續圖表編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

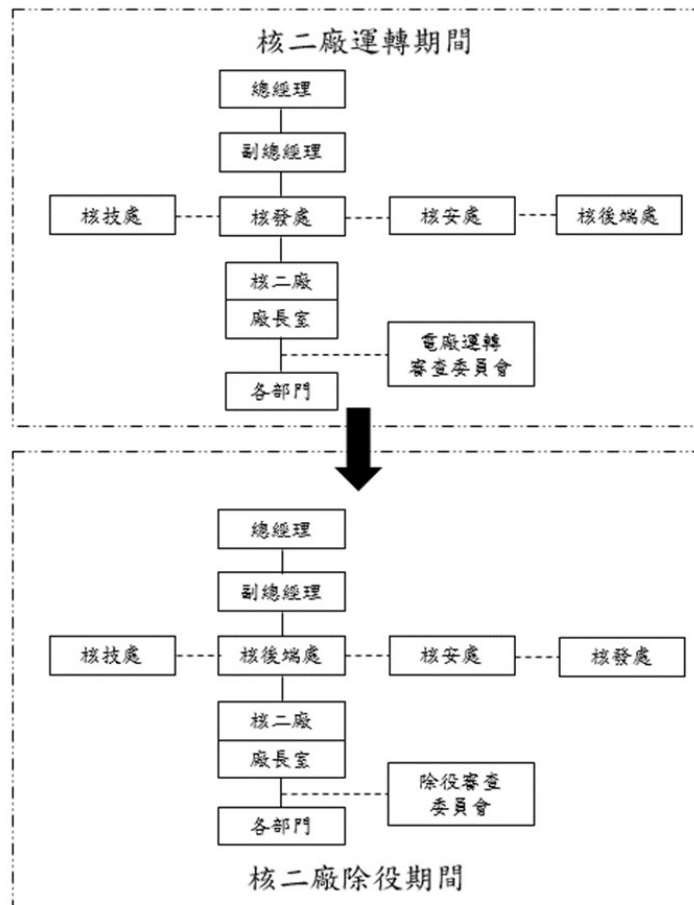


圖12-1 核二廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖

6. 配合辦理，已於圖 12-1 補充除役審查委員會，如下圖所示。詳如附件 12-001-06-A 所示。本次新增圖 12-1，後續圖表編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

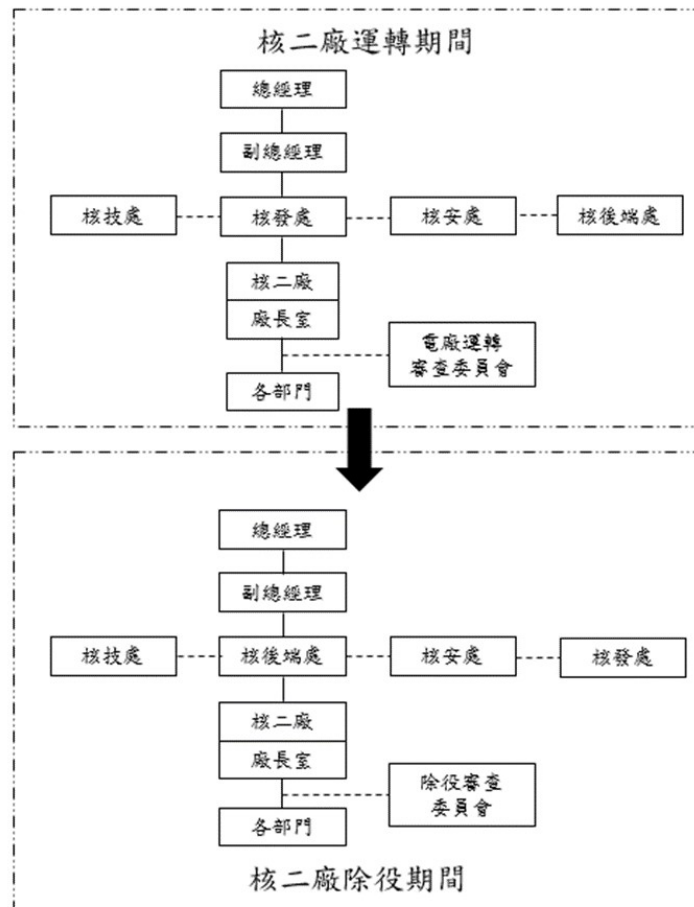


圖 12-1 核二廠運轉期間至除役期間主管組織調整圖

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：前言；一；一、(一)；一、(一)、1；一、(一)、2；新增圖 12-1；原圖 12-1~原圖 12-4(修訂為圖 12-2~圖 12-5)

第 2 回合審查意見

3. 除役過渡階段之主要工作項目應包括核子燃料仍在反應爐期間；另依除役計畫第六章，此階段亦包括將用過核子燃料移至(一期)乾貯設施，請確認後修正。

4. 同 12-001-(3)之意見。

除以上第 3 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

3. 遵照辦理，修訂一、(一).1.(1)節內容如下：「除役過渡階段主要之工作項目

包括：核子燃料仍在反應爐期間，維持相關系統之安全運轉；維持用過核子燃料池及其相關系統安全運轉；用過核子燃料移至用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)；亦開始辦理除役相關作業(含除役所需新建設施)之規劃、發包，以及新增設施之興建等作業。」。 詳如附件 12-001-03-B 所示。 4.遵照辦理，修訂一、(一).1.(1)節內容如下：「除役過渡階段主要之工作項目包括：核子燃料仍在反應爐期間，維持相關系統之安全運轉；維持用過核子燃料池及其相關系統安全運轉；用過核子燃料移至用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱乾貯設施)；亦開始辦理除役相關作業(含除役所需新建設施)之規劃、發包，以及新增設施之興建等作業。」。 詳如附件 12-001-04-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：一、(一).1.(1)。
第 3 回合審查意見
3.同意答覆。 4.同意答覆。

意見編號	12-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	一(一) 一(三) 二(一)	12-4 12-12 12-14	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 12-4 頁，一、(一).2「功能、責任與權限」乙節，未如首段所述說明承包商的功能、責任與權限。 2. 第 12-4 頁，一、(一).2.(1)「本公司內部各層級與單位」之內容針對總經理及各處功能、責任與權限之說明，與「台灣電力公司核能電廠品質保證方案」第一章 1.2 節 權責區分之內容雷同，此章為說明電廠除役的組織與人員訓練，其能、責任與權限之性質與內涵應不限於品質保證方案所述。					

請更明確說明各層級之工作、責任與權限。 3. 第 12-14 頁，一、(三).2「稽核」乙節說明「核二廠除役作業品質保證有關作業將藉由現場品質人員之日常品質停留查證點查證作業，以及核安處之定期或不定期稽查」，因應未來所有核電廠停止運轉後，台電組織架構可能更動，是否仍由核安處進行定期或不定期稽查。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 未來核二廠除役相關作業，將以核二廠現有員工自主辦理為主，如有不足將採發包方式聘雇外包人力支應，並於招標規範中訂定承包商之責任。除役計畫係由本公司全權負責，承包商權責部分在除役計畫中不加以論述，原文中提及承包商權責部分已刪除。詳如附件 12-002-01-A 所示。 2. 核後端處於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處，負責督導除役核能電廠各項作業，另由核發處協助辦理部分主管處業務，如：輻射防護、核子保防與保安、緊急應變計畫、值班運轉執照人員訓練、用過核燃料全數移出爐心前之必要運維業務等。 已配合修訂一、(一).2.(1)「本公司內部各層級與單位」之核後端處與核發處之權責說明，補充修訂為：「核後端處於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處。負責除役相關技術研究與發展業務及除役專案工作之計畫管理、治理、監督、督導及與主管機關(原能會)連繫事項。」以及「協助核二廠除役作業之執行及辦理部分主管處業務，如：輻射防護、核子保防與保安、緊急應變計畫、值班運轉執照人員訓練、用過核燃料全數移出爐心前之必要運維業務等。」詳如附件 12-002-02-A 所示。 3. 依據台灣電力公司核能電廠除役品質保證方案，於核能電廠除役期間仍由核能安全處執行定期稽查或不定期專案稽查。					
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：前言；一、(一)；一、(一).2					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	12-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	一(二) 一(三)	12-7~12-14	結案
第 1 回合審查意見					

1. 第 12-7 至 12-14 頁，管制與管理程序亦應分除役不同階段規劃，各階段管制程序書可以因應需求在未來修訂完備，目前應說明的是列出各階段的需求。
2. 第 12-7 至 12-14 頁，電廠由運轉發電轉為除役，原本的程序書有哪些地方需依除役的特別需求而修訂，正是除役計畫書該說明的重點。此節大多以再依除役之特定需求修訂。各管制程序若參照核二廠現有程序書，應載明除役的特定需求及應修訂之處。

第 1 回合審查意見答覆

1. 配合辦理，已重新修訂管制與管理程序之敘述，修訂如下。

「由於電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及相關支援系統與設備仍須維持運轉(若爐心內仍有核子燃料，其管理與管制事項將比照運轉期間相關規定)，雖然無需如電廠運轉階段維持龐大系統及設備與人力，但還是需要依據除役作業，進行系統及設備之評估、重新分類，移轉至除役狀態，並配合除役作業推展，修訂除役期間安全分析報告、運轉技術規範及技術需求手冊等相關文件，未來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。

除役期間各階段之管制與管理程序項目如表 12-7 所示，包括設備之管制與維護管理、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：

1. 設備之管制與維護管理

除役期間之設備管制與維護管理程序將依除役各階段之工作需求修訂，部份項目將參照核二廠現有之程序書[1]或依照供應廠家推薦的方法維護，說明如下：

(1) 除役過渡階段

本階段主要之設備管制與維護管理包含用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。

針對維持用過核子燃料池之相關設備，需管制與維護之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)在存放期間將依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，並指派人員按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。

(2) 除役拆廠階段

本階段在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與除役過渡階段相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，此階段主要作業為電廠所有放射性污染系統及組件之拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核子蒸汽供應系統(NSSS)之拆除、用過核子

燃料池襯板之拆除，以及所有污染牆面之刮除等。考量本階段之工作項目，主要管制與維護管理設備為拆除或除污設備，將參照核二廠現有之程序書[1]做調整(如保留危險物料之管制、修改既有之掛卡及維護之程序、增加反應器拆除設備之管制與維護程序及刪除未來除役階段不須使用或被拆除之設備程序等)。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

本階段主要作業為最終輻射偵測作業、一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業。為了確認廠址之殘餘輻射劑量符合法規之相關規定，故設備管制與維護管理將著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠房之拆除設備。

(4) 廠址復原階段

本階段作業主要包含其他(無污染)廠房之拆除與廠址復原作業，均屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。

2. 消防安全

除役各階段為維護廠內消防水系統之正常運作及維持充足之水源，廠房內之消防栓(1½")，若非作為消防滅火及相關用途一律不得任意使用。廠房外圍消防栓(2½")，如需作為非消防滅火及相關用途使用時，應參照核二廠現有程序書之規定申請，經由「運轉組」、「工業安全衛生組」(待運轉組裁撤後，本項業務將由工業安全衛生組辦理。)會同評估是否影響消防水系統之供水壓力及流量後，再決定是否核准使用。

在設有自動消防設備區域工作之人員，需注意若二氧化碳、海龍或消防水釋出，可能引起該區域缺氧、地面濕滑、阻擋出口通路或損壞業已分解的設備。因此，工作前，須告知作業人員該區域之潛在危險或隔離該自動消防設備，以避免一旦消防設備誤動作，將危及人員與設備。各廠房之防火門，除常開式防火門已設置熱熔斷裝置及設置電磁釋放裝置外，其餘防火門應保持關閉，以確保防火區劃的完整性。工作部門若因工作需要，須長時間開啟(開啟時間超過一小時以上)防火門時，工作部門必須事先以「防火門開啟申請單」提出申請，經核准後才可開啟防火門。

3. 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」[2]、「勞動基準法及其施行細則」[3]、「勞動檢查法及其施行細則」[4]、「危險性工作場所審查暨檢查辦法」[5]、「加強公共工程職業安全衛生管理作業要點」[6]等有關法規規定，以及本公司工安相關規定、核二廠現有之相關程序書(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。

各種設備，若有工作或停用檢修，一律參照核二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)。

隔離電氣設備時，必須斷開所有電源，如開啟斷路器、閘刀開關或其他隔離裝置、保險絲等。依其設備及工作性質，也可包括起動開關、磁場開關、中性點接地開關等。

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，本公司將參照現有程序書[7]，建立停工命令之撰寫、發佈、追蹤及其結案之作業辦法，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。

4. 輻射安全

除役期間各項工作將遵照「游離輻射防護法」[8]，以及本計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施所承諾之事項執行，並達到 ALARA 之要求，以確保工作人員之輻射安全。

5. 品質保證

本公司因應核一廠除役工作之推動，已於民國 107 年 6 月前提送「核能電廠除役品質保證方案」予主管機關(原能會)，並已獲主管機關(原能會)同意備查。前述方案亦適用於未來核二廠除役作業。本公司將依據前述方案擬訂作業程序書，工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理。

6. 人員與車輛出入之污染管制

進出管制之目的為劃定區內施行適當的輻射防護管制，確實掌握劃定區內人、事、地、物活動，執行詳細人員劑量、污染偵測及物件外釋管制。

核二廠進出管制之施行，於主警衛室進行一般性之輻射管制。另因應特定工作之需求，將加強輻射管制，並於工作現場規劃臨時輻射管制站，執行區域之輻射管制工作，以減少人員輻射劑量及放射性物質之擴散。

(1) 除役過渡階段

本階段主要執行工作為機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉及初步設備洩水、除污、執行輻射特性調查作業等工作，人員與車輛

出入之污染管制將沿用運轉期間之管制作業。

(2) 除役拆廠階段

在用過核子燃料運送至乾貯設施前，管制作業與運轉期間相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，除一般人員及車輛出入之管制外，將規劃拆除、除污及廢棄物運送作業之輻射管制站，防止放射性污染之擴散。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

主要作業為廠址最終輻射偵測作業，包括：一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業，其人員與車輛出入之污染管制與前一階段大致相同，配合本階段之拆除工作，另規劃拆除廢棄物運送作業之輻射管制站。

(4) 廠址復原階段

本階段已完成輻射偵測及主要拆除作業，僅規劃人員與車輛出入廠區之污染管制站。」。

表12-7 除役期間各階段管制與維護項目表(續)

除役階段	管制與維護項目
廠址最終狀態偵測階段	1.設備之管制與維護管理： 本階段設備管制與維護管理將著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠。 2.消防安全 3.工作安全 4.輻射安全 5.品質保證 6.人員與車輛出入之污染管制： 主要作業為廠址最終輻射偵測作業，其人員與車輛出入之污染管制與前一階段大致相同，另規劃拆除廢棄物運送作業之輻射管制站。
廠址復原階段	1.設備之管制與維護管理： 本階段作業屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。 2.消防安全 3.工作安全

詳如附件 12-003-01-A 所示。本次新增表 12-7，後續表編號須一併變動，相關之表編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

2. 將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。

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、(二)；新增表 12-7
第 2 回合審查意見
1. 「1.設備之管制與維護管理」乙項，同 12-001-(3)之意見。「4.輻射安全」乙項，請確認是否需包括除役計畫第十一章環境輻射監測。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.(1)遵照辦理，已修訂一.(二).1.(1)節內容如下： 「(1)除役過渡階段 本階段主要之設備管制與維護管理包含燃料仍在爐心期間所需運轉之反應爐相關系統、用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備、用過核子燃料移至乾貯設施所需之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。」。 (2)已修訂一.(二).4 節內容如下： 「除役期間各項工作將遵照「游離輻射防護法」[8]，本計畫第十章輻射劑量評估及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，並達到 ALARA 之要求，以確保工作人員之輻射安全。」。 詳如附件 12-003-01-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：一.(二).1.(1)、一.(二).4
第 3 回合審查意見
1.同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 1 回合審查意見答覆如下： 2. 將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於一號機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：無。
審查總結回合意見
同意答覆。

意見編號	12-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S20、B03、C04、F05	一(二)	12-2、12-10 12-14	結案
第 1 回合審查意見					
1.第 12-10 頁，建議將各階段管制與維護重點整理列表；內文除陳述重點外並說明其原因。 2.第 12-14 頁，核二廠一號機運轉執照屆滿，二號機仍在運轉狀況下，因應核二廠特有兩部機組共用主控制室設計，請說明如何區隔以避免相互影響，以及持照運轉人力如何調配。請台電公司提供相關程序書及除役期間運轉規範規定，俾供審查。 3.第 12-2 頁，計畫書中有縱向之組織架構及任務編組，請說明單位間橫向的合作與關聯。 4.第 12-34、12-35 頁，廢料處理組在除役過渡階段的權責(表 12-1)為何無廢棄物貯存的規劃乙項，請澄清並修正至除役計畫。 5.表 12-2 運轉組之經理與主控制室持照人員資格應將在爐心仍有燃料期間納入。 6.表 12-3~表 12-5 之機械技術員/電氣技術員資格要求為「符合核二廠承包商各類技術工作人員資格檢定程序之規定。」，請說明是否有考量除役作業專業特性而調整或新增檢定項目？若是，其執行檢定之單位與資格規範為何。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.配合辦理，已重新修訂管制與管理程序之敘述，修訂如下。 「由於電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及相關支援系統與設備仍須維持運轉(若爐心內仍有核子燃料，其管理與管制事項將比照運轉期間相關規定)，雖然無需如電廠運轉階段維持龐大系統及設備與人力，但還是需要依據除役作業，進行系統及設備之評估、重新分類，移轉至除役狀態，並配合除役作業推展，修訂除役期間安全分析報告、運轉技術規範及技術需求手冊等相關文件，未來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。 除役期間各階段之管制與管理程序項目如表 12-7 所示，包括設備之管制與維護管理、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： 1.設備之管制與維護管理					

除役期間之設備管制與維護管理程序將依除役各階段之工作需求修訂，部份項目將參照核二廠現有之程序書[1]或依照供應廠家推薦的方法維護，說明如下：

(1) 除役過渡階段

本階段主要之設備管制與維護管理包含用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。

針對維持用過核子燃料池之相關設備，需管制與維護之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)在存放期間將依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，並指派人員按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。

(2) 除役拆廠階段

本階段在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與除役過渡階段相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，此階段主要作業為電廠所有放射性污染系統及組件之拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核子蒸汽供應系統(NSSS)之拆除、用過核子燃料池襯板之拆除，以及所有污染牆面之刮除等。考量本階段之工作項目，主要管制與維護管理設備為拆除或除污設備，將參照核二廠現有之程序書[1]做調整(如保留危險物料之管制、修改既有之掛卡及維護之程序、增加反應器拆除設備之管制與維護程序及刪除未來除役階段不須使用或被拆除之設備程序等)。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

本階段主要作業為最終輻射偵測作業、一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業。為了確認廠址之殘餘輻射劑量符合法規之相關規定，故設備管制與維護管理將著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠房之拆除設備。

(4) 廠址復原階段

本階段作業主要包含其他(無污染)廠房之拆除與廠址復原作業，均屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。

2. 消防安全

除役各階段為維護廠內消防水系統之正常運作及維持充足之水源，廠房內之消防栓(1½")，若非作為消防滅火及相關用途一律不得任意使用。廠房外圍消防栓(2½")，如需作為非消防滅火及相關用途使用時，應參照核二廠現有程序書之規定申請，經由「運轉組」、「工業安全衛生組」(待運轉組裁撤後，本項業務將由工業安全衛生組辦理。)會同評估是否影響消防水系統之供水壓力及流量後，再決定是否核准使用。

在設有自動消防設備區域工作之人員，需注意若二氧化碳、海龍或消防水釋出，可能引起該區域缺氧、地面濕滑、阻擋出口通路或損壞業已分解的設備。因此，工作前，須告知作業人員該區域之潛在危險或隔離該自動消防設備，以避免一旦消防設備誤動作，將危及人員與設備。各廠房之防火門，除常開式防火門已設置熱熔斷裝置及設置電磁釋放裝置外，其餘防火門應保持關閉，以確保防火區劃的完整性。工作部門若因工作需要，須長時間開啟(開啟時間超過一小時以上)防火門時，工作部門必須事先以「防火門開啟申請單」提出申請，經核准後才可開啟防火門。

3. 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」[2]、「勞動基準法及其施行細則」[3]、「勞動檢查法及其施行細則」[4]、「危險性工作場所審查暨檢查辦法」[5]、「加強公共工程職業安全衛生管理作業要點」[6]等有關法規規定，以及本公司工安相關規定、核二廠現有之相關程序書(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。

各種設備，若有工作或停用檢修，一律參照核二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)。

隔離電氣設備時，必須斷開所有電源，如開啟斷路器、閘刀開關或其他隔離裝置、保險絲等。依其設備及工作性質，也可包括起動開關、磁場開關、中性點接地開關等。

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，本公司將參照現有程序書[7]，建立停工命令之撰寫、發佈、追蹤及其結案之作業辦法，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。

4. 輻射安全

除役期間各項工作將遵照「游離輻射防護法」[8]，以及本計畫第十章輻射劑量評估及輻射防護措施所承諾之事項執行，並達到 ALARA 之要求，以確保工作人員之輻射安全。

5. 品質保證

本公司因應核一廠除役工作之推動，已於民國 107 年 6 月前提送「核能電廠除役品質保證方案」予主管機關(原能會)，並已獲主管機關(原能會)同意備查。前述方案亦適用於未來核二廠除役作業。本公司將依據前述方案擬訂作業程序書，工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理。

6.人員與車輛出入之污染管制

進出管制之目的為劃定區內施行適當的輻射防護管制，確實掌握劃定區內人、事、地、物活動，執行詳細人員劑量、污染偵測及物件外釋管制。

核二廠進出管制之施行，於主警衛室進行一般性之輻射管制。另因應特定工作之需求，將加強輻射管制，並於工作現場規劃臨時輻射管制站，執行區域之輻射管制工作，以減少人員輻射劑量及放射性物質之擴散。

(1) 除役過渡階段

本階段主要執行工作為機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉及初步設備洩水、除污、執行輻射特性調查作業等工作，人員與車輛出入之污染管制將沿用運轉期間之管制作業。

(2) 除役拆廠階段

在用過核子燃料運送至乾貯設施前，管制作業與運轉期間相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，除一般人員及車輛出入之管制外，將規劃拆除、除污及廢棄物運送作業之輻射管制站，防止放射性污染之擴散。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

主要作業為廠址最終輻射偵測作業，包括：一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業，其人員與車輛出入之污染管制與前一階段大致相同，配合本階段之拆除工作，另規劃拆除廢棄物運送作業之輻射管制站。

(4) 廠址復原階段

本階段已完成輻射偵測及主要拆除作業，僅規劃人員與車輛出入廠區之污染管制站。」。

表12-7 除役期間各階段管制與維護項目表

除役階段	管制與維護項目
除役過渡階段	1.設備之管制與維護管理： 用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及新增設施之另 2.消防安全 3.工作安全 4.輻射安全 5.品質保證 6.人員與車輛出入之污染管制： 本階段人員與車輛出入之污染管制將沿用運轉期間之管制作業。
除役拆廠階段	1.設備之管制與維護管理： 在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與除役過渡階段相同。在用 設施後，主要管制與維護管理設備為拆除或除污設備 2.消防安全 3.工作安全 4.輻射安全 5.品質保證 6.人員與車輛出入之污染管制：

表12-7 除役期間各階段管制與維護項目表(續)

除役階段	管制與維護項目
廠址最終狀態偵測階段	1.設備之管制與維護管理： 本階段設備管制與維護管理將著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠 2.消防安全 3.工作安全 4.輻射安全 5.品質保證 6.人員與車輛出入之污染管制： 主要作業為廠址最終輻射偵測作業，其人員與車輛出入之污染管制與前一階段大致相同， 另規劃拆除廢棄物運送作業之輻射管制站。
廠址復原階段	1.設備之管制與維護管理： 本階段作業屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。 2.消防安全 3.工作安全

詳如附件 12-004-01-A 所示。本次新增表 12-7，後續表編號須一併變動，相關之表編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。

2. 關於核二廠一號機運轉執照屆滿，二號機仍在運轉狀況下，將參考目前電廠運轉中 100 系列程序書(機組實體屏障設置及查核管制)內容進行管制。

確保二號機重要設備有實際的屏障保護，使進入除役期間之一號機的相關運維作業不會影響正常運轉之二號機的運轉安全。持照運轉人力調配則依除役期間運轉技術規範規定辦理。

3. 在第 12-4 至 12-6 頁中提及部份業務係由不同單位負責主辦或協辦，即各單位間有橫向合作與關聯。其中直接負責推動除役計畫之核後端處於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處，負責督導除役核能電廠各項作業，另由核發處協助辦理部分主管處業務。
4. 配合辦理，已修訂原文為：「負責過渡階段電廠既有及持續產生放射性廢棄物以及除役作業所產生除役放射性廢棄物之營運及貯存規劃。」。詳如附件 12-004-04-A 所示。
5. 配合辦理，已補充「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」於表 12-2。詳如附件 12-004-05-A 所示。
6. 因目前除役工法未定且部份設備操作資格並未有明確規範，有關機械技術員及電氣技術員資格將依除役實際需求新增或調整檢定項目，檢定項目皆會經由各組主管及副廠長核准後執行，故表 12-3~表 12-6 已刪除「機械技術員及電氣技術員資格」要求。切割技術員亦有類似情形，故比照辦理。詳如附件 12-004-06-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：一、(二)；表 12-1~表 12-6；新增表 12-7

第 2 回合審查意見

1. 同 12-001-3 之意見。

5. 同意答覆，納入除役計畫修訂項目追蹤。

6. 本項應參考相關實務作業，訂定所需之專業技術人員，其需具檢定資格或單位若現階段未定，亦宜以註明方式說明，而非逕予刪除，請再檢討。

除以上第 1、5 及 6 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 遵照辦理，已修訂一.(二).1.(1)節內容如下：

「(1)除役過渡階段

本階段主要之設備管制與維護管理包含燃料仍在爐心期間所需運轉之反應爐相關系統、用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備、用過核子燃料移至乾貯設施所需之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。」。

詳如附件 12-004-01-B 所示。

5. 遵照辦理，將納入除役計畫修訂項目追蹤。

6.遵照辦理，已於表 12-3 至表 12-6 恢復刪除之「機械技術員及電氣技術員資格」及「切割技術員資格」之項目，並於表 12-3 至表 12-6 後加註：「如未來拆除作業規劃採取需檢定人員操作之工具或工法，將訂定人員資格並納入相關程序書中進行管控。」。

詳如附件 12-004-06-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：一.(二).1.(1)節、表 12-3~表 12-6。

第 3 回合審查意見

1.同意答覆。

5.同意答覆。

6.同意答覆。

意見編號	12-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、C04	一(三)	12-13	結案
第 1 回合審查意見					
一、(三)節係說明除役期間各項作業之審查與稽核作業程序，包括施工、運轉作業之審查及安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等。請就下列內容提出澄清，並對計畫內容作適當之修正： 1.於第 1 小節「審查」第一段所陳述的審查對象為承包商作業，請說明針對貴公司員工相關作業之審查機制為何？ 2.承上，第 1 小節引言所載說明程序書管制作業流程圖(圖 12-5)亦應適用於核二廠本身之程序書管制，請修正。 3.1.(1)輻射防護乙項說明「審查承包商之輻射防護作業程序及合理抑低措施是否確實可行，以及審查輻射安全管制相關人員是否符合相關要求，是否具有執行輻射防護任務之能力。」，請說明審查重點是否包括輻射偵檢儀器等硬體部分，以確保輻射防護之完整性。 4.第 12-13 頁，1.(3)項品質保證部分，請說明「審查其品保計畫是否適當」之接受標準為何？是否要求承包商也遵照同樣的品質保證方案撰寫品保計畫？					

5.1.(4)項所載各項工作包括用過核子燃料及相關系統之運轉，是否指此亦為承包商之工作項目？

第 1 回合審查意見答覆

1. 此審查重點亦包含本公司之員工。已修訂原文為「除役期間為確保除役作業之品質、人員及環境安全，核二廠本身之程序書將送相關部門審查，審查之相關規定係參照核二廠現有之程序書[9]，再依除役需求修訂，管制作業流程[9]如圖 12-6 所示。除核二廠本身之程序書外，亦要求各承包商就其所負責之工作項目準備相關書圖文件(如施工計畫、作業程序書等)，並送核二廠相關部門審查。審查重點簡述如下：

(1)輻射防護：審查本公司員工及各承包商之輻射防護作業程序及合理抑低措施是否確實可行，以及審查輻射安全管制相關人員是否符合相關要求，是否具有執行輻射防護任務之能力。此外，執行輻射安全管制相關人員所使用之輻射偵檢儀器由核二廠提供，且依核二廠 900 系列輻射防護儀器有關程序書之規定，定期將輻射偵檢儀器送本公司放射試驗室、或國內實驗室認證體系(TAF)認可之實驗室校驗。

(2)工安與衛生：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。

(3)品質保證：審查本公司員工及各承包商是否遵守本公司之品質保證方案，是否訂定適當之品質查證點。

(4)其他：本公司員工及各承包商執行除役作業各項工作(如用過核子燃料及相關系統之運轉、廢棄物處理、拆除及除污作業等)之作業程序，將針對其可行性、妥適性及工作界面整合性等進行審查。」。

詳如附件 12-005-01-A 所示。

2. 配合辦理，已修訂原文為「除役期間為確保除役作業之品質、人員及環境安全，核二廠本身之程序書將送相關部門審查，審查之相關規定係參照核二廠現有之程序書[9]，再依除役需求修訂，管制作業流程[9]如圖 12-6 所示。除核二廠本身之程序書外，亦要求各承包商就其所負責之工作項目準備相關書圖文件(如施工計畫、作業程序書等)，並送核二廠相關部門審查。」。詳如附件 12-005-02-A 所示。

3. 配合辦理，已補充說明於項次(1)輻射防護中，內容如下：「此外，執行輻射安全管制相關人員所使用之輻射偵檢儀器由核二廠提供，且依核二廠 900 系列輻射防護儀器有關程序書之規定，定期將輻射偵檢儀器送本公司放射試驗室、或國內實驗室認證體系(TAF)認可之實驗室校驗。」。詳如附件 12-005-03-A 所示。

4. 此段文句為誤植，已修訂原文為「審查本公司員工及各承包商是否遵守本公司之品質保證方案...」。詳如附件 12-005-04-A 所示。

5. 配合辦理，已修訂原文為「本公司員工及各承包商執行除役作業各項工作

(如用過核子燃料及相關系統之運轉、廢棄物處理、拆除及除污作業等)之作業程序，將針對其可行性...」。詳如附件 12-005-05-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).1
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	12-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S01、B01 B05、B16	一(二)	12-2、12-6 12-7、12-8 12-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 12-7 頁，本章一、(二)內容提及電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及其相關支援系統及設備仍須維持運轉，配合除役作業推展，修訂除役安全分析報告、除役技術規範書及技術需求手冊等相關文件。惟參考核一廠除役計畫，台電公司應就永久停止運轉後反應爐內仍有核子燃料之情境，依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七、八條規定，辦理除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前應遵行之事項，包括運轉員資格要求、運轉期間終期安全分析報告及運轉技術規範之修正等，請說明規劃情形。 2. 第 12-8 頁，本章提及除役期間之維護管理，係參照核二廠現有程序書，再依除役之特定需求修訂。請說明除役期間維護管理所需相關程序書修訂之時程規劃，及由運轉期間至除役期間程序書轉換過程品質管制。 3. 第 12-25 頁，圖 12-5「核二廠程序書管制作業流程圖」載明程序書新編/修改流程，對於程序書修改是否亦需比照新編織流程，提出重要安全事項評估表及會相關組審核重要安全事項評估表，請澄清並修正流程圖。 4. 本章多處所載除役過渡階段之主要工作為維持用過核子燃料池安全運轉，應修正增述反應爐內仍有核子燃料之情境。 5. 第 12-2 頁，有關除役各階段人力的規劃目前僅有分組編製，是否有因應各階段各項工作電台方面所需投入的各級人力的人數的預估？ 6. 第 12-6 頁，人力來源主要為原來核二廠人員，但因除役作業時程不短，除了人員數目外，是否尚有初步整體分析各級所需人力(尤其中級及高級主管等管理層方面)的年齡層分佈，退休時程等，是否有出現青黃不接的可					

能及其相關因應？

7. 第 12-2 頁，另各項工作目前預計的時程是否有一一考慮留有多少餘裕度，時程餘裕度較少的關鍵工作有那些，一旦遭遇技術或非技術障礙時的替代方案為何，可否加以具體的描述？（本項已移至第 6 章）

第 1 回合審查意見答覆

1. (1) 運轉員資格要求：將依據「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條第 2 項辦理，將提報「核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫」供主管機關審查後實施。
(2) 核二廠除役期間安全分析報告及運轉技術規範預計比照核一廠於核二廠 1 號機永久停機(110 年 12 月 27 日)前 1 年(109 年 12 月 27 日)送大會審查。
2. 程序書修訂應於工作執行前完成；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，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。
3. (1) 依據核二廠營運程序書 100 系列“營運手冊程序書管制作業”中第 6.1.5 節中規定：新編程序書之編寫者應依據 100 系列程序書「重要安全事項評估作業程序」規定，提出重要安全事項評估表(150A 表)，並完成第一欄之「安全分析」以及「適用性判定」後，再依該表之流程，完成必要之篩選與評估程序後，始送電廠運轉審查委員會審查。
(2) 依據核二廠營運程序書 100 系列“營運手冊程序書管制作業”中第 6.5.1 節規定：已核准營運手冊程序書之修訂及廢止，可經由核二廠各組人員及核安處駐廠安全小組人員，建議有關組以程序書變更通知單(表格 120F)向品質組提出修訂或廢止，程序書之修訂大都緣由核二廠各組人員日常使用程序書時發覺到不充分或須要改進之處而陸續提出程序書變更通知單。
(3) 程序書變更通知單(表格 120F)中第三節中亦述明、本次變更若涉及下列各項者應加會相關部門審查。內容共 15 項，其中第 13 項：涉及 10CFR50.59 重要安全事項之新增程序書或程序書變更通知單，若為是，則需加會核安處駐廠安全小組，執行後續之相關評估作業。
(4) 由以上說明可知，程序書在新編過程中已完成是否涉及重要安全事項之相關評估作業，而之後之程序書修訂多為部分字句之修訂或經驗回饋之增列，較不涉及程序書改變其內容致影響重要安全事項之判定，程序書之修訂雖不必再重新執行重要安全事項評估表(150A 表)，惟修訂者依據重要安全事項評估表(表格 120F)，作為程序書修訂之依據，其審查過程、內容及審查委員等，亦足以把關確認相關修訂內容之可靠性。
(5) 除役期間亦依前述程序辦理程序書管制作業。
4. 配合辦理，已修訂一、(二)節，修訂內容如下。「由於電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及相關支援系統與設備仍須維持運轉(若爐心內仍有核子燃料，其管理與管制事項將比照運轉期間相關規定)，...」。詳如附件 12-006-04-A 所示。

