

出國報告（出國類別： 實習）

壓水式核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取

服務機關：台電第三核能發電廠
姓名職稱：朱逸飛（一般機械維護員）
派赴國家：美國
出國期間：99.10.23~99.11.01
報告日期：99.12.30

QP - 08 - 00 F04

行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱：壓水式核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取

頁數 21 含附件：是否

出國計畫主辦機關/聯絡人/電話：台灣電力公司/陳德隆/(02) 23667685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話：

朱逸飛/台灣電力公司/核三廠/一般機械維護員/(08)8893470~2432

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他

出國期間：99.10.23~99.11.01 出國地區：美國

報告日期：99.12.30

分類號/目：

關鍵詞：核能發電維護，壓水式核電廠，反應爐蓋更新，功能提升

內容摘要：(二百至三百字)

- 一、西屋公司至今在壓水式核電廠反應爐蓋更新及/或功能提升方面已具執行35座核電廠之工程作業經驗。報告中說明西屋在上述工程作業中所肩負之角色及其工作內含，如：工程之主導性，協力廠家，更新或功能提升之項目，利基，以及作業/組件製造之時程。
- 二、美國南方公司所屬位於阿拉巴馬州之Farley壓水式核電廠於2005年更新其反應爐蓋。本報告說明其工程作業，主要之內容為：爐蓋組件之功能提升設計，組件之管控及安裝，安裝前/安裝後之示意圖像對照。

本文電子檔已傳至出國報告資訊網 (<http://open.nat.gov.tw/reportwork>)

目 錄

	頁數
一、目的	3
二、行程	3
三、心得	4~20
(一)本廠設備簡介	4~7
(二) 反應爐蓋之劣化	8~11
(三) 反應爐蓋之檢測要求	12~13
(四) 美國西屋公司壓水式核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取	13~17
(五) 美國南方公司-Farley 核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取	17~21
四、建議	21

一、目的：

- (一) 壓水式核電廠(Pressurized Water Reactor-PWR Utility)反應爐蓋(Reactor Vessel Closure Head, RVCH) 之穿越管(Penetration Nozzle) 其基材(Base Material) 因含有 Alloy 600 及焊材(Weld Material) 含有 Alloy 182 則易遭受一次側水應力腐蝕缺陷(Primary Water Stress Corrosion Cracking, PWSCC) 的產生。為因應上述問題，近年來 PWR 電廠多採取反應爐蓋更新(Replacement) 之方式，此外，在進行反應爐蓋更新作業時，亦可兼顧組件功能提升(Upgrade) 之相關設計及施作。
- (二) 西屋(Westinghouse) 公司為台電核三廠（以下簡稱本廠）之原始設計及建置廠家。至今，在壓水式核電廠反應爐蓋更新及/或功能提升方面已具執行 35 座核電廠之工程作業經驗。因此，前往拜訪及擷取相關資訊，為處理本廠反應爐蓋更新及/或功能提升議題之重要工作。
- (三) 美國南方公司所屬位於阿拉巴馬州之 Farley 壓水式核電廠，擁有 2 座(Unit 1 & Unit 2) 壓水式核電廠，均為西屋公司所建置。Farley 核電廠分別於 2004 年及 2005 年順利完成其 Unit 1 & Unit 2 更新反應爐蓋之工程作業。因此，前往拜訪及擷取相關資訊，有助於處理本廠反應爐蓋更新及/或功能提升議題之工作。

二、行程：

- 99 年 10 月 23 日~10 月 24 日 行程（核三廠→美國）
- 10 月 25 日~11 月 26 日 美國西屋公司
壓水式核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取
- 10 月 27 日~11 月 29 日 美國南方公司-Farley 核電廠
Farley 核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取
- 10 月 30 日~11 月 01 日 返程（美國→核三廠）

三、心得：

(一) 本廠設備簡介：

1、核三廠是目前國內唯一一座壓水式（PWR）核能發電廠，其反應爐冷卻水系統壓力維持在 157 kg/c m^2 （2235psig）、溫度則維持在 292 至 308°C 左右，使反應爐冷卻水保持在過壓狀態不致沸騰（飽和壓力 157 kg/c m^2 時，飽和溫度應為 344°C）。反應爐冷卻水流經反應爐爐心，將核分裂反應所產生的大量熱能帶走，流經熱端管路（Hot Leg）到蒸汽產生器（Steam Generator, 以下簡稱 SG）管側，以加熱殼側飼水成爲蒸汽（約 70 kg/c m^2 、1000psig 左右）後用之推動汽機發電。反應爐冷卻水經過 SG 後，溫度降低，由反應爐冷卻水泵經冷端管路（Cold Leg）送回反應爐爐心重複循環。壓水式核能發電廠發電流程圖如圖 1：

