

出國報告（出國類別：其他）

赴美國 AAC 公司 (Applied Analysis Corp.) 進行計畫工作研討-熱與輻射參數分析

服務機關：核能研究所

姓名職稱：苑穎瑞 工程師

施聿懷 研究助理

派赴國家：美國

出國期間：106 年 8 月 6 日~106 年 8 月 20 日

報告日期：106 年 9 月 19 日

摘要

本次公差目的為赴美國 AAC 公司 (Applied Analysis Corp.) 進行工作研討，討論核二廠安全有關設備環境參數驗證評估及進行替代輻射源項 (Alternative Source Terms, AST) 分析技術交換，以利計畫工作之進行，並提升國內之 AST 技術發展能力。公差行程自 106 年 8 月 6 日起，至 8 月 20 日止，合計 15 日。

AAC 公司位於美國賓州雷丁市，具有數十年從事電廠設備環境驗證參數之評估與規範訂定及 AST 分析經驗，本次訪問 AAC 公司期間，主要為針對「核二廠終期安全分析報告書對於輔機廠房之事故環境狀況之重估工作」計畫的需要，探討設計基準事故條件下輻射劑量及熱參數環境條件之分析方法及法規指引相關技術基礎，同時與 AAC 公司工程師討論本所之計算結果，找出須改進或加強的地方，此有助於計畫在執行環境驗證參數評估時，提升輻射劑量分析及熱水流參數分析相關工作成果品質。

最後亦藉此次出國機會，與 AAC 公司交流及討論持續合作的可能，主要合作項目為 RG 1.183 所述 AST 劑量分析特定項目的評估技術，例如壓水式電廠圍阻體噴灑與混合效應及放射性碘移除係數計算等領域。

目次

摘要.....	i
目次.....	ii
一、目的.....	1
二、過程.....	2
(一) 8 月 7 日工作	5
(二) 8 月 8 日工作	6
(三) 8 月 9 日工作	14
(四) 8 月 10 日工作	22
(五) 8 月 11 日工作	26
(六) 8 月 14 日工作	30
(七) 8 月 15 日工作	32
(八) 8 月 16 日工作	34
(九) 8 月 17 日工作	35
三、心得.....	37
四、建議事項.....	39
五、 附件.....	41
附件 1:	41
Memorandum to Mr. Thadani, Initial Candidate Generic Issue 187, “The Potential Impact of Postulated Cesium Concentration on Equipment Qualification in the Containment Sump”	41
附件 2:	46
AAC 公司之熱流分析經驗.....	46

一、目的

本次出國公差行程自 107 年 8 月 6 日至 107 年 8 月 20 日，共計 15 日。公差主要任務為：

1. 拜訪 AAC 公司 (Applied Analysis Corp)，研討設計基準事故條件下輻射劑量及壓力、溫度熱參數環境條件之分析方法及 RG 1.183 與 RG 1.89 法規指引相關技術基礎。
2. 與 AAC 公司工程師討論本所使用 GOTHIC 程式對大破口冷卻水流失事故 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 條件下，核二廠 BWR-6 二次圍阻體負壓分析之計算結果，找出須改進或加強的地方。
3. 針對替代輻射源項 (Alternative Source Terms, AST) 劑量分析，進行技術交流，同時對 RG 1.183 之特定評估項目，討論繼續合作的可能，包括壓水式電廠圍阻體噴灑及混合效應及放射性碘之噴灑移除係數及自然沉積移除係數計算，以及沸水式電廠抑壓池水 pH 值之計算方法。

上述任務之達成將有助於計畫在執行核二廠環境驗證參數評估時，提升輻射劑量分析及熱水流參數分析等相關工作成果品質，同時亦能增進本所人員在此方面之技術能力，並強化本所在電廠環境驗證分析方法及法規指引相關技術基礎。

本出國報告最後亦針對此次出國執行任務所學及所見提出心得，最後就行政管理及技術發展兩方面分別提出建議。

二、過程

本次出國公差行程自 106 年 8 月 6 日至 106 年 8 月 20 日，共計 15 日，詳細行程及工作如表 1，工作研討之議程之規畫如表 2。

表 1 行程及工作表

行程					公差地點		工作內容
月	日	星期	地點		國名	地名	
			出發	抵達			
8	6	日	台北	舊金山	美國	舊金山	去程
8	7	一		雷丁	美國	雷丁	去程及與美國 AAC 公司工程師研討 RG 1.183 中各設項計基準事故之分析要求及方法，探討圍阻體及輔機廠房的 EQ 熱參數與輻射劑量分析技術。
8	8~11	二~五		雷丁	美國	雷丁	與美國 AAC 公司工程師研討 RG 1.183 中各項設計基準事故之分析要求及方法，探討圍阻體及輔機廠房的 EQ 熱參數與輻射劑量分析技術。
8	12~13	六~日		雷丁	美國	雷丁	整理資料
8	14~17	一~四		雷丁	美國	雷丁	與美國 AAC 公司工程師研討 RG 1.183 中各設計基準事故之分析要求及方法，探討圍阻體及輔機廠房的 EQ 熱參數與輻射劑量分析技術。
8	18~20	五~日	雷丁	台北	台灣	台北	回程

表 2 工作研討議程規畫

Day	Topics
Monday 08/07	• Meeting Introduction • Topics Introduction 1. AST Implementation, General 2. AST Implementation Introduction, BWR 3. AST Implementation Introduction, PWR 4. CRH Resolution Discussions
Tuesday 08/08	1. BWR DIR and AST Analyses 2. Core Inventory Calculations 3. Meteorology & Dispersion Factors, Offsite and CR/TSC 4. BWR LOCA Analysis, RG 1.183, App. A
Wednesday 08/09	1. BWR LOCA Analysis, continued 2. PPP Calculation 3. SP pH Calculation 4. MS Pipe Temperature Calculation 5. MS Pipe Deposition Calculations 6. CR/TSC Direct Dose Calculations
Thursday 08/10	1. BWR/PWR FHA Analysis, RG 1.183, App. B 2. BWR CRDA Analysis, RG 1.183, App. C 3. BWR MSLB Analysis, RG 1.183, App. D
Friday 08/11	1. PWR LOCA Analysis, RG 1.183, App. A 2. Sump pH Questions 3. Spray Removal Calculations 4. Natural Deposition Models
Monday 08/14	1. PWR MSLB, RG 1.183, App. E 2. PWR SGTR, RG 1.183, App. F
Tuesday 08/15	1. PWR Locked Rotor Accident, RG 1.183, App. G 2. PWR Rod Ejection Accident, RG 1.183, App. H 3. BWR/PWR EQ Dose, RG 1.183, App. I
Wednesday 08/16	1. EQ Thermal Parameter Calculation Review 2. Kuosheng Reactor Auxiliary Building EQ thermal calculation
Thursday 08/17	1. NUREG-0737 Mission Dose, if applicable 2. Other topics as required 3. AST Implementation Discussion

此次工作研討會議共有九天，地點為 AAC 公司的會議室，如圖 1，地址為 32 Village Center Drive, Reading, PA 19607, USA，位置如圖 2。AAC 公司參加本次工作研討的專家有三人，分別為 Juan Cajigas、Ronald Anderson 及 Kenneth Weise，其中 Mr. Juan Cajigas 為公司主管，其與工程師 Ronald Anderson 負責爐心活度盤存量計算、輻射物質傳輸與移除、大氣擴散因子計算、廠外及控制室劑量分析、替代輻射源項劑量評估方法、電廠設備環境驗證分析方法及壓力、溫度、濕度熱水流參數評估等工作，Juan Cajigas 並與工程師 Kenneth Weise 負責大氣擴散因子模式建立、計算及問題解決等工作。每日之工作研討會議內容詳述如後。



圖 1 AAC 公司辦公室



圖 2 AAC 公司位置(Google Map)

(一) 8 月 7 日工作

如表 2，8 月 7 日討論的內容包括 Meeting Introduction 和 Topics Introduction 在 Meeting Introduction 的部分，AAC 公司主管 Juan 簡略介紹他們公司的相關背景、曾經參與過的美國及國外電廠及研究機構計畫、公司各個成員的專長等，而在 Topics Introduction 的部分，說明本次工作研討會議的每日主題，包含電廠輻射劑量計算、替代輻射源項分析方法建立、電廠圍阻體及輔機廠房設備環境驗證熱與輻射參數條件分析方法及評估等。

本日 AAC 公司的工程師花了較多的時間說明如何執行美國核管會 (USNRC) 接受的 AST 輻射劑量分析方法，說明進行 AST 分析時所需要用到的各種輸入資料，及其需要依循的法規指引與相關的技術報告。各項設計基準事故 (Design Basis Accident, DBA) 在進行 AST 分析之前，須準備個廠特定之設計輸入需求 (Design Input Request, DIR) 檔案，也就是 DIR File，內容包含事故特定需要的輸入參數，註明其數值與出處來源，或計算方式，以利日後追蹤、更新、或其他參與計畫之人員使用。BWR 和 PWR 電廠所需考慮的設計基準事故不同，

所以 DIR 檔案內容是不同的，包含下列章節：

- Meteorology inputs—氣象數據輸入
- LOCA analysis—大破口冷卻水流失事故分析
- FHA analysis—燃料吊運事故分析
- CRDA analysis (BWR)—BWR 控制棒掉落事故分析
- SGTR analysis (PWR)—PWR 蒸汽產生器 U 型管破裂分析
- Locked Rotor Accident (PWR)—PWR 反應爐冷卻水泵卡軸事故分析
- Rod Ejection Accident (PWR)—PWR 射棒事故分析
- MSLB A analysis—主蒸汽管路斷管事故分析
- NUREG-0737 Assessment (BWR)—BWR NUREG-0737 要求事項評估
- Suppression pool pH analysis (BWR)—BWR 抑壓池池水 pH 值分析
- Positive pressure period (PPP) analysis (BWR)—BWR 二次圍阻體正壓期分析

AAC 公司以 Monticello Nuclear Generating Plant (MNGP) 的 DIR 檔案作為範本，說明編寫此檔案之方式，MNGP 為 GE 設計之 BWR-3 型電廠。在進行分析前將 DIR 檔案準備完備，可減少分析工作所需的時間，然而要將 DIR 檔案建立完整，需要許多人力參與，並且要各個單位配合，有些參數的數值並不是可以直接由 FSAR 取得，需至電廠現場勘察，或是根據設計及運轉數據進一步的計算得到，有些甚至涉及每次大修時之偵測試驗數據，例如緊要安全設施洩漏流量數據，因此 DIR 之準備是一重要但繁瑣的工作。

(二) 8 月 8 日工作

如表 2，8 月 8 日討論的內容包括 BWR DIR and AST Analyses、Core Inventory Calculations、Meteorology & Dispersion Factors, Offsite and CR/TSC Dose Analysis 以及 BWR LOCA Analysis。

在 Core Inventory Calculation 的部分，使用 RADTRAD 程式執行輻射劑量計算時，需輸入電廠的爐心活度盤存量，此數據是使用 ORIGEN2 程式計算得到。目前所內所用的版本為 ORIGEN Ver.2.1，而 AAC 公司所用的版本為 ORIGEN-ARP，此版本更新計算引擎，採用圖型化介面，使用操作更為容易，但實際上需要輸入的參數大致相同，且此兩版本皆為 USNRC 接受的計算工具。

在氣象與大氣擴散因子(Meteorology & Dispersion Factors)、廠外及控制室/技術支援中心劑量分析 (Offsite and CR/TSC Dose Analysis) 部分，分析時考慮不同的放射性物質釋放點與接收點組態，需要計算各個釋放點與接受點組合的大氣擴散因子，此組合以相對方位及最近水平距離表徵，接受點包括禁制區邊界 (EAB)、低密度人口區外邊界 (LPZ Outer Boundary) 及控制室邊界取氣口、控制室邊界內漏點等，而釋放點包括下列五種可能：

1. RB (Reactor Building) Primary Leakage during PPP (Positive Pressure Period)(ground level)
2. RB Primary Leakage post PPP (stack release)
3. ESF Leakage during PPP (ground level release)
4. ESF Leakage post PPP (stack release)
5. TB (turbine building) MSIV Leakage (ground level release)

廠外大氣擴散因子的計算須依據法規指引 RG 1.145，而 USNRC 接受的 PAVAN 程式可符合法規 RG 1.145 所要求的計算方式，因此利用 PAVAN 程式執行廠外地面釋放及煙囪排放之大氣擴散因子 (X/Q) 的計算。PAVAN 程式中主要的輸入如下：

Cards 1-6：Type of release, print flags, default flags, title flags

Card 7：Building data is NA, Stack height, Met tower data height

Card 8：CALM hours in each stability class

Card 9：Joint frequency distribution data per site meteorology

Card 10 : Convert mph to mps, Max wind speed per category

Card 11 : Minimum distance to EAB and LPZ

Card 13 : Terrain height distances

Card 14 : Terrain heights

本日亦針對 PAVAN 程式的使用及計算結果進行討論，需特別注意的是，RG 1.145 要求對 EAB 及 LPZ 進行整體性 5% X/Q 計算，所謂整體性 X/Q 是指各種方位均已考慮之 X/Q 計算結果，由於早期程式設計及電腦容量有限等因素，使得 PAVAN 在計算煙囪排放個案，決定 EAB 及 LPZ 整體性 5% X/Q 時，因程式內部內插計算問題，無法得到結果，亦即無法輸出整體性 5% X/Q 值，造成使用者無法決定 EAB 或 LPZ 之最後分析結果，為一甚大之困擾，此在 PAVAN 使用手冊中亦提到，其建議碰到此問題時，可利用 PAVAN 輸出之已考慮各方位之 X/Q 輸出數據，可能有數十或數百點，由使用者以人為方式，進行線性擬合，再根據擬合之 Inverse Normal 對數線性方程式，找出對應於 5%值之 X/Q，此工作繁複，但可解決現行 PAVAN 程式存在之問題。本次以龍門電廠之 LOCA 煙囪排放之分析個案為範例（註：國內電廠目前僅龍門電廠及核一廠有高點排放之煙囪，龍門電廠分析數據較為完整，因此以龍門電廠為範例），以上述程序決定 EAB 整體性 5% X/Q 值，說明如下：

1. 首先在 PAVAN 輸出檔中，依 X/Q 值由大至小，依次列出不分方位之所有 (X/Q, $\geq$ 此 X/Q 的累積頻率) 點，並將(X/Q, $\geq$ 此 X/Q 的累積頻率) 定義為(X/Q, X / Q_f)
2. 對每一 X/Q_f，找出 Inverse Normal 值，即對標準常態分布函數

$$f(z) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{z^2}{2}}$$

找出 z_0 以滿足 $P(z < z_0) = X / Q_f$ 或 $P(z \geq -z_0) = X / Q_f$

例如：若 $X/Q = 2.44E - 3$ ， $X / Q_f = 1.71E - 5$ ，則 $z_0 = -4.1435$ ，亦即

$$P(z < -4.1435) = 1.71E - 5 \text{ 或 } P(z \geq 4.1435) = 1.71E - 5$$

將所有 $(X/Q, z_0)$ 數據點繪在 $(\log(X/Q), z_0)$ 座標系上，即得到 Inverse Normal vs. $\log(X/Q)$ 之關係，此關係理論上應是接近線性才合理，若是得到太偏離線性關係的結果，則程式無法計算 5%整體性 X/Q 結果而出現 ERROR，警示使用者須以人為方式計算 5%整體性 X/Q 。

