

核四廠二號機反應爐壓力容器
品質文件查證報告

行政院原子能委員會
核能管制處

中華民國九十五年五月八日

目 錄

壹、前言	-----	1
貳、反應爐壓力容器簡介	-----	2
參、視察過程	-----	3
肆、視察結果	-----	4
伍、結論	-----	14

圖片

附件一 核四廠二號機反應爐壓力容器品質文件

查證視察計畫

附件二 原能會「核四廠二號機反應爐壓力容器

品質文件查證」待澄清項目

附件三「龍門計畫二號機反應爐壓力容器品質文

件台電公司查證結果待澄清項目彙總

表」原能會查核意見

壹、前言

核反應爐為核能電廠最重要之核心設備，因此做為核反應爐包封及主要結構體的反應爐壓力容器(RPV)，其品質之良窳對核電廠運轉安全的重要性自不容輕忽。基於此項考量原能會除在核四廠建廠初期安全分析報告(Preliminary Safety Analysis Report, PSAR)審查期間，針對其反應爐壓力容器之設計進行深入的審查外，對於壓力容器在日本製造儲存期間相關品管及維護作業之執行情形，亦曾組成專業視察團隊赴日本製造廠家(一號機：日立/BHK，二號機：東芝/IHI 公司)進行實地之查證，以確認其品質管制作業均能依相關法規及規範之要求執行。此外，為進一步確認核四廠二號機反應爐壓力容器製造品質，確能符合法規或相關規範等之要求，原能會於九十三年四月二十二日，核四廠二號機反應爐壓力容器運抵核四工地後，函請台電公司依核子反應器設施品質保證準則第十一條『採購材料、設備及服務之管制』之要求，備齊所有之品質文件，並針對品質文件的完整性及法規之妥適性進行全面性之審查(台電公司專案審查小組於九十四年九月提出查核報告)。

而為了解台電公司查證作業執行品質情形，並促使其落實執行查證工作，於台電公司查證作業執行過程中，本會除持續了解查證作業執行情形外，亦著手規劃結合原能會人員

及核能研究所專家組成視察團隊，於台電公司查證作業執行結束並完成初步之澄清作業後，隨即再針對二號機反應爐壓力容器(RPV)有關之品質文件與台電公司查證作業執行情形再次進行重點性之查核。

核四廠二號機反應爐壓力容器成套品質文件主要分為設計及製造品質文件兩部分，本報告僅綜述原能會針對核四廠二號機反應爐壓力容器製造品質文件之查證作業之經過及結果，至於設計品質文件部分，本會已另再委請核研所專家針對其設計文件進行審查中，其結果將另文說明。

貳、反應爐壓力容器簡介

反應爐壓力容器（RPV）主要用來容納產生核反應的爐心與冷卻爐心之爐水，同時並具有防止壓力容器內放射性物質外洩到乾井的屏蔽功能。此外為導引控制吸收核反應熱能後之爐心冷卻水流以有效冷卻爐心及形成能對外作功之熱能流體，其內部亦設置有若干之內部組件。

核四廠二號機所採用之核反應爐為美國奇異公司所設計之進步型沸水式反應爐(ABWR)，壓力容器製造廠家為日本東芝公司。壓力容器區分成壓力容器本體(RPV MAIN BODY)及壓力容器上蓋(RPV CLOSURE HEAD)兩個主要的部分，組合時以八十支直徑達 152mm 之螺栓將兩者結合，組合後之高度約為 22.9m，外徑約 7.3m。此型沸水式反應爐壓力容器與其

他沸水式反應爐壓力容器最大之改變，在於將原置於反應爐壓力容器外之循環水泵取消，改以置於反應爐壓力容器內之爐內循環水泵(RIP)取代，做為驅動爐心冷卻水流，進行爐心冷卻及反應爐熱功率控制等功能之動力來源，由於這項改變使得傳統沸水式反應爐位於爐體下方巨大之外部再循環管路，不再存在於進步型沸水式反應爐之設計中，也因此降低了進步型沸水式反應爐冷卻水流失之機會，進一步提高其安全性。傳統與進步型沸水式反應爐壓力容器之外型如圖一所示。

參、視察經過

由於核四廠二號機反應爐壓力容器相關品質文件數量龐大，於考量其出廠檢驗過程、台電公司查核作業之內容範圍與結果情形，以及一號機反應爐壓力容器品質文件之查證經驗後，此次核四廠二號機反應爐壓力容器品質文件查核作業，選定以台電公司查核報告、一號機 RPV 品質文件本會查核發現項目及兩次出廠運送前接收檢驗作業之發現與處理情形現況等，做為查核作業執行時之重點範圍。