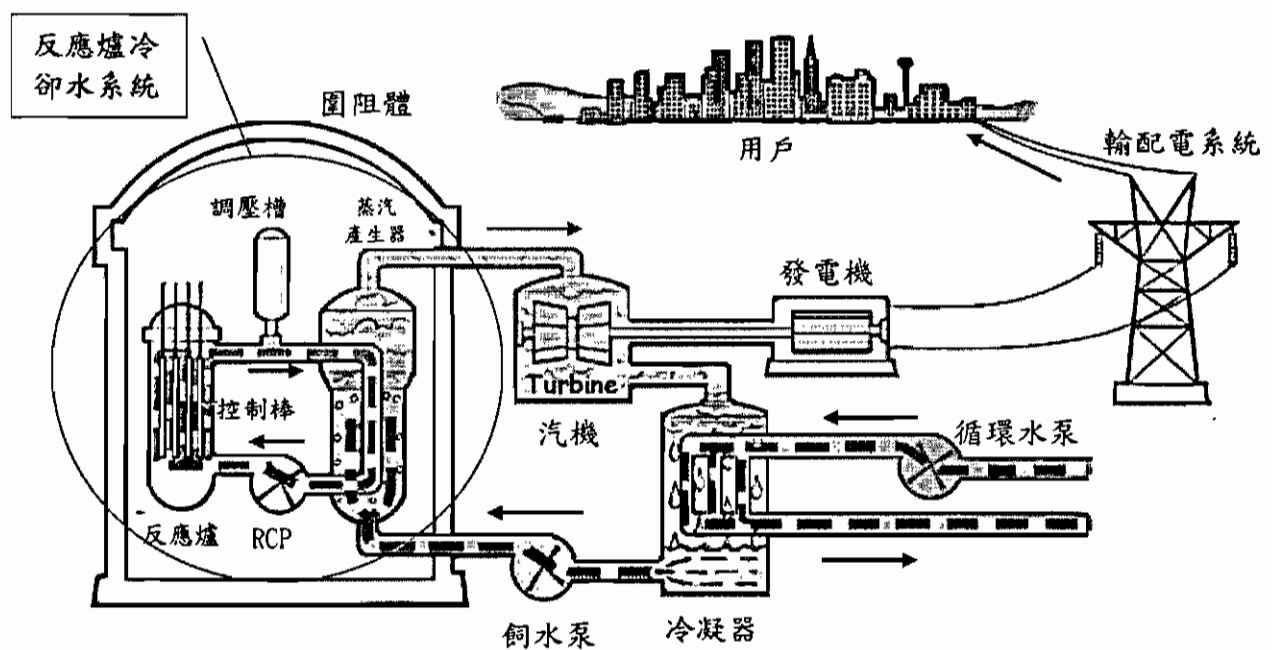


圖 1、壓水式核能發電廠發電流程圖

2、美國西屋 3-loop PWR

核三廠 PWR 核能發電廠爲屬美國西屋 3-loop 之 PWR，圖 2 所示爲美國西屋 3-loop PWR 之配置圖，含有 3 座蒸氣產生器(Steam Generator)，3 座冷卻水泵(Coolant

Pump) ，1 座調壓槽(Pressurizer) ，及 1 座反應爐。

擁有此類型之美國核電廠有: Beaver Valley 1 and 2, Farley 1 and 2, H. B. Robinson 2, North Anna 1 and 2, Shearon Harris 1, V. C. Summer, Surry 1 and 2, and Turkey Point 3 and 4。其中 Farley 1 and 2，亦為此次擷取反應爐蓋更新及功能提升資訊之對象。

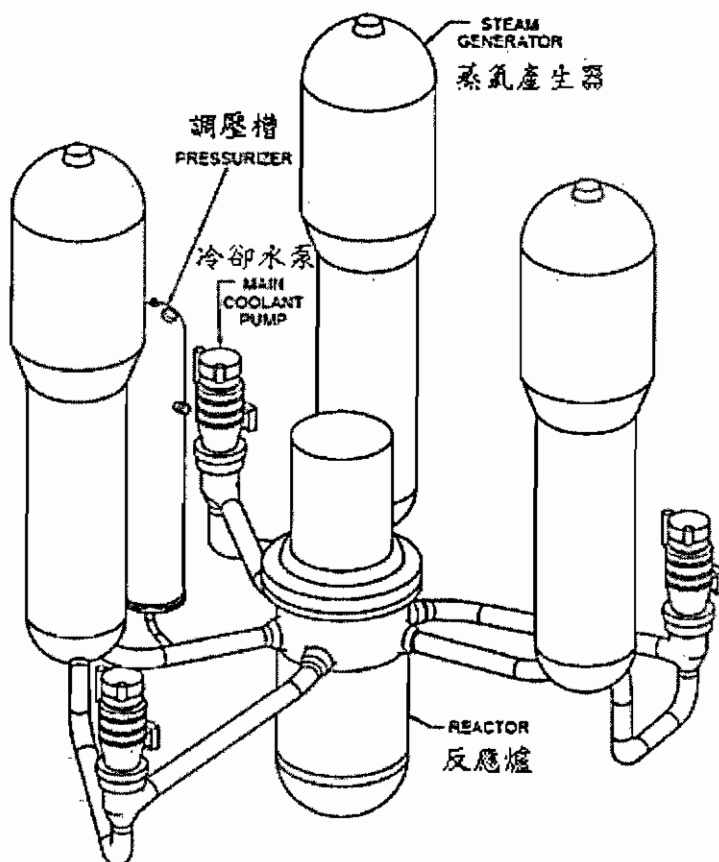


圖 2、美國西屋 3-loop PWR

3、反應爐

圖 3 為壓水式反應爐結構之示意圖，主要之組件包含：反應爐槽，反應爐蓋，控制棒驅動機構(Control Rod Drive Mechanism, CRDM)，控制棒導管(Control Rod Drive Shaft)，上內部組件，下內部組件…等。

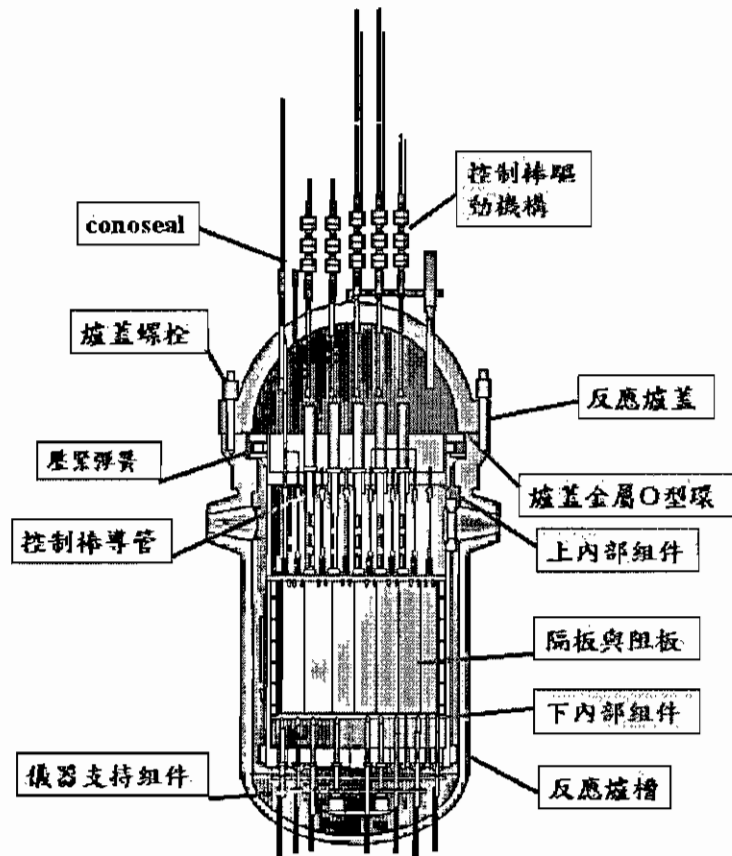


圖 3、壓水式反應爐結構之示意圖

4、反應爐蓋-上方結構

進行反應爐蓋之更新作業時，需將原有之反應爐蓋拆卸，此拆卸作業處理反應爐蓋之上方結構組件。圖 4 為反應爐蓋-上方結構之示意圖，主要之組件包含：控制棒驅動機構(CRDM) 之可拆式保溫，電源線，支撐架，冷卻風扇，冷卻風管以及 Missile Shield...等。

