

「核三廠反應爐壓力槽不連續處  
中子脆化安全評估報告」  
安全審查報告

核能安全委員會核安管制組

中華民國 114 年 11 月



## 摘要

依照美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, USNRC)針對反應爐壓力槽(Reactor Pressure Vessel, RPV)之中子脆化議題所建立之法規(如 10 CFR 50.60、50.61、10 CFR 50 Appendix G、Appendix H 等)以及美國相關工業標準，核三廠建廠時，台電公司即規劃於爐心外側設置 6 只內含 RPV 材料監測試片之反應爐壓力槽照射樣品罐(Capsules U, V, X, W, Y, Z)。這些樣品罐會按預定之時程取出，依照相關法規進行破裂韌性相關分析，並視結果更新運轉之壓力-溫度限制曲線(Pressure-Temperature limit curve，下稱 P-T 限制曲線)及低溫過壓保護(Low Temperature Overpressure Protection, LTOP)系統設定點。

本案送審報告為照射樣品罐 Y 之相關技術報告，其依 USNRC 出版之 RIS 2014-11，對 RPV 結構不連續處(或稱延伸腹帶區，如進、出口管嘴)進行特別分析；台電公司並依分析結果更新原照射樣品罐 Y 之摘要技術報告提出之 P-T 限制曲線，再依更新後之 P-T 限制曲線進行暫態熱水流分析與更新 LTOP 系統設定點。

台電公司於 112 年 2 月 2 日提送「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」，經本會專案審查小組進行審查後確認：(1)核三廠 RPV 監測試片之檢驗程序及結果符合美國 NRC 相關法規及業界標準。(2) RPV 結構不連續處之分析標的選定及分析程序與結果符合 USNRC RIS 2014-11 及相關規定。(3)更新之 P-T 限制曲線及

LTOP 系統設定點如實反映監測試片之檢驗結果，並有保留適足的安全餘裕。

經本會專案審查小組針對台電公司所提「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」，分別從反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選、反應爐壓力槽中子脆化、反應爐壓力槽壓力-溫度限值、反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點等面向進行審查後，確認各項分析程序符合相關核能法規及工業標準，可以接受。

# 目錄

摘要.....	i
第一章 前言 .....	1
第二章 反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選 .....	3
第三章 反應爐壓力槽中子脆化 .....	4
第四章 反應爐壓力槽壓力-溫度限值.....	8
第五章 反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點 .....	12
第六章 審查總結 .....	24
參考文獻.....	25



# 第一章 前言

## 一、概述

反應爐壓力槽(Reactor Pressure Vessel, RPV)為核能電廠中用於包封爐心、內部組件及冷卻水，作為反應爐冷卻水壓力邊界(Reactor Coolant Pressure Boundary, RCPB)的重要組件。RPV 為低碳鋼肥粒鐵系鋼材組成，延性與韌性隨輻射照射量增加而降低。美國核管會(Nuclear Regulatory Commission, USNRC)針對 RPV 之中子脆化議題，訂定 10 CFR 50.60、50.61、Appendix G、Appendix H、法規指引(Regulatory Guide, RG) 1.99 Rev.2，及 NUREG-0800 Section 5.3.2 [1-6]等規定，納入美國機械工程師學會(American Society of Mechanical Engineers, ASME)及美國材料與試驗協會(American Society for Testing and Materials, ASTM)建立之標準[7, 8]，以規範 RPV 於運轉期間之材料性質，並要求各電廠建立試片監測計畫。核三廠建廠時，台電公司即依照上述法規標準，規劃於爐心外側設置 6 只反應爐壓力槽照射樣品罐(Capsules U, V, X, W, Y, Z)，按預定之時程取出，以依照 RG 1.99 Rev.2 進行破裂韌性相關分析，並視分析結果更新運轉之壓力-溫度限制曲線(Pressure-Temperature limit curve，下稱 P-T 限制曲線)及低溫過壓保護(Low Temperature Overpressure Protection, LTOP)系統設定點。

USNRC 於 2014 年出版 Regulatory Issue Summary (RIS) 2014-11

[9]，提出除 RPV 腹帶區外，結構不連續處(或稱延伸腹帶區，如進、出口管嘴)雖其所受累積中子通量較少，但因該處所受應力較高，可能導致較低之允許應力，須特別分析之。爰此，台電公司陳送「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」及「核三廠反應爐材料監測試片檢驗分析技術服務(樣品罐 Y)一、二號機檢驗報告」，報請本會審核。

