

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一廠除役過渡階段前期控制棒 驅動系統隔離停用安全評估報告 (Rev.1)

行政院原子能會委員會

中華民國 109 年 8月

摘 要

原能會(以下簡稱本會)於108年3月19日接獲台電公司提出「GEH針對核一廠除役過渡階段前期CRD系統隔離停用之全面完整性評估報告(Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report-CRD Safety Evaluation)第一版」(以下簡稱「核一廠除役過渡階段前期控制棒驅動系統隔離停用安全評估報告」)，本案為台電公司依照本會107年11月30日審定之「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)與技術規範(Pre-Defueled Technical Specification, PDTS)修改案」審結意見辦理，要求台電公司就核一廠除役過渡階段前期規劃將控制棒全入，並停用控制棒相關系統之作法，應參考國外除役電廠經驗，並請廠家進行安全評估，依相關結果與建議事項進行檢討修訂，以確認核一廠控制棒驅動系統(Control Rod Drive, CRD)隔離停用之處置與因應措施之可行性。

依據前述本會審查意見，台電公司委請核一廠控制棒驅動系統原設計廠家美國奇異公司(GE-Hitachi Nuclear Energy簡稱GEH)，就原系統設備組件之隔離停用範圍進行評估，並依除役現況需求進行檢討修訂後，提出本案安全評估報告，其主要章節內容分為簡介、電廠狀況敘述、CRD系統組件設計應用、CRD系統組件潛在劣化機制、潛在安全顧慮評估、10CFR50.59評估、建議事項，以及定義與參考文獻等共9章。本報告主要就本會審查台電公司核一廠CRD系統隔離停用安全評估報告之過程及結果進行說明。

針對台電公司所提隔離停用申請案，本會首先進行第一階段程序審查，針對送審廠家安全評估報告之完整性提出程序審查意見，要求台電公司補充說明對於本案廠家評估報告之品保作業，以及業主審查

之相關品保作業紀錄。經台電公司程序審查意見之答覆與補充品保文件，確認送審文件之完整性符合要求後，即進入第二階段之實質審查。實質審查作業，由會外4位學者專家與本會相關局處同仁組成專案審查小組共同執行，針對除役停機過渡階段前期CRD系統隔離停用安全的各個面向進行嚴格審查，確認控制棒本領及爐心次臨界狀態可持續維持，以及反應爐冷卻水邊界完整性，並可符合除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTS)審查結論之要求。專案審查小組於108年4月8日及108年5月10日召開2次審查會議，提出21項審查意見，並於完成所有審查提問之答覆及報告修訂內容審查後始同意全案結案。

綜合專案審查小組審查結果，台電公司已就核一廠除役過渡階段前期控制棒驅動系統隔離停用安全，委請原設計廠家提出適當評估說明，經審查可以接受。另本會亦將本案審查期間之審查要求與台電公司承諾事項(參閱審查總結)，列為重要管制事項進行追蹤，以督促台電公司確實執行，確保電廠相關作業符合規定，以及核一廠用過核子燃料之安全。

目錄

第一章 簡介.....	1
一、簡介.....	1
二、審查情形.....	2
三、本章審查結論.....	2
四、參考資料.....	3
第二章 電廠狀況敘述.....	4
一、概述.....	4
二、審查情形.....	5
三、本章審查結論.....	9
四、參考資料.....	9
第三章 CRD 系統組件設計應用.....	11
一、概述.....	11
二、審查情形.....	12
三、本章審查結論.....	14
四、參考資料.....	14
第四章 CRD 系統組件潛在劣化機制.....	16
一、概述.....	16
二、審查情形.....	18
三、本章審查結論.....	27
四、參考資料.....	28
第五章 廠家安全評估與建議事項.....	29
一、概述.....	29
二、審查情形.....	30
(一)潛在安全顧慮評估.....	30
(二)10CFR50.59.....	32
(三)廠家建議事項.....	33
三、本章審查結論.....	33
四、參考資料.....	33
第六章 審查總結.....	35
附錄 核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用評估報告重要管 制事項.....	36

第一章 簡介

一、簡介

本案核一廠除役過渡階段期間控制棒驅動系統隔離停用安全評估報告，係原能會審查台電公司核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTS)修改案之審結意見，要求台電公司應蒐集國外除役電廠經驗，並提出廠家評估結果，以確認所提處置及因應措施之可行性。

因此，台電公司在核一廠除役過渡階段前期 PDSAR 與 PDTS 於 107 年 11 月 30 日獲本會審查同意後，針對進入除役期間控制棒長期保持於全入狀態，並將控制棒驅動系統隔離停用之安全，委請原廠家奇異公司(GEH)進行核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用之全面完整性評估，並提出 CRD 系統隔離停用安全評估報告。

本章摘述核一廠在除役過渡階段前期爐心仍有燃料期間，控制棒棒位維持全入位置，台電公司規劃將 CRD 系統隔離停用。為確認可持續維持控制棒本領及爐心於次臨界狀態、反應爐冷卻水邊界完整性功能，以及其監測機制之有效性，台電公司提出原廠家安全評估報告針對 CRD 系統隔離停用後：(1)潛在的腐蝕或劣化機制是否可能增加控制棒未於全入”00”位置或發生控制棒掉落事件之風險；(2)控制棒驅動機構(Control Rod Drive Mechanisms, CRDM)系統隔離停用若超過 10 年，是否可能會有其他潛在會對安全造成衝擊之影響，例如恢復系統功能與正常抽出控制棒的能力；(3)是否有潛在會對控制棒葉片(Control Rod Blade, CRB)完整性造成影響的腐蝕或劣化機制；(4)核一廠控制棒葉片現況；(5) CRD 系統與 CRDM 壓力邊界組件若發生腐蝕其可能造成之洩漏；(6)潛在可能產生的其他新的 CRD 系統失效模

式；(7)對於其他 RPV 系統的潛在衝擊影響等進行評估。

此外，台電公司所提廠家安全評估報告第 6 章亦針對美國聯邦法規 Part 10 of the United States (US) Code of Federal Regulation (CFR) Section 50.59 (10 CFR 50.59)適用性進行評估。

二、審查情形

本章依照「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTS)修改案」審結意見進行審查，共提出 1 項審查意見，說明如下：

針對 GEH 廠家安全評估報告著重於論證各組件的結構完整性，而對於本案 CRD 系統的範圍卻未予以界定，如 CRD 機構部分是否包括 CRB 等相關組件。因此，審查委員要求台電公司應說明清楚“CRD 系統隔離停用之全面完整性評估”的重點。

台電公司答覆說明：GEH 對 CRD 系統隔離停用之全面完整性評估報告的重點，在於藉由控制棒驅動機構的設計及各組件的結構完整性，來論述不會掉棒及控制棒功能之完整性，以說明除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用後，控制棒仍可處於全入狀態，並維持反應度控制功能。另 CRD 系統的範圍包含控制棒驅動液壓系統(HCU)、控制棒驅動機構(CRD)及控制棒葉片(CRB)等相關組件。

本章節說明核一廠除役過渡階段前期控制棒驅動系統隔離停用評估之目的與範圍，其評估項目符合核一廠 PDSAR 與 PDTS 審結意見之要求，審查結果可以接受。

三、本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司所提 GEH 對 CRD 系統隔離停用之全面完整性評估的報告重點、CRD 系統隔離停用

範圍界定，以及對審查提問答覆均已提出適當說明，審查結果可以接受。

四、參考資料

- (一) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report - CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2 , GEH, April 2019
- (二) 核一廠除役過渡階段前期安全分析報告 (Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)，民國 107 年 11 月 30 日
- (三) 核一廠除役過渡階段前期技術規範 (Pre-Defueled Technical Specification, PDTS)，民國 107 年 11 月 30 日
- (四) Part 10 of the United States (US) Code of Federal Regulations (CFR) Section 50.59 (10 CFR 50.59)

第二章 電廠狀況敘述

一、概述

本章節針對核一廠除役過渡階段前期電廠狀態，以及反應爐爐穴與用過燃料池、控制棒驅動液壓、控制棒驅動外殼與機構、控制棒驅動機構螺栓及控制棒葉片等設備組件所處的參數條件進行詳細描述，以確認台電公司能維持機組除役狀態不致影響本案安全評估之結論。