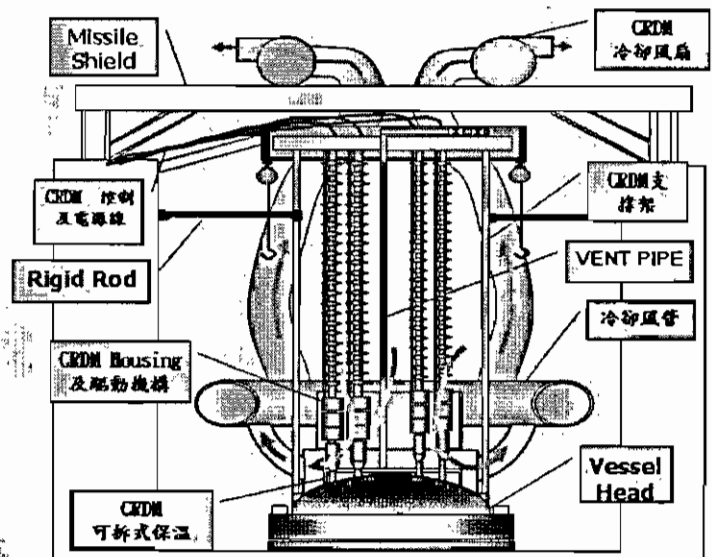


圖 4、
反應爐蓋-上方結構
之示意圖

5、反應爐蓋

反應爐蓋之結構示意圖，如圖 5.所示，除反應爐蓋外，最主要之組件為穿越管 (Penetration Nozzle)。本廠反應爐蓋共含有 65 支穿越管及 1 支逸氣管，供控制棒驅動機構和儀器計測用，其中 52 支控制棒穿越管裝有熱襯套，另有 3 支熱電偶柱管穿越管，其餘穿越管暫時塞住備用。

圖 5、
反應爐蓋之結構示意圖

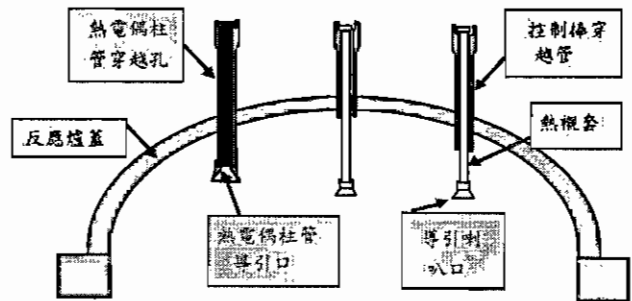


圖 6. 所示為本廠穿越管之材質，主要為 Alloy 600，SA 182 F304，鉀材 Alloy 82，以及穿越管與反應爐蓋銲接接合之 J-Groove Weld 鉀材 Alloy 182。

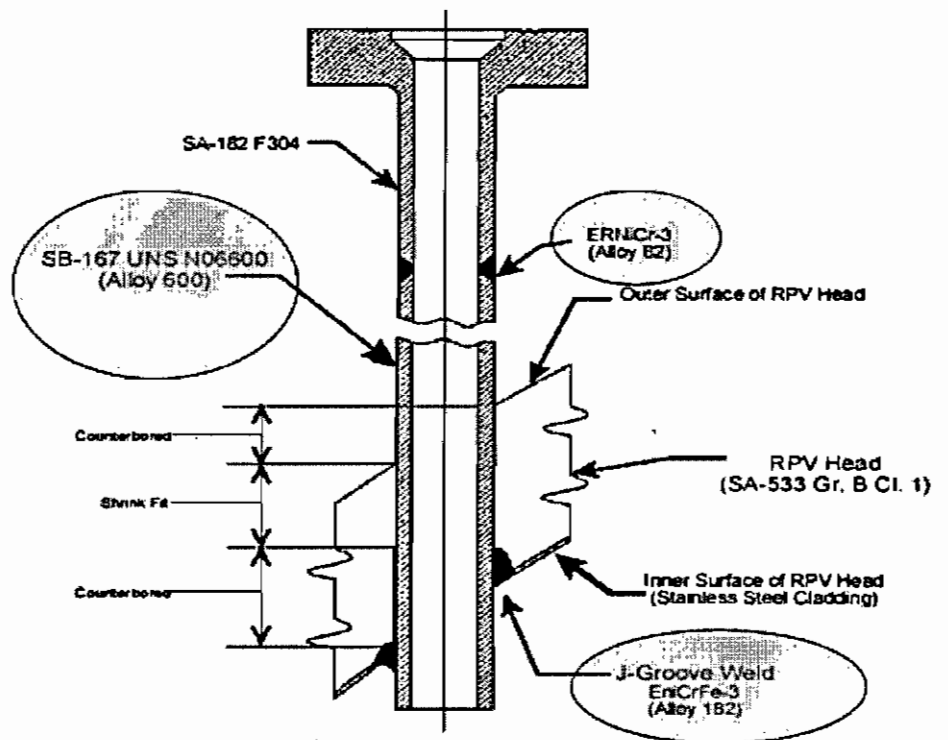


圖 6、核三穿越管之材質

(二) 反應爐蓋之劣化(RVCH Degradation)

