

NRD-SER-114-04

「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」
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，依照相關規定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)後，依 10 CFR 50 Appendix H 規定提出摘要技術報告。本案送審報告即照射樣品罐 Y 之摘要技術報告。

台電公司於 112 年 10 月 24 日提送「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」經本會專案審查小組進行審查後確認：(1)核三廠 RPV 照射樣品罐 Y 之監測試片的試驗程序及結果符合 USNRC 相關法規及美國工業標準。(2) RPV 內部及照射樣品罐之中子通量分析，其程序及結果符合相關規定。(3)建立之 P-T 限制曲線如實反映監測試片之檢驗結果，並有保有適足的安全餘裕。

經本會專案審查小組針對台電公司所提「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」進行審查後，

可以接受。

目錄

摘要	i
第一章 前言	1
第二章 總結、簡介、前言及監視計畫內容	3
第三章 試驗程序及結果	4
第四章 輻射評估與中子通量分析	7
第五章 正常運轉升溫與降溫之限制曲線及壓力熱震安全性評估結果	12
第六章 監視樣品罐取出時程規劃	16
第七章 審查總結	18
參考文獻	19

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 為低碳鋼肥立鐵系鋼材組成，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 USNRC 之法規指引(Regulatory Guide, RG) 1.99 Rev.2 [5] 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)。

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(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，因此須特別分析之。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 10 月 24 日提送「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」（下稱送審報告），為使本案之管制更為周延完備，並為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 4 回合實質審查，期間召開 2 次審查會議，共提出 44 項審查意見。經台電公司澄清與修訂相關報告後，所有審查提問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法規及管制要求。

本安全審查報告分為六章，第一章前言，第二章總結、簡介、前言及監視計畫內容，第三章試驗程序及結果，第四章輻射評估與中子通量分析，第五章正常運轉升溫與降溫之限制曲線及壓力熱震安全性評估結果，第六章監視樣品罐取出時程規劃，最後為第七章審查總結。

第二章 總結、簡介、前言及監視計畫內容

一、概述

送審報告第 1 至 4 章分別為總結、簡介、前言及監視計畫內容，第 1 章說明監視樣品罐 Y 檢測分析結果之結論；第 2 章簡述監視樣品罐之取出時程及測試項目；第 3 章摘要描述送審報告依據之核能法規及工業標準，即本報告第一章所述核能法規及業界標準；第 4 章則說明核三廠反應爐壓力槽監測試片之監測標的、材料組成、擺放位置等監視計畫內容。

二、審查小結

審查小組對送審報告第 1 至 4 章並無開立技術相關審查意見。綜合本會審查小組對本章審查結果，台電公司送審報告所提總結、簡介、前言、監視計畫內容之內容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。

第三章 試驗程序及結果

一、概述

送審報告第 5 章試驗程序及結果，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，進行監測試片之機械性質測試與分析。試驗包括夏比衝擊試驗、拉伸試驗、高溫拉伸試驗等，並得出經照射後試片之上限衝擊能(Upper Shelf Energy, USE)、降伏強度、無延性參考溫度(Reference nil-ductility transition Temperature, RT_{NDT})等機械性質之變化量。此外，報告中亦確認試片之運轉溫度未過溫、檢驗監視試片之成份，及檢驗監視樣品罐位置處之中子通量與能譜。

二、審查情形

審查小組對於試片檢驗程序及分析議題，請台電公司：(1)列出三點抗折應力計算公式；修正送審報告中 σ_0 及應力強度因子 K 之公式。(2)說明送審報告不需做缺口拉伸(Compact Tension, CT)試驗之原因。(3)補充試片化學組成之取樣、檢驗分析程序及結果；補充中子輻射監測計之檢驗結果。

台電公司答覆說明：(1)已依審查意見於送審報告中列出及修正相關公式。(2) CT 試驗項目為 1998 年 ASTM E185-98 版本規範新增之 RPV 鋼材破裂韌性試驗之替代方法，而核三廠建廠時是依據 1979 年 ASTM E185-79 版本之規範設計建置 RPV 材料監測計畫項目，該