## 二、 審查過程

台電公司於 112 年 2 月 2 日提送「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」(下稱送審報告)，為使本案之管制更為周延完備，並增加審查廣度及深度，本會另邀請 3 位會外專家學者與本會同仁共同組成專案審查小組，從專業角度與安全的立場，針對送審報告進行審查。歷經 5 回合實質審查，期間召開 3 次審查會議，共提出 67 項審查意見。經台電公司澄清與修訂相關報告後，所有審查意見均已釐清並經委員複審同意結案，確認送審報告可符合相關核能法規及工業標準。

本安全審查報告分為六章，第一章前言，第二章反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選，第三章反應爐壓力槽中子脆化，第四章反應爐壓力槽壓力-溫度限值，第五章反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點，最後為第六章審查總結。



## 第二章 反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選

### 一、概述

送審報告第 2 章反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選，此章基於 RIS 2014-11 [9]建議，針對材料組成、累積中子通量、以及 RPV 應力分布，並參考國外案例，將核三廠 RPV 不連續處組件進行篩選，以決定後續所分析之不連續處組件。

### 二、審查情形

審查小組對於 RPV 組件不連續處篩選程序議題，請台電公司說明核三廠 RCPB 相關組件之篩選程序，並針對材料組成、累積中子通量、應力分布等進行比較分析，以確定所需分析之不連續處組件。

台電公司答覆說明：已依審查意見於報告第 2 章補充說明核三廠 RCPB 相關組件之材料組成、累積中子通量、應力分布等篩選程序，並以圖表列出篩選過程。結果顯示，就 RPV 延伸腹帶區組件而言，進、出口管嘴為代表性位置。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

### 三、審查小結

綜合本會審查小組對本章審查結果，台電公司送審報告中反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選之程序符合 RIS 2014-11 [9]之相關規定。本章內容經審查可以接受。

### 第三章 反應爐壓力槽中子脆化

#### 一、概述

送審報告第 3 章反應爐壓力槽中子脆化，為依據本報告第一章所述核能法規及業界標準之相關規定，進行 RPV 腹帶區及不連續處之中子脆化分析，分析項目包括累積中子通量、上限衝擊能(Upper Shelf Energy, USE)、調整參考溫度(Adjusted Reference Temperature, ART)及壓力熱震(Pressurized Thermal Shock, PTS)等。

#### 二、審查情形

審查小組對於累積中子通量計算議題，請台電公司說明：(1)照射樣品罐 Y 檢驗結果與前次取出之照射樣品罐 W 外推數值差異原因。(2)分析結果中 36 有效全功率年(Effective Full Power Year, EFPY)及 54 EFPY 之中子累積通量非按比例增加的原因。

台電公司答覆說明：(1)照射樣品罐 W 及 Y 之中子通量分析方法有一致性，因此累積中子通量數值差異應為兩者運轉條件差異導致，如樣品罐擺放位置、照射時間、照射樣品罐 W 取出後至照射樣品罐 Y 取出前的運轉情形等因素，且外推數值所採用之爐心佈局及運轉狀況為假設條件，與實際運轉條件有差異。(2)腹帶區之 36 EFPY 及 54 EFPY 其累積中子通量是依據照射樣品罐 Y 的量測結果而得，數值有按比例增加。而進、出口管嘴處累積中子通量則是西屋公司經由程式

分析計算而得，週期 22 前以實際運轉資料及爐心設計報告(Nuclear Design Report, NDR)資料進行計算，而核三廠 1、2 號機分別於週期 19 及 18 進行功率提升，分析結果已考慮功率提升對中子通量的影響，故非為按比例增加。而後續週期則參考週期 22 的 NDR 資料為基準進行分析，條件一致，因此後期結果會隨比例增加。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於監視樣品罐領先因子議題，請台電公司說明：報告所列之代表監視樣品罐與 RPV 內壁表面中子通量比值之領先因子，其與現行運轉技術規範(Technical Specification, TS)所列數值差異原因，以及各樣品罐間之領先因子數值差異原因。

台電公司答覆說明：藉由計算兩組數據推估在 RPV 內壁表面之中子通量率之結果，送審報告與 TS 之累積中子通量與領先因子差異，兩者間之差異大致於 10%內(除樣品罐 W 約 13%外)，顯示兩組數據均是在合理的統計誤差範圍。另各樣品罐領先因子數值差異為因樣品罐所擺放之爐心對稱角度不同，樣品罐 U、V、X 為角度 17°，W、Y、Z 為角度 20°，導致 U、V、X 的領先因子較相近(約 3.3)，W、Y、Z 的領先因子較相近(約 2.5)。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於破裂韌性分析方法議題，請台電公司說明：請以核三廠之評估為例說明 RG 1.99 Rev.2 的兩種破裂韌性分析方法，以及