壓水式核電廠(Pressurized Water Reactor-PWR Utility)反應爐蓋(Reactor Vessel Closure Head, RVCH) 之穿越管(Penetration Nozzle) 其含鎳基材(Nickel-based Material) 因含有 Alloy 600 及焊材(Weld Material) 含有 Alloy 182(註: 參閱本報告三-〈一〉-5 反應爐蓋之說明)則易發生一次側應力腐蝕龜裂(Primary Water Stress Corrosion Cracking, PWSCC) 的產生。

美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC) 為因應上述 PWSCC 之產生, 於 2001 年頒佈 NRC Bulletin 2001-01「反應爐蓋穿越管之周向龜裂」(Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles), 要求電廠必須針對反應爐蓋穿越管提出檢測計畫(Inspection Program)。2002 年 2 月 16 日, 美國位於俄亥俄(Ohio)州 Oak Harbor 之壓水式核能發電廠 Davis-Besse Nuclear Power Station (DBNPS) 於大修期間依照 NRC Bulletin 2001-01 之要求針對反應爐蓋控制棒驅動機構(CRDM) 部位之穿越管進行檢測, 檢測結果發現有 3 支 CRDM 穿越管 (Nozzle 1, 2 and 3) 在靠近位於 RPVH 之上方部位有穿透管壁之軸向龜裂(Through-Wall Axial Cracking) 存在。DBNPS 之反應爐蓋及其穿越管之結構及材質如圖 7 所示。

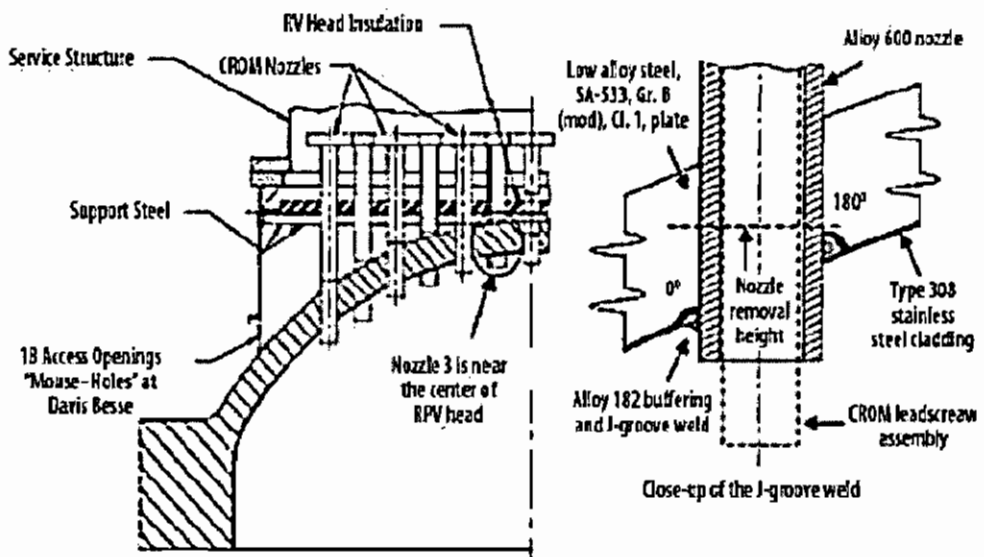


圖 7、DBNPS 反應爐蓋及其穿越管之結構及材質

2002年3月6日，DBNPS 針對上述問題執行修護工作，於修護工作中 DBNPS 並針對 CRDM Nozzle 3 進行了目視檢查(Visual Examination) ，其結果確認在反應爐蓋位於 CRDM Nozzle 3 之下方(Downhill Side) 位置有一腐蝕孔洞(Cavity) 存在，如圖 8 所示。

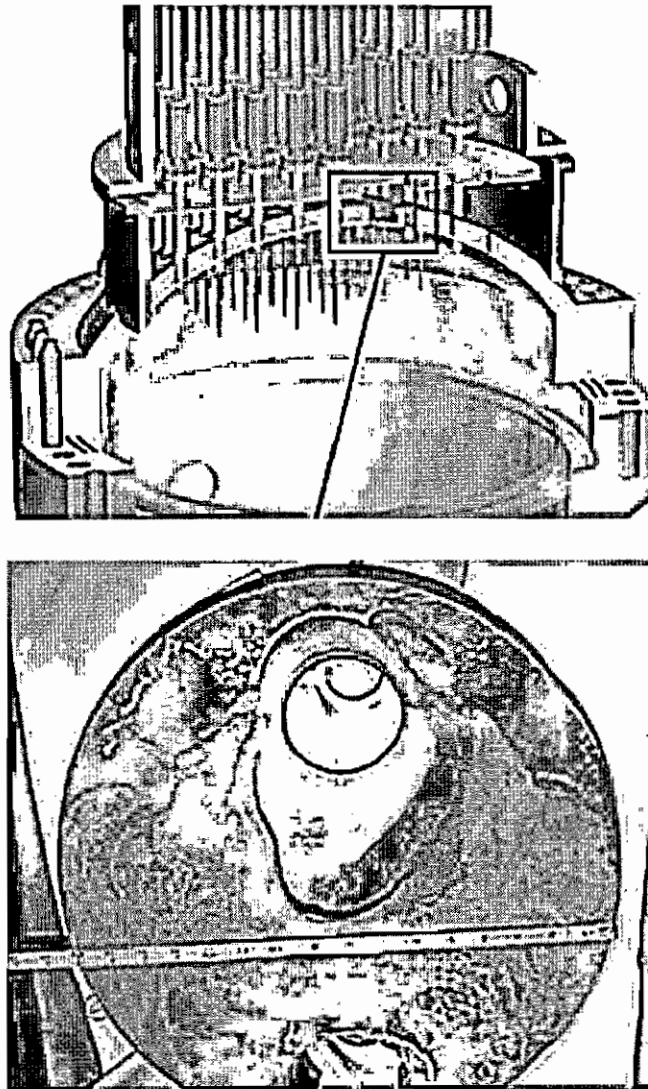


圖 8、DBNPS- CRDM Nozzle 3 之下方(Downhill Side) 位置之腐蝕孔洞

圖 8 所示之腐蝕孔洞之形成是因反應爐冷卻系統(Reactor Coolant System) 中含硼的水(Borated Water) 經由穿越管及其與反應爐蓋之銲接接合處(如圖 9 及圖 10 所示) 中之裂縫洩漏(Leak)至反應爐蓋上，如圖 11，12，13，及 14 所示。