由於以往執行安全有關設備品質文件查證時，曾發現因廠商疏忽核四廠 PSAR 有高(不同)於法規標準要求之情形，致設備出現有符合採購規範及法規標準，但不符合核四廠 PSAR 有關要求之現象。為確認類似情形是否亦出現於核四

廠二號機反應爐壓力容器中，本次查證作業除查核採購規範及法規標準符合情形外，亦將 PSAR 中不同於採購規範及法規標準要求之部分列為查核之重點事項。

本次視察團體由本會(一人)及核研所人員(五人)所組成，查核作業自九十五年二月二十日開始，至三月十七日結束，共費時約七十二人日。為增進查證之深度及效率，視察人員依其專長區分成四組(製程檢驗不符合作業(NUC)管制、銲接、NDE 及材料)，分別針對材料、銲接、NDE 及檢驗等品質文件進行查證。本次品質文件查證視察計畫請見附件一。

肆、視察結果

以下將僅依查證作業分組之次序分別摘述本會視察過程之各項發現、建議及需再請廠家補充資料進行澄清之事項。有關本會對製造廠家回覆台電公司查核結果之台電公司處理情形與審查結果，請參見附件三「龍門計畫二號機反應爐壓力容器品質文件台電公司查證結果待澄清項目彙總表」原能會查核意見。

一、檢驗不符合作業(NUC)管制

本次查證作業主要針對二號機反應爐壓力容器二次出廠檢驗作業所開立之 16 項不符合狀況通知(NUC)及 52 項查核發現之處理有關文件進行查核，以了解處理情形及結果

等，是否依規定之程序實施、其處理結果之品質是否符合有關法規、規範之要求。查核結果顯示相關作業均能符合規定。

二、材料部分

本分組主要針對二號機反應爐壓力容器成套品質文件第五章 Records of Material(Base Metals) Archive Material 與 Reactor Internal Pumps Casing 等之材料有關文件進行查證，以了解製造壓力容器之材料是否完成規定之測試、檢驗及熱處理等之作業，與相關之作業程序、條件及結果是否符合要求之標準，查證結果摘要如下：

(一) RPV 本體部分

1. Shell Course 3, Surveillance Test Specimen Sample Block, Archive Material 之材料試驗紀錄(PAGE 5.2-055)之 Heat No.分別為 98w109-1-1、98w109-1-2、-1-2、-1-1A，其中之第 3 項疑似重複，請澄清？
2. N7 Nozzle 之破壞韌性測試編號(Test No)為 17052-106 (page 5.2-256)，而其前頁之材料試驗紀錄中之 Piece No 編號為 17052-105，請澄清何以 N7 Nozzle 之 Piece No 與 Test No 編號關係與其他 Nozzle 之材料測試紀錄編號關係並不一致？
3. 查證 CMTR/COC：No. 4994-1 (Page 5.2.669)，該資料未含 Steam Dryer Hold Down Bracket；根據廠家回覆之意見

內容，該部位是由材料 No.EM-194A 製造，但其材料品質文件 (CMTR/COC: No. 4994-1, Page 5.2.669) 僅包含 Skirt Flange 及 Head Lift Lug，未含 Steam Dryer Hold Down Bracket，請澄清。

4. 依照 ASME NB-2223 規定，coupons 之取樣位置須離開長度方向表面的 $1/4t$ (t :厚度)，請澄清何以在 Page 5.2-210 中，N4 Nozzle 之 coupons 取樣位置，在長度方向上距離表面僅為 40mm，小於法規 $1/4t$ (即 47.5mm)之要求。

5. N17 Pipe 之 CMTR(No.PST996038,Page 5.2-387~392)中，無 coupons 位置資料可供查證，請補齊。

6. Ni-Cr-Fe Alloy 部份

(1)ASTM 262 為不銹鋼 IGA 測試所常用的規範，但 Ni-Cr-Fe 合金規範 ASME SB-168 及 SB-564 等及採購規範(24A5820 rev.7，Appendix 50)，均未明確說明 IGA 測試所應依據之規範。考量採購規範與其 IGA 測試報告(Group 5.4.4)中對 IGA 測試的步驟，也僅列舉說明最後檢測步驟之情形，對影響檢測結果的重要因素，如：測試溶液(溶液種類與濃度)、測試方式(煮沸或者是電解)、測試時間等皆未說明，致無法進行進一步之查證判斷作業。應補充說明 Ni-Cr-Fe 合金的 IGA 測試之依據規範與步驟，以供參考。