安全餘裕(Margin)之計算方法。

台電公司答覆說明：RG 1.99 Rev.2 所述的兩種破裂韌性分析方法中，第一種方法是基於無足夠監視樣品檢驗數據，核三廠 RPV 不連續處之破裂韌性即利用此方法進行評估。第二種方法是基於有可靠之監視樣品檢驗數據，核三廠 RPV 腹帶區有監視試片的檢驗數據，因此使用此方法進行破裂韌性的評估。有關 Margin 計算， $Margin=2(\sigma_U^2 + \sigma_\Delta^2)^{1/2}$ ，其中  $\sigma_U$  為初始無延性轉換參考溫度(Reference nil-ductility transition Temperature,  $RT_{NDT}$ )之標準差，表測試方法的精準度。若初始  $RT_{NDT}$  是實際量測而得，因量測時所繪製之夏比曲線已包含實驗不準度，初始  $RT_{NDT}$  即為該曲線上吸收能量 30 ft-lb 所對應之溫度，其為單一數值，因此標準差之值為 0。而  $\sigma_\Delta$  為  $\Delta RT_{NDT}$  之標準差，RG 1.99 Rev.2 建議數值為母材材料 17°F、鐸道材料 28°F，但須符合  $\sigma_\Delta$  不得大於  $\Delta RT_{NDT}$  之 1/2 之限制。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於破裂韌性分析參數議題，請台電公司：(1)補充列出進行 USE、ART、PTS 計算所需之所有參數，並請說明控制銅元素含量的做法，以符合法規要求的依據。(2)補充 RPV 不連續處之 PTS 分析。

台電公司答覆說明：(1)已於送審報告補充各項計算所需之所有參數。另控制銅元素含量的做法為 RG 1.99 Rev.2 所列，其第三節說

明新建電廠 RPV 之腹帶區材料銅含量，應控制至使其使用壽命結束時 RPV 內壁 1/4 深度位置處的 ART 小於 200°F。(2)已於送審報告中補充 RPV 不連續處之 PTS 分析。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

### 三、 審查小結

綜合本會審查小組對本章審查結果，台電公司送審報告中反應爐壓力槽中子脆化之材料破裂韌性分析程序符合美國核管會法規、導則、標準及業界規範等相關規定。本章內容經審查可以接受。

## 第四章 反應爐壓力槽壓力-溫度限值

### 一、概述

送審報告第 4 章反應爐壓力槽壓力-溫度曲線，為延續第 3 章中子脆化分析，並依據本報告第一章所述核能法規及業界標準之相關規定，計算 RPV 腹帶區及進、出口管嘴之應力強度因子，並在考量 10 CFR Appendix G [3]之規定下建立 P-T 限制曲線。此新建立之 P-T 限制曲線將更新至 TS 基礎中。

### 二、審查情形

審查小組對於應力強度因子與材料破裂韌性計算議題，請台電公司說明：(1)請將依時性壓力致薄膜應力之應力強度因子  $K_{Im}$  中時間與爐壁厚度之參數代號進一步區別。(2)送審報告所列之未含裂縫之管嘴受負載後應力分布之三階多項式擬合式： $\sigma = A_0 + A_1x + A_2x^2 + A_3x^3$  與 ASME B&PV Code Sec. XI Appendix G 之 G-2223 所列： $\sigma = A_0 + A_1(x/a) + A_2(x/a)^2 + A_3(x/a)^3$  不同，請說明。

台電公司答覆說明：(1)於送審報告中  $K_{Im}$  式子中刪除時間參數，並於該式的說明中補充說明：「P 為 RPV 內壓，於升、降溫運轉操作時將隨時間變化」，以將時間與爐壁厚度參數區分開。(2)由於 ASME B&PV Code Sec. XI Appendix G 之 G-2223 所列 eq.(5)： $\sigma = A_0 + A_1(x/a) + A_2(x/a)^2 + A_3(x/a)^3$  中， $A_0 \sim A_3$  之因次為  $[\frac{F}{L^2}]$ ，

若代入該文獻之 eq.(6)將造成應力強度因子中與  $A_0 \sim A_3$  有關項之因次不相符。另參考 2010 年 USNRC 委託橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)執行之 ORNL/TM-2010/246 報告，指出應力分布公式應考慮為  $\sigma = A_0 + A_1x + A_2x^2 + A_3x^3$ ，故可判斷上述 ASME 之應力分布公式應為誤植，因此送審報告採用 ORNL 報告所列公式。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 P-T 限制曲線建立議題，請台電公司說明：RPV 腹帶區與不連續處之 P-T 限制曲線建立流程。