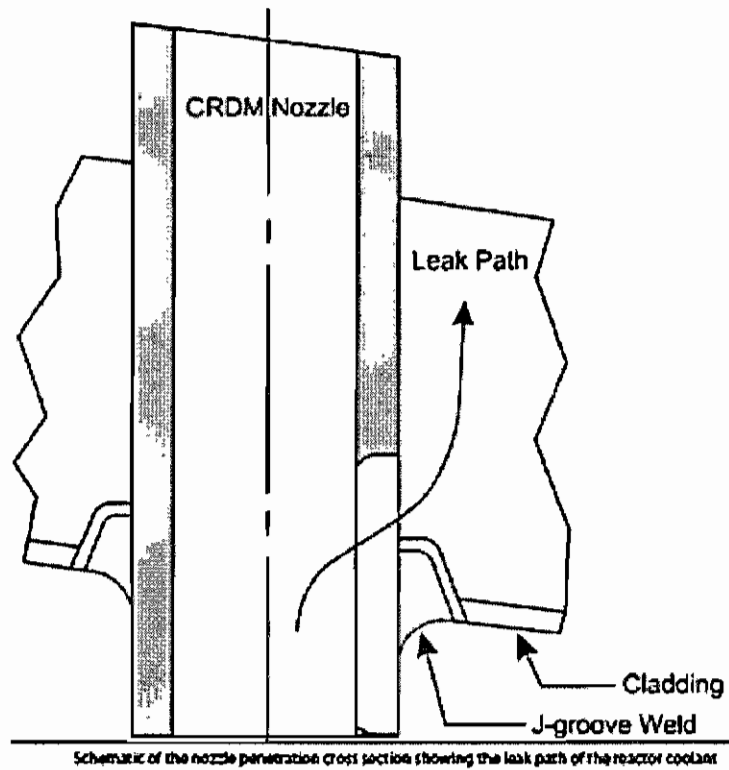
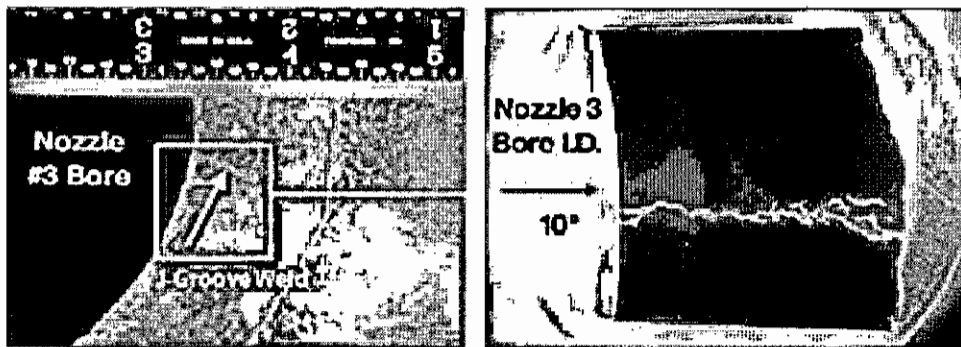


圖 9、DBNPS-穿越管截面圖顯示反應爐冷卻水之洩漏路徑

Top View of J-Groove Weld



Top photo: Top view of the J-groove weld with an arrow pointing to a crack
 Top-right photo: Polished cross section of the area shown in the top photo showing the through-wall crack in the J-groove weld

圖 10、DBNPS-J-groove 銲道及其上之裂縫(箭頭所指處)(圖 9 之左圖) ,
 J-groove 銲道中之穿壁裂縫(圖 9 之右圖)

圖 11、
DBNPS-RPVH 螺栓
附近硼酸堆積之示意

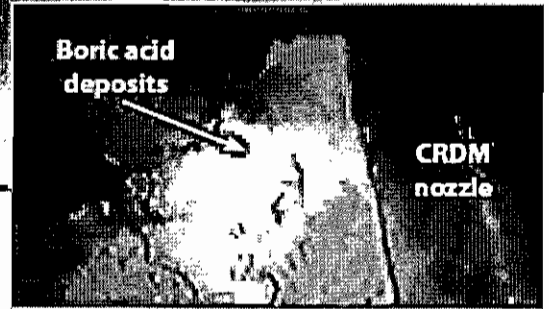
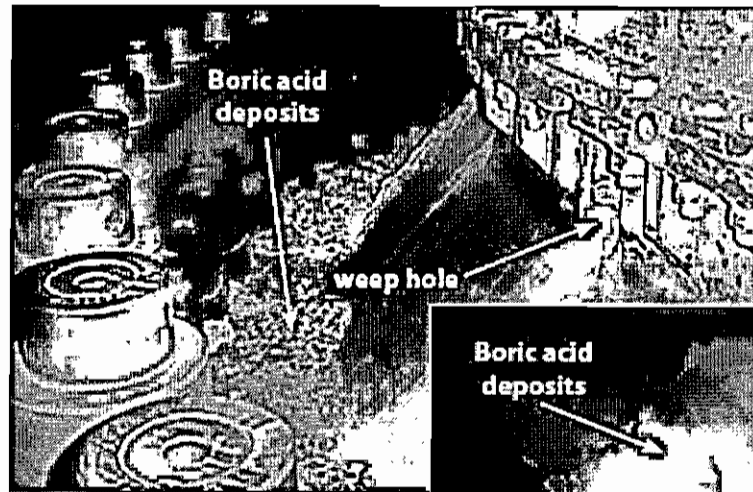


