

附錄 A 核一廠事故後爐心損毀程度評估程序

(本程序之流程圖如圖 A.1 所示)

步驟「壹」、評估關鍵安全功能(Critical Safety Function)之狀態

一、評估下列關鍵安全功能的狀態，查核爐心是否為水所覆蓋：

- (1) 確認電廠是否為次臨界(停機)？
- (2) 查證緊要輔助系統的狀態如何？DC 電源？AC 電源？
- (3) 確認爐心是否可長時間被水覆蓋(covered)？
- (4) 注入一次或二次系統之水量是否足以移除衰變熱？(利用以下「附件一注水量的評估」之方法確認有注入足夠之水量)。
- (5) 由 ESFs 運轉情況，確認衰變熱是否移除到環境？

二、如果有任何上述一項關鍵安全功能不符合或劣化，則爐心可能會裸露。

三、如果預計爐心可能會裸露，則執行下列步驟「貳」及步驟「參」。

四、如果水位指示不明，則根據 EOP 第六章 RPV 控制指引，進入緊急措施 #4—RPV 灌水(C4)，並保守地執行步驟「肆」及步驟「伍」。

附件一 注水量的評估

目的

判斷必須注入爐心的水量，以取代因為衰變熱而沸騰所流失的水。

步驟 1

一、使用圖 A.1.1 決定取代因為衰變熱而沸騰流失的水所需的最小注水量

(1) 已停機多少時間：_____ 小時

(2) 所需的最小注水量：_____ gpm

步驟 2

如果爐心已曝露長達 15-30 分鐘或更久，增加冷卻爐心所需的注水量 2-3 倍。

步驟「貳」、爐心冷卻評估(水位是否明確? 爐心是否裸露?)

一、監測水位指示以偵測爐心是否已裸露。(但要考慮事故期間指示或儀表讀數的可靠性)

(1) *****注意*****

水位：在某些事故情況下，可以用來確認注入爐心的水不足以保護爐心，也可以用來估計在什麼時間點爐心會裸露，應該考慮下列限制：

- (1) 水位量測系統的低限不小於爐心開始 heatup 的水位(20%曝露)
- (2) 高乾井溫度上升，(如 LOCA)可能會使水位讀數偏高
- (3) 低壓事故之水位讀數可能會偏高
- (4) 機械式 Yarway 儀表，在真正水位降低到低於儀表範圍的低限時，可能會指示在爐心頂部 1ft 的錯誤水位。

二、如果水位指示不明，則根據 EOP 第六章 RPV 控制指引，進入緊急措施 #4—RPV 灌水(C4)，並保守地執行步驟「肆」及步驟「伍」。

三、如果水位指示爐心已裸露，則採步驟「參」。

四、如果未裸露，則回步驟「壹」，並將關鍵安全功能的評估以及爐心狀況提供給技術支援中心，用於：

- (1) 評估緊急分類，(2) 評估早期保護措施，(3) 預測後果
- (2) 持續監測電廠的指示儀表。(步驟「壹」及步驟「貳」)

步驟「參」、爐心冷卻評估(爐心一旦裸露的爐心損毀預測評估)

一、如果指示爐心已經裸露，表示步驟「壹」所訂之注水量不足以使爐心為水所覆蓋，此時必須依靠「蒸汽冷卻」或「噴灑冷卻」(亦即儘可能啟動爐心噴灑)，使爐心維持適當的冷卻。若水位能夠維持高於 MSCRWL(19/24 爐心高度，控制室儀表 LR-B21-R615(LI-B21-R610)之指示值為-111cm)，則爐心不太可能會損毀。回到步驟「壹」，並將關鍵安全功能的評估以及爐心狀況提供給技術支援中心，用於：

- (1) 評估緊急分類，(2) 評估早期保護措施，(3) 預測後果
- (2) 持續監測電廠的指示儀表。(步驟「壹」及步驟「貳」)

否則繼續以下「二」之步驟。

二、如果水位低於 MSCRWL(19/24 爐心高度，但仍高於 2/3 爐心高度(控制室儀表 LR-B21-R615(LI-B21-R610)之指示值為-131.8cm))，只要爐心噴灑流量維持高於 3720gpm(控制室儀表 FI-E21-R601A/B)，則爐心亦可維持適當的冷

