

沸水式核能機組爐心側板完整性管制簡介

核能管制處
九十一年十月一日

壹、背景說明

自從 1990 年 10 月瑞士 KKM 核能電廠於其 BWR-4 型反應器之爐心側板內側焊道之熱影響區發現裂紋以來，沸水式反應器爐心側板焊道龜裂的問題，便開始受到全世界核能界的重視。同時，於 1993 年至 1994 年間，美國 Brunswick、Dresden 及 Quad Cities 電廠也陸續發現類似之裂紋，使得這個問題演變成沸水式反應器全面性的問題，於是各核能電廠乃紛紛加強其執行爐心側板焊道之非破壞性檢查。

我國核一廠的兩部機組亦為 BWR-4 反應器，於 1994 年 3 月二號機歲修時亦開始發現 H3 等水平周向焊道附近有裂紋，使這個問題在國內亦引起高度之重視。

貳、爐心側板功能簡介及問題分析

一、爐心側板功能簡介

反應器內部之爐心側板主要的功能為分隔降流區 (Downcomer) 與爐心之主水流 (Core Flow)，並包圍燃料

所在之爐心，引導冷卻水，使其從爐心下方向上流入爐心；提供爐心底板及頂部導架橫向支撐，在爐心喪失冷卻水事故（LOCA）發生時，做為重新淹沒爐心之容器圍板。

爐心側板示意圖如圖一，其材料為 304 或 304L 不銹鋼，厚度約為 2.5 吋，由水平焊道與垂直焊道組合成 360 度之圓筒狀，上、下段以螺栓鎖合，並焊於阻板的頂部邊緣。側板蓋（Shroud Head）是以螺栓鎖合於上段，於更換燃料時才進行拆除。

二、爐心側板焊道龜裂問題分析

爐心側板焊道位置及編號之示意圖如附圖二。焊道裂紋出現的位置大部份在熱影響區，也有少部份是在焊道本身，而且大部分 H3、H4、H5 焊道裂紋出現在內表面，而 H1、H2、H6 焊道裂紋則出現於外表面。過去所發現的裂紋幾乎都是在周向的水平焊道，裂紋大部份平行於焊道，只有少數垂直於焊道方向。

經過一些電廠的取樣分析，得知爐心側板焊道龜裂的機制是屬於晶間應力腐蝕龜裂（IGSCC），或屬於輻射促進應力腐蝕龜裂（IASCC），也有的是這兩種破損機制的綜合。這種裂紋可能是由下列因素所促成：

（一）高中子通量與長期高溫運轉

- (二) 製造時的表面冷作
- (三) 材料中較高的含碳量
- (四) 材料中之雜質
- (五) 焊接殘留應力
- (六) 腐蝕氧化產生之應力
- (七) 較高之冷卻水導電度

這種應力腐蝕(SSC)裂紋的特色是它們通常均很緊密，且開口處往往有氧化物堵塞，不易以目視檢測發現。

參、國內檢測狀況

國內核一廠與核二廠係使用美國奇異公司設計之核能電廠，每次大修均委由專業檢測公司執行反應爐之目視及超音波檢測與反應爐內部組件之維修，歷年來均由奇異公司得標負責檢測工作之執行，台電公司則負責查驗之工作。為了確保檢測品質，台電公司並委請核能研究所執行第三者檢驗。核一、二廠爐心側板檢測狀況分述如下。

一、核一廠爐心側板檢測狀況

國內核一廠二號機首先於 1994 年 3 月間機組大修時，發現 H3 焊道有裂紋指示，並於隔年 3 月間之機組大修時，亦發現 H5、H6 焊道有裂痕指示，而隨後之兩次超音波檢測

亦證實這些裂紋之存在。

核一廠一號機亦於 1995 年 4 月間機組大修時，發現 H6 焊道有裂紋指示，並且亦經超音波檢測證實裂紋之存在。

二、核二廠爐心側板檢測狀況

由於核二廠的反應器型式與核一廠不同，為 BWR-6 型反應器，其爐心側板之設計亦稍有不同。在國外較少有此型核電廠發現爐心側板焊道龜裂之事件發生。而核二廠僅二號機於 1995 年 9 月間機組大修時，先以目視檢測發現 H4 焊道內側下方有一長約 6~8 吋之裂紋，於 1998 年 4 月間機組大修時，亦發現 H4 水平焊道又有 7 只長約 1.81 吋至 13.2 吋不等之裂紋存在，水平焊道 H6A 在 5° 方向亦發現一只約 2.56 吋之裂紋，H7 焊道亦於 12° 方向發現有一長約 6.535 吋之裂紋。