版本規範中並未制訂 CT 試驗項目，因此，核三廠歷次照射樣品罐檢驗作業皆不包含 CT 試片測試。(3)已依審查意見，將試片化學組成之取樣、檢驗分析程序及結果補充於送審報告 5.6 節中，並將中子輻射監測計之檢驗結果補充於送審報告 5.7 節中。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。

審查小組對於試片運轉照射溫度議題，請台電公司說明：(1)試片運轉照射溫度為 550°F 之依據。(2)溫度指標計檢驗之判斷標準。

台電公司答覆說明：(1)該運轉溫度之依據為核三廠反應爐設計分析文件「Analytical Report for Taiwan Power Company Maanshan Nuclear Power Stations Unit No.1 Reactor Vessel」及「Analytical Report for Taiwan Power Company Maanshan Nuclear Power Stations Unit No.2 Reactor Vessel」。(2)溫度指標計的合金試片起始為條線狀金屬段，一旦曾經發生高溫熔融則金屬溶液表面張力會使其外形改變成為水滴狀，藉由檢視其形狀的改變來確認爐水溫度是否發生過溫(兩種合金試片熔點分別為 579°F、590°F)。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，台電公司送審報告所提試驗程序及結果之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 輻射評估與中子通量分析

一、概述

送審報告第 6 章輻射評估與中子通量分析，為依據送審報告第 5 章監視樣品罐位置處之中子通量與能譜檢測結果，以計算程式推估 RPV 內各處之中子分佈狀況，進而掌握 RPV 材質特性改變的程度。送審報告採用中子遷移計算程式 ANISN 與 DORT 進行計算，並將結果與樣品罐內中子輻射監測計之檢驗數據進行比較，確保過往推估結果及本次模擬結果有其準確性。

二、審查情形

審查小組對於各運轉週期之中子通量率議題，，請台電公司：(1) 提供各週期中子通量率在軸向及周向之分布圖，並說明週期 7~11 之 RPV 內表面快中子通量率突增致使領先因子(lead factor)下降原因。(2)說明週期 12~15 之快中子通量率均採用週期 15 數值為代表之合理性。(3)補充週期 16~20 之中子通量率來源。

台電公司答覆說明：(1)週期 7~11 之 RPV 內表面快中子通量率為採用樣品罐 W 檢測分析之結果，並無重新分析。領先因子數值下降應係受到爐內幾何結構體與爐水屏蔽效應的影響。爐內各週期中子通量率分布圖已另行提供。(2)送審報告僅針對第 15 週期以後的資料進行評估計算，週期 12~15 之快中子通量率因爐心設計模式相近而以

第 15 週期作為代表。(3)週期 16~20 之中子通量率，是依據送審報告 6.2 節中子遷移計算之方法，使用分隔座標法計算程式 ANISN 與 DORT 建立爐心幾何模型，並進行爐內之中子遷移計算所得。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。

審查小組對於各週期中子通量率之計算條件議題，請台電公司說明：(1)送審報告之中子射源強度分佈取自於爐心設計報告(Nuclear Design Report, NDR)中燃耗 11,000 MWD/MTU 之燃料，與核三廠自週期 10 後各週期平均燃耗值約 20,000 MWD/MTU 不符(因每運轉週期改採為 18 個月)，計算假設是否需調整。(2)部份週期與前一週期相比，其照射樣品罐之快中子通量率減少，但 RPV 內表面及 1/4 厚度之快中子通量率卻增加之原因。

台電公司答覆說明：(1)計算時僅中子射源強度之相對分佈取自 NDR 的資料，實際各週期之總中子射源強度，已考量各週期之運轉功率歷程。(2)送審報告所列 RPV 內表面與 1/4 厚度之快中子通量率為該處之最大值，而樣品罐之快中子通量率則為其中心位置之數值，因此每週期所取位置有落差，導致變化趨勢並不相同。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。

審查小組對於中子通量率計算流程議題，請台電公司說明：(1)監視樣品罐會對反應爐心內中子分佈及能譜造成擾動之原因。(2)SAND II 程式之計算流程及使用截面資料庫之能群轉換。