圖 12、DBNPS-硼酸堆積物聚
集於 CRDM 之示意

圖 13、DBNPS-腐蝕孔洞之近視圖

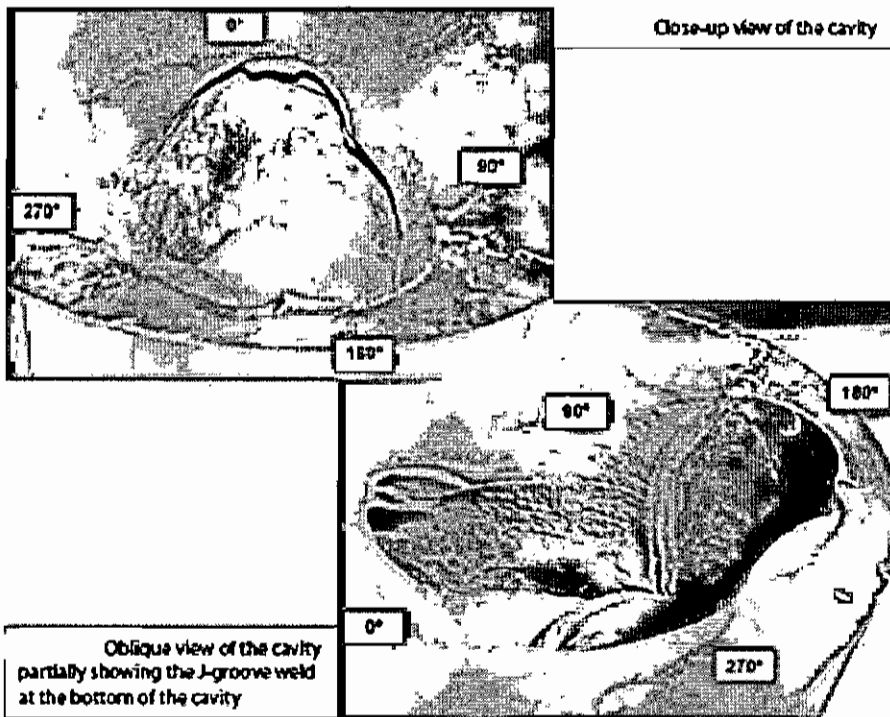


圖 14、DBNPS-側觀腐蝕孔洞在腐蝕孔洞之底部亦可觀查到 J-groove 銲道





(三) 反應爐蓋之檢測要求

1. NRC Bulletin 2001-01

「反應爐蓋穿越管之周向裂縫」(Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles) ，要求廠家必須針對反應爐蓋穿越管提出檢測計畫(Inspection Program) 。

美國 NRC 早於 1990 年初期即認知反應爐蓋具硼酸腐蝕之潛在風險，表 1 為 NRC 針對反應爐蓋劣化依年次所整理之資訊。不過，雖然有此認知，仍未能防範 DBNPS 事件之發生。

表 1、NRC 針對反應爐蓋劣化依年次所整理之資訊

Date	Description
07/29/03 	The NRC issued Regulatory Issue Summary 2003-013: "NRC Review of Responses to Bulletin 2002-01, 'Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity'"
01-16-03 	Information Notice 2003-02: Recent Experience with Reactor Coolant System Leakage and Boric Acid Corrosion
08-09-02 	Bulletin 2002-02: Reactor Pressure Vessel Head and Vessel Head Penetration Nozzle Inspection Programs
04-04-02	Information Notice 2002-13: Possible Indicators of Ongoing Reactor Pressure Vessel Head Degradation
03-18-02	Bulletin 2002-01: Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity
03-12-02	Information Notice 2002-11: Recent Experience with Degradation of Reactor Pressure Vessel Head
08-03-01	Bulletin 2001-01: Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles, August 3, 2001
04-30-01	Information Notice 2001-005: Through-Wall Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Control Rod Drive Mechanism Penetration Nozzles at Oconee Nuclear Station, Unit 3
04-01-97 	Generic Letter 97-001: Degradation of Control Rod Drive Mechanism Nozzle and Other Vessel Closure Head Penetrations
02-14-96	Information Notice 96-011: Ingress of Demineralizer Resins Increases Potential for Stress Corrosion Cracking of Control Rod Drive Mechanism Penetrations
01-05-95	Information Notice 86-108, Supplement 3: Degradation of Reactor Coolant System Pressure Boundary Resulting from Boric Acid Corrosion
08-30-94	Information Notice 94-063: Boric Acid Corrosion of Charging Pump Casing Caused by Cladding Cracks
02-23-90	Information Notice 90-010: Primary Water Stress Corrosion Cracking of INCONEL 600

2. NRC Order EA-03-009 (2003年2月11日)

由於 DBNPS 事件之經驗與教訓，美國 NRC 於 2003 年 2 月 11 日頒佈命令 EA-03-009，此命令係針對 PWR 電廠之反應爐蓋建立檢測之暫行要求(ESTABLISHING INTERIM INSPECTION REQUIREMENTS FOR REACTOR PRESSURE VESSEL HEADS AT PRESSURIZED WATER REACTORS)。

3. NRC First Revised Order EA-03-009 (2004年2月20日)

美國 NRC 於 2004 年 2 月 20 日頒佈 EA-03-009 之第 1 次修訂命令。

4. ASME Code Case N-729-1 (2006年3月28日)

美國 NRC 和 ASME 合作，共同研訂 Code Case N-729-1「Alternate Examination Requirements for PWR Reactor Vessel Upper Head With Nozzles Having Pressure-Retaining Partial-Penetration Welds」。於 2006 年 3 月 28 日，經 ASME 核准納入 ASME Code 中。

5. 10 CFR 50.55a (2008年10月10日)

美國聯邦管制法規(Code of Federal Regulations, CFR)，於 2008 年 10 月 10 日，經由 The Director of the Office of the Federal Register 核准於 10 CFR 50.55a 中登錄。10 CFR 50.55a (g)(6)(ii)(D)(3) 敘及有關反應爐蓋之檢測要求及檢測頻率。

(四) 美國西屋公司壓水式核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取

1. 基本資料

美國西屋公司全名: Westinghouse Electric Corporation，總部設於美國賓夕法尼亞州(Pennsylvania, PA) 之 Monroeville，係於 1866 年，George Westinghouse 於匹茲堡(Pittsburgh, PA) 創建。

表 2 為西屋公司之基本資料

表 2. 西屋公司之基本資料

Westinghouse Electric Corporation



Westinghouse logo (designed by Paul Rand)

Industry	Electronics, etc.
Fate	Sold to CBS
Successor	Viacom, Inc. (after 1997 renaming to CBS Corporation)
Founded	as Westinghouse Electric & Manufacturing Company (1886) in Pittsburgh, Pennsylvania
Defunct	1999
Headquarters	Monroeville, PA
Key people	George Westinghouse, Founder