3. 本範例顯示之結果如圖 3，其中黑色實線為上述根據 PAVAN 輸出檔數據點繪之所有 $(\log(X/Q), z_0)$ 軌跡，可看出太偏離線性，因此在 PAVAN 輸出檔中無法得到 5%整體性 X/Q 值，此時須以人為方式決定，圖 3 之 Line 1 及 Line 2 分別為 upper bound 及 lower bound，分別由各取兩個涵蓋性的點，即高涵蓋性及低涵蓋性，連接繪出直線，在分析上考慮保守性，選取 upper bound 線，由於滿足 $P(z < z_0) = 5\%$ 之 z_0 為 -1.645，因此在此條曲線上可找到對應於 $z_0 = -1.645$ 之 X/Q 為 $3.9E - 5$ ，即 5%整體性 X/Q 為 $3.9E - 5 \text{ s/m}^3$ 。

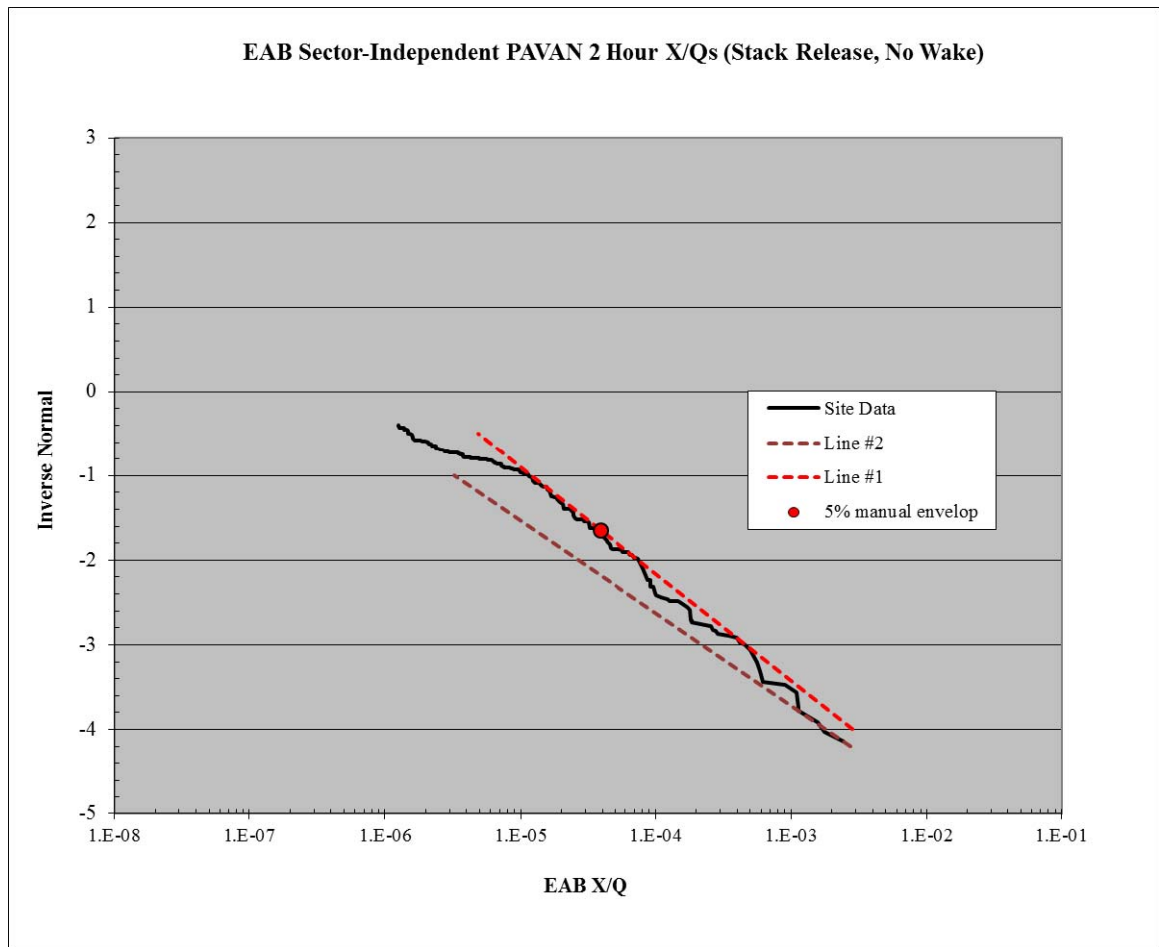


圖 3 PAVAN 煙囪排放遇到無法以內插方式求解 5%整體性 X/Q 值實之
解決方法圖示

另一方面，廠內控制室、技術支援中心 (TSC) 或是輔機廠房之大氣擴散因子的計算須依據法規指引 RG 1.194，而 ARCON96 程式可符合法規 RG 1.194 所要求的計算方式，因此利用 ARCON96 程式執行廠內大氣擴散因子的計算，ARCON96 程式雖可計算含地面釋放及煙囪排放，但 USNRC 之立場為僅接受 ARCON96 程適用於地面排放計算的模式，ARCON96 主要的輸入資料包括以下幾點：

1. Met data – Specified format per page 56 of ARCON96 users manual
2. Source data
3. Receptor (Intake) data
4. Output data

5. Default data

最後，在 BWR LOCA Analysis 的部分，目前本所已發展及建立完成國內核能電廠 DBA LOCA 輻射劑量分析方法，是以 TID-14844 為基礎。自 2000 年 USNRC 發行 AST 分析方法的指引 RG 1.183 後，美國各核能電廠已全面將設計基準事故輻射劑量分析由 TID-14844 分析方法改為 AST 分析方法，AAC 公司協助許多電廠進行 AST 分析，擁有相當豐富的實務經驗。在設計基準事故輻射劑量分析工作中，無論是 TID-14844 或是 AST，主要是使用 RADTRAD 程式進行人員的輻射劑量分析，其簡要的一般性分析模式示意如圖 4。

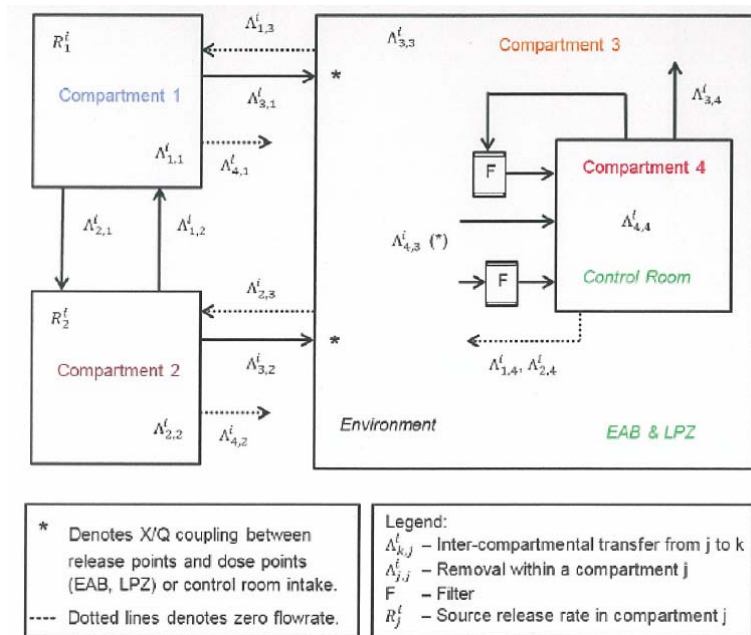


圖 4 RADTRAD 程式分析模式示意圖

AAC 公司的工程師說明依據 RG 1.183 App. A，BWR 之 DBA LOCA 分析需考慮 Primary Leakage、ESF Leakage、MSIV Leakage 及 Secondary Containment Bypass 等放射性物質洩漏途徑，而輻射外釋的考慮，在 SGTS 過濾效應的考慮上，分為二次圍阻體正壓期 (Positive Pressure Period, PPP) 期間及正壓期之後兩種階段，前者假設一次圍阻體之活度洩漏未經 SGTS 之過濾排放路徑，而是直接

外釋至大氣環境，後者則是假設一次圍阻體之活度洩漏經 SGTS 之過濾排放路徑，再外釋至大氣環境，分析模型示意分別如圖 5~圖 9。

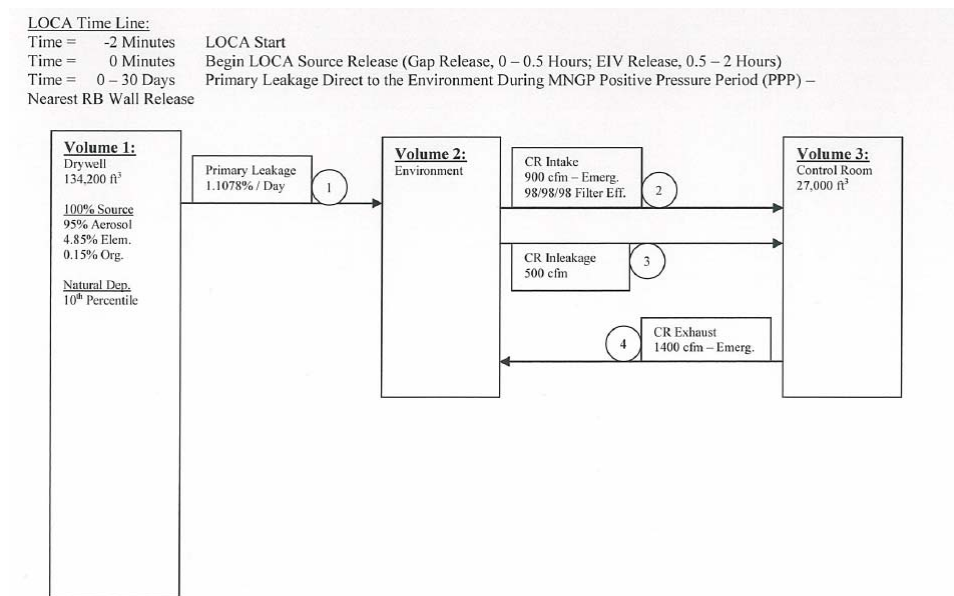


圖 5 PPP Primary Leakage

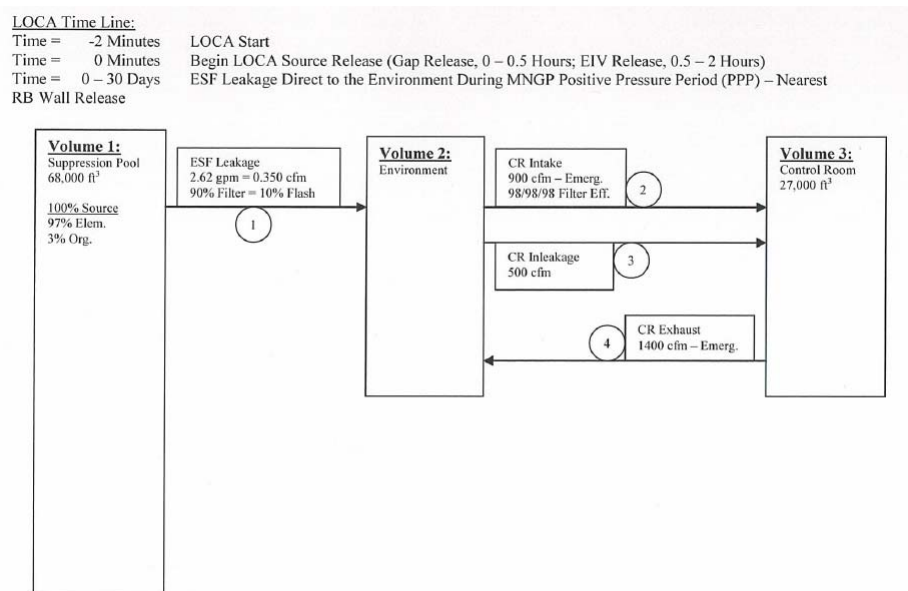


圖 6 PPP ESF Leakage

LOCA Time Line:
Time = -2 Minutes LOCA Start
Time = 0 Minutes Begin LOCA Source Release (Gap Release, 0 – 0.5 Hours; EIV Release, 0.5 – 2 Hours)
Time = 0 – 30 Days Primary Leakage to the RB Following MNGP Positive Pressure Period (PPP) – SGTS to Stack Release

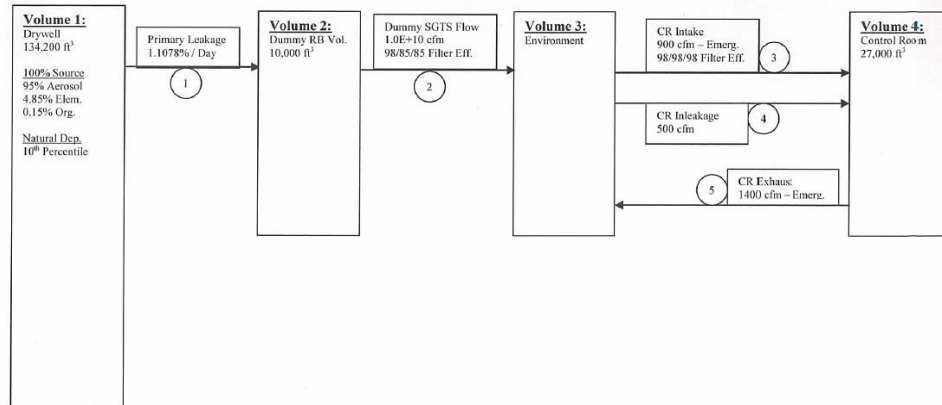


圖 7 Post-PPP Primary Leakage

LOCA Time Line:
Time = -2 Minutes LOCA Start
Time = 0 Minutes Begin LOCA Source Release (Gap Release, 0 – 0.5 Hours; EIV Release, 0.5 – 2 Hours)
Time = 0 – 30 Days ESF Leakage to the RB Following MNGP Positive Pressure Period (PPP) – SGTS to Stack Release