(2)Page 5.4.475，該頁 subject 所列為 Intergranular surface

attack (IGA) , 與採購規範(24A5820 rev.7 , Para 4.4.1.8)中所述 Intergranular Attack(IGA)是否相同 , 請澄清。

(3)根據採購規範(24A5820 rev.7 , Para 4.4.1.8)所述 , IGA 測試包含所有鍛造不銹鋼以及 Ni-Cr-Fe 合金 , 於 Group 5.4.4 所附 IGA test 紀錄中 , 僅有 Ni-Cr-Fe 合金部分之紀錄 , 請澄清並予補齊。另請說明 , RPV 之 SA-336 F316 鍛造不銹鋼組件之 IGA 測試作業 , 為何依據 ASTM 262-93 practice E ? 其與採購規範(24A5820 rev.7 , 4.4.1.8)所要求之 IGA 測試方法不符。

(4)觀察 Page 5.4-496 , 沿晶腐蝕試驗(IGA)之結果 , 其母材未蝕刻 400×圖中 , 明顯存在大於 25 μ m 之表面缺陷 , 而與其試驗結果之僅 5 μ m 表面缺陷之情形不符 , 請澄清 ?

(二)Reactor Internal Pumps Casing 部分

1. P.1-36~45/P.5-3~13/P. 5-271 , 295 , 298 , 341 , 344 , 374 , 377 , 380 等紀錄 , 其 Approved 與 Reviewed 均為同一人 , 與其他作業紀錄處理情形有異 , 請澄清有關品保作業規定 ?
2. 查核 RIP Motor Casing 圖面(Page 5-13) 發現其材料選用規範 , 有依據 JIS Code 而非 ASME Code 之情形 , 請澄清 ?
3. 依 ASME 508 規範 , SA 508 Class 2 與 3 銲後熱處理溫度

(PWHT)不得超過 620 ，惟於 Para. 6-4(Page 6-179~188)中，發現所附溫度紀錄有超過 620 (605~625)之情形，請澄清說明。

4. RIP Casing SA-508 Class 3，回火熱處理採取爐冷冷卻(P. 6-179~188)，與 RPV SA-508 Class 3 回火熱處理採空冷冷卻之方式不同，請澄清說明。

三、銲接作業部分

本分組主要針對二號機反應爐壓力容器成套品質文件第三、六及第七章有關銲接人員資格、材料、銲道檢驗及銲後熱處理等之文件進行查核。查核結果顯示相關製造作業及品質大致符合採購規範之要求，惟或因部分核四廠初期安全分析報告中之特別要求，未能有效反映落實於採購規範之故，致部分銲道材質有無法符合 PSAR 要求之情形出現。本項查核執行之發現分述如下：

(一)RPV Cladding 之鈷(Cobalt, Co)含量限制

為期抑制商轉後整廠背景及工作人員暴露劑量，核四廠初期安全分析報告 PSAR 12.3.1.1.2 中對於材料內的鈷含量訂有特別之限制，其內容摘要如下：「In the Lungmen NPS design maintaining radiation exposure ALARA has been considered in the material selection of systems and components exposed to reactor coolant. ... removal or

reduction of cobalt from many components as compared to current BWR fleet. Much of the cobalt is removed from contact with reactor coolant by eliminating Stellite where practical and reducing cobalt in the core stainless steel components. The cost of using very low cobalt materials through out the plant is prohibitive with the cost of 0.02 wt percent cobalt stainless steel approximately 8 times that of 0.05 wt percent stainless steel. Therefore, the plant design has taken a graded approach by using the most expensive though lowest cobalt bearing materials in the most radiologically significant areas with increasing cobalt content in less sensitive areas. The standards for cobalt are: 0.02 wt percent for those items in the core; 0.03 wt percent for those items in the vessel internals; and 0.05 wt percent for all other components. ...」

但核四廠 RPV 採購規範(24A5820, Rev. 7)並未將上述 PSAR 之特別承諾落實於其中。該規範對材料內鈷含量要求(4.4.1.9 Cobalt Control.)摘述如下：

All stainless steel and nickel alloy in contact with reactor water greater than 93 during operation shall have a cobalt content of 0.05% max. by weight.

For components and cladding in the core beltline, cobalt shall be further limited to as low as practical with an aim of being 0.03% or less. Material used for the main closure seal leak detection system may be exempted from those requirements.

