

行政院及所屬各機關出國報告  
(出國類別：實習)

## 研習輕水式核能電廠重要管路熱龜裂防治技術

服務機關：台灣電力公司  
出國人 職 稱：主管汽源  
姓 名：王 建 國  
出國地區：美國  
出國日期：自 90.12.04 至 90.12.14  
報告日期：91.02.06

行政院及所屬各機關出國報告審核表

出國報告名稱： 研習輕水式核能電廠重要管路熱疲勞龜裂防治技術	
出國計畫主辦機關名稱： 台灣電力公司	
出國人姓名/職稱/服務單位： 王建國/主管汽源/台灣電力公司核能發電處	
出國計畫 主辦機關 審核意見	<input checked="" type="checkbox"/> 1. 依限繳交出國報告 <input checked="" type="checkbox"/> 2. 格式完整 <input checked="" type="checkbox"/> 3. 內容充實完備 <input checked="" type="checkbox"/> 4. 建議具參考價值 <input type="checkbox"/> 5. 送本機關參考或研辦 <input type="checkbox"/> 6. 送上級機關參考 <input type="checkbox"/> 7. 退回補正，原因： <input type="checkbox"/> (1) 不符原核定出國計畫 <input type="checkbox"/> (2) 以外文撰寫或僅以所蒐集外文資料為內容 <input type="checkbox"/> (3) 內容空洞簡略 <input type="checkbox"/> (4) 未依行政院所屬各機關出國報告規格辦理 <input type="checkbox"/> (5) 未於資訊網路登錄提要資料及傳送出國報告電子檔 <input type="checkbox"/> 8. 其他處理意見
層轉機關 審核意見	<input type="checkbox"/> 同意主辦機關審核意見 <input type="checkbox"/> 全部 <input type="checkbox"/> 部份 _____ (填寫審核意見編號) <input type="checkbox"/> 退回補正，原因： _____ (填寫審核意見編號) <input type="checkbox"/> 其他處理意見

說明：

- 一、出國計畫主辦機關即層轉機關時，不需填寫「層轉機關審核意見」。
- 二、各機關可依需要自行增列審核項目內容，出國報告審核完畢本表請自行保存。
- 三、審核作業應於出國報告提出後二個月內完成。

總經理  
副總經理



單位：  
主管



報告人：



## 行政院及所屬各機關出國報告提要

出國報告名稱： 研習輕水式核能電廠重要管路熱龜裂防治技術

頁數 9 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) 2366-7685

出國人員姓名/服務機關/單位/職稱/電話：

王建國/台灣電力公司/核能發電處/主管汽源/(02)2366-7059

出國類別：1 考察2 進修3 研究4 實習5 其他 ( )

出國期間：自 90 年 12 月 04 日至 90 年 12 月 14 日

出國地區：美國

報告日期：91 年 02 月 06 日

分類號/目

關鍵詞：PIPING , THERMAL FATIGUE , CRACKING

內容摘要：(二百至三百字)

- 一、參加由本公司/原能會/核能研究所共同參與由貝泰研究所執行有關管路完整性計劃第三次技術諮詢委員。
  - A. 有關將 ASME SEC XI 內有關管路裂紋評估準則擴展至 Class 2, 3 和 BOP 管路部份，初步結論是在  $R/t > 20$  時會有問題。
  - B. Leakage Before Break (LBB) 的 NUREG/CR Report 和 Standard Review Plan 美國核管會已完成審查將在 91 年 4~5 月份正式發行。
- 二、壓水式反應器頂蓋控制驅動機構(CRDM)穿越管焊道周向龜裂事件，已成為美國核能界最關切的問題，對此問題美國電力研究所 91 年將發行有關 CRDM 穿越管焊道的檢測的指引和終期安全評估報告；另美國核能協會亦在發展裂紋評估準則，並建議將其列在 ASME SEC XI 中。
- 三、有關管路熱疲勞龜裂防治技術方面宜加強相關閥和管件的檢修或檢測。另管路與反應爐相接處的熱疲勞現象會對機組的壽命產生影響，宜有監測計劃執行監測。同時美國電力研究所的材料可靠度研究計劃將在 91 年 2 月發行熱疲勞管理指引的報告，值得本公司取得參考。