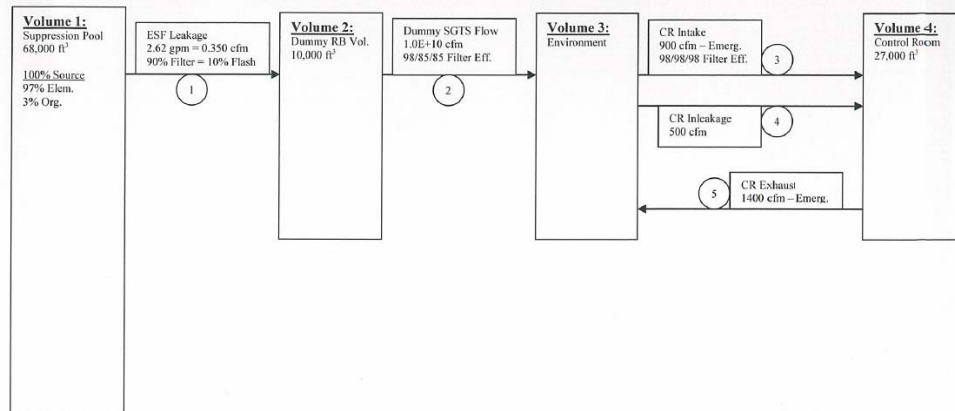
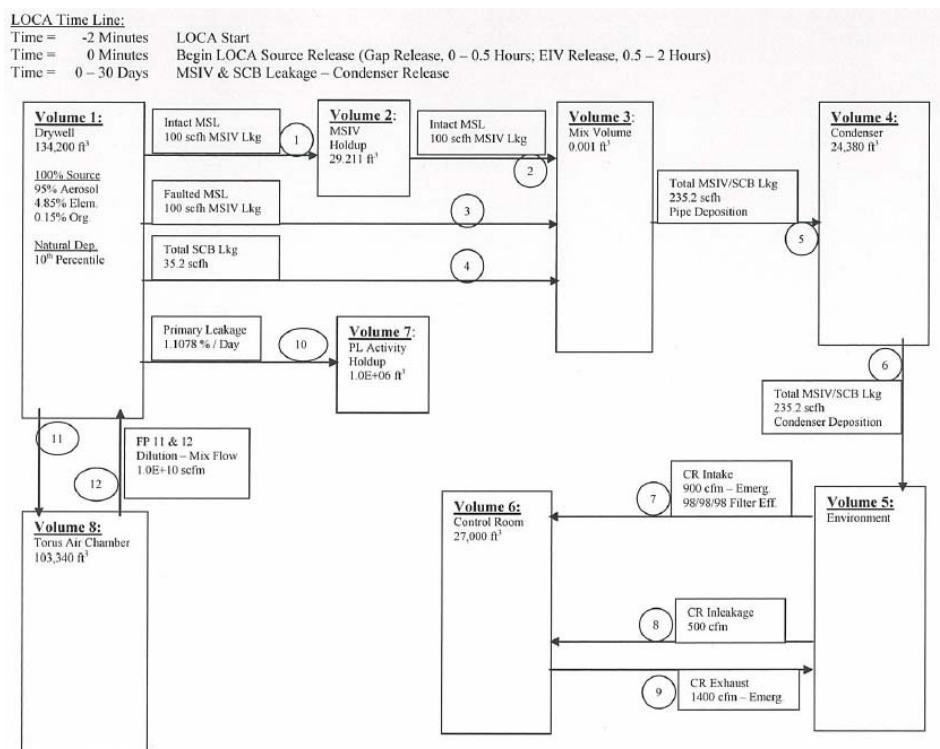


圖 8 Post-PPP ESF Leakage



(三) 8月9日工作

在 PPP Calculation 的部分，PPP 時間為二次圍阻體在事故發生後建立負壓所需要的時間，尚未建立負壓的狀況下，假設放射性物質不會經過 SGTS 過濾器，直接外釋到大氣環境，PPP 時段的長短對人員輻射劑量的計算結果有直接的影響，PPP 時間在 BWR 電廠需要考慮，而 PWR 電廠並無二次圍阻體，故不需考慮此時間。目前國內兩座 BWR 電廠中，核一廠 FSAR 並無相關資料，已由所裡以控制體積質量平衡及理想氣體方程式保守決定 PPP 時間為 5 分鐘，核二廠部分則是使用 GOTHIC 程式模擬二次圍阻體空間，考慮熱源、SGTS 風扇抽氣效應、

內漏等效應，分析結果顯示 PPP 時間為 60 秒，核二廠 PPP 計算之 GOTHIC 模式如圖 10，而分析結果如圖 11~16。將此分析結果及分析模式提出與 AAC 工程師討論並與其他電廠分分析結果比較，根據重要參數及容量與幾何尺度的比對後，認為本所分析結果是合理且保守的，另外亦針對是否需使用三維次體積之詳細模式討論，AAC 認為，根據他們之經驗，二次圍阻體中有許多隔間，且內漏的位置無法得知，加上 SGTS 抽氣來自不同位置，若要詳細分析，則每個隔間的 PPP 時間會不同，也很難用權重的方式取平均值，因此一般是使用積總體積的方式模擬，也就是使用單一控制體積分析，此與我們目前使用的方法是一致的。

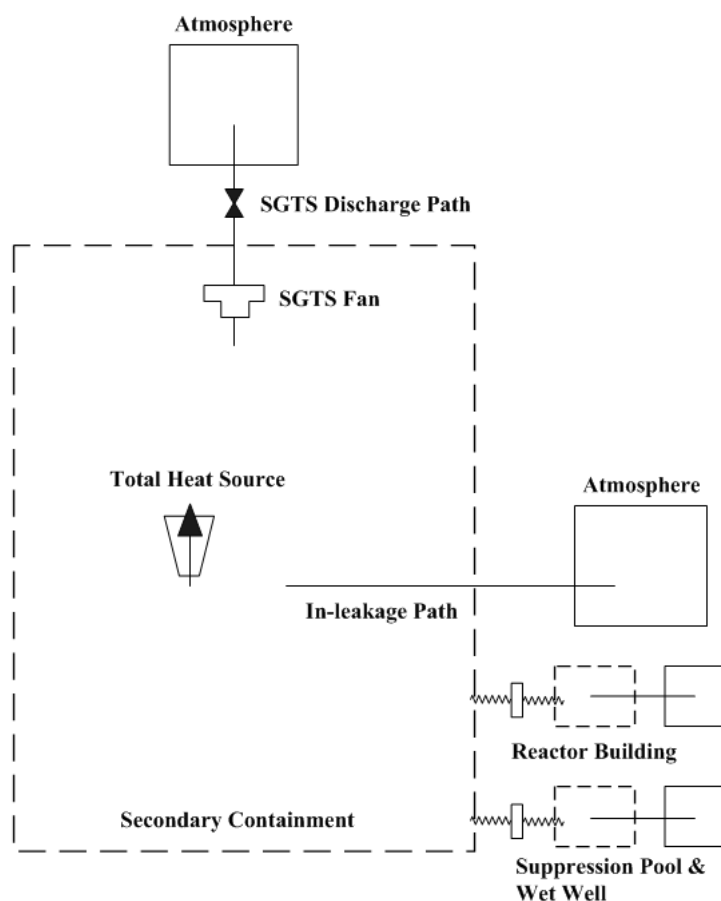


圖 10 核二廠 PPP 分析之 GOTHIC 積總體積模式

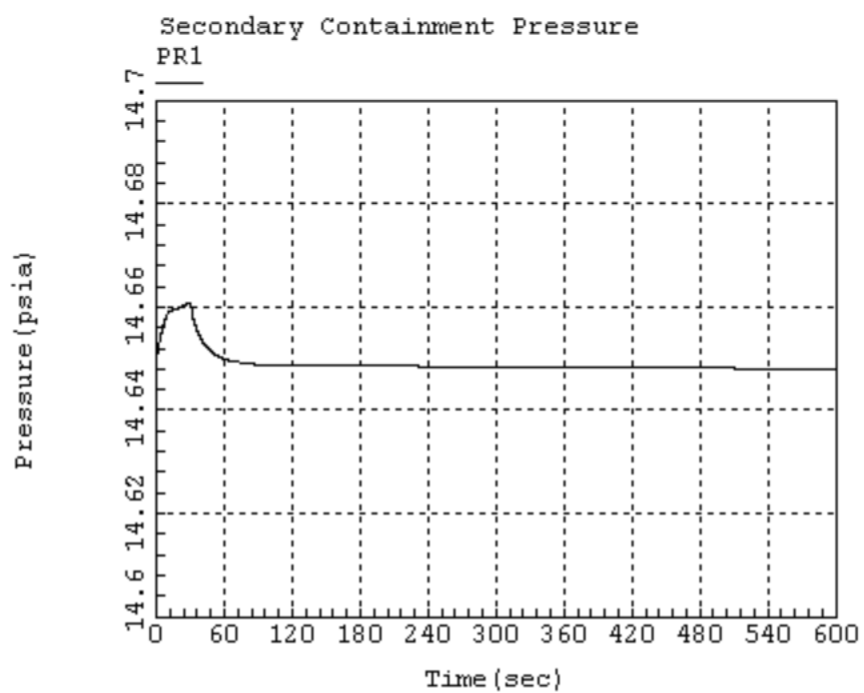


圖 11 二次圍阻體空間壓力反應

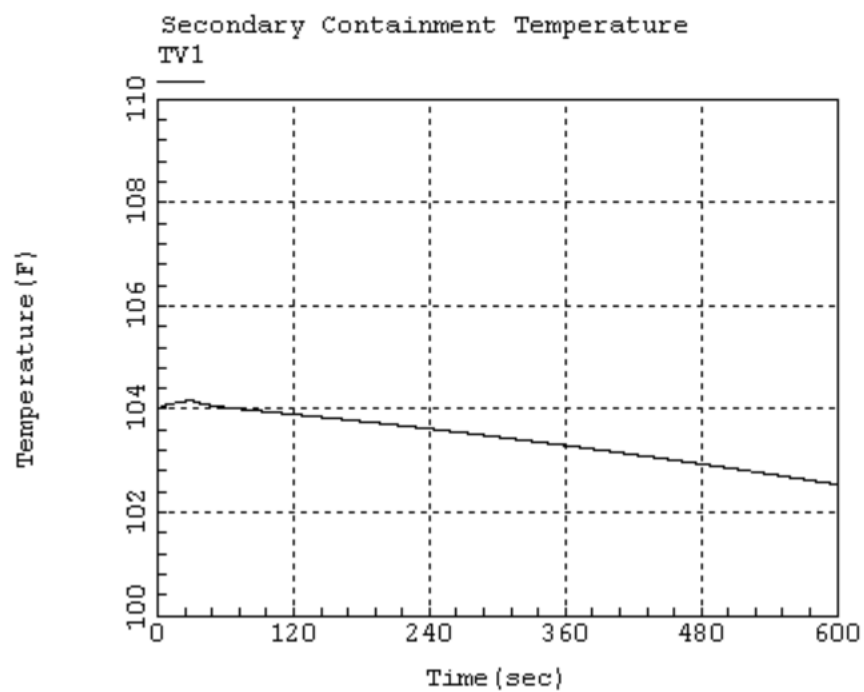


圖 12 二次圍阻體空間溫度反應

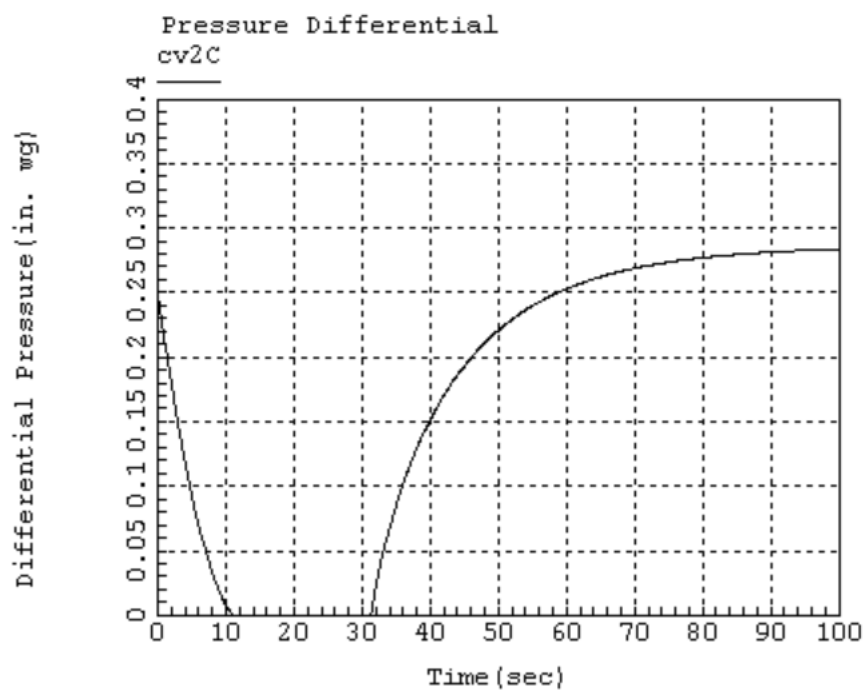


圖 13 大氣壓力與二次圍阻體壓力之差

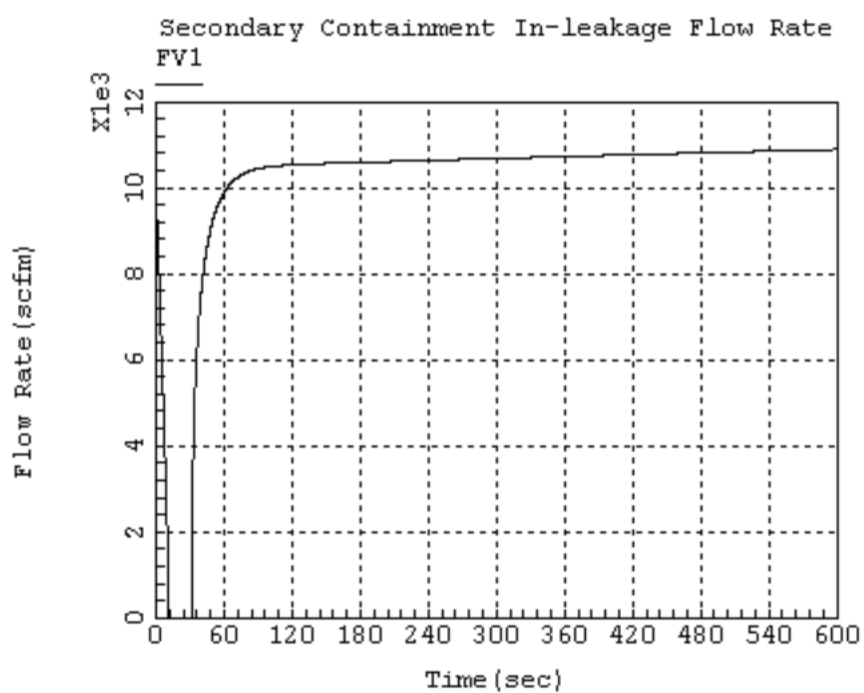


圖 14 二次圍阻體內漏體積流量

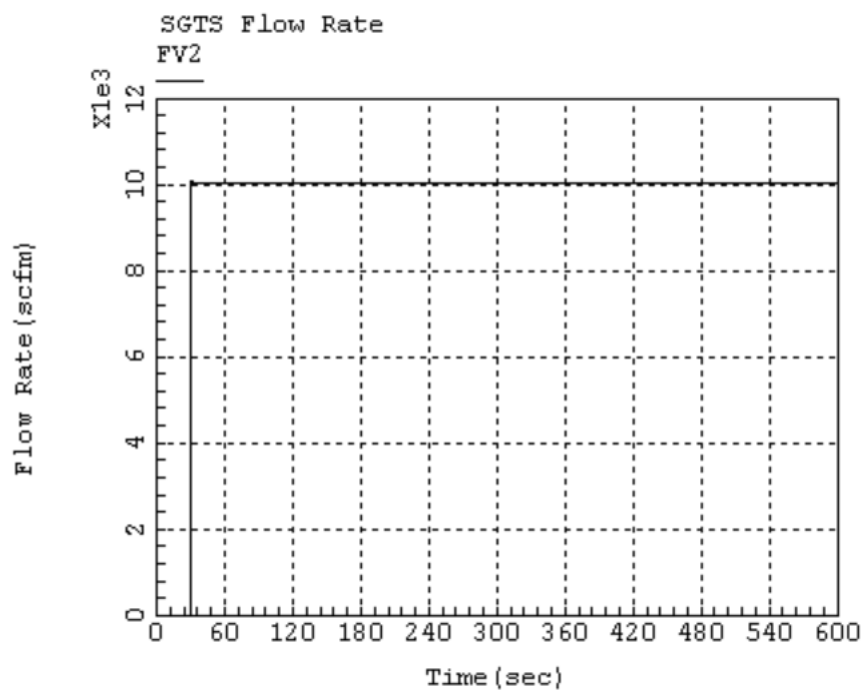


圖 15 SGTS 體積流量 (y-scale 放大)