依前述鈷含量 0.05% 以下已可完全滿足該規範要求，至於鈷含量 0.03% 僅是不具強制性的目標值。PSAR 與 RPV 採購規範對於 RPV 內部 cladding 之鈷含量限制差異列表比較如表一。

查證二號機 RPV 品質文件，基本上均能符 RPV 採購規範之要求，但仍無法符合 PSAR 中對於材料內的鈷含量之特殊限制。

表一、PSAR 與 GE 公司 RPV 採購規範 Co 含量限制表

	PSAR	RPV 採購規範
Core	0.02% 以下	0.05% 以下, 目標值為 0.03% 或更低
Other Vessel Internals	0.03% 以下	0.05% 以下, 目標值為 0.03% 或更低

(二) Bottom Head Cladding 材質

RPV 採購規範(24A5820, Rev. 7) 4.4.3.3 Weld Overlay Chemistry. Internal vessel cladding, except for the

bottom head which may have Ni-Cr-Fe cladding, shall be austenitic stainless steel deposited by weld overlay. 之要求，經與 PSAR 5.3.3.1.1.1 Reactor Vessel 述—The bottom head is clad with Ni-Cr-Fe alloy. 之敘述比較，並不完全相符。

查證二號機 RPV 品質文件，Bottom Head Dome 之 Cladding 材質為 Ni-Cr-Fe，但 Bottom Head Ring 之 Cladding 材質卻為 stainless steel。不符合前述 PSAR 5.3.3.1.1.1 之規定。

(三) Main Steam Nozzle Extension 銲接 Mock up

比較一、二號機 RPV 之 Main Steam Nozzle、Main Steam Nozzle Extension 銲接開槽端內壁預留未 cladding 之長度，一號機約為 40mm(參考圖號：KU0-185-593, Page 2-18)，二號機 RPV 則約為 125mm(參考圖號：012K136, Page 2.1-002)。依據 RPV Internal 安裝規範，Installation Specification for Reactor Assembly, 26A5271 之 C.3.3.1.b 節之規定：The Welding shall be performed on mockups using actual materials, weld prep geometry, welding positions, and tooling. Carbon steel buttered with the applicable weld deposit to simulate base material may be used. These mockups shall also simulate

space, accessibility, and adjacent component configuration.

因母材銲接後需 cladding 之位置，內徑最狹窄處僅約 415mm，如果必須以自動銲接執行 cladding 作業，因其需 cladding 之位置範圍內並非直管，其管內徑會隨軸向位置之不同而有變化，因此能否以同一 Mock up 同時滿足模擬一、二號機安裝作業上之需求，建議台電公司及早評估因應。

(四) RPV 內壁 cladding 製程

一號機 RPV 內壁 cladding 之銲接製程(WPS)順序為 1.SAW(Submerged Arc Welding)填料及 2.GTAW 後續無填料，並屬同一製程(Process)。惟由於二號機 RPV 之內壁 cladding 製程品質文件紀錄中，並未包含銲接製程紀錄，致無法判定兩部機此一 cladding 銲接製程是否相同，其次，無填料 GTAW 銲接製程之目的為何，亦請一併補充、說明。

四、非破壞檢測

考量二號機 RPV 出廠檢驗過程中台電檢驗人員已針對非破壞檢測有關紀錄文件進行相當完整之查核作業，因此本項查證作業，視察人員主要針對 RT 檢測紀錄及其底片進行比對查證，至於其他檢測項目之紀錄文件僅進行少量之抽查。

總計整個視察過程中，共計查證 47 份 RT 檢測紀錄及其包含之 1536 張 RT 底片，約為全部 RT 底片(計 1916 張)之 8 成。於查證過程中雖曾發現有少數 RT 紀錄與底片顯示不符之品質疑慮情形出現，但在視察人員再會同其他具高級檢測師資格之專業人員，共同進行複判檢討後，絕大部分疑似 RT 底片顯示與紀錄不符之情形已獲得排除。以下僅簡述仍需予以澄清及補正之事項：

(一) RT 報告與底片顯示不一致

RT 報告編號：RT-585-042，檢測位置為 Top Head Petal Longitudinal Joint，Film No. W-1113-2 底片上疑似有氣孔顯示，但報告紀錄上並未勾選。而同份報告中，Film No. W-1114-2 底片上無氣孔顯示，但報告紀錄上勾選氣孔。請澄清並修正上述底片與報告紀錄之正確性。