5. 所需人力預估係以工作量進行預估，並無針對各級人力進行分析評估。
6. 有關人力分布等議題，本公司每年均有進行檢討，國內核電廠除役係以員工自主辦理為規劃方向，但國外核電廠除役時亦有僅留下少部分人力，大部分拆除人力以發包方式聘雇之案例，因核電廠除役時程較長，如未來有人力不足之情形，則將改採發包方式聘雇外包人力支應。
7. 目前時程係以現階段可預知之情況進行預估，在預估時已保有一定餘裕度，倘後續時程遭遇非技術障礙時，將再依當時情況進行調整，例如：必要時可以增加每日工時或增加工作班隊加以因應。(本項已移至第 6 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、(二)

第 2 回合審查意見

5. 妥善評估應備人力，維持適當人力為未來除役作業有效管理之重要一環，請說明各級(如管理)所需人力之預估情形與評估程序。

除以上第 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

5. 除役期間之人力需求來源包含：(1)除役工作；(2)運轉維護工作；(3)行政管理作業。以下將分述說明各階段人力之估算及參考依據。

就除役工作部分：人力需求係依據除役計畫第六章(除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序)規劃之核二廠除役工作分解架構(Work Breakdown Structure, WBS)進行分析，將 WBS 按照除役時程與工作項目拆解後，參考 NUREG/CR-0672 及 Clinton 電廠除役研究之除役工作項目計算各階段人力需求。倘若遇到核二廠 1、2 號機除役時程之過渡期間或是除役工項無法順利展開時，就目前規劃之除役人力亦可做為運維人力，來維持核二廠之正常運轉。

就運轉維護工作部分：除役期間運轉維護人員(以下簡稱運維人員)除役作業展開時其運維人力需求預期將大幅度降低，其人力會隨著除役作業的工作進行調整，該人力規劃是參考 NUREG/CR-6174 及 NUREG/CR-0672，預估各階段運轉、維護、品保、行政及北部展示館等所需之人力。

就行政管理作業部分：既有組織各組經理、組、課長級，均列入行政管理作業人數，隨著除役期間組織變更其人力也會隨之調整。

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：無。

第 3 回合審查意見

5. 同意答覆。

意見編號	12-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B03	一(二)	12-11	結案
第 1 回合審查意見					
請就下列有關一、(二)管制與管理程序之意見提出說明：					
1. 第 12-8、12-9 頁，1.(2)維護管理 A 項說明「需用機械設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)，在存放期間要求承包商指定人員監工，並依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，由承包商每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。」，請補充說明本項是否係指備品之倉儲管理，若是，請說明備品由承包商保管之適切性。					
2. 第 12-8、12-9 頁，1.(2)維護管理及 D 項說明：「如需作為非消防滅火及相關用途使用時，應參照核二廠現有程序書之規定申請，經由「運轉組」、「工安衛生組」會同評估是否影響消防水系統之供水壓力及流量後，再決定是否核准使用」，然依一、(一).1 除役各階段之組織架構及任務編組內容，核二廠除役拆廠階段運轉組將配合用過核子燃料設移至乾貯設施、用過核子燃料池等相關設備停止運轉之時間點撤銷，此與前述說明所載核准程序似有不符，請澄清。					
3. 第 12-11 頁，第 2 小節「工作安全」乙節說明「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。工程有危險性之工作場所須依規定審查者，非經審查合格，不得進廠施作。」，請說明所述「納入施工計畫書」、「工程有危險性之工作場所須依規定審查者，非經審查合格，不得進廠施作」等之實務管控措施為何(由既有程序書或新編程序書?)，請說明。					
4. 第 12-11 頁，第 4 小節「品質保證」乙節說明：「為了確保核二廠各除役階段之品質要求，將以本計畫第十五章品質保證方案為基礎，針對各除役階段之工作性質，訂定更詳細之品質保證計畫。」，請說明所述訂定品質保證計畫之時機與規劃。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 配合辦理，已修訂原文為「針對維持用過核子燃料池之相關設備，需管制與維護之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)在存放期間將依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，並指派人員按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。」。詳如附件 12-007-01-A					

所示。 2. 已於內文補充「...經由「運轉組」、「工業安全衛生組」(待運轉組裁撤後，本項業務將由工業安全衛生組辦理。)...」。詳如附件 12-007-02-A 所示。 3. 本公司有關工作安全之規定已於 100 系列程序書(人員與設備安全)中述明，有關停工之規定已於 1100 系列程序書(停工命令)中述明。已重新修訂內容為「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，本公司將參照現有程序書[7]，建立停工命令之撰寫、發佈、追蹤及其結案之作業辦法，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。」。詳如附件 12-007-03-A 所示。 4. 原文已修訂為「本公司因應核一廠除役工作之推動，已於民國 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。前述方案亦適用於未來核二廠除役作業。本公司將依據前述方案擬訂作業程序書，工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理。」。詳如附件 12-007-04-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、(二)、1；一、(二)、2；一、(二)、4
第 2 回合審查意見	
1. 請說明相關作法如何納入未來作業管控。 2. 同意答覆，納入除役計畫修訂項目追蹤。 3. 請說明將參照現有程序書，建立停工命令相關作業辦法之完成時程規劃。 4. 同意答覆，納入除役計畫修訂項目追蹤。	
第 2 回合審查意見答覆	
1. 有關需用機械設備之儲存與管制，核二廠運轉期間已有 1100 系列營運程序書(器材儲存及管制)可供依循。將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。 本段一、(二).1.(1)節已修訂如下： 「本階段主要之設備管制與維護管理包含燃料仍在爐心期間所需運轉之反應爐相關系統、用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備、用過核子燃料移至乾貯設施所需之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。	

需管制與維護之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)，其儲存與保養程序將沿用現有程序書規範並依除役需求修訂相關程序，如廠家規定必須在儲存期間施以維護保養之器材，將依器材之功能及特性、參照廠家說明書規定，另外擬定器材儲存期維護工作指引。」。詳如附件 12-007-01-B 所示。

2.遵照辦理，將納入除役計畫修訂項目追蹤。

3.遵照辦理，將納入除役計畫修訂項目追蹤。有關「建立停工命令相關作業辦法之完成時程規劃」，將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。已補充說明於一.(二).3 節，修訂原文為「...本公司將參照現有程序書[7]，建立停工命令之撰寫、發佈、追蹤及其結案之作業辦法，並於機組運轉執照屆期一個月前發行備用，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。」。詳如附件 12-007-03-B。

4.遵照辦理，將納入除役計畫修訂項目追蹤。

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：一、(二).1.(1)；一、(二).3

第 3 回合審查意見

1.答覆有關一、(二).1.(1)節修訂內容：「本階段主要之設備管制與維護管理包含燃料仍在爐心期間所需運轉之反應爐相關系統、.....」，所需運轉者應不限於反應爐相關系統，應為除役計畫第五章所列此階段仍須維持運轉之重要系統、設備、組件，請再修訂。

3.同意答覆，本項併同程序書轉換作業，列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

1. 一、(二).1.(1)節已修訂如下：

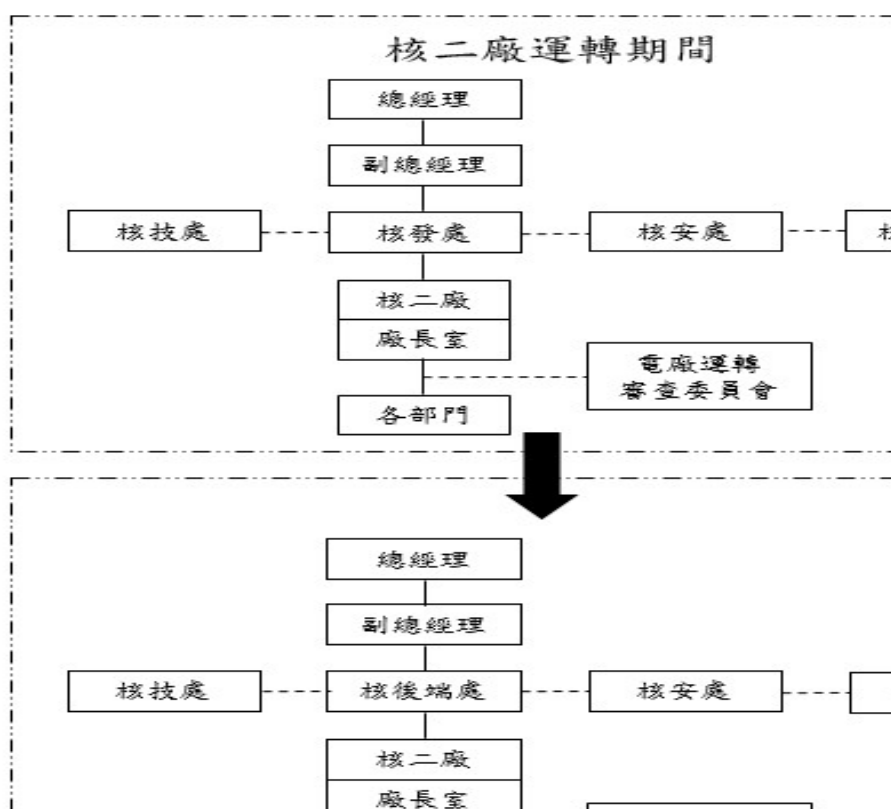
「本階段主要針對本計畫第五章所列之除役過渡階段仍須維持運轉之重要系統、設備、組件進行管制與維護管理，包含核子安全相關(如：燃料仍在爐心期間或用過核子燃料池所需維持運轉之相關系統)、輻射安全(如：設施及環境輻射偵測作業所使用之相關設備)、放射性物料處理與除污設備、用過核子燃料移至乾貯設施所需之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。

需管制與維護之設備、組件，其儲存與維護保養程序將沿用現有程序書規範並依除役需求修訂相關程序，並於一號機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，如廠家規定必須在儲存期間施以維護保養之器材，將依器材之功能及特性、參照廠家說明書規定，另外擬定器材儲存期維護工作指引。」。 詳如附件 12-007-01-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、(二).1.(1)
審查總結回合意見
同意答覆。

意 見 編 號	12-008	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S20、B16	一(一) 一(三)	12-2、12-13	結 案
第 1 回 合 審 查 意 見					
1. 第 12-2 頁，除役計畫中僅請說明核二廠因應除役各階段工作需求變化調整組織，至於台電公司內部各單位中亦僅提及核後端處將進行組織調整作業，如何調整？其他單位是否不需調整？。 2. 第 12-13 頁，電廠除役審查委員會(SDRC)負責電廠除役期間之作業程序及重要安全事項之審查及核准，實屬重要，但於電廠除役各階段組織圖中均未標示。且其秘書作業於電廠除役各階段將由何單位負責並未說明，請補充之。另除役作業可能涉及工安消防作業，但依計畫所載 SDRC 成員並無將此類專長人員納入，請澄清說明。並請增列保安保防專工師及緊急計畫專工師於電廠除役各階段組織圖中(圖 12-1~12-4) 並請因應核二廠除役各階段重點工作，分階段規劃成員專長(例如:進入除役拆廠階段即不需運轉、熱流等相關專長)。此外關於台電公司答覆 SDRC 係屬任務編組，仍應請台電公司依會議中要求，參照本會組織圖列出各特種委員會方式，將電廠各任務編組於組織圖中列出。					
第 1 回 合 審 查 意 見 答 覆					
1. 核後端處於核二廠取得除役許可後，在二號機執照屆期時成為核二廠主管處，負責督導除役核能電廠各項作業，另由核發處協助辦理部分主管處業務，如：輻射防護、核子保防與保安、緊急應變計畫、值班運轉執照					

人員訓練、用過核燃料全數移出爐心前之必要運維業務等。

- 2.(1)SDRC 秘書作業由運轉組負責，運轉組裁撤後將指派適合部門持續負責，已修訂原文為：「...電廠除役審查委員之主席由廠長兼任，秘書作業由運轉組負責，運轉組裁撤後將指派適合部門持續負責。...」。
- (2)已補充工業安全衛生及消防類之委員至少一人於一、(三).1 節。
- (3)保安保防專工師及緊急計畫專工師係屬廠長室，建議不需另外增列。
- (4)已於圖 12-1 補充除役審查委員會，如下圖所示。詳如附件 12-008-02-A 所示。本次新增圖 12-1，後續圖編號須一併變動，相關之圖編號/目錄及內文引用之修改將於清稿時一併更新。



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：一、(三)、1；新增圖 12-1

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	12-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、C04、B16	一(二)	12-7、12-8	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 12-7、12-8 頁，一、(二)1.人員與設備安全管理之(1)設備管制段落中提					

及：除役期間之設備管制程序，...，主要內容如下：

- (1) 危險物料如...等。
- (2) 執行起重機及堆高機作業。
- (3) 核二廠全區為煙火管制區域：所有廠房...等。
- (4) 進入循環水渠道執行清理作業。
- (5) 為維護員工生命安全...。空氣呼吸器之使用、保養維護與檢查測試。
- (6) 承包商自備特種車輛如...等。
- (7) 一般固體可燃物(如...)容易引起火災或...；亦易導致...等事故之發生。
- (8) 化學品若處理不當時，將對...造成傷害。
- (9) 工具箱進入作場所，須...。
- (10) 一般電氣機具及設備使用時，需確實做好...，防止感電之危害。
- (11) 為維護工作人員工作安全及避免造成設備組件損壞，於作業期間使用活動扳手時。

上述各項描述內容，有些僅說明納入管制之物料、作業或設備類別，如 A、B、D、F；有些則除納入管制之類別外，亦有僅描述其管制目的，如 E、G；有些項目內容則說明安全作業守則與規定，如 I、J；有些描述內容可再修正使語意更適當，如 K。建議就相關內容再修正，使其欲表達之內容要項更為一致、清楚明確。

2. 第 12-8 頁，前述 D 項為進入循環水渠道執行清理作業，請說明有無其他渠道亦需執行清理作業。

第 1 回合審查意見答覆

1. 已重新修訂管制與管理程序之敘述，修訂如下。詳如附件 12-009-01-A 所示。

「由於電廠永久停止運轉後，僅用過核子燃料池及相關支援系統與設備仍須維持運轉(若爐心內仍有核子燃料，其管理與管制事項將比照運轉期間相關規定)，雖然無需如電廠運轉階段維持龐大系統及設備與人力，但還是需要依據除役作業，進行系統及設備之評估、重新分類，移轉至除役狀態，並配合除役作業推展，修訂除役期間安全分析報告、運轉技術規範及技術需求手冊等相關文件，未來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。

除役期間各階段之管制與管理程序項目如表 12-7 所示，包括設備之管制與維護管理、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：

1. 設備之管制與維護管理

除役期間之設備管制與維護管理程序將依除役各階段之工作需求修訂，部份項目將參照核二廠現有之程序書[1]或依照供應廠家推薦的方法維

護，說明如下：

(1) 除役過渡階段

本階段主要之設備管制與維護管理包含用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。

針對維持用過核子燃料池之相關設備，需管制與維護之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件)在存放期間將依照供應廠家推薦的方法核定維護指引，並指派人員按設備存放等級實施維護及保養，如供應廠家無特殊規定時，每週至少到存放地點檢查一次，並保存維護紀錄。

(2) 除役拆廠階段

本階段在用過核子燃料運送至乾貯設施前，設備管制與維護作業與除役過渡階段相同。在用過核子燃料運送至乾貯設施後，此階段主要作業為電廠所有放射性污染系統及組件之拆除、廠房污染表面之刮除、反應器壓力槽及其內部組件之切割、核子蒸汽供應系統(NSSS)之拆除、用過核子燃料池襯板之拆除，以及所有污染牆面之刮除等。考量本階段之工作項目，主要管制與維護管理設備為拆除或除污設備，將參照核二廠現有之程序書[1]做調整(如保留危險物料之管制、修改既有之掛卡及維護之程序、增加反應器拆除設備之管制與維護程序及刪除未來除役階段不須使用或被拆除之設備程序等)。

(3) 廠址最終狀態偵測階段

本階段主要作業為最終輻射偵測作業、一、二號機汽機廠房、輔助廠房、反應器廠房、燃料廠房、廢料廠房與控制廠房之拆除作業。為了確認廠址之殘餘輻射劑量符合法規之相關規定，故設備管制與維護管理將著重於環境輻射偵測作業所使用之相關設備，以及無污染廠房之拆除設備。

(4) 廠址復原階段

本階段作業主要包含其他(無污染)廠房之拆除與廠址復原作業，均屬於一般傳統工程，所需之設備管制及維護管理程序已減至最低程度。

2. 已配合前項意見之答覆修訂刪除該段文句。詳如附件 12-009-02-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：一、(二)、1

第 2 回合審查意見

1. 「1.設備之管制與維護管理」乙項，同 12-001-(3)之意見。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.遵照辦理，修訂一、(二).1.(1)節內容如下：「本階段主要之設備管制與維護管理包含燃料仍在爐心期間所需運轉之反應爐相關系統、用過核子燃料池、除污設備、環境輻射偵測作業所使用之相關設備、用過核子燃料移至乾貯設施所需之相關設備，以及新增設施之興建所需之機具。」。 詳如附件 12-009-01-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：一、(二).1.(1)
第 3 回合審查意見
1.同意答覆。

意見 編號	12-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、B16	二(一)	12-14~12-17	結案
第 1 回合審查意見					
1.第二節之人員訓練方案請說明訓練課程的時程規劃與講師培訓計畫。 2.訓練課程建議分為初階及進階課程，並依任務需求分類。請重新整理表 12-8~12-11，以呈現課程架構。 3.第 12-15 頁，進廠訓練考試及格一年期滿後，請說明後續再訓練之規劃，包括是否定期再訓練，以及訓練內容如何因應除役作業進程而調整。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.(1)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。 (2)有關講師培訓，參考 100 系列程序書(核二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。 另，有關課程之延續性，初階課程於各階段皆有規劃，課程內容將隨各階段之工作需求或是作業場所做調整；部份進階課程亦有其延續性，如除役過渡階段之「除役廢棄物營運規劃」課程與除役拆廠階段之「除役廢棄物營運」課程、除役過渡階段及除役拆廠階段之「除役廢棄物外釋之標準與程序」課程與廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段之「處理方式簡介、					

相關法規要求、處理方式及外釋程序。」課程。

2. 配合辦理，補充二、(一)內文說明如下：

「各階段之訓練課程將分為初階及進階課程。初階課程為除役各階段皆有之課程，課程包含核二廠之除役作業與時程、除役資訊管理系統、除役之相關法規要求、除役之保安與門禁管制、除役之輻射防護、除役期間持照文件介紹、品質保證與管制、消防防護計畫相關訓練、除役之緊急應變計畫及廠內意外事件應變。除品質保證與管制外，其餘初階課程之授課對象為本公司執行除役計畫之全體員工。

進階課程則是依據該階段主要執行之工作項目需求做課程規劃，授課對象為執行該工作項目之相關組。各階段之進階課程規劃分述如下：

1. 除役過渡階段

在除役過渡階段(包含用過核子燃料尚未全部由用過核子燃料池移至乾貯設施之期間)主要執行工作為除役作業規劃、機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉、初步設備洩水及除污作業、新增設施之興建以及執行輻射特性調查作業等工作。其課程如下：

- (1)管理階層之訓練課程包含計畫管理/規劃/應變分析、利害關係人之溝通與管理。
- (2)除役作業規劃之訓練課程包含環境及廢料管理、除役廢棄物營運規劃、切割及拆除技術、系統及設備重新分類介紹、除役拆廠順序、除役廢棄物外釋之標準與程序。其中，環境及廢料管理、除役廢棄物營運規劃及除役廢棄物外釋之標準與程序之訓練因在電廠運轉期間已有相關訓練，故本階段將沿用原有運轉期間之相關訓練。
- (3)對機組永久停止運轉及維持用過核子燃料池安全運轉之工作項目，規劃之訓練課程包含燃料監管員訓練及用過核子燃料池相關運轉及維護。若爐心仍有燃料，運轉員之訓練將依主管機關(原能會)頒布之「核子反應器運轉人員執照管理辦法」辦理。
- (4)設備洩水、除污作業之訓練課程為洩水程序及除污技術。
- (5)新增設施之興建之訓練課程包含用過核子燃料乾式貯存設施之營運及機具維護。
- (6)輻射特性調查作業訓練課程為廠區輻射偵測計畫。

除役過渡階段對各管理階層及相關專業人員訓練課程內容規劃及授課對象詳表 12-8。

2. 除役拆廠階段

核電廠除役拆廠階段之訓練，除除役過渡階段之訓練外，將針對除

役拆廠之較特殊現場作業如反應器及其內部組件切割、設備組件的除污、拆除及切割、混凝土的除污及拆除、除役廢棄物營運等進行訓練。其課程如下：

- (1)管理階層之訓練課程包含計畫管理/規劃/應變分析、利害關係人之溝通與管理。
- (2)反應器及其內部組件切割之課訓練程包含反應器及其內部組件切割前之準備工作、切割技術、機具維護、反應器之切割與裝桶、反應器內部組件之切割、反應器內部組件切割後之裝桶及遙控設備操作。
- (3)設備組件的除污、拆除及切割之課訓練程包含結構、系統、組件分類解除管制程序、除役作業區安全管制程序及除污技術。
- (4)混凝土的除污及拆除之課訓練程包含結構、系統、組件分類解除管制程序、除役作業區安全管制程序、除污技術及除役拆廠順序。
- (5)除役廢棄物營運：環境及廢料管理、除役廢棄物之營運、除役廢棄物外釋之標準與程序、除役廢棄物之特性。

除役拆廠階段對各管理階層及相關專業人員訓練課程內容規劃及授課對象詳表 12-9。

3. 廠址最終狀態偵測階段

在廠址最終狀態偵測階段，其作業包括建物拆除、廠址環境輻射偵測、土壤整治及除役廢棄物營運，因此，訓練課程將配合該作業執行。其課程如下：

- (1)管理階層之訓練課程包含計畫管理/規劃/應變分析、利害關係人之溝通與管理。
- (2)建物拆除之訓練課程包含無污染建物之拆除計畫、機具維護。
- (3)廠址環境輻射偵測之訓練課程包含廠址輻射特性偵測計畫、廠址輻射偵測紀錄之處理程序、廠址輻射偵測之品質保證、輻射偵測儀器之校正與保養及廠址環境輻射偵測報告。
- (4)土壤整治之訓練課程包含土壤整治及機具維護。
- (5)除役廢棄物營運之訓練課程包含環境及廢料管理、除役廢棄物處理與外釋作業、除役廢棄物外釋之標準與程序

廠址最終狀態偵測階段對各管理階層及相關專業人員訓練課程內容規劃及授課對象詳表 12-10。

4. 廠址復原階段

廠址復原階段，主要以廠址復原、除役廢棄物營運及除役作業結案為主，訓練課程將配合該作業執行。其課程如下：

- (1)管理階層之訓練課程為計畫管理/規劃/應變分析。

(2)廠址復原之訓練課程包含廠址復原計畫、景觀工程、植生綠化。

(3)除役廢棄物營運之訓練課程包含環境及廢料管理、除役廢棄物外釋之標準與程序。

(4)除役作業結案之訓練課程為除役作業結案作業。」

並修訂表 12-8~表 12-11 之課程架構，分為初階及進階課程，並依任務需求分類。修訂如下。詳如附件 12-010-02-A 所示。

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系 零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置 消防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前 自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空 與勞工作業有關之安全衛生知識[19]、動火申請程序、動火現場作業程序。
初階	除役之緊急應變計畫	應變組織與編組、緊急事故分類、陳報體系與聯絡方式、廠區緊急疏散規定。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、 管理、危機與廢棄物管理、風險管理、核能估價等內容、除役費用估算。

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	除役廢棄物營運規劃	廢氣處理系統、廢液處理系統及固體廢棄物處理系統、除役廢棄物營運管理、廢棄物減容 及減量、放射性廢棄物處理及貯存設施。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	用過核子燃料乾式貯存設施之營運	乾貯設施及運轉策略簡介、設施主要設備說明、相關維護程序。	技術類。
進階	洩水程序及除污技術	設備洩水程序、除污範圍規劃、放射性污染之認識、放射性除污作業原理、技術及防污管 理、各項除污技術簡介。	技術類。
進階	切割及拆除技術	組件和結構的去污/移除、金屬的熱切割技術、金屬的機械式切割方法、混凝土結構拆除、 機械手拆除技術、3D model 切除及拆除訓練。	技術類。
進階	系統及設備重新分類介紹	系統及設備簡介、相關法規要求、系統及設備重新分類準則、分類程序、分類結果說明。	技術類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。
進階	除役拆廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	燃料監管員訓練	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。	技術類。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃。

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系 零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置 消防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前 自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空 與勞工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢 料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄物處理類。
進階	除役廢棄物之營運	廢氣處理系統、廢液處理系統及固體廢棄物處理系統、除役廢棄物營運管理、廢棄物 減容及減量、放射性廢棄物處理及貯存設施。	廢棄物處理類。
進階	結構、系統、組件分類解除管制程序	分類解除管制之結構、系統及組件描述，解除管制程序。	技術類。
進階	拆除技術	金屬的熱切割技術、金屬的機械式切割方法、混凝土結構拆除。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	用過核子燃料乾式貯存設施之營運	乾貯設施及運轉策略簡介、設施主要設備說明、相關維護程序。	技術類。
進階	除役廢棄物之特性	除役廢棄物之種類、特性說明(含輻射特性)、主要處理方式。	廢棄物處理類。
進階	反應器及其內部組件切割前之準備工 作	切割之反應器及其內部組件簡介、切割作業說明、切割前之準備工作說明。	技術類。
進階	除役作業區安全管制程序	作業區相關安全要求、作業區安全管制程序。	管理類。
進階	除污技術	除污範圍規劃、放射性污染之認識、放射性除污作業原理、技術及防污管理、各項除 污技術簡介。	技術類。
進階	切割技術	切割(含遙控切割)工具原理介紹、操作程序保護措施、輻射防護。	技術類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	除役拆廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類。
進階	反應器內部組件之切割 (採用模擬實體訓練)	反應器內部組件說明、主要切割設備簡介、設備操作程序說明、模擬實體訓練。	技術類。
進階	反應器內部組件切割後之裝桶 (採用模擬實體訓練)	裝桶程序說明、模擬實體訓練。	技術類。
進階	反應器之切割與裝桶 (採用模擬實體訓練)	反應器簡介、主要切割設備說明、設備操作程序、模擬實體訓練。	技術類。
進階	遙控設備操作 (採用模擬實體訓練)	遙控設備簡介、設備操作程序、模擬實體訓練。	技術類。
進階	廠區用電、照明及基礎電氣設施維護	廠房分區停電用電及照明作業程序、廠區基礎電氣設施維護及保養說明。	技術類。

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃。

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、 件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除 防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中 動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等 工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	廠址輻射特性偵測計畫	偵檢目標與說明、偵測設計、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測紀錄之處理程序	紀錄資料內容說明、紀錄資料之處理程序。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測之品質保證	組織與權責、人員資格規定、作業程序書、紀錄、文件管制。	輻射防護類。
進階	輻射偵測儀器之校正與保養	主要輻射偵測儀器之簡介、儀器之校正與保養程序。	輻射防護類。
進階	無污染建物之拆除計畫	無污染建物之簡介、主要拆除設備、作業流程及計畫說明。	技術類。
進階	一般廢棄物處理及外運計畫	一般廢棄物處理的相關法規要求、除役一般廢棄物處理流程及外運計畫。	廢棄物處理類。
進階	廠址環境輻射偵測報告	相關法規要求、廠址環境輻射偵測報告內容說明。	輻射防護類。
進階	土壤整治	土壤整治技術簡介、相關法規要求、土壤整治程序	技術類。
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃。

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與措施。
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射質之管制。
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器配置、除役期間消防計畫簡介。
		職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理類。
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄物處理類。
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	廠址復原計畫	再利用規劃說明、相關法規要求、復原作業。	技術類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	景觀工程	景觀規劃簡介、工程內容說明。	技術類。
進階	植生綠化	植生綠化整治技術簡介、相關法規要求、植生綠化程序。	技術類。
進階	除役作業結案作業	主要移交文件說明、文件準備與移交程序。	管理類。

3. 因進廠訓練為全體進入核二廠之工作人員皆需接受之基本訓練，課程內容將依除役進程及電廠規定進行調整。部分課程依法規須於每年進行再訓練，如：年度輻防訓練及資通安全訓練...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：二、(一)、1；二、(一)、2；二、(一)、3；二、(一)、4；表 12-8~表 12-11

第 2 回合審查意見

2.(1)對除役過渡階段修訂內容，同 12-001-(3)之意見。

2.(2)對廠址最終狀態偵測階段修訂內容，本階段為「廠址最終狀態」，請確

認刪除原訓練內容「廠址最終狀態偵測計畫」之適切性。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
2.(1)遵照辦理，已修訂對應段落內容如下： 「在除役過渡階段(包含燃料仍在爐心期間、用過核子燃料尚未全部由用過核子燃料池移至乾貯設施之期間)主要執行工作為除役作業規劃、機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉、維持反應爐安全運轉(燃料仍在爐心期間)、用過核子燃料移至乾貯設施、初步設備洩水及除污作業、新增設施之興建以及執行輻射特性調查作業等工作。」 (2)「廠址輻射特性偵測計畫」訓練課程名稱為誤植，已修訂為「廠址最終狀態偵測計畫」。 詳如附件 12-010-02-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：二、(一).1；表 12-10					
第 3 回合審查意見					
2.(1)、(2)同意答覆。除役期間各階段之組織與人力變動前，須提出整體規劃和人力評估，提報主管機關審核。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。					
第 3 回合審查意見答覆					
遵照辦理。					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意見編號	12-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04、S12、 B01、F14	二(一)	12-15~12-17 12-52	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 12-15 頁，為確保工作人員均有正確的輻防觀念，請說明不論在管制區或監測區的工作人員是否均會接受輻防訓練？					

2. 第 12-15 頁，計畫中係以每一階段開始前兩年才開始規劃下一階段之訓練，如何確保維持適當之除役工作所需知能？是否考慮及早或依實際需求分批進行下一階段的訓練(與核一相同)。
3. 第 12-16 頁，除役拆廠階段切割、除污、拆除等工作皆有可能接觸放射性物質，需規劃輻射防護課程。表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃並無輻防/防止污染相關課程，請澄清。
4. 第 12-17 頁，有關人員訓練方案，於廠址最終狀態偵測階段訓練重點提及執照終止計畫，請說明該計畫訓練要項及預期目標。

第 1 回合審查意見答覆

1. 配合辦理，已修訂原文為「人員訓練方案將參照核二廠現有相關訓練程序書之規劃[11,12,13]，並根據除役工作之特殊要求進行必要修訂，分別對除役四個階段規劃訓練課程，再依法規要求規劃人員派訓及取得工作所需相關證照(如工安、輻防、環保...等)。另，為確保工作人員均有正確的輻射防護觀念，核二廠除役期間進入廠區內之工作人員皆需接受輻射防護相關課程，並於每年進行再訓練。」。詳如附件 12-011-01-A 所示。
2. 配合辦理，已修訂原文為「...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。」。詳如附件 12-011-02-A 所示。
3. 配合辦理，已於表 12-9 補充「除役之輻射防護」課程，防止污染之課程已包含於「除污技術」課程中。修訂如下。詳如附件 12-011-03-A 所示。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系 零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置 消防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前 自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空 與勞工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。

4. 有關執照終止計畫一項係參考國外電廠除役經驗，不適用於我國國情，已刪除此項敘述。詳如附件 12-011-04-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、(一)；表 12-9

第 2 回合審查意見

- 1.請說明附件 12-011-01-A，將「二、人員訓練方案」引言之「核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，運轉員訓練按奉主管機關(原能會)核可之方案辦理」刪除之理由。
2. 針對除役期間進行訓練規劃之時機，答覆說明為「於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練」，請澄清何時開始執行訓練？另核一廠為兩年前即開始規劃，同時考量訓練時機應依除役進程與工作內容需求而妥善規劃，請再研議適當之規劃時程與方式，以符合實際所需。
- 4.雖執照終止計畫作法並不適用於我國，但該階段國外電廠除役現場實務經驗，是否有相關資訊可供我國參考，請台電公司再檢視或評估可供參考議題。

除以上第 1、2 及 4 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1.「核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，運轉員訓練按奉主管機關(原能會)核可之方案辦理」此段文字為誤刪，已依委員意見重新補充至第二節中，修訂內容如下：「...核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，運轉員訓練按奉主管機關(原能會)核可之方案辦理。另，為確保工作人員均有正確的輻射防護觀念，核二廠除役期間進入廠區內之工作人員皆需接受輻射防護相關課程，並於每年進行再訓練。」。

詳如附件 12-011-01-B 所示。

2.本公司目前即針對工作需求每年檢討訓練計畫內容，未來將持續依據除役期間工作需求，每年定期檢討修訂訓練計畫內容，以確保訓練內容能與工作需求相互搭配。

4.美國核管會(NRC)法規指引 REGULATORY GUIDE 1.179 中提及：「執照終止計畫(License Termination Plan, LTP)」建議內容包括：廠址特性描述、廠址剩餘拆除工作、廠址復原計畫、最終狀態偵測、證明廠址符合限制性使用/非限制性使用之劑量標準、除役成本更新、環境報告補充資料。

前述內容可與我國「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；廠址環境輻射偵測

報告包含：偵測之目的、項目、方法及取樣位置圖、偵測結果及分析、輻射劑量評估、其他經主管機關指定之事項)。 針對上述規定之相關訓練課程已列於表 12-10 及表 12-11，課程名稱如下：「廠址輻射特性偵測計畫(已依第 12-010-2 項答覆修訂為「廠址最終狀態偵測計畫」)、除役廢棄物處理與外釋作業、除役廢棄物外釋之標準與程序、廠址復原計畫、除役作業結案作業等」。 有關國外電廠除役現場實務經驗，台電公司將持續推動國外資料蒐集以及派遣人員至國外接受除役相關訓練。					
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：二。					
第 3 回合審查意見					
1.同意答覆。 2.同意答覆。 4.同意答覆。					

意 見 編 號	12-012	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S20、C04	二	12-14 12-16	結 案
第 1 回合審查意見					
1.第 12-14 頁，核二廠運轉執照屆滿，因應現況，爐心內仍有用過核子燃料期間將會持續較長時間，運轉員訓練應與運轉期間有所不同，台電公司研擬之方案(按奉主管機關核可之方案)為何？請說明之。 2.第 12-16 頁，(5) 除役過渡期間之廢棄物營運作業乙項說明：廢棄物特性分析、收集、分類、回收、處理、除污、減容、裝桶、運輸、紀錄。上述課程訓練因在電廠運轉期間已有相關訓練，故本階段將沿用原有運轉期間之相關訓練。由於除役過渡期間包括廢棄物壕溝拆除作業，請說明沿用原有運轉期間之相關訓練是否符合此項相關作業所需，有無會受影響的因素應加以考慮？					
第 1 回合審查意見答覆					
1.本公司將依據 107 年 11 月 16 日修訂之「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條第 2 項，依除役期間核子反應器之操作情境運					