在除役過渡階段前期反應爐爐穴將維持高水位，用過燃料池閘門開啟連通反應爐，反應爐與用過燃料池內燃料餘熱，可經由餘熱移除系統 RHR 停機冷卻模式、用過燃料池冷卻與淨化系統、新增用過燃料池冷卻系統移除，此外水質亦需符合安全評估報告所述反應爐與用過燃料池各項水化學參數限值。

控制棒驅動(CRD)系統隔離停用範圍包含 CRD 泵、液壓控制單元(Hydraulic Control Units, HCU)洩水，HCU 隔離閥 V-101 與 V-102 關閉，僅 CRD 系統 HCU 與 CRDM 之間連接管路將維持飽水狀態，其水源來自於冷凝水槽(Condensate Storage Tank, CST)與除礦水槽(Demineralized Storage Tank, DST)，相關槽體需符合安全評估報告所述 CST 與 DST 各項水化學參數限值。在 CRD 系統冷卻水隔離停用後，CRD Housing、CRDM 與其 Cap Screws 等相關管路設備組件預估溫度達攝氏 45 度。另控制棒位於全入位置時，控制棒葉片將靜置於爐心燃料束之間，其水質亦需符合安全評估報告所述反應爐與用過燃料池各項水化學參數限值。

原能會就台電公司所提出相關評估說明，以及台電公司答覆原能會相關審查意見內容等進行審查，確認台電公司所提廠家安全評估報告能符合核一廠除役計畫第 5 章承諾事項，以及除役過渡階段前期

PDSAR 與 PDTS 審查意見之要求。

二、審查情形

本章依照「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTS)修改案」審結意見進行審查，共提出 3 項審查意見，分述如下：

- (一)針對 GEH 廠家安全評估報告"Final Report for Chinshan CRD Safety Evaluation"第 2.2 節 Control Rod Drive Hydraulic System 部分，本節經審查後，審查意見摘述如下：(1)考量 CRD 系統停用，在關閉控制棒驅動給水與排水及液壓系統 HCU-101/102 閥後，可能因漏水造成系統內有氣泡氣室產生，以及爐心冷卻水流失；(2)要求台電公司補充說明本案針對 CRD 系統之處置及系統組件之狀態與環境條件；(3)將第一次審查會議簡報第四章與第三章對調，先說明系統如何處置，以及其組件所處環境條件後，才據以進行老劣化及安全性評估；(4)有關除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用規劃，要求台電公司應再補充說明 CRD 系統隔離前後，各邊界（閥）隔離之閥位狀態圖，並評估若閥門漏水是否會導致控制棒移位或抽出，以及未來除役期間 CRD 系統隔離停用後，若系統邊界發生洩漏，對控制棒維持全入狀態的影響評估，與其相關監測機制及因應措施。

台電公司答覆說明：(1)GEH 廠家安全評估報告所提內容為核一廠在除役過渡階段前期反應爐仍有燃料的情況下，控制棒維持全入，規劃將 CRD 系統停用，並將驅動 CRDM 插入及抽出的進口液壓界面關斷閥(V-101/V-102)隔離；(2)自 CRD 泵進口至 V-101/V-102 閥前的管路隔離洩水後管路內已通大氣，且系統能量來源已移除相關電氣與機械能源，已無動力源/水源/氣源，系統內不

會有氣泡氣室之產生。其關斷閥均為耐高壓之等級，除役期間僅承受約 3kg/cm² 之壓力，並無爐水經此閥途徑洩漏的疑慮，即使有洩漏發生，系統中還有第 2 層關斷閥可阻斷。97 組 HCU 的 V-101/102 邊界閥會保持關閉掛卡以確保系統邊界完整，若因組件劣化漏水則會立即採取止漏及補水措施並檢修。核一廠將遵循程序書 D110「SERT 隔離停用前/後設備監測/維護程序」，以確保停止運轉設備在停用狀態下，不致因設備的劣化而影響需維持運轉系統/設備的功能並兼顧人員安全；(3)另本案亦遵照審查意見辦理將第一次審查會議簡報第四章與第三章對調，即先說明系統如何處置及其組件所處環境條件後，才據以進行老劣化及安全性評估；(4)依 CRD 系統隔離前後各邊界閥隔離之狀態圖所示，在 CRD 系統隔離前，各閥門列置狀態目的為供給充水/急停/排洩/冷卻/驅動(插入/抽出)之水源，待 CRD 停用隔離後，各閥門列置狀態目的為隔離上述供給水源，在隔離洩水後 V-101 及 V-102 閥上游已無驅動水來源。若 V-101 及 V-102 閥漏水亦僅為 CRD 機構內之靜滯水流失，因控制棒已被筒夾指扣穩固卡扣定位，且已無驅動水壓來源，故不會移位或抽出，可維持在全入位置。因隔離後已將 CRD pump 切電且將 HCU 的蓄壓器洩壓，此時 CRD 系統已無動力源，無法驅動控制棒插入及抽出，可維持在全入位置。若閥門漏水，因控制棒筒夾指扣仍會扣在 notch 00 溝槽內，故控制棒仍會維持在全入位置。在 CRD 系統隔離後核一廠將依程序書 D110「SERT 隔離停用前/後設備監測/維護程序」，定期巡視邊界閥在掛卡隔離位置，若有發現異常情形，則會依程序書 D1102.01「設備檢修工作管制程序」開立請修單進行追蹤管控。

本章節內容已說明核一廠除役過渡階段前期控制棒驅動系統

隔離停用之邊界範圍，並將依廠家安全評估報告及程序書 D110「SERT 隔離停用前/後設備監測/維護程序」要求執行，審查結果可以接受。

(二)針對 GEH 廠家安全評估報告"Final Report for Chinshan CRD Safety Evaluation"第 2.2 節~第 2.4 節部分，本節經審查後，審查意見摘述如下：(1)經評估 CRD Piping、Housing、Mechanism Flange 與 Cap Screw 等組件在冷卻水隔離停用狀態，最大溫度會上升至 45°C，要求台電公司補充說明其假設依據與合理性，並澄清是否影響除役過渡階段前期技術規範 PDTRM Table 3.7.2 安全相關系統空間溫度監測之限值；(2)要求台電公司補充說明 CRD 相關組件裝置在隔離停用後，最大溫度變化對除役期間反應器廠房 1 樓及乾井內空間溫度之影響，以及相關空調系統是否仍維持可用，以確保空間溫度變化不致影響設備組件環境驗證之有效性。

台電公司答覆說明：(1)CRD 相關組件與 RPV 相接且組件內部的水與反應爐水相通，在 CRD 冷卻水隔離停用後，相關組件溫度會隨爐水溫度以熱傳導方式升降變化，爐水溫度則會隨餘熱移除系統的停機冷卻模式 RHR S/D COOLING 相關參數或狀態而改變。例如：RHR 熱交換器最終熱沉海水溫度的升降，或是 RHR 熱交換器冷卻海水流量的改變，都會使爐水溫度跟隨改變。依核一廠今(108)年 4 月 24 日紀錄 1 號機/2 號機爐水溫度分別為 40.1/42.0°C，GEH 廠家安全評估報告中所述 CRD 系統相關組件最大溫度會上升至 45°C，是較為保守的評估。PDTRM Table 3.7.2 係針對安全相關系統監測空間溫度區域，主要範圍為主控制室、CRHP 設備室、SWGR room、RHR pump room、CS pump room、EDG A/B room、5th EDG room 及 5th EDG 電氣控制室等，但 CRD

相關組件裝置在反應器廠房 1 樓及乾井內均非 PDTRM 監測區域，故不致影響 PDTRM Table 3.7.2 安全相關系統空間溫度；(2)CRD 相關組件在隔離停用後，因反應器廠房 1 樓通風設備(含風扇 S-4A/B、E-39A/B、AH-105、AH-107)及乾井內空調機留用且維持運轉，反應器廠房可維持 40°C 以下及乾井空間溫度可維持 45°C 以下，不致影響設備組件環境驗證之有效性，並符合除役過渡階段前期安全分析報告 PDSAR Table 3.11-1 規定。