(二) 報告編號 RT-585-042，檢測組件為 Shroud Support Ring Longitudinal Joint，其 W-3323 鐸道 RT 底片編號(Film No.) W-3323-4 原查核所發現之疑似連串氣孔顯示，雖已經再複判判斷，其應為底片沖洗過程中，因操作不當所造成之人為缺陷，組件品質應無疑慮。惟為保守起見並確保品質紀錄之正確，請洽詢製造廠家是否有另一套底片，可供雙重比較確認，並予以替

換。

(二) 依 SHELL 3 /Surveillance Specimen Holder Bracket PADS 之 UT 檢測紀錄(檢測紀錄:UT-585-54, Page 6.3-481)之檢測範圍圖面顯示, 其 BUILT UP 鐸道之 UT 檢測範圍, 並不符合採購規範 5.1.2 之檢測範圍要求, 請澄清?

伍、結論

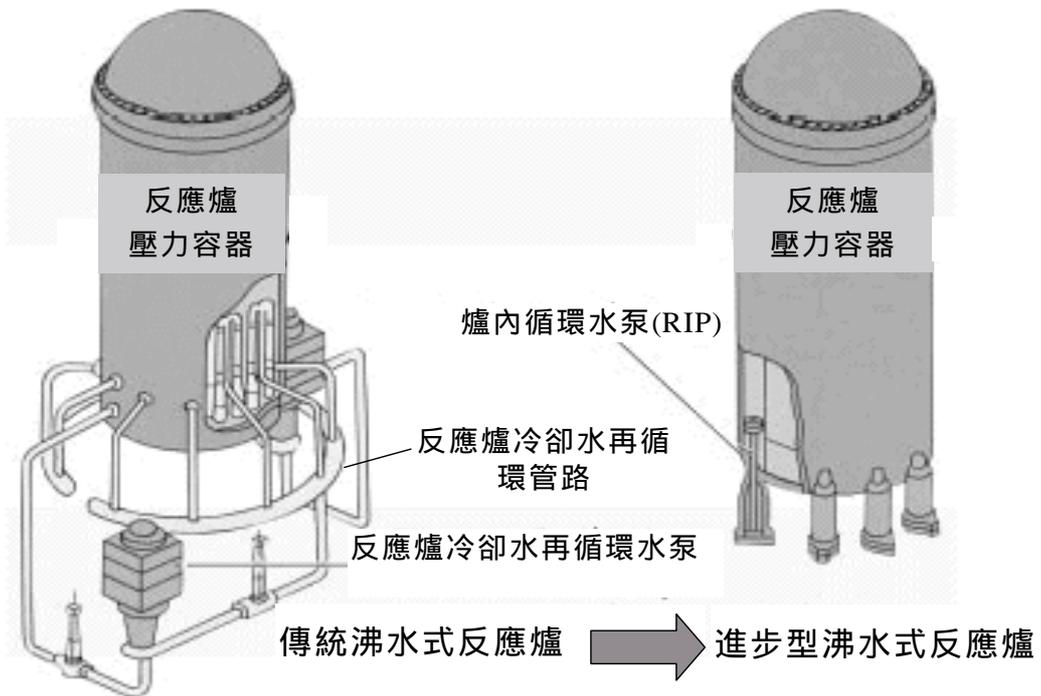
雖然在查證過程中視察人員感到二號機反應爐壓力容器之製造廠家, 於文件管制制度及落實執行上均頗為良好, 且均能符合品保制度可追溯性之要求原則, 並優於以往曾查證過之其他設備材料之品質文件之品質, 然與一號機相較其文件之系統性, 仍有稍遜之情形。而由視察之結果顯示, 二號機反應爐壓力容器之製造品質, 除發現之若干不符合 PSAR 要求之少部份缺失外, 其已大致可以滿足其在採購規範層次上之要求。

針對前述查證發現之缺失與疑慮, 為審慎起見, 視察人員除於視察作業過程中, 先針對較具時效性之事項, 立即請台電公司協助進行澄清及再確認外, 亦已於查證及初步澄清作業結束後, 將視察中之各項發現及疑慮, 正式函送台電公

司以進行完整之澄清及說明。而為確保相關改正作業及品質疑慮均能有效完成與獲得澄清，本會亦將於台電公司提出說明後再召請本次視察團隊成員進行審查，期確保核四廠二號機反應爐壓力容器之製造品質符合法規及安全之要求。

註：本報告限於篇幅，附件部分並未附上，如有任何疑問，請洽本會賴尚煜科長，
Tel：02-2232-2140

圖片



圖一、傳統與進步型沸水式反應爐壓力容器



圖二、視察作業執行情形