轉操作需求，將調整人員測驗應試資格之訓練要求及再訓練方案之內容，提報「核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫」供主管機關審查後實施。 運轉員訓練計畫作業程序依行政院原子能委員會頒布之「核子反應器運轉人員執照管理辦法」附件二「動力用核子反應器運轉人員測驗應試資格」、附件三「動力用核子反應器運轉人員測驗訓練課程範圍」、附件四「動力用核子反應器運轉人員再訓練規定」辦理。 2.廢棄物壕溝已除污完成，目前為解除管制狀態。故不屬核管法第 21 條規範之「核子反應器設施除役之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。」
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：
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	12-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F05、F14	一(一)	12-15 12-34 12-35 12-52	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 12-15 頁，請說明各階段意外事件(故)應變訓練相關安排。 2. 第 12-34、12-35 頁，本計畫提出新增基礎設施組、拆除技術組、工程管理組，相關人員的訓練計畫為何?請補充並修正至除役計畫。 3. 第 12-43 頁，後續基礎設施組、拆除技術組係因應除役工作變化，調整為除役工程組、大型組件組，人員權責及事前的作業訓練如何因應、銜接，請台電公司補充說明。 4. 第 12-52 頁，表 12-7 為承包商之進廠訓練課程，惟其餘電廠同仁，包括管理人員之訓練課程與時數應有詳細說明，請台電公司補充至除役計畫。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 各階段之意外事故訓練課程包含「應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序」，訓練安排將參考核二廠現有之程序書執行，如災害(事故)緊急處理程序、地震緊急程序書、急救與醫療程序 ...等。 2. 已針對訓練課程的架構重新修訂，課程再進行分類，修訂如下所示。詳如附件 12-013-02-A 所示。 3. 後續「基礎設施組及拆除技術組」配合除役工作變化整併為「除役工程組					

及大型組件組」，相關人員權責已規劃於表 12-1，訓練課程表已修訂，修訂如下所示。詳如附件 12-013-03-A 所示。

4. 已依照審查意見 12-010 修訂課程架構，課程分為初階與進階課程，並新增各課程之課程類別。課程時數須視未來除役作業實際需求進行調整，修訂如下所示。詳如附件 12-013-04-A 所示。

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系 零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置 消防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前 自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空 與勞工作業有關之安全衛生知識[19]、動火申請程序、動火現場作業程序。
初階	除役之緊急應變計畫	應變組織與編組、緊急事故分類、陳報體系與聯絡方式、廠區緊急疏散規定。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、 管理、各種商業管理、風險管理、品質管理、環境管理、社會責任等。

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	除役廢棄物營運規劃	廢氣處理系統、廢液處理系統及固體廢棄物處理系統、除役廢棄物營運管理、廢棄物減容 及減量、放射性廢棄物處理及貯存設施。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	用過核子燃料乾貯貯存設施之營運	乾貯設施及運轉策略簡介、設施主要設備說明、相關維護程序。	技術類。
進階	洩水程序及除污技術	設備洩水程序、除污範圍規劃、放射性污染之認識、放射性除污作業原理、技術及防污管 理、各項除污技術簡介。	技術類。
進階	切割及拆除技術	組件和結構的去污/移除、金屬的熱切割技術、金屬的機械式切割方法、混凝土結構拆除、 機械手拆除技術、3D model 切除及拆除訓練。	技術類。
進階	系統及設備重新分類介紹	系統及設備簡介、相關法規要求、系統及設備重新分類準則、分類程序、分類結果說明。	技術類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。
進階	除役拆除廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	燃料監管員訓練	除役過渡階段及除役拆除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。	技術類。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系 零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置 消防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前 自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空 與勞工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	除役拆廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類。
進階	反應器內部組件之切割 (採用模擬實體訓練)	反應器內部組件說明、主要切割設備簡介、設備操作程序說明、模擬實體訓練。	技術類。
進階	反應器內部組件切割後之裝桶 (採用模擬實體訓練)	裝桶程序說明、模擬實體訓練。	技術類。
進階	反應器之切割與裝桶 (採用模擬實體訓練)	反應器簡介、主要切割設備說明、設備操作程序、模擬實體訓練。	技術類。
進階	遙控設備操作 (採用模擬實體訓練)	遙控設備簡介、設備操作程序、模擬實體訓練。	技術類。
進階	廠區用電、照明及基礎電氣設施維護	廠房分區停電用電及照明作業程序、廠區基礎電氣設施維護及保養說明。	技術類。

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、 件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除 防計畫簡介。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中 動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等 工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	廠址輻射特性偵測計畫	偵檢目標與說明、偵測設計、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測紀錄之處理程序	紀錄資料內容說明、紀錄資料之處理程序。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測之品質保證	組織與權責、人員資格規定、作業程序書、紀錄、文件管制。	輻射防護類。
進階	輻射偵測儀器之校正與保養	主要輻射偵測儀器之簡介、儀器之校正與保養程序。	輻射防護類。
進階	無污染建物之拆除計畫	無污染建物之簡介、主要拆除設備、作業流程及計畫說明。	技術類。
進階	一般廢棄物處理及外運計畫	一般廢棄物處理的相關法規要求、除役一般廢棄物處理流程及外運計畫。	廢棄物處理類。
進階	廠址環境輻射偵測報告	相關法規要求、廠址環境輻射偵測報告內容說明。	輻射防護類。
進階	土壤整治	土壤整治技術簡介、相關法規要求、土壤整治程序	技術類。
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通類。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通類。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。	共通類。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通類。
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射防護類。
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質類。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質類。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	工安消防類。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中、後之自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等其他與勞工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。	共通類。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。	緊急應變類。

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理類。
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄物處理類。
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	廠址復原計畫	再利用規劃說明、相關法規要求、復原作業。	技術類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	景觀工程	景觀規劃簡介、工程內容說明。	技術類。
進階	植生綠化	植生綠化整治技術簡介、相關法規要求、植生綠化程序。	技術類。
進階	除役作業結案作業	主要移交文件說明、文件準備與移交程序。	管理類。

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：二、(一)；表 12-8~表 12-11

第 2 回合審查意見

2.表 12-8 僅可以看出除役過渡階段訓練課程名稱及內容，是否代表新增基礎設施組、拆除技術組、工程管理組的同仁均要接受相同的訓練課程？又訓練計畫不宜僅列出課程名稱及內容，應說明合格之訓練時數為何？

3.與前述意見相同，表 12-9 僅可以看出除役拆廠階段訓練課程名稱及內容，是否除役工程組及大型組件組均要接受相同訓練課程？另表 12-1 中大型組件組在除役拆廠階段仍在規劃系統組件拆除之相關流程與設備，顯然不合理，此工作應在過渡階段即要進行，請台電公司說明並修正。

除以上第 2 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2.新增之基礎設施組、拆除技術組、工程管理組係由改善工程組及其他同類型部門整併而成，相關人員原已具備基本能力，除役期間將依各階段重點工作加強各部門人員訓練，並於表 12-8 至表 12-11 補充需接受相關訓練課程之組別名稱。修訂如下圖所示。

有關訓練時數要求，將依未來實際工作需求訂定之。

詳如附件 12-013-02-B 所示。

3.接續前項答覆內容，除役工程組及大型組件組係由基礎設施組及拆除技術組調整而成立，相關人員原已具備基本能力，除役期間將依各階段重點工作加強各部門人員訓練，並於表 12-8 至表 12-11 補充需接受相關訓練課程之組別

名稱。修訂如下圖所示。

因大型組件組是於除役拆廠階段設立，「規劃系統組件拆除之相關流程與設備」之權責是延續除役過渡階段之拆除技術組，將於表 12-1 之大型組件組之權責新增備註：「此項權責為延續除役過渡階段拆除技術組之權責。」。修訂如下圖所示。詳如附件 12-013-03-B 所示。

表 12-1 核二廠除役各階段人員編制與其權責(續)

部門	除役過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段
運轉組	1.負責用過核子燃料池之運轉。 2.負責各項機電設備運轉之監控。	1.除役拆廠階段配合用過核子燃料移置完成前，廠內相關系統之運轉及監控。 *本組於除役拆廠階段配合用過核子燃料完成移置後撤銷。	
除役工程組		1.負責各污染建物混凝土表面之刮除，以及刮除後非污染建物及其它非污染建物之拆除作業。 2.負責各項除役作業所需機具之供應、調派、維修及保養。 3.負責各項拆除作業之規劃與發包作業。 4.負責各系統組件之拆除作業。 5.負責廠區用電、照明、保安及基礎電氣設施維護工作。 6.負責廠區之土木建築、橋樑、道路維護施工及發包等作業。 7.負責除役階段之開關場、柴油發電機、氣渦輪機及輸變電設備之運轉維護作業。	1.非污染建物之拆除作業。 2.負責各項除役作業所需機具之供應、調派、維修及保養。 3.負責廠區用電、照明、保安及基礎電氣設施維護工作。 4.負責廠區之土木建築、橋樑、道路維護施工及發包等作業。 5.負責除役階段之開關場、柴油發電機、氣渦輪機及輸變電設備之運轉維護作業。

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	類別
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。	共通
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	工安
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中、後之自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等其他與勞工作業有關之安全衛生知識[19]、動火申請程序、動火現場作業程序。	工安

表 12-8 除役過渡階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別	需接受訓練課程之組別
進階	除役廢棄物營運規劃	廢氣處理系統、廢液處理系統及固體廢棄物處理系統、除役廢棄物營運管理、廢棄物減容及減量、放射性廢棄物處理及貯存設施。	廢棄物處理類。	廢料處理組
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。	供應組
進階	用過核子燃料乾式貯存設施之營運	乾貯設施及運轉策略簡介、設施主要設備說明、相關維護程序。	技術類。	核能技術組
進階	洩水程序及除污技術	設備洩水程序、除污範圍規劃、放射性污染之認識、放射性除污作業原理、技術及防污管理、各項除污技術簡介。	技術類。	環保化學組、機械修配組
進階	切割及拆除技術	組件和結構的去污/移除、金屬的熱切割技術、金屬的機械式切割方法、混凝土結構拆除、機械手拆除技術、3D model 切除及拆除訓練。	技術類。	基礎設施組、拆除技術組
進階	系統及設備重新分類介紹	系統及設備簡介、相關法規要求、系統及設備重新分類準則、分類程序、分類結果說明。	技術類。	工程管理組
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。	機械修配組
進階	除役拆廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類。	核二廠全體員工
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。	廢料處理組
進階	燃料監管員訓練	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。	技術類。	運轉組
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄物處理類。	環保化學組、廢料處理組
進階	廠區輻射偵測計畫	主要偵測設備及位置說明、偵測作業流程、偵測紀錄及保存程序、廠址內放射性物質特性鑑定、放射性累積存量數據及輻射分布圖、輻射暴露劑量預估。	輻射防護類。	保健物理組

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	課
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通組
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通組
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。	共通組
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通組
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射防護組
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質管理組
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質管理組
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	消防安全組
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中、後之自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識	消防安全組

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目,如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理類
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄物
進階	除役廢棄物之營運	廢氣處理系統、廢液處理系統及固體廢棄物處理系統、除役廢棄物營運管理、廢棄物減容及減量、放射性廢棄物處理及貯存設施。	廢棄物
進階	結構、系統、組件分類解除管制程序	分類解除管制之結構、系統及組件描述,解除管制程序。	技術類
進階	拆除技術	金屬的熱切割技術、金屬的機械式切割方法、混凝土結構拆除。	技術類
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類
進階	用過核子燃料乾式貯存設施之營運	乾貯設施及運轉策略簡介、設施主要設備說明、相關維護程序。	技術類

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課
進階	除役作業區安全管制程序	作業區相關安全要求、作業區安全管制程序。	管理類
進階	除污技術	除污範圍規劃、放射性污染之認識、放射性除污作業原理、技術及防污管理、各項除污技術簡介。	技術類
進階	切割技術	切割(含遙控切割)工具原理介紹、操作程序保護措施、輻射防護。	技術類
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類
進階	除役拆廠順序	拆除建物或結構物簡介、建物拆除順序原則、拆除方式簡介。	技術類
進階	反應器內部組件之切割 (採用模擬實體訓練)	反應器內部組件說明、主要切割設備簡介、設備操作程序說明、模擬實體訓練。	技術類
進階	反應器內部組件切割後之裝桶	裝桶程序說明、模擬實體訓練。	技術類

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課
進階	遙控設備操作 (採用模擬實體訓練)	遙控設備簡介、設備操作程序、模擬實體訓練。	技術類
進階	廠區圍籬、照明及其他設備		

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	課
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。	共通
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	共通
		職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、	共通

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理類
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢料類。
進階	廠址最終狀態偵測計畫	偵檢目標與說明、偵測設計、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法。	輻射
進階	廠址輻射偵測紀錄之處理程序	紀錄資料內容說明、紀錄資料之處理程序。	輻射
進階	廠址輻射偵測之品質保證	組織與權責、人員資格規定、作業程序書、紀錄、文件管制。	輻射
進階	輻射偵測儀器之校正與保養	主要輻射偵測儀器之簡介、儀器之校正與保養程序。	輻射
進階	無污染建築物拆除計畫	無污染建築物簡介、主要拆除設備、作業流程及計畫說明。	技術

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程
進階	廠址環境輻射偵測報告	相關法規要求、廠址環境輻射偵測報告內容說明。	輻射防護
進階	土壤整治	土壤整治技術簡介、相關法規要求、土壤整治程序	技術類
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物類
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	備
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明[17,18]。	共通
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	工程
		職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業	共通

表 12-11 廠址復原階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	備
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理
進階	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢料管理作業、空氣污染防治、水污染防治、自主環境保護檢查表。	廢棄
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄
進階	廠址復原計畫	再利用規劃說明、相關法規要求、復原作業。	技術
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理
進階	景觀工程	景觀規劃簡介、工程內容說明。	技術

本項答復說明是否申請結案？■是，□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、表 12-8~表 12-11。

第 3 回合審查意見

2.同意答覆。

3.同意答覆。

意見編號	12-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、B03	二(一)	12-15 12-16 12-19 12-54	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 12-15 頁，二、(一)核二廠除役訓練課程規劃之 1. 除役過渡階段中提及：「在除役過渡階段...主要執行工作為機組永久停止運轉、維持用過核子燃料池安全運轉、初步設備洩水、除污，以及執行輻射特性調查作業等工作，故除役過渡階段對各管理階層及相關專業人員訓練課程規劃如表 12-8。」，請就下列問提出說明，並對計畫內容作適當之修正：
 - (1) 請將除役過渡階段用過燃料可能尚在反應爐內之情境修正納入。
 - (2) 表 12-8 第 6 項”除役之緊急應變計畫”與除役其他階段之”廠內意外事件應變”課程所載內容均為「應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。」，請說明各階段實際訓練內容是否有差異？規劃訓練內容為何？
 - (3) 第 12-15、12-16 頁，第 12-54 頁，依除役計畫第十六章所載，緊急應變計畫係專指為因應核子事故所採之應變措施，然除役過渡階段對於可能發生之其他非屬緊急應變計畫範疇之其他意外/異常事件之因應處理措施亦應會納入訓練，請修正補充相關內容。
2. 第 12-19 頁，二、(四)訓練紀錄之維護保存第三段中提及「各訓練班之訓練相關資料保存於訓練部門(訓練組撤銷後則為各組自行保存)3 年。」，依據現行游離輻射防護法施行細則(第 5 條)規定，對在職之輻射工作人員定期實施之教育訓練紀錄，應記載參加訓練人員之姓名與參加訓練之時間、地點、時數、訓練科目、授課人員及授課方式等相關資料，並至少保存 10 年。且考量除役各階段時程(2~12 年)及整體時程(25 年)，除前述規定外，請就各訓練班之訓練相關資料訂定適當保存期限。

第 1 回合審查意見答覆

- 1.(1)本公司將依據 107 年 11 月 16 日修定之「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條第 2 項，依除役期間核子反應器之操作情境運轉操作需求，將調整人員測驗應試資格之訓練要求及再訓練方案之內容，提報「核子反應器爐心仍有燃料階段運轉人員訓練計畫」供主管機關審查後實施。
運轉員訓練計畫作業程序依行政院原子能委員會頒布之「核子反應器運轉人員執照管理辦法」附件二「動力用核子反應器運轉人員測驗應試資格」、附件三「動力用核子反應器運轉人員測驗訓練課程範圍」、附件四「動力用核子反應器運轉人員再訓練規定」辦理。
已修訂二、(一).1.(3)節，修訂為「對機組永久停止運轉及維持用過核子燃料池安全運轉之工作項目，規劃之訓練課程包含燃料監管員訓練及用過核子燃料池相關運轉及維護。若爐心仍有燃料，運轉員之訓練將依主管機關(原能會)頒布之「核子反應器運轉人員執照管理辦法」辦理。」。詳如附件 12-014-01-A 所示。
- (2)依據核二廠除役計畫第十六章之規劃，涉及核子事故之意外事件歸類為緊急應變計畫，未涉及核子事故之意外事件則歸類為廠內意外事件應

變。訓練內容將依除役不同階段所提之緊急應變計畫或廠內意外事件應變計畫辦理。 (3)意外/異常事件之因應處理措施已包含在表 12-8「廠內意外事件應變」訓練中。 2. 配合辦理，本章原文修改為「除游離輻射防護法施行細則第 5 條規定之訓練紀錄至少須保存 10 年外，其他訓練紀錄之保存年限將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 14 條之規定訂定相關類別清單及保存期限，並報請主管機關(原能會)備查。」。詳如附件 12-014-02-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).1；二、(四)
第 2 回合審查意見
1.(1)爐心有燃料期間，運轉員之訓練應就持照及非持照運轉人員再補充說明，所依據之法規應為「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條。 1.(2)同意答覆。訓練內容應涵蓋非屬緊急應變計畫及廠內意外事件應變計畫範疇之其他異常狀況，請澄清修訂。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1.(1)爐心有燃料期間，持照運轉員之訓練係依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條規定辦理，第七條第二項另規定除役機組運轉操作需求，得調整人員測驗應試資格之訓練要求及再訓練方案之內容，報請主管機關核准後實施。 爐心有燃料期間，非持照運轉員之訓練將參考核二廠 100 系列營運程序書，並配合除役期間實際需求檢討訂定。將參考核一廠除役程序書轉換作業，清查電廠營運階段轉換至除役階段之程序書適用性。所有除役過渡階段前期需用之程序書皆須於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。 已修訂二、(一).1.(3)節，修訂內容為：「對機組永久停止運轉及維持用過核子燃料池安全運轉之工作項目，規劃之訓練課程包含燃料監管員訓練及用過核子燃料池相關運轉及維護。爐心有燃料期間，持照運轉員之訓練將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條規定辦理，第七條第二項另規定除役機組運轉操作需求，得調整人員測驗應試資格之訓練要求及再訓練方案之內容，報請主管機關(原能會)核准後實施。非持照運轉員之訓練

將參考核二廠 100 系列營運程序書，並配合除役期間實際需求檢討訂定，前述程序書將於機組運轉執照屆期一個月前發行備用。」 詳如附件 12-014-01-B 所示。 1.(2)針對非屬緊急應變計畫及廠內意外事件應變計畫範疇之其他異常狀況，包括需運轉之設備(依本計畫第五章所列的除役期間仍需運轉之重要系統、設備、組件)發生異常，由於電廠運轉期間已有相關狀況排除之經驗，並有系統設備維護及廠務管理相關程序書可供依循，除役期間將沿用運轉經驗，持續精進前述程序書並辦理相關訓練，俾作為異常狀況處理之依循。
本項答復說明是否申請結案？■是，□否 本項答復說明是否須修訂報告內容？□是，■否 修訂章節段落：無。
第 3 回合審查意見
1.(1) 同意答覆，相關人員(包括持照/非持照運轉員、燃料監管員)訓練與程序書轉換作業，本項列入重要管制事項。 1.(2)同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。 另考量與其他章節答覆之一致性，擬修訂第 2 回合審查意見答覆如下： 已修訂二、(一).1.(3)節，修訂內容為：「對機組永久停止運轉及維持用過核子燃料池安全運轉之工作項目，規劃之訓練課程包含燃料監管員訓練及用過核子燃料池相關運轉及維護。爐心有燃料期間，持照運轉員之訓練將依「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第七條規定辦理，第七條第二項另規定除役機組運轉操作需求，得調整人員測驗應試資格之訓練要求及再訓練方案之內容，報請主管機關(原能會)核准後實施。非持照運轉員之訓練將參考核二廠 100 系列營運程序書，並配合除役期間實際需求檢討訂定，前述程序書將於一號機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。」 詳如附件 12-014-01-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：第二、(一).1.(3)節
審查總結回合意見

同意答覆。於核子反應器爐心仍有燃料階段之運轉人員訓練計畫，以及核子燃料(含用過燃料)全部移至用過燃料池後之燃料監管員訓練計畫，應分別於1號機運轉執照屆期6個月前，及核子燃料(含用過燃料)全部移至用過燃料池6個月前，提報原能會備查，本項列入重要管制事項。

意見 編號	12-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03	十二	12-13	結案
審查意見					
考量除役期間各項作業，如輻射特性調查、拆除/除汙、廢棄物管理、風險管控、財務規劃等均涉及特殊專業或技術，必須對課程內容與實施時機及講師資格有更具體之規範。請就下列有關除役期間人員訓練方案內容提出補充說明，並將答覆內容適當地納入計畫： 1. 本章第(一)節核二廠除役訓練課程規劃說明「本節所述之訓練課程皆為內訓，或可視實際需求而改為外訓」，請針對執行事前審查或除役實務作業管控性質之相關人員所辦理之課程內容與實施時機之規劃提出說明。 2. 表 12-12 所載之授課講師類型與資格規劃內容部分，請就下列提出說明： (1) 第 1 項「除役作業相關招標文件(如反應器壓力槽及其內部組件切割之招標文件)，要求承包商提供相關訓練課程之師資。」，其師資是否完全仰賴承包商？若是，如何確認其所提供之師資與課程內容為適當； (2) 第 5 項「具備相關專業」之判定標準為何？ (3) 「參與核一廠除役人員」乙項之資格是否有更具體之標準(如時間、從事作業性質)； (4) 所列項目究為應備其中 1 項資格即可或需同時具備多項資格？ 3. 請說明動火作業許可與管制是否納入承包商進廠訓練內容。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 配合辦理，本章原文修改為「本節所述之訓練課程原則上皆為內訓，如公司內無法辦理該項訓練則改採外訓(如需經認證等訓練)，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。」。詳如附件 12-015-01-A 所示。 2. (1) 此處舉例項目為國內尚無經驗之工作項目，故此項目之師資可能全由承包商提供，若其他項目本公司內部有相關實際經驗之人員，亦可成為師資。 (2) 此處之「具備相關專業」為具有該工作項目之實際工作經驗，或是國外具有公信力之認證機構所發之證明。已補充說明於表 12-13 中，如下所示。詳如附件 12-015-02-A 所示。					

表 12-13 核二廠除役訓練講師類型與資格

項次	授課講師類型與資格
1	除役作業相關招標文件(如反應器壓力槽及其內部組件件)，要求承包商提供相關訓練課程之師資。
2	具有基礎講師資格者。
3	取得專業教師資格之教師。
4	取得國內專業執照或證書之專案人員。
5	公司內部具備相關專業(具有該工作項目之實際工作經驗有公信力之認證機構所發之證明)或經計畫培養人員(如訓之人員、參與核一廠除役人員)。
6	公認之外部專家學者。
	職業安全衛生相關課程講師需符合「職業安全衛生教育訓練表十五第五項之規定： • 大專校院相關科系畢業，具三年以上相關工作經驗者

(3)本項係指於核一廠除役工作中曾從事該項工作之人員。

(4)此表為列舉講師類型與資格，講師僅須具備其中 1 項資格即可，唯仍需視課程性質而定。

3.有關動火作業許可與管制之相關課程已納入表 12-12 承包商進廠訓練課程之職業安全衛生一般教育訓練。另，為配合修訂後之除役課程規劃，修訂部分課程名程：「除役之輻射防護、品質管制與管理、除役之緊急應變計畫及廠內意外事件應變」，如下所示。詳如附件 12-015-03-A 所示。

表12-12 承包商進廠訓練課程

項次	課程名稱	課程內容
1	保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管管制作業、區域劃分與管制措施。
2	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵效應、輻射管制、放射性物質之管制。
3	環境及廢料管理	環境保護概論、環境保護管理組織、工作計畫、施工與清理、環境及廢料氣污染防治、水污染防治、自主環境
4	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預序、文件檔案及紀錄管理系統、材料之標示與管制、檢驗、測試、搬移、稽核。
5	除役之緊急應變計畫及廠內意外事件應變	應變組織與編組、緊急事故分類、陳方式、廠區緊急疏散規定、意外事件序。

本項答復說明是否申請結案？■是，□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)；原表 12-7(修訂為表 12-12)；原表 12-12(修訂為表 12-13)

第 2 回合審查意見

1.請就原提問「針對執行事前審查或除役實務作業管控性質之相關人員所辦理之課程內容與實施時機之規劃」，提出答覆說明。

2.(3)此標準是否過於簡略，請再研議。

除以上第 1 及 2.(3)小題意見外，其餘項目納入除役計畫修訂項目。

第 2 回合審查意見答覆

1.「執行事前審查或除役實務作業管控性質之相關人員」將與規劃人員同時接受相關訓練。

2.(3)有關「參與核一廠除役人員」乙項講師資格，已修訂為：「曾從事核一廠除役工作中該項工作一年以上人員」。如下表所示。

因核一廠較核二廠提早約 3 年開始進行除役工作，本項講師資格訂定主要係考量讓核一廠執行相同工作之人員能與核二廠人員進行經驗分享，借重其執行期間之經驗回饋，期能使核二廠除役工作更加順利。

詳如附件 12-015-02-B 所示。

表 12-13 核二廠除役訓練講師資格

項次	授課講師資格
1	具有基礎講師資格者。
2	取得專業教師資格之教師。
3	取得國內專業執照或證書之專案人員。
4	公司內部具備相關專業(具有該工作項目之實際工作經驗，或是國外具有公信力之認證機構所發之證明)或經計畫培養人員(如國內外專業受訓之人員、曾從事核一廠除役工作中該項工作一年以上人員)。
5	公認之外部專家學者。
6	職業安全衛生相關課程講師需符合「職業安全衛生教育訓練規則」附表十五第五項之規定： • 大專校院相關科系畢業，具三年以上相關工作經驗者。 • 術科講師應為高中、高職以上學校畢業，取得相關職類甲級、乙級或單一級技術士證照，或經相關訓練受訓合格，取得操作人員資格，並具相關操作或作業實務三年以上經驗者。 • 任教相關課程具十年以上實務經驗或專長者。

本項答復說明是否申請結案？■是，□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 12-13

第 3 回合審查意見

1.同意答覆。

2.(3)同意答覆。

意 見 編 號	12-016	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S12、S20、C04、 B05	如意見	12-3、12-7 12-12~12-13 12-18~12-19 12-32	結案

第 1 回合審查意見

請就下列用詞敘述等研議後作適當之修訂：

1. 表 12-2 保安保防專工師資格要求：「保安保防人員須具有核能電廠工程、運轉、維護或除役 6 年以上經驗。」，其中「人員」是否應修改為「專工師」。
2. 第 12-7 頁，頁次 12-7：DSAR、DTS 之中文名稱與提計畫書之「專有名詞中英對照表」不符；TRM 未列入「專有名詞中英對照表」，請修正。
3. 針對英文名詞縮寫，如：圖 12-5 之「程序書修改(PCN)」及「品質組(DCC)」，請於文中第一次出現時提供英文全名。
4. 第 12-12 頁，一、(三)審查與稽核段落中提及：除役期間各項作業之審查與稽核作業程序，包括...管制等，原則上係依本計畫第十五章品質保證方案所承諾事項，以及參照核二廠、核安處等相關單位現有程序書，再依除役需求修訂後執行。請說明所參照之核二廠、核安處程序書，並納入參考文獻。
5. 第 12-13 頁，一、(三) 1.審查之第二段中提及：「此外，電廠之安全審查將由電廠除役審查委員會(Station Decommissioning Review Committee, SDRC)負責」，因在 12-6 頁已提及除役審查委員會(Station Decommissioning Review Committee, SDRC)，建議此處不必再列出其英文全名，即「除役審查委員會」或「SDRC」即可。
6. 第 12-18 頁，二、(二)授課人員資格之 2.段落中提及美國 EPRI、英國 NDA、或歐洲核能總署 WPDD 等，建議列出中文名稱及英文全名。
7. 表 12-3~表 12-6 之放射性廢棄物營運人員資格要求第 1 項「組織內須具有

放射性物質輻射安全證書。」，「組織內」所指為何。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 配合辦理，已將表 12-2 保安保防專工師資格要求修訂為「保安保防專工師需具有核能電廠工程、運轉、維護或除役 6 年以上經驗。」。詳如附件 12-016-1-A 所示。 2. DSAR 已統一使用中文名稱為「除役期間安全分析報告」，DTS 已統一使用中文名稱為「除役期間運轉技術規範」，TRM 已統一使用中文名稱為：「除役期間技術需求手冊」。詳如附件 12-016-02-A 所示。 3. 已刪除該英文縮寫。詳如附件 12-016-03-A 所示。 4. 原文已修訂為「本公司因應核一廠除役工作推動，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。前述方案亦適用於未來核二廠除役作業。本公司將依據前述方案擬訂作業程序書，工作人員進行除役相關作業將依循前述作業程序書辦理。」。詳如附件 12-016-04-A 所示。 5. 配合辦理，已修訂原文為「此外，電廠之安全審查將由電廠除役審查委員會負責...」。詳如附件 12-016-05-A 所示。 6. 配合辦理，已修訂原文為「邀請國外相關機構如美國電力研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)、英國核能除役局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)、或經濟合作開發組織核能署(Working Party on Decommissioning and Dismantling, WPDD)等之相關除役專家來台舉辦除役研討會。」。詳如附件 12-016-06-A 所示。 7. 因放射性廢棄物營運人員資格無此要求，故已刪除此項目。詳如附件 12-016-07-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)；一、(二)、4；一、(三)、1；二、(二)、2；表 12-2~表 12-6；圖 12-5(修訂為圖 12-6)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	12-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B05、B16	略	略	結案
第 1 回合審查意見					

核一廠除役計畫第 12 章之審查意見大部分均已回饋至核二廠除役計畫，請就下列項目提出說明：

1. 參照核一廠除役計畫審查提問(編號 RAI 12-006-(4)-2)，核一廠於除役開始前一至兩年內陳送訓練計畫，請說明核二廠是否比照辦理。
2. 參照核一廠除役計畫審查提問(編號 RAI 12-012)，將機具維護課程納入除役拆廠階段及之後階段訓練課程，請說明核二廠是否比照辦理。

第 1 回合審查意見答覆

1. 核二廠將比照核一廠，於除役開始前一至兩年內陳送訓練計畫。
2. 配合辦理，已於表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃(第 12-58 頁)及表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(第 12-62 頁)內列出機具維護課程，如下所示。詳如附件 12-017-02-A 所示。

表 12-9 除役拆廠階段訓練課程規劃

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
初階	核二廠之除役作業與時程	核二廠除役作業介紹、核二廠除役作業各階段工作簡介。	共通類。
初階	除役資訊管理系統	除役資訊管理系統簡介、操作程序說明。	共通類。
初階	除役之相關法規要求	除役之相關法規要求說明。	共通類。
初階	除役之保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施。	共通類。
初階	除役之輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制。	輻射防護類。
初階	除役期間持照文件介紹	除役期間持照相關文件簡介。	品質類。
初階	品質保證與管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽核。	品質類。
初階	消防防護計畫相關訓練	火災之處理程序、火災通報及聯絡滅火、避難引導、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介。	工安消防類。
初階	職業安全衛生一般教育訓練	職業安全衛生有關法規概要、職業安全衛生概念及安全衛生工作守則、作業前、中、後之自動檢查、標準作業程序、緊急事故應變處理、消防及急救常識暨演練、高空作業等其他與勞工作業有關之安全衛生知識、動火申請程序、動火現場作業程序。	工安消防類。
初階	除役之緊急應變計畫	應變組織與編組、緊急事故分類、陳報體系與聯絡方式、廠區緊急疏散規定。	緊急應變類。
初階	廠內意外事件應變	應變組織與編組、意外事件類別、陳報體系與聯絡方式、應變程序。	緊急應變類。
進階	計畫管理/規劃/應變分析	包含計畫管理相關項目，如時間管理、成本管理、人力資源管理、溝通管理、採購及契約管理、危機與應變管理、風險管理、領導統御等內容、除役費用估算。	管理類。

表 12-10 廠址最終狀態偵測階段訓練課程規劃(續)

分類	課程名稱	課程內容	課程類別
進階	廠址輻射特性偵測計畫	偵檢目標與說明、偵測設計、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測紀錄之處理程序	紀錄資料內容說明、紀錄資料之處理程序。	輻射防護類。
進階	廠址輻射偵測之品質保證	組織與權責、人員資格規定、作業程序書、紀錄、文件管制。	輻射防護類。
進階	輻射偵測儀器之校正與保養	主要輻射偵測儀器之簡介、儀器之校正與保養程序。	輻射防護類。
進階	無污染建物之拆除計畫	無污染建物之簡介、主要拆除設備、作業流程及計畫說明。	技術類。
進階	一般廢棄物處理及外運計畫	一般廢棄物處理的相關法規要求、除役一般廢棄物處理流程及外運計畫。	廢棄物處理類。
進階	廠址環境輻射偵測報告	相關法規要求、廠址環境輻射偵測報告內容說明。	輻射防護類。
進階	土壤整治	土壤整治技術簡介、相關法規要求、土壤整治程序	技術類。
進階	除役廢棄物處理與外釋作業	處理方式簡介、相關法規要求、處理方式及外釋程序。	廢棄物處理類。
進階	利害關係人之溝通與管理	利害關係人溝通方式或計畫簡介、除役利害關係人、溝通執行計畫、溝通工具。	管理類。
進階	機具維護	各項機具之維修及保養說明。	技術類。
進階	除役廢棄物外釋之標準與程序	相關法規要求及外釋之標準、外釋程序。	廢棄物處理類。

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：表 12-9；表 12-10

第 2 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見 編號	12-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S20、B16			結案
第 2 回合審查意見					
1. 在除役過渡及除役拆廠階段，模擬器相關軟硬體，仍應配合電廠現況，持續進行修改及更新。					
2. 電廠於除役過渡期間，仍需進行核子燃料吊運之正常操作及異常狀況之處理。請說明對操作人員之資格能力與訓練要求之規劃。					
第 2 回合審查意見答覆					
1. 於核子燃料全部移出核子反應器前，本公司會遵照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 7 條規定，持續維持運轉人員執照，前述期間本公司將配合訓練需求進行模擬器之修改及更新。					
2. 電廠於除役期間，如有進行核子燃料吊運之需求，仍會依循運轉期間之相關訓練規劃，針對操作人員進行燃料吊運事故經驗回饋及吊車操作訓練。					
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：無。					
第 3 回合審查意見					
1. 同意答覆。					
2. 同意答覆。					