本章節說明核一廠除役過渡階段前期控制棒驅動系統隔離停用後，核一廠廠房環境空間溫度仍可符合除役過渡階段前期技術規範 PDTRM 安全相關系統空間溫度之限值，且不致影響設備組件環境驗證之有效性，審查結果可以接受。

(三)針對 GEH Final Report for Chinshan CRD Safety Evaluation Table 2.1:Reactor Cavity and SFP Chemistry 所列相關導電度、氯離子與硫酸根等參數限值分別為 2 μ S/cm、100 ppb 與 100 ppb 部分，本節經審查後，審查意見摘述如下：(1)其與除役過渡階段前期 PDTRM Table 3.4.5-1 Reactor Coolant System Chemistry Limits 之 Mode 5 所列參數限值分別為 10 μ S/cm、0.5 ppm 與 0.5 ppm 有所差異，要求台電公司澄清是否須調整除役過渡階段爐心與用過燃料池水質管理與控制，以及水質超過參考值之容許時效與改正措施合理性；(2)另 GEH 廠家安全評估報告 Table 2.1 未說明用過燃料池水化學之硼濃度限值，以及同報告 Table 2.2 CRD Water Chemistry Prior System Shutdown 有關 CST 與 DST 所列相關參數限值，對於目前核一廠程序書水質管理與控制作法之差異，亦要求台電公司一併補充說明。

台電公司答覆說明：(1)將依審查意見修改 PDTRM Table

3.4.5-1 之導電度、氯離子與硫酸根等參數限值分別為 $2\mu\text{S}/\text{cm}$ 、100 ppb 與 100 ppb 和 GEH 廠家安全評估報告 Table 2.1:Reactor Cavity and SFP Chemistry 一致;(2)另經洽詢 GEH 廠家安全評估報告 Table 2.2 : CRD Water Chemistry Prior System Shutdown 中 DST 水質標準應為 $\text{TOC} \leq 200 \text{ ppb}$ 卻誤植為 $\text{TOC} \leq 400 \text{ ppb}$ 後，GEH 廠家安全評估報告已修正 Table 2.2 並進版報告為 R2 版，使廠家安全評估報告與目前核一廠程序書水質管理與控制作法一致。

本章節說明已依審查意見修改除役過渡階段前期技術規範 PDTRM 所列導電度、氯離子與硫酸根等參數限值，以及廠家安全評估報告 DST 水質標準，使上述限值標準與目前核一廠程序書水質管理與控制作法一致，審查結果可以接受。

三、本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果和現場視察，台電公司所提 CRD 系統隔離停用邊界組件清單與洩漏評估、環境溫度增加對周邊仍需運轉系統影響及對審查提問答覆，已提出適當說明，經審查可以接受。原能會視察員現場視察除役機組狀態，查證反應爐、用過燃料池、冷凝水槽與除礦水槽仍需運轉系統設備之水化學參數限值等，除廠家安全評估報告內容誤植除礦水槽 DST 水質標準外，其餘無發現異常情形，台電公司已修訂報告為 Rev.2 版並提送本會，同時提出適當說明，審查結果可以接受。

四、參考資料

- (一) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report - CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2 , GEH, April 2019
- (二) 核一廠程序書 D110 「SERT 隔離停用前/後設備監測/維護程序」
- (三) 核一廠程序書 D1102.01 「設備檢修工作管制程序」

- (四) 核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)，民國 107 年 11 月 30 日
- (五) 核一廠除役過渡階段前期技術手冊(Pre-Defueled Technical Requirement Manual, PDTRM)

第三章 CRD 系統組件設計應用

一、概述

本章節針對本案 CRD 系統組件設計應用，包含控制棒驅動系統管路、外殼、機構、法蘭螺栓及葉片等設備組件設計進行詳細描述。

控制棒驅動系統管路(CRD Piping)，依前章節敘述將隔離 HCU 隔離閥 V-101 與 V-102，僅 CRD 系統 HCU 與 CRDM 之間連接管路將維持飽水狀態，因此除役過渡階段前期控制棒驅動系統管路功能僅剩維持反應爐壓力邊界，以避免喪失反應爐水。

控制棒驅動系統外殼(CRD Housing)，提供承載 CRDM、CRB、CRD 導管、熱護套管、燃料支撐組件與 4 組燃料束等相關組件的支撐重量，當 CRDM 系統 HCU 隔離，反應爐爐蓋開啟後，控制棒驅動系統管路所承受的系統壓力僅剩從反應爐底至爐穴高水位之靜水頭壓力。管路設計材質為 304 不銹鋼，於發生設計基準地震時可維持安全功能。

控制棒驅動機構(CRDM)，利用控制棒棒位操作以提供反應度控制，在除役過渡階段前期，CRDM 仍需執行的安全功能為(1)維持控制棒葉片於爐心全入狀態，其控制棒、連接組件(Spod)、分度管(Index tube)等重量由 6 個筒夾指扣(Collet Fingers)嵌入在全入"00"位置管節溝槽上，其組件設計材質為不銹鋼或英高鎳；(2)維持反應爐冷卻水壓力邊界，如 CRDM 屬 ASME Code Section III Class 1 持壓組件，包含驅動機構主法蘭(Main Flange)、環型法蘭(Ring Flange)、法蘭螺栓(Ring Flange Cap Screws)、活塞管頭(Piston Tube Head)、棒位指示管(Position Indicator Tube)，所有持壓組件設計材質均為不銹鋼。

控制棒驅動機構法蘭螺栓，確保 CRDM 法蘭與外殼法蘭能緊密

接合，並維持持壓組件功能，其設計材質為高張力英高鎳合金。

控制棒葉片，包含中子吸收材料、不銹鋼管包封容器，以維持除役過渡階段前期反應爐爐心次臨界狀態，其組件含不銹鋼材質的速度限制器(Velocity Limiter)，可避免控制棒脫接掉落造成反應度突增的暫態事件，並於發生設計基準地震時可維持安全功能。

原能會就台電公司所提出相關評估內容以及台電公司答覆原能會相關審查意見內容等進行審查，以確認所提廠家安全評估報告應能符合核一廠除役計畫第5章承諾事項，以及除役過渡階段前期PDSAR與PDTs 審查意見之要求。

二、審查情形

本章依照「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTs)修改案」審結意見進行審查，共提出3項審查意見，分述如下：

(一)針對 GEH 廠家安全評估報告第3章 Application CRD System and Components Design 部分，經審查後，審查意見摘述如下：要求台電公司表列摘述 CRD 系統處置後重要零組件之名稱、材質、環境條件、老劣化機制、評估結果及參考依據等。

台電公司答覆說明：依審查委員意見就 GEH Final Report for Chinshan CRD Safety Evaluation 第3章 Application CRD System and Components Design，表列摘述 CRD 系統隔離停用後重要零組件之名稱、材質、環境條件、老劣化機制、評估結果及參考依據，包含控制棒葉片(Control Rod Blade)、控制棒驅動機構分度管(Index tube)、活塞管(Piston tube)、液壓管路(Insert and withdrawal piping)、外殼(CRD housing)、主法蘭(Main Flange)、活塞管頭(Piston Tube Head)、棒位指示管(Position Indicator Tube)、筒夾指扣(Collect

Fingers)等重要組件，並針對其設計材質、除役過渡階段前期所處環境條件與相對應老劣化機制進行評估，其評估結果均屬無安全顧慮。

本章節說明廠家安全評估報告已對 CRD 系統隔離停用後重要零組件之材質、所處環境條件與相對應老劣化機制進行評估，其評估結果均屬無安全顧慮，審查結果可以接受。

(二)有關 GEH 廠家安全評估報告第 3 章 Application CRD System and Components Design，以及附錄 1 Additional TPC Questions with Responses，本節經審查後，審查意見摘述如下：(1)針對廠家安全評估報告所提 CRD 系統與控制棒葉片耐震評估影響，要求台電公司再補充核能安全總體檢有關新事證調查結果之評估說明；(2)針對廠家安全評估報告所提 CRD 系統與控制棒葉片之耐震評估，要求台電公司再補充 CRD 系統與控制棒葉片相關連接組件之耐震評估，其細部檢核結果說明。