卻，爐心損毀也不太可能。回到步驟「壹」，並將關鍵安全功能的評估以及爐心狀況提供給技術支援中心，用於：

(1)評估緊急分類，(2)評估早期保護措施，(3)預測後果

(2)持續監測電廠的指示儀表。(步驟「壹」及步驟「貳」)

否則繼續以下「三」之步驟。

三、如果水位低於 MSCRWL(但仍高於 2/3 爐心高度)，且上述啟動之爐心噴灑流量小於 3720gpm；或水位低於 2/3 爐心高度，則表示爐心有可能損毀，先利用以下「附件二 爐心一旦裸露的評估」之方法先期預測達到下列爐心損毀狀態的時間，並繼續執行步驟「肆」利用圍阻體輻射強度估算爐心損毀的型式/量/比例：

(1)燃料開始發生間隙外釋的時間：_____ 小時

(2)早期壓力槽內之釋出的時間：_____ 小時，以及

將評估結果以及爐心狀況提供給技術支援中心，用於：

(1)評估緊急分類，(2)評估早期保護措施，(3)預測後果

四、將事故應該歸類為廠區緊急事故，而且應該考慮採取緊急應變所述的保護措施。

*****注意*****

千萬不要等到爐心損毀被確認

附件二 爐心已裸露的評估

目的

評估爐心一旦裸露，其溫度及損毀的程度。本部份可以用二個水位及緊急爐心噴灑的設計值(核一廠為 3720gpm)來做為評估的依據。

一、最低蒸汽冷卻壓力槽水位(Minimum Steam Cooling RPV Water Level, MSCRWL)：若是水位能維持在此 MSCRWL 之上，則可以預期燃料棒護套溫度可以維持在 1500°F 之下，爐心顯著損毀的可能性可以排除。

二、2/3 爐心高度(LR-B21-R615(LI-B21-R610)之指示值為-131.8cm)

步驟 1

一、估計平均的燃料溫度，假設爐心一旦裸露，其溫度開始上升的速度為 1-2 /秒(0.5-1.0 /秒)。【假設從正常溫度 600 開始往上加】

二、利用表 A.2.1 先期估計爐心損毀的程度及時間點(以爐心曝露的時間為基礎)

步驟「肆」、爐心損毀程度的評估

- 一、監測輻射讀數以嘗試爐心損毀的初步確認。由圍阻體輻射偵測器測到有輻射讀數有非常大的增加(十倍量的增加)，可以確認真正的爐心損毀。
- 二、如果外釋是到圍阻體，則利用以下「附件三 圍阻體輻射量的評估」評估損毀的程度。
- 三、與步驟「參」的爐心損毀預測做比較。

*****注意*****

應該考慮下列可能性：

- (1)外釋可能 bypass 偵測器
- (2)偵測器可能被一個不想被偵測到的輻射源所影響
- (3)所偵測到的面積可能不能代表整個圍阻體
- (4)校正的假設與事故狀態不 match
- (5)屏蔽或其他設計因素可能被不正確的考慮
- (6)偵測器在失效時可能指在高，低或中間值
- (7)偵測器被不正確的判讀

- 四、再評估緊急分類，早期保護措施或後果。
- 五、如果偵測到真正的爐心損毀，該事故應該歸類為全面緊急，而且應該考慮採取緊急應變所述的保護措施。

附件三 圍阻體輻射量的評估

目的

根據圍阻體輻射偵測器的讀數(控制室儀表 D11-618A/B(D/W)，D11-619A/B(Torus)，評估爐心損毀的程度

步驟 1

一、記錄下列讀數

- (1)正常的輻射偵測器的讀數：____ R/h
- (2)沒有屏蔽的偵測器的讀數：____ R/h
- (3)噴灑：____ on 或 ____ off

步驟 2

決定絕對的圍阻體輻射量，將正常運轉時輻射偵測器的讀數從事故後

沒有屏蔽的偵測器的讀數中減掉。

絕對的圍阻體輻射量 = 沒有屏蔽的偵測器的讀數 - 正常運轉時輻射偵測器的讀數

步驟 3

一、根據以上的絕對的圍阻體輻射量及圖 A.3.1~A.3.4 估計爐心損毀量。

圖 A.3.1~A.3.4 顯示圍阻體偵測器讀數的範圍，假設分裂產物與所述的 1-100% 的爐心損毀程度有關。假設從爐心釋放的是均勻的混合且該偵測器是沒有屏蔽的。也假設圍阻體噴灑把非惰性氣體移除到偵測器看不到它們的地方。