意見 編號	12-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04			結案
第 2 回合審查意見					
針對所提修訂內容初稿，請再就下列提出澄清與修正：					
1.第 12-6 頁：A.廠長之權責 c 項似乎與 a 項部分重複。					
2.第 12-15 頁：有筆誤：除役拆廠階段 (2) (3) (4) 中的「課訓練程」應為訓練課程。另外，(5) 的寫法應與其他項目一致。					
3.圖 12-3：未完全顯示內文之描述，例如核能技術組併進廢料處理組，機械修配組、儀控電氣組及運轉組將從核二廠組織撤銷(圖中應載明撤銷)。					
4.圖 12-4：上半部之除役拆廠階段的組織不須顯示已撤銷或合併進其他組的					

組織。除役訓練組合併至各組應呈現在圖中。

5.圖 12-5：中之環保化學組在最終狀態階段已併進廢料處理組，此圖不應出現。

6.表 12-13 項次 1 的內容性質與其他項次不同。項次 2-6 都是資格，並不包含講師類型。請重製此表。

第 2 回合審查意見答覆

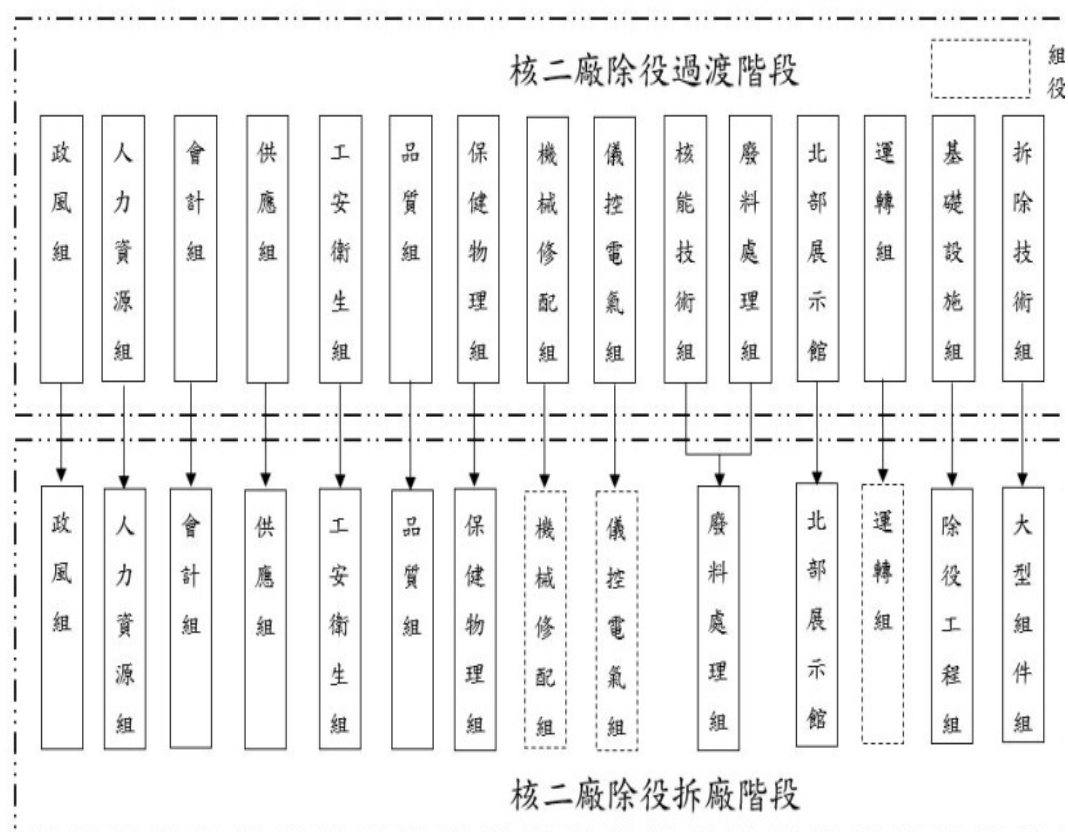
1. 謝謝指正，已刪除廠長權責之 a 項後半段內容，避免與 c 項重複。

詳如附件 12-019-01-B 所示。

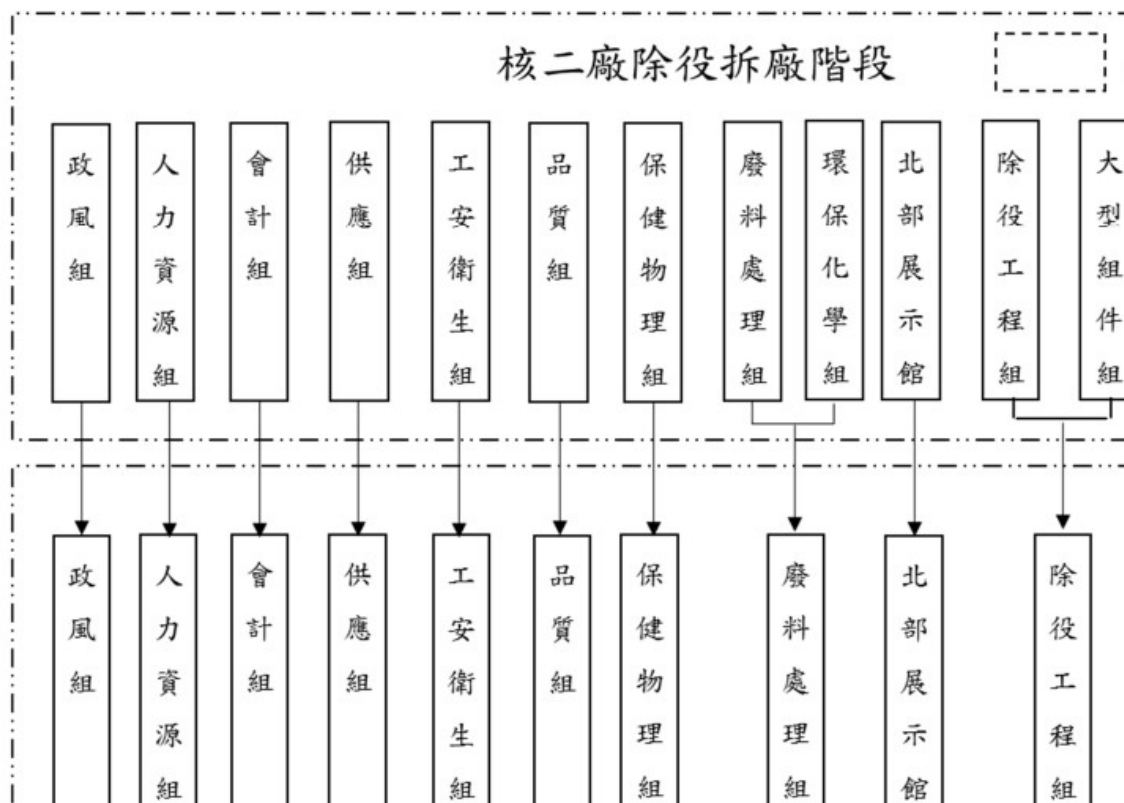
2. 謝謝指正，已修訂二、(一).2 節之筆誤，修訂為「訓練課程」。項次(5)修訂為「除役廢棄物營運之訓練課程包含環境及廢料管理、除役廢棄物之營運、除役廢棄物外釋之標準與程序、除役廢棄物之特性。」。

詳如附件 12-019-02-B 所示。

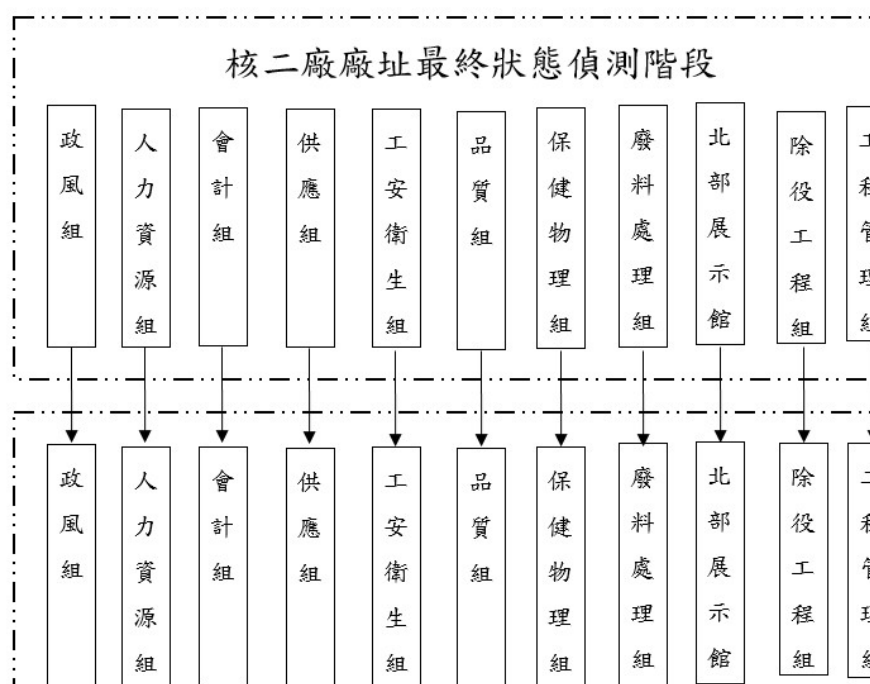
3. 遵照辦理，已修訂圖 12-3，如下圖所示。詳如附件 12-019-03-B 所示。



4.遵照辦理，已修訂圖 12-4，如下圖所示。詳如附件 12-019-04-B 所示。



5. 遵照辦理，刪除「環保化學組」，另原第一回合答覆中之圖 12-5 內「除役審查委員會」為誤植，擬刪除。如下圖所示。詳如附件 12-019-05-B 所示。



6. 遵照辦理，因原文第二、(二)節中已有提及相關內容，略以：「部分特定除役工作若缺乏相關師資，未來可在核二廠除役相關招標規範中要求承包商提供相關師資及訓練課程」，依委員意見刪除原項次 1 及其講師類型之敘述，修訂如下所示。詳如附件 12-019-06-B 所示。

表 12-13 核二廠除役訓練講師資格

項次	授課講師資格
1	具有基礎講師資格者。
2	取得專業教師資格之教師。
3	取得國內專業執照或證書之專案人員。
4	公司內部具備相關專業(具有該工作項目之實際工作經驗，或是國外具有公信力之認證機構所發之證明)或經計畫培養人員(如國內外專業受訓之人員、曾從事核一廠除役工作中該項工作一年以上人員)。
5	公認之外部專家學者。
6	職業安全衛生相關課程講師需符合「職業安全衛生教育訓練規則」附表十五第五項之規定： • 大專校院相關科系畢業，具三年以上相關工作經驗者。 • 術科講師應為高中、高職以上學校畢業，取得相關職類甲級、乙級或單一級技術士證照，或經相關訓練受訓合格，取得操作人員資格，並具相關操作或作業實務三年以上經驗者。 • 任教相關課程具十年以上實務經驗或專長者。

本項答復說明是否申請結案？■是，□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.(2)；二、(一).2；圖 12-3；圖 12-5；表 12-13。

第 3 回合審查意見

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

意 見 編 號	12-020	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		S04			結 案
第 2 回 合 審 查 意 見					
1.公共關係及利害相關者溝通協調業務非常重要，目前由供應組負責(列在表 12-1 中)。請說明未來如何進行，包括供應組人力、專業是否足夠，以及是否有成立專責組織之規劃，以有效達到公眾溝通，順利推動除役作業					

之目的。 2.表 12-2 中對於保健物理組與環保化學組經理均未要求其受過該專業之訓練或具備該工作之相關專業經驗及證照，反而要求其具有核能電廠工程、運轉、維護或除役 6 年以上經驗(保健物理組)或需具有核能電廠工程、運轉、維護或除役 6 年以上經驗。需受過核子工程、核能電廠維護專業訓練或運轉之訓練(環保化學組)。此二專業與核工有些差距，應更清楚規範其資格要求。
第 2 回合審查意見答覆
1.按核二廠運轉期間組織規劃，在供應組下設有公關課，負責公共關係及利害相關者溝通協調業務，另溝通相關工作亦可與北部展示館協同辦理。 2.部門經理工作內容主要是著重於技術管理，故考量具備電廠相關工作經驗即可。另參考核二廠運轉規範第 5.3.1 節人員資格，於表 12-2 核二廠除役主要人員資格要求表中，增加保健物理組經理資格要求：「經理應符合輻射防護計畫第二編「輻射防護管理組織及權責」之規定」，詳如附件 12-020-02-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：無。
第 3 回合審查意見
1.同意答覆。 2.同意答覆。

第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 (已結案 6 項，共 6 項)

依政府資訊公開法第 18 條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保防任務，故不予公開

第十四章 保安措施 (已結案 4 項，共 4 項)

依政府資訊公開法第 18 條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保防任務，故不予公開

第十五章 品質保證方案（已結案 3 項，共 3 項）

意見 編號	15-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S04	15	全章	結案
第 1 回合審查意見					
1. 「台灣電力公司核能電廠品質保證方案」序言中載明：本方案適用於「核電廠除役計畫」之停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段中，與核能安全有關之項目及其相關作業。經由本方案之實施，期能確保各項除役工作相關作業品質，以保障大眾之健康與財產之安全。由上可知，該方案係針對核安之項目與相關作業進行規範，但核二廠除役除了停機過渡階段用過核燃料尚未由爐心退出時，會遇到核安問題，其餘階段主要為工安與輻安的問題，請進一步檢視，該方案是否適用於工安與輻安有關之項目及其相關作業。 2. 「台灣電力公司核能電廠品質保證方案」比較著重於作業程序的品保規範，但電廠除役最重要的目的是要將廠址復原至符合非限制性使用的輻射狀態。從廠址歷史評估開始，歷經廠址與設施之輻射特性調查，最後進行廠址最終狀態偵測這一系列的工作中，除了針對各項作業程序進行品保規範，也應該針對輻射偵測數據進行品保規範。請參考美國 EPA 所建立並經 NRC 採用的 Data Quality Objective (DQO) Process，建立各項輻射調查與偵測數據品保規範，以期廠址最終狀態偵測結果能順利通過主管機關的驗證並取信於民。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 本公司建立之「核能電廠除役品質保證方案」除針對核安之項目與相關作業進行規範外，工安(職業安全衛生管理辦法-職業安全衛生管理計畫)與輻安(游離輻射防護法-輻射防護計畫)之人員訓練、檢驗、試驗、量測及試驗設備等管制實際仍依本品保方案相關要求建立對應之作業程序管控，以確保大眾之健康與財產之安全。 2. 核電廠除役最重要的目的是要將廠址復原至符合非限制性使用的輻射狀態，故確保輻射偵測數據之正確性尤為重要，本公司於核二廠除役計畫第十七章敘明：並遵循輻射特性調查計畫導則，依 MARSSIM 之建議，使用資料品質評估(Data Quality Assessment, DQA)程序進行確認量測數據正確性，其程序包含下列五個步驟：(1)審查 DQO 與偵測設計(2)執行數據的初步審查(3)圖形資料審查(4)選擇統計檢定(5)證實統計檢定的假設與結論。					
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					

同意答覆。

意見 編號	15-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、B06	15	全章	結案
第 1 回合審查意見					
請以核二廠除役各階段主要/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，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。					
第 1 回合審查意見答覆					
本公司於核二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。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

第二回合新增審查意見

意見 編號	15-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B03、B06	15	全章	結案
第 2 回合審查意見					
1. 台電公司之「核能電廠除役品質保證方案」經管制機關核准後，於除役期間各階段之相關品保作業將依該品保方案據以執行，惟建議將「核能電廠除役品質保證方案」之版次及經本會備查之書函文號敘明於除役計畫本章節中，使除役計畫符合完整性要求。 2. 除役期間各階段品保作業將符合哪些法規請澄清？目前除役計畫第 15 章所列 NQA-1 並未列年版，是否符合 NQA-1-2015 要求？是否會根據核管會的除役立法修訂品保紀錄項目(減少)和品保紀錄保存期限縮短等要求。					
第 2 回合審查意見答覆					
1. 依審查委員意見修訂本章節內文如附件 15-003-01-B，修訂內文為:「核二廠除役作業之品質保證方案，依據本公司建立並經主管機關(原能會)於民國 107 年 11 月 7 日會核字第 1070012988 號函核備之「核能電廠除役品質保證方案(第 0 版)」執行，其內容遵照主管機關(原能會)公布之「核子反應器設施除役計畫導則」之品質保證要求，逐項列明品保要旨、權責區分及各項作業要求。執行會影響核二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。」 2. 除役期間品保作業須符合之要求列於本公司「核能電廠除役品質保證方案」第 2.3.1 節，主要係依據主管機關(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」等規定建立品保制度據以執行。 3. 核二廠除役期間品保作業主要依前項說明準用主管機關(原能會)公布之「核子反應器設施品質保證準則」規定建立品保制度並遵照執行，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，因引用之 ASME NQA-1 版次係於各需求程序書中敘明，故於除役計畫第 15 章之參考文獻並未列明特定版次。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否					
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否					

修訂章節段落：
第3回合審查意見
同意答覆，惟核二廠除役期間依循之台電公司「核能電廠除役品質保證方案」外，除役期間各階段除役相關作業程序須依據「核子反應器設施品質保證準則」之規定辦理，本項列入重要管制事項。
第3回合審查意見答覆
遵照辦理。

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																		
		S03、S07、D07	十六、一	16-1~16-3	結案																		
第 1 回合審查意見																							
1. 第 16-1 頁到第 16-3 頁提及 NUREG/CR-6451 四種狀態，與第 16-3 頁提及核二廠除役期間的各階段，請以列表方式說明兩者之對應情形；另針對核二廠除役期間的各階段所對應之緊急應變計畫亦請納入該表格中。																							
2. 在對狀態 2 的敘述中，指衰變熱低至燃料棒在燃料池內，即使暴露於空氣的條件下，也不會有護套失效的情況發生。請說明此適用於退出爐心多久之後的用過核子燃料?其判斷依據為何？																							
3. NUREG/CR-6451：在第 24 頁 3.Spent fuel Storage Configuration Input Assumption 節係假設『.....3300 fuel Assemblies for the generic BWR』，但核二廠實際之 Spent fuel Storage Configuration 係 4398 fuel Assemblies，請澄清 NUREG/CR-6451 分析結果應用至核二廠，其保守性和適用性？																							
第 1 回合審查意見答覆																							
1. 已依審查意見列表說明如下：																							
<table><tr><th>NUREG/CR-6451</th><th>對應之除役階段</th><th>對應之意外事件應變</th></tr><tr><td>NA</td><td>除役過渡階段(爐心有用過核子燃料)</td><td>核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變</td></tr><tr><td>狀態 1 貯存於用過核子燃料池中較熱之用過核子燃料</td><td>除役過渡階段</td><td>核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變</td></tr><tr><td>狀態 2 貯存於用過核子燃料池中較冷之用過核子燃料</td><td>•除役過渡階段 •除役拆廠階段(用過核子燃料池尚有用過核子燃料)</td><td>廠內意外事件應變</td></tr><tr><td>狀態 3 用過核子燃料全部貯存於用過核子燃料乾式貯存設施</td><td>•除役拆廠階段(用過核子燃料完全移至乾貯設施後) •廠址最終狀態偵測階段 •廠址復原階段</td><td>廠內意外事件應變</td></tr><tr><td>狀態 4</td><td>不適用於本案</td><td>NA</td></tr></table>						NUREG/CR-6451	對應之除役階段	對應之意外事件應變	NA	除役過渡階段(爐心有用過核子燃料)	核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變	狀態 1 貯存於用過核子燃料池中較熱之用過核子燃料	除役過渡階段	核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變	狀態 2 貯存於用過核子燃料池中較冷之用過核子燃料	•除役過渡階段 •除役拆廠階段(用過核子燃料池尚有用過核子燃料)	廠內意外事件應變	狀態 3 用過核子燃料全部貯存於用過核子燃料乾式貯存設施	•除役拆廠階段(用過核子燃料完全移至乾貯設施後) •廠址最終狀態偵測階段 •廠址復原階段	廠內意外事件應變	狀態 4	不適用於本案	NA
NUREG/CR-6451	對應之除役階段	對應之意外事件應變																					
NA	除役過渡階段(爐心有用過核子燃料)	核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變																					
狀態 1 貯存於用過核子燃料池中較熱之用過核子燃料	除役過渡階段	核子事故緊急應變計畫 廠內意外事件應變																					
狀態 2 貯存於用過核子燃料池中較冷之用過核子燃料	•除役過渡階段 •除役拆廠階段(用過核子燃料池尚有用過核子燃料)	廠內意外事件應變																					
狀態 3 用過核子燃料全部貯存於用過核子燃料乾式貯存設施	•除役拆廠階段(用過核子燃料完全移至乾貯設施後) •廠址最終狀態偵測階段 •廠址復原階段	廠內意外事件應變																					
狀態 4	不適用於本案	NA																					

用過核子燃料全部運出廠外		

2. 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，且狀態 1 進入狀態 2 與緊急計畫區解除時機有關，涉及「緊急應變計畫」變更申請，故未來本公司提出相關變更申請時，將併同辦理狀態 1 進入狀態 2 之分析計算。

3. 本章係引用 NUREG/CR-6451 所述核電廠除役後自爐心退出之用過核子燃料之狀態進行意外事件應變方案，燃料束數目不同僅影響狀態 1 至狀態 2 之時間，而狀態 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，此部分之分析計算報告，本公司將於申請「緊急應變計畫」變更，解除緊急計畫區時，併同辦理分析。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	16-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07、S16、S19 D07	十六、二	16-3~16-11	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請說明核二廠兩部機均進入永久停機後人力編組為何?並說明一部機和兩部機進入除役階段時核二廠緊急控制大隊之編組人力情形?並說明其人力編組需求的假設基礎為何?					
2. 請說明核二廠進入不同除役階段，消防單位編組人力和救災能力配置為何?與現況有多少改變?如多處同時發生火警時能否有效確保現場人員和設備安全?					
3. 廠內意外事件應變組織如圖 16-3、圖 16-4、圖 16-5、圖 16-6，請說明編組人力需求之依據為何?編組人數和能力為何?除廠內應變組織外還有哪些外部支援單位?					
4. 第 16-5 頁，請說明若事故發生時，緊急控制技術小組（AMT）與技術支					

援中心（TSC）的權責關係；另 AMT、OSC、HPC 各中心之主任或者主管應由誰擔任，請補充說明。

5. 第 16-6 頁，核二廠廠內緊急應變組織為緊急控制大隊，其組織體系如圖 16-2 所示，相關任務如表 16-2 所述，然未列各應變組織所需之人力，請補充說明。
6. 第 16-5 頁，核二廠廠內緊急應變組織為緊急控制大隊，其組織體系如圖 16-2 所示，請說明其成員及任務為何？
7. 第 16-8、9、10 頁，除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、廠址復原階段之廠內意外事件應變組織中之除役工程組工作內容相當於含括除役過渡階段之廠內意外事件應變組織之核能技術組、運轉組、機械修配組、基礎設施組、儀控電氣組等任務工作，請說明除役工程組人力配置是否足以處理多重意外事件？
8. 核電廠除役期間若發生意外事件，原編制之應變組織人員因故無法出勤，電廠如何處理？
9. 請說明核二廠在除役各階段廠內意外事件應變組織之人力編組及數量差異及其依據為何？

第 1 回合審查意見答覆

1. 說明如下：

- (1) 核二廠除役期間之組織係以整廠進行規劃，而非針對個別單一機組，故核二廠將於二號機執照到期後依據實際業務量調整核二廠原有組織架構及人力規劃，因此核二廠兩部機均進入永久停機後人力編組將依實際業務量進行調整配置。本章僅初步說明意外應變組織體系及各單位權責，詳細將依照除役各階段「核能二廠緊急應變計畫」及核二廠除役適用作業程序書之規定辦理，有關緊急控制大隊之編組人力情形將於各階段「核能二廠緊急應變計畫」說明。
- (2) 本章前言已說明：另核二廠於除役期間，如一號機已停機，而二號機尚在運轉之狀態，本公司將保守依據運轉中之緊急應變計畫執行相關應變作業；且本公司視核二廠除役進程，事先檢討提出相關變更申請在未獲主管機關(原能會)核定前，本公司將保守以當時主管機關(原能會)已核定之最新版，執行相關作業。故核二廠僅一部機進入除役階段時，其緊急應變組織所需之人力初步規劃同已奉大會核定之「核能二廠緊急應變計畫」；另本公司將於核二廠兩部機組均進入除役階段時，將與主管機關依除役各階段之應變任務需求，進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，執行相關作業。
- (3) 承上說明，有關緊急控制大隊之人力編組需求將依據除役各階段之應變任務需求，進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。在未獲主管機關核定前，本公司將保守以當時主管機關已核定之最新版，

執行相關作業。

2. 本章節僅初步說明電廠發生核子事故或廠內意外事件時之消防防護應變方案，詳細人力配置和救災能力配置執行方案已說明於核二廠「消防計畫」及相關消防作業程序書，相關文件已納入本章參考文獻清單，未來進入除役階段後，將依除役各階段之消防防護需求進行修訂；另本章第四、(一).4 及四、(二).4 節已說明核二廠「消防計畫」可適用所有廠區範圍內發生任何類型火災之處理應變措施及原則，能有效確保現場人員和設備安全。
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。本公司與新北市政府消防局訂定「消防救災支援協定書」，與台北榮民總醫院訂定「台電公司北部輻射傷害防治工作特約醫院」，並與地方軍警保安組織(包括海巡署岸巡大隊、當地警分局、軍方單位)分別訂定「預防危害或破壞事件及天然災害兵警力支援協定書」，確保提供必要支援。另有關輻傷醫療可請求政府所指定具備輻傷害醫療能力之急救責任醫院協助支援。
4. 當電廠發生緊急戒備(含)以上事故，TSC 成立時，TSC 視事故演變嚴重性，依據電廠「1450 嚴重核子事故處理指引(SAG)」，成立「嚴重事故處理小組(AMT)」。此一功能小組將提供事故狀態的診斷及建議因應策略給 TSC。本章僅初步說明意外應變組織體系及各單位權責，詳細將依照「核能二廠緊急應變計畫」及核二廠 1400 系列作業程序書之規定辦理，有關 AMT、OSC、HPC 各中心之主任/主管擔任名單依「核能二廠緊急應變計畫」及核二廠 1400 系列作業程序書之規定辦理，摘錄如下：
 - (1) AMT 設有小組長，由運轉組經理擔任。
 - (2) OSC 主任由機械修配組、儀控電氣組，各組經理指派課長輪流兼任。
 - (3) HPC 主任由保建物理組經理擔任。
5. 有關於表 16-2 緊急應變計畫各組織之任務說明，本章僅就其任務及權責進行初步說明，詳細人力規劃將依照「核能二廠緊急應變計畫」及核二廠 1400 系列作業程序書之規定辦理。核二廠進入除役過渡階段爐心仍有燃料期間，其緊急應變計畫各組織所需之人力初步規劃依大會已核定之「核能二廠緊急應變計畫」執行；當用過核子燃料皆已移出爐心，本公司將依除役各階段之應變任務需求，進行人力規劃檢討，並事先提送「緊急應變計畫」供主管機關(原能會)審查，於核備後據以執行。
6. 圖 16-2 為緊急控制大隊組織體系，其相關任務如表 16-2 所述，組織成員之規劃於除役過渡階段爐心仍有燃料期間，依大會已核定之「核能二廠緊急應變計畫」執行；當用過核子燃料皆已移出爐心，本公司將依除役各階段之應變任務需求，進行人力規劃檢討，並事先提送「緊急應變計

畫」供主管機關(原能會)審查，於核備後據以執行。摘錄已奉大會核定之「核能二廠緊急應變計畫」內容，緊急控制大隊成員如下：

- (1) 緊急控制大隊長由廠長出任，三位副廠長分別為一至三級代理人。
- (2) 緊急控制技術小組小組長由運轉組經理擔任，核技組經理、電氣組經理、儀控組經理分別為一至三級代理人外亦為組員，其他各技術組經理亦皆為組員。
- (3) 當值運轉人員以當值值班經理為小組長，全部當值人員為組員。
- (4) 緊急後備運轉隊以機動班值班經理為隊長，以機動班 1、2 號機組值班主任及電氣值班主任為一至三級代理人，全體機動班人員為隊員。
- (5) 緊急再入隊以維護組資深課長為隊長，以其他各技術組資深主管為一至三級代理人，隊員由機械組、儀控組、電氣組、修配組等技術員擔任之。
- (6) 緊急輻射偵測隊以保健物理組課長為隊長，以依次資深工程師為一至三級代理人，隊員由保健物理組及環保化學組技術員擔任之。
- (7) 緊急救護去污隊以保健物理組或廢料處理組課長為隊長，以依次資深工程師為一至三級代理人，隊員由保健物理組、廢料處理組及電廠醫護人員擔任之。
- (8) 緊急供應隊以供應組課長為隊長，以依次資深主管為一至三級代理人，以該課人員為隊員。
- (9) 緊急保安隊以保安保防資深工程師為隊長，保安專員及保安成員為一及二級代理人，隊員由保安成員及保警隊全體警員擔任。
- (10) 緊急消防隊以工安組消防課長為隊長，以工安組人員為一至三級代理人，隊員由全廠各課選派人員擔任之。
- (11) 技術支援中心主任負責該中心的運作，由運轉經理兼任，核技經理、電氣經理及儀控經理為一至三級代理人。
- (12) 作業支援中心主任負責該中心的運作，由維護組資深課長兼任，作業支援中心副主任、緊急再入隊長、緊急再入隊副隊長，為一至三級代理人。
- (13) 保健物理中心主任負責該中心的運作，由保健物理組資深課長兼任，保健物理中心副主任、緊急輻射偵測隊長、緊急救護去污隊長，為一至三級代理人。
- (14) 緊急民眾資訊中心主任負責該中心的運作，由主管核能安全副廠長兼任之，模擬操作中心主任及大修資深工程師和供應經理為一至三級代理人。

7. 有關「除役工程組」對於多重意外事件之應變說明如下：

- (1) 廠內意外事件應變組織(如圖 16-3/16-4/16-5/16-6)係應變任務內容需求及依據本計畫第十二章「組織與人員訓練」中，除役各階段之組織類別、業務專長及進行規劃。未來進入除役階段後，將依除役各

階段之應變任務需求，對「除役工程組」意外事件應變人力進行檢討及規劃，以進行意外事件應變處理。 (2)倘若事故發生時導致多重意外事件，經前述人力支援後仍有不足之時，本公司已與地方政府、地方軍警保安組織(包括海巡署岸巡大隊、當地警分局、軍方單位)均訂定相關支援協定書，可提供必要支援，並視應變情況依 1400 系列程序書通報本公司緊急計劃執行委員會及原能會核安監管中心，尋求國家救災體系之支援。
8.各中心組織成員均編制最少 2 隊以上人力，遇到人員因故無法到廠時另有後備人員隨時上場。
9.除役各階段之廠內意外事件應變編組係依緊急應變任務需求、除役現場工作樣態及人力數量進行規劃，詳細人力配置已於核二廠相關意外應變程序書中說明，未來進入除役階段後，將依除役各階段之應變任務需求進行修訂。
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	16-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S07	十六、二	16-6	結案
第 1 回合審查意見					
第 16-6 頁，請說明輻傷病患後送二級及三級輻傷醫療單位之考量優先原則及次序為何?是否經常性辦理輻傷處置演練。					
第 1 回合審查意見答覆					
各級(二級、三級)急救責任醫院所包括醫院無優先次序，由駐廠醫師或由 EOC(Emergency Operations Center 緊急醫療應變中心)視當時情況決定；除役期間，核二廠將依除役期間之緊急應變計畫及意外事件應變相關之系列程序書之規定辦理核子事故及廠內意外事件演練，相關之輻傷處置演練將配合一併辦理。					

另配合第二核能發電廠除役計畫新北市政府衛生局之意見，修正相關急救責任醫院全名，如附件 16-003-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：二、(一).2；三、(一).3；表 16-3
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	16-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08、S16、S19 F03	十六、二 十六、三	16-5 16-11~16-12 16-33	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 16-5 頁提及 5 個緊急應變作業場所，第 16-11 頁提及 6 個緊急應變作業場所，第 16-33 頁提及 7 個緊急應變作業場所。請說明其差異。(S08) 2. 第 16-11 頁，應變場所與設備章節，請說明應變設備或器材之保養與維持作法。 3. 第 16-11 頁提及各緊急應變作業場所之位置如表 16-4 所示，然表 16-4 未列緊急控制技術小組（AMT）所在位置，請說明。 4. 第 16-12 頁、第 16-13 頁，應變場所與設備項下「聯絡系統」章節請再說明硬體設備建置情形。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 感謝委員提醒，緊急應變作業場所數量係因敘述層級不同而有差異，第 16-5 係針對「核二廠緊急控制大隊」之緊急應變作業場所進行說明，第 16-11 係針對「本公司」之緊急應變作業場所進行說明，故緊執會 1 個急應變作業場所與核二廠緊急控制大隊 5 個緊急應變作業場所，共 6 個應變場所，而第 16-33 頁表 16-4 則是針對整體緊急應變組織進行列表，除上述 6 個應變場所外，新增依「核子事故緊急應變法」第九條之規定，設置之核子事故輻射監測中心作業場所，故為 7 個緊急應變作業場所。 2. 本廠應變場所需應用之緊急相關設備及工具，均已列入應變場所執行程序書 1407~1410 中列表造冊，並依程序書 1407~1410 規定每月或每季執行工具設備清點或測試，且完成設備查對表或測試記錄表，以保證緊急事					

故時，有人力及工具設備因應。有關廠內意外事故應變所需的設備或器材及其保養維護，將納入核二廠除役期間適用之廠內意外事件作業程序書中規定辦理。					
3. AMT 為嚴重事故處理小組 (Accident Management Team) 簡稱，為 TSC 針對嚴重事故時所組成之功能小組，AMT 成立時將進駐 TSC 與 TSC 共同作業。					
4. 有關聯絡系統方面，本公司核二廠備有以下通訊設備，具多樣性及多重性，若遇通訊情況較差時，應仍可維持聯絡之通暢： 高聲電話、市電外線電話、廠區自動電話、台電公司內部微波電話、海事衛星電話、VSAT 衛星電話、防情電話、對 AEC 熱線電話、對緊執會熱線電話、對前進協調所熱線電話、新北市消防局專用無線電、視訊會議系統、SPDS 網路連線、本廠網路系統、傳真機設備、低功率通訊電話 (PHS) 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 2 回合審查意見					
同意答覆，請修訂除役計畫。					
第 2 回合審查意見答覆					
本公司依審查意見將第 4 項答覆說明內容補充入除役計畫中，詳附件 16-004-04-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：三、(一).4；三、(二).4					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	16-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		D03、D07	十六、三	16-11 16-13	結案
第 1 回合審查意見					
核二廠依緊急應變計畫規定，廠內目前醫務室聘有駐廠醫師 1 員，提供受傷					