台電公司答覆說明：(1)此論述為延用西屋公司執行第一個樣品罐(樣品罐 U)檢驗報告之內容，其目的為提醒執行中子遷移計算者於建立計算模型時，必須將樣品罐之組成及其所在位置水的相對比例納入考慮，提高分析精確性。(2)新增 SAND II 計算流程於送審報告附件 A-3。另 SAND II 在運行時，可自行選擇輸入初始能譜或程式內建之能譜，本案執行時，係選擇輸入送審報告表 6-10 之 47 能群初始能譜，而非分割成 620 個能群之 SAND II 內建能譜。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。

審查小組對於中子通量率計算收斂條件議題，請台電公司說明：(1)加權活度函數(activity-weighting function, $W_{ij}[k]$)為 0 之條件。(2)疊代之收斂條件及送審報告所述變異之定義。

台電公司答覆說明：(1) $W_{ij}[k]$ 值在第 j 個中子能群間為零時，表示所有使用的中子劑量計在該能量區間的平均截面皆為零，亦即該能量區間對所有的中子劑量計均不會產生活化效應，對中子劑量計最後之活度亦不會產生任何貢獻。(2)疊代收斂之接受標準為量測和計算的活度比值的標準誤差應在 2% 內，其指整個計算範圍之能譜，包含共 7 個被動式中子照射劑量監測試樣之計算結果。送審報告之計算，經由 14 次疊代過程量測和演算的標準差之比值小於 1.87%，符合上述標準。送審報告內文所述變異係指平均值的標準差，根據本次所評估之中子通量率，若不考量 Np-237 試片(因該試片偵測效率偏低)，其

變異為 4.97% (<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。

審查小組對於中子通量率量測結果議題，請台電公司說明：Np-237 (n,f)反應算出之快中子通量率較其他試片低之原因及影響。

台電公司答覆說明：根據 5 個試樣的強度，並考慮加馬(gamma)能譜系統的無感時間，Np-237 是置於離偵測探頭較遠位置進行量測，在系統進行效率校正時，該位置偵測效率較低(僅 0.007%)，使校正結果較易受背景擾動影響而產生量測誤差，此因素造成回推中子通量率偏低。5 個試樣之中子通量率平均值為 1.185×10^{11} n/cm²-sec，兩倍標準差為 5.6×10^{10} n/cm²-sec，所有試樣的量測結果，皆在兩倍標準差範圍內，在統計觀點上此差異尚屬合理。若不計 Np-237 的結果，則其他 4 個試樣之中子通量率平均值為 1.300×10^{11} n/cm²-sec，標準差為 1.4×10^{10} n/cm²-sec，與原平均值結果的差異在一個標準差範圍內，可認定為無顯著差異，因此 Np-237 算出之快中子通量率，不會對最終評估快中子通量率之結果產生顯著影響。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。

審查小組對於樣品罐量測數據議題，請台電公司說明：(1)樣品罐之累積中子通量如何外推出 RPV 內壁之 54 有效全功率運轉年(Effective Full Power Year, EFPY)之累積中子通量。(2)各材料試片(⁵⁸Ni、⁵⁴Fe、⁶³Cu、⁵⁹Co(Bare)、⁵⁹Co(+Cd))之誤差是否已考量誤差傳遞

(error propagation)。

台電公司答覆說明：(1)量測評估的樣品罐 Y 之平均中子通量率為 $1.203 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ ，並分析計算得出其領先因子為 2.48。因此，其取出前總計累積監測達 22.17 EFPY，可計算出樣品罐 Y 之累積中子通量為 $8.41 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 。外推(>22.17 EFPY)之 RPV 內壁累積中子通量計算方式為：將上述平均中子通量率乘上領先因子再乘上外推時間(如 32、36、54 EFPY)而得。(2)送審報告之樣品放置在上、中、下不同位置，非屬相同條件下的量測，因此要合理評估最終結果的不確定度，除考量誤差傳遞計算的結果，尚需一併考量樣品間差異造成的不確定度。最後的總不確定度，將上述誤差傳遞計算的結果、樣品間差異造成的不確定度，取平方開根號而得，並更新於送審報告中。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，台電公司送審報告所提輻射評估與中子通量分析之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。