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

# 目 錄

	<u>頁數</u>
一、 出國事由 .....	2
二、 出國行程 .....	2
三、 工作紀要 .....	3
四、 心得與建議 .....	8
五、 附件.....	10

## 一、出國事由

近年來國外輕水式核能電廠重要管路相繼發生熱疲勞龜裂事件，甚至發生一次側冷卻水洩漏污染廠房的事故。本公司各核能電廠已運轉多年日漸老化，發生管路熱疲勞龜裂之可能性日漸增高，因美國思艾(Structural Integrity Associates, Inc; SIA)公司和美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)在核能電廠管路熱疲勞龜裂防治技術方面素有研究且績效良好，故前往研習以便妥善規劃本公司核能電廠的防範措施及對策，以避免管路因熱疲勞龜裂而造成事故。另趁此出國之便順道參加由原能會、核研所和本公司共同參與由美國貝泰(Battelle)研究所所主導的核能管路完整性計劃(Battelle Integrity of Nuclear Piping, BINP)第三次技術諮詢委員(Technical Advisory Group, TAG)會議，以便取得國外管路研究的最新成果。

## 二、出國行程

- 90年12月4-5日 往程(台北→紐約→哥倫布市)
- 90年12月6-7日 赴貝泰(Battelle)研究所參加核能管路完整性計劃第三次技術委員議
- 90年12月8-10日 由哥倫布市轉至聖荷西市赴思艾(SIA)公司研習輕水式核能電廠重要管路熱疲勞龜裂防治技術
- 90年12月11-12日 赴(PALO ALTO)美國電力研究所(EPRI)研習輕水式核能電廠重要管路熱疲勞龜裂防治技術
- 90年12月13-14日 返程(PALO ALTO→舊金山→台北)

### 三、工作紀要

1. 本次 BINP 技術諮詢委員會議，計有美、日、韓等國近二十位代表參加，會議為期兩天；第一天首先由計畫主持人 Battelle 研究所的 Mr. Paul M. Scott 說明計畫行政業務及會議議程（如附件一），主要的討論議題如下：

- A、管路實際裕度(Actual Margin)—本項工作為 BINP 計畫第三項工作(Task 3)，以 ANSYS 及 ABAQUS 程式針對管路進行裂管非線性分析，評估管路裕度。
- B、壓力誘發彎矩(Pressure Induced Bending, PIB)—以分析方法評估管路支撐條件對裂縫張開位移(Crack Opening Displacement, COD)的影響，以做為執行(Leakage Before Break, LBB)評估時由 COD 計算洩漏率的依據。
- C、測試分析(Round-Robin)—討論會由 Dr. Gery Wilkowski 主持，先後由 Battelle 研究所、中華民國核研所、韓國 KOPEC、日本 CRIEPI、美國 EMC<sup>2</sup> 公司等代表報告各國針對 RR-2 問題的分析結果。一般而言，各國的 3D 分析結果大致吻合，線彈簧元素的分析則略有差異。
- D、BOP (Balance of Plant)管線及 Class II, III 管路的缺陷評估—本項工作為 BINP 計畫第五項工作(Task 5)，BOP 及 Class II, III 管線由於操作溫度與壓力都較低，管徑厚度比(R/t)通常大於 15，不適用於 ASEM Section XI 管路缺陷評估準則，本研究執行一系列的彈塑性破壞分析擬建立適用的準則，將 ASME Section XI 管路缺陷評估準則擴展至 BOP 及 Class II, III 管線，初步結論是在 R/t >20 時會有問題。