台電公司答覆說明：(1)有關核能安全評估總體檢內容，依地質新事證所進行之耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)包含 CRD 系統及爐內組件以 0.51g RLE 予以評估，結果均符合耐震要求；(2)台電公司說明「核能一廠耐震安全餘裕評估總結報告」中 CRD 系統與控制棒葉片相關連接組件之耐震評估，其細部檢核結果包含爐內組件的 CRD 系統、CRD housing 與 support，以及 HCU 相關組件設備。

本章節說明 CRD 系統及爐內組件已於核能安全評估總體檢，依地質新事證所進行之耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)，並於「核能一廠耐震安全餘裕評估總結報告」中 CRD 系統與控制棒葉片相關連接組件之耐震評估，其細部檢核結果，審

查結果可以接受。

(三)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5.1 節 Depletion of the Neutron Absorber，本節經審查後，審查意見摘述如下：核一廠 1、2 號機安裝控制棒葉片類型為 DuraLife 215 與 Marathon C+，然 Fig 3-2 僅呈現 GE Marathon CRB 圖示，要求台電公司再補充說明 DuraLife 215 設計差異，以及所提評估說明報告是否均可適用於兩者之澄清說明。

台電公司答覆說明：Marathon 型與 D-215 型 CRB 兩者之設計差異主要為 D-215 型 CRB 上端 6 吋及葉片邊緣皆有 Hafnium 吸收平板或吸收條。而 Marathon 型 CRB 的 B₄C 是裝填在不銹鋼套管(capsule)內，再裝入不銹鋼管，沒有護鞘。D-215 型及 Marathon 型 CRB 的把手設計相同，惟改良型的 Marathon CRB 之把手上的滾輪孔內側增加一止裂孔。有關本案廠家安全評估說明報告所提供 DuraLife 215 圖示均可適用於前述控制棒葉片類型。

本章節說明核一廠 1、2 號機安裝控制棒葉片類型 DuraLife 215 與 Marathon C+之設計差異，並澄清廠家安全評估報告所提供 DuraLife 215 圖示均可適用於前述控制棒葉片類型，審查結果可以接受。

三、本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司所提 CRD 系統組件設計應用、隔離停用系統組件清單、新事證調查與耐震餘裕評估、目前使用控制棒葉片類型及對審查提問答覆，已提出適當說明，審查結果可以接受。

四、參考資料

(一) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report -

CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2 , GEH, April 2019 。

(二) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report -
CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2 April 2019 附錄 1
Additional TPC Questions with Responses 。

(三) 核能一廠耐震安全餘裕評估計畫成果總結報告原能會安全評估
報告，民國 103 年 9 月 19 日

第四章 CRD系統組件潛在劣化機制

一、概述

本章節針對本案 CRD 系統組件潛在劣化機制進行安全評估，包含應力腐蝕龜裂(Stress Corrosion Cracking, SCC)、一般腐蝕(General Corrosion)、孔隙腐蝕(Pitting Corrosion)、微生物促進腐蝕(Microbiologically Induced Corrosion, MIC)，以及控制棒葉片內部中子吸收材料、碳化硼洩漏與材料劣化等劣化機制，以確保除役過渡階段前期可能發生潛在劣化機制均能被完整納入本案安全評估範圍。

應力腐蝕龜裂主要可分為兩種類型：沿晶應力腐蝕龜裂(Intergranular Stress Corrosion Cracking, IGSCC)與穿晶應力腐蝕龜裂(Transgranular Stress Corrosion Cracking, TGSCC)，核一廠 CRD 系統不銹鋼組件屬高抗腐蝕特性，在運轉期間未有顯著 IGSCC 情形，而一般 IGSCC 較容易發生的環境溫度為大於 60°C，除役過渡階段期間 CRD 系統環境溫度將控制在不超過 45°C 範圍，另 TGSCC 主要發生在系統水質鹵素濃度遠超過核一廠水質控制標準的環境(鹵素小於 100 ppb)。因此，廠家對於核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用後 10 年期間，預期不會有初始或增長 SCC 裂紋的現象發生。

一般表面腐蝕主要為金屬受到水中環境溫度與溶氧量影響，於表面發生氧化還原反應進而產生氧化膜、銹垢等腐蝕產物，核一廠 CRD 系統組件結構與冷卻水邊界主要為使用不銹鋼材料，具高抗腐蝕特性，雖然反應爐與再循環系統在高溶氧水環境增加腐蝕產物，但依廠家對於可能會累積在反應爐底部並滲入 CRD 驅動機構之溶氧量所評估結果，預期不會造成 CRD 系統組件結構與冷卻水邊界潛在劣化可能。同時依廠家所做評估，CRD 系統隔離停用 10 年後，控制棒長期處於

全入位置狀態之可能影響，主要為控制棒無法抽出，因此不會影響對於反應度控制之安全。

孔隙腐蝕主要為金屬表面產生陰影缺陷或孔洞的局部腐蝕機制，雖然核一廠 CRD 系統有部分組件含有對孔隙腐蝕較敏感的鎳基的材質，然依運轉經驗顯示，發生孔隙腐蝕多僅限於鎳金屬材質範圍，內層不銹鋼母材其具有高抗腐蝕特性，因此廠家評估即便 CRD 系統處於高溶氧濃度水環境，但只要水質氯離子濃度控制在未超過 100 ppb 限值下，預期不會造成 CRD 系統組件結構與持壓邊界潛在劣化可能。

微生物促進腐蝕(MIC)主要為微生物有機體與金屬表面交互作用，較容易發生於靜止或低流量，且取用未處理的淡水環境，核一廠 CRD 系統水源來自於冷凝水槽 CST 與除礦水槽 DST，廠家評估預期不會造成 MIC 發生。

控制棒葉片可能劣化機制主要分為中子吸收材料劣化、碳化硼析出及材料劣化，摘述說明如下：

1. 在中子吸收材料劣化部分，核一廠 1、2 號機反應爐所安裝控制棒葉片種類包含 DuraLife 215 與 Marathon C+兩種型式，考量除役過渡階段前期反應爐內熱中子通量保守估計僅剩 0.1%滿載運轉熱中子通量，因此廠家評估於 CRD 系統隔離停用 10 年期間，控制棒片仍將符合其中子壽命限值。
2. 在碳化硼析出部分，核一廠控制棒葉片的中子壽命限值顯示，並未排除有碳化硼中子吸收劑劣化或析出情形發生，以一般沸水式反應器 BWR 運轉經驗，可透過監測爐水硼與氫濃度的趨勢來判斷控制棒有無碳化硼析出情形，另奇異公司 GEH 廠家技術報告 NEDE-30931P 第 6 章亦說明可利用爐水硼與氫濃度取樣監測作為判定控制棒碳化硼劣化的標準方法，因

此廠家也建議本案核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用期間，每月應執行爐水硼與氚濃度取樣監測，以確保控制棒完整性與反應度控制功能。

3. 在材料劣化部分，核一廠控制棒表面材質為高純度奧斯田不銹鋼(300 系列)，且除役過渡階段前期反應爐水化學將維持運轉期間標準，由於控制棒材質與 CRD 系統組件材質相似，因此前述潛在劣化機制如應力腐蝕龜裂、一般表面腐蝕、孔隙腐蝕、或生物誘發腐蝕等亦不影響控制棒結構完整性。除此之外，在除役過渡階段前期反應爐中子通量較小，因此控制棒不銹鋼結構組件的輻射誘發損傷並非是顯著的議題。另控制棒與驅動機構間的耦合組件包含 latch handle (D-ring)、Lock plug and shaft, and springs 等相關組件材質亦為高抗腐蝕性的奧斯田不銹鋼，在 GEH 製造的同型 BWR 電廠控制棒耦合組件尚未發生相關劣化機制，因此廠家評估於 CRD 系統隔離停用 10 年期間，不預期會發生耦合組件劣化導致控制棒脫離驅動系統的情形。

原能會就台電公司所提出相關評估內容以及台電公司答覆原能會相關審查意見內容等進行審查，並確認所提廠家安全評估報告是否符合核一廠除役計畫第 5 章承諾事項，以及除役過渡階段前期 PDSAR 與 PDTs 審查意見之要求。