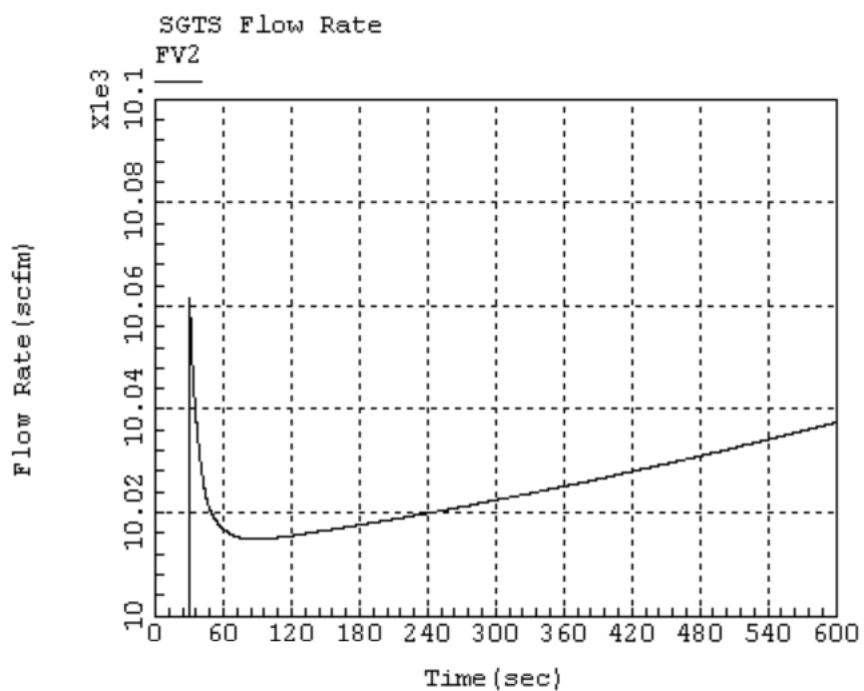


圖 16 SGTS 體積流量 (y-scale 縮小)

在圍阻體集水池或是抑壓池水之 pH 值計算方面，RG 1.183, Appendix A, Item 2 提及集水池和抑壓池的 pH 控制，若 pH 值可以控制在大於或等於 7，則釋放到圍阻體之放射性碘的化學型態可以假設為 95% 的 CsI (aerosol)，4.85% 的元素碘 (Elemental iodine)，以及 0.15% 的有機碘 (Organic iodine)。但若集水池或抑壓池的 pH 值小於 7，則需考慮碘的再釋出，此時要依據各個不同的案例去計算，需要考量 LOCA 時所產生的各種酸性和鹼性放射性物質，關於 pH 值的計算所需的資料表列於 DIR Section G 當中，pH 值的計算可參考 NUREG/CR-5950，pH 的計算範例如圖 17。

Time (Hours)	pH (moles/liter)	Integ. SP Gamma Dose (Mrad)	[HNO3] (moles/liter)	Drywell Integ. Gamma Dose (rad)	Drywell Integ. Beta Dose (rad)	[HCl] (moles/liter)	Total [H+] (moles/liter)	Delta pH	pH
0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	-	-
0.03361	0.00E+00	5.28E-03	4.66E-08	5.45E+05	1.19E+08	1.71E-07	2.53E-05	-	-
0.1	9.34E-09	1.57E-02	1.39E-07	1.62E+06	3.54E+08	5.08E-07	2.58E-05	-	-
0.2	3.34E-08	3.04E-02	2.69E-07	3.99E+06	5.41E+08	8.99E-07	2.63E-05	-	-
0.3	3.79E-08	4.38E-02	3.87E-07	4.08E+06	6.69E+08	1.13E-06	2.67E-05	-	-
0.4	5.16E-08	5.63E-02	4.97E-07	5.01E+06	7.83E+08	1.37E-06	2.70E-05	-	-
0.5	6.58E-08	6.78E-02	5.99E-07	5.77E+06	8.83E+08	1.56E-06	2.73E-05	-	-
0.53361	7.04E-08	7.12E-02	6.29E-07	5.97E+06	9.11E+08	1.62E-06	2.74E-05	-	-
1	1.80E-07	1.19E-01	1.05E-06	8.79E+06	1.30E+07	2.35E-06	2.87E-05	-	-
2	4.14E-07	2.00E-01	1.77E-06	1.30E+07	1.99E+07	3.52E-06	3.08E-05	1.69E-02	8.62E+00
2.03361	4.22E-07	2.02E-01	1.78E-06	1.31E+07	2.01E+07	3.55E-06	3.09E-05	1.69E-02	8.62E+00
4	4.22E-07	3.21E-01	2.84E-06	1.88E+07	3.04E+07	5.17E-06	3.38E-05	1.84E-02	8.62E+00
8	4.22E-07	4.84E-01	4.28E-06	2.48E+07	4.71E+07	7.31E-06	3.71E-05	2.03E-02	8.61E+00
16	4.22E-07	6.89E-01	6.09E-06	3.12E+07	6.66E+07	9.66E-06	4.13E-05	2.26E-02	8.61E+00
24	4.22E-07	8.20E-01	7.24E-06	3.48E+07	8.61E+07	1.15E-05	4.43E-05	2.42E-02	8.61E+00
48	4.22E-07	1.06E+00	9.36E-06	4.17E+07	1.15E+08	1.46E-05	4.95E-05	2.71E-02	8.61E+00
96	4.22E-07	1.32E+00	1.17E-05	4.86E+07	1.56E+08	1.84E-05	5.57E-05	3.05E-02	8.60E+00
168	4.22E-07	1.60E+00	1.41E-05	5.50E+07	1.94E+08	2.20E-05	6.17E-05	3.38E-02	8.60E+00
336	4.22E-07	2.03E+00	1.79E-05	6.38E+07	2.49E+08	2.71E-05	7.05E-05	3.86E-02	8.60E+00
720	4.22E-07	2.56E+00	2.28E-05	7.08E+07	2.88E+08	3.08E-05	7.91E-05	4.33E-02	8.59E+00

General Input Data:

Min Suppression Pool Volume, (liters) = 1.9255E+06

Initial pH = 4.6

Aerosol (Particulate) Release Factor (ARF) = 1.000

Halogen Inventory, (gm-atoms) = 5.4200E+01

Cesium Inventory, (gm-atoms) = 2.5000E+02

pH Balance - Halogen Inventory, gm-atoms (ADF * Inventory) = 5.4200E+01

pH Balance - Cesium Inventory, gm-atoms (ADF * Inventory) = 2.5000E+02

NH3 Generation Data:

Suppression Pool Volume @ which TID Determined, (liters) = 2.23E+06

Min Suppression Pool - Water DR Dilution Ratio = 1.2100

HCl Generation Data:

HCl generation determined by equation 5.3t of calculation.

Sodium Pentaborate Data:

SBLC Core Injection Quantity, gallons = 1404

SBLC Minimum Weight % In Solution = 10.7

SBLC Mass (Based on Density of Water at 110°F), Lbm = 1242.4

Sodium Pentaborate - (Na₂O*5B₂O₃*10H₂O), gm/mole = 590.234

Sodium Pentaborate Mass to moles-Boron / liter Conversion Factor = 3.991E-06

Maximum Sodium Pentaborate Concentration Per Liter, mole-B/liter = 4.958E-03

Maximum Sodium Pentaborate Injection Period, hours = 0.9750

Sodium Pentaborate Scaling Factor = 1

Sodium Pentaborate equilibrium constant for dissociation, K = 5.60E-10

Chemical Balance: Na₂O*5B₂O₃ + 12 H₂O = 2NaBO₂ + 8H₃BO₃

H+ = ([Acid] / 2[Salt]) * K = 2.32E-09

Initial Buffered SP pH at 2 Hours, (all Sodium Pentaborate added) = 8.63E+00

Note: The doses at times 0.03361, 0.53361, and 2.03361 hours are interpolated, based on the average of a 2 point trapezoidal rule, which assumes that the dose is linear over a select period of time, rather

圖 17 圍阻體集水池或是抑壓池水之 pH 計算範例

在 Main Steam Line Pipe Temperature Calculation 及 Main Steam Line Pipe Deposition Calculations 方面，AAC 工程師說明執行後者之計算前，需先用適當方法計算 LOCA 條件下之管路內壁溫度隨時間的變化，即先執行 Main Steam Line

Pipe Temperature Calculation，此計算需考慮由 MSIV 到 turbine stop valve 的主蒸汽管路以及 drain line 的管路，在環境邊界條件上可能是在主蒸汽隧道內或是在汽機廠房內，一般是將管路分為多段計算，本所先以典型例子，使用 GOTHIC 程式進行分，本分析是考慮主蒸汽隧道內之蒸汽管路，GOTHIC 模式如圖 18 所示，典型 BWR-6 範例之計算結果如圖 19，後續將修訂為使用實際之核二數據。以得到主蒸汽管路內壁溫度後，並依據此溫度進一步計算放射性碘核種在管壁上沉積效應，計算碘核種的沉積是使用 Well-Mixed Model，此模式之詳細內容可參考 AEB-98-03 App. A。

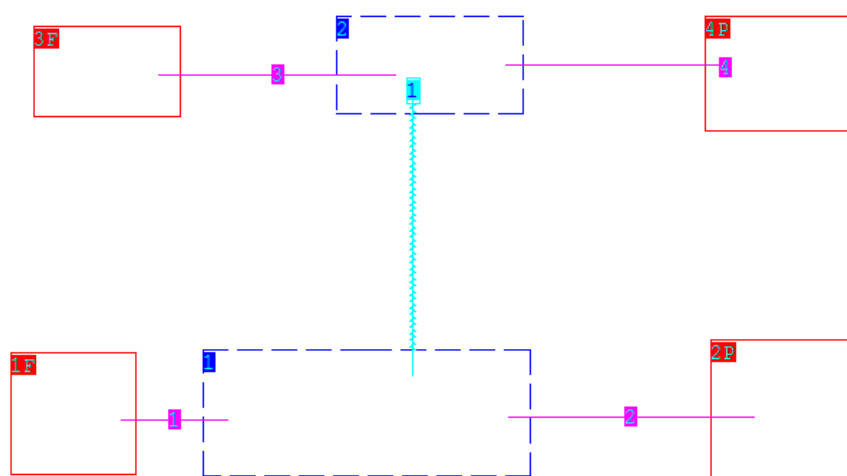


圖 18 LOCA 條件下之主蒸汽管路內壁溫度計之 GOTHIC 模式

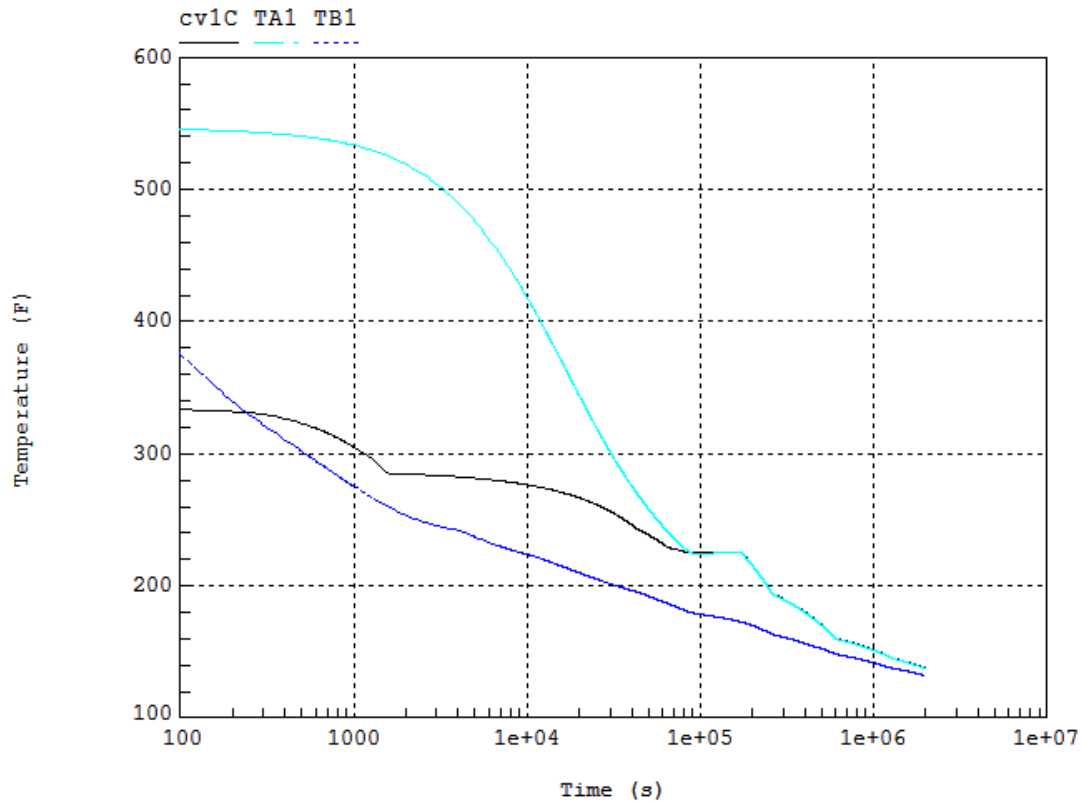


圖 19 LOCA 條件下 MSL 於主蒸汽隧道內之內管壁及管內蒸汽溫度反應
(此為典型例子: TA1:管內壁溫度, TB1:管外壁溫度, CV1C:管內蒸汽溫度)

在 CR/TSC Direct Dose Calculations 方面，此部分的計算常用的程式為 Micro-Shield 和 QAD，目前 AAC 公司使用的是 Micro-Shield 程式，其使用介面如圖 20 所示，本所目前亦是使用 Micro-Shield 程式，進行直接照射及屏蔽分析等問題之計算。

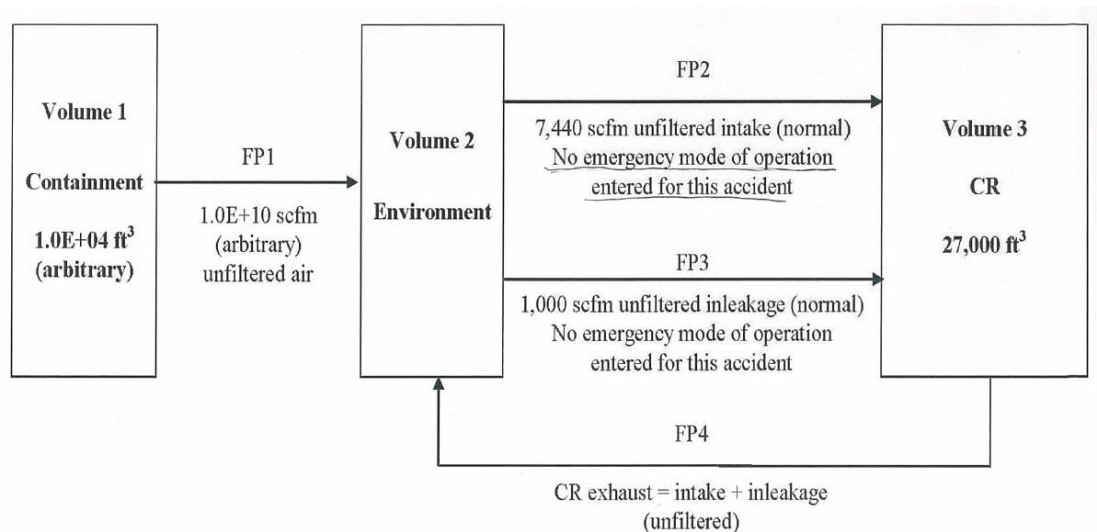


圖 21 FHA 分析模式

在 BWR CRDA Analysis 的部分，CRDA 分析是依據 RG 1.183 App. C 之內容，輻射源項的計算分為兩種案例(1)With Fuel damaging，(2)Pre-accident Iodine Spike。在第(1)種案例中，輻射源項的計算是利用 ORIGEN2 程式，計算給定爐心功率下之全爐心輻射核種活度，再考慮破損燃料數量、燃料破損程度、核種釋放分率、及徑向尖峰因子等因素後得到，計算方式如圖 22 所示。第(2)種案例之輻射源項是假設事故發生前冷卻水中的放射性核種活度濃度達到峰值，外釋的放射性核種活度濃度為運轉技術規範所允許的最大冷卻水活度濃度(一般而言為 4.0 $\mu\text{Ci/gm DE I-131}$)，計算範例如圖 23 所示。CRDA 分析模式示意如圖 24。