二、護套損毀估算

(一) 儀表指示

- a. D/W 或 S/pool 輻射值大於【1% 護套損毀輻射值(圖 A.3.1)】
- b. RPV 水位低於【Minimum Steam Cooling RPV Water Level】及注水量低於爐心噴灑的設計流量值(3720gpm)

(二) 程序

- a. 決定與 100% 護套損毀相對應的 D/W 及 S/pool 之輻射值(圖 A.3.2)
- b. 估算護套損毀量 = 【儀表指示的輻射值 / 100% 護套損毀輻射值】X 100(百分比)
- c. 判讀損毀的程度及型式
 - (1) 0-10% 損毀 = 有限的損毀(程度)/護套損毀(型式)
 - (2) >10% 損毀 = 大面積的損毀(程度)/護套損毀(型式)

三、過熱損毀估算

(一) 儀表指示

- a. D/W 或 S/pool 輻射值大於【1% 過熱損毀輻射值(圖 A.3.3)】
- b. RPV 水位低於【Minimum Steam Cooling RPV Water Level】及注水量低於爐心噴灑的設計流量值(3720gpm)超過 30 分鐘

(二) 程序

- a. 決定與 100% 過熱損毀相對應的 D/W 及 S/pool 之輻射值(圖 A.3.4)

b. 估算過熱損毀量=【儀表指示的輻射值 /100%過熱損毀輻射值】X 100(百分比)

c. 判讀損毀的程度及型式

(1) 0-10%損毀 = 有限的損毀(程度)/過熱損毀(型式)

(2) 10%損毀 = 大面積的損毀(程度)/過熱損毀(型式)

步驟「伍」、爐心損毀程度/量的確認評估

一、利用可用的資訊複查/確認步驟肆所評估的爐心損毀程度。可以使用的方法有：

(一) 利用圍阻體氫氣量的評估(如附件四所示)

(二) 利用爐水濃度的評估(如附件五所示,電廠還沒有廢棄 PASS 時)

二、再評估緊急分類，早期保護措施或後果。

三、如果偵測到真正的或預測的爐心損毀，該事故應該歸類為全面緊急(General Emergency)，而且應該考慮採取緊急應變所述的保護措施。

附件四 圍阻體氫氣量的評估

目的

根據圍阻體的氫氣濃度（控制室儀表 MCP-120-19A/B），評估爐心損毀的程度。本方法可用來評估爐心損毀的程度

圍阻體的氫氣濃度可由線上的氫氣偵測器的讀數或圍阻體的氫氣樣本分析結果取得。

不應該所有情況都依賴氫氣濃度確認爐心損毀。因為圍阻體樣本可能需要數小時蒐集及分析，而且因為在圍阻體內或圍阻體旁通(bypass)的不完全混合，可能無法代表爐心中所產生的全部氫氣。

步驟 1

一、D/W 或 S/pool H2 濃度大於【護套損毀 threshold 2%或過熱損毀 threshold 10%】並將該濃度用計算書 A.4.1 計算 H2 的平均濃度，或