二、審查情形

本章依照「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTs)修改案」審結意見進行審查，共提出 8 項審查意見，分述如下：

- (一)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5.1 節 Depletion of the Neutron

Absorber 部分，本節經審查後，審查意見摘述如下：(1)為確認除役過渡階段控制棒之有效性，要求台電公司表列摘述現有置於爐心控制棒 B₄C 之燃耗度(depletion)、填入爐心時間及運轉期間檢查紀錄摘要；(2)審視台電公司所提圖表後，再提問所提本項答覆說明圖三(1)顯示 2 號機爐心中心位置 22-23 控制棒硼燃耗達 3.167snvt 與其壽命準則(3.197snvt)僅差 1%，而其周圍 8 支控制棒亦是較高燃耗且有裂紋指示者，雖符合作業準則，但請再評估是否應調整爐心中心之部分控制棒，以提升其控制本領，確保較大之安全餘裕。

台電公司答覆說明：(1)已依審查意見辦理列表摘述現有置於爐心控制棒 B₄C 之燃耗度(depletion)、填入爐心時間及運轉期間檢查紀錄摘要；(2)GEH 的控制棒葉片更換標準為單支標準，和周邊控制棒葉片燃耗多寡無關，另所提 2 號機 22-23 控制棒葉片仍在燃耗限值內，且未來燃耗不會再增加，因此仍然可用，不須再處理。若爐心水化學監測發現異常且確認是爐心控制棒硼管破損所致時，電廠將進行停機安全餘裕評估，並確認該控制棒的完整性。

本章節說明核一廠爐心控制棒之燃耗度、填入爐心時間及運轉期間檢查紀錄，亦澄清控制棒葉片仍在燃耗限值內，且未來燃耗不會再增加。若爐心水化學監測發現異常且確認是爐心控制棒硼管破損所致時，電廠將進行停機安全餘裕評估，並確認該控制棒的完整性，審查結果可以接受。

(二)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5.2 節 Boron Carbide Leaching 部分，經審查後，審查意見摘述如下：(1)要求台電公司補充提供 1、2 號機燃料池長期 B₄C 及氫濃度監測結果，至少應包括退役控制棒減容前後一年及停機前 2 年至今之數據，並說明未來爐水監

測評估之頻率及判斷基準；(2)針對除役過渡階段前期控制棒葉片劣化監測機制及基準值，要求台電公司在未來提出時應說明，其如何鑑別確認控制棒完整性；另監測機制除應有相關行動措施作為要求，以增加安全縱深外，亦應考量後備性原則，留用必要之系統設備，以增加應變作為及安全餘裕。

台電公司答覆說明：(1)核一廠 1、2 號機退役控制棒葉片減容時間為民國 96 年 7 月至 97 年 3 月，並自 99 年 3 月開始進行水化學監測，定期量測燃料池中硼 (B) 濃度、鋁 (Al) 濃度等。核一廠 1、2 號機爐水硼濃度自 107 年 12 月開始有逐漸上升趨勢，惟兩部機組的爐水氚 (tritium) 活性皆有逐漸下降趨勢，經研判爐水硼濃度可能的來源為吊掛在燃料池池邊之盛裝盒中的減容後控制棒葉片的硼管；(2)台電公司答覆說明目前核一廠除役過渡階段前期爐水的硼濃度限值仍比照運轉期間相關規定，而且若爐水硼濃度達到 450ppb 且爐水氚活性大於 $7.5E+08 \text{ Bq/m}^3$ 時，核一廠將召開系統討論會或成立肇因分析小組進行調查。核一廠除役過渡階段前期期間，爐心有燃料、燃料池與爐心 cavity 連通且滿水位，與運轉期間的機組狀態不同，針對此機組狀態，核一廠將每 2 週取樣檢測爐水與燃料池水之硼濃度及氚活性各 1 次，待取得一定長期穩定數據後，再訂定除役過渡前期之爐水硼濃度及氚活性基準值。若爐水硼濃度且爐水氚活性達到基準值的 1.5 倍，核一廠將召開系統討論會或成立肇因分析小組進行調查處置。

本章節說明核一廠爐水硼濃度可能的來源為吊掛在燃料池池邊之盛裝盒中的減容後控制棒葉片的硼管，目前核一廠除役過渡階段前期爐水的硼濃度限值仍比照運轉期間相關規定，若爐水硼濃度且爐水氚活性達到基準值的 1.5 倍，核一廠將召開系統討論

會或成立肇因分析小組進行調查處置，審查結果可以接受。

(三)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5.2 節有著以下之說明：「to confirm the continued integrity of the installed control rod, monthly sampling of reactor water boron and tritium should be performed.」另外，NEDE-30931P 第 6 節 control rod surveillance 也有類似之說明。經審查後，審查意見摘述如下：(1)在 PDSAR 審查意見針對如何確保控制棒完整性與長期之中子吸收能力，台電公司依該案答覆說明為：「停爐後控制棒硼管的破損機制 IASCC (irradiation assisted SCC)隨著停止。然核一廠仍將繼續執行反應爐水硼濃度監測之程序書，定期取樣監測爐水硼濃度，以確保爐內控制棒完整性與長期之中子吸收能力。」，然前述答覆說明僅提到爐水硼濃度監測並未提到氚監測。因此要求將氚納入監測要求，此外，亦請台電公司針對如何確保控制棒完整性提出 control rod surveillance 之作法與監測頻率；(2)針對 NEDE-30931P 第 6 章有以下敘述：「Historically, levels of boron greater than approximately 100 ppb, and tritium greater than approximately 1×10^{-2} $\mu\text{Ci/ml}$, have been linked with control rod absorber tube failures.」，要求台電公司澄清說明以上準則是針對哪一類型控制棒，是否適用目前核一廠所使用控制棒。

台電公司答覆說明：(1)硼吸收中子後會產生兩種化學反應 $5\text{B}_{10} + 1\text{n}_1 \rightarrow 3\text{Li}_7 + 2\text{He}_4$ 或 $5\text{B}_{10} + 1\text{n}_1 \rightarrow 1\text{H}_3 + 2(2\text{He}_4)$ ，因此，控制棒硼管有破損時，爐水的氚 (tritium) 活性會有突升現象，而且爐水氚活性為硼濃度的領先指標。核一廠雖停機冷爐後控制棒硼管的破損機制 IASCC (irradiation assisted SCC)隨著停止。然核一廠仍將繼續執行反應爐水硼濃度監測及氚活性之程序書，定期取樣監測爐水硼濃度及氚活性，以確保爐內控制棒完整性與長期之

中子吸收能力；(2)台電公司說明，核一廠正常運轉時爐水硼濃度小於 30 ppb，且氚活性小於 $1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/ml}$ (相當於 $3.7\text{E}+8 \text{ Bq/m}^3$)。GEH 之參考值適用目前核一廠所使用控制棒。GEH 公司根據其歷史經驗所訂定的基準值，應是單根 CRB 硼管發生初始破損的參考指標。單根 D-100 型 CRB 硼管內之 B_4C 全部流失，約增加爐水硼濃度 274 ppb。單根 D-215 型 CRB 硼管內之 B_4C 全部流失，約增加爐水硼濃度 302 ppb。假設該單根硼管破損的控制棒葉片恰好相鄰於控制棒本領最強的控制棒，經 GEH 公司保守估計，單根 D-215 型 CRB 硼管內之 B_4C 全部流失對停機餘裕影響約 0.1%。燃料廠家進行核一廠核心設計時，停機餘裕之設計要求為 1%，則此時距離 0.38% 運轉規範規定 ($1\% - 0.1\% = 0.9\%$) 尚有餘裕。因此，目前爐水硼濃度的參考限值仍比照運轉期間相關規定。早期 D-100 型 CRB 硼管有破損，而氚的半衰期為 12.33 年，考慮爐心氚活性的背景值，目前爐水氚活性的參考限值仍比照運轉期間相關規定。核一廠目前的行動準則暫訂：若爐水硼濃度達到 450 ppb 且爐水氚活性大於 $7.5\text{E}+08 \text{ Bq/m}^3$ 時，核一廠將召開系統討論會或成立肇因分析小組進行調查。核一廠將持續進行爐心控制棒葉片完整性水化學監測，並將待取得一定長期的爐水硼濃度及氚活性數據後，將參考前述 GE 公司的歷史經驗，訂定核一廠除役過渡前期研判 CRB 硼管破損的硼濃度及氚活性基準值。