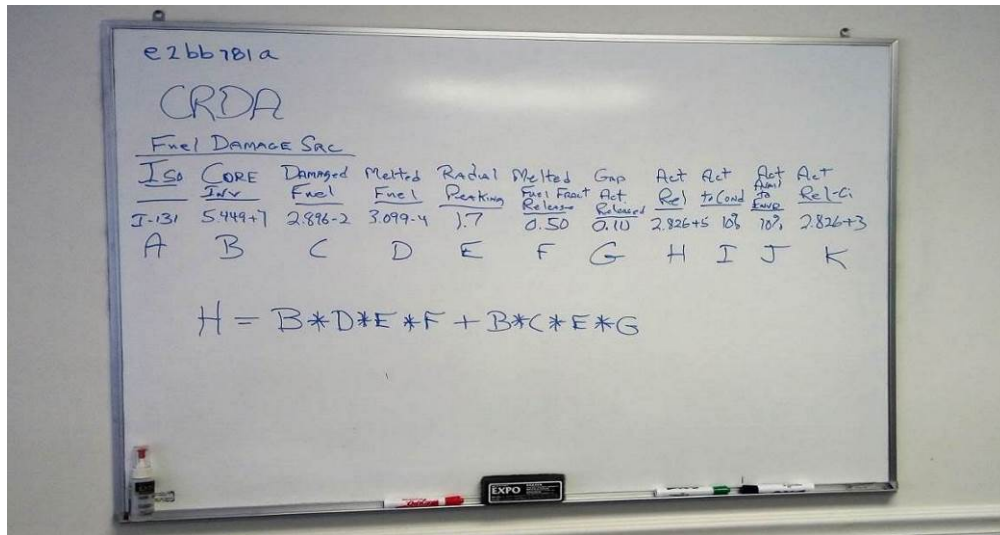


圖 22 CRDA 之 With Fuel Damaging 案例輻射源項計算方式

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L
38	CRDA - Activity Comparison in RC - Fuel Damage vs Pre-incident Iodine Spike											
39												
40												
41	Table 2x: Determination of Thyroid Dose Conversion Factors											
42		Dose										
43		Conversion	Conversion	Conversion								
44		Factor ^a	Factor	Factor								
45		Bq/Bq	Bq/Bq	Bq/Bq								
46	Isotope											
47	I-131	2.92E-07	3.70E+10	100	1.00E+00							
48	I-132	1.74E-09	3.70E+10	100	6.44E-03							
49	I-133	4.68E-08	3.70E+10	100	1.80E+00							
50	I-134	2.88E-10	3.70E+10	100	1.07E-03							
51	I-135	8.48E-09	3.70E+10	100	3.13E+04							
52	(1) NUREG/CR-6804, Table 1-3.3.2, Ref. 2.8											
53												
54												
55	Table 2x: Analysis of DE-131 RC Activity Concentration - Pre-incident Iodine Spike											
56												
57		Design Basis		Ref. 2.8 E-3								
58		Reactor Coolant		Density	Design Basis	Thyroid Inhalation						
59		Concentration		Conversion	Reactor Coolant	Dose Conversion						
60		(μCi/gm)	Power	Factor From	Concentration	Factor From						
61			Uncertainty	NUREG/CR-6804	(μCi/gm)	NUREG/CR-6804						
62			Factor	CD ₁ (Rem/Bq)	(Sv/Bq)	(Sv/Bq)						
63	Isotope	Reference 2.8					CD ₁ x DCF					
64		Section 2.8										
65	I-131			1.00E+00	3.50E-03	1.00E+00	6.50E+02	1.10E+00				
66	I-132			1.00E+00	1.55E-06	2.48E-03	6.44E+00	1.58E+02	5.02E+00			
67	I-133			1.00E+00	1.00E+00	2.07E-02	1.80E+00	3.71E+03	4.23E+00			
68	I-134			1.00E+00	1.34E-06	6.27E-03	1.07E+00	5.40E+01	1.08E+01			
69	I-135			1.00E+00	1.00E+00	1.89E-02	3.13E+04	5.82E+02	2.81E+00			
70	TOTAL											
71	(2) Assume 1 ml = 1.02											
72												
73	Table 3: CRDA - Pre-incident Iodine Spike - Total RC Activity											
74												
75	RC Conc.											
76	DE-131	RC	Conversion	RC								
77	(μCi/gm)	Mass	Factor	Activity								
78		(g)	(Ci/gm/Rem)	(Ci)								
79	1.15E+00	583220	4.530E-04	3.05E+02								
80	5.02E+00	583220	4.530E-04	1.31E+03								
81	4.23E+00	583220	4.530E-04	1.12E+03								
82	1.08E+01	583220	4.530E-04	2.86E+03								
83	3.81E+00	583220	4.530E-04	1.01E+03								
84	Maximum Total Reactor Coolant Mass (g) = 583220											
85	Ref. 2.8, Sec. 2.16											

圖 23 CRDA 之 Pre-incident Iodine Spike 案例輻射源項計算範例

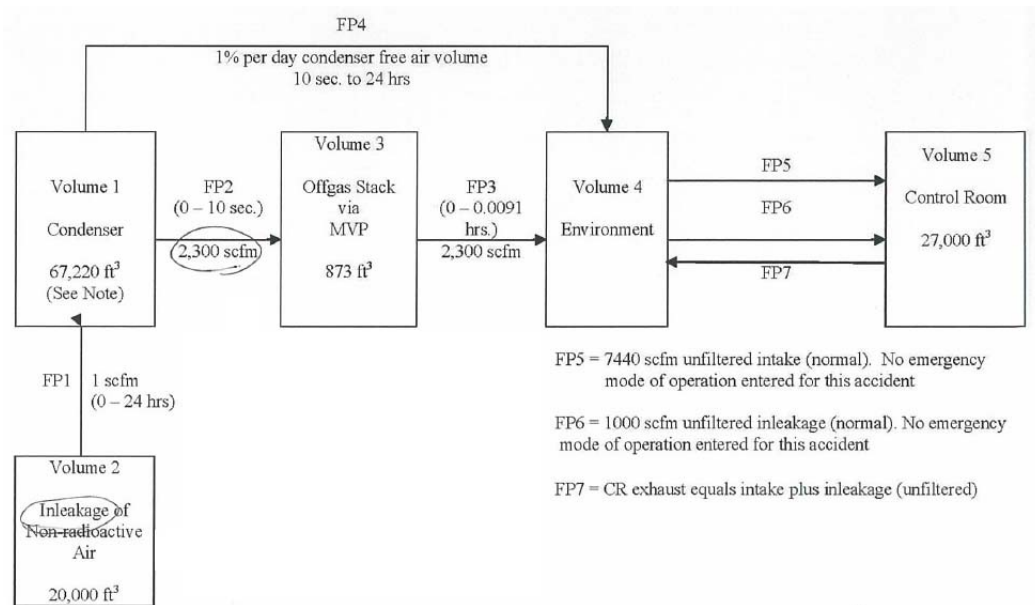


圖 24 CRDA 分析模式

在 BWR MSLB Analysis 的部分，MSLB 分析是依據 RG 1.183 App. D 之內容，輻射源項的計算分為兩種案例（1）Pre-accident Iodine Spike，（2）Maximum Equilibrium。第（1）種案例之輻射源項是假設事故發生前冷卻水中的放射性核種活度濃度達到峰值，外釋的放射性核種活度濃度為運轉技術規範所允許的最大冷卻水活度濃度（一般而言為 4.0 $\mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ），第（2）種案例之輻射源項是假設冷卻水中的放射性核種活度濃度達到全功率運轉的最大平衡活度（一般而言為 0.2 $\mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ）。BWR MSLB 分析模式示意如圖 25。

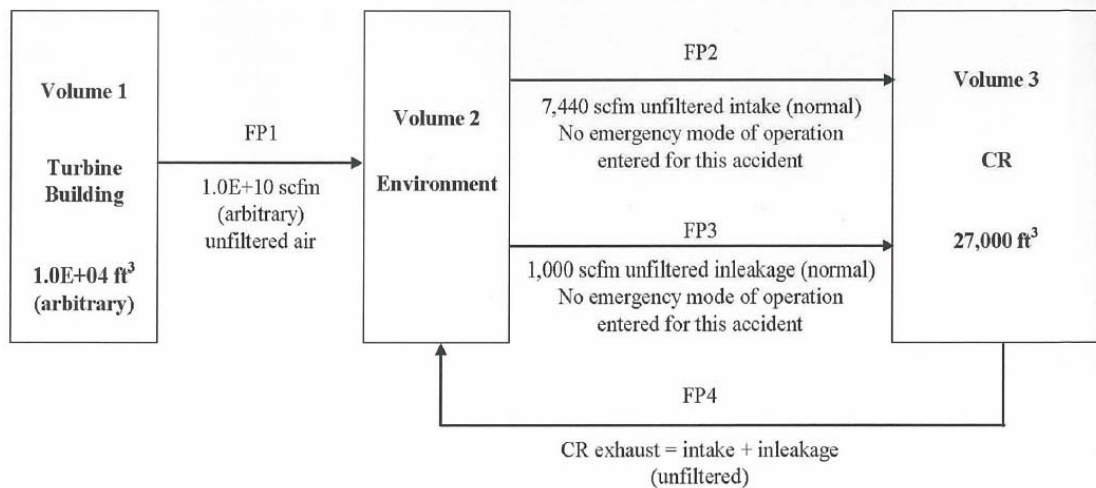


圖 25 BWR MSLB 分析模式

(五) 8 月 11 日工作

如表 2，8 月 11 日討論的內容包括 PWR LOCA Analysis、Sump pH Questions、Spray Removal Calculations 及 Natural Deposition Models。

在 PWR LOCA Analysis 的部分，PWR LOCA 分析是根據 RG 1.183, Appendix A 之要求，定義輻射源項的假設與 BWR 不同、外釋時段及分率也不同，且只考慮 Primary Leakage 和 ESF Leakage 兩種外釋路徑。圍阻體內區域分為噴灑區和非噴灑區兩區，兩區之間有氣體交換，此兩區所占的比例與噴灑的角度有關，而此噴灑角度則會受圍阻體壓力所影響。圍阻體噴灑對放射性碘核種移除因子之決定可參照 SRP 6.5.2，當 Elemental 型態的碘其 DF 值達到 200 時噴灑停止，當 Aerosol 型態碘的 DF 值達到 50 時，須將其噴灑的 Removal Factor 改為 1/10。PWR LOCA 之分析模型示意如圖 26 和圖 27。

另外，在 Spray Removal Calculations 的部分，與 AAC 工程師一起重新檢視核三廠目前使用之 Spray Removal Coefficient，依據 SRP 6.5.2 重新計算此數值。另外，可將 aerosol 之 natural deposition 效應用於圍阻體內，在 RADTRAD 中提供 Powers model 及 Henry's model 兩種模式用於計算 aerosol 之 natural

deposition，對於元素碘則未提供模式，須由使用者自行輸入適當之 removal coefficient，相關考慮及重新計算如下：

1. 在 RADTRAD 程式中，Powers 10% model for natural deposition 有錯誤，不能使用，否則會得到錯誤的結果。解決方式為先在外使用對應於 Powers 10% model 的公式，計算 removal coefficient，再以 User Input 方式輸入 removal coefficient。
2. 根據一些文獻記載，在 Containment Spray 效率不變的條件下，使用 AST 於 PWR 並無法對控制人員劑量得到有效的改善。較有效的改善方式為檢討現行執照分析使用之 Containment Spray removal coefficient，尤其是 Aerosol 之 removal coefficient。AST 與 TID-14844 在碘同位素化學成分比例上有很大不同，尤其是 Aerosol，TID-14844 為 5%，而 AST 為 95%，因此若能提升 Aerosol 之 spray removal coefficient，則可有效降低劑量。

FSAR 6.5.2.3.2 節使用式(1)計算微粒碘移除係數

$$\lambda_p = \frac{3hEF}{2dV} \quad (1)$$

其中

λ_p = 噴灑移除係數 (h^{-1})

h = 下落高度 (cm)

E = 單一液滴之總收集效率

d = 平均液滴直徑 (cm)

V = 噴灑區體積 (ft^3)

F = 每台噴灑泵流量 (ft^3/h)

FSAR 之計算值為 0.715 h^{-1} ，但分析保守假設為 0.45 h^{-1} 。

以實際數據驗算：

由 FSAR 6.5.2.3.2 節 (page 6.5-10)：

圍阻體自由空間體積=2.08×10⁶ ft³

V=0.81×2.08×10⁶ ft³ (0.81 為噴灑區佔比)

h=100 ft=3000.48 cm

d=0.125 cm

E=0.0015

F=2700 gpm=21625.3 ft³/h

$$\lambda_p = \frac{3hEF}{2dV} = \frac{3 \times 3000.48 \times 21625.3}{2 \times 2.08 \times 10^6 \times 0.81} \times \frac{0.0015}{0.125} = 0.693 \text{ h}^{-1}$$

此與 FSAR 值 0.715 h⁻¹ 相近。

上述計算中 E/d=0.0015/0.25=0.006 cm⁻¹=0.6 m⁻¹，若是依據 SRP 6.5.2 (Rev. 2)，E/d 可使用 10 m⁻¹，則 λ_p =6.93 h⁻¹，為 FSAR 分析值之 6.93/0.45=15.4 倍。

如上述，AST 微粒碘佔 95%，而 TID-14844 為 5%，若微粒碘使用之移除係數由 0.45 h⁻¹ 變為 0.693 h⁻¹，則在 AST 應用上，可有效降低劑量。需注意的是，FSAR 使用之收集效率 0.0015 是在 CSE 實驗中得到之最小值，此最小值僅可能發生在大部分的微粒被移除後的條件，在初始實際上遠大於此值，FSAR 假設整個噴灑期間之碘微粒移除常數為 0.45 h⁻¹ 若是依據 SRP 6.5.2 (Rev. 2)，可保守假設 E/D 初始為 10 m⁻¹，於 DF 達 50 時瞬間降為 1.0 m⁻¹，表示碘微粒移除常數可保守假設初始為 6.93 h⁻¹，於 DF 達 50 時瞬間降為 0.693 h⁻¹，在此假設下，預期仍可有效移除碘微粒，降低劑量。惟此種有利條件源自使用 AST 時微粒碘佔比甚大，對 TID-14844 而言，因微粒碘佔比僅為 5%，即使使用初始移除常數為 6.93 h⁻¹，於 DF 達 50 時瞬間降為 0.693 h⁻¹，對劑量降低之效應不大。

3. 元素碘噴灑移除常數

■ SRP 6.5.2 (R. 2) 4.a 節說明:

圍阻體內之分裂產物量決定於內部表面之 plate-out、噴灑移除、ESSF、

衰變及洩漏。

■ SRP 6.5.2 (R. 2) 4.b 節說明:

圍阻體噴灑時除了考慮噴灑移除，另需考慮內部表面之 plate-out，即

$$\lambda = \lambda_s + \lambda_w$$

λ_s =噴灑移除係數

λ_w =內部表面之 plate-out 移除係數

■ SRP 6.5.2 (R. 2) 4.c.1 節說明:

$$\lambda_w = \frac{K_w A}{V}$$

其中

K_w =4.9 m/h

A=濕表面面積

V=圍阻體自由空間體積

$$\lambda_s = \frac{6KgTF}{VD} \quad (\text{for well-mixed drop model})$$

其中

Kg =氣相質量傳遞係數

T =液滴掉落時間= $\frac{\text{average fall height}}{\text{terminal velocity of the mass-mean drop}}$

F=每台噴灑泵體積流量

D=mass-mean diameter of the spray drop

V=圍阻體自由空間體積

■ 上述 SRP 模式源自參考文獻:

A.K. Postma, R. R. Sherry, and P. S. Tam, Technological Bases for Models of Spray Washout of Airborne Contaminants in Containment Vessel, NUREG/CR-0009, October 1978.