台電公司答覆說明：經送審報告第 3 章程序計算出 RPV 腹帶區及進、出口管嘴的 ART 後，將前者(腹帶區)之 ART 經送審報告 4.1.1 節的程序(以  $K_{IC}$  方法建立 RPV 爐壁厚度 1/4 及 3/4 處之限制)計算出壓力-溫度限值。另將後兩者(進、出口管嘴)的 ART 與應力分布的三階多項式嵌合係數經 4.1.2 節的程序(以  $K_{IC}$  方法並考量管嘴轉角處應力分布，建立進、出口管嘴之限制)計算壓力-溫度限值，將前述三者所計算獲得同一溫度下較低之壓力值作為 RPV 的容許壓力限度，並考慮 10 CFR 50 Appendix G 之限制，以此繪出送審報告之 P-T 限制曲線。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 P-T 限制曲線之冷卻水壓差修正議題，請台電公司說明：送審報告之 P-T 限制曲線加入冷卻水壓差的修正所適用之法規。

台電公司答覆說明：此壓差修正並無法規要求，僅是 TS 對 P-T 限制曲線監測之目的。送審報告建立 P-T 限制曲線時，曲線之壓力限制是針對 RPV 腹帶區及進、出口管嘴的壓力，而電廠於此位置並未設有壓力儀器，而是將餘熱移除(Residual Heat Removal, RHR)系統由熱端管路取水處下游之量測壓力使用在 P-T 限制曲線上。由於此處之量測壓力無法直接代表 RPV 腹帶區及進、出口管嘴壓力，應另外考慮量測處與腹帶區及進、出口管嘴之壓差(由速度水頭及重力水頭造成)。為方便 P-T 限制曲線於 TS 之使用，於該圖加入此壓差修正，以作為運轉限制曲線保護上述區域。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 P-T 限制曲線之冷卻水壓差數值議題，請台電公司說明：送審報告冷卻水壓差與現行 TS 數據的差異原因。

台電公司答覆說明：過往冷卻水壓差數值(69 psi)是 1982 年西屋公司針對 10 EFPY 之 P-T 限制曲線，為核三廠執行 LTOP 系統設定點分析時使用之值，其使用西屋公司 LOFTRAN 程式算得，後沿用至今。送審報告之數值(62 psi)則是使用 GOTHIC 程式算得，雖然上述兩程式均是基於質量、動量及能量守恆開發的熱流計算程式，但計算模式、模型架構仍有差異，導致此結果差異。考量兩壓差數值僅差 7 psi，後續 TS 仍保守維持採用 69 psi。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。



### 三、 審查小結

綜合本會審查小組對本章審查結果，台電公司送審報告中反應爐壓力槽 P-T 限制曲線之建立程序符合美國核管會法規、導則、標準及業界規範等相關規定。本章內容經審查可以接受。

## 第五章 反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點

### 一、概述

送審報告第 5 章反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點，此章以 GOTHIC 計算程式進行 RCS 熱水流暫態計算並依計算結果修訂 LTOP 系統相關設定點，使暫態分析結果符合前章建立之 P-T 限制曲線。暫態假設為 RCS 水固狀態下發生質量加入(Mass In, MI)或熱加入(Heat In, HI)事件。報告分析結果為該系統所屬之調壓槽之動力釋壓閥(Power Operated Relief Valves, PORV)設定點(下稱 LTOP 系統設定點)需進行變更。此修訂之 LTOP 系統設定點將更新至 TS 基礎中。

### 二、審查情形

審查小組對於 RCS 熱水流暫態分析之假設條件議題，請台電公司說明：(1) HI 事件蒸汽產生器(Steam Generator, S/G)殼側為對 RCS 加熱之熱源，為何事件後期改為 RCS 對 S/G 殼側加熱。(2)送審報告所提各 MI 及 HI 事件假設依據，以及是否有涵蓋最保守狀況、是否需考量疲勞破壞的累積。

台電公司答覆說明：(1)HI 事件初期由於 S/G 殼側對 RCS 加熱，RCS 溫度開始上升並趨向 S/G 殼側溫度，而由於爐心持續存在衰變熱，使得 RCS 及 S/G 管側溫度持續增加至高於 S/G 殼側，並反過來加熱 S/G 殼側。(2)送審報告所提 MI 及 HI 事件，為沿用 2008 年核三