本章節說明控制棒硼管破損機制，以及硼濃度與氚活性監測標準，並依廠家評估與運轉經驗訂定核一廠除役過渡前期研判 CRB 硼管破損的硼濃度及氚活性基準值，審查結果可以接受。後續台電公司核一廠應依廠家建議事項建置控制棒劣化之硼濃度與氚濃度監測程序與機制，並訂定核一廠除役過渡階段前期研判

CRB 硼管破損的硼濃度及氫活性基準值，據以執行爐心控制棒葉片完整性水化學監測，並列為本案重要管制事項進行追蹤。

(四)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5 章 Control Rod Blade Degradation Mechanisms 部分，經審查後，審查意見摘述如下：(1) 考量“GEH BWR CONTROL ROD LIFETIME”Residence Time Basis 中提到 Residence Time limit of 40 years，考量核一控制棒已運轉使用一段時間，加上近年停機，再加上預計的 10 年過渡，與此 40 年壽限之比較是否仍有餘裕，要求台電公司澄清；(2)提問有關核一廠 1、2 號機已運轉使用控制棒葉片壽限部分，台電公司僅就機械結構觀點提出答覆說明，請再補充其他觀點之評估說明，如中子吸收材料燃耗度。

台電公司答覆說明：(1)目前 1、2 號機爐心中置爐最久的控制棒分別是在運轉週期 BOC-13/BOC-12 置入爐心，至 103 年 EOC-27 大修/106 年 EOC-28 大修止，共置爐 15/17 週期約 22.5/25.5 年，103/106 年至今機組停機約 5/2 年，再加上 10 年過渡期，置爐時間共 37.5 年，較 40 年壽限仍有餘裕；(2)台電公司說明，控制棒葉片之燃耗皆依照 GEH 之標準評估至運轉週期末仍須有餘裕，並於運轉週期前之大修進行更換或互換作業，例如 2 號機運轉至週期 28 末控制棒葉片之燃耗仍在限值內。

本章節說明核一廠 1、2 號機控制棒葉片之燃耗皆依照 GEH 之標準評估至運轉週期末仍須有餘裕，並於運轉週期前之大修進行更換或互換作業，審查結果可以接受。

(五)有關 GEH 廠家安全評估報告第 4.5 章 Control Rod Blade Degradation Mechanisms 部分，經審查後，審查意見摘述如下：考量 GEH BWR CONTROL ROD LIFETIME”中提到一批 etch

affected 控制棒，要求台電公司澄清本案控制棒是否屬於此瑕疵批次。

台電公司答覆說明：目前核一廠 1 號機及 2 號機爐心中有「白斑」(etch spots) 的馬拉松型 (Marathon) 控制棒葉片各 23 支及 16 支，核一廠已針對該型控制棒葉片進行檢查，結果皆正常。

本章節說明核一廠已於運轉期間針對 1、2 號機爐心中有「白斑」(etch spots) 的馬拉松型 (Marathon) 控制棒葉片進行檢查，結果皆正常，審查結果可以接受。

(六)有關 GEH CRD Safety Evaluation 第 4.5 章 Control Rod Blade Degradation Mechanisms 部分，經審查後，審查意見摘述如下：(1) 要求台電公司就核能一廠現有控制棒類型如 D-215 型與馬拉松控制棒葉片，分別進行評估說明；(2)針對除役過渡階段前期控制水質及 $<140^{\circ}\text{F}$ (60°C)爐水環境下，要求台電公司補充說明除不會再誘發 IGSCC 裂縫萌生外，已萌生之裂縫是否亦會停止成長。

台電公司答覆說明：(1)核一廠於除役過渡階段前期兩部機的控制棒將長期維持全插入狀態，反應爐亦長期置於 MODE 5 的冷爐停機狀態，爐心水化學導電度、酸鹼值(pH)、氯離子、硫酸根限值內水質良好（爐水硫酸根及氯離子濃度均遠低於 mode 5 參考值 100ppb），因此，依據 GALL-1801 Rev.2，高純度奧斯田不銹鋼材質的 CRB 結構在所述控制水質及 $<140^{\circ}\text{F}$ (60°C)爐水環境下，並不會發生 IGSCC 問題。因此在 10 年期間可維持電廠在安全狀況，不會發生 CRB 劣化而導致硼管龜裂造成碳化硼洩漏的情形。此外在除役過渡階段前期 10 年內爐心控制棒葉片亦仍在核子及機械壽命限制之內，故即使爐心控制棒葉片之硼管有裂紋也不會繼續劣化而釋出硼，控制棒葉片仍能發揮其安全控制功能。惟核一廠仍將持續監

測爐水硼濃度及氬活性，如發現數據趨勢有增高現象，應即時開會討論因應對策；(2)台電公司說明，有關 GALL (NUREG-1801 Rev.2) 指出就低於 140°F (60°C) 門檻環境而言，除了曾在並經確認含顯著污染物(特別是氯化物之類的鹵素)之靜滯、含氧硼酸水環境中發現過不鏽鋼組件 SCC 劣化案例外，不鏽鋼材質組件幾乎不會發生 SCC 劣化。另 BWRVIP-99-A (November 2008) 對於 BWRs 運轉中爐內不鏽鋼組件之裂紋擴展速率 (Crack growth rate) 研究報告結果指出爐內不鏽鋼組件裂紋萌生擴展初期，驅動裂紋擴展之應力強度因子 (Stress intensity factor, K) 值會增加，但隨著持續裂紋擴展該值會逐漸減小進而降低裂紋擴展速率。此外在除役過渡階段環境，除已無高溫高壓環境外，因中子效應、初始殘留應力均已消失或降低影響，以及水化學均已依規範控制，同時不鏽鋼材質之性質也不會再進一步惡化，所以在前述影響下，既有 SCC 裂縫將會停止成長或顯著減速至停止狀態。

本章節說明核一廠除役過渡階段前期兩部機的控制棒將長期維持全插入狀態，反應爐亦長期置於 MODE 5 的冷爐停機狀態，爐心水化學參數應維持於限值內，並依 GALL-1801 Rev.2 與 BWRVIP-99-A 規範控制，且爐心控制棒葉片亦仍在核子及機械壽命限制之內，故於除役過渡階段前期爐心控制棒應能發揮其安全功能，審查結果可以接受。

(七)有關 GEH Final Report for Chinshan CRD Safety Evaluation 第 4.5 章 Control Rod Blade Degradation Mechanisms 部分，經審查後，審查意見摘述如下：依 GEH 公司以往對發現裂紋的把手所進行之肇因分析認為沿晶應力腐蝕與輻射促進晶間應力腐蝕 (IGSCC/IASCC) 均為可能之裂紋肇因。然目前之報告則排除有這

方面的破壞的可能性，針對其中之差異，要求台電公司澄清說明。

台電公司答覆說明：所列 CRB 受損，主要發生在不含中子吸收材之把手滾輪插梢孔附近及把手至護鞘焊道附近位置，而護鞘至繫棒第一焊道附近龜裂之 CRB 案例僅為少數，雖 CRB 龜裂位置不同而有不同受損肇因，但其因皆為製程相關，如加工硬化、焊接殘留應力、腐蝕殘留物等，在 CRB 運轉初期將對 SCC 之萌生產生較大影響，該劣化機制將隨時間遞減，最終停止損傷效應。核一廠於除役過渡階段前期兩部機的控制棒將長期維持全插入狀態，反應爐亦長期置於 MODE 5 的冷爐停機狀態，爐心水化學導電度、酸鹼值 (pH)、氯離子、硫酸根限值內水質良好（爐水硫酸根及氯離子濃度均遠低於 mode 5 參考值 100ppb），因此，依據 GALL-1801 Rev.2，高純度奧斯田鐵不銹鋼材質在所述控制水質及 < 140°F (60°C) 爐水環境下，並不會達到發生 SCC 劣化之門檻。由上述，在 10 年除役過渡階段前期期間可維持電廠在安全狀況並不會發生 CRB 劣化進而發生硼管龜裂造成碳化硼洩漏的情形。況且核一廠除役過渡期間仍將持續取樣及監測爐水硼濃度及氬活性，如發現數據趨勢有增高現象，可即時開會討論因應對策。對於腐蝕殘留物於把手滾輪插銷孔與插銷間隙 (Crevice) 間形成之間隙腐蝕 (Crevice Corrosion)，僅會造成輕微之損傷，其反應也是僅發生在 CRB 高溫高壓運轉初期，在 10 年除役過渡階段前期期間並不會導致進一步之劣化，此外該處並無中子吸收材 (碳化硼)，所以並不影響 CRB 控制棒本領。另，除役過渡階段期間，CRB 不會改變位置，故該瑕疵不影響控制爐心反應度功能。上述即為與機組運轉中高溫高壓爐心環境所造成 CRB 的瑕疵有所差別。