人員急救及醫療協助，請說明未來除役各階段廠內醫務室人員配置情形。

第 1 回合審查意見答覆

補充說明：駐廠醫師僅負責傷患之初步急救，若人員受到輻射傷害時，應即後送適當醫療機構或本公司特約輻傷醫療院所或衛福部指定之核災急救責任醫院實施特別醫務監護。(故駐廠醫師並無要求須有輻傷醫療背景)

有關於醫務室人員配置情形，核二廠進入除役過渡階段爐心仍有燃料期間，其人力配置依大會已核定之「核能二廠緊急應變計畫」執行；當用過核子燃料皆已移出爐心，將依職業安全衛生法第 22 條及勞工健康保護規則第 3 條之規定^{註 1}，隨除役各階段之廠內人員配置調整醫務室人員配置，修改「核能二廠緊急應變計畫」提報大會審查，並於核備後據以執行。

註 1:

職業安全衛生法第 22 條:事業單位勞工人數在五十人以上者，應僱用或特約醫護人員，辦理健康管理、職業病預防及健康促進等勞工健康保護事項。

前項職業病預防事項應配合第二十三條之安全衛生人員辦理之。

第一項事業單位之適用日期，中央主管機關得依規模、性質分階段公告。

第一項有關從事勞工健康服務之醫護人員資格、勞工健康保護及其他應遵行事項之規則，由中央主管機關定之

勞工健康保護規則第 3 條之規定如下：事業單位之同一工作場所，勞工總人數在三百人以上或從事特別危害健康作業之勞工總人數在一百人以上者，應視該場所之規模及性質，分別依附表二與附表三所定之人力配置及臨場服務頻率，僱用或特約從事勞工健康服務之醫師及僱用從事勞工健康服務之護理人員（以下簡稱醫護人員），辦理臨場健康服務。

前項所定事業單位有下列情形之一者，所配置之護理人員，得以特約方式為之：

- 一、經扣除勞動基準法所定非繼續性之臨時性或短期性工作勞工後，其勞工總人數未達三百人。
- 二、經扣除長期派駐至其他事業單位且受該事業單位工作場所負責人指揮或監督之勞工後，其勞工總人數未達三百人。
- 三、其他法規已有規定應置護理人員，且從事特別危害健康作業之勞工總人數未達一百人。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

請說明未來除役各階段廠內駐廠醫師設置情形。

第 2 回合審查意見答覆	
依本章前言內容，核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件將包含核子事故緊急應變及廠內意外事件應變。在此期間，意外事件緊急應變參照奉主管機關(原能會)核可之緊急應變計畫，與廠內意外事件應變相關之程序書辦理，故此階段之廠內駐廠醫師之設置係依據核二廠緊急應變計畫規定辦理；當爐心之用過核子燃料皆移至用過核子燃料池時，本公司將視核二廠除役進程，依「核子事故緊急應變法」、「核子事故緊急應變法施行細則」及「核子反應器設施管制法」等相關規定，事先檢討提出「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之相關變更申請，以符合各階段之狀態，屆時將一併檢討並調整駐廠醫師配置，相關變更在未獲主管機關(原能會)核定前，本公司將保守以當時主管機關(原能會)已核定之最新版緊急應變計畫辦理。	
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 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意見編號	16-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S08	十六、三	16-11 16-33	結案
第 1 回合審查意見					
第 5-15 頁有如下之說明:「考量用過核子燃料池島區的運轉需求，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」。					
1. 在用過核子燃料池島區運轉期間，用過核子燃料池島區控制站將取代主控制室，而第 16-33 頁緊急作業場所卻不包括用過核子燃料池島區控制站，請澄清在此期間是否應將用過核子燃料池島區控制站納入緊急作業場所。					
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，請問現有的緊急應變程序書是否需要針對控制中心之轉換做修訂(特別是發生多機組事故時)?					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 如本章前言所述(第 16-1 頁第 9 行)，本公司視核二廠除役進程，將依「核					

子事故緊急應變法」、「核子事故緊急應變法施行細則」及「核子反應器設施管制法」等相關規定，事先檢討「緊急應變計畫」，並視時提出相關變更申請，以符合各階段之狀態。因此，本公司將於用過核子燃料池島區建置完成前，提出相關變更申請，如將用過核子燃料池島區控制站納入緊急作業場所，並配合修改除役計畫相關內容，並於主管機關核備後據以執行。 2. 核二廠除役計畫係規劃兩部機組之用過核子燃料皆移至燃料廠房，相關之隔離措施已完成後，再將控制中心移至廢料廠房，相關之緊急應變程序書亦依實際執行狀況進行修訂，故不會有”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時進行控制中心轉換”之情形發生。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	16-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B08	十六、四	16-13~16	結案
第 1 回合審查意見					
請再針對「核能電廠除役」相關的意外事件，如工安、消防、輻射防護等應變作業，詳細論述(原核二廠除役計畫先期整備作業第 4 次專案查訪時建議)。					
第 1 回合審查意見答覆					
謝謝委員建議。					
1. 本計畫第七章除討論除役期間意外事件發生原因、偵測方法、分析與結果、事件處理外，並有專節說明各意外事件之輻射影響與緊急應變。					
2. 有關工安應變作業請參考本計畫第六章第二、(二).7 節除役各階段之拆除作業中之「安全作業標準」及本計畫第七章第八、(二)節「工安意外」之處理原則。					
3. 火災意外事件請參考第七章第三、(一).4 節事件處理參考現行核二廠 107					

消防計畫及 500.25 失火對策計畫進行處理，另附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191 核能電廠除役及永久停機期間之消防計畫(Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown)摘要，係為核一廠除役計畫審查經驗回饋所增補之內容。補充說明：除役期間爐心仍有燃料階段，消防計畫係依照除役期間爐心仍有用過核子燃料之安全分析報告修訂版(以運轉期間之消防計畫作為除役消防計畫的基礎)辦理，並視除役各階段之需求，進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。

4. 有關輻射防護措施則請參考於本計畫第十章第三節，本節主要說明除役活動進行時，各階段設施除役之作業及處理放射性廢棄物時，其相關輻射防護作業與措施。相關作業說明包含輻射防護管理組織與權責區分、人員防護、人員訓練、人員劑量、醫務監護、管制區劃分及區域管制作業、輻射監測、執行除役作業時之防護措施、放射性廢棄物管理之輻射管制、合理抑低措施等作業。
5. 本章僅說明電廠意外事件之應變原則，詳細執行細則係於核二廠相對應之作業程序書中說明，未來將視除役進程適時檢討修改。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

對於答覆第 3 項，NRC RG 1.191 適用於爐心已無用過燃料棒，請台電公司針對不同之意外事件情境提出更精確之說明。

第 2 回合審查意見答覆

除役期間之消防管理與應變，說明如下：

1. 於爐心仍有燃料階段，消防計畫及應變係依運轉期間之「消防計畫」及相關消防作業程序書進行辦理。
2. 待爐心燃料全部移至用過核子燃料池後，則依本計畫第七章第三節「火災及爆炸事件」所述之“除役時電廠之防火相關設備，將保留至廠房拆除前才會進行拆除，故除役期間廠房內之防火設計與運轉中之防火設計一致，即符合 10 CFR 50.48 火災防護法規要求及 RG 1.191 除役與永久停機期間核電廠消防計畫。”內容辦理，並視除役各階段之需求，進行適切性之檢討，並依檢討結果進行調整。相關事件處理及應變則依本計畫第七章第三、(一).4 節及第七章第三、(一).5 節辦理。

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 3 回合審查意見
同意答覆，本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
遵照辦理。

意見編號	16-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S19、D07	十六、四	16-14 16-16	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 16-14 頁，有關緊急應變計畫所需設備及物品之儲存位置，請說明是否考量到因應天然災害導致無法取得之情境？					
2. 第 16-14 及 16-16 頁，有關核子事故應變程序及廠內意外事件應變程序中之「平時設備整備與演練」內容，請對所提及之「所需設備及物品之儲存、補充、維護保養與定期檢查，以及緊急組織成員之定期訓練、演練及演習」等項目，說明規劃辦理情形。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 核二廠於規劃緊急應變計畫所需之設備及存放位置時，已考量天然災害因素，選擇適當地點存放，緊急應變計畫所需之設備及存放位置詳述於「核能二廠緊急應變計畫」第四章及附錄 3 電廠各緊急應變場所及設備設置基準，未來將視除役進程，適時檢討修改「核能二廠緊急應變計畫」之緊急應變計畫所需之設備及存放位置，並提報大會審查核備後據以執行。					
2. 有關「所需設備及物品之儲存、補充、維護保養與定期檢查」已依程序書 1407~1410 列表造冊，並依程序書 1407~1410 規定每月或每季執行工具設備清點或測試，完成設備查對表或測試記錄表，除役期間亦將延續相關規定進行辦理；「緊急組織成員之定期訓練、演練及演習」則依“核二廠營運程序書 1424「演練與演習程序」”規定定期辦理。					
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 2 回合審查意見					

同意答覆。

意見編號	16-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15、D01	十六		結案
第 1 回合審查意見					
1. 本章應變方案未包括人為惡意破壞(包含資通安全議題)的應變，例如發生暴力攻擊事件，或廠區發生電腦病毒事件或駭客入侵，可能造成的數位與網路設備失效而衍生的安全事件之通報與應變，請補充說明。 2. 參考 NRC，此意外應變方案是否包括因應“惡意攻擊”(hostile action –basis, HAB) 之應變措施？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 有關除役階段之暴力攻擊事件包含於核二廠保安計畫內；資通安全相關議題則另有專責單位(電算部門)處理，依據「核二廠資通安全作業程序書」相關規定，於資安事件發生時進行復原或管制等應變措施，並依通報程序通知本公司資通安全事件緊急處理分組予以妥處。資通安全事件通報及應變作業流程如附件 16-009-01-A。 2. 本計畫第七章主要討論除役期間意外事件發生原因、偵測方法、分析與結果、事件處理，以及事件之輻射影響與緊急應變。有關惡意攻擊請詳參本計畫第七章、八、(六)人為破壞一節(p7-49)，重點摘述如下： 人為破壞成因可分為隨機性與計畫性，隨機性破壞可能只是一時興起進行破壞，此類型破壞侷限於人為所在之區域系統設備，第七章內容所述之計畫性破壞侷限於除役期間對除役系統或設備之影響。 考量隨機性破壞時，由於除役工作作業區設有保安系統，一般外界人士無法輕易接近，因此，若有隨機性破壞之行為，由工作人員所為的可能性較高。理由為工作人員在除役之工作區域進行相關作業時容易到達這些區域。在除役期間用過核子燃料池將建置為用過核子燃料池島區，能有效與除役作業區域隔離，另外核二廠廠房門禁可限制工作人員進入到輻射管制區及核物料管制區(燃料廠房門禁)，可限制非用過核子燃料池相關作業之工作人員隨意進入核物料管制區；因此，可有效排除工作人員隨機破壞用過核子燃料池島區相關系統。若考量這類的破壞造成的損壞，則直接考慮用過核子燃料池的冷卻系統遭受破壞，而造成用過核子					

燃料喪失冷卻能力。

具組織性與專業性之計畫性破壞能夠精準達成目的，對於用過核子燃料池之影響，保守假設能夠對開關場與用過核子燃料池的冷卻系統進行破壞，而造成喪失廠外電源或用過核子燃料池喪失冷卻能力。

對於破壞電廠系統之人員應由保安系統進行應變，針對前述對核二廠造成之損壞為喪失用過核子燃料池喪失冷卻能力或廠外電源。這兩類事件參考本計畫第七章、一、(三)節與第七節之處理方法進行事件處理。

喪失用過核子燃料池冷卻能力事件，最嚴重的結果為破管發生虹吸現象，用過核子燃料池池水水位降至高程-6 ft 的位置。依然能夠確保燃料完整性提供足夠的輻射屏蔽，因此，無需進行緊急應變措施；而喪失廠外電源事件，因有第五台柴油發電機與移動式柴油發電機做為後備電源下，用過核子燃料之衰變熱能夠有效移除且能夠被水覆蓋，無輻射之影響，因此，無須進行緊急應變措施。

另有一種組織性之團體想要進行破壞而引起社會恐慌，這需要對於廠區內之系統設備有一定之瞭解，才能針對特性設施進行破壞，屬於專業人士破壞部分，亦須要防恐專家之專業考量，故有關恐怖攻擊或爆炸、縱火事件則依照本公司核能電廠保安應變計畫導則參之六節處理。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	16-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S15	十六		結案
第 1 回合審查意見					
1.兩部機組一部停機時，台電將依據運轉中之緊急應變計畫，當兩部都停止運轉時，是否有更合適之緊急應變計畫？相對於運轉中機組之緊急應變計畫部分，有何可豁免或修改之處？例如緊急計畫區調整等，緊急應變整備事項。					
2.本章意外事件應變方案，似乎著重於人員與組織之設立，請補充應變方案之實際做法？					

第 1 回合審查意見答覆	
1.	依本章前言說明辦理，核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，意外事件將包含核子事故緊急應變及廠內意外事件應變。在此期間，意外事件緊急應變參照奉主管機關(原能會)核可之緊急應變計畫，與廠內意外事件應變相關之程序書辦理；當爐心之用過核子燃料皆移至用過核子燃料池時，本公司將視核二廠除役進程，依「核子事故緊急應變法」、「核子事故緊急應變法施行細則」及「核子反應器設施管制法」等相關規定，事先檢討提出「緊急應變計畫」、「緊急應變計畫區」及「禁制區及低密度人口區」之相關變更申請，以符合各階段之狀態。相關變更，在未獲主管機關(原能會)核定前，本公司將保守以當時主管機關(原能會)已核定之最新版，執行相關作業。
2.	本章節僅初步說明意外事件應變之作業原則、組織設置及應變程序，詳細規劃及實際措施則說明於除役各階段適用之「核能二廠緊急應變計畫」及核二廠除役相關作業程序書，相關文件已納入本章參考文獻清單，未來將隨除役進程依應變任務需求檢討及修訂。
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 2 回合審查意見	
同意答覆，本項列入後續重要管制事項。	
第 2 回合審查意見答覆	
遵照辦理。	

意見編號	16-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F16	十六		結案
第 1 回合審查意見					
1. 廠內意外事件應變計畫與程序如何配合除役各階段進行調整？ 除反應器機組與燃料池狀況外，廠區內設施也漸變為廢棄物處理貯存設施，各階段意外事故之型態不同，針對各階段意外事故安全分析之變動，滾動修訂廠內意外事件應變計畫內容。請說明除役過程中此一滾動修訂之辦理組織、辦理程序、修訂期程之安排。					

2. 廠址天然災害與場址特性具有變動性，請說明除役計畫各階段，天然災害造成意外事故之應變程序。
第 1 回合審查意見答覆
1. 除役期間將視除役各階段之應變任務需求調整並修訂廠內意外事件應變計畫，屆時廠內意外事件應變相關程序書將會隨同檢討，並依據本計畫第十五章品質保證方案及第十二章、一、(三)審查與稽核所述執行相關修訂及審查程序。 本公司未來將隨除役進程，針對各階段意外事故安全分析之變動，滾動修訂或建立相關程序書，收集廠內設備及作業條件變化，修訂應變措施的內容。核二廠除役期間，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。 2. 有關天然災害相關之應變，核二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。 有關天然災害相關之應變，核二廠運轉期間已有 500 系列營運程序書(地震緊急程序書、核二廠防颱作業程序書、核二廠防汛作業程序書)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或建立相關程序書，收集廠址天然災害的相關資料，修訂應變措施的內容，並據以執行，將災害降至最低。
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 2 回合審查意見
同意答覆，請修訂除役計畫。
第 2 回合審查意見答覆
本公司依審查意見將第 1 項答覆說明內容補充入除役計畫中，詳附件 16-011-01-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：四、(二)
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	16-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S03、S16、S19 F03、D02、D05	十六	16-4 16-25	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 16-4 頁，廠區緊急事故：發生核子反應器設施安全功能重大失效或有發生之虞，而可能須執行核子事故民眾防護行動者。請修訂粗體漏字之字句。 2. 第 16-25 頁，圖 16-7「核二廠發生緊急戒備(含)以上緊急事故時之通知動員流程」模糊不清楚，請更換。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 謝謝委員指正，內文修訂為“廠區緊急事故：發生核子反應器設施安全功能重大失效或有發生之虞，而可能須執行核子事故民眾防護行動者”，詳如附件 16-012-01-A。 2. 遵照委員意見，調整圖 16-7 清晰度，如附件 16-012-02-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、(一).1；圖 16-7					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

第二回合新增審查意見

意見編號	16-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		D02	十六	16-6 16-7 16-11 16-32	結案
第 2 回合審查意見					
1. 第16-6、16-7、16-32頁，輻傷醫院名稱請修訂為全銜名稱，如馬偕醫院相關醫院名稱改為「台灣基督長老教會馬偕醫療財團法人馬偕紀念醫院」、「台灣基督長老教會馬偕醫療財團法人淡水馬偕紀念醫院」，基隆長庚醫院名稱改為「長庚醫療財團法人基隆長庚紀念醫院基隆本院區」，台北榮民總醫院名稱改為「臺北榮民總醫院」，三軍總醫院名稱改為「國防醫學院三軍總醫院內湖院區」。					
2. 第16-11頁，人員除污設施：北部具備輻射傷害醫療之急救責任醫院(如表16-3)設有除污設施、除污床、除污室等。其「醫療」請修正為「處置能力」。					
第 2 回合審查意見答覆					
已於第一回合答覆時進行修訂，詳如附件 16-003-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：二、(一).2；三、(一).2；表 16-3					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

第十七章 廠房及土地再利用規劃 (已結案 28 項，共 28 項)

意見編號	17-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、F17	十七、一	17-1、17-2	結案

第 1 回合審查意見

- 第 17-1 頁：「核二廠未來完成除役後之廠址輻射劑量，將符合非限制性使用標準(不含保留區域)，即對一般人造成之年有效等效劑量不超過 0.25 mSv」，請問：
 - (1)是否考量保留區域(現有及未來新建)對非保留區域之劑量貢獻，劑量標準為何？
 - (2)保留區域各設施的劑量如何分配？
 - (3)若已超過 0.25 mSv/a，則規劃其用途或加圍籬或計算 DCGL 值時，必須做更仔細的考慮。
 - (4)若空間劑量已大於(或等於) 0.25 mSv/a，則將如何推導 DCGL？
- 第 17-1 頁：「核二廠未來完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(不含保留區)，即對一般人造成之年有效劑量不超過 0.25 mSv…」，意即保留區的輻射劑量貢獻另計。請問保留區的輻射劑量限值為何？
- 直觀而言，除役後廠址及保留區整體對民眾造成的劑量貢獻應低於運轉中核能電廠的輻射劑量設計限值(0.5 毫西弗／年・廠址)。請予確認。

第 1 回合審查意見答覆

- (1)保留區對非保留區的劑量貢獻須包含在此限值之內，此限值為：0.25 mSv/a
 - (2)核二廠既有與除役計畫預計興建之放射性廢棄物處理與貯存設施劑量影響之假設關鍵群體，係位於各設施距離最近之基金公路，目前保留區現有設施對廠界位置劑量影響評估狀況可參考本計畫第 10 章表 10-15。未來保留區之既有設施與新建設施劑量評估將以各設施對外釋區域之實際評估結果為準。

表 10-15 核二廠除役各階段處理與貯存設施運轉對廠界民眾劑量影響彙整(mSv/y)

處理與貯存設施	對廠界位置之劑量影響評估(mSv/y)			
	除役過渡階段	除役拆廠階段	廠址最終狀態偵測階段	廠址復原階段
第一期用過核子燃料乾式貯存設施	4.58×10^{-2}	4.58×10^{-2}	4.58×10^{-2}	4.58×10^{-2}
第二期用過核子燃料乾式貯存設施(含再取出單元)	-	4.38×10^{-2}	4.38×10^{-2}	4.38×10^{-2}

2 號低放射性廢棄物貯存庫	8.48×10^{-4}	8.48×10^{-4}	8.48×10^{-4}	8.48×10^{-4}
3 號低放射性廢棄物貯存庫	1.25×10^{-4}	1.25×10^{-4}	1.25×10^{-4}	1.25×10^{-4}
新建低放射性廢棄物貯存庫	-	4.67×10^{-2}	4.67×10^{-2}	4.67×10^{-2}
減容中心	2.20×10^{-4}	2.20×10^{-4}	2.20×10^{-4}	2.20×10^{-4}
待外釋廢金屬暫存倉庫/鋼筋混凝土塊分離場	可忽略	可忽略	可忽略	可忽略
合計	4.70×10^{-2}	1.37×10^{-1}	1.37×10^{-1}	1.37×10^{-1}

(3)感謝委員意見，本公司實際執行除役計畫時會採用適當之屏蔽與相關措施，確保除役後之廠址輻射劑量符合非限制性使用標準(0.25 mSv/a)，避免委員提及之狀況發生。

(4)感謝委員意見，承如上題之回覆，本公司實際執行除役計畫時會採用適當之屏蔽及相關措施，確保除役後之廠址輻射劑量低於 0.25 mSv/a，避免委員提及之狀況發生。

2. 保留區之限值根據放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則規定相關處理、貯存設施之輻射防護設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效劑量，不得超過 0.25 mSv，並符合合理抑低原則。外釋區域的劑量貢獻應小於 0.25 mSv/a。
3. 依據核二廠除役計畫第十章評估除役計畫對民眾輻射劑量影響，以廠內既有與預計興建之放射性廢棄物處理與貯存設施為主要來源，故在民眾劑量影響分析上，保守假設以關鍵群體接受各貯存設施、運送作業及氣、液體排放之輻射曝露最大劑量，除役計畫四個階段活動對關鍵群體劑量影響評估結果，分別為除役過渡階段： 7.03×10^{-2} mSv/y、除役拆廠階段： 1.40×10^{-1} mSv/y、廠址最終狀態偵測階段： 1.37×10^{-1} mSv/y，以及廠址復原階段： 1.37×10^{-1} mSv/y。故除役後廠址及保留區整體對民眾造成的劑量貢獻仍可低於運轉中核能電廠的輻射劑量設計限值。

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 2 回合審查意見

- 2.(1)請補充說明保留區劑量貢獻限値之法源依據。另請釐清保留區對非保留區的劑量貢獻是否包含在此限値之內，若是，原文應修訂為「…輻射劑量限値以符合「非限制性使用」之標準為目標(不含保留區)…」。
- 2.(2)請釐清除役後廠址未來用途為「限制性使用」，抑或「非限制性使用」。除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆	
2.(1) 為符合「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規定，任一核能電廠廠址，不論有多少部輕水式核反應器機組及其他附屬設施，其所造成廠界外任一民眾的年有效等效劑量評估值總和，每年不得超過 0.5 毫西弗／年・廠址，而保留區內含數座放射性廢棄物理貯存設施，於除役完成後仍將符合前述 0.5 毫西弗／年之劑量限值，再考量解除管制後非保留區域(即外釋區域)須符合「核子反應器設施管制法施行細則」中非限制性使用之劑量標準 0.25 毫西弗／年，且必須包含保留區之劑量貢獻，因此保留區對非保留區之劑量貢獻亦不得超過 0.25 毫西弗／年，DCGL 始有推算之空間。 2.(2) 廠址未來主要供電力事業用途使用，以管制角度而言為非限制性使用，依循之劑量限值採非限制性使用之限值：0.25 mSv/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 3 回合審查意見	
2. (1)請釐清除役後廠址對一般人之輻射劑量貢獻 0.25 mSv/y，是否包含保留區之劑量貢獻？ 2. (2)無意見。 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。	
第 3 回合審查意見答覆	
2.(1) 為符合「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規定，任一核能電廠廠址，不論有多少部輕水式核反應器機組及其他附屬設施，其所造成廠界外任一民眾的年有效等效劑量評估值總和，每年不得超過 0.5 毫西弗／年・廠址，而保留區內含數座放射性廢棄物理貯存設施，於除役完成後仍將符合前述 0.5 毫西弗／年之劑量限值，再考量解除管制後非保留區域(即外釋區域)須符合「核子反應器設施管制法施行細則」中非限制性使用之劑量標準 0.25 毫西弗／年，且必須包含保留區之劑量貢獻。	
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：	
審查總結回合意見	
2.同意答覆。	

意見 編號	17-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		F03	十七、一	17-2	結案
第 1 回合審查意見					
依第 17-2 頁倒數第 9 行說明，保留區在其邊界上將設置固定圍籬或圍牆，而保留區範圍將依圖 2-3 之規劃進行劃設，然圖 17-1 又出現「保安管制區」，其範圍與圖 2-3 之保留區不一致，請說明保安管制區與保留區之差異，及兩者於安全管理上之差異。					
第 1 回合審查意見答覆					
保安管制區為現今核二廠營運商轉期間廠址的分類劃分，保留區係指除役後本公司將視用途進行使用之區域。保安管制區在除役作業進行期間，將視保安需求予以逐步縮小，於除役 25 年結束後，保安管制區將基本上等同於保留區(或個別保留設施)的周界。					
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：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	17-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	十七、一	17-2	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 17-2 頁：345 kV 及 69 kV 開關場、兩台氣渦輪機組及貯油槽也要保留。此開關場經多年除役期後，是否堪用？建議評估其保留用意。					
2. 第 17-2 頁：除役後土地之復原與釋出為採電力事業用途或有其它選項？國外案例有電廠除役完成後將原徵收土地發還予原持有人。					
3. 第 17-2 頁：核二廠除役後土地之復原與釋出若採電力事業用途，可能之開發選項有那些？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 開關場於除役期間將持續維護，並於除役完成後配合規劃為電力事業用途設備。					
2. 除役範圍內之土地除保留區及保留設施外，現有之建物或設施，在除役期間將逐步拆除，其釋出之土地現階段規劃將朝電力事業用途為規劃方					

向，將俟適當時間配合未來政府政策、公司經營，以及考量地方發展等，進行更深入之規劃。
3. 除役範圍內之土地除前述保留區及保留設施外，現有之建物或設施，在除役期間將逐步拆除，其釋出之土地現階段規劃將朝電力事業用途為規劃方向，將俟適當時間配合未來政府政策、公司經營，以及考量地方發展等，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 2 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	17-004	審 查 人 員 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態	
		S13	十七、一	17-2、17-3	結 案	
第 1 回合審查意見						
1. 第 17-2 頁：2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及重件倉庫將予以保留。此等貯存庫預計將保留多久，另放射性廢棄物是否有搬遷計畫。						
2. 第 17-3 頁：新建低放射性廢棄物貯存庫興建。若主管機關(原能會)不核發建造執照及運轉執照，該如何因應？						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 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中，俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物集中貯存設施建置完成後，併同運轉時產生之低放射性廢棄物運送至最終處置設施進行處置或放射性廢棄物集中貯存設施貯存。						
2. 依據第六章除役工作排程規劃，低放射性廢棄物貯存之興建，將於除役第一階段除役過渡階段開始執行申請各項放射性廢棄物貯存設施核備，並於除役過渡階段之 8 年期間完成興建。在進入除役拆廠階段，實際拆解放射性廢棄物時，可貯放之低放射性廢棄物貯存設施包含二號低放射性廢棄物貯存庫、三號低放射性廢棄物貯存庫以及新建低放射性廢棄物貯存庫。						
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 2 回合審查意見						

2.第 17-3 頁：新建低放射性廢棄物貯存庫興建。若建造執照及運轉執照未能依規畫期程取得，該如何因應？ 除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
2. 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫主要為因應營運期間所產生之放射性廢棄物，對於因除役工作所產生之放射性廢棄物數量，2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫屆時無法負荷，因此新建低放射性廢棄物貯存庫之興建對於除役工作之進行有其必要性。新建低放射性廢棄物貯存庫相關建造及運轉執照問題，本公司必會配合主管機關要求進行相關修正及改進，以期在期程內完成電廠除役之目標，若建造執照及運轉執照未能依規畫期程取得，除役工作將會無法順利推展進行。
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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見 編號	17-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		F17	17、一、 (一)	17-2	結案	
第 1 回合審查意見						
請說明除役範圍是否已涵蓋受歷史事件影響之區域？						
第 1 回合審查意見答覆						
本計畫書係依據 MARSSIM 精神進行相關評估，做完廠址歷史評估後可區分為受影響區及不受影響區，而受影響區包含在除役範圍之內。						
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：						
第 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	17-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、F17、S21	十七、二、 (一)1；十七、二、 (二)2	17-5、17-6	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 17-6 頁：在廠址最終狀態偵測階段，若發現廠區土壤受到污染，將無條件把土壤視為放射性廢棄物裝桶處置，是否會造成放射性廢料數量增加。 2. 第 17-5 頁：「移除表面污染後的剩餘結構經放射性比活度取樣分析，分析結果需低於所推導之 DCGL 值；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，其在地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，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…」，是否表示地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，其標準必須符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，地表下方 1 m 以下之結構予以保留，其標準則必須符合表層經偵測確保低於 DCGL 值？另為何地下結構物表層偵測值低於 DCGL 即可予以保留？ 3. 第 17-6 頁：「…若發現廠區有土壤受到放射性污染，則將受污染之土壤視為放射性廢棄物，移除後裝入廢棄物容器處置。」，參照本章節其它段落，此處之放射性污染判定標準，是否為導出濃度指引水平？建議於內文中敘明。 4. 第 17-6 頁：「如有受放射性污染之建物，經評估後將於核二廠除役後保留移作他用者，則其清理復原作業，將依最終狀態偵測規劃執行之，經評估符合導出濃度指引水平(DCGL)後，方可釋出使用。」，請說明上述文字是否包含保留區，因該敘述與第 17-5 頁「保留區之放射性廢棄物處理/貯存設施部分，則無需考慮最終狀態偵測。」相矛盾。 5. 第 17-6 頁：「除役範圍內之土地除前述保留區及保留設施外，現有之建物或設施，在除役期間將逐步拆除，其釋出之土地現階段規劃為電力事業用途。」，本段敘述亦與「如有受放射性污染之建物，經評估後將於核二廠除役後保留移作他用者，則其清理復原作業，將依最終狀態偵測規劃執行之，經評估符合導出濃度指引水平(DCGL)後，方可釋出使用。」相矛盾，請說明除役範圍內之現有建物是要保留還是拆除？ 6. 已被判定為放射性廢棄物並列管者，因所含核種衰變使該廢棄物核種濃度低於「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」所訂標準者，得依前述辦法規定將該廢棄物外釋至廠外。然第 17、二、(二)、1、(3)及(4)節有關結構拆除混凝土塊之回填或運出廠外處理之標準，鑒於該混凝土塊於釋出前尚未被判定為放射性廢棄物，因此該混凝土塊釋出廠外之標準應採用「核能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」所訂之放行標準，雖然「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」與「核					

能電廠管制區內廢棄物偵測離廠放行作業計畫」之標準一樣，但應執行之程序大相逕庭，請修正。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員意見，此舉會造成放射性廢料數量增加，但本公司已規劃新建低放射性廢棄物主貯存庫，其空間足夠提供放射性廢棄物裝桶進行存放。
2. 地下結構物在予以保留之前，須先經過表面除污直到低於 DCGL 值。保留的參考依據是基於國外經驗以及美國核管會所發布的 NUREG/CR-6174 報告，混凝土結構除污之主要目的為降低其污染程度，以達到廢棄物減量之目標，以及降低低放射性廢棄物貯存、處置之成本。
3. 感謝委員意見，擬將內文修正為”若發現廠區有土壤受到放射性污染，亦即經判定輻射濃度高於導出濃度指引水平(DCGL)者，則將這些受污染之土壤視為放射性廢棄物，移除後裝入廢棄物容器處置。”，詳如附件 17-006-03-A 所示。
4. 第 17-6 頁：「如有受放射性污染之建物，經評估後將於核二廠除役後保留移作他用者，則其清理復原作業，將依最終狀態偵測規劃執行之，經評估符合導出濃度指引水平(DCGL)後，方可釋出使用。」該處指的是受輻射影響區，並不包含保留區。
5. 目前核二廠除役尚無將非保留區內受污染建物保留之策略規劃。
6. 依照除役計畫規劃，拆除之污染結構物混凝土塊符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之標準，俟解除管制後方能進行回填作業與運出廠外處理作業。

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：二、(二)、2

第 2 回合審查意見

5. 答覆內容說明不會將非保留區內之受污染建物保留，但是第 17-6 頁(5)：如有受放射性污染之建物，經評估後將於核二廠除役後保留移作他用者，則其清理復原作業，將依最終狀態偵測規劃執行之，經評估符合導出濃度指引水平(DCGL)後，方可釋出使用。請說明“保留移作他用”的意思為何？除以上第 5 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

5. 因無將非保留區內受污染建物保留之策略規劃，為避免誤會擬將該段文字刪除，此次答覆內容，將更新於附件 17-006-05-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、(二)、1

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	17-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	十七、二、(二)；十七、三	17-5、17-7、17-12	結案
第 1 回合審查意見					
在第 17-5 頁、第 17-7 頁及第 17-12 頁中，均有提及受輻射影響區分類，分為第 1 級、第 2 級與第 3 級等三類，但對於其各類之定義解釋卻於第 17-12 頁中才呈現。建議重新改寫相關段落內容，於首次出現受輻射影響區分類時(第 17-5 頁)，即說明其各類(第 1 級、第 2 級與第 3 級)之定義解釋。					
第 1 回合審查意見答覆					
感謝委員意見，會將第 1 級、第 2 級與第 3 級受輻射影響區分類提前於首次出現受輻射影響區分類時(第 17-5 頁)進行相關說明，擬將：「…並利用特性調查偵測將其餘受輻射影響區分類為第 2 級與第 1 級受輻射影響區。」修訂為「…並利用特性調查偵測將其餘受輻射影響區分類為第 2 級與第 1 級受輻射影響區。偵檢區之輻射水平分為三個級別：					
• 第 1 級：現在或過去曾經含有高於 DCGL 之放射性核種濃度的污染可能性高、含有小區域高活度的可能性、或沒有足夠證據將此區域歸類為第 2 級或第 3 級者。					
• 第 2 級：現在或過去曾經含有高於 DCGL 之放射性核種濃度的污染可能性低、幾乎不會有小區域高活度的可能性。					
• 第 3 級：現在或過去幾乎不會有含有高於 DCGL 之放射性核種濃度的污染可能性，但沒有證據可以將此區域列入不受輻射影響區。」，詳如附件 17-007-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)、1					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見	17-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S13	十七、二、 (二)	17-6	結案
第 1 回合審查意見					
第 17-6 頁：用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填。請說明此粒徑之大小為何？及其參考依據。					
第 1 回合審查意見答覆					
參考我國公共工程委員會之公共工程施工綱要規範，回填之材料粒徑不宜超過 200mm。另外參考 Zion 核電廠除役文件” TSD-14-005 BACKFILL MATERIAL SPECIFICATIONS Revision 0”（附件 17-008-A 參考資料 1 所示），其回填物粒徑不可超過 10”（25cm）。故綜合兩者，200mm 的要求是合宜的。 故擬將該段文字「(4)拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1 m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填，回填後表面上保留 1 m 之空間以無污染之覆土回填至地表。」修訂為「(4)拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1 m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊進行回填，回填材料與粒徑則依據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，用適當之機具破碎至粒徑 200mm 以下進行回填，回填後表面上保留 1 m 之空間以無污染之覆土回填至地表。」，詳如附件 17-008-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)、1					
第 2 回合審查意見					
公共工程委員會之公共工程施工綱要規範(200mm)，是否適用核電廠除役規範。					
第 2 回合審查意見答覆					
參考我國公共工程委員會之公共工程施工綱要規範，回填之材料粒徑不宜超過 200mm。另外以美國為例，目前無相關聯邦法規。 參考 Zion 核電廠(伊利諾州)除役文件” TSD-14-005 BACKFILL MATERIAL SPECIFICATIONS Revision 0” 綜上所述，200mm 的要求是合宜的。					