- E、二次應力的影響—依據 ASEM Section XI 所執行的管路缺陷評估通常不考慮二次應力的影響，最多也只加入熱膨脹的影響，直到最近才正視 SAM(Seismic Anchor Motion)所造成二次應力的影響。
  - F、CRDM(Control Rod Drive Mechanism)穿越管洩漏問題—此問題本非 BINP 計畫中的工作，但因美國部分壓水式核能電廠發現 CRDM 穿越管洩漏且相關的安全評估與管制工作需要借重 BINP 計畫發展的技術，乃由美國核管會(USNRC)在本次會議中報告 CRDM 穿越管洩漏的狀況、管制要求與相關的安全評估要點。在技術方面，主要討論的重點包括 CRDM 穿越管焊道裂縫成長率決定、臨界裂縫計算、裂縫驅動力評估、檢測方法與檢測週期規劃等。
2. 第二日繼續進行技術諮詢委員會議，主要的討論議題如下：
- A、LBB 管制導則(Reg. Guide)進度—由主持人 Paul Scott 報告 LBB 相關規範的緣起與現行規定，並說明透過 BINP 計畫協助制訂新的管制導則的必要性與作法，據悉 LBB 的 NUREG/CR Report 和 Standard Review Plan 美國 NRC 已完成審查將在 91 年 4~5 月份正式發行。
  - B、焊接殘留應力(Residual Stress)的影響—先討論貝泰研究所最近在焊接殘留應力分析技術的進展，並藉以探討殘留應力在部分壓水式反應爐發生(Primary Water Stress Corrosion Crack, PWSCC)案例中的影響。其次討論焊接殘留應力對管路裂縫張開位移(COD)的影響，確定殘留應力在 LBB 評估中的重要性。

C、計畫管理—由主持人 Paul Scott 報告各分項工作的進度、資金運用情形與未來執行方向，並說明 NRCPIPE、NRCPIPES 與 SQUIRT 等管路破壞分析工具的維護與更新情形。

3. 由於最近 Oconee 1, 3(附件二為 Oconee 1 CRDM 的構造；硼酸在反應爐頂蓋洩漏結晶情形及其 CRDM 檢測結果)與 ANO 1 等電廠發現反應爐頂蓋穿越管龜裂與洩漏(或稱 CRDM 管嘴洩漏)，在職此次研習過程中，發現其已成為美國核能界最關切的問題，而 SIA 公司為 EPRI 材料可靠度研究計畫(Materials Reliability Program, MRP)的會員，同時也是 MRP 部分技術研發工作的承包商，主要負責的工作有：應力分析、破壞力學分析、裂縫成長機制與評估方法研究、臨界缺陷長度計算、洩漏量評估、與機率破壞力學評估等。SIA 也同時協助 ANO 與 Oconee 電廠擬定檢測規劃並協助電廠解決美國核管會 Bulletin 2001-01 要求的相關技術問題。SIA 資深工程師 Richard Bax 與 Georges A. Miessi 分別詳細解說頂蓋穿管的三維有限元素模式、破壞分析與洩漏路徑模擬，但由於頂蓋穿管洩漏問題為當前核能界敏感話題而相關技術又涉及智慧財產權問題，SIA 拒絕提供任何書面資料。另在拜訪電力研究所(EPRI)的 MRP 計畫經理 Dr. Avtar Singh 時亦深入討論 MPR 計畫內容。MRP 計畫主要包括反應爐完整性、A600, 82/182 焊道完整性、反應爐內部組件、材料疲勞等任務小組(Issue Task Group, ITG)。最近因反應爐頂蓋穿越管龜裂與洩漏(或稱 CRDM 管嘴洩漏)問題受到大家的重視和注目，A600, 82/182 焊道完整性任務小組吸引了大部分的注意力與資金。過去一年來，此任務小組在 CRDM 管嘴洩漏安全評估方面的結論是：



- A、由應力分析的結果可知主要的裂縫為軸向裂縫。
- B、穿壁周向裂縫在造成斷管前可先偵測到洩漏。
- C、高延展性的 A82/182 管子有足夠的強度裕度。
- D、裂縫造成的滲漏污染非常有限。

目前主要關切的課題有：穿越管 360° 裂斷的可能性評估、斷前漏(LBB)的相關規範、裂縫成長率與風險性評估。

4. 另在赴 SIA 公司及美國電力研究所研習期間，亦對本次研習之主題進行討論，歸納起來引熱疲勞龜裂之原因有下列數種：

- A、由主管（熱水）流入歧管（冷水）

主管中流動的高溫水流入有低溫水滯溜的歧管中，高低溫水接觸的界面層發生週期性的變化，以致歧管內面之溫度產生週期性的變化，導致熱疲勞的現象。

- B、低溫水與高溫水之合流（混合）

在低溫水與高溫水合流到兩者完全混合均勻為止之混合領域中由於低溫水與高溫水混合而使管路中流體的溫度變化從數 Hz 到數百 Hz 的週期，而引起熱疲勞的現象此種現象稱做溫度晃動（Thermal Striping）。