肆、問題處置與改善

一、核一廠之處置方式

核一廠二號機於檢測發現爐心側板之水平焊道 H3、H5、H6 有裂紋指示後，該部機組於 1996 年分別於爐心側板外側圓周方向 45° 、 135° 、 225° 、 315° 以繫桿 (Tie-Rod) 式之穩定器 (Stabilizer) (如圖三)，將有水平方向裂紋之

爐心側板，在垂直方向鎖緊修復。一號機亦於同年採相同之方式修復。兩部機組於執行爐心側板修理後，迄今每次大修均進行爐心側板檢測，均未發現新的裂紋指示，原舊有裂紋指示亦無劣化現象，加裝之穩定器經檢查其功能亦正常。

二、核二廠之處置方式

核二廠二號機於檢測發現爐心側板之水平焊道 H4、H6A、H7 有裂紋指示後，採用美國核管會之極限負荷分析法 (Limit Load Analysis, LLA) 及篩選準則 (Screening Criteria) 評估，評估結果證實並不影響結構之完整性，該部機組目前並未採取修復措施，正常運轉中，追蹤裂紋增長之變化，顯示原舊有裂紋指示並無劣化現象。

三、核一、二廠長程之處置方式

為了保護沸水式核反應器反應爐本體及其內部爐心組件，避免因晶間應力腐蝕龜裂而產生之核能安全問題，核一、二廠先後已分別於九十年及九十一年完成飼水加氫測試，並規劃實施飼水加入微量氫的做法，藉著將反應爐水質從氧化性環境，調整為還原性環境，抑制發生應力腐蝕的機制，以保護核反應器反應爐本體及其內部爐心組件的完整性。

伍、日本東京電力公司檢測數據不實的檢討

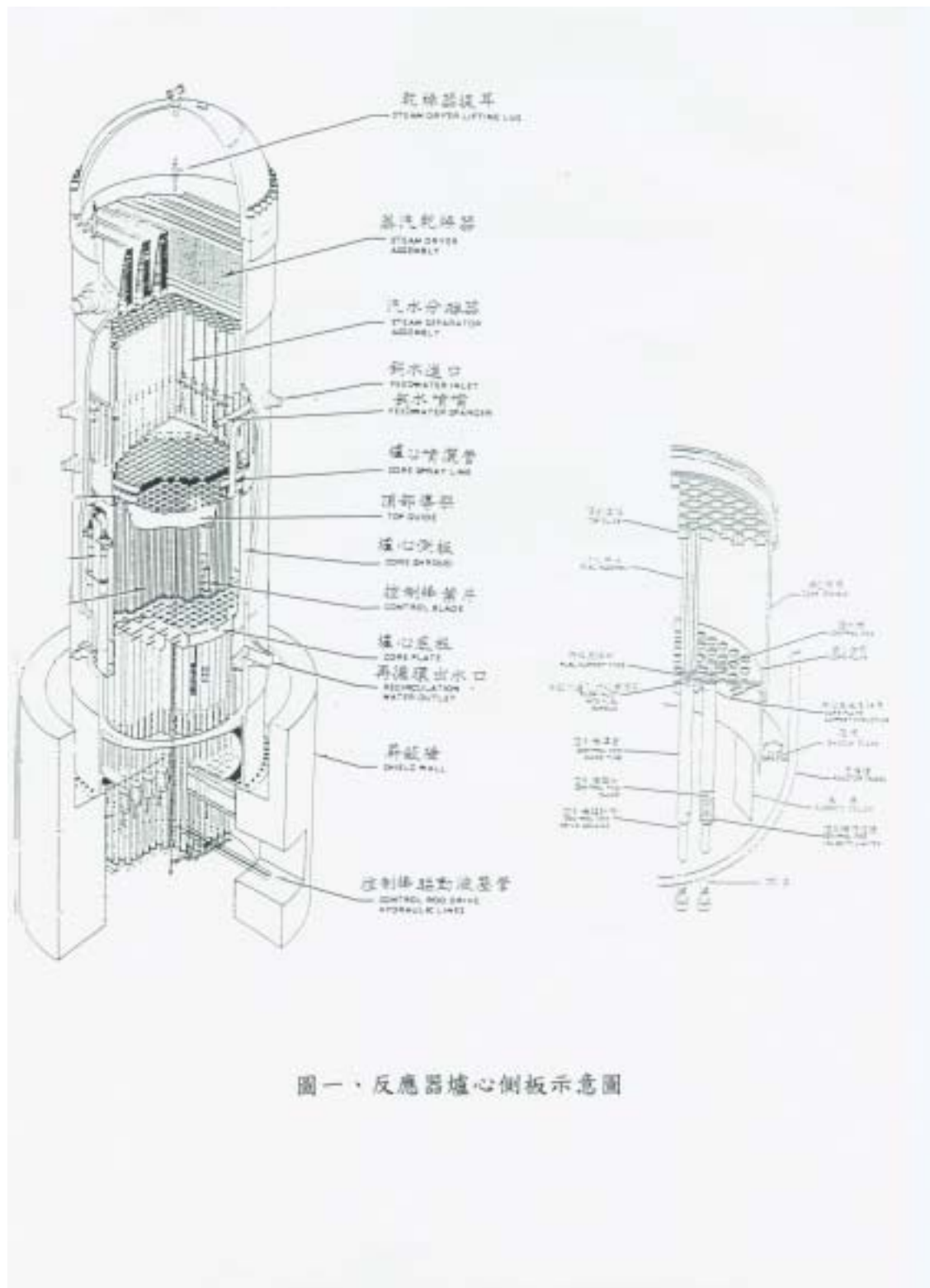
2000年7月時，日本通商產業省(即目前經濟產業部)接獲情報指出，東京電力公司所屬核電廠，委由 GE II (General Electric International Inc.)公司所執行之檢測作業，在所發現之裂紋、徵候及修理作業等方面，東京電力公司疑有不當記載(項目包括爐心側板，側板螺栓等 29 項)，原子力安全保安院目前正進行調查中，並要求業者提出相關詳細資料，供該院進行分析，其結果待進行安全相關之評估後將公布週知。