二、取得圍阻體內氫氣樣本的平均濃度估計(%比)。

步驟 2

一、估算鋁金屬氧化的量，將上述 H₂ 平均濃度值與圖 A.3.5 的曲線相比較，可以估計鋁水反應的%比以及可能的爐心損毀程度(表 A.4.1)。

【如果充氮系統有啟動，則圖 A.3.5 會低估鋁氧化的量。此時就要使用計算書 A.4.2 以求得較精確的值。】

二、與步驟「肆」之評估結果相互比較並確認。

附件五 爐水濃度的評估

目的

根據爐水樣本，評估爐心損毀的程度

步驟

將量得的爐水濃度與表 A.5.1 爐水濃度(Baseline)比較。該表對在一個新的爐心中的長半衰期分裂產物會高估。

*****注意*****

不要等到爐心損毀被確認才採取保護措施

步驟「陸」、評估結果的討論

1. 爐心狀態的一般性評估結果的準確性受限於：

- (1)源項的不準度
- (2)儀錶特性
- (3)事故本身特性的變化

2. 要得到最佳的爐心損毀估算，必須：

- (1)使用適當的工程判斷已調解不同評估結果之間的爭議

3. 在爐心不同的部份，發生爐心損毀的速率會有不同

- (1)例如，爐心最熱的區域可能有過熱損毀的情形，但在較低功率的區域，其燃料仍保持完整

4. 輻射強度

- (1) 儀表指示大於 1% 的護套損毀輻射強度，則確定爐心內有護套損毀
- (2) 護套損毀與過熱損毀有重疊區，在該重疊區之內，無法區分每種損毀的相對量
- (3) 但儀表指示大於 1% 的過熱損毀輻射強度，並不能確定爐心內有過熱損毀
 - a. 因為只有護套損毀也可能達到相同的輻射強度
 - b. 但是，要達到大面積的護套損毀，至少要有部份的過熱損毀
 - c. 因此，大於 50% 的護套損毀值，可以假設過熱損毀也存在
- (4) D/W 及 S/pool 的輻射強度與事故的型態有關
 - a. 若一次系統有破且蒸汽排放到 D/W，則 D/W 的輻射強度會先升高
 - b. 若一次系統沒有破且蒸汽是經由 SRVs 排放，則 S/pool 的輻射強度會先升高

5. 氫氣

- (1) 快速的氫氣產生開始於溫度高於護套損毀的門檻，但低於開始大量過熱損毀的溫度
- (2) 測得到氫氣：可能有護套損毀的指示
- (3) 測不到氫氣：沒有過熱損毀存在

6. 不準度(高估? 低估?)

- (1) 根據輻射值可能會低估爐心損毀的情形：
 - a. P/C 或 RPV 已經被 vented
 - b. P/C 完整性已經喪失
 - c. 在無法即停的情況下，一次隔離系統已經失效而必須使用主冷凝器
- (2) 根據輻射值可能高估爐心損毀的情形：
 - a. S/pool 已經被旁通
 - b. S/pool 水位低
- (3) 根據 H₂ 濃度可能低估爐心損毀的情形：
 - a. 充氮系統已經運轉
 - b. P/C 已經被排汽
 - c. P/C 完整性已經喪失
 - d. 大量的 H₂ 仍然被 trapped 在 RPV 內
- (4) 根據 H₂ 濃度可能高估爐心損毀的情形：
 - a. 大量的 H₂ 已經經由電解產生
 - b. 注氫系統正在洩漏
 - c. D/W 有蒸汽存在，但 D/W 大氣不是處於飽和的狀態

表 A. 2. 1 爐心裸露時間 VS 爐心損毀

爐心裸露 20% 後的時間	爐心溫度範圍	爐心損毀情況
0.5~0.75 小時	1800~2400 (980~1300)	快速氧化 護套損毀(間隙外釋)
0.5~1.5 小時	2400~4200 (1300~2300°C)	過熱損毀行成共熔之合金 (Eutectic Formation) 爐心幾何形狀改變
1~3+ hrs	> 4200 (>2300°C)	爐心熔毀壓力槽熔穿(壓力槽 外之放射性物質外釋開始)