- C、低溫水與高溫水之合流（成層分離）

這個現象需在特殊條件下（例如：系統特性；配管之配置狀況；配管內之流速為低速；流體發生滯留等）才會發生。由於上述條件低溫與高溫在不完全混合之後，分離的結果，其溫度界面層會隨著流層之流動而變化，以致配管內面之溫度發生變化而引起熱疲勞的現象，稱為熱成層（Thermal Stratification），美國壓水式機組曾發生輔助飼水向高溫蒸汽產生器(Steam Generator, S/G)

內以低流量連續注入冷水時，在 S/G 的水平的飼水配管內，由於熱成層面產生而龜裂。在 PWR 剛開始運轉時，類似事故發生多次，其原因在於起動/停機時，藉輔助飼水泵、間歇地或低流量地做冷水注入操作所致。目前均使用專屬之泵連續注入(程序變更)，已無再發生之可能。

D、由於閥之洩漏導致有溫度之流體流入(密封墊洩漏型)：閥之封水部位之密封墊(GLAND PACKING)處洩漏，即密封墊洩漏之程度的變化導致溫度變化，因而在閥之閥帽(BONNET)或閥之焊接部位發生熱疲勞者。

例：餘熱移除系統入口隔離閥 GLAND 部位發生洩漏，以致平常有低溫水滯留之水平配管之上部有一次冷卻系統之高溫水，其結果由於閥體之膨脹以致 SEAT 部之間隙變小；密封墊處洩漏也變小，然後，再度由於閥體之冷卻而間隙變大，GLAND 處洩漏增加的這種週期現象就發生了，因此配管由於此溫度變動而重複產生變形，在入口隔離閥之上流側配管彎管部的焊接頂部乃產生熱疲勞。

E、由於閥之洩漏導致有溫度差之流體流入(閥座洩漏型)：雖然閥有關緊，但由於閥之上流側與下流側之壓力差，由上流到下流或其逆向，有水在系統中移動之現象稱為閥座(SEAT)洩漏，閥座洩漏與密封墊洩漏不同，高溫水沒有向外界而使配管內之溫度變化，以致產生熱疲勞，美國壓水式機組緊急爐心冷卻系統之逆止閥洩漏曾造成管路因熱疲勞而龜裂。

由上述原因導致熱疲勞龜裂之防治方法，除了加強有關高低溫流體界面之隔離閥及逆止閥之檢查和維修外，另外應依上述產生的原因找尋機組易發生熱疲勞的管路，於機組停機時加強檢測。

5. 易產生熱疲勞龜裂之部位另有反應爐與管路相接的部位，由於反應爐起動/停機流經此部份的流體溫度變化而導致其產熱疲勞，因此部位的熱疲勞往往與機組壽命有關，所以在運轉規範中亦有疲勞因子的限制。

#### 四、心得與建議

1. 在職此次研習期間深深感到美國研究機構的能力和耐力，以 LBB 為例從 1985 年至今，才產生了初步成果，另以 CRDM 為例在短短的幾個月的時間動員了許多研究機構和顧問公司的人力進行研究，終於在最短時間內發行了 Bulletin 2001-01，以供業者執行評估和檢測的工作，同時美國 NRC 亦發行了“Technical Assessment of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzle Cracking”，以供其 Staff 來審查各廠的評估結果，這樣的能力和效率在我國核能界難以見到的，故建議應經常派員赴國外研習，並積極與國外研究機構建立密切關係，善加利用其研究成果。
2. Leakage Before Break (LBB) 在經過冗長的研究(1985~至今)有關 NUREG/CR Report 和 Standard Review Plan 美國 NRC 已完成審查將在 91 年 4~5 月份正式舉行，本公司應注意其發展並適時採用。
3. 壓水式反應器頂蓋控制驅動機構(CRDM)穿越管焊道周向龜裂事件，在職此次研習過程中，發現其已成為美國核能界最