FSAR 是使用

Parsley, L. F., Row, T. H., and Zittel, H. E., "Design Consideration of

Reactor Containment Spray Systems - Part I," April 1969, ORNL-TM-2412,
Part 1.

計算得到元素碘之噴灑移除係數為 23.1 h^{-1} 。

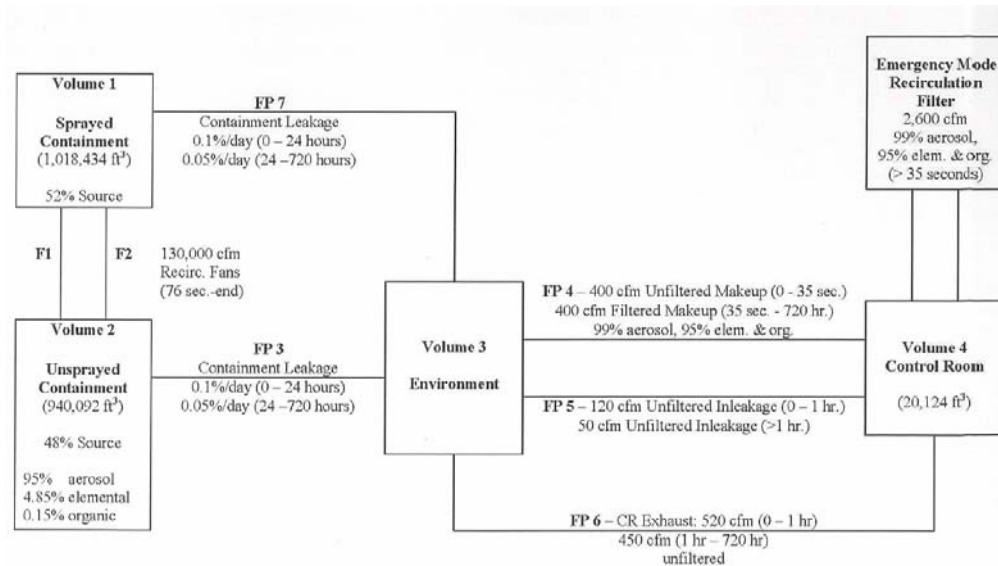


圖 26 Primary Leakage

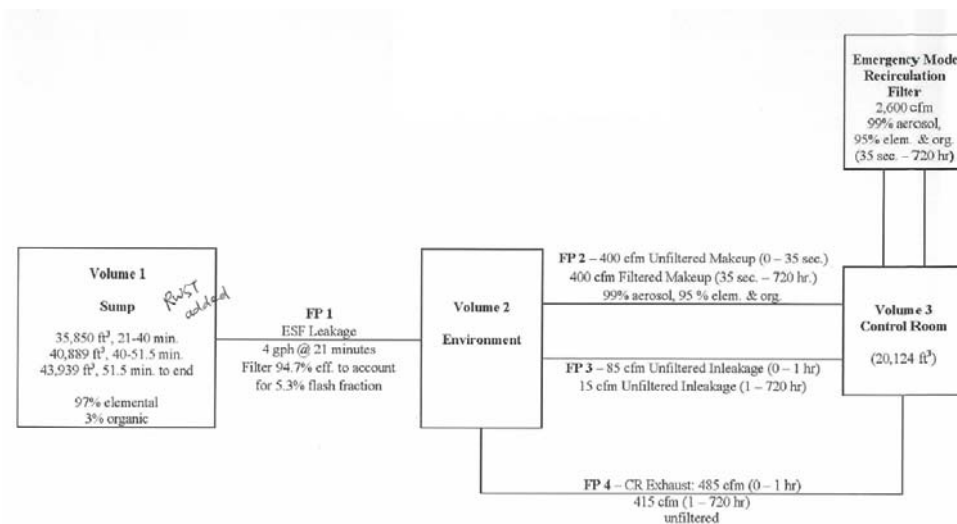


圖 27 ESF Leakage

(六) 8 月 14 日工作

如表 2，8 月 14 日討論的內容包括 PWR MSLB Analysis 及 PWR SGTR

Analysis。

在 PWR MSLB 的部分，MSLB 分析是依據 RG 1.183 App. E 之內容，輻射源項的計算分為兩種案例（1）Pre-accident Iodine Spike，（2）Co-incident Spike。核三廠 FSAR 已有第（1）種案例之分析內容，若要改用 AST 分析方法，尚缺第（2）種案例之分析。第（1）種案例之輻射源項是假設事故發生前，冷卻水中的碘核種濃度已達運轉技術規範所允許全功率運轉下的最大值（一般而言為 $60 \mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ），第（2）種案例之輻射源項是當 MSLB 伴隨一次側系統的暫態，使得一次側系統碘核種活度濃度達到峰值。冷卻水系統碘核種活度濃度增加模式需假設碘核種由燃料釋放到冷卻水的活度釋放率（Ci/sec）為運轉技術規範達到碘平衡活度濃度（一般而言為 $1.0 \mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ）釋放率的 500 倍。PWR MSLB 分析模式示意如圖 28。

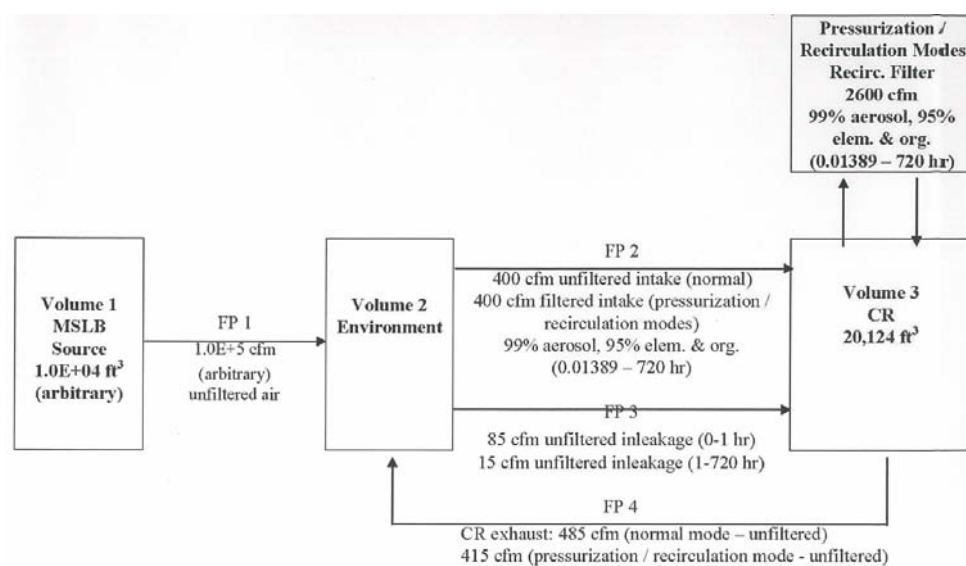


圖 28 PWR MSLB 分析模式

在 PWR SGTR 的部分，SGTR 分析是依據 RG 1.183 App. F 之內容，輻射源項的計算與 MSLB 案例類似，同樣是分為兩種案例（1）Pre-accident Iodine Spike，

(2) Coincident Spike。第(1)種案例之輻射源項是假設事故發生前，冷卻水中的碘核種濃度已達運轉技術規範所允許全功率運轉下的最大值（一般而言為 60 $\mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ），第(2)種案例之輻射源項是當 MSLB 伴隨一次側系統的暫態，使得一次側系統碘核種活度濃度達到峰值。冷卻水系統碘核種活度濃度增加模式需假設碘核種由燃料釋放到冷卻水的活度釋放率（Ci/sec）為運轉技術規範達到碘平衡活度濃度（一般而言為 1.0 $\mu\text{Ci/gm DE I-131}$ ）釋放率的 335 倍。PWR SGTR 分析模式示意如圖 29。

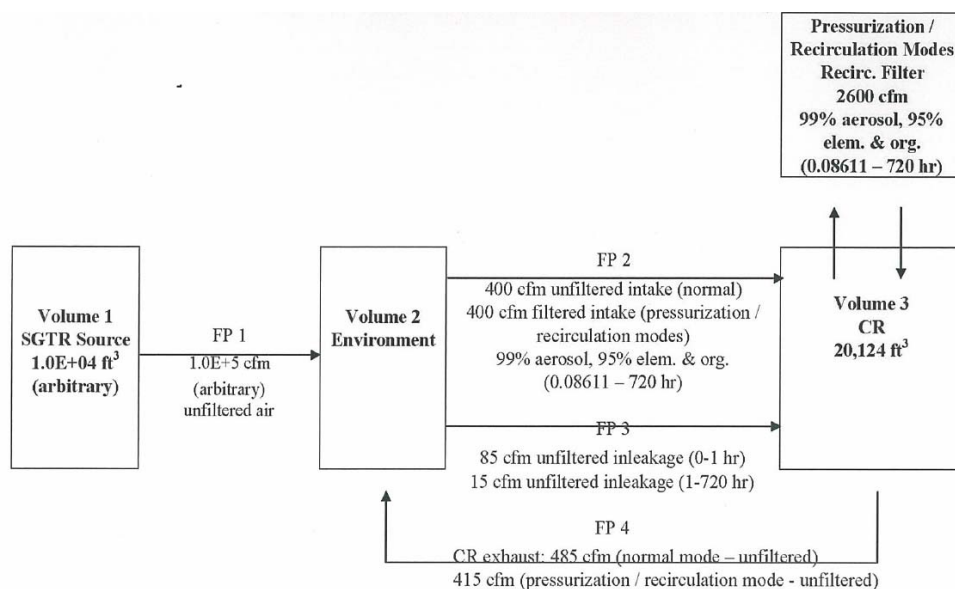


圖 29 PWR SGTR 分析模式

(七) 8 月 15 日工作

如表 2，8 月 15 日討論的內容包括 PWR Locked Rotor Accident、PWR Rod Ejection Accident 及 BWR/PWR EQ Dose。

在 PWR Locked Rotor Accident 的部分，Locked Rotor Accident 分析是依據 RG 1.183 App. G 之內容，AAC 公司的工程師表示，此案例一般而言會被 MSLB 的分析結果涵蓋，在此案例中若評估不會發生燃料受損的情況，則不需分析此案

例。核三廠 FSAR 中 Chapter 15.3.3 為 Locked Rotor Accident 分析，現行分析中假設 25%的燃料受損。PWR Locked Rotor Accident 分析模式示意如圖 30。

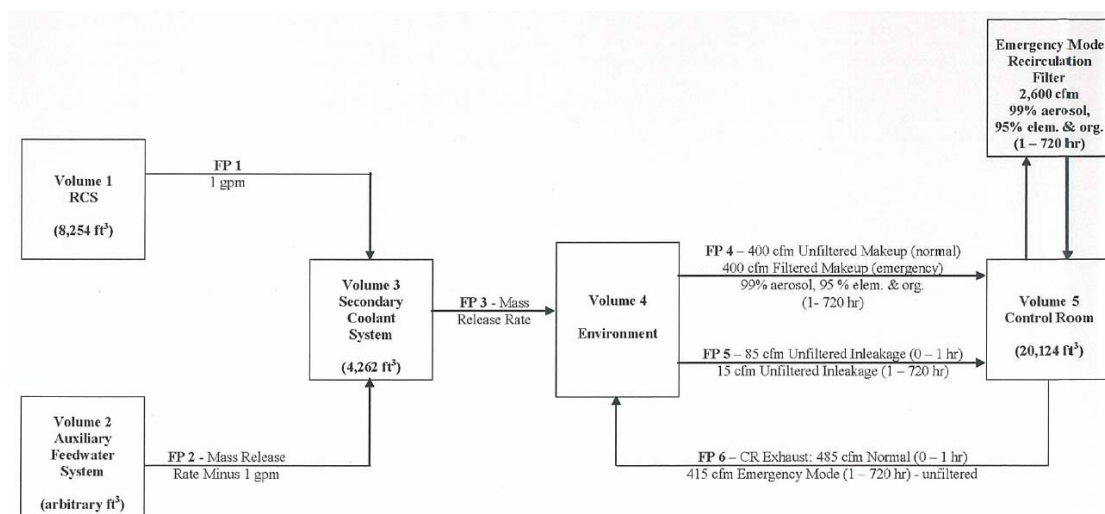


圖 30 PWR Locked Rotor Accident 分析模式

在 PWR Rod Ejection Accident 的部分，Rod Ejection Accident 分析是依據 RG 1.183 App. H 之內容，分析模式如圖 31，在此案例中若評估不會發生燃料受損的情況，則不需分析此案例。核三廠 FSAR 中 Chapter 15.4.8 為 Rod Ejection Accident 分析，現行分析中假設 10%的燃料受損，0.25%的燃料熔毀。

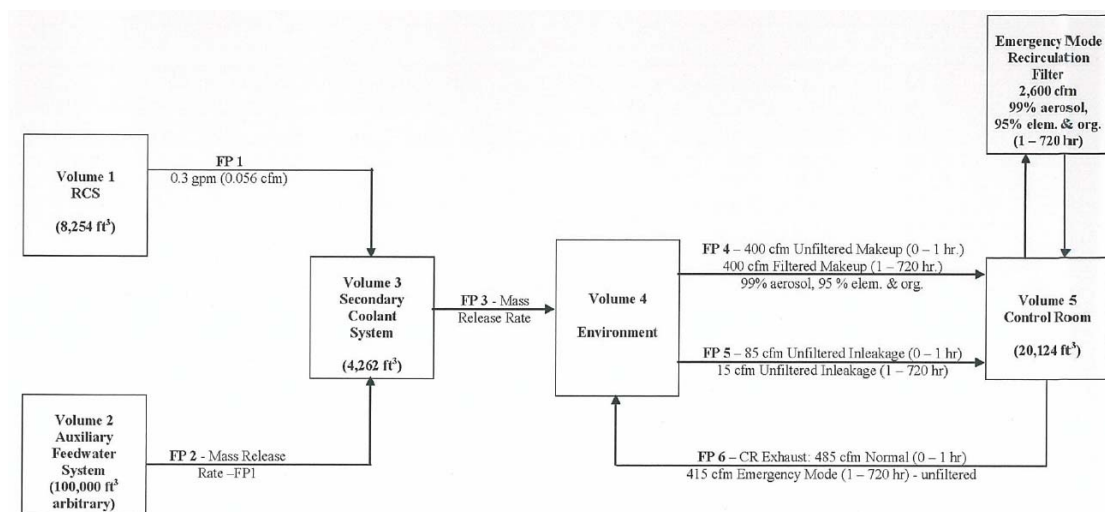


圖 31 PWR Rod Ejection Accident 分析模式

在 BWR/PWR EQ Dose 的部分，其是依據 RG 1.183 App. I 之內容，AAC 公司的工程師指出，在 RG 1.183 Section 1.3.5 中提及現行的電廠環境驗證分析可能