本章節說明核一廠除役過渡階段前期，兩部機的控制棒將長期

維持全插入狀態，反應爐亦長期置於 MODE 5 的冷爐停機狀態，爐心水化學參數可維持於限值內，並依 GALL-1801 Rev.2 與 BWRVIP-99-A 規範控制，且爐心控制棒葉片亦仍在核子及機械壽命限制之內，審查結果可以接受。

(八)有關台電公司於本案第一次審查會議簡報說明，GEH 廠家安全評估報告之效期為 CRD 系統隔離停用後 10 年，然依報告第 4.5 節有關 CRB 之內容顯示，似乎並非 CRD 系統所有組件皆是如此，因此要求台電公司澄清各 CRD 系統組件 10 年評估效期之起算時點，並依核一廠機組停機與設備狀態，以及隔離邊界範圍情形，補充說明其效期現況。

台電公司答覆說明：本報告所謂“extended shutdown”是指 CRD 系統隔離停用的期間，現階段雖機組已停機，但 CRD 系統仍保持運轉而且有固定流量之冷卻水流入 CRDM，待台電公司完成 CRD 系統 SERT 隔離停用後，確認其隔離停用狀態與廠家安全評估內容相符，即開始起算 10 年的評估效期。

本案第一次審查會議簡報內容說明核一廠完成 CRD 系統 SERT 隔離停用後，確認其隔離停用狀態與廠家安全評估內容相符，即開始起算 10 年的評估效期，審查結果可以接受。

三、本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司所提除役過渡階段前期 CRD 系統組件含控制棒葉片 CRB 之燃耗限值、水質監測紀錄、廠家評估壽命限值、爐內 CRB 組件檢查結果、環境影響與潛在劣化機制、廠家評估 CRD 系統組件安全效期，以及對審查提問答覆，已提出適當說明，審查結果可以接受。另本案經本會審核同意後，核一廠應依廠家建議事項建置控制棒劣化之硼濃度與氫濃度監測程序與機制，並

訂定核一廠除役過渡階段前期研判 CRB 硼管破損的硼濃度及氚活性基準值，據以執行爐心控制棒葉片完整性水化學監測，並列為本案重要管制事項進行追蹤。

四、參考資料

- (一) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report - CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2 , GEH, April 2019 。
- (二) NEDE-30931P (Rev.16), GEH BWR CONTROL ROD LIFETIME, GEH, September 2016
- (三) BWRVIP-99-A, BWR Vessel and Internals Project – Crack Growth Rates in Irradiated Stainless Steels in BWR Internal Components, EPRI Report 1016566, November 2008
- (四) BWRVIP-190, BWR Vessel and Internals Project - BWR Water Chemistry Guidelines, EPRI Report 1016579, October 2008
- (五) NUREG-1801 Rev.2, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, USNRC, December 2010

第五章 廠家安全評估與建議事項

一、概述

本章節針對本案潛在安全顧慮評估、美國聯邦法規 10 CFR 50.59 評估、廠家建議事項等評估結果分述說明，以確保廠家安全評估之完整性及法規符合性，並已將廠家相關評估建議納入相關作業考量。

在潛在安全顧慮評估部分，廠家已就下列情境進行評估考量：(1) 潛在的腐蝕或劣化機制可能增加控制棒若未全入於 00 位置或控制棒掉落事件風險；(2) CRDM 系統隔離停用超過 10 年可能會有潛在非安全相關的衝擊影響，例如恢復系統功能與正常抽出控制棒的能力；(3) 潛在的腐蝕或劣化機制可能控制棒葉片 CRB 完整性顧慮；(4) 核一廠控制棒葉片壽命使用情況，若壽限到期須更換 CRB 以維持爐心安全；(5) 潛在的 CRD 系統與 CRDM 壓力邊界組件腐蝕可能造成洩漏；(6) 核一廠潛在狀況可能產生新的 CRD 系統的失效模式，包含報告所述建議事項或維護需求以減緩可辨識的顧慮；(7) 對於其他 RPV 系統潛在衝擊影響，可能如同前述 CRD 系統失效作法。

在美國聯邦法規 10 CFR 50.59 評估部分，本案 CRD 系統隔離停用已就下列情境進行評估考量：(1) FSAR 事故分析發生頻率、後果、機率等影響評估；(2) FSAR 所述結構、系統或組件(SSC)的重要安全功能頻率、後果、機率等影響評估；(3) FSAR 所述分裂產物屏蔽的設計基準限值等影響評估；(4) FSAR 所述有關 10 CFR 50.2 的設計基準或安全分析等影響評估。

在廠家建議事項評估部分，GEH 廠家安全評估報告說明依經驗可利用爐水取樣監測氚濃度的變化趨勢來做為控制棒碳化硼劣化的監控機制。事實上，在發生控制棒碳化硼劣化時，通常氚濃度增加趨

勢會比硼濃度增加趨勢優先被觀察到，GEH 廠家技術報告 NEDE-30931P(Rev.16)第 6 章對於反應爐水化學亦有說明取樣建議，因此本案廠家安全評估報告建議台電公司應於除役過渡階段前期建立反應爐水質硼與氘濃度的基準值，並定期執行取樣。若發現取樣結果有增加趨勢，應立即調查可能造成爐水硼與氘濃度上升的來源，或可能失效的控制棒。

原能會就台電公司所提出相關評估內容以及台電公司答覆原能會相關審查意見內容等進行審查，並確保所提廠家安全評估報告應能符合核一廠除役計畫第 5 章承諾事項，以及除役過渡階段前期 PDSAR 與 PDTs 審查意見之要求。

二、審查情形

本章依照「核一廠除役過渡階段前期安全分析報告(PDSAR)與技術規範(PDTs)修改案」審結意見進行審查，共提出 5 項審查意見，分述如下：

(一)潛在安全顧慮評估

1.GEH 廠家安全評估報告第五章，經審查後，審查意見摘述如下：要求台電公司澄清若萬一筒夾指扣斷裂或其他原因造成控制棒位移或掉棒情形時，棒位是否能正確顯示，以及如何因應。

台電公司答覆說明：核一廠 97 根控制棒有各別全入（full-in）指示綠燈、飄移（drift）警示紅燈及 00~48 位置指示，電廠除役過渡前期仍將維持控制棒棒位指示系統可用。除役過渡階段前期控制棒已確定全入，相關液壓控制單元（HCU）驅動操作閥均隔離，且驅動機構隔離切電，因此不會再有抽出控制棒行為，亦無法再抽出，依 GEH 評估報告，控制棒（CRD）之構成組件(外管、內管、分度管、筒夾指扣、筒夾活塞及法蘭等)均為不銹鋼或英高鎳材質，對於

CRD 停用期間喪失冷卻水流量之環境，具足夠抗腐蝕及應力腐蝕龜裂(SCC)的特性，考量以上環境及應力因素後，CRD 將穩固維持在全入位置，因此將不會發生掉棒或位移事件。

本章節說明核一廠除役過渡前期仍將維持控制棒棒位指示系統可用，控制棒確定全入後，液壓控制單元（HCU）驅動操作閥均隔離，且驅動機構隔離切電，控制棒無法再抽出。考量除役環境及應力因素後，CRD 將穩固維持在全入位置，因此不會發生掉棒或位移事件，審查結果可以接受。