關切的問題，對此問題 EPRI 91 年將發行有關 CRDM 穿越管焊道的檢測的指引和終期安全評估報告；另 NEI 亦在發展裂紋評估準則，並建議將其列在 ASME SEC XI 中，有關此事件進一步之發展，本公司亦應密切注意。

4. 有關管路熱疲勞龜裂防治技術在管路本身大部份都是由於高/低溫水或蒸汽之隔離閥產生洩漏或機組運轉狀況改變所致，祇要加強相關閥和管件的檢修或檢測即可防治於先。另管路與反應爐相接處的熱疲勞現象會對機組的壽命產生影響，所幸此部份本公司已有監測計劃在執行中。同時 EPRI 的 MRP 計劃將在 91 年 2 月發行熱疲勞管理指引的報告，值得本公司取得參考。

# 附件一

## **Agenda – Thursday, December 6**

---

- 8:30 - 8:45 - Welcome and Introductions - Paul Scott
  - 8:45 - 9:30 - Task 3 (Margin Assessment) - Rick Olson and Brian Gruen
  - 9:30 - 10:15 - Task 4 (Pressure Induced Bending) - Rick Olson and Zhili Feng
  - 10:15 - 10:30 - Break
  - 10:30 - 12:00 - Round Robin - Gery Wilkowski/TAG
  - 12:00 - 1:00 - Lunch
  - 1:00 - 1:30 - Subtask 7.1a (F-functions) - YP Yang and Gery Wilkowski
  - 1:30 - 2:00 - Subtask 7.1b (R/t EPFM) - Gery Wilkowski
  - 2:00 - 2:30 - Subtask 7.2 (Transition Temp) - Gery Wilkowski
  - 2:30 - 2:45 - Break
  - 2:45 - 3:15 - Task 1 (Secondary stress analysis) - Gery Wilkowski/Rick Olson
  - 3:15 - 4:00 - CRDM cracking - Gery Wilkowski/USNRC Staff/TAG
  - 4:00 - 4:15 - Status of NRC Severe Accident program - USNRC
- Adjourn at 4:15
- Dinner at 6:30 (Location TBD)

# **Agenda – Friday, December 7**

---

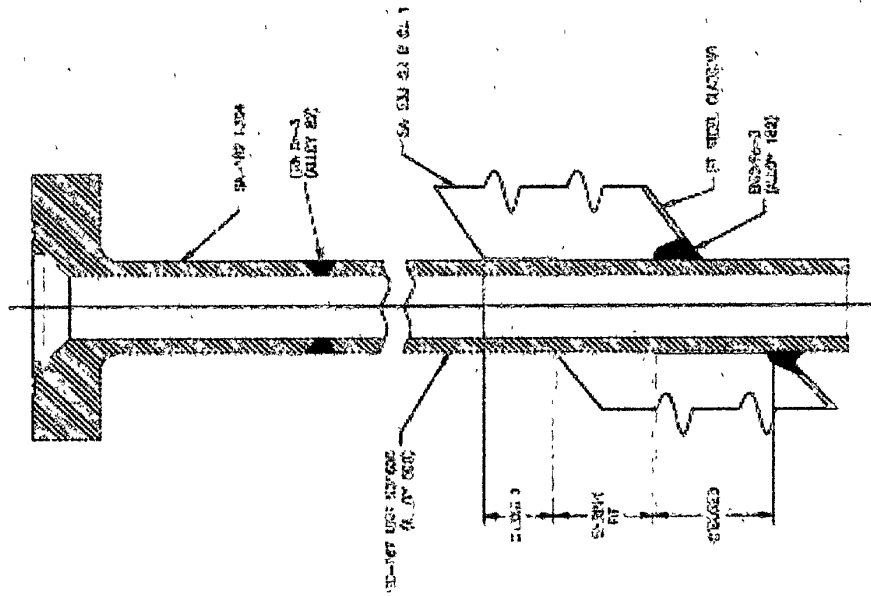
- 8:30 - 9:45 - Review of LBB Reg Guide - Paul Scott and Gery Wilkowski**
  - 9:45 - 10:00 - Break**
  - 10:00 - 10:45 - Task 8 (V. C. Summer Cracking) – Bud Brust, Y.P. Yang, & Paul Scott**
  - 10:45 - 11:30 - Task 9 (Weld residual stress effects) - Lee Fredette**
  - 11:30 - 12:30 - Lunch**
  - 12:30 - 1:00 - Program Management Issues and Future Plans - Paul Scott**
  - 1:00 - 1:15 - Outline of Final Report - Paul Scott**
  - 1:15 - 1:45 - Problems/Issues with NRCPIPE, NRCPIPES and SQUIRT – Paul Scott**
  - 1:45 - 3:00 - Opportunity for TAG Member Presentations**
  - 3:00 - 3:15 - Break**
  - 3:15 - 4:00 - Closed TAG meeting**
- Adjourn at 4:00**