表 A. 4. 1 各爐心損毀階段之銦氧化比例

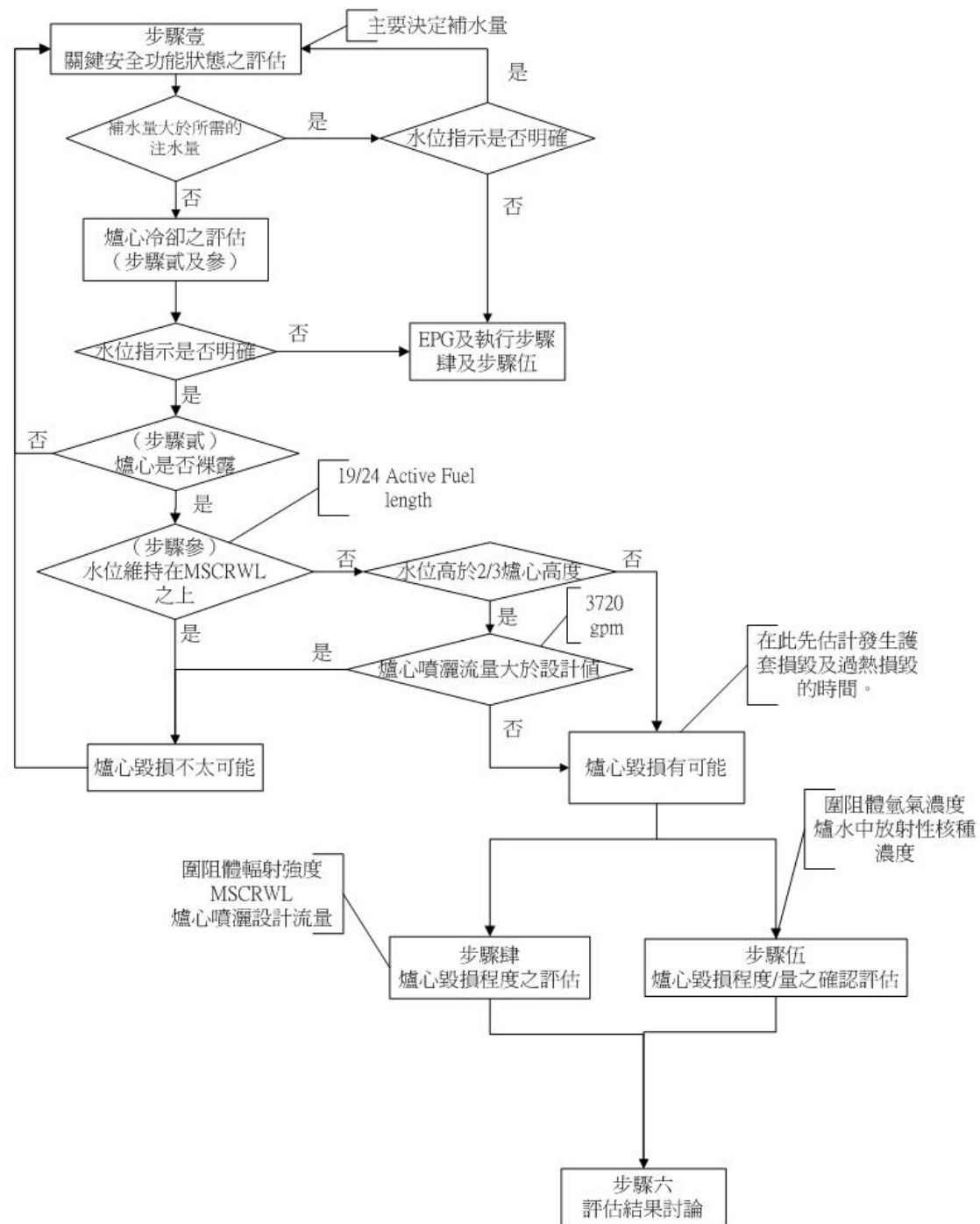
損毀階段	總的銦氧化量(%)
無損毀	< 1%
護套損毀	1~5%
過熱損毀	5~10%
爐心熔毀	10~20%

表 A. 5. 1 BWR 爐水濃度(Baseline)

核種	濃度(正常時) ($\mu\text{Ci/g}$)	濃度(間隙釋出後) ($\mu\text{Ci/g}$) ^a	濃度(壓力槽內熔損釋 出後)($\mu\text{Ci/g}$) ^a
I ¹³¹	2×10^{-3}	1×10^3	1×10^4
I ¹³³	1×10^{-2}	3×10^3	2×10^4
I ¹³⁵	2×10^{-2}	2×10^3	2×10^4
Cs ¹³⁴	3×10^{-5}	1×10^2	6×10^2
Cs ¹³⁷	8×10^{-5}	8×10^1	4×10^2
Ba ¹⁴⁰	NC ^b	NC	2×10^3
Sr ⁹⁰	7×10^{-6}	NC	1×10^3