廠進行小幅度功率提昇時西屋公司進行 LTOP 系統設定點變更分析之事件，其為參考核三廠 TS 基礎第 3.4-12 節之描述，RCS 低溫狀態可能發生的 MI 及 HI 事件，並採用其中較嚴重事件分析之。MI 事件採用充水/引水流量不匹配事件；HI 事件則採用反應爐冷卻水泵 (Reactor Coolant Pump, RCP) 啟動時 RCS 與 S/G 溫度不平衡事件。另疲勞破壞之累積部分，FSAR 3.9.1.1 節之設計暫態中已將低溫過壓暫態列為疲勞分析的考慮標的之一，40 年運轉期間允許的暫態事件次數為 10 次。送審報告之分析未改變最嚴重之低溫過壓肇因事件，且在 LTOP 系統設定點調整後之分析亦未增加 LTOP 暫態結果之嚴重性。因此在事件發生機率未增加、肇因事件未改變、事件後果嚴重性未增加的條件下，低溫過壓暫態之疲勞破壞容許次數不需修正。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 RCS 熱水流暫態分析上限值議題，請台電公司說明：分析上限值之定義及其法規依據，尤針對 1 號機 MI 事件案例 7~9、HI 事件案例 7~9、及 2 號機 HI 事件案例 5~9 之分析上限值。

台電公司答覆說明：分析上限值定義為 P-T 限制曲線及調壓槽 PORV 管路壓力限制均須符合的限值，也就是兩者取較小值，此定義為依據參考文獻 WCAP-14040-A Rev.4。前者之限制為依據 10 CFR 50 Appendix G；後者則為針對 PORV 下游結構完整性的考量，將 PORV 管路壓力限制定為 800 psig。此值為依照西屋公司於 2001 年對美國

Beaver Valley 電廠 1 號機進行的 LTOP 系統設定點分析時提出的限值，且該值為通用性數值，目的為防止當發生水固狀態下之增壓事件時，調壓槽 PORV 循環性開關造成水錘效應而損壞下游排放管路之完整性。2008 年核三廠進行小幅度功率提昇時，西屋公司亦採用此值進行 LTOP 系統設定點之相關分析。此外，若 P-T 限制曲線所得到之壓力限值超過 RCS 設計壓力(2485 psig)時，會保守以 2485 psig 作為分析上限值。1 號機 MI 事件案例 7~9、HI 事件案例 7~9、及 2 號機 HI 事件案例 5~9 之壓力分析上限值均依據此原則修改為 2485 psig。而 2 號機 HI 事件案例 5~6 之分析上限值則因為沒有超過 RCS 設計壓力，所以依據其 P-T 限制曲線分別定為 1153 psig 及 1267 psig。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 LTOP 系統設定點修改緣由議題，請台電公司說明：送審報告調整 LTOP 系統設定點之原因。

台電公司答覆說明：當電廠處於低溫狀態之穩態、升溫及冷卻過程時，需監測 RCS 壓力避免超過 P-T 限制曲線，LTOP 系統即為避免發生暫態事件時 RCS 壓力超過限值，其設定點根據暫態分析時 RCS 壓力不超過 P-T 限制曲線，以及 PORV 上游管路壓力不超過 PORV 管路壓力限制而建立。此次送審報告對 P-T 限制曲線有更動，因此需重新檢視 LTOP 系統設定點。送審報告與現行(小幅度功率提升時建立)之 P-T 限制曲線之差異為：送審報告之曲線是使用  $K_{IC}$  方法決定之材

料破裂韌性曲線加上 10 CFR50 Appendix G 之限制建立，而現行之曲線則採用  $K_{IA}$  方法決定之材料破裂韌性曲線加上 10 CFR 50 Appendix G 之限制建立，前者較後者限制為少。

然而，核三廠於小幅度功率提升時，由西屋公司執行 LTOP 系統相關分析，當時暫態分析無法符合 P-T 限制曲線之限值要求，因此採用 ASME Code Case 641，其允許採用  $K_{IA}$  方法建立 P-T 限制曲線之電廠，在進行 LTOP 系統分析時將壓力限制放寬至 P-T 限制曲線的 1.1 倍，藉此建立現行之 LTOP 系統 PORV 設定點。而送審報告採用  $K_{IC}$  方法，因此無法沿用前述 ASME Code Case 641 將壓力限制放寬至 P-T 曲線 1.1 倍的做法。此分析方法變更導致以下影響：LTOP 分析使用現行 PORV 設定點進行評估，結果顯示，雖然新建立的 P-T 限制曲線在低溫區較現行曲線寬鬆，但暫態分析結果仍無法滿足新曲線的限值要求，因此必須調整 PORV 設定點，使其符合新限值。此外，LTOP 系統分析時亦須符合調壓槽 PORV 管路壓力限制(800 psig)，送審報告將 PORV 上游壓力 800 psig 保守換算為 RPV 進口管嘴壓力 862 psig 作為限值，即是將 3 台 RCP 運轉下進口管嘴與熱端管路之壓差約 62 psi 加上 800 psig 而得。由於實際上熱端管路至 PORV 間會有約 20 psi 之壓降，因此上述 862 psig 為保守假設。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 LTOP 系統設定點依照不同運轉條件修改議題，請