# 附件二





# Schematic View of B&W-Design CRDM Nozzle Area





# CRDM Nozzle #50



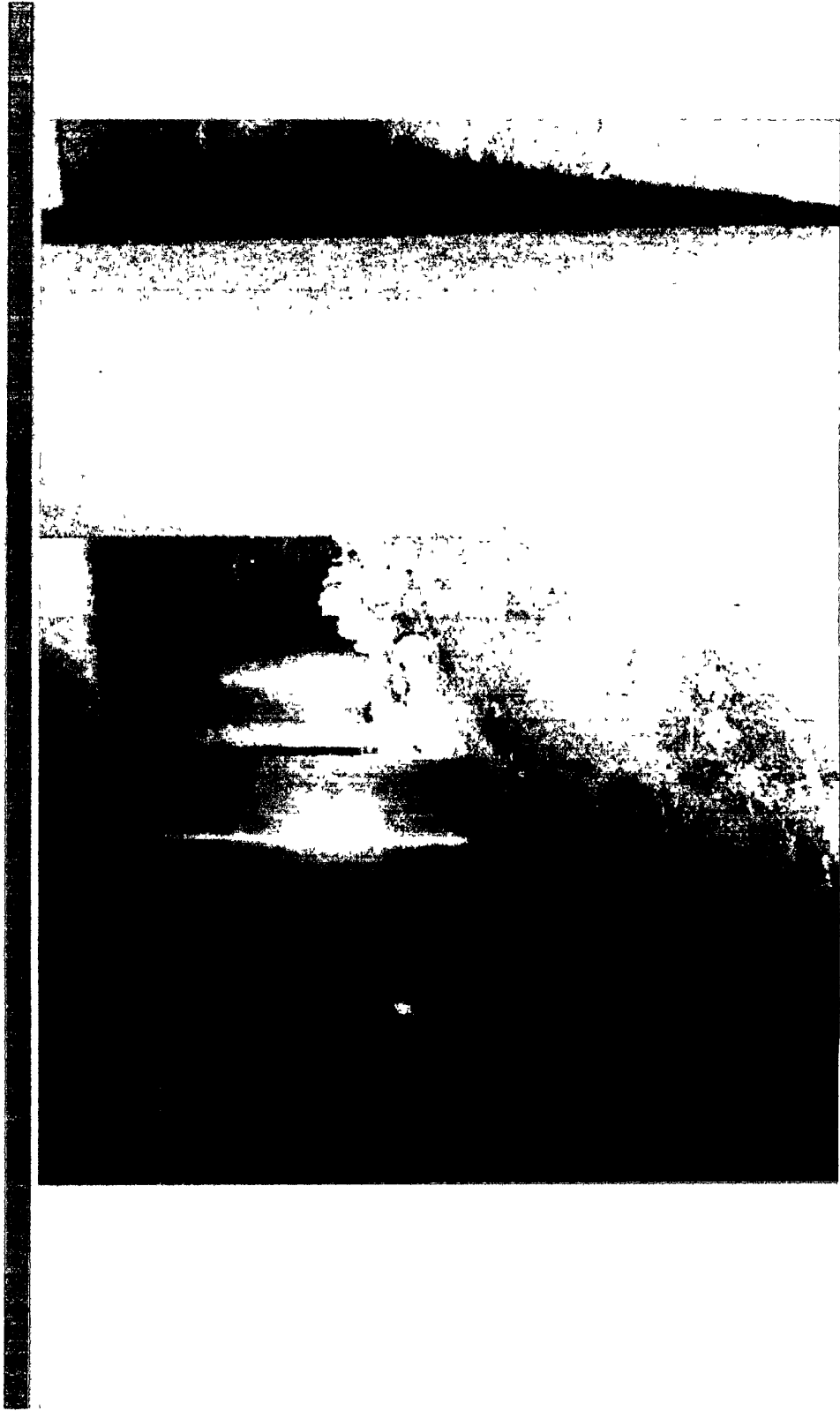


# CRDMI Nozzle #56



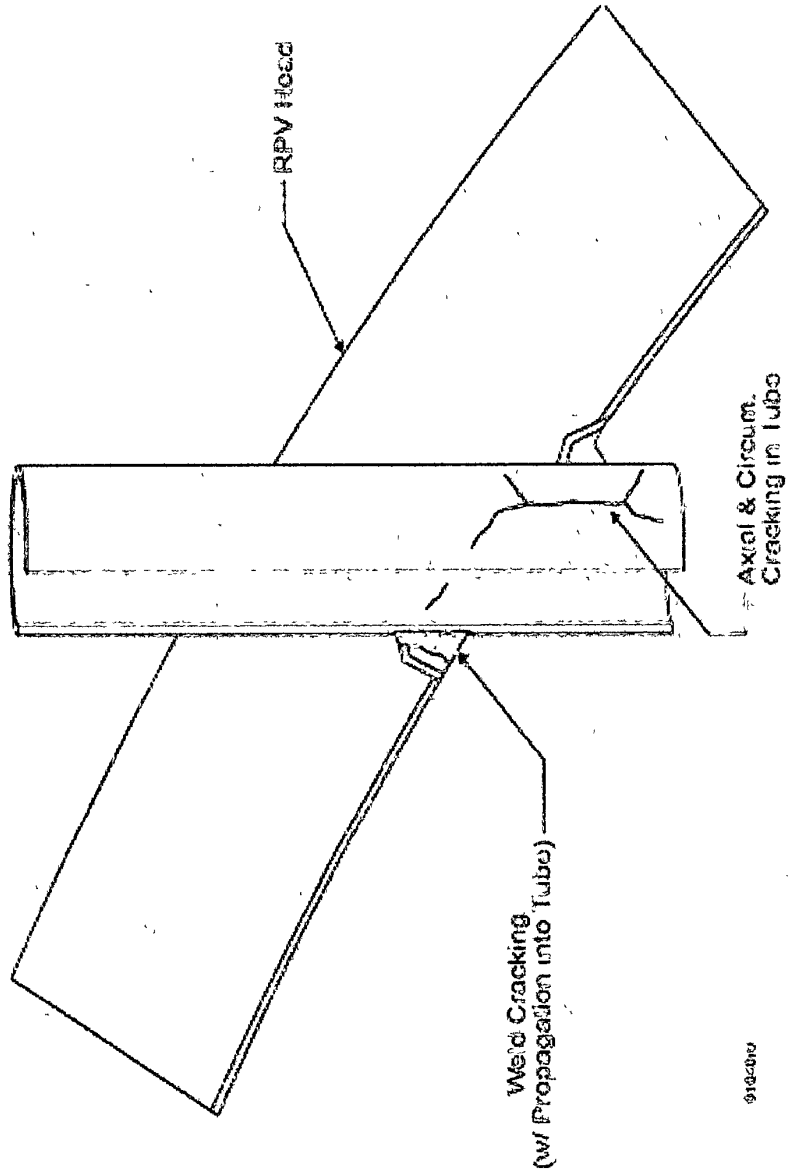


# CRDM Nozzle #11





# CRDM Nozzle Cracks at ONS 1 & 3





# UNIT 1 - SUMMARY OF NOZZLE INDICATIONS & CHARACTERIZATION

Nozzle	
#21	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Crack originated in 182 weld filler material and later moved into wall of CRD nozzle</li> <li>▪ Crack was radial and axial</li> <li>▪ No circumferential crack</li> </ul>
T/C 1-8	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ Numerous axial cracks both above and below weld</li> <li>▪ Weld profile significantly larger than specified by design</li> </ul>
21,42, 49,55, 56,61, 67,68	<ul style="list-style-type: none"> <li>▪ ECT inspection for extent of condition</li> <li>▪ Nozzles 61,67,68 craze cracks above and below weld</li> <li>▪ Flaw length about 78mm and about 3mm deep</li> <li>▪ Other nozzles clear of indications</li> </ul>