故擬將該段文字「(4)拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1 m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填，回填後表面上保留 1 m 之空間以無污染之覆土回填至地表。」修訂為「(4)拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1 m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊進行回填，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，用適當之機具破碎至粒徑 200mm 以下進行回填，回填後表面上保留 1 m 之空間以無污染之覆土回填至地表。」，此次答覆內容，將更新於附件 17-008-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 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	17-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		G01、S21	十七、二	17-6	結案
第 1 回合審查意見					
1. 有關地下水處理： (1)核能二廠廠區內地下水若遭受污染，除役計畫列舉 4 項方式處理，依據核能二廠之地下水文調查資料研判，應採取何種方式為宜。 (2)請提供迄今之地下水監測結果。					
2. 若發現地下水污染，計畫書中說明了多種處理方法，但國內對地下水遭受輻射汙染之改善措施並無相關經驗，建議對地下水污染處理，須審慎規劃與執行。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. (1)未來於除役廠址最終狀態偵測階段進行輻射偵測後，若發現有地下水污染，將視污染情況參考國外經驗，採用適當之處理方案，如抽出法、抽出再處理法、覆蓋封頂法、工程包封法，這四種技術的說明如下(參考本計畫第八章、一、(二)節)： A. 抽出法 抽出法主要是防止污染區域持續擴散，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)。若無放射性污染，可循電廠原有的排水管線進行排放；若有污染則需貯存等待處理或以放射性廢棄物方式處理。透過抽水與排水系統之設計，可改變地下水的流向，避免位於高處之上游地下水流經污染區被污染，以防止污染之擴散。若下游區域地下水已有污染狀況，則可於上游處持續將地下水抽出，以阻斷污染來源避免下游污染程度持續升高。

B. 抽出再處理法

此法與抽出法原理相同，並針對抽出廢水進行處理，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。此法可減少液態放射性廢棄物的體積，但會產生交換樹脂等二次廢棄物，需額外進行處理。

C. 覆蓋封頂技術

覆蓋封頂技術係指阻礙或降低污染物藉由地表水滲透到地表下，造成地下水受污染之風險。惟覆蓋技術無法阻止污染物隨地下水流動所造成之水平遷移，故應搭配工程包封法，建立完整結構物以阻擋污染物之移動。

D. 工程包封法

此法將建立結構物用以阻擋地下水流的移動，避免地下水流經污染區造成下游地區之地下水污染，以防止污染區域之範圍擴大。通常會與抽出法一起應用，於上游區域將地下水抽出，避免於包封結構處產生過大的水壓發生溢流，造成污染擴散的狀況。工程包封的結構體可分為以下幾種：

a. 鋼板樁牆(Sheet Pile Walls)

將厚金屬鋼板打入土壤中，深及不透水之岩層，如黏土層或岩盤，才能有效阻擋地下水流。

b. 薄泥漿帷幕(Grout Curtain)

於地表多個位置向下鑽孔，加壓注入薄泥漿進行固化。由於每個鑽孔加壓灌漿相對位置規律排列，使其地層在其範圍內土壤砂石均勻受壓而整體密度提升，固化後形成連續的帷幕，能有效阻擋地下水流。常見的泥漿材料種類有液壓水泥(Hydraulic Cement)、黏土質、火山灰質的膠土與二氧化矽，此外亦可使用具不透水性之高分子聚合物漿。

c. 泥漿牆(Slurry Walls)

於地面上挖掘溝渠，灌入泥漿材料，形成不透水之屏障層，包封受污染之區域或是將上游地下水導引至別處，建立之屏障需深及不透水之岩層，才能有效阻擋地下水流。

d. 冷凍牆(Freeze Walls)

於土壤中插入成排的冷凝管路，透過冷媒的循環，將管路周圍土壤的溫度降低，進而結凍，形成一面與地表垂直的冷凍牆，阻擋地下水流進污染區或自污染區內流出，達到阻隔包封的效果。若不透水之岩層之深度太深，其他工程結構體無法觸及或成本過高時，冷凍牆為唯一可應用之方法，而此法需要維持冷凍系統的運轉，運轉成本較高。

e. 可透水反應障壁法(Permeable Reactive Barriers)

前述工程包封法係將地下水流阻隔或導引至不同方向，而此法則使用可透水材料，以物理、化學或生物方法使地下水通過時，將放射性核種吸附於材料之中。當污染源位於建物或設備底下無法立即被處理時，可應用此法減少污染物之擴散，然而若該區域於建物拆除後仍未衰變至廠址輻射劑量非限制性使用標準，則需進行土壤或岩層的挖掘移除。

抽出法在國外整治經驗實際上為抽出再處理法的一個部分，在此不再詳述。抽出再處理法的建置容易且技術門檻低，實務上最常用於地下水的初步大量整治，根據外國的實務經驗，此方法應用於核設施時，適合整治大面積的輻射污染地下水，但此方法的成本較高，且需要相當長的抽取地下水時間。目前所知使用抽出再處理法的實際經驗案例包括：

- A. 美國漢福德廢棄物場址(Hanford site)：將抽出之污染水經廢水處理設備然後處置，並配合自然輻射衰減與輻射監測以降低處理成本。
- B. 美國西谷(West Valley)再處理設施場址：首先選擇抽出再處理法，移除大部分的污染物後，再使用技術門檻較高的可透水反應障蔽法清除剩餘的污染物。可透水反應障蔽法為工程包封法之一種。
- C. 美國薩瓦納河(Savannah River)再處理設施場址：先選擇抽出再處理法，移除大部分的污染物後，再使用成本較高但效率好的其他整治技術清除剩餘污染物。

覆蓋封頂法是一般都市廢棄物掩埋場最常用的工法，有多種設計變化以適應不同的地層、氣候、預算與污染物。其原理基本上就是將被污染的地表加上蓋子，將污染有效隔離，減少人們曝露於污染物的風險，讓雨水無法滲入地下，有地下有害物質無法逸散到地面。一個封頂系統主要的組件是屏障層與雨水排水設施。覆蓋封頂法是最簡單有效且成本最低的工法，適合小面積的地層污染。但其缺點是污染物本身並未加以取出加以處理，覆蓋封頂法在實務經驗上僅曾經用於土壤的整治，未曾用於地下水整治。

詳細的各國核設施土壤與地下水整治方法，可參見參考文獻①(第 137 頁)。

從以上地下水整治經驗，建議我國核電廠除役若發生地下水輻射污染且達到需要整治的程度，則使用抽出再處理法去除大部分的污染物質，剩下的污染物部分，並配合使用其他較快速、技術層次高、適合小範圍整治的技術加以處理，例如可透水反應障蔽法或其他新興技術。輻射污染整治的詳細技術內容與選用準則，可參閱參考文獻②。

最後仍須依核二廠除役之實際狀況評估所採用之地下水處理方法。

參考文獻：

- ①經濟合作暨發展組織核能署 (OECD NEA) 出版編號 No. 7192 「核設施除役期間之廠址整治與復原」(Nuclear Site Remediation and Restoration during Decommissioning of Nuclear Installations) (2014 年出版)
- ②美國環保署 (US EPA) 出版編號 No. EPA 402-R-07-004 「輻射污染媒介技術參考指引」(Technology Reference Guide for Radioactively Contaminated Media)(2007 年 10 月出版)

(2) 核二廠地下水監測分為廠區與環境兩個部分：

1. 廠區

核二廠自 99 年起依原能會核准之地下水防護方案，以 Sump #1 （南側深水井）與 Sump #3 （北側深水井）為廠區地下水監測站，並每季定期進行取樣分析，其雖為反應器區廠房地下排水系統盲溝及 RC 透水管所收集之地下水（地表下 17.38 公尺），但因集水井之地下水係取自地面排水系統，已與廠區其他水源（如雨水或廠區地面水）混合，不適合用於地下水污染監測，故自 106 年起奉核定改依本公司委託核研所完成之核能二廠廠區地下水傳輸基準版概念模式報告結論建議，以廠區內原重要之 15 口監測井（RW1-A、RW2-A/B、RW3-A/B、RW4-A/B、RW5-A/B、RW8-A/B、PW5、PW8 及 SW2-A/B）與沿著東北方廠界內適當位置增設之 2 口監測井進行監測。101 年至 107 年監測結果顯示，僅測得氙核種，且均遠低於環境輻射監測規範之調查基準。

2. 環境

核二廠依據環境輻射監測規範要求，核能二廠自民國 79 年開始，即考量地下水流向，於其上、下游各設地下水監測站。近 10 年來之僅測得氙核種，且均遠低於環境輻射監測規範之調查基準。

3. 監測站分佈圖與監測結果

監測站分佈圖和監測結果詳如詳述於下列圖片及表格。



【依政府資訊公開法第十八條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故部份圖資已遮蔽】

核二廠廠區地下水監測站(99~105 年)與環境地下水監測站(79 迄今)



【依政府資訊公開法第十八條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故部份圖資已遮蔽】

核二廠廠區與環境地下水監測站(106~107 年)

廠區地下水監測結果(101 年至 105 年)

核種 \ 監測點	Sump #1 南側深水井	Sump #3 北側深水井	調查基準
Mn-54	—	—	40
Co-58	—	—	40
Fe-59	—	—	15
Co-60	—	—	10
Zn-65	—	—	10
Zr-95	—	—	15
Nb-95	—	—	15
I-131	—	—	1
Cs-134	—	—	2
Cs-137	—	—	2
氚	31.94	47.25	1,100

註：

- 1.本表格採用數據為 101 年至 105 年台電核二廠輻射安全季報資料。
- 2.各欄所列「—」表示監測值小於紀錄基準。
- 3.依地下水防護計畫，廠區地下水之調查基準應比照環境水樣。
- 4.本表格氚之數值為歷年來最高值。
- 5.單位：貝克/公升。

廠區地下水監測結果(106 年至 107 年)

核種 \ 監測點	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	調查基準
Mn-54	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	40
Co-58	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	40
Fe-59	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	15
Co-60	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	10
Zn-65	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	10
Nb-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	15
Zr-95	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	15
I-131	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	1
Cs-134	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	2

Cs-137	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	2
氚	106	23.8	11.03	5.98	—	8.00	5.69	4.96	4.14	4.37	8.94	4.58	8.05	6.95	5.52	4.03	4.84	—	1,100
	107	21.13	10.63	7.20	9.92	6.69	NA	8.31	4.01	6.62	5.20	4.50	15.51	12.64	9.89	7.10	4.36	4.15	

說明：

1、本項作業係依原能會 105 年 8 月 25 日會核字第 1050007865 號函核准之「核二廠地下水防護方案」之地下水監測改善規劃實施。

2、監測取樣比活度單位為：貝克/公升。

3、本表各欄所列「—」表示分析值小於計測設備的最小可測量；如有數據取其最高值。

核二廠環境地下水輻射監測結果(98~107 年)

氚(Bq/l)	核二廠		
站名	GW 203 9A	GW 204 核二大門旁	GW 205 保警隊部
101 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
101 年第 2 季	<MDA	<MDA	<MDA
101 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
101 年第 4 季	16.51	5.89	7.91
102 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
102 年第 2 季	7.41	7.07	6.66
102 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
102 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA
103 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
103 年第 2 季	<MDA	<MDA	<MDA
103 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
103 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA
104 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
104 年第 2 季	<MDA	<MDA	5.28
104 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
104 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA
105 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
105 年第 2 季	<MDA	<MDA	<MDA
105 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
105 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA
106 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
106 年第 2 季	<MDA	<MDA	<MDA
106 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
106 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA

107 年第 1 季	<MDA	<MDA	<MDA
107 年第 2 季	<MDA	<MDA	<MDA
107 年第 3 季	<MDA	<MDA	<MDA
107 年第 4 季	<MDA	<MDA	<MDA

2. 感謝委員意見。

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

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	17-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、F17、C03	十七、三、(一)	17-8、17-9、17-10	結案

第 1 回合審查意見

- 第 17-9 頁：「…推導 DCGL 時需要水文及地質參數等與廠址特性相關之資料。為求有效推導 DCGL，本公司將於推算 DCGL 時，對無法取得之特定參數進行靈敏度分析，以鑑別對 DCGL 推算結果影響較為顯著之參數，進而提供對這些參數重要性及精確度需求的掌握能力。」，推算 DCGL 時，其結果對特定參數之靈敏度分析極為重要，建議除了對無法取得之特定參數進行靈敏度分析外，對其他可取得之特定參數亦一併進行靈敏度分析，俾能了解所有參數變化對推算 DCGL 結果之影響程度，也有助於除役後廠址能否釋出之判斷。
- 第 17-8 頁：RESRAD family 程式的取得途徑為何？是否有相關授權？
- 第 17-8 頁：「核二廠廠址 DCGL 的推導，將採用美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)所開發的 RESRAD family 程式。」請問如何確保推算 DCGL 時所輸入之各項參數之代表性？台電公司有無專人負責各項參數之驗證機制？
- 對於除役計畫本章節使用到的輻射計算軟體，請列表說明軟體是否經過國內或國外管制機關審核、驗證、國際使用經驗、使用的參數來源及不確定度等，並說明除役計畫中輻射劑量評估結果可信度。

第 1 回合審查意見答覆

- 比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，核二廠於輻射特性調查作業 6 個月前，依輻射特性調查計畫導則向主管機關提送輻射特性調查計畫，其

中 DCGL 推導之參數選擇流程參考美國 YNPS(Yankee Nuclear Plant Station) 之執照終止計畫建議之方式，當參數可以進行實際調查時，以實際值為主，在參數無法取得時，依據該份文件已經執行的靈敏度分析判斷準則，將參數依其重要性分類為 3 個級別，經由此程序確認為敏感的參數，則需根據 NUREG/CR-6676 之指引，選用其用於劑量模擬的參數值。由前述可知，國外方式只針對無法取得之參數進行篩選及分級流程，對已知或可調查之參數值皆採用調查值即可，如此才符合「廠址特性」之評估。

2. 目前美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)網站下載即可，RESRAD 系列程式為阿岡諾國家實驗室開放免費下載程式，不需特殊授權程序。
3. 本公司將會對 DCGL 輸入參數進行詳細而審慎之評估，必要時須進行相關參數之實驗，本公司將依據品保程序對使用參數進行審查與確認。
4. 本章節可能使用到的輻射計算軟體為 RESRAD 程式，相關軟體之說明整理如下表。

項次	軟體名稱	Verification & Validation	運算品保程序	評估作業項目(軟體適用性)
1	RESRAD	5. RESRAD 程式係由美國阿岡國家實驗室(Argonne National Lab, ANL)開發的放射性核種殘留風險與劑量評估分析軟體系統。該程式亦有評量基準報告：RESRAD Benchmarking Against Six Radiation Exposure Pathway Models (ANL/EAD/TM-24)。 6. 美國 NRC 於 1994 年批准使用 RESRAD 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。 7. RESRAD 是 IAEA 與歐洲聯盟委員會(Commission of the European Communities, CEC)在 VAMP (Validation of Model Predictions) 與 MPA (Multiple Pathways Assessment Working Group)合作研究計畫所測試的 11 種模式中的其中之一。 8. 美國能源部、其他聯邦與美國國家機構皆廣泛的使用 RESRAD 程式，除了美國使用 RESRAD 程式之外，其他國家，包含法國、西班牙、德國、俄羅斯、日本、比利時等國家，也都有使用 RESRAD 程式。目前，RESRAD 程式亦有許多除役廠址的應用經驗，例如應用於 YNPS 與 Humboldt bay 等核電廠之除役作業等。	➤ 運算結果之準確性及變異度 1. 對於軟體的運算，使用人員均有通過工作小組負責人核定操作資格，確認其可獨立且正確地操作該評估軟體。 2. 對於軟體的使用，使用人員均有通過裝機測試等品保程序，確認軟體基本案例運算結果之正確性。 3. 對於評估結果之變異度，於各案例運算完成後，會依據品保程序，確認分析結果之正確性及再現性。軟體使用及評估參數假設等，確認分析結果之正確性及再現性。 ➤ 使用之參數來源及不確定度 1. 對於評估所用之參數來源，於執行各項評估作業時，會先由工作小組負責人確認分析評估目的後，由使用人員蒐集評估所需資料，如環境輻射	核電廠除役許可劑量評估

			監測報告數據等，再由工作小組負責人進行確認，以確保參數引用之正確性。 2.對帶有不確定性之參數，如關鍵群體占用因數、射源活度值等，會採用保守假設，並確認符合評估需求後，再據以執行輻射劑量評估。	
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 2 回合審查意見				
3.依照 IAEA RS-G-1.7 報告之精神，獨立驗證必須由具有適當資格和經驗的個人或小組展開，並且不得與安全評估的人同一批。建議台電公司於提送報告至主管機關前，有自主品保之機制，且由執行除役以外的部門進行自主審查，以確保文件及資料品質。 除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。				
第 2 回合審查意見答覆				
3. 本公司將會對 DCGL 輸入參數進行詳細而審慎之評估，相關程序依據本公司建立並經主管機關(原能會)核備之「核能電廠除役品質保證方案」執行，內容遵照主管機關公佈之「核子反應器設施除役計畫導則」之品質保證要求，該方案逐項列明品保要旨、權責區分及各項作業要求。依據該品質保證方案的內容，遵照執行，以確保除役作業之文件及資料品質。				
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 3 回合審查意見				
同意答覆。				

意見編號	17-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		G01	十七、三、(一)	17-7、17-15	結案	
第 1 回合審查意見						
有關偵檢目標與說明： 除役最終偵測計畫中包括實驗室樣品之收集、管理與處理，而未來核能一廠放射試驗室若列為非限制使用之廠址而拆除，此項實驗室作業未來如何規劃與執行。						
第 1 回合審查意見答覆						
有關最終偵測計畫屬於除役計畫的一部份，包含環評承諾的內容，不論本公司未來組織如何改變，仍舊會依據承諾事項，保留必要的組織及實驗室設施，繼續執行有關採樣、分析、及處理作業。						
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 2 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	17-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S21	十七、三、(二)	17-10	結案	
第 1 回合審查意見						
廠址最終狀態偵測作業，係採用 DQO 統計的方式來進行篩選分級偵測，請說明如何降低誤判之機率。						
第 1 回合審查意見答覆						
利用 MARSSIM 提到的 DQO 進行偵檢點數評估，誤判機率分為型一誤差(α)和型二誤差(β)，一般而言型一誤差(α)和型二誤差(β)增減趨勢相反，亦即 α 增加時， β 會減少， α 減少時， β 會增加。 依已發行輻射特性調查計畫導則已建議 $\alpha=0.05$ ， β 需與主管機關討論後訂定之，嗣後將依討論結果適當調整取樣點數。						
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 2 回合審查意見
台電公司答覆 β 值需與主管機關討論後訂定，本項將列入後續重要管制事項辦理。
第 2 回合審查意見答覆
本公司將會就 β 值與主管機關討論後訂定，完成該項追蹤管制事項。
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：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意 見 編 號	17-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、C03	十七、三、 (二)、2	17-11	結案
第 1 回合審查意見					
1. 選擇背景參考地區時，有兩項基本原則。此背景參考地區距核二廠多遠，選取之原因為何？					
2. 請說明背景參考地區的位置，並確認是否符合除役計畫對背景參考地區所設定的選取原則。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依據 MARSSIM 手冊，背景參考地區通常是從未受影響地區中選擇。選擇背景參考地區之原因為評估背景核種對廠址運轉所造成之貢獻，並排除非核電廠之輻射源對廠址造成之輻射影響。					
2. 參考 MARSSIM 手冊，一般會選擇與受評估的偵檢單元具有相似特性(物理、化學、地質、放射性及生物學等)之區域，做為背景參考區域，未來視永久停機後調查結果選定適當之背景參考區域。					
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：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	17-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13	十七、三、(五)	17-14	結案
第 1 回合審查意見					
第 17-14 頁：掃描作業是使用移動式或手提式輻射偵檢器，對偵檢區內之表面進行快速偵測，以找出輻射異常之位置。請說明此輻射偵檢器之型號及輻射靈敏度？					
第 1 回合審查意見答覆					
有關移動式或手提式輻射偵檢器，目前商業化產品有許多不同品牌，功能特性不一。本公司所使用之儀器，皆以符合法規要求之最低可測能力為優先，並以執行偵測作業當時可用經濟合理價格取得的器材來執行。由於最終輻射偵測執行時間可能會在 20 餘年以後才發生，並不適合於此時鎖定某一特定型號的器材作為偵測工具。委員若要瞭解現行輻射偵測工具的細節，可參考第 4 章有關儀器描述。目前除役計畫第四章之現場輻射偵檢器包含：Automess 6112B、THERMO FH40 F2/F4、Rados RDS-30、miniTRACE、RADEYE PRD、RADEYE PRD-ER 等偵檢器，如下所示：					
1. 現場輻射偵測儀器					
(1) 蓋革計數器					
A. 廠牌型號：					
Automess 6112/6112B(長桿型)、THERMO FH40 F2/F4、Rados RDS-30、SAPHYM miniTRACE。					
B. 量測原理：					
蓋革計數器係在一根兩端用絕緣物質密閉的金屬管內，充入稀有氣體(通常為氬或氫)，在沿管的軸線上安裝有一根金屬絲電極，並在金屬管壁和金屬絲電極之間加上電壓。而當有高速粒子射入管內時，粒子的能量使管內氣體電離導電，在絲極與管壁之間產生迅速的氣體放電現象，從而輸出一個脈衝電流信號。因其高工作電壓，故僅能計數輻射量，不能鑑別輻射之能量。					
C. 儀器特性：					
6112B 能量範圍：80 keV ~ 2 MeV，偵測範圍：0.01 mSv/h ~ 10 Sv/h。					
FH40 F2/F4 能量範圍：45 keV ~ 1.3 MeV，偵測範圍：0.5 μSv/h ~ 10 mSv/h。					
RDS-30 能量範圍：48 keV ~ 1.3 MeV，偵測範圍：0.01 μSv/h ~ 100 mSv/h，高靈敏模式中，靈敏度為每個蓋革管發出訊號即提供一個脈衝；低靈敏模式中，脈衝速率為前者的 1/16。					
SAPHYM miniTRACE:4.2 keV ~ 1.8 MeV，偵測範圍：0.01 μSv/h ~ 10 mSv/h。					

(2) 碘化鈉閃爍偵檢器

A. 廠牌型號：

RADEYE PRD、RADEYE PRD-ER。

B. 量測原理：

碘化鈉閃爍偵檢器為無機閃爍偵檢器的一種，對光子的偵測效率極高，常用於加馬能譜分析。碘化鈉閃爍偵檢器由閃爍體及光電倍增管組成，光電倍增管是一種真空管，由光入射窗、光陰極、倍增極和陽極組成。入射輻射(加馬射線或 X 光)的能量經由碘化鈉閃爍晶體轉變成可見光或紫外光，光子通過光窗照射到光陰極上，光陰極發生光電效應產生光電子，然後被加速和聚集，進入倍增系統，在倍增極電子通過二次發射發生倍增，二次發射在每個倍增極上重複倍增放大，導致陽極接收到的電子數倍增 106 到 107 倍，放大電子脈衝訊號。

C. 儀器特性：

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

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

輻射靈敏度等資料請參考第四章第二、(四)節。

未來於除役廠址最終狀態偵測階段執行偵測作業前，制訂最終狀態偵測計畫書及相關程序書，將納入輻射偵檢器之型號及輻射靈敏度之說明。

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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	17-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21	圖 17-2	17-20	結案
第 1 回合審查意見					
1. 依計畫書內容，DCGL 值係依利用的範圍與規劃所使用之法規劑量限值，推導而得。請說明在除役過程中，何時會評估出此數據？					
2. 依計畫書內容，範圍偵測結果，將受輻射影響區分為第 1 級、第 2 級、第 3 級，請說明何謂範圍偵測？偵測時機為何？和特性調查偵測，最終狀態偵測等有何不同？					
3. 圖 17-2 對 2 級分析結果並未說明如何處理或進行改善行動，形同比照第 3					

級處理方式，請說明。

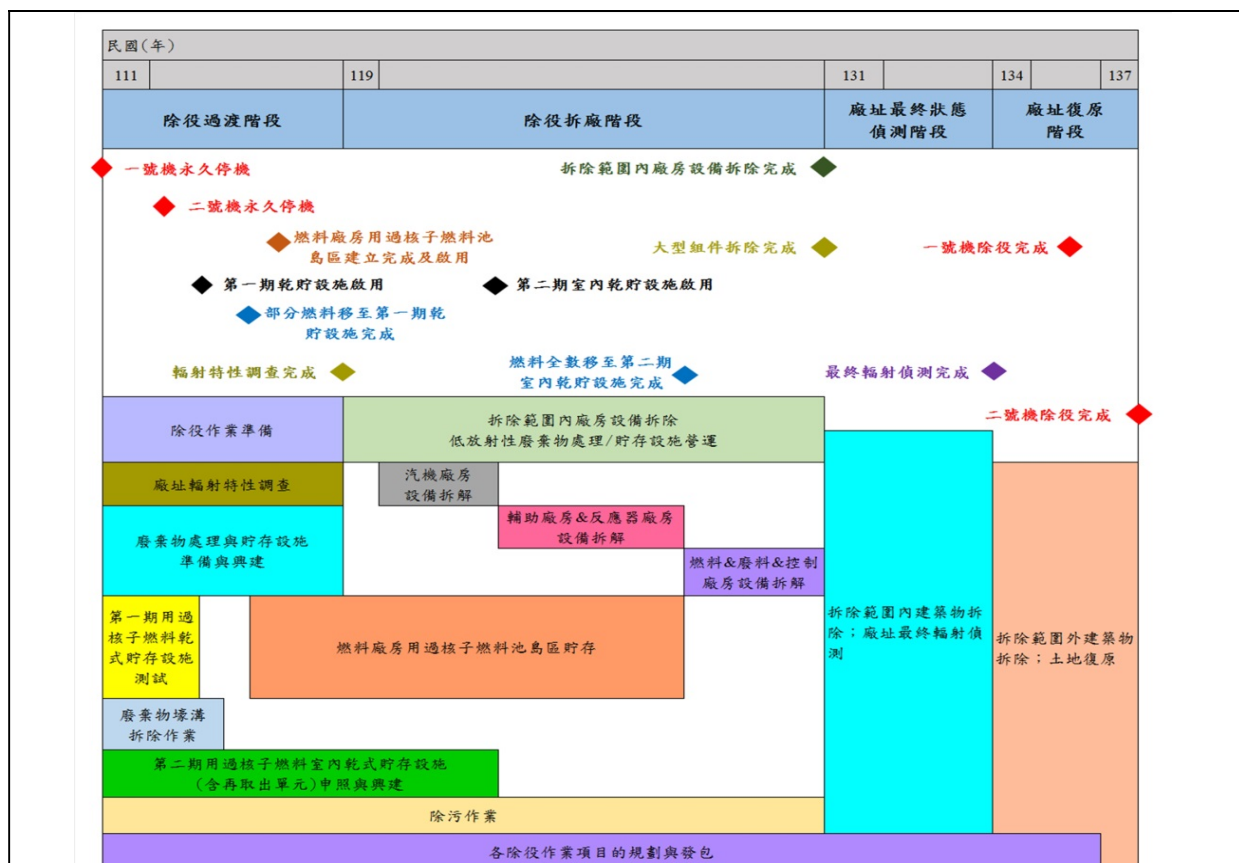
4. 建議在最終狀態偵測作業前，如建物拆除至地表以下 1m 要覆土前，先進行偵測及改善行動，如此可降低成為第 2 級輻射影響區之機率。
5. 圖 17-2 之流程圖，涉及判斷之情節時，建議使用方塊圖形表示。
6. 請說明表 17-1 中核種名稱有畫底線，有何特別意義？

第 1 回合審查意見答覆

1. 有關 DCGL 數據評估之規劃，比照核一廠除役計畫第四章重要管制事項要求，「輻射特性調查作業計畫」將包含導出濃度指引水平(DCGL)，輻射特性調查作業計畫將於輻射特性調查作業 6 個月前提報主管機關審核。
2. 依據 MARSSIM 手冊，廠址輻射特性調查依目的及需求之差異，分為範圍偵測(Scoping Survey)、特性偵測、改善措施輔助偵測及最終狀態偵測等調查作業。範圍偵測之目的為驗證廠址歷史評估的調查結果，並對廠內各區域進行初步的輻射與污染分級，做為放射性廢棄物的初步盤點和人員劑量評估的參考；特性偵測目的為提供受影響區詳細的污染程度(核種、活度、輻射強度等)與範圍，並提供最終狀態偵測的點數規劃資訊。最終狀態偵測目的為完成各項改善措施後，確認廠址是否符合外釋標準。
3. 參考 MARSSIM 手冊之定義，第 2 級及第 3 級區域定義如下：
第 2 級之定義：現在或是曾經列於優先改善的地區，具有放射污染潛力(依廠址操作歷史紀錄)或者已知有污染(依先前的放射性輻射偵檢結果)但並未超過 DCGL_w 值。 第 3 級之定義：依據廠址操作歷史與先前的放射性輻射偵檢結果，不預期含有任何殘餘放射活性，或者殘餘放射活性遠低於 DCGL_w 值的地區。
第 2 級區域經特性偵檢與上述定義的判定後，污染值理論上小於 DCGL 值，因此無須其他改善措施，最後再經由最終狀態偵測，確認其符合土地外釋標準(0.25 mSv/a)。
4. 參考本章(二)1(3)：「移除表面污染後的剩餘結構經放射性比活度取樣分析，分析結果需低於所推導之 DCGL 值；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，其在地表下 1m 以上之結構將予以拆除，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；結構物將進行鑽孔以利未來回填後之排水。」及本章(二)1(4)：「拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填，回填後表面上保留 1m 之空間以無污染之覆土回填至地表。」回填覆土前先確認 1m 以下之結構物表層低於 DCGL，並確認回填物符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之規定即可符合外釋標準。
5. 目前圖 17-2 為處理流程之示意圖，詳細分級流程圖圖 17-3，判斷情節已使用菱形圖表示。

6. 畫底線之核種僅用來區分各欄位如國內法規、電廠取樣分析數據、低放貯存場取樣分析數據或國外參考電廠資料之表格中，有重覆出現的核種。並於表格下方加註。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	17-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S13、F03、F17	十七、三、(三)； 十七、三、(二)、2	17-7、 17-11、 17-13	結案
第 1 回合審查意見					
1. 第 17-7 頁：目前核二廠尚在運轉中，現階段僅能依據 MARSSIM 之建議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。請說明最終狀態偵測階段，於機組停止運轉多久後，可提出完整報告。 2. 請比照核一廠除役計畫，於最終輻射偵測進行前，提出 最終輻射偵測計畫 ，依據未來廠址最終狀態偵測階段之真實情況提供上述內容之詳細規劃。 3. 廠址最終輻射偵測作業計畫應於執行前提出，經本會審查通過後據以執行，請說明提出時程。 4. 背景參考地區之選擇應於 最終輻射偵測計畫 中說明。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依據本計畫第一章之規畫，核二廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，各階段工作時程規劃如圖 1-1 所示。而最終狀態偵測預計於機組永久停機後 20 年之第三階段(廠址最終狀態偵測階段)執行，並於偵測完畢後提出完整報告。各階段主要作業目標請參考本計畫第一章、二、(二)節之說明，細部時程規劃請參考本計畫第六章、一、(三)節。					



2. 感謝委員意見，將遵照辦理。
3. 依據本計畫第一章之規畫，核二廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，而最終狀態偵測預計於機組永久停機後 20 年之第三階段(廠址最終狀態偵測階段)執行，並於執行前提交最終輻射偵測計畫進行審查。
4. 參考 MARSSIM 手冊，一般會選擇與受評估的偵檢單元具有相似特性(物理、化學、地質、放射性及生物學等)之區域，做為背景參考區域，未來視永久停機後調查結果選定適當之背景參考區域，並於最終輻射偵測計畫進行說明。

第 2 回合審查意見

3. 請台電公司明確說明「廠址最終輻射偵測作業計畫」之提出時程。
- 除以上第 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

3. 依據本計畫第一章之規畫，核二廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，而最終狀態偵測預計於機組永久停機後 20 年之第三階段(廠址最終狀態偵測階段)執行，並於執行前提交最終輻射偵測計畫進行審查。本公司於進行最終狀態偵檢前一年提交最終輻射偵測計畫進行審查。參照除役計畫第 6 章之圖 6-3 廠址最終狀態偵測階段作業排程，本公司將於 131 年 1 月 1 日前提交最終輻射偵測計畫進行審查，並開始進行最終輻射偵測相關準備作業，規劃廠址最終輻射偵測之時程為民國 132 年 1 月 1 日至 133 年 12 月 31 日，未來執行時將依實

際作業進度，適當調整作業期程。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否
修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	17-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	表 17-1	17-22	結案
第 1 回合審查意見					
表 17-1 備註：「參考國內法規、電廠運轉時的低放射性廢棄物取樣分析數據、低放貯存場所貯存之低放射性廢棄物取樣分析數據及國外參考電廠資料。國外參考電廠為 Forsmark 電廠。」，請補充說明所參考的國內法規為何。另 Forsmark 電廠共有 3 部反應器機組，本表係以哪(幾)部反應器機組作為參考依據？					
第 1 回合審查意見答覆					
(1)國內參考法規為「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」。					
(2)比對機組資料後，發現 Forsmark 電廠的 1 號機(機種：BWR/功率：1010MW/商轉時間：1980)及 2 號機(機種：BWR/功率：1010MW/商轉時間：1981)的功率及商轉時間與核二廠 2 機組(機種：BWR/功率：985MW/商轉時間：1981&1983)近似，可做為參考對象。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否					
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否					
修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	17-018	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S21	十七、三、(五)；表 17-1	17-15、17-22	結案

第 1 回合審查意見

- 第 17-15 頁：偵測人員需依已核定之程序書執行廠址及結構物之取樣及包裝，並送至實驗室分析其放射性含量。表 17-1 所列出之核二廠除役後可能殘留的關注核種(包括易測與難測核種)，是否台電公司之實驗室均已建立檢測能力，請說明之。
- 請說明目前分析實驗室是否已建立對難測核種之分析能力。

第 1 回合審查意見答覆

- 有關表 17-1 所列核二廠除役後廠址內參考核種清單，說明如下：
 - 原表 17-1 所列 48 項核種清單，係參考瑞典 Forsmark 電廠(運轉中電廠，預定於 2040~2045 年除役)除役研究報告中利用程式估算而得的可能污染核種，並非核二廠確定存在的核種項目清單。
 - 經重新檢視，Forsmark 電廠為歐洲 ASEA-ATOM 設計製造的 BWR 核電廠，而本公司核二廠則係由美國 GE 公司設計製造的 BWR 電廠，兩者設計概念與反應器組件頗有不同，以 Forsmark 電廠推估的核種項目做為核二廠廠址復原階段的關注核種並不恰當，建議比照核一廠除役報告，擬參考美國 10CFR61.55 及國內法規「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」更新表 17-1，以更新後的表 17-1(如下所示)所列核種清單做為廠址復原階段的關注核種，並修訂相關內文，詳如附件 17-018-01-A。

表 17-4 核二廠除役後廠址內可能殘留之核種

核種類型(數量)	核種清單
易測核種(17)	H-3、Co-60、Cs-137、Mn-54、Cr-51、Co-57、Co-58、Fe-59、Zn-65、Zr-95、Ag-110m、Sn-113、I-123、Sb-124、Sb-125、Cs-134、Ce-144
難測核種(12)	C-14、Ni-63、Sr-90、Tc-99、I-129、Pu-241、Cm-242、Fe-55、Pu-238、Pu-239、Am-241、Cm-244

*註：難測核種為進行度量前需由化學或物理方式進行前處理的相關核種，因無法直接進行輻射量測，故稱為難測核種；而容易由一般非破壞技術量測之核種，則可稱為易測核種。

- 惟若實際除役期間輻射特性調查之所得與更新之表 17-1 中關注核種有所差異時，廠址復原階段的關注核種應參酌偵測結果予以增減。
(核一&核二 FSAR 對照結果如附件所示)

2. 針對更新之表 17-1 所列關注核種，本公司均已具有檢測能力，將來若有特定核種分析需求時，本公司將配合建立檢測分析能力。
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：三、(一)；三、(八)；四；表 17-1
第 2 回合審查意見
1. 核二廠與核一廠所產生之核種是否完全相同，關注核種比照核一廠之恰當性請進一步說明之。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 經過比對核一&核二 FSAR 結果如附件補充資料所示，沸水式電廠除役後半衰期超過一年以上的核種源項，並不因功率大小差異而有所不同。因此修訂相關內文，詳如附件 17-018-01-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：三、(一)；三、(八)；四；表 17-1
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	17-019	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12	表 17-3	17-23	結案
第 1 回合審查意見					
在表 17-3，對於輻射偵測策略之規劃，表中之第二欄數據：(掃描)其在第一級為 100%，第 2 級為 10~100% ...。建議加註說明其為「在偵檢包執行之面積比例」。					
第 1 回合審查意見答覆					
謝謝委員意見，擬加註「掃描比例係指在偵檢包執行之面積比例」，詳如附件 17-019-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：表 17-3 ；三、(五)					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	17-020	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	第十七章	17-2、17-9、17-13	結案

第 1 回合審查意見

有關圖面：

1. 第 17-2 頁：「核二廠除役再利用初步規劃，詳如圖 2-3。」，惟經查本章節無圖 2-3。若圖 2-3 為第二章的圖面，建議敘明。
2. 請提供未受影響區與受影響區的分佈繪圖，核一廠除役計畫審查案之審查意見答覆中有初步規劃繪圖，惟核二廠除役計畫未見相關圖面。
3. 請於受影響區之分佈繪圖中，標註未來限制一般民眾進入之界限，並加註關鍵群體位置，俾利評估除役廠址是否符合外釋標準。

第 1 回合審查意見答覆

- 1 感謝委員意見，擬將「核二廠除役再利用初步規劃，詳如圖 2-3。」修訂為「核二廠除役再利用初步規劃，詳如第二章圖 2-3。」，詳如附件 17-020-01-A 所示。

2.