國內核能電廠之營運期間檢測，均依照美國機械工程師學會(ASME)規範之規定，將爐心內部組件目視檢測作業列為核能電廠營運期間檢測作業的一部份，於核能機組大修作業期間，業者均會安排適當的檢測作業進行檢測，並藉由不同層級的品保作業予以控管(流程圖如圖四)，當檢測發現爐心組件有缺失或劣化情形時，台電公司均需依規定作妥適的處置，以確保機組之營運安全。

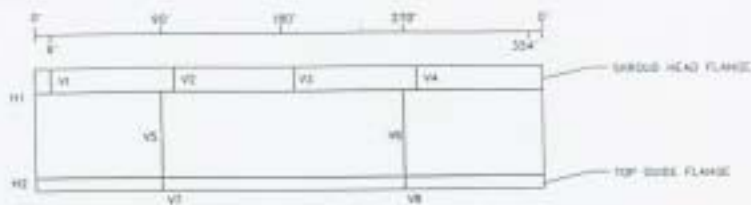
本會在獲知日本東京電力公司疑似檢測數據記錄不實事件後，已要求核一、二廠調閱已檢測過爐心側板之錄影帶及相關檢測數據，重新判讀記錄資料之正確性，事後複閱結果，檢測數據與記錄資料相符，未發生與日本東京電力公司相同問題。

陸、結語

國內核能電廠均將爐心內部組件檢測作業，列為核能電廠營運期間例行性檢測作業的一環，核能機組大修期間，業者均會依規定安排適當的檢測作業進行檢測，本會亦投入大量視察人力進行相關作業之查證，以驗證台電公司之各項作業均能符合品質保證準則之要求。由最近幾次核一、二廠大修檢測結果顯現，爐心側板之裂紋未再增長，顯示爐心側板加裝穩定器做永久性修復後已可有效防止焊道龜裂的問題，加上最近核一、二廠實施飼水加入微量氫計畫，應可避免因晶間應力腐蝕龜裂而產生之核能安全問題，進而進一步確保核能機組運轉之安全。