# UNIT 3 - SUMMARY OF NOZZLE INDICATIONS & CHARACTERIZATION

Nozzle	
# 11	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 7 Axial and 3 Circumferential Cracks</li><li>▪ 3 Axial thru wall, 2 &gt; 75% thru wall, 2 about 50% thru wall</li><li>▪ 3 thru wall are 3" long, 2 &gt; 75% are 3" long, 2 about 50% &lt; 1" long</li><li>▪ All circ below weld, 1 is 10%, 1 is 57%, 1 is 70% thru wall</li><li>▪ Deep circ crack is about 5.3" long, mid circ crack is 3.9" long</li><li>▪ Areas of craze cracking above and below weld at high side</li></ul>
#23	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 6 Axial and 2 Circumferential Cracks</li><li>▪ 2 Axial thru wall, 4 are 30% to 67% thru wall</li><li>▪ 2 thru wall are .6" and 3.8" long, 4 are 0.5" to 1.1" long, both circ below weld, 1 is 77% thru wall, other is 67% thru wall</li><li>▪ Circ cracks are about 2" long</li><li>▪ Areas of crazed cracking above weld at high side</li></ul>



# UNIT 3 - SUMMARY OF NOZZLE INDICATIONS & CHARACTERIZATION

Nozzle	
#28	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 5 Axial and 1 shallow Circumferential Crack below weld</li><li>▪ All 5 axial thru wall, All between 1.2" and 2" long</li><li>▪ Areas of crazed cracking above weld at high side</li></ul>
#34	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 1 Axial and no circumferential cracks</li><li>▪ Axial is 35% thru wall and 2" long</li><li>▪ Areas of crazed cracking above and below weld at high side</li></ul>
#50	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 3 Axial and 2 Circumferential Cracks</li><li>▪ 2 Axial thru wall, 1 94% thru wall</li><li>▪ Thru wall are between 1.2" and 3" long</li><li>▪ Circ below weld was thru wall and 2.4" long</li><li>▪ Circ crack is above weld and about 2.4" long</li></ul>





## UNIT 3 - SUMMARY OF NOZZLE INDICATIONS & CHARACTERIZATION

Nozzle	
#56	<ul style="list-style-type: none"><li>• 3 Axial and 1 Circumferential Cracks</li><li>• 1 axial thru wall, One 38% thru wall, One 11% thru wall</li><li>• Thru wall is 1.7" long, mid depth .75" long, shallow is 1.6" long</li><li>• Circ crack above weld near high side and about 2.4" long</li></ul>
#3	<ul style="list-style-type: none"><li>• 7 Axial and no circumferential cracks</li><li>• No Axial thru wall, all between 33% and 65% thru wall</li><li>• All between .3" and 1" long</li><li>• Areas of crazed cracking below weld at high side</li></ul>
#7	<ul style="list-style-type: none"><li>• 1 Axial and no Circumferential Cracks</li><li>• Axial is 87% thru wall, 2.3" long</li><li>• Areas of crazed cracking below weld at high side</li></ul>



# UNIT 3 - SUMMARY OF NOZZLE INDICATIONS & CHARACTERIZATION

Nozzle	
#63	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ 6 Axial and no Circumferential Cracks</li><li>▪ 3 axial thru wall, 2 are 80% thru wall, One 49% thru wall</li><li>▪ Thru wall between 1.7" and 3.3" long, others between .9" and 3.1" long</li></ul>
4,8,10, 14,19, 22,47, 64,65	<ul style="list-style-type: none"><li>▪ Cluster indications on all listed nozzles</li><li>▪ Maximum depth measured 1.75 mm</li><li>▪ Examined for extent of condition</li></ul>