註：a：在爐水系統及抑壓池內

b：NC=Not Calculated(沒有數據)



本份流程圖係參考下述兩份文件並將其所述步驟予以結合
 (1)RTM-96:步驟(壹)(貳)(參)(肆)(伍)
 (2)NEDC-33045P:步驟(參)(肆)(伍)

圖 A.1 核一廠事故後爐心損毀程度評估程序流程圖

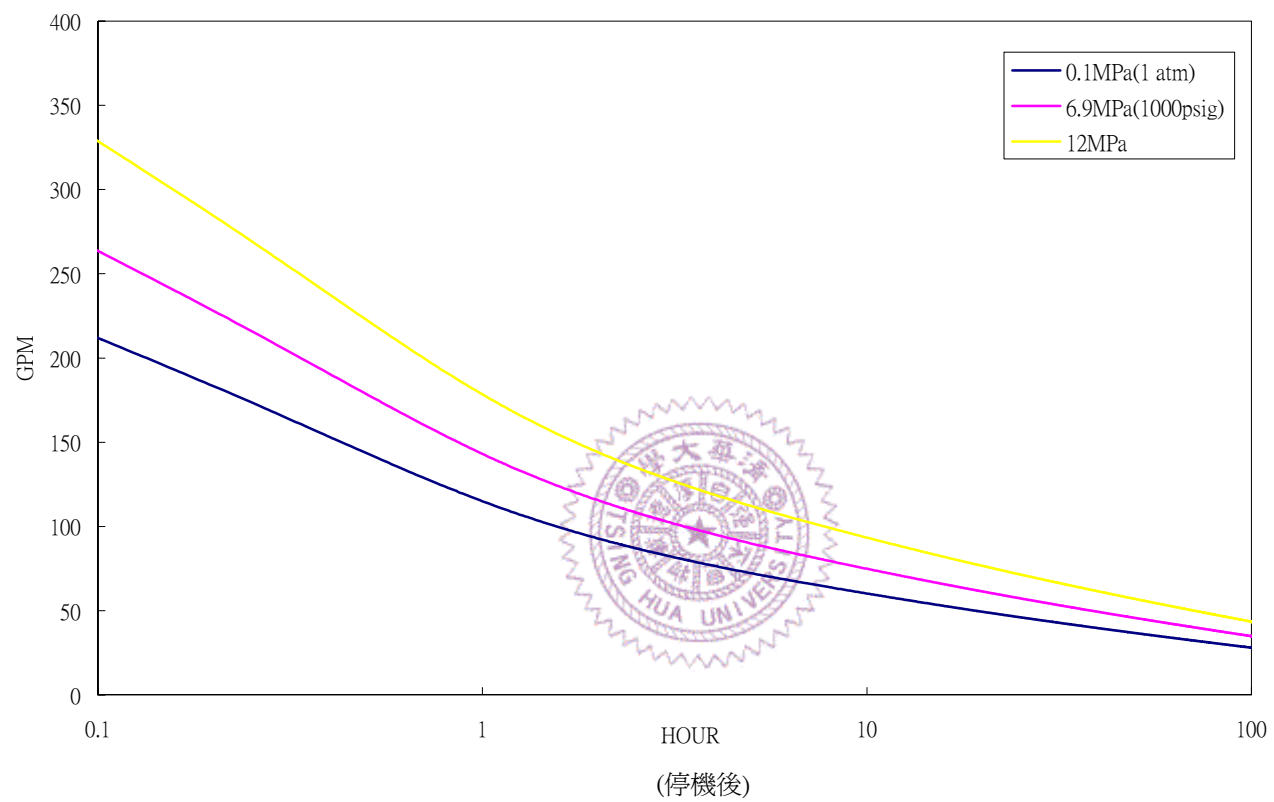