台電公司說明：依照不同運轉條件(2 台及 3 台 RCP 運轉)而修改 LTOP 系統設定點之可行性及國際案例。

台電公司答覆說明：靈敏度分析顯示，RCP 運轉台數愈多 MI 事件之 RCS 壓力愈高，運轉 3 台 RCP 條件下 LTOP 系統設定點之調整幅度達 54 psi，將影響運轉彈性。且該設定點太低可能使調壓槽 PORV 誤動作機率增加，以及開啟後可能使 RCP 之淨正吸水頭不足及 RCS 壓力低於 RCP 一號軸封之低壓限值的機率增加，為了減少設定點調整幅度以維持適當運轉彈性，送審報告考慮不同溫度下 RCP 運轉台數限制之情形。具體措施為藉行政管制，在相關程序書中要求在 RCS 溫度 $\leq 150^{\circ}\text{F}$ 時運轉至多 2 台 RCP。

台電公司進一步說明，上述方案於美國 Beaver Valley 電廠已有實施，且有經 USNRC 審查同意。RCP 運轉台數由 3 台減至 2 台對大修結束後起機升溫階段僅會有少許影響，主要影響為水質(濁度)及升溫率。核三廠於 110 年 11 月 27 日 2 號機起機階段依據送審報告建議之方式進行測試，在 RCS 溫度大於  $150^{\circ}\text{F}$ 前運轉至多 2 台 RCP，此測試觀察結果顯示，水質濁度可符合要求且對升溫率影響有限。另外，在 RCS 溫度 $\leq 150^{\circ}\text{F}$ 時運轉至多 2 台 RCP 並不會對 FSAR 分析有所影響，故不會有安全顧慮。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於兩部機組之 LTOP 系統設定點相同議題，請台電公

司說明：兩部機組所建立之 P-T 限制曲線不同，但 LTOP 系統設定點一致之原因。

台電公司答覆說明：現行 TS 基礎所列 LTOP 系統設定點是兩部機組共用，送審報告調整後之設定點亦沿用此方式，因此，雖 2 號機僅在 RCS 溫度 $\leq 120^{\circ}\text{F}$ 時，暫態分析結果才會超過分析上限值，但仍保守使用 1 號機調整後設定點，於 RCS 溫度 $\leq 150^{\circ}\text{F}$ 時調整設定點。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 RHR 系統釋壓閥分析議題，請台電公司說明：WCAP-14040 顯示 RHR 系統釋壓閥可能無法提供低溫過壓事件之保護，請說明送審報告相關分析之正當性。

台電公司答覆說明：核三廠 TS 第 3.4.12 節之運轉限制條件列出之 LTOP 系統釋壓閥包括調壓槽 PORV 及 RHR 系統進口釋壓閥，當調壓槽 PORV 不可用時可藉 RHR 系統進口釋壓閥提供低溫過壓保護，TS 基礎第 3.4.12 節亦說明當 P-T 限制曲線有變動時，須重新評估 RHR 進口釋壓閥是否仍有能力維持 LTOP 系統之設計暫態下，最高壓力不超過 P-T 限制曲線。RHR 系統進口釋壓閥於 RHR 停機冷卻模式時才使用，其於 RCS 溫度  $350^{\circ}\text{F}$  以下及壓力 425 psig 以下時啟用，可作為機組停機及起動階段之 RHR 系統過壓保護。送審報告中低溫過壓事件分析顯示，於最嚴重的 MI 及 HI 事件，且假設 LTOP 系統只有 RHR 系統進口釋壓閥可用下，結果顯示 RPV 進口管嘴最大壓

力符合 P-T 限制曲線之要求，表示 RHR 系統進口釋壓閥可提供低溫過壓事件之保護。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 RHR 系統管路壓力限制議題，請台電公司說明：RHR 系統釋壓閥相關分析顯示暫態壓力可能高於調壓槽 PORV 設定點，相關案例是否需考慮 PORV 管路壓力限制，另外 RHR 系統管路是否亦有壓力限制。