會受到 AST 實施時相關電廠修改的影響，應更新電廠環境驗證分析中受電廠修改所影響的假設和輸入資料，以解決這些受衝擊的部分，USNRC 人員正在評估銻 (Cs) 元素的外釋量增加對電廠環境驗證劑量條件影響，以確定持照者的分析不須變更。在此一般性的問題解決之前，持照者可以使用 AST 或 TID-14844 分析方法來進行所需的電廠環境驗證分析。前述的這個議題透過 USNRC 的 Generic Issue Program 已被解決 (Generic Issue 187)，文件內容如附件 1，TID-14844 的電廠設備環境驗證輻射劑量條件在 AST 中仍可用。然而，如果 AST 的執行修改到電廠環境驗證劑量條件的設計依據，則此劑量條件需進行修訂。

(八) 8 月 16 日工作

如表 2，8 月 16 日討論的內容為 EQ Thermal Parameter Analysis Review 及 Kuosheng Reactor Auxiliary Building EQ Thermal Calculation。EQ thermal analysis 是指發生設計基準事故時，圍阻體內或圍阻體外廠房空間之溫度、壓力、相對濕度等熱參數反應的計算，而圍阻體外通常是針對 Reactor Auxiliary Building，也就是輔機廠房，EQ 是指安全有關設備之環境驗證 (Environmental Qualification)，環境驗證的熱參數條件需藉分析計算得到，使用的程式、方法及模式，一般是依據 NUREG-0588 及 RG 1.89 Rev. 1 的指引決定，本所目前是使用 GOTHIC 程式，此程式在國內已有多方面之應用，是原能會已接受國內使用此程式進行 FSAR 圍阻體相關熱流分析，本日 AAC 就其在美國使用 GOTHIC 進行 EQ 熱參數條件分析的案例，概述其經驗，AAC 公司之主要熱流分析經驗如附件 2。本日亦就本所最近執行「核二廠終期安全分析報告書對於輔機廠房之事故環境狀況之重估工作」計畫時所完成的分析個案，提出進行討論與意見交換，本所是使用 GOTHIC Version 8.1(QA)，進行核二廠輔機廠房各樓層廊道以及專屬隔離房間內在設計基準事故下的溫度、壓力及相對濕度熱環境條件分析，考慮的事故包括主蒸汽管路斷管 (MSLB，分為圍阻體內及圍阻體外兩個案) 及高能管路斷管 (HELB) 兩類，HELB 考慮爐水淨化 (RWCU) 系統及爐心隔離冷卻 (RCIC) 系統之管路斷管。GOTHIC 之輔機廠房熱流分析模型考慮了設備熱源、門板縫隙的洩漏、建築壁面熱傳以及備用氣體處理系統之運轉特性。分析結果顯示，對 MSLB (圍阻體外) 及

HELB 而言，破管分別發生在輔機廠房之主蒸汽隧道及泵室內，主蒸汽隧道或泵室空間會先增壓，引發裝置於其內的釋壓門或備裂盤作用釋壓，之後沖放流體才會洩漏到廊道空間，還需穿過各個房間的防火門，才會影響其餘房間之熱環境條件，因此有專屬隔離房間之電氣盤與儀控設備所受影響程度比廊道更輕微。結果亦顯示，事故後的最高壓力為 103.1 kPa (0.3 psig)，發生於 MSLB (圍阻體內)，最高溫度為 48.2°C，發生於 MSLB (圍阻體內)、MSLB (圍阻體外) 及 RWCU 斷管事故，均發生於一樓廊道，至於相對濕度，則所有個案皆低於 80%。與 AAC 工程師就 GOTHIC 模式及邊界條件設定等方討論後，他們認為就其執行其他電廠 EQ 熱參數分析的經驗，我們的分析是合理且具足夠保守度，尤其是在門洩漏流量及熱源之假設方面，我們的模式使用較為保守的設定。

(九) 8 月 17 日工作

如表 2，8 月 17 日討論的內容主要為 NUREG-0737 Mission Dose、AST 分析方法實際運用及 AST Implementation，在 AST 分析方法運用方面，是使用核三廠參數、ORIGEN2 計算得到之 60 個核種活度存量及既有之 TID-14844 RADTRAD LOCA 模式，依據 RG 1.183 要求，改為 AST LOCA RADTRAD 模式，並進行靈敏度分析，以了解相關參數對劑量分析結果的影響程度，並與現行 FSAR 之分析結果比較，在分析中圍阻體噴灑啟動時間、噴灑對碘核種的移除常數等皆須要再確認，對分析結果有顯著影響。

AST Implementation Discussion 方面，AAC 公司的工程師說明在美國 AST 的施行狀況以及他們的相關經驗，在過往經驗中，執行 AST 的工作架構如圖 31 所示。

另外，本日針對 RG 1.183 之特定評估項目，討論繼續合作的可能，包括壓水式電廠圍阻體噴灑效應及放射性碘移除係數之計算以及沸水式電廠抑壓池水 pH 值之計算方法。

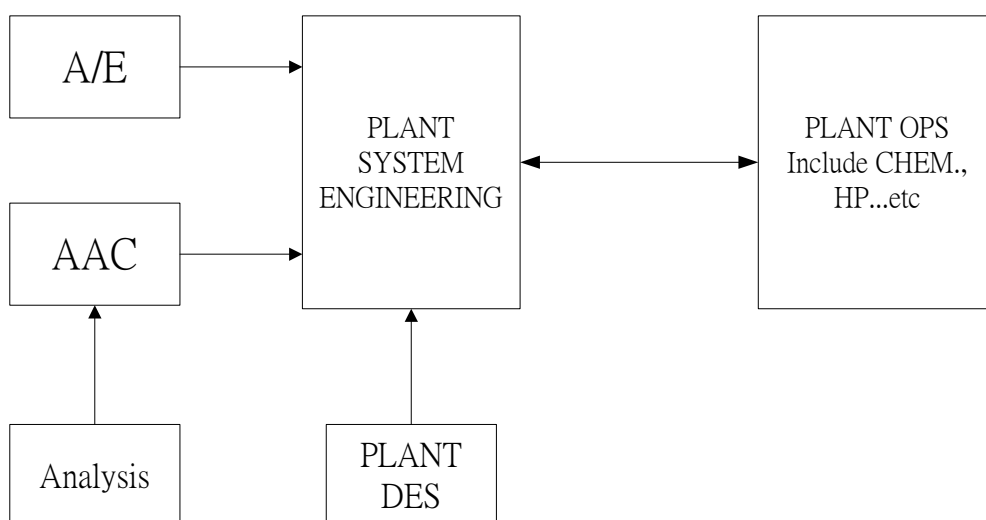


圖 31 AST 執行之工作架構

三、心得

此次出國公差的心得有以下五點：

- (一) 本次與 AAC 公司工程師的工作研討會，議題涵蓋電廠輻射劑量分析、替代輻射源項劑量評估方法、電廠環境驗證條件之分析方法及壓力、溫度、濕度熱水流參數評估等，並進行分析之實際操作。透過此次工作研討增進雙方之經驗交流，強化了替代輻射源項劑量評估及電廠環境驗證條件分析之基礎，對計畫而言，可提升相關工作成果品質，亦能增進本所人員在此方面之技術能力，對本所發展本土化替代輻射源項劑量分析技術及執行台電委託計畫「核二廠終期安全分析報告書對於輔機廠房之事故環境狀況之重估工作」，有實質助益。
- (二) 在 AST 分析方法中假設碘核種的化學組態為 95%的微粒碘、4.85%的元素碘及 0.15%的有機碘，TID-14844 分析方法中假設碘核種的化學組態為 91%的元素碘、5%的微粒碘及 4%的有機碘，兩者有顯著區別，而圍阻體噴灑系統僅對微粒碘及元素碘有移除效果，因此使用 AST 分析時，圍阻體噴灑系統的啟動時間與碘核種的移除常數等參數對劑量分析結果有顯著的影響，須審慎估算這些參數數值。本次出國已初步確認使用 AST 於核三廠 LOCA 分析時，在微粒碘噴灑移除係數上可有效改善，對降低控制室之人員劑量計算結果及放寬控制室包封未過濾空氣內漏率限值，預期有實質助益。
- (三) 要完整的以AST方法進行設計基準事故的劑量分析，包含了許多不同領域的互相配合，如：爐心盤存量的計算(ORIGEN2)、圍阻體壓力溫度分析(GOTHIC)、放射性核種傳輸與移除模型的分析(RADTRAD)、廠內外的大氣擴散係數之計算(PAVAN和ARCON96)，若要能完全的掌握此項技術，則需要更多的人員加入與培訓相關工作同仁的相關專業知識，並且強化對電廠系統組件及整體系統的瞭解。目前美國的各個核電廠已全面由TID-14844

分析方法改為AST分析方法，AAC公司協助許多電廠進行AST分析，擁有相當豐富的實務經驗，未來若我國核電廠也要改用AST分析方法，是非常好的專業諮詢對象。

(四) 本次工作研討過程中使用RADTRAD程式應用於核三廠設計基準事故之替代輻射源項劑量分析之實際操作與討論，進一步了解未來實際將替代輻射源項技術應用於國內電廠時，可能之效益與影響，對未來相關工作之進行很有幫助。

(五) RG 1.183是USNRC整合國際間過去約四十年之嚴重事故研究成果加上三哩島事故的經驗，所訂定之有物理基礎的較先進輻射源評估及設計基準事故劑量分析指引與方法，為較接近實際狀況的一種最佳估算分析方法，美國電廠幾乎均已採用AST之執照分析方法，且有甚多提升電廠營運的經驗，例如根據使用AST之燃料吊運事故分析結果，修改運轉技術規範，放寬有爐心改變或有照射過燃料移動時之二次圍阻體、SGTS及控制室包封區正常取氣口高輻射自動偵測及隔離功能需維持可用的要求，AST亦廣泛應用在GL 2003-01 控制室適居性議題上，有效放寬控制室未過濾空氣內漏率之限值，並提升安全分析餘裕。採用AST分析方法更新設計基準事故輻射劑量分析工作，是美國管制單位與業界接受學術研究成果並實際應用於核能電廠的做法，也能藉此機會讓民眾了解核能電廠的安全設計。國內核能技術的研究與發漲實可參考美國的做法，更新設計基準事故輻射劑量分析的基礎與方法。

四、建議事項

行政管理方面

- (一) 本次與 AAC 公司工程師的工作研討會，討論電廠輻射劑量分析、替代輻射源項劑量評估方法、電廠環境驗證分析方法及壓力、溫度、濕度熱水流參數評估等議題，並進行設計基準事故劑量分析之實際操作與經驗交流，對「核二廠終期安全分析報告書對於輔機廠房之事故環境狀況之重估工作」的計畫與發展及本土分析技術的建立有甚大助益。然而，除前往美國進行技術研討會、經驗交流與技術轉移外，邀請專家至台灣進行短期技術交流，可以讓更多人參與，也是很好的方式。
- (二) 使用 AST 分析方法進行設計基準事故劑量分析時，分析前的 DIR 檔案準備工作也是執行設計基準事故劑量分析非常重要的一部分，詳實的將各種資料來源與計算方式都記錄下來，有助於日後的修改或其他參與計畫的人員使用，然而實際上要將此檔案建立完整，需要許多人力參與，且需要跨分組的配合，甚至需要台電公司的配合，若能在這些單位都有專門的負責人員，可提供聯繫與資料查詢的協助，對建立此檔案會有相當大的助益，也能使整個分析模式的建立更為完善。然而有部分的參數並非 FSAR 上可以直接取得或是透過口頭詢問可以解決，需至電廠現場勘察，或是根據設計及運轉數據進一步的計算得到，有些甚至涉及每次大修時之偵測試驗數據，例如緊要安全設施洩漏流量數據，因此 DIR 之準備是繁瑣的工作，將來執行計畫時，須將其列為計畫之首要工作。
- (三) AST 在國內為新的技術，其發展對國內核能安全餘裕之增加及營運績效之提升，由實質助益，建議持續培訓較多人力投入 AST 分析工作，並加強相關專業知識。

技術發展方面

- (一) 核三廠設計及分析上已完整考慮圍阻體集水池噴灑流體系統水質之 pH 控制，確保在 LOCA 事故期間 pH 值大於 7.0，就 RG 1.183 之法規立場，在決定碘化學型態時不需考慮碘再揮發之效應。然而核二廠之抑壓池並無 pH 值控制之設計，無法確認 LOCA 期間 pH 值是否可維持大於 7.0，國外之作法是採用備用硼液控制系統 (SLCS) 注五硼酸鈉溶液入反應爐，再經由破管處流進抑壓池，加入鹼性物質，達到 pH 值控制在於大於 7.0 之條件。然而此種作法在國內需慎重評估，此乃因 SLCS 之原始設計目的是用於緩抑預期暫態未急停 (ATWS) 事件，設計上並非 LOCA 之考慮，LOCA 時並不會自動啟動，須以手動方式啟動或是修改緊急操作規程或是嚴重事故指引，加入自動啟動信號，然而如何明確訂定代表爐心熔毀之信號，是一棘手問題。另外方面，SLCS 用於非 ATWS 事件之適切性或是否有其他安全顧慮，仍有待進一步評估，雖然 USNRC 對國外電廠認可此種作法，但我們認為仍需慎重評估其可行性。
- (二) 在 PWR 電廠方面，圍阻體噴灑對圍阻體內部空間及壁上的放射性除汙效應是 LOCA 劑量分析的關鍵性因子，然而此除汙效應決定於化學及熱力行為，兩者均為複雜的現象，尤其是熱力行為，涉及圍阻體內之氣體混合效應及流場效應，一般是以實驗關係式來模擬噴灑移除係數。然而 RG 1.183 同意業主判定及使用合適的方法決定圍阻體內之噴灑效應，因此國內應可在圍阻體使用 GOTHIC 熱流分析的基礎上，探討此領域。

五、 附件

附件 1:

Memorandum to Mr. Thadani, Initial Candidate Generic Issue 187, "The Potential Impact of Postulated Cesium Concentration on Equipment Qualification in the Containment Sump"

April 30, 2001

MEMORANDUM TO: Ashok C. Thadani, Director
Office of Nuclear Regulatory Research

THRU: Farouk Eltawila, Acting Director /RA/
Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness
Office of Nuclear Regulatory Research

FROM: Jack E. Rosenthal, Panel Chairperson and Chief /RA/
Safety Margins and Systems Analysis Branch
Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness

SUBJECT: INITIAL SCREENING OF CANDIDATE GENERIC ISSUE 187, "THE
POTENTIAL IMPACT OF POSTULATED CESIUM CONCENTRATION
ON EQUIPMENT QUALIFICATION IN THE CONTAINMENT SUMP"

In accordance with Draft Management Directive (MD) 6.4, "Generic Issue Program," a Generic Issue Review Panel Meeting was held to discuss the merits of candidate Generic Issue 187, "The Potential Impact of Postulated Cesium Concentration on Equipment Qualification in the Containment Sump." The panel has completed the "Initial Screening Stage" (Stage 2) of the Generic Issue Program (GIP) as outlined in the draft MD. The panel met initially on September 6, 2000, with follow-up meetings on September 28, 2000, and October 26, 2000, and continued discussion via e-mail.