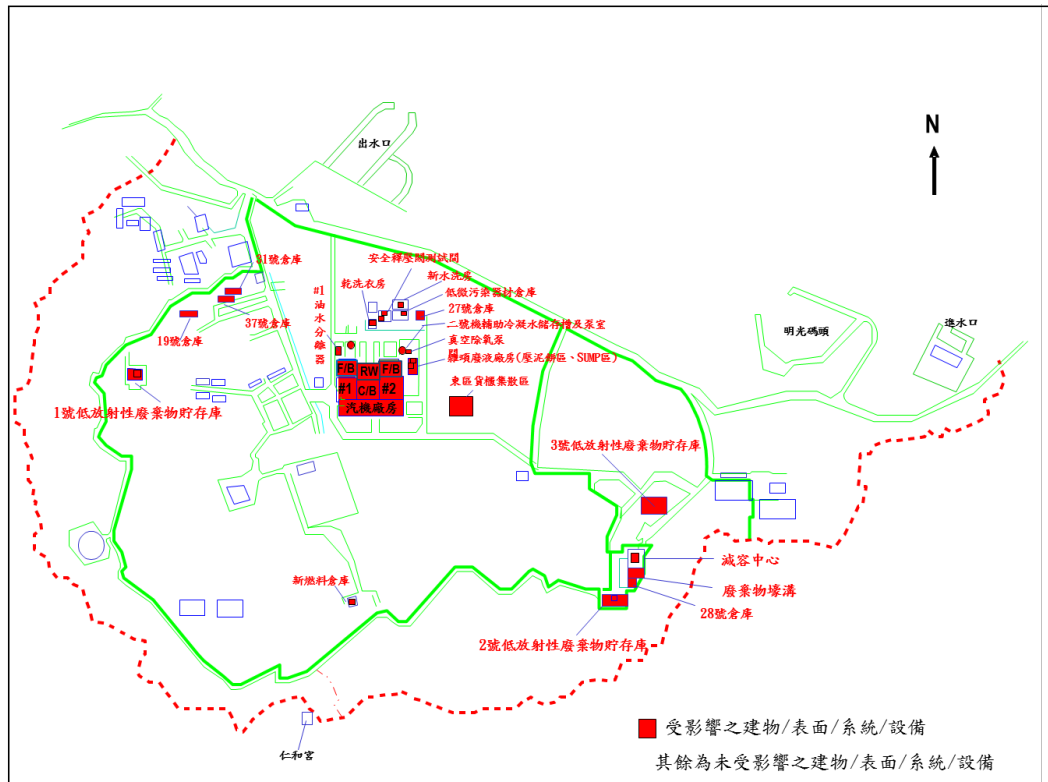


圖 3-3 廠址分區規劃：受輻射影響的結構物

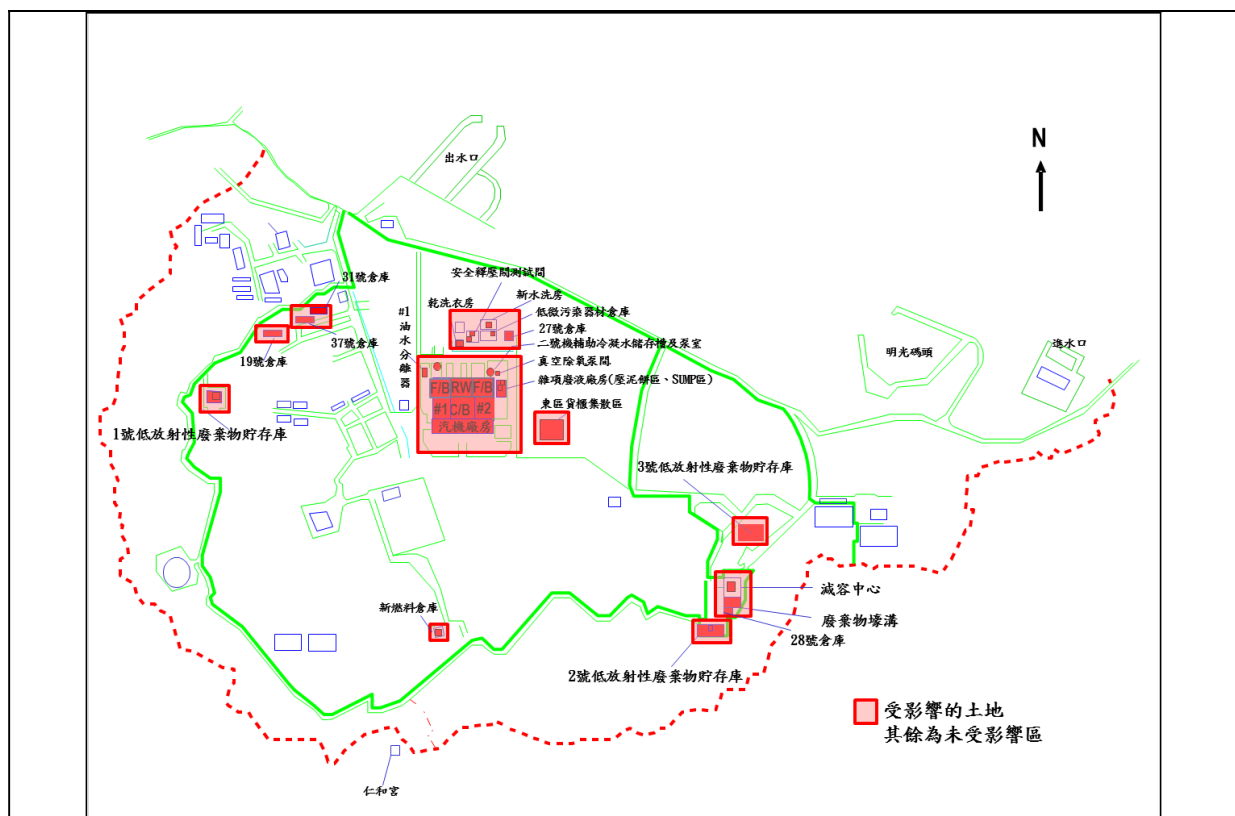


圖 3-4 廠址分區規劃：受輻射影響的環境區域

感謝委員意見，上述為受輻射影響之結構物及環境區域圖(核二除役計畫第三章圖 3-3 與圖 3-4)請委員參考。

3. 目前判定為受影響區域於完成最終狀態偵測解除管制後，即不會限制一般民眾進入；除役完成後僅保留區進行管制，限制民眾進入。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	17-021	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S12、S13、C03	第十七章	17-9、 17-13、 17-14、 17-23	結案
第 1 回合審查意見					
格式與用詞修訂：					

1. 第 17-14 頁：「參考 MARSSIM 建議…，故此處的調查分析與掃描採將較嚴格的調查基準。」，前述「故此處的調查分析與掃描採將較嚴格的調查基準。」語句似乎不順暢，請重新改寫，使其語意通順易懂。
2. 表 17-2 中所列之核二廠除役後廠址環境輻射偵測之調查基準，未定義 MDC，請補充說明 MDC 之意義。
3. 此章節未見結語，請補充。
4. 本章用詞多為「廠址」，惟第 17-9 頁及第 17-13 頁尚有「場址」出現，請統一用詞後進行修訂。

第 1 回合審查意見答覆

1. 感謝委員意見，擬將：「對於第 1 級與第 2 級區域，調查基準分別為 DCGL，對於第 3 級區域，因預期該區域內不會有高污染，故此處的調查分析與掃描採將較嚴格的調查基準。」改寫成：「對於第 1 級與第 2 級區域，調查基準分別為 DCGL，對於第 3 級區域，因預期該區域內不會有高污染，故第 3 級區域的調查基準採用 DCGL 的分率。」，該分率為 0.1~0.25(詳如表 17-2)，詳如附件 17-021-01-A 所示。
2. MDC 為 Minimal detectable concentration，其意思為偵檢儀器之最低可測濃度。
3. 感謝委員意見，結語擬修訂如下：

「四、結語

核二廠可初步分為西側的行政管理區及東側的保安管制區，行政管理區包含主要核能設施、發電廠房、2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及附屬設施等；行政管理區部分，北側包含北部展示館、模擬操作中心、員工餐廳及宿舍區等，中間有倉庫區，南側則是有行政大樓及 345 kV 與 69 kV 開關場及油槽、生水池、氣渦輪機房等，廠區面積約 220 ha，行政管理區北側之北部展示館、模擬操作中心、停車場、會議廳、宿舍區等不在本計畫之除役範圍內，未來將視需要繼續使用或轉做其他用途。

而除役範圍內之廠房及土地再利用規劃為：由原三、四號機組預定地之空地至廠區東南側之 2 號低放射性廢棄物貯存庫及減容中心用地區域，將劃為輻射設施保留區域；345 kV 及 69 kV 開關場、兩台氣渦輪機組及貯油槽也要保留，但其非為輻射設施區域，其餘區域將朝電力事業用途來做規劃；2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、減容中心及重件倉庫將予以保留，貯存及處理運轉期間與未來除役過程中產生之低放射性廢棄物。而除役期間擬新建設施之規劃說明如下：

- (1) 新建低放射性廢棄物貯存庫(含新設廢液處理設施、廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統)：
規劃在核二廠原三、四號機組預定地新建低放射性廢棄物貯存

庫，並於貯存庫內建置新設廢液處理設施及廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統；貯存庫為地下 2 層地上 4 層之建物，用於貯存低放射性廢棄物。

(2) 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)：

第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)，目前規劃位於核二廠原三、四號機組預定地東側之空地。未來第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)將容納第一期用過核子燃料乾式貯存設施與燃料池內所有用過核子燃料。(目前第一期用過核子燃料乾式貯存設施尚未施工，亦未存放用過核子燃料，未來即使順利完工啟用，亦會在第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)啟用後，將全部護箱搬移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)貯放，原土地則將轉做鋼筋混凝土塊分離場暫存區使用。)

目前因核二廠尚在運轉未永久停機，僅能參考本計畫第三章設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響，以及本計畫第四章廠址與設施之輻射特性調查及評估結果之結論，將曾經或仍進行放射性活動且受到輻射影響之建物與土地區域做初步分類。初步分類如下：

可能受輻射影響區域：

- 建物/結構：一號機、二號機反應器廠房、輔助廠房、燃料廠房、廢料廠房、控制廠房、汽機廠房、雜項廢液廠房、乾洗衣房、新水洗房、安全釋壓閥測試間、真空除氧泵間、19、27、28、31、37 號倉庫、低微污染器材倉庫、廢棄物壕溝、減容中心、1 號低放射性廢棄物貯存庫、2 號低放射性廢棄物貯存庫、3 號低放射性廢棄物貯存庫、新燃料倉庫及東區貨櫃集散區等受輻射影響建物/結構。
- 土地：上述廠房區域內的土地。

初判不受輻射影響區：

- 建物/結構：第一行政大樓、第二行政大樓、第三行政大樓、資料室、北部展示館、模擬操作中心、消防隊、修配工場、第五台柴油發電機、垃圾焚化爐舊址、重機械場、保警中隊部、海水泵室、緊急泵室、技術支援中心、輔助鍋爐廠房、公務車車庫、IPA 辦公室、員工餐廳及第一大修宿舍、第二大修宿舍、第三大修宿舍、員工活動中心、大門警衛室。
- 土地：上述建物周圍的土地。

實際受輻射影響區的分級(第 1、2、3 級)，仍須以停機後所執行的偵測結果做最後確認。故應於實際進行最終狀態偵測前，根據配合場址最終狀態及特性調查結果完成 DCGL 值推導並再確認第 1、第 2 或第 3

級之分佈。」，詳如附件 17-021-03-A 所示 4. 感謝委員意見，會進行相關修正，詳如附件 17-021-04-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： 三、(四)；四(新增結語)；三、(一)；三、(三)
第 2 回合審查意見
同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	17-022	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03、S07	第十七章		結案
第 2 回合審查意見					
美國及歐洲已有數個核能電廠完成除役，因此在最終輻射偵測技術和作法上應屬成熟，採用 MARSSIM、MARSAME 技術係理所當然，請教台電公司： (1)未來 FSS 作業係採外包嗎？目前台電對 FSS 作業之規劃為何？人員對引進技術方面和結合國內產業等之訓練(如 RESRAD 程式引進)和實務(廠址輻射特性調查工作)規劃及現況為何？ (2) FSS 作業和分析評估是否規劃辦理平行驗證？					
第 2 回合審查意見答覆					
(1)目前本公司規劃 FSS 設計及執行將採自主進行，嗣後待 FSS 計畫完成後視實際狀況進行人力及資源的調整。本公司針對除役計畫所需之訓練及實務部份，皆已進行系統性的培育甚或是出國進修考察，以期能順利完成除役工作。 (2) FSS 作業和分析評估相關程序依據本公司建立並經主管機關(原能會)核備「核能電廠除役品質保證方案」執行，內容遵照主管機關公佈之「核子反應器設施除役計畫導則」之品質保證要求，該方案逐項列明品保要旨、權責區分及各項作業要求。依據該品質保證方案的內容，訂定 FSS 作業和分析評估相關作業程序書，遵照執行，以確保除役作業之文件及資料品質。					
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 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	17-023	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	第十七章		結案
第 2 回合審查意見					
對於除役期間適用對廠外民眾劑量影響限值 0.5 mSv/y 與完成除役後對廠外民眾劑量影響限值 0.25 mSv/y，應於適當章節說明清楚。					

第 2 回合審查意見答覆
於核電廠除役期間，台電公司依據「核能電廠環境輻射劑量設計規範」之規定，廠界劑量設計限值為 0.5 毫西弗／年，而除役完成後保留區以外之解除管制區域對民眾造成之劑量影響則將符合劑量限值 0.25 毫西弗／年。擬將第一章(17-1)：「核二廠未來完成除役後，輻射劑量限值以符合「非限制性使用」之標準為目標(不含保留區)，即對一般人造成之年有效劑量不超過 0.25 mSv，並用以推算土地及建物的導出濃度指引水平(DCGL)。」修訂為：「核二廠除役期間廠界劑量設計限值為 0.5mSv/y；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。」此次答覆內容，將更新於附件 17-023-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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見 編號	17-024	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	第十七章		結案
第 2 回合審查意見					
對於除役作業能否進行，經費是否充足至關重要，請評估按除役計畫進行經費是否充足。					
第 2 回合審查意見答覆					
本公司當會編列充足之預算，以支應除役計畫各階段進行之相關費用。除役成本估算中在各項費用預估時已考慮工程準備金(約單項成本之 10%至 75%)以因應在估算時之估算不準度及工程進行中不可預見之情況下之處理成本。此外除役工程規劃將向保險公司購買營造工程財物損失險(此項費用已包含於除役成本估算中)，即將因天災、施工不慎、竊盜或火災等意外事故所造成工程本體、營建機具、設備、材料之毀損滅失之成本轉移給保險公司承擔。					
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：					
第 3 回合審查意見					
本題結案，併案至除役計畫附件「技術與管理能力及財務基礎報告」RAI 編號 A-010 審查與答覆。					

意見編號	17-025	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C03	第十七章		結案	
第 2 回合審查意見						
按除役計畫規劃拆除結構低於 DCGL 部分回填於廠區內，請說明廠內高程預計上升高度。						
第 2 回合審查意見答覆						
依照除役計畫所述，建物結構移除表面污染後的剩餘結構經放射性比活度取樣分析，分析結果需低於所推導之 DCGL 值；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，其在地表下 1 m 以上之結構將予以拆除，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；結構物將進行鑽孔以利未來回填後之排水。拆除之混凝土塊，將進行原廠址處置，建物地表 1 m 以下之空間，將以拆除下來且經放射性比活度量測後符合「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」之混凝土塊，用適當之機具破碎至一定粒徑以下進行回填，回填後表面上保留 1 m 之空間以無污染之覆土回填至地表。綜上所述，廠內高程將不會上升。						
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否						
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否						
修訂章節段落：						
第 3 回合審查意見						
同意答覆。						

意見編號	17-026	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		C03	第十七章		結案	
第 2 回合審查意見						
對於掃描輻射偵檢儀器規格，應考量使用環境級儀器，避免使用一般輻射偵檢儀器。						
第 2 回合審查意見答覆						
本公司未來對於相關掃描儀器將會考量使用環境級儀器進行。						
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 3 回合審查意見

同意答覆。

第三回合新增審查意見

意見 編號	17-027	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		C03	第十七章		結案
第 3 回合審查意見					
核子設施管制法第二十八條規定，核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，經營者應檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查。請如期提報廠址最終輻射偵測作業計畫。本項列入重要管制事項。					
第 3 回合審查意見答覆					
本公司將依據核子設施管制法第二十八條規定，在核子反應器設施除役計畫執行完成後六個月內，檢附除役後之廠址環境輻射偵測報告，報請主管機關審查，並如期提報廠址最終輻射偵測作業計畫。					
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：					
審查總結回合意見					
同意答覆。					

意見編號	17-028	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S21	第十七章	17-9、17-12	結案
第 3 回合審查意見					
1. 在除役中，對難測核種測量，是委外測量或是公司內單位自行測量。 2. 表 17-1，難測核種國內法規要求測量 22 個核種，國外參考電廠資料有 31 個核種，而放射試驗室可測量 14 個核種。若是由放射試驗室負責測量，目前一個樣品測量，須費時 7 個月，每年可處理約 40 個樣品。 3. 依目前十餘人的測量人力及偵測設備、技術，勢必難以負擔。建議應對人力問題進行規劃，和提升測量技術。					
第 3 回合審查意見答覆					
1. 本公司核能電廠除役計畫中，難測核種分析將優先由公司內的放射試驗室執行，若遇急迫性的大量分析需求，會視公司內各單位實驗室的分析容量餘裕進行調整或擴增。若仍不足以消化分析量能需求，再考慮委由國內其它實驗室，如核研所或清華大學等執行委託分析。 2. 原國外參考電廠(瑞典 Forsmark 電廠)因與核二廠的設計概念不同，已奉大會指示，實際比較核一、二廠 FSAR 報告設計排放核種射源項，並參考美國核電廠除役經驗，篩除實際拆廠階段產生的放射性廢棄物中較短半化期(小於 2 年)核種，重新修正表 17.1 關注核種清單中難測核種數目為 12 個，此與國內法規「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」要求的					

難測核種數目 14 項相同(修正後的表 17.1 只計 Pu-239 1 項, H-3 核種被歸類為易測核種, 故難測核種數目為 12 項)。由於本公司放射試驗室依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」執行放射性廢料難測核種分析已逾 20 年, 執行核二廠難測核種分析能力殆無疑義。 3. 本公司已朝難測核種分析技術提升及大會建議方向努力規劃中, 將先針對大會審核同意的除役電廠輻調計畫的實際取樣量, 規劃出難測核種分析量能需求, 若作業容量不足應付除役需求, 再依人力及分析量能不足之處, 提出具體解決方案。
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:
審查總結回合意見
同意答覆。

附件 技術管理能力與財務基礎評估報告 (已結案 17 項，共 17 項)

意見編號	A-001	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S09、S22、B01	附件	2	結案	
第 1 回合審查意見						
1. 參考國外經驗所歸納的技術管理能力中，除污作業是否僅需規劃能力而無需技術？放射性廢棄物之運作亦同，請重新檢視各項目，適當的增加技術及管理內容等內容。 2. 有關技術與管理能力部分，因除役期程長達 25 年之久，隨著除役進展相關工作人員將有所更迭，為能使除役工作順利推動及維持除役品質，台電公司應對組織人力妥善規劃，並加強內部員工之溝通。請說明人才管理、經驗傳承與回饋、及相關證照管理之作法。						
第 1 回合審查意見答覆						
1. 將依委員指正，重新檢視各項目，適當的增加技術及管理內容等內容。就應具備「技術」之項目，標題加註「技術」字眼，並於內容中加強在該技術及管理之論述，修改內容詳如附件 A-001-01-A。 2. 以下就內部員工及包商人員之管理作法，說明如下： (1) 在組織人才管理方面，本公司現正積極推動除役專業人力培育，培養相關技術種子講師，並建立除役技術資訊資料庫，確保相關技術資料都能保留及傳承；在經驗傳承與回饋方面，透過定期訓練課程、技術研討會及知識管理平台等方式進行經驗交流；在證照管理方面，由專責部門辦理相關人員之訓練課程安排及證照管理。 (2) 在包商管理方面，將依照現行承包商管理程序書制定相關管理作業規範，以保障人員設備安全，確保工程施工品質及工程管理。針對承包商的訓練方面，除提供基本的進廠訓練課程外，未來將根據工作之特殊性及專業性，於招標規範要求承包商提供人員訓練計畫或相關資格證明，並要求承包商提供相關的師資及訓練課程，或藉由技術研討會及知識管理平台等方式進行經驗交流及技術傳承(包商管理詳見本計畫第十二章 二、人員訓練方案)。						
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：二(二)2；二(二)3						
第 2 回合審查意見						
1. 該二段最後一句亦應配合修正，「除污作業技術、規劃及管理內容」，廢棄物亦同。 2. 請將答覆內容納入本評估報告之修定版。另所提答覆說明“(包商管理詳見本計畫第十二章 二、人員訓練方案)”，請摘要說明；另修訂誤繕”本計畫”。						
第 2 回合審查意見答覆						

1. 將依委員指正修訂報告，在除污作業及放射性廢棄物之段落作配合修正，修改內容詳如附件 A-001-01-B。 2. 謝謝委員指正，答覆中有關”本計畫”為誤繕，應為”本計畫”。將依委員指正，將本項之前次答覆內容納入本報告之修定版。唯意見回覆有關「包商管理」之說明已屬本計畫第十二章之摘要內容，故擬不將“(包商管理詳見本計畫第十二章 二、人員訓練方案)”之敘述納入本報告之修定版，修改內容詳如附件 A-001-02-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(二)2；二(二)3;二
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	A-002	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B12	附件	3	結案
第 1 回合審查意見					
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「核二廠於運轉期間已累積多次大修、設備保養或修改等工作之時程規劃經驗與能力，...」、「將沿用在運轉期間嚴謹之工作安全程序」等說明，惟除役作業的範圍與性質與例行大修或功率運轉仍有甚大的差異，請台電公司針對有足夠能力完成除役作業，強化相關佐證資料及說明。台電公司應借鏡國外核電廠除役之經驗以強化相關作法。					
2. 本節提及「一號機已經歷 26 完整週期，目前正進行第 27 燃料週期運轉前之機組大修...」，請澄清說明目前核二廠機組週期數及未來核二廠除役時之週期數。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 電廠於運轉期間已累積大量維修、運轉及時程規劃能力，於除役期間亦將聘請具有除役經驗之工程顧問，並結合公司內具多年核能工程規劃及設計經驗之核能技術單位，共同合作執行除役時程細部規劃，亦會參考國外核電廠除役之經驗，如:參加 EPRI、加入 OECD-NEA-CPD、與 NDA 簽訂合作備忘錄及參加除役技術交流研討會，並透過前述方式來強化本公司除役作業能力，以期能如期如質完成除役計畫。					
2. 「本公司核二廠運轉迄今(民國 107 年 11 月)，一號機已經歷 26 個完整週期，目前正進行第 27 燃料週期運轉前之機組大修，二號機已經歷 24 個完整週期，目前正進行第 25 燃料週期之運轉。」，未來核二廠除役時兩部機組均同時在 28 燃料週期運轉結束。擬修改內容如前述說明，修改結					

果如附件 A-002-02-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(二)1
第 2 回合審查意見
1. 所提答覆說明“除役期間亦將聘請具有除役經驗之工程顧問”，請說明對顧問公司之要求標準。 2. ”未來核二廠除役時兩部機組均同時在 28 燃料週期運轉結束”之論述，建議刪除。
第 2 回合審查意見答覆
1. 最近 20 年內，具備辦理由商業級核能電廠整體除役作業規劃相關經驗，例如除役工作排程、輻射偵測、廢棄物營運策略規劃、拆除規劃、統包反應器壓力槽及其內部組件切割、除汙等活動之整體規劃經驗等。實際顧問公司之要求標準將依後續除役工作需求進行修訂。 2. 前次回覆中有關”未來核二廠除役時兩部機組均同時在 28 燃料週期運轉結束”之論述係為說明未來核二廠除役時之週期數，該論述將不納入本報告之修正版。
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：
第 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	A-003	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、S09	附件	4	結案
第 1 回合審查意見					
有關「除污作業規劃能力及管理能力」：					
1. 本節所提「參考國外核電廠之除役經驗」係美國、德國、瑞典的 PWR 機組。考量不同機組型式之除污作業應有所差異，故在除污作業部分應將同類型 BWR 機組之經驗納入參考。					
2. 本節所提「相關之除污作業大致在停機 1 至 2 年後開始進行」，如爐心內仍有用過核子燃料，應提出因應措施及對相關作業規劃之影響。					
3. 除污作業除了規劃能力之外，尚有技術及管理能力，請說明台電公司在除污作業上所擁有的技術能力，又將如何管理？此段敘述請強化管理能力之說明。					
第 1 回合審查意見答覆					

1. 此處參考國外核電廠之除役經驗包括 PWR 與 BWR 機組，如：美國：Maine Yankee 核電廠(PWR，860MWe)、Conneticut Yankee 核電廠(PWR，560MWe)；德國：Wuergassen 核電廠(BWR，640MWe)；瑞典：Barsebäck 核電廠(BWR，600MWe)，故在除污作業部分已將同類型 BWR 機組之經驗納入參考。
2. 如因核二廠乾式貯存設施興建延宕，致使永久停機後爐心內之用過燃料無法退出，不會進行系統除污作業，本公司將持續推動「用過核子燃料乾貯設施」之興建。
3. 核二廠除役期間進行除污作業時，將依除役計劃第八章規劃，採用具有相當規模且發展成熟之除污技術，或我國自行開發之除污技術。核二廠除役所選擇之除污技術考量最為安全之作業方式，管理考量將依：(1) 安全性上採取之除污技術應達到大幅降低工作人員於拆除作業時之輻射曝露。(2) 效果評估上採用的除污技術應該能移除物件表面的放射性物質，有效達到除污效果。(3) 成本考量上採用的除污技術的成本原則上不應超過該廢棄物原本所須處理及處置的成本。(4) 廢棄物最少量化以避免大規模採用會產生大量二次廢棄物的除污技術，並配合適當的二次廢棄物處理區域及減容程序。(5) 技術可行性，由於除役期間可能需要處理大量的組件及結構，採用的除污技術應具有可行性。擬於內容中加強本公司在該項作業之技術與管理能力之相關論述。修改說明如附件 A-003-03-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)2

第 2 回合審查意見

1. 請再納入美國 BWR 同類型機組之經驗。
 3. 最後一句亦應配合修正，「除污作業技術、規劃及管理能力」。
- 除以上第 1 及 3 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 將依委員指正修訂報告，報告將納入美國 Big Rock Point(BWR，67MWe)、Pathfinder(Superheat BWR，66MWe)、Shoreham(BWR，809MWe)與 Vermont Yankee(BWR，620MWe)等 BWR 電廠之除役經驗，修改內容詳如附件 A-003-01-B。
3. 將依委員指正修訂報告，在除污作業之最後一句修正為「除污作業技術、規劃及管理能力」，修改內容詳如附件 A-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：二(二)2

第 3 回合審查意見

1. 附件所提「運轉以來」、「於運轉或大修期間」等敘述，為除役時之除污

作業之目的及程序與運轉或大修多有差異，請台電公司再進一步提出澄清說明。
3. 同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1. 除役與運轉期間之除污作業目的皆是以降低污染等級、減少工作人員輻射曝露及廢棄物有效減量為主。惟運轉期間，為避免組件或管線受損等因素，因此採用效果較溫和之除污技術；除役時主要係以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、運送及處置等方面進行整體規劃，並以儘量採取外釋處理，回收有用資源廢棄物，有效減少低放射性廢棄物產出等作為除污作業目標。故本公司將基於運轉期間已累積的除污技術與能力，並持續參考國外除役電廠除污經驗，考量除役作業之需求、工作環境、人員安全及現場系統狀況進行除污作業規劃，並採用最適切之除污方式以達到除污作業目標。
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：
審查總結回合意見
1. 同意答覆。

意見編號	A-004	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S11	附件	4	結案
第 1 回合審查意見					
有關「放射性廢棄物處理/運送/貯存/減量措施規劃能力及管理能力」： 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，務必如期建置乾貯設施，由爐心移出用過核子燃料，以避免核二廠除役進程的延宕。 2. 請說明低放射性廢棄物最終處置設施的進程。請說明於核二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。務必如期執行核二除役計畫。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 和地方政府與公眾溝通的成效說明如下： (1) 基於資訊公開與透明化，台電公司於 106 年成立「除役及選址溝通中心」，並逐年訂定「核一、二廠除役及乾式貯存溝通計畫」，推動除役及乾貯利害關係人溝通工作。107 年度與核一、二廠共同辦理拜會中央及地方機關、地方民代、地方農漁會、村里溝通宣導說明會…					

等，累計辦理了 393 場次，充分與地方民眾密集進行溝通。 (2) 為加強風險溝通，台電公司建置「台灣電力公司-核能後端營運專屬網站」(http://nbmi.taipower.com.tw/)，提供核電廠除役及乾式貯存相關訊息，透過資訊公開透明，化解民眾疑慮，爭取民眾之認同。 (3) 台電公司持續配合「新北市核能安全監督委員會」及地方除役監督委員會之溝通平台運作，對新北市政府及地方民眾關心事項進行說明。 (4) 經濟部於 101 年 7 月 3 日核定公告「臺東縣達仁鄉」與「金門縣烏坵鄉」為低放射性廢棄物最終處置設施之「建議候選場址」，並於該年 8 月 17 日以及 105 年 5 月 5 日 2 度函請臺東、金門縣政府接受協助辦理地方性公民投票選務工作，惟該 2 縣政府迄今尚未同意。本公司將持續與臺東、金門縣政府溝通，期能獲得地方支持，順利推動選址地方公投並完成選址作業。
2. 回覆同上
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 2 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	A-005	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B02、B07	附件	5	結案
第 1 回合審查意見					
有關「設備維護管理能力」：					
1.提及「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」。如爐心內仍有用過燃料，應提出因應措施及對相關作業規劃之影響。					
2.有關設備維護與老化管理方面，請說明貴公司所具備之技術能力。					
3.核二廠除役期間，台電公司應持續保有適當之輻射防護作業及環境輻射監測設備與技術能力，以確保一般民眾及廠界周圍環境之輻射劑量符合法規要求。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.電廠於停止運轉後，如爐心內仍有用過燃料，將採除役過渡階段維護管理方案進行相關設備維護與管理。					
(本公司預定於進入除役前建立除役過渡階段維護管理方案，該方案包含維護策略、監測及管理、老化管理(AMP)以及除役過渡階段前期檢測/測					