2. Waltz Mill 廠

此次拜訪之單位「Waltz Mill」，隸屬西屋公司之「核能服務部門」(Nuclear Service Division)，位於美國賓州之 Madison。

「核能服務部門」之主要工作為針對檢測、維護及修護(Inspection, Maintenance, and Repair) 執行下列工作:

- 計畫管理 (Project Management)
- 設計 (Design)
- 工程 (Engineering)
- 執行實驗室內及現場服務 (Conduct of In House and Field Service)

3. 西屋執行反應爐蓋更新之經驗

西屋「核能服務部門」在執行反應爐蓋更新方面，計累積 35 個工程作業經驗，其中：

- 23 個工程作業：「爐蓋更新」與「功能提升」一併執行
- 7 個工程作業：僅執行「功能提升」
- 5 個工程作業：僅執行「爐蓋更新」

4. 西屋執行反應爐蓋「功能提升」之經驗

西屋「核能服務部門」在執行反應爐蓋「功能提升」方面，計累積 30 個工程作業經驗，其中：

- 11 units: CE NSSS (Combustion Engineering, CE)
(Nuclear Steam Supply System, NSSS)
- 6 units: Westinghouse 2-loop
- 7 units: Westinghouse 3-loop
- 6 units: Westinghouse 4-loop

5. 反應爐蓋「功能提升」之主要組件

西屋「核能服務部門」在執行反應爐蓋「功能提升」方面，所針對之主要其中組件，列之如下：

- CRDM Cooling Ductwork
- 反應爐 Missile Shield
- 訊號線(Cable) Configuration
- 反應爐組件輻射防護
- Seismic Tie Rod
- 反應爐蓋 Lift Rig

6. 反應爐蓋「功能提升」作業項目之效益總結(Summary)

西屋「核能服務部門」在執行反應爐蓋「功能提升」方面，認為此作業項目之效益可總結如下：

- 增加人員之作業安全性
- 減少大修之「Critical Path」
- 減少輻射照射
 - 防護(Shielding)
 - 減除或降低高劑量工作(High Dose Activities)
 - 將工作移至低劑量場所
 - 減少大修工期
- 於 Refueling 大修期間，增加 Laydown 空間(Space)
- 降低對 Polar Crane 之依賴(Dependence)
- 降低勞務人員之成本(Labor Cost)(註: hrs)
- 增加元件(Component) 之可靠度(如: Cables and Connectors)
- 人力效能因素之說明(Human Performance Factors Addressed)
- 降低大修之非規畫性延誤之風險(Reduced Risk of Unplanned Outage Delays)

7. 反應爐蓋更新作業/組件製造之時程

由於國際上缺乏大型鍛件(Large Forging) 之製造廠家，以及核能市場甦起，造成反應爐蓋缺貨，導致高價位，拉長工程作業之時程。

預計應於爐蓋於現場安裝之日程，向前推算 5 年為自市場訂購反應爐蓋之時程，爐蓋「功能提升」項目之製作之時程則為 1.5 年。

8. 西屋經驗

圖 15. 為核電廠 H.B. Robinson 反應爐蓋更新作業前之示意，圖 16. 為核電廠 H.B.

Robinson 反應爐蓋更新作業後之示意，圖 17. 為核電廠 Beaver Valley 反應爐蓋更新作業後之示意，圖 18. 為核電廠 Farley 反應爐蓋更新作業後之示意。

註：圖 15，圖 16，圖 17，圖 18 之內容涉及西屋公司之智慧財產，不便披露。其內容僅留存於本廠之內部報告中。

(五) 美國南方公司-Farley 核電廠反應爐蓋更新技術與經驗擷取

1. 基本資料

Farley 核電廠全名: Joseph M. Farley Nuclear Plant，位於美國阿拉巴馬州東南方之 Dothan，隸屬於阿拉巴馬電力(Alabama Power)，但由南方核能運轉公司(Southern Nuclear Operation Company) 負責營運。Farley 核電廠擁有 2 個反應爐(Unit 1 及 Unit 2) 均為西屋建置，建置費用為 US\$1.57 Billion 元。值得一提的是 2005 年 5 月 12 日，經由美國 NRC 核准 Farley 核電廠之執照更新(License Renewal)申請，因此其 Unit 1 可以運轉至 2037 年，Unit 2 可以運轉至 2041 年。

在設備/組件更新方面: 蒸氣產生器(Steam Generator, SG) Unit 1 之更新日期為 2000 年，Unit 2 之更新日期為 2001 年。反應爐蓋 Unit 1 之更新日期為 2004 年，Unit 2 之更新日期為 2005 年。

其基本資料如表 3 及表 4 所示。

表 3、Farley 核電廠-Unit 1 資料

Location: 18 MI S of Dothan, AL
Operator: Southern Nuclear Operating Co., Inc.
Operating License: 06/25/1977, Expires - 06/25/2037
Docket Number: 05000348

Reactor Type: Pressurized Water Reactor
Electrical Output: 851 MWe
Reactor Vendor/Type: Westinghouse Three-Loop
Containment Type: Dry, Ambient Pressure

表 4、Farley 核電廠-Unit 2 資料

Location: 18 MI S of Dothan, AL.
Operator: Southern Nuclear Operating Co., Inc.
Operating License: Issued - 03/31/1981, Expires - 03/31/2041
Docket Number: 05000364
Reactor Type: Pressurized Water Reactor
Electrical Output: 860 MWe
Reactor Vendor/Type: Westinghouse Three-Loop
Containment Type: Dry, Ambient Pressure

2. 反應爐蓋更新之作業之主要項目及執行廠家

一般反應爐蓋更新之工程作業其內含之主要項目可如下述：主約廠家(Prime Contractor), 反應爐蓋(RVCH), 控制棒驅動機構(CRDM)/控制元件驅動機構(Control Element Drive Mechanism, CEDM), 功能提升(Upgrade), 設計變更套裝(Design Change Package, DCP), 以及安裝(Install)等。

Farley 核電廠於上述之工程作業項目上其相對主要之執行廠家如表 5 所示, 表中 WEC 代表西屋電子公司(Westinghouse Electric Company, WEC), MHI 代表三菱公司(Mitsubishi).