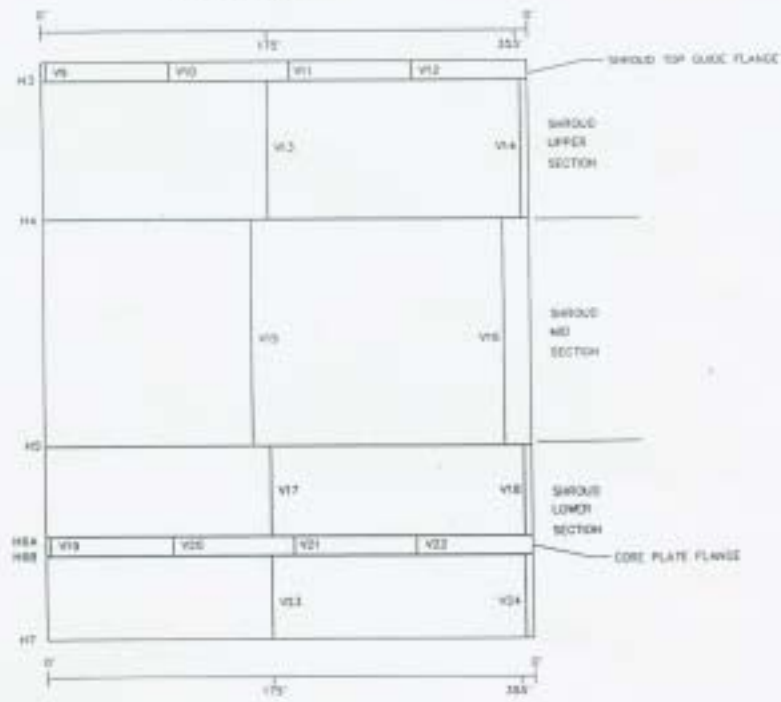


圖一、反應器爐心側板示意圖



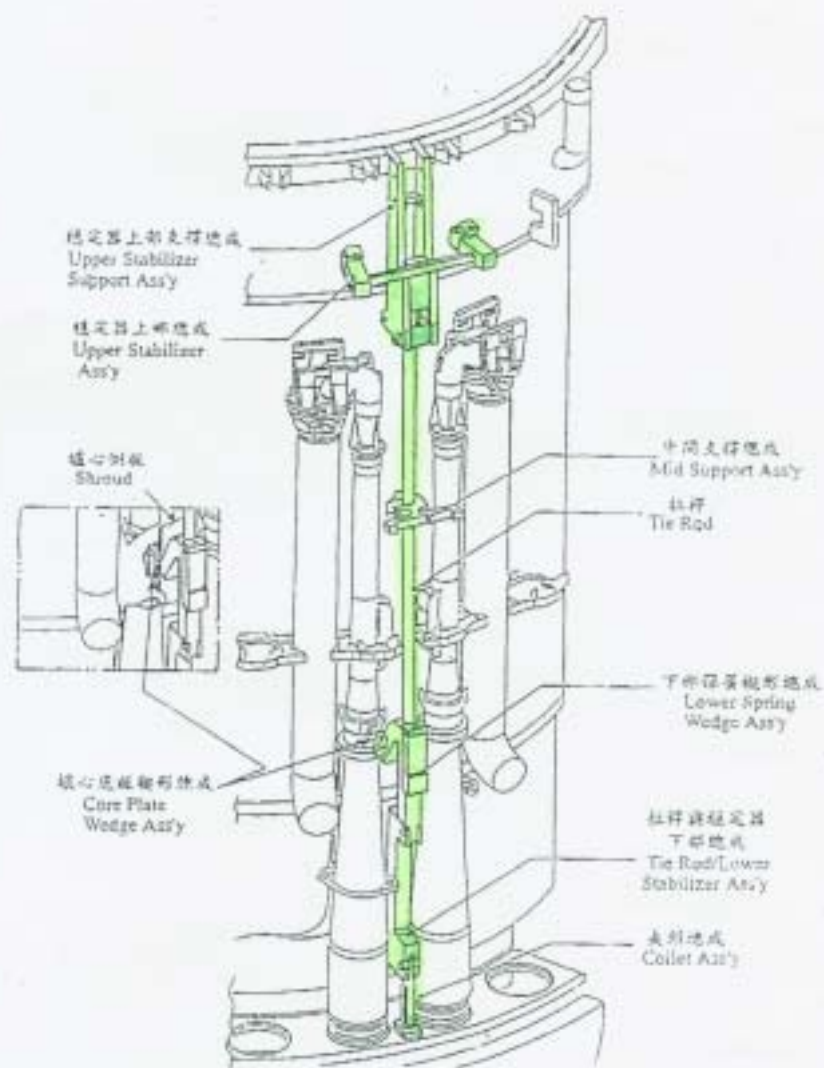
TOP GUIDE SURFACE DEVELOPMENT

- NOTES:
- 1. ADHESIVE LOCATION OF THE WELDED WELDS IN THE FABRICATED TOP GUIDE ARE SHOWN FROM WAGON FABRICATION DWG.
 - 2. V1 IS LOCATED AT 6" TO 8" AL.
 - 3. V5 & V6 AT 30" AL SPACING.
 - 4. V8 & V6 AT 80" AND 210" AL.
 - 5. V7 & V8 AT 80" & 210" AL.