台電公司答覆說明：送審報告中於 RHR 系統釋壓閥分析時假設調壓槽 PORV 不可用，但為確保實際事件發生時，若暫態壓力大於 PORV 設定點使之開啟，不會使 PORV 管路超過壓力限制(862 psig)，亦於暫態壓力大於調壓槽 PORV 設定點下進行其開啟之分析，結果顯示各暫態下皆不會使 PORV 管路達壓力限制值。至於 RHR 系統管路之壓力限制，過往西屋公司分析時並未有此限制，而調壓槽 PORV 管路限制值為避免 PORV 循環性開關造成水錘效應而衝擊下游排放管路之完整性，故另行確認 RHR 系統進口釋壓閥循環性開關之後果。經檢視送審報告之相關分析，大部分造成 RHR 系統進口釋壓閥循環性開關的暫態事件，其 RPV 進口管嘴最高壓力低於 RHR 系統之設計壓力(600 psig)，且壓力暫態循環幅度小，水錘效應衝擊下游排放管路完整性的顧慮較低。少部分最高壓力超過 600 psig 之暫態事件，其時間短暫(約 40 秒)且壓力暫態循環時亦低於 600 psig，因此水錘效應衝



擊下游排放管路完整性的可能性亦較低。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 RHR 系統釋壓閥特性議題，請台電公司說明：RHR 系統釋壓閥特性、RHR 系統釋壓閥之排放是否也使用臨界流模式及其與調壓槽 PORV 之排放容量差異、PORV 及 RHR 系統釋壓閥之動作延遲時間等特性。

台電公司答覆說明：根據核三廠 TS 基礎 3.4 節，RHR 系統進口釋壓閥為彈簧加載之波紋管式洩水閥，其為機械式彈開快速開啟，無電子開啟訊號，無時間延遲效應，彈簧力設定點為 450 psig。TS 要求為 450 psig±3%，分析保守假設為 RCS 壓力達到 463.5 psig 時開啟，全開時間假設為 0.1 秒，可符合此閥特性。RHR 系統釋壓閥之排放亦使用臨界流模式計算，流面積先經過設計條件校正，在壓力 450 psig 時排放容量 770 gpm，而調壓槽 PORV 在相同條件下開啟時容量約為 RHR 系統釋壓閥之 1.15 倍。另外，PORV 動作延遲時間為 0.3 秒，其為引用西屋公司 2010 年「Maanshan Units 1 &2: Inadvertent Actuation of the ECCS Analysis for PORV Qualification」報告之數據。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 GOTHIC 程式適用性議題，請台電公司說明：GOTHIC 程式於低溫水固狀態下之適用性。

台電公司答覆說明：GOTHIC 程式為通用性控制體積與接節質量、動量及能量平衡式的數值求解，考慮氣相、液相、液滴相、霧相及冰相五種狀態，其中液相可為整個系統充滿水之水固狀態，且溫度允許低至 32°F。對類似本案之水固狀態計算，反應爐內熱水流現象為單純的 RCS 迴路壓降及暫態增壓行為模擬。有關 GOTHIC 一般性壓降的計算，在「GOTHIC thermal hydraulic analysis package qualification report (EPRI, 2016)」(下稱 GOTHIC 驗證報告)中有做過單一效應 (separate effect) 的模擬驗證，也有進行實驗設施之壓降測試結果比較，如使用 GE 測試資料(GEAP-4616, 1964)等。至於增壓計算，在 GOTHIC 驗證報告中有進行相關測試之驗證分析，故 GOTHIC 程式可計算水固狀態之流體質量、動量及能量守恆。

此外，台電公司曾於 2011 年透過 TITRAM 計畫，完成 GOTHIC 程式驗證報告 TITRAM/OTH-THT-MHD-01，並經本會審查接受，該報告已進行個別效應驗證、整體測試以及與 FSAR 結果比對，確認 GOTHIC 程式對圍阻體壓力與溫度分析具適足之正確性，可用於國內核能電廠圍阻體相關分析。送審報告分析過程中亦有採用西屋公司 PCWG (Performance Capability Working Group) 提供之冷停機(RCS 溫度 70°F，壓力 500 psia) 3 台 RCP 穩態運轉條件下的 RCS 迴路壓力降分布進行計算數據校準。雖然 TITRAM/OTH-THT-MHD-01 係用來確認 GOTHIC 程式對圍阻體壓力與溫度分析具適足之正確性，但

GOTHIC 為通用性熱流分析程式，其對控制體積及接節，使用質量、動量及能量守恆式，加上本構模型(constitutive model)之配合，就流體各項參數進行數值求解，因此適用於核能電廠熱水流系統，包括水固狀態系統。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 LTOP 系統相關分析案例議題，請台電公司說明：GOTHIC 程式應用於 LTOP 系統相關分析之國內外案例。