第五章 正常運轉升溫與降溫之限制曲線及壓力熱震安全性評估結果

一、概述

送審報告附錄 A 正常運轉升溫與降溫之限制曲線及附錄 B 壓力熱震安全性評估結果，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 腹帶區之中子脆化分析，分析項目包括累積中子通量、上限衝擊能(USE)、調整參考溫度(Adjusted Reference Temperature, ART)及壓力熱震(Pressurized Thermal Shock, PTS)等，並依據 ASME Code Section XI Appendix G [7]規定計算 RPV 腹帶區之應力強度因子，進而在考量 10 CFR Appendix G [3]規定限制下建立 RPV 腹帶區之 P-T 限制曲線。

二、審查情形

審查小組對於破裂韌性評估流程議題，請台電公司說明：(1)無延性參考溫度偏移量(ΔRT_{NDT})受影響因素，以及送審報告中二號機之 ΔRT_{NDT} 量測值非隨中子通量增加而增加之原因。(2)將照射樣品罐 Y 試驗結果之 USE 與法規限值比較之用意，及是否應依 RG 1.99 Rev.2 之方法計算出 RPV 實體之 USE 再與法規限值比較，以確保 RPV 於運轉期間之安全。

台電公司答覆說明：(1)根據 RG 1.99 Rev.2， $\Delta RT_{NDT} = (CF) \times f^{0.28}$

$-0.10 \log f$ ，其中 CF 為化學因子(chemistry factor)，受到鋼材材質中銅與鎳成分因素影響； $f = f_{\text{surface}} \times e^{(-0.24x)}$ 為反應爐槽壁厚 x 處接受的中子通量； f_{surface} 為反應爐槽內壁表面接受的中子通量。另送審報告中二號機照射樣品罐 W 的 ΔRT_{NDT} 量測值未如預期隨中子通量增加，而較其前次照射樣品罐 X 的量測值增加，其原因可能是各樣品罐中監視試片材質的銅與鎳成分差異，以及每次執行衝擊試驗容許之誤差範圍等因素影響所致。(2)原送審報告中照射樣品罐 Y 試驗結果之 USE 與法規限值比較並無管制意義，僅是說明核三廠反應爐鋼材的中子通量累積達 $8 \sim 9 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 時，爐材的 USE 值仍能符合運轉規範要求，上述數值為推估 RPV 運轉達 54 EF PY 後其內壁爐材累積的中子通量。另為確保 RPV 於運轉期間之安全，於送審報告補充依據 RG 1.99 Rev.2 計算 RPV 實體之 USE 與法規限值比較之篇幅，結果顯示 RPV 母材試片照射後之 USE 皆符合法規限值。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 ART 之安全餘裕(Margin)數值議題，請台電公司說明：兩部機組 ART 計算所使用之安全餘裕值不同之原因。

台電公司答覆說明：根據 RG 1.99 Rev.2，安全餘裕的公式為 $\text{Margin} = 2 (\sigma_i^2 + \sigma_\Delta^2)^{1/2}$ ，其中 σ_i 為初始無延性參考溫度(Initial RT_{NDT})的標準差，由於該值為實際量測值， σ_i 值可假設為 0。 σ_Δ 為 ΔRT_{NDT} 的標準差，板材為 17°F。當具有足夠可靠的實測數據時， σ_Δ 取該值的一

半，即 8.5°F 。在送審報告中，一號機關鍵的 lower Shell R4008-2 組件非為監視試片實際測試材質，故 σ_i 值為 0、 σ_Δ 為 17°F ，Margin 則為 34°F 。而二號機關鍵的 Inter shell R5807-2 組件是監視試片實際測試材質，故 σ_i 值為 0、 σ_Δ 為 8.5°F ，Margin 則為 17°F 。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評估結果議題，請台電公司說明：(1)橫向母材差值達 38°F ，即超出 RG 1.99 Rev.2 引用之安全餘裕 34°F 原因。(2)一號機橫向母材試片 R-4007-2 之 USE 未照射值為 68 ft-lb ，不 符合 10 CFR 50 Appendix G 所規定之 75 ft-lb 之原因。