- 2.針對除役過渡階段前期控制棒與驅動機構停用隔離，要求台電公司澄清若發生因 Channel Bow 使得棒位不在 00 位置或 Full In 指示燈消失時，電廠將如何執行相關改正措施與應變機制。

台電公司答覆說明：目前電廠 2 號機爐心內有 4 個控制單元（14-43、38-35、26-23、42-15）疑似因燃料匣彎曲，導致該 4 個控制單元內之控制棒雖在 00 的位置，但仍發生控制棒棒位 Full In 指示燈消失情事，因此，電廠於 108 年 6 月 6 日針對該 4 個控制單元進行控制棒停妥驗證。目前 97 支控制棒的 00 位置及 Full In 指示皆正常，符合 GEH 公司評估報告之要求。

本章節說明核一廠已於 CRD 系統隔離停用前，針對疑似因燃料匣彎曲，導致控制單元內之控制棒棒位全入指示消失部分進行停妥驗證，且控制棒的 00 位置及 Full In 指示皆正常，符合 GEH 公司評估報告之要求，審查結果可以接受。

- 3.依據安全評估報告敘述，台電公司未來不會再有抽出控制棒作業，因此不會有控制棒掉棒之情事發生，然依除役過渡前期安全分析報告（PDSAR）15.1.28 節說明控制棒掉落事件（CRDA）成因中有完全插入的控制棒驅動機構斷裂或斷開而導致，因此要求就前述

PDSAR 說明與本案廠家報告有關評估及第一次審查會議簡報說明不一致處再進行澄清。

台電公司答覆說明：依 PDSAR15.1.2 節內容是假設發生控制棒掉落事故(CRDA)發生前必須先有下述事件皆發生，即機組進行抽出控制棒時，抽出之控制棒未隨著驅動機構一起抽出，仍停留於爐心最高處，而於之後突然掉落，因而瞬間加入很大之正反應度。但目前核一廠兩部機組之控制棒均已全入，未來亦不會有控制棒抽出動作之需求，因此電廠將控制棒 HCU 驅動操作閥均隔離，控制棒已無法再抽出，不會再有前述發生 CRDA 事件之機制。

本章節說明核一廠除役過渡前期安全分析報告（PDSAR）之控制棒掉落事件（CRDA）情境與目前控制棒均已全入不同，未來亦不會有控制棒抽出動作之需求，因此不會再有前述發生 CRDA 事件，審查結果可以接受。

(二)10CFR50.59

GEH 安全評估報告第 6 章 10 CFR 50.59 Input 部分，經審查後，審查意見摘述如下：其說明將配合除役過渡階段 CRD 系統隔離停用後之持照基準進行修訂，提問建議應整體規劃後再詳細提出，例如”控制棒位置指示”應整體評估，並應符合安全性、重置性等基準原則。針對本案審查範圍台電公司於審查會議說明涉及未來除役之後的持照基準變更部分，要求台電公司於本案審結後，仍應另案提出 PDSAR 與 PDTS 之修訂相關 Markup 及內容。

台電公司答覆說明若未來除役過渡階段有 CRD 系統隔離停用之需求時，將依本案審查結論另案辦理除役過渡階段 CRD 系統隔離停用後之持照基準 PDSAR 與 PDTS 之修訂相關 Markup 及內容，審查結果可以接受。

(三)廠家建議事項

本章經審查後，審查意見摘述如下：請台電公司再蒐集國外長期停機機組(如美國 Browns Ferry 電廠)其控制棒與驅動機構等相關系統之維護經驗，並評估有無需要回饋納入本案之事項。

台電公司答覆說明，美國 Browns Ferry 1 號機於 1985 年曾為了改善電廠績效問題而主動停機 20 年進行改善(至 2005 年再啟動)，自 1985 年起其爐內燃料均全數移除，CRB 全數抽出，然後將 CRD 系統停掉待再啟動前再重新 Fuel Loading，且 CRB 與 CRD 均於再啟動前全數換新，且更換下來的舊 CRD 之零組件亦不再檢修為可用。此與核一廠未來除役過渡階段前期爐心仍有控制棒與燃料之情境不同，因此國外電廠並無可參考類似之控制棒與驅動機構維護經驗。台電公司答覆說明，審查結果可以接受。

三、本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果與現場視察，台電公司所提 CRD 系統隔離停用安全評估內容，從潛在安全顧慮評估、10 CFR 50.59、蒐集國外長期停機機組控制棒與驅動機構相關系統之維護經驗面向進行評估，並且參考美國廠家奇異公司 NEDE-30931P 沸水式控制棒壽命之技術報告，對於控制棒劣化之硼濃度與氚濃度監測方式提出建議事項，以及另案提出除役過渡階段 CRD 系統隔離停用後之持照基準 PDSAR 與 PDTS 之修訂相關 Markup 及內容等答覆審查意見，已提出適當說明，經審查可以接受。

四、參考資料

(一) Chinshan Nuclear Power Plant Technical Safety Evaluation Report - CRD Safety Evaluation - 004N9860 Revision 2, GEH, April 2019。

(二) NEDE-30931P (Rev.16), GEH BWR CONTROL ROD LIFETIME,

GEH, September 2016

(三) 10 CFR 50.59

(四) 10 CFR 50.2

(五) 核一廠除役過渡階段前期安全分析報告 (Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR)，民國 107 年 11 月 30 日

(六) 核一廠除役過渡階段前期技術規範 (Pre-Defueled Technical Specification, PDTS)，民國 107 年 11 月 30 日

第六章 審查總結

綜合本會專案審查小組，就台電公司所提核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用之廠家安全評估報告，與台電公司對 21 項審查意見所提出之答覆說明及報告修訂內容之審查結果，台電公司與 GEH 廠家已就本案電廠狀況敘述、CRD 系統組件設計應用、CRD 系統組件潛在劣化機制、潛在安全顧慮評估、美國聯邦法規 10 CFR 50.59 評估、廠家建議事項等項，提出適當評估與說明，審查結果可以接受。重要審查結論及管制事項彙整如下：

一、重要審查結論

- (一) 核一廠除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用之廠家安全評估報告之電廠狀況敘述部分，台電公司已針對除役過渡階段前期 CRD 系統隔離停用組件之水化學與環境溫度參數影響進行評估。檢視本次 CRD 系統隔離停用所須考量之電廠各項參數運作狀態，與廠家安全評估報告修訂二版所提供參數相符，經審查可以接受。
- (二) 本案 CRD 系統組件設計應用評估部分，台電公司已從 CRD 系統隔離停用系統組件功能、材質、耐震，以及控制棒葉片類型等需評估範圍進行說明，檢視本次 CRD 系統隔離停用所須考量之系統組件設計之應用評估範圍，經審查可以接受。
- (三) 本案 CRD 系統組件潛在劣化機制部分，台電公司已從應力腐蝕龜裂、一般腐蝕、孔隙腐蝕、微生物促進腐蝕，以及控制棒葉片內部中子吸收材料、碳化硼洩漏與材料劣化等劣化機制等進行評估，檢視本次 CRD 系統隔離停用所須考量之技術議題及廠家之影響評估，經審查可以接受。
- (四) 本案廠家安全評估與建議事項部分，台電公司從潛在安全顧慮

評估、美國聯想法規 10 CFR 50.59 評估、廠家建議事項等面向進行評估，檢視本次 CRD 系統隔離停用所須考量安全評估之各面向及周延性，經審查可以接受。

二、本案重要管制事項

綜合審查結果，除確認台電公司所提廠家安全評估報告可以接受外，並將台電公司安全分析與承諾作為納入後續追蹤之重要管制事項附錄如下。

附錄 核一廠除役過渡階段前期CRD系統隔離停用評估報告重要管制事項

109.8.19修訂

項次	章節	內 容	管制時程	辦理狀態
1.	4	核一廠應依廠家建議事項建置控制棒劣化之硼濃度與氬濃度監測機制與程序書，並訂定核一廠除役過渡階段前期研判 CRB 硼管破損的硼濃度及氬活性基準值，據以執行爐心控制棒葉片完整性水化學監測。	監測機制與程序 建置時程： 108.12.31(CRD 系統完成 SERT 隔離停用程序前) 水質監測時程： 除役過渡階段前期爐心有用過核子燃料期間	已結案