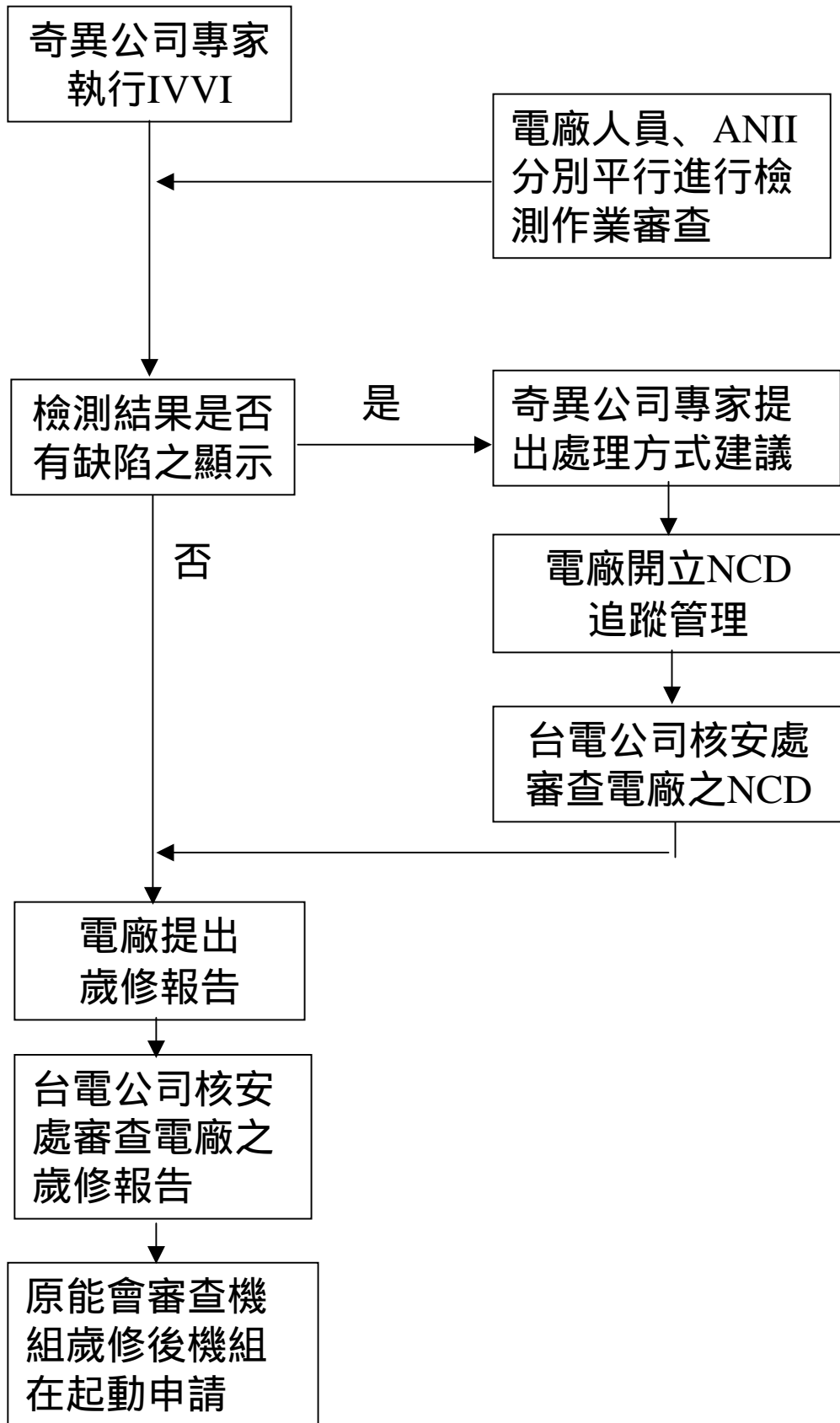


SHROUD SURFACE DEVELOPMENT

圖二、反應器爐心側板焊道位置示意圖



圖三、穩定器安裝示意圖



圖四 核能電廠執行反應爐內組件目視檢測 (IVVI) 作業流程圖