試計畫(PDSI/PDST)四大面向，俟該案送會審查奉核後，將依其辦理。) 2. 有關設備維護與老化管理將依除役過渡階段維護管理方案執行，該方案於維護策略面向中，將依除役期間相關程序書進行定期維護測試、預防保養、矯正措施及隔離/監測等工作，於老化管理方面，則於除役期間進行老化機制評估、適時調整監測作業週期及監測範圍等工作。 3. 核二廠除役期間，本公司會持續保有適當之輻射防護作業及環境輻射監測設備與技術能力，以確保一般民眾及廠界周圍環境之輻射劑量符合法規要求。
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 2 回合審查意見
1. 請提出各項目之規劃期程。 2. 所答覆者非貴公司具備之能力，請修正並列於報告中，請參考除污作業之方式修正。 除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 擬規劃於運轉執照屆期前一年(109 年 12 月前)提報除役過渡階段維護管理方案予主管機關審查；核二廠之老化管理相關資料業已在進行準備。 2. 於運轉期間，有關核能安全與非核能安全相關之結構、系統及機件的預防保養與維護工作皆由核二廠人員統籌與執行，並已依核能營運品質保證方案建立作業程序，包括行政管理、預防保養與偵測試驗程序書等，可作為執行設備維護與老化管理方案的執行參考。由此，核二廠人員已具備設備維護與管理之實務經驗，並於除役過渡階段前期仍可延用，提供電廠人員執行設備維護與測試作業依據，確保設施運轉安全。修改內容詳如附件 A-005-02-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(二)5
第 3 回合審查意見
1. 請說明準備作業的進度，請進一步提出與核一廠(核一廠當時已準備相關計畫)在進度上差異的澄清說明。 2. 同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1. 有鑑於核一廠維護管理方案之提報經驗，核二廠擬規劃於運轉執照屆期前一年(109 年 12 月前)提報除役過渡階段維護管理方案予主管機關審查，與核一廠在進度上差異說明如下圖，之後 PDTS/PDSAR 若有更動，將一併回饋至維護管理方案中進行修訂。

核一廠： 106/11/30 -----▼----- PDTS/PDSAR 提報 107/12/5 第1 檢溫期 107/11/30 PDTS/PDSAR(修訂)通過 107/12/5 維修方案提報 108/7/15#2 檢溫期 -----▼----- 108. 核二廠： 109/12/27 110/12/27#1 檢溫期	
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：	
審查總結回合意見	
1.同意答覆。	

意見編號	A-006	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B07、B10、B12	附件	8	結案
第 1 回合審查意見					
1.請說明「除役過渡階段前期爐心燃料無法退出至用過燃料池」對於除役成本之影響(包括不確定因素)，以及因應方案。					
2.針對用過核子燃料完全移出用過燃料池時，請詳細說明是否仍有其他相關災害應變項目？					
3.請台電公司編列足夠預算，以支應除役各階段保安設施維護更新相關費用。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.參考核一廠評估經驗，燃料在爐心內時，每年會有固定運維費用支出，將增加除役總成本，亦可能延長除役期程；本公司將持續推動「用過核子燃料乾貯設施」之興建，以期縮短可能延長之除役期程。					
2.待用過核子燃料由用過核子燃料池島區移至乾式貯存設施後，方開始進行組件、系統與結構之拆除及除污，並將拆除後之放射性廢棄物裝入低放射性廢棄物貯存容器中，運送至放射性廢棄物貯存設施，最後再進行廠區內建物拆除。此期間預期之相關災害應變項目有；除役意外事件分析應考慮到自然事件(如地震、颱風、洪水、海嘯、土石流閃電等惡劣氣象)、人為事件(如飛機撞擊、爆炸、火災、電力喪失等、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等。					

3. 保安設施維護更新為重要項目，公司當會編列足夠預算，以支應除役各階段保安設施維護更新相關費用
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 2 回合審查意見
1. 針對爐心有燃料情況所增加的除役成本是否已納入成本估算？請說明對於除役成本影響之程度。 2. 請再補充說明除役成本分析是否已包含可預期風險及不可預期風險之管理或轉移相關成本。 除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。
第 2 回合審查意見答覆
1. 爐心燃料未移出前所衍生增加的成本，大致包括爐心有燃料之需轉設備與管理費用，該費用由台電公司營運費用支付，並未納入除役成本估算中，故將不會影響到除役成本。 2. 除役成本估算中在各項費用預估時已考慮工程準備金(約單項成本之 10% 至 75%)以因應在估算時之估算不準度及工程進行中不可預見之情況下之處理成本。此外除役工程規劃將向保險公司購買營造工程財物損失險(此項費用已包含於除役成本估算中)，即將因天災、施工不慎、竊盜或火災等意外事故所造成工程本體、營建機具、設備、材料之毀損滅失之成本轉移給保險公司承擔。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
1. 由於爐心燃料未移出前衍生增加的成本，台電公司雖不納入除役成本，仍請進一步提出相關成本的澄清說明。 2. 同意答覆。
第 3 回合審查意見答覆
1. 爐心燃料未移出前所衍生增加的成本，大致包括爐心有燃料之需轉設備與管理費用，該費用由台電公司營運費用支付，若未來要納入除役成本中，則將重新估算除役成本並進行更新。
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：
審查總結回合意見
1. 同意答覆。

意 見	A-007	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態

編號		S09、E01、B01、 B07	附件	9、10	結案

第 1 回合審查意見

1. 請列出後端基金重大用途之預估經費，另經檢視後端基金 107 年 12 月會計報表，其長期貸款金額佔基金餘額近 50%，若該基金長期貸款無法配合除役經費所需時程收回，致核二廠除役經費短缺，請問台電公司如何因應？有無任何財務保證方法？
2. 有關核二廠除役作業，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 1 回合審查意見答覆

1. 後端基金重大用途之預估經費，詳如下表：

項 目	費 用(億元)	百分比
低放最終處置	376	11.2%
電廠除役	675	20.0%
蘭嶼檢整及蘭嶼減容除役	11	0.3%
高放中期貯存	390	12.0%
高放最終處置	1,382	41.2%
廢棄物運輸	238	7.0%
地方回饋	281	8.3%
總費用	3,353	100.0%

附註：本表出自民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告。台電公司已於 107 年重新估算後端基金費用(含核二廠除役經費)，估算詳細內容已送後端基金管理委員會審核中。

有關長期貸款部份，基金在貸予本公司時皆有規定可隨時要求停止貸款償還本息，故並無除役經費會因貸款期限未至而有短缺問題。

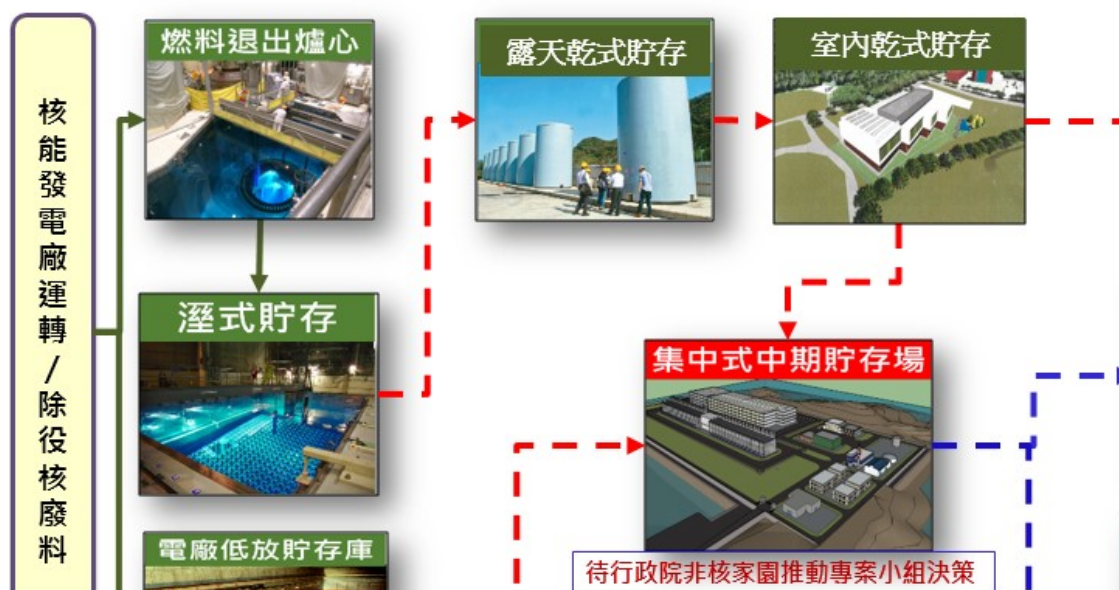
2. 與利害關係人溝通作業的辦理情形

- (1) 基於資訊公開與透明化，台電公司於 106 年成立「除役及選址溝通中心」，並逐年訂定「核一、二廠除役及乾式貯存溝通計畫」，推動除役及乾貯利害關係人溝通工作。107 年度與核一、二廠共同辦理拜會中央及地方機關、地方民代、地方農漁會、村里溝通宣導說明會…等，累計辦理了 393 場次，充分與地方民眾密集進行溝通。
- (2) 為加強風險溝通，台電公司建置「台灣電力公司-核能後端營運專屬網站」(<http://nbmi.taipower.com.tw/>)，提供核電廠除役及乾式貯存相關訊息，透過資訊公開透明，化解民眾疑慮，爭取民眾之認同。
- (3) 台電公司持續配合「新北市核能安全監督委員會」及地方除役監督委員會之溝通平台運作，對新北市政府及地方民眾關心事項進行說明。

台電公司利害關係人溝通作業的經費係來自核能發電後端營運基金。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否					
本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否					
修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
1. 該表請列入報告中，未來若資料有所更新亦請同步更新。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。					
第 2 回合審查意見答覆					
1. 依委員意見辦理，將該表列入報告中，若資料後續有所變更時，亦將更新於報告中，修改內容詳如附件 A-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：三					
第 3 回合審查意見					
同意答覆。					

意見編號	A-008	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S22	附件	11	結案
第 1 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 36 年，而核二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無法如期完成除役。針對此情況及因此而增加的費用，請問是否有因應備案？					
2.另外，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，亦可能無法如期完成除役作業，針對此情況及因此而增加的費用，請問是否有備案因應？					
第 1 回合審查意見答覆					

感謝委員提醒，若有上述情事發生，目前規劃之應變方案為採用集中式中期貯存場因應(參見下圖)。



1. 由於我國目前尚未備妥用過核子燃料最終處置場或集中貯存場，因此，核二廠除役計畫內必須增設中期乾式貯存設施，才能將燃料廠房內的用過核子燃料移出，接續完成所有廠房的拆除，待未來最終處置場完成後，會將用過核子燃料移往處置。
2. 至於低放射性廢棄物，我國亦尚未備妥低放射性廢棄物最終處置場或集中貯存場，因此將於廠內新建一座低放射性廢棄物貯存庫，供拆除與處理後的除役低放射性廢棄物中期貯存使用，待未來低放射性廢棄物最終處置場完成設置後，會將這些除役低放射性廢棄物移往處置。

針對此情況而增加的費用，將依據經濟部所頒布之核能發電後端營運基金費用收取辦法第三條規定；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。故未來若有新增加的費用，將會於重估時納入編列。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	A-009	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、E01、E02	附件	11、12	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 11 頁，所提報核二廠的除役預估經費為新台幣 242 億元，此為民國 97 年的估算結果。然而 97 年 CPI 指數為 93.74，107 年 CPI 指數為 101.98，業已成長 8.8%。核能後端營運費用提撥方式雖於 106 年改採於 114 年前每年分攤固定金額提撥，惟除役期程長達 25 年，故請提供以 107 年幣值換算之核二廠除役成本金額，並請說明提撥金額是否考量 CPI 指數因素？如何因應物價上漲致除役成本增加？以符合“每五年或技術發展、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”的精神，並請同時更新第 12 頁表 1 所列國際間核能電廠除役費用的比較至民國 107 年。
2. 用過核子燃料乾式貯存設施及最終處置設施於 2025 年後皆還需營運及興建，後端營運基金於 2025 年前採每年平均固定金額提撥，之後是每五年或有需要時重新估算嗎？如是，請於此段說明清楚。

第 1 回合審查意見答覆

1.
 - (1) 在評估後端總費用時，已依物價上漲率 2.5% 及折現率 3.4% 將未來經濟與物價變動情形納入考量。
 - (2) 目前核二廠除役預估費用為參考民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告，公司已於 107 年重新估算後端基金費用(含核二廠除役經費)，俟其奉後端基金委員會核定後再行修定於本報告中。
2. 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。

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否

本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否

修訂章節段落：

第 2 回合審查意見

2. 所答覆者仍請列於報告中。

除以上第 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

2. 依委員意見辦理，將答覆相關內容列於報告中，修改內容詳如附件 A-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：三

第 3 回合審查意見

同意答覆。

意見編號	A-010	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、S11、B10、B01	附件	11、12	結案
第 1 回合審查意見					
1. 請說明核二廠 2 部機除役經費新台幣 242 億元是如何估算而得？請說明前述總成本所涵蓋的除役作業工作項目，例如：人事費、拆除費用、管理費、高低放射性廢棄物處理費用等，此外須說明其預估項目與第 9 頁~第 10 頁「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是否一致。 2. 第 12 頁，表 1 所列美國核能電廠的除役經費有包括低放射性廢棄物最終處置經費。雖然除役經費依存於國情、法規、最終狀態及廢棄物最終處置。然而，各國的核電廠除役經費估算仍有重要參考價值，尤其是法定最低除役基金。請根據美國聯邦法規 10CFR50.75(c)的最低除役經費公式，估算核二廠所需的除役經費(民國 107 年的幣值)當作參考，並確保核能後端營運基金明確保留該經費。					
第 1 回合審查意見答覆					
1. 依據本公司於民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告，核二廠每一部機組之除役拆廠之總成本如下：					
		項目	核二廠每部機組 (單位：仟元臺幣)		
		人事費用-停機過渡階段	1,465,000		
		人事費用-除役執行階段	2,426,000		
		人事費用-除役完成及除役後復原階段	90,000		
		除污、拆除及封裝費用	4,029,000		
		無污染建築物拆除及廠區復原作業費用	1,227,000		
		環境偵測費用	572,000		
		耗用能源	305,000		
		雜項工具費用	337,000		
		行政規費	72,000		
		小計(單一機組費用)	10,523,000		
		兩部機組金額(單一機組費用 x2)	21,046,000		

兩部機組總計(含準備金 15%)	24,202,900
其預估項目與「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。 補充說明：核二廠 2 部機除役經費新台幣 242 億元之「除污、拆除及封裝費用 4,029,000 千元」並不包括用過燃料核子燃料及放射性廢棄物廠內包裝、運輸及廠內暫存衍生之費用 (1)除役經費中之除污、拆除及封裝費用係指： A. 機組廠房設備拆除-輻射污染清除、拆除後裝桶貯存與減容處理 B. 用過核燃料短期廠內乾貯(水泥護箱) (2)除以上外之核廢料處理處置包括：低放(廢料桶)最終處置、高放(用過核燃料)最終處置、集中式中期貯存設施等，其費用含括於後端基金之<u>高放中期貯存</u>、<u>低放最終處置</u>、<u>廢棄物運輸</u>之項目中。 (後端基金項目係依據本公司民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告)	
2. 10CFR50.75(c)規定電廠準備之除役其最低限值(MFA，百萬美元，January 1986dollars)之計算公式為 $MFA = (104 + 0.009 P)$，核二廠之額定熱功率 $P=3001MWt$，$MFA=104+0.009*3001=131.009$ 百萬美元(一部機)此為 1986 年幣值，再依物調公式 $ESC(current\ year) = (0.65L + 0.13E + 0.22B)$，依 NUREG-1307 rev17 內容 $ESC=0.65*2.735+0.13*2.34+0.22*13.422=5.03479$，則核二廠兩部機組最低限值=$2*131.009*5.03479=1319.21$ 百萬美元，<u>相當於台幣 396 億元</u>。由於美國除役基金使用範圍包括低放射性廢棄物之最終處置費用，故其金額較國內估計高。	
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：	
第 2 回合審查意見	
1. 所答覆者仍請列於報告中。 除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。	
第 2 回合審查意見答覆	
1. 依委員意見辦理，將答覆相關內容列於報告中，修改內容詳如附件 A-010-01-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：三	
第 3 回合審查意見	
同意答覆。	

意見 編號	A-011	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S09、B01、B12	附件	11	結案

第 1 回合審查意見

1. 第 11 頁，提及三座核能電廠除役部分約需 675 億，如何估算而得？三個電廠各需多少？
2. 經查核一廠 2 部機組除役預估經費，相較 OECD 報告估算略高 6 億新臺幣；而核二廠除役預估經費，相較 OECD 報告估算卻短少 40.81 億新臺幣，佔全部經費約 2 成，請澄清說明其合理性。
3. 第 12 頁，表一所列 OECD 及 Vermont Yankee 資料，並非相近似，尤其後者換算後為 303.24 億元，約占三座電廠除役費用 675 億元的 45%。此外，表 1 有關國際間核電廠除役費用比較，其中 Vermont Yankee 電廠應為 1 部機組，請修正；另建議該機組資料來源應引用 PSDAR 數據並更新表列除役費用。

第 1 回合審查意見答覆

1. 關於三座核能電廠除役費用估算方式說明如下：
 - (1) 依據本公司於民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告，進行核一廠除役費估算時，係參考 TLG Services 公司的一份除役報告"Decommissioning Cost Analysis for the Vermont Yankee Nuclear Power Station", (2007)，將其報告中之除役金額(如:除污拆除費用、設備及其他費用、環境偵測項目等)作為估算基礎，並依我國人事成本及台電薪資所得進行計算；有關核二廠相關費用，則依循總體調整係數(OSF)，也以 Vermont Yankee 作為核二廠的費用估算基礎。
 - (2) 有關核三廠的除役金額，則以 FPL 公司"Florida Power & Light Company：2005 Decommissioning Study-St. Lucie Nuclear Units"除役報告，利用總體調整係數(OSF)，以此作電廠作為費用估算基礎。
 - (3) 有關各電廠費用估算如下：

單位:台幣仟元	核一廠	核二廠	核三廠
兩部機組除役費用(含準備金 15%)	18,204,500	24,202,900	25,060,800
合計	67,468,200		

2. OECD 報告係收集多個電廠之資料，統計出每 KWe 之除役費用，而核二廠之除役費用估算係依據各項除役費用及本國人事成本進行估算，OECD 估算之數據僅作參考之用。
3. 感謝委員提醒，Vermont Yankee 電廠應為 1 部機組；參考 2017 年該機組 PSDAR 數據，其除役費用為 842,144,000 美元(2016 幣值)，經換算後約為 269 億台幣，以同功率進行換算後約為 443 億元；OECD 及 Vermont Yankee 電廠估算之除役費用係為參考資料，核一、二、三廠進行除役費用估算時係依據各項除役費用及本國人事成本進行估算，故估算結果有所不同。擬於本表中修正 Vermont Yankee 電廠為 1 部機組，並引用 PSDAR 數據為該機組之資料來源。修改內容如下表，修改結果如附件 A-011-03-A。

表 1 核二廠與國際間核能電廠除役費用比較

國家	型式/發電量 MWe	預估除役費用 /幣值 年	資料來源
Vermont Yankee 電廠(21 部機)	BWR/ 620 MWe	~~新臺幣 184.32 億/2002 年~~ ~~依發電量比例換算為~~ ~~1020MWe 時，則為~~ ~~303.24 億~~ 除役費用為 842,144,000 美元(2016 幣值)，經換 算後約為 269 億台幣， 以同功率進行換算後約 為 443 億元	~~Site Specific~~ ~~Decommissioning~~ ~~Cost Estimate for the~~ ~~Vermont Yankee~~ ~~Nuclear Power~~ ~~Station, TLG~~ ~~Services Inc.,~~ ~~December 2012~~ <u>Vermont Yankee</u> <u>Nuclear Power</u> <u>Station</u> <u>Revised Post</u> <u>Shutdown</u> <u>Decommissioning</u> <u>Activities Report</u> <u>(Revised PSDAR</u> <u>2017)</u>

本項答復說明是否申請結案？☒是，☐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；表 1 核二廠與國際間核能電廠除役費用比較

第 2 回合審查意見

1. 所答覆者仍請列於報告中。

2. 請此補充說明成本差異分析比對，揭示各個成本項目的差異，並敘明單位成本升降的具體原因。

除以上第 1 及 2 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 依委員意見辦理，將答覆有關核二廠之內容列於報告中，修改結果如附件 A-011-01-B。

2.

(1) OECD 報告係收集多個電廠之資料，主要以發電量作為除役費用估算參數去統計出每 KWe 之除役費用(例:420 美元/KWe)，其並未考量除役項目成本差異比較，故 OECD 估算之數據僅能作參考之用。

(2) 本公司核電廠之除役費用估算係依據各項除役費用進行估算，由於核二廠機組總裝置容量較核一廠大，故在各項費用(如：人事、除污、拆除、封裝、無污染建築物拆除、廠區復原作業、環境偵測、耗用能源等)也較核一廠為高，但前述項目費用之增加並非依裝置容量呈現固定比率之線性成長，且有可能因裝置容量較大而有費用單價較低之情形。以上情形可能導致核二廠估算之成本較採 OECD 報告估算方式之

結果少估(40.81 億新臺幣)。
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 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 3 回合審查意見
同意答覆。

意見編號	A-012	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S22、B10	附件	11	結案
第 1 回合審查意見					
有關財務基礎評估，核二廠初估除役拆廠總成本，2 部機合計約為新台幣 210 億元，加上準備金(15%)32 億元後，約為新台幣 242 億元。經查核一廠除役計畫全程費用估計為新臺幣 182 億 450 萬元（97 年幣值），換算成 104 年現值為新臺幣 185 億 1,421 萬元。請問： 1.為何核一廠除役費用可精算(以萬元為單位)而核二廠卻只粗估(以億元為單位)？核一廠可估算至 104 年幣值，而較晚提出報告的核二廠卻仍以 97 年幣值進行估算？為何不取一段時間的平均幣值進行估算？ 2.請問核二廠是否已充分考量 25 年期間年平均利率、物價上漲率或工資上漲率的影響？ 3.請問 242 億元是否包括與當地地方政府與利害關係人的溝通經費？ 4.請問 32 億元準備金是如何規劃使用？					
第 1 回合審查意見答覆					
1. (1)核二廠撰寫報告時僅列出大略金額，詳細估算金額已列於本公司民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告中。 (2)採計 97 年幣值之說明如下： A. 核二廠除役拆廠加計準備金(15%)後約為新台幣 242 億元，係依本公司於民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告，該報告係以民國 97 年之幣值基礎做估算。核一廠估算至 104 年幣值仍係以報告中 97 年幣值估算之除役費用金額為基礎加以換算為 104 年幣值。核二廠部分考量因 107 年重新估算案已近核定，故暫未再做換算。若以 97 年估算費用為基礎換算成 106 年幣值，則約為新臺幣 247 億元。 B. 依「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，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。據此，台電公司已於 107 年重新估算後端基金費用(含核二廠除役經費)並送主管機關審查中。

C. 107 年所重估之核二廠除役費用已較 99 年初估值具差異性，考量將該值換算為較近期幣值之參考性亦將有限，故建議俟新版奉核後再行修定於本報告中。

(3)有關未採一段時間之平均幣值進行估算之說明如下：

核二廠除役計畫全程費用估算採用折現率、通貨膨脹率及匯率三率計算方式，係依奉經濟部核定之「核能後端營運總費用估算與每度核能發電分攤率計算」期末報告。若採用一段時間的平均幣值進行估算，恐對於未來經濟環境走勢的捕捉較為不足，無法確實掌握未來經濟參數的變化趨勢，故不建議採用。

2. 在評估後端總費用時，已依物價上漲率 2.5%及折現率 3.4%將未來經濟與物價變動情形納入考量。
3. 台電公司利害關係人溝通作業的經費係來自後端基金中之地方回饋項目中，並不包含於電廠除役項目中。
4. 本項準備金係依行政院公共工程委員會規定編列，主要係作為重大公共建設工程自規劃、設計至施工完竣，工程經費可能產生之非預期支出用。

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 2 回合審查意見

1. 經濟部核定 107 年重新估算除役費用後，台電應儘速修正除役計畫經費，換算成最新的幣值。待明年確認是否有最新核定之財務估算報告後，本項意見再確認是否同意結案。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 依委員意見辦理，待新版奉核後即修訂於本報告中。

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 (後續修訂)

修訂章節段落：

第 3 回合審查意見

有關除役成本估算的後續修訂，納入核二廠除役年報及除役計畫修訂版進行後續管制追蹤。有關最新除役成本估算之定期/不定期更新，應每年與核二廠除役年度執行報告及除役計畫修正版提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。

第 3 回合審查意見答覆

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
同意答覆。

意見 編號	A-013	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		S22	附件	11	結案
第 1 回合審查意見					
地球暖化日益嚴重，核二廠除役計畫實施期程 25 年，除役期間若有重大天災(如海嘯、地震、暴雨等)，可能對除役的設施、設備及作業現場造成損失，請問國際核能先進國家是否有除役設施實施天災保險的案例？若無，請評估天災保險的必要性及可行性。					
第 1 回合審查意見答覆					
除役拆廠與大修或建造工程的保險性質類似，整個除役工程計畫將會統一向保險公司購買營造工程財物損失險，其保險範圍包括火災、淹水、地震、海嘯等天災所造成之毀損滅失，需修復或重置之費用，除不保項目(如戰爭、罷工、政府、放射性污染等)，及自付額外，均由保險公司負賠償責任。					
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否 本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：					
第 2 回合審查意見					
同意答覆。					

意見 編號	A-014	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02	附件	11	結案
第 1 回合審查意見					
台電公司依據「原能會核二廠除役計畫先期整備作業第 5 次專案查訪報告建議事項辦理情形彙總表」，在除役計畫第一章已依答覆說明「已將美國 NRC 有關除役成本估算之法規如：10 CFR 50.75、RG 1.159、NUREG-1577、RG 1.202、NUREG-1713 等納入本報告參考文獻，並將再補充相關要求於報告中」將上述參考文件列入。本章僅提出核二廠除役之總成本，惟並不能確認台電					

公司在核二廠除役計畫之成本估算作法與實務，與美國業界除役之作法(例如，但不限於 ML14269A034，ML14365A067 等報告)相符合，請檢送貴公司核二廠除役成本估算佐證資料，爾後並視需要或定期更新。

第 1 回合審查意見答覆

依據本公司於民國 99 年「核能發電後端營運總費用與每度核能發電分攤率計算」報告，核二廠除役計畫全程所發生之相關費用(包括規劃、除污、拆除、廢棄物處理、環境偵測、土地復原及技術顧問服務費用)約為新臺幣 242 億元，核二廠每一部機組之除役拆廠之總成本項目如下：

項目	核二廠每部機組 (單位: 仟元臺幣)
人事費用-停機過渡階段	1,465,000
人事費用-除役執行階段	2,426,000
人事費用-除役完成及除役後復原階段	90,000
除污、拆除及封裝費用	4,029,000
無污染建築物拆除及廠區復原作業費用	1,227,000
環境偵測費用	572,000
耗用能源	305,000
雜項工具費用	337,000
行政規費	72,000
小計(單一機組費用)	10,523,000
兩部機組金額(單一機組費用 x2)	21,046,000
兩部機組總計(含準備金 15%)	24,202,900

爾後會視需要進行檢視及修訂相關資料，並依核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法(第 12 條)，每年提出本計畫之修正版，報請主管機關審核。

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 2 回合審查意見

除役成本估算之更新，請彙整提出美國法規(如 RG1.185)要求，並敘述貴公司之規劃做法，以及與美國法規要求相同部分及相異部分。

第 2 回合審查意見答覆

關於除役成本估算之更新，說明如下：

(1)美國法規對於除役成本估算更新之要求：

I. 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。 II. 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。 (2)我國除役成本估算更新之精神與美國法規要求在原則上大致相同： I. 依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」，至民國 114 年為止，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。 II. 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。 透過上述方式，將可適時檢視、評估及調整所需經費，以充實核能發電後端營運基金之財務基礎，確保本計畫執行期間所需之各項費用財務無虞。
本項答復說明是否申請結案？☒是，☐否 本項答復說明是否須修訂報告內容？☐是，☒否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
1.RG 1.159 所提 5 年係指在預定永久停止運轉前，永久停止運轉後應每年更新並每 2 年(特定情況視需要每年)提交更新結果；並且在永久停止運轉後 2 年內應提交除役成本估算。除役成本估算更新與基金不應混為一談。RG 1.185 所提有明確變動之基準應提出說明及因應做法。 2.有關最新除役成本估算之定期/不定期更新，應每年與核二廠除役年度執行報告及除役計畫修正版提報主管機關審核。本項列入重要管制事項。
第 3 回合審查意見答覆
1.於電廠除役期間，本公司每年將依核定之除役計畫，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。 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
同意答覆。

意見編號	A-015	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B01、B02、B12	附件	13	結案

第 1 回合審查意見

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『現已於「第二核能發電廠除役計畫」中規劃除役各階段之目標及時程，並以甘特(Gantt)圖呈現各階段之拆除程序及預計完成時間』，惟請於第 13 頁本文中標註核二廠除役各階段之目標及時程甘特(Gantt)圖頁碼；此外核二廠所提甘特圖之詳細程度與國外核電廠除役之實務仍有差距，請參考國外核電廠除役作業實例提出。
2. 鑒於國外核電廠除役策略採取方式不一，如全廠委外拆除、電廠員工和協力商共同拆除等，請於本節說明台電公司執行核二廠除役拆廠策略和顧問公司的角色。

第 1 回合審查意見答覆

1.
 - (1) 將依委員建議，於文中標註核二廠除役各階段之目標出處及時程甘特圖(Gantt)圖號，擬修改內容如下「本公司已於核二廠除役計畫初步完成規劃核二廠除役各階段之目標(參閱本計畫第一章、二、(二)節)及時程圖(圖 6-1~圖 6-4)」，修改結果如附件 A-015-01-A。
 - (2) 另本公司提出之核二廠除役各階段之目標及時程甘特(Gantt)圖係參考國外除役作業經驗及本公司核二廠除役計畫及除役作業需求提出之初步規劃結果，未來將依除役進程進行相關作業之細部規劃。
2. 本公司執行核二廠除役拆廠時大部份工作由電廠進行主導，少部分特殊工作(如：反應器爐體切割、反應器內部組件切割)則委外處理。顧問公司的角色係協助本公司進行除役相關作業之細部規劃(如：作業排程規劃、整體拆解工程規劃)或提供相關作業規範參考，為除役計畫提供相關技術服務資源。擬於本增加前述說明，修改結果如附件 A-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：四

第 2 回合審查意見

1. 所提答覆說明“未來將依除役進程進行相關作業之細部規劃”，請說明細部規劃是否由顧問公司承包？另請台電公司補充說明將於何時提出細部規劃並據以更新相關財務估算。

除以上第 1 小題意見外，其餘項目均同意答覆。

第 2 回合審查意見答覆

1. 有關除役作業細部規劃相關說明如下：
 - (1) 有關除役相關工作之作業規劃，將由核二廠進行擬訂與統籌，顧問公司之角色係提供評估、建議及諮詢等服務。

(2)圖 6-1~6-4 除役各階段作業排程係為目前規劃之核二廠除役兩部機需執行之作業事項及期程，後續實際進行除役作業時，將再配合拆除機具、作業安排等因素，適時調整兩部機執行作業期程，以避免相互干擾。未來進入除役階段後將再發展更詳細之工作分解架構(WBS)，以便進行除役作業排程管控。 (3)配合前述發展出更詳細之 WBS，相關除役工作成本即可納入成本估算，以使 WBS 與除役成本估算更具一致性。
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 3 回合審查意見
參考美國電廠作法，詳細 WBS 應與除役成本估算有一致性。
第 3 回合審查意見答覆
未來進入除役階段後將會發展出更為詳細之工作分解架構(WBS)，配合前述詳細之 WBS，相關除役工作成本即可納入成本估算，以使 WBS 與除役成本估算更具一致性。
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：
審查總結回合意見
同意答覆。

意見編號	A-016	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態
		B02、B12	附件	6、7	結案
第 1 回合審查意見					
1.第 6 頁文中提及「除平日運轉維保養等工作之安全管理實務」。有漏字，請改正。					
2.第 7 頁，有關人力規劃及管理能力論述第 5 行標點符號有誤，請修正。					
第 1 回合審查意見答覆					
1.感謝委員提醒，擬修改內容如下：「除平日運轉維 <u>護</u> 保養等工作之安全管理實務經驗」，修改結果如附件 A-016-01-A。					
2.感謝委員提醒，擬修改內容如下：「各階段之人力需求， <u>逐</u> 步進行檢討」，修改結果如附件 A-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(二)8；二(二)9

第 2 回合審查意見

同意答覆。

第二回合新增審查意見

意見編號	A-017	審查人員代碼	章節	頁碼	狀態	
		S07、B07	附件		結案	
第 2 回合審查意見						
1. 除役作業之經費和所採行技術與專案管理方式息息相關，目前所估兩部機除役經費係採何種專案管理方式所預估的？統包亦或台電經營及顧問包？又所估顧問包費用是以國內包或國際包估計除役經費？ 2. 目前所估除役經費是否包括配合政府建立核能後端自主產業技術所需費用？除役期間長達 25 年是否每 5 年或有經費不足時採滾動式更新經費概估並向管制機關報告？ 3. 請問台電公司在除役過程中如何避免發生除役經費遭不當挪用？						
第 2 回合審查意見答覆						
1. (1) 核二廠目前所估兩部機除役經費係採台電經營及顧問包之專案管理方式所預估的。 (2) 核二廠目前所估兩部機除役經費係採台電經營及顧問包之專案管理方式所預估。除役經費之顧問包費用預估並未涉及國內包或國際包，未來亦將依據「政府採購法」採公開招標方式辦理，以提供國內外廠商共同參與，惟招標底價會同時參考當時國內外相關產業之合理價格進行編列。 2. (1) 目前所估除役經費並無包括配合政府建立核能後端自主產業技術所需費用。 (2) 依據「核能發電後端營運基金費用收取辦法」，至民國 114 年為止，核能發電後端營運費用收取之計算，由後端處理與處置機構每隔五年或有重大情事變更時進行重估並提報經濟部核定之。關於民國 114 年之後的核能發電後端營運費用重估及提報方式，本公司將依中央主管機關所訂之辦法辦理。 3. 在除役過程中，透過以下方式將可避免發生除役經費遭不當挪用： (1) 後端基金由核能後端營運基金管理會負責監督、管理與保管基金。該會之任務主要為後端基金收支、保管及運用之審議；後端基金年度預算、決算之審議以及後端基金運用情形之考核。 (2) 後端基金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。 (3) 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。						
本項答復說明是否申請結案？ ☒ 是， ☐ 否						

本項答復說明是否須修訂報告內容？ ☐ 是， ☒ 否 修訂章節段落：
第 3 回合審查意見
同意答覆。