台電公司答覆說明：國內案例部分，GOTHIC 目前已經運用在核一、二、三廠之圍阻體分析並獲主管機關核准，送審報告為首次使用 GOTHIC 來進行壓力槽應力評估分析。國外計算 LTOP 系統相關分析主要使用 LOFTRAN 及 RELAP5 程式，僅有美國 Salem 電廠於 1994 年時曾使用過較早的 GOTHIC 版本進行非正式的 LTOP 系統分析。經台電公司詢問 GOTHIC 程式所屬廠家美國電力研究院(Electrical Power Research Institute, EPRI)該程式用於 LTOP 系統分析之適用性，EPRI 認為 LTOP 只是 RCS 流體壓縮及 PORV 開啟與關閉性能的熱流行為，而 GOTHIC 之守恆方程式涵蓋可壓縮流體的型態，雖然 GOTHIC 不特別為 LTOP 分析設計，但其具有模擬此類事件的適當能力。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 GOTHIC 程式計算不準度，請台電公司：補充 GOTHIC 之計算不準度。

台電公司答覆說明：本案對 MI 及 HI 事件，分別針對 GOTHIC 輸入參數中對 RCS 壓力計算結果較靈敏的參數，執行靈敏度計算，並利用誤差傳遞法，決定各個參數考慮不準度後對 GOTHIC 計算 RCS 最高壓力造成之不準度標準差，並以此決定 GOTHIC 計算不準度之標準差，最後得出 MI 事件及 HI 事件之 95% 機率之計算不準度標準差分別為 0.67% 及 0.74%，並以此數值回饋至送審報告計算結果。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

審查小組對於 GOTHIC 程式驗證議題，請台電公司說明：GOTHIC 用於 LTOP 系統相關分析之程式驗證結果。

台電公司答覆說明：GOTHIC 為通用性控制體積與接節質量、動量及能量平衡式的數值求解，可作為流體系統熱水流分析，包括圍阻體、反應爐及管路系統等。對類似本案之水固狀態計算，反應爐內熱水流現象為單純的 RCS 迴路壓降及暫態增壓行為模擬。有關 GOTHIC 一般性壓降、增壓、沖放流、閥動作的計算驗證，在 GOTHIC 驗證報告中皆有做過，結果皆顯示符合性良好。台電公司另外針對 NUREG-1806 報告所列對 LTOP 系統分析相關的 Marviken critical flow test 及 MIT pressurizer test ST4，使用 GOTHIC 進行驗證。結果顯示 GOTHIC 計算與實驗之流量、壓力數值與趨勢均有良好吻合，因此 GOTHIC 可用做 LTOP 系統分析之熱水流暫態模擬。台電公司已就審查意見提出答覆說明，答覆內容經審查可接受。

### 三、 審查小結

綜合本會審查小組對本章審查結果，台電公司送審報告中反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點之熱水流暫態分析程序符合美國核管會法規、導則、標準及業界規範等相關規定。本章內容經審查可以接受。

## 第六章 審查總結

### 一、 審查結論

綜合審查小組對台電公司所提「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」，分別從反應爐壓力槽不連續處肥粒鐵組件篩選、反應爐壓力槽中子脆化、反應爐壓力槽壓力-溫度限值、反應爐壓力槽低溫過壓保護設定點等面向進行全面性檢視與審查，經台電公司釐清全部審查意見與修訂報告內容，確認報告內容符合核能相關法規與業界標準，送審報告內容可以接受。

### 二、 後續管制要求

GOTHIC 程式使用於 RCS 熱水流暫態計算為國際先例，考量核三廠運轉執照已屆期，本審查案先行結案。爾後若台電公司有本審查案相關申請，須參照美國業界做法處理並經本會核備後，才可進行 LTOP 系統設定點修訂。

而基於送審報告進行之 P-T 限制曲線及 LTOP 系統設定點修訂，仍須提送 FSAR 及 TS 基礎修改案，經本會同意後方可使用。

## 參考文獻

1. 10 CFR 50.60, *Acceptance criteria for fracture prevention measures for lightwater nuclear power reactors for normal operation.*
2. 10 CFR 50.61, *Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events.*
3. 10 CFR 50 Appendix G, *Fracture Toughness Requirements.*
4. 10 CFR 50 Appendix H, *Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements.*
5. USNRC, Regulatory Guide (RG) 1.99, *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials*, Revision 2, May 1988.
6. USNRC, NUREG-0800 Section 5.3.2, *Pressure-Temperature Limits, Upper-Shelf Energy, and Pressurized Thermal Shock*, Revision 2, March 2007.
7. ASME, *ASME Boiler and Pressure Vessel (B&PV) Code*, Section XI, Appendix G, 2013 Edition, 2013.
8. ASTM, *Practice Standard for Conducting Surveillance Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels*, ASTM E 185-82, 1982.
9. USNRC, Regulatory issue summary (RIS) 2014-11, *Information on licensing application for fracture toughness requirements for ferritic reactor coolant pressure boundary components*, October 2014.