台電公司答覆說明：(1)經彙整核三廠歷次監視樣品罐爐體鋼材之檢驗結果，與 RG 1.99 Rev.2 評估計算出爐體母材 ΔRT_{NDT} 增量值比對，顯示 RG 1.99 Rev.2 於趨近 10^{20} n/cm^2 的高累積中子通量時，預估結果呈現無法保守涵蓋的情形。(2)核三廠一號機 RPV 爐壁橫向母材 R-4007-2 照射前之 USE 值 68 ft-lb 為得自該母材監視樣品罐試片照射前測試之結果，僅作為其照射後取出測試 USE 值之改變比對用途，非取代建廠時該材料的性質。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，請台電公司說明送審報告與「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」計算 P-T 限制曲線時採納 10 CFR 50 Appendix G 限制之壓力及溫度數值差異。

台電公司答覆說明：送審報告內運轉前淨水壓力測試的 20% 為 621 psi，尚未扣除壓力計的壓差補償 69 psi (壓力量測處與 RPV 內壁間之壓差)與 60 psi 的儀器量測誤差，而「核三廠反應爐壓力槽不連續處中子脆化安全評估報告」所列 492 psi 即為上述 621 psi 扣除 69 及 60 psi 的結果。溫度方面亦同，送審報告內所列 140°F 尚未加上核三廠 RPV 溫度量測點與 RPV 降流區間的溫度差 10°F。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，台電公司送審報告所提正常運轉升溫與降溫之限制曲線及壓力熱震安全性評估結果之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 監視樣品罐取出時程規劃

一、概述

送審報告第 7 章監視樣品罐取出時程規劃，本章將照射樣品罐 Y 之檢驗分析結果彙整，並依本報告第一章所述核能法規及業界標準之相關規定，更新核三廠照射樣品罐取出時程規劃表中領先因子與累積中子通量之數值。此表之修訂需更新至核三廠終期安全分析報告 (Final Safety Analysis Report, FSAR) 及運轉技術規範 (Technical Specification, TS) 基礎中。

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)樣品罐之檢驗次序規劃以及中子通量倍增與報告間隔時間的關係。(2)樣品罐 W 以後領先因子降低之原因。(3)送審報告與現行 TS 基礎取出時程規劃表中，累積中子通量及領先因子不一致原因。

台電公司答覆說明：(1)監視樣品罐的檢驗次序及取出間隔時間是遵照西屋公司依 ASTM E185-79 規範制定的監視計畫執行，如西屋報告 WCAP-10014 中規劃核三廠一號機監視樣品罐的取出時程。監視樣品罐的累積快中子通量與樣品罐待置在反應爐爐心中監測運轉的時間成正比，因此監視樣品罐退出爐心的時間越晚其所接受的累積快中子通量越大。(2)監視樣品罐 W、Y 與 Z 的領先因子較低的原因

是監視樣品罐擺放於反應爐內的圓周方位不同，而受到爐內幾何結構體與爐水屏蔽效應的影響。(3)經檢視送審報告與現行 TS 基礎之累積中子通量與領先因子的差異，藉由比較兩組數據推估在 RPV 內壁之累積中子通量，兩者間差異大致均 $<10\%$ (除樣品罐 W 約為 13%外)，顯示兩組數據是在合理的統計誤差範圍。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，台電公司送審報告所提監視樣品罐取出時程規劃之程序與執行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。

第七章 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」，分別從試驗程序及結果、輻射評估與中子通量分析、正常運轉升溫與降溫之限制曲線及壓力熱震安全性評估結果、監視樣品罐取出時程規劃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，確認報告內容符合相關法規與工業標準之規定，送審報告內容可以接受。

二、後續管制要求

基於送審報告進行之 P-T 限制曲線修訂，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.