表 5 Farley 核電廠反應爐蓋更新工程作業項目及其相對主要之執行廠家

Customer	Prime	RVCH	CRDM/CEDM	Upgrade	DCP	Install
Farley 1 & 2	WEC	MHI	MHI	WEC	WEC	WEC

3. 主要次約廠家(Major Subcontractors)

Farley 核電廠反應爐蓋更新之工程作業, 在執行上除主約廠家西屋公司外, 亦和下列公司簽署次級合約執行特定之工作:

- MHI : RVH 及 CRDM 之組裝
- Penn State Tool & Die : 爐蓋組件功能提升套件製作(Head Assembly Upgrade Package, HAUP-Fabrication)
- Bigge Power Construction : 組件經管(Component Handling)
- WNG : 除役(Retired)之 RVH 及 CRDM 組件廢棄物櫃(Disposal Container for Retired RVH and CRDM Assembly)

- Master Lee : 廢棄物櫃塗裝(Disposal Container Coating)
 - Williams Power : Electrical and Hilti Installation
4. 爐蓋組件功能提升設計(Head Assembly Upgrade Design)

爐蓋組件功能提升設計涉及下列主要組件:

- 控制棒驅動機構冷卻系統(CRDM Cooling System)
- Missile Shield 之整合(Integral Missile Shield)
- 爐蓋輻射防護組件(Head Radiation Shield/Shroud)
- CRDM and DRPI(Digital Rod Position Indication) Cable Bridges and Raceways
- Seismic Support Spacer Plates
- Head Vent Valves
- Reroute of Interface Connections Over Cable Bridges

圖 19. 為爐蓋組件安裝於反應爐爐體上之示意，圖 20. 為 CRDM 冷卻系統之示意，圖 21. 為冷卻氣流路徑之示意，圖 22. 為輻射防護組件之新式整合件，圖 23. 為 Farley HAUP 之 Cable Bridge，圖 24. 為 Farley HAUP Cable Bridge 之全視圖。

註: 圖 19, 圖 20, 圖 21, 圖 22, 圖 23, 圖 24 之內容涉及 Farley 核電廠之智慧財產，不便披露。其內容僅留存於本廠之內部報告中。

5. 組件運送安置及安裝(Component Handling and Installation)

組件運送安置及安裝所需之裝置設備(Handling Equipment)如下:

- 日本三菱(MHI)運送設備裝置箱(MHI Shipping Container)
- 可通達/穿越「設備開口引道」之軌道(Rails through Equipment Hatch)
- 「設備開口引道」(Equipment Hatch)外之移動式(Mobile) Gantry Crane
- 運送/穿越「設備開口引道」所需之 Low Profile Head Transfer Skid
- 供新爐蓋組件所需之臨時性(Temporary) Lift Rig
- DOT Transport Container for Head Assembly

- CRDM and DRPI Storage Racks
- Jib Crane
- 穿越「設備開口引道」設計安置(Accommodate) RCP Motor，除役(Retired)之 Missile Shield，新爐蓋組件，除役(Retired)之爐蓋組件所需之軌道及離地支撐物(Track and Skid)

圖 25. 為大修前(Pre-Outage) 新爐蓋組件將運送至 Farley 廠之示意，圖 26. 為大修前新爐蓋組件將儲存至 Turbine Building 之示意，圖 27. 為輻射防護組件將安置於 Turbine Building 前之示意。

大修時，Missile Shield 及訊號線(Cables)將從爐蓋組件中移除，如圖 28.所示，圖 29. 為 DRPI 及 CRDM Magnetic Jack Coils 將從舊有之爐蓋上移除(註:後續將再使用)，移除作業將在爐蓋仍然在爐體上時為之，圖 30. 為上方及下方包覆裝置(Upper and Lower Shroud)將自爐蓋上移除之示意，圖 31. 為新爐蓋組件將自「設備開口引道」移至圍阻體(Containment)內之示意，圖 32. 為將舊有之爐蓋上方包覆裝置安置在輻射防護組件上，圖 33. 為將訊號線(Cables)安裝於 Cable Bridges 中，圖 34. 為完成 Cable Bridges 及 Winch System 之安裝，圖 35. 為將爐蓋安裝於爐體上，將訊號線自 Cable Bridges 連接至連接盤(Connector Panels)，完成爐蓋之組裝。

註: 圖 25, 圖 26, 圖 27, 圖 28, 圖 29, 圖 30, 圖 31, 圖 32, 圖 33, 圖 34, 圖 35, 之內容涉及 Farley 核電廠之智慧財產，不便披露。其內容僅留存於本廠之內部報告中。

6. 輻射防護/安全性(ALARA/Safety)

在輻射防護/安全性方面，遵行合理劑量之最低化(As Low As Reasonably Achievable, ALARA) 原則，並有下列要點:

- 輻射劑量估算為 6.701 Rem (Dose Estimate 6.701 Rem)
- 在組件拆卸時，提高工作人員對改變劑量之敏感度 (Sensitize crew to changing

dose rates during disassembly)

- 注重污染控制技術 (Emphasize Contamination Control Techniques)
- 採輪班制執行各項 Walkdown 工作
- 各式簡報(Briefings) 中強調安全性，包括：
 - 注意細節 (Attention to Details)
 - 小心前方 (Look Ahead)
 - 留意狀況 (Situational Awareness)

四、建議

- (一) 目前含有 Alloy 600, Alloy 182 反應爐蓋之 PWR 核電廠除依法規強化檢測外，皆朝反應爐蓋更新之方式為之。由於市場對大型反應爐蓋之鍛件，取得不易，本廠應儘早規畫因應。
- (二) 西屋公司為本廠之原始設計廠家，且提供爐蓋更新之工程服務。依資料顯示，在爐蓋更新工程作業中之「功能提升」項目上扮演不可或缺的角色，值得本廠注意。
- (三) Farley 核電廠已具 2 次反應爐蓋更新之工程作業之經驗，由於其本業在發電，對反應爐蓋更新工程作業之經驗及技術之釋出較不具敏感度，後續或可強化連繫，以期取得有用之資訊。