The panel has decided that the candidate generic issue should be dropped, as having no significant chance of meeting the incremental risk thresholds for backfit as described in the MD 6.4 Handbook. The rationale for this recommendation, as endorsed by the panel, is attached.

However, because of the potential for licensee confusion regarding regulatory requirements, the panel also recommended that the Office of Nuclear Reactor Regulation be requested to consider issuing a Regulatory Issue Summary (RIS) for this issue.

Attachment: As stated

cc w/att.:
Jason Schaperow, RES
Arthur Buslik, RES
Stephen LaVie, NRR
Harold Walker, NRR
Robert Palla, NRR

April 30, 2001

MEMORANDUM TO: Ashok C. Thadani, Director
Office of Nuclear Regulatory Research

THRU: Farouk Eltawila, Acting Director /RA/
Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness
Office of Nuclear Regulatory Research

FROM: Jack E. Rosenthal, Panel Chairperson and Chief /RA/
Safety Margins and Systems Analysis Branch
Division of Systems Analysis and Regulatory Effectiveness

SUBJECT: INITIAL SCREENING OF CANDIDATE GENERIC ISSUE 187, "THE
POTENTIAL IMPACT OF POSTULATED CESIUM CONCENTRATION
ON EQUIPMENT QUALIFICATION IN THE CONTAINMENT SUMP"

In accordance with Draft Management Directive (MD) 6.4, "Generic Issue Program," a Generic Issue Review Panel Meeting was held to discuss the merits of candidate Generic Issue 187, "The Potential Impact of Postulated Cesium Concentration on Equipment Qualification in the Containment Sump." The panel has completed the "Initial Screening Stage" (Stage 2) of the Generic Issue Program (GIP) as outlined in the draft MD. The panel met initially on September 6, 2000, with follow-up meetings on September 28, 2000, and October 26, 2000, and continued discussion via e-mail.

The panel has decided that the candidate generic issue should be dropped, as having no significant chance of meeting the incremental risk thresholds for backfit as described in the MD 6.4 Handbook. The rationale for this recommendation, as endorsed by the panel, is attached.

However, because of the potential for licensee confusion regarding regulatory requirements, the panel also recommended that the Office of Nuclear Reactor Regulation be requested to consider issuing a Regulatory Issue Summary (RIS) for this issue.

Attachment: As stated

cc w/att.:
Jason Schaperow, RES
Arthur Buslik, RES
Stephen LaVie, NRR
Harold Walker, NRR
Robert Palla, NRR

Distribution w/att.:
REAHFB R/F SRubin, RES
SMSAB R/F PNorian, RES
DSARE R/F DPowers, ACRS
REmrit, RES

C:\G1187scrn3.wpd

*See previous concurrence

OAR in ADAMS? (Y or N) Y

ADAMS ACCESSION NO. ML011210340

RES File Code RES-2D-3-

TEMPLATE NO. RES-006

Publicly Available? (Y or N) Y

DATE OF RELEASE TO PUBLIC 05/08/01

SENSITIVE? No

To receive a copy of this document, indicate in the box: "C" = Copy without attachment/enclosure "E" = Copy with attachment/enclosure

"N" = No copy

OFFICE	REAHFB	E	SMSAB	E	AC:SMSAB	E	AD:DSARE	E
NAME	HVanderMolen:mtb		CTinkler		JRosenthal		FEltawila	
DATE	04/24/01*		04/24/01*		04/30/01*		04/30/01*	

Generic Issue 187, "The Potential Impact of Postulated
Cesium Concentration on Equipment Qualification"

Panel Decision Basis

Background

NRC regulatory requirements include the estimation of individual offsite dose from the design-basis loss of coolant accident. The fission product source term in Technical Information Document (TID)-14844, *Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites*, March 1962, which is referenced by the regulations, has historically been used for this application. As an update to the source term in TID-14844, the NRC developed NUREG-1465, *Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants*, February 1995. NUREG-1465 provides a more realistic source term based two decades of severe accident research; its use in offsite dose analysis provides safety and cost benefits. Accordingly, the NRC issued a new regulation, 10 CFR 50.67, allowing licensees to implement an alternative source term. Together with the issuance of 10 CFR 50.67, the NRC issued a regulatory guide which states that one acceptable alternative source term (AST) is the gap and in-vessel releases described in NUREG-1465.

NRC regulatory requirements also include the environmental qualification of equipment for the duration that it is needed to perform its safety function. This includes qualification for radiation, temperature, pressure, and humidity. Regulatory Guide 1.89, *Environmental Qualification of Certain Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants*, Rev. 1, June 1984, states that it is acceptable to use the TID-14844 source term for this application. Regulatory Guide 1.89 also states that, for equipment that must be qualified for more than thirty days, a source term that incorporates considerable quantities of cesium as suggested by the accident at Three Mile Island Unit 2 may produce doses greater than those estimated by TID-14844. The TID-14844 source term includes a 1% release of cesium. The gap and in-vessel releases described in NUREG-1465 include a 30% release of cesium.

Sandia National Laboratories' letter report *Evaluation of Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Operating Reactors Using the Revised Source Term*, September 28, 1998, showed that, for equipment exposed to the containment atmosphere, the TID-14844 source term and the gap and in-vessel releases in the AST produced similar integrated doses. This letter report also showed that, for equipment exposed to sump water, the integrated doses calculated with the AST exceeded those calculated with TID-14844 after 42 days for a pressurized-water reactor (PWR) and 145 days for a boiling-water reactor (BWR) because of the 30% vs. 1% release of cesium. In the implementation of NUREG-1465 for estimating offsite dose, the issue arose as to whether any additional requirements were needed with respect to estimating doses for equipment exposed to sump water.

Panel Evaluation of Issue

In accordance with the Generic Safety Issue (GSI) panel's procedures, the panel was requested to provide a clear statement of the issue and categorize the issue. The statement of the issue is the following:

The integrated sump doses from the gap and in-vessel releases of the more realistic AST are higher than the TID source term after 42 days for a PWR and

145 days for a BWR. Should licensees be required to backfit use of AST in evaluating the design basis for equipment qualification?

In evaluating the basis, if any, for a backfit, the panel focused, in accordance with 10 CFR 50.109, on whether there was a substantial safety benefit from the backfit requirement to reevaluate the adequacy of the equipment qualification for an extended time interval post accident (greater than 30 days).

In addition to the issue of safety significance for extended times for equipment operability, the panel also considered the relationship of the equipment qualification source term to the various classes of accidents. In that regard, it was recognized that for design basis accidents for the containment temperature and pressure and the reactor core and ECCS systems, the source term of either the TID or the AST is bounding since for these accidents there is minimal fuel damage and only relatively modest fission product releases. It is only for accidents involving severe fuel damage (for which most/much equipment is not operable anyway for at least several hours) that the fission product source term for an extended time interval becomes a question.

Other technical considerations relate to the extent to which the AST sump dose estimate exceeds that of the TID source term late in time. The increase of the sump dose estimate also includes analytical assumptions which would tend, on an absolute basis, to increase the calculated sump dose, namely assumptions related to complete washdown of atmospheric fission products to the sump and the assumptions that fission products are completely soluble and spread throughout the sump. It can reasonably be expected that some fraction of the fission products assumed to be washed to the sump will in fact be retained on the myriad of containment surfaces that are not directly exposed to rinsing by sprays (for certain severe accident sequences sprays may not have been available). Additionally, experimental evidence from ongoing research suggests that some portion of the fission product inventory may be in an insoluble form and conducive to settling. Although not quantifiable at this point, it is nonetheless useful to note that there is likely conservatism in current estimates of sump dose.

In examining the safety significance of equipment qualification for extended intervals, the panel reflected on the risk significant time intervals identified in NUREG/CR-5313, Equipment Qualification (EQ) - Risk Scoping Study. This study was performed to provide insights regarding the risk significance of equipment qualification and equipment survivability issues by the use of probabilistic risk assessment insights and methods. The authors of that study concluded that the risk significant period is limited to the first days of an accident and that equipment qualification issues associated with long term accident equipment operability are not risk significant. This is also consistent with the positions taken by the NRC on risk informing the regulations (and advanced reactors) where large early release frequency and containment performance are concerned with the interval roughly 24 hours following the onset of significant fuel damage.

The panel used the categories in Draft Management Directive 6.4, "Generic Issue Program," to categorize the issue as a compliance issue, a subset of another issue, a burden reduction issue, or a safety issue. The basis for the panel's categorization is given below.

Compliance Issue: 10 CFR 50.49, *Environmental Qualification of Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants*, does not explicitly state the source term to use for equipment qualification but refers to a radiation environment associated with the most severe design basis accident. Regulatory Guide 1.89 specifies use of the TID-14844 source term. Regulatory Guide 1.89 also states that "for equipment that must be qualified for more than thirty days, a source term that incorporates considerable quantities of cesium as suggested by the accident at Three Mile Island Unit 2 may produce doses greater than those estimated by the present [TID-14844] source term." The regulations do not strictly require licensees to use the AST. In fact, licensees have used the TID-14844 source term to define the design basis for the radiation environment for equipment qualification. Therefore, this issue is not a compliance issue.

Subset of Another Generic Issue: Based on a review of the list of unresolved generic issues, the only related generic issue is GSI-168, "Environmental Qualification of Electrical Equipment (Rev. 2)." The purpose of GSI-168 is to assess the need to upgrade equipment qualification requirements for older plants. However, the purpose of GSI-187 is to assess the need to require licensees to use the AST instead of the TID-14844 source term for equipment qualification. Therefore, GSI-187 is not a subset of GSI-168.

Burden Reduction Issue: The regulations allow use of either the TID-14844 source term or the AST. Therefore, requiring licensees to use the releases of the AST would not reduce regulatory burden.

Safety Significance (for the adequate protection and substantial safety enhancement classifications): As discussed above, for equipment exposed to sump water, the integrated doses calculated with the AST exceeded those calculated with TID-14844 after 42 days for a PWR and 145 days for a BWR because of the 30% release of cesium. It can be argued that certain systems, (e.g., residual heat removal) must remain operable for periods of time greater than 42 days. However, equipment qualified for a given period may, in practice, remain available for a much longer period. In addition, the decay heat rate will be lower for this later time interval, allowing for more time for operator actions and more opportunity for alternative strategies. Thus, it is unlikely that a more explicit treatment of long-term accident recovery would reveal any new risk-significant considerations.

Conclusion: As a result of the above considerations, the panel concludes that there is no clear basis for backfitting the requirement to modify the design basis for equipment qualification to adopt the AST. There would be no discernible risk reduction associated with such a requirement. Licensees should be aware, however, that a more realistic source term would potentially involve a larger dose for equipment exposed to sump water for long periods of time. Longer term equipment operability issues associated with severe fuel damage accidents, (with which the AST is associated) could also be addressed under accident management or plant recovery actions as necessary.

附件 2:

AAC 公司之熱流分析經驗

AREVA NP

1. US EPR primary containment analysis GOTHIC model development and benchmarking.

Entergy Operations Inc. (EOI)

1. River Bend Station (RBS) Auxiliary Building (AB) GOTHIC model/analysis of loss of HVAC transients. Preparation of RBS GOTHIC code Software Quality Assurance Manual.
2. RBS GOTHIC model/analysis of Containment Annulus and AB for Standby Gas Treatment System (SGTS) draw down transients.
3. RBS GOTHIC model/analysis of steam tunnel area steam leak detection system response to design basis leaks.
4. RBS GOTHIC model/analysis of primary containment (Mark III) response to design basis Recirculation Line Break, Steam Line Break, and Small Break LOCA. Benchmark with FSAR.
5. RBS GOTHIC model/analysis of the Control Building Pressure Boundary to support plant operability concerns.
6. RBS GOTHIC model/analysis of Integrated Containment Annulus, AB, and Standby Gas Treatment System (SGTS) for building positive pressure and draw down transients. Preparation of Topical Report to document qualification of GOTHIC code for RBS design basis calculations.
7. RBS GOTHIC model/analysis of the Diesel Generator Building for loss of HVAC transients.
8. Cooper Nuclear Station (CNS) Reactor Building (RB) GOTHIC HELB analysis for electrical EQ evaluation. Complete RB HELB analysis reconstitution and EQ temperature and pressure profiles development. Thermal-lag calculations for EQ components.
9. Waterford 3 GOTHIC model/analysis of Reactor Auxiliary Building for loss of HVAC transients.
10. Arkansas One GOTHIC model/analysis of Auxiliary Building for loss of HVAC transients.
11. Pilgrim Nuclear Power Station (PNSP) Drywell Transient Temperature Analyses for Simulator Design.
12. Grand Gulf Nuclear Station (GGNS) Auxiliary Building transient temperature response to loss of HVAC conditions in support of PRA assessments.

Tennessee Valley Authority (TVA)

1. Watts Bar Nuclear Plant (WBN) Unit 1 AB GOTHIC model/analysis of HELBs.
2. Sequoyah Nuclear Plant (SQN) Units 1&2 AB GOTHIC model/analysis of HELBs.
3. Browns Ferry Nuclear Plant (BFN) Units 2&3 Reactor Building (RB) GOTHIC model/analysis of HELBs. Also EPU HELB analyses.

Progress Energy

1. Brunswick Nuclear Plant (BNP). Reactor Building (RB) GOTHIC HELB analysis for electrical EQ (MCC's) evaluations.
2. BNP Reactor Building SGTS post-LOCA drawdown analysis.
3. BNP post-LOCA transient MSIV discharge piping temperature analysis.

Nuclear Management Co. / Xcel Energy

1. Kewaunee Nuclear Power Plant (KNPP) thermal-lag analyses for HELB events in support of EQ evaluations of electrical components.
2. Monticello Nuclear Generating Plant Reactor Building SGTS post-LOCA drawdown analysis.
3. Monticello Nuclear Generating Plant, post-LOCA transient MSIV discharge piping temperature analysis.
4. Monticello Nuclear Generating Plant thermal-lag analyses for HELB events in support of EQ evaluations of electrical components.

Yankee Atomic Electric Company (YAEC)

1. Maine Yankee (MY). Design review of Turbine Building GOTHIC HELB analysis.
2. Vermont Yankee (VY). Perform containment response GOTHIC analysis to Appendix R reactor shutdown scenarios.
3. Maine Yankee (MY). Design review of Protected Switchgear Room, Protected Cable Tray Room, and Battery Room Loss of HVAC GOTHIC analysis.
4. Seabrook. Perform design basis primary containment GOTHIC analysis.
5. Maine Yankee (MY). Design review of Control Room Loss of HVAC GOTHIC analysis.
6. Maine Yankee (MY). Design review of Circulating Water Pumphouse Loss of HVAC GOTHIC analysis.
7. Vermont Yankee. Perform small break LOCA drywell heat-up GOTHIC analysis.

General Electric Nuclear Energy

1. BFN Units 2&3 Reactor Building GOTHIC model/analyses to support Power Update project EQ projects. Included subdivided GOTHIC models to support crack break detection.

Korea Electric Power Corporation (KEPCO E&C)

1. Preparation of Kori 1 & 2 GOTHIC HELB model outside containment. HELB analysis and GOTHIC simulation training.
2. APR 1400 Main Steam Valve House (MSVH) COMPARE/GOTHIC Benchmark Study.
3. Barrakah Nuclear Power Plant (APR 1400) Main Steam Valve House (MSVH) GOTHIC model for MSLB EQ evaluations.
4. APR 1400 Containment Analysis GOTHIC model review and update support; Containment Analysis Design Certification Report review and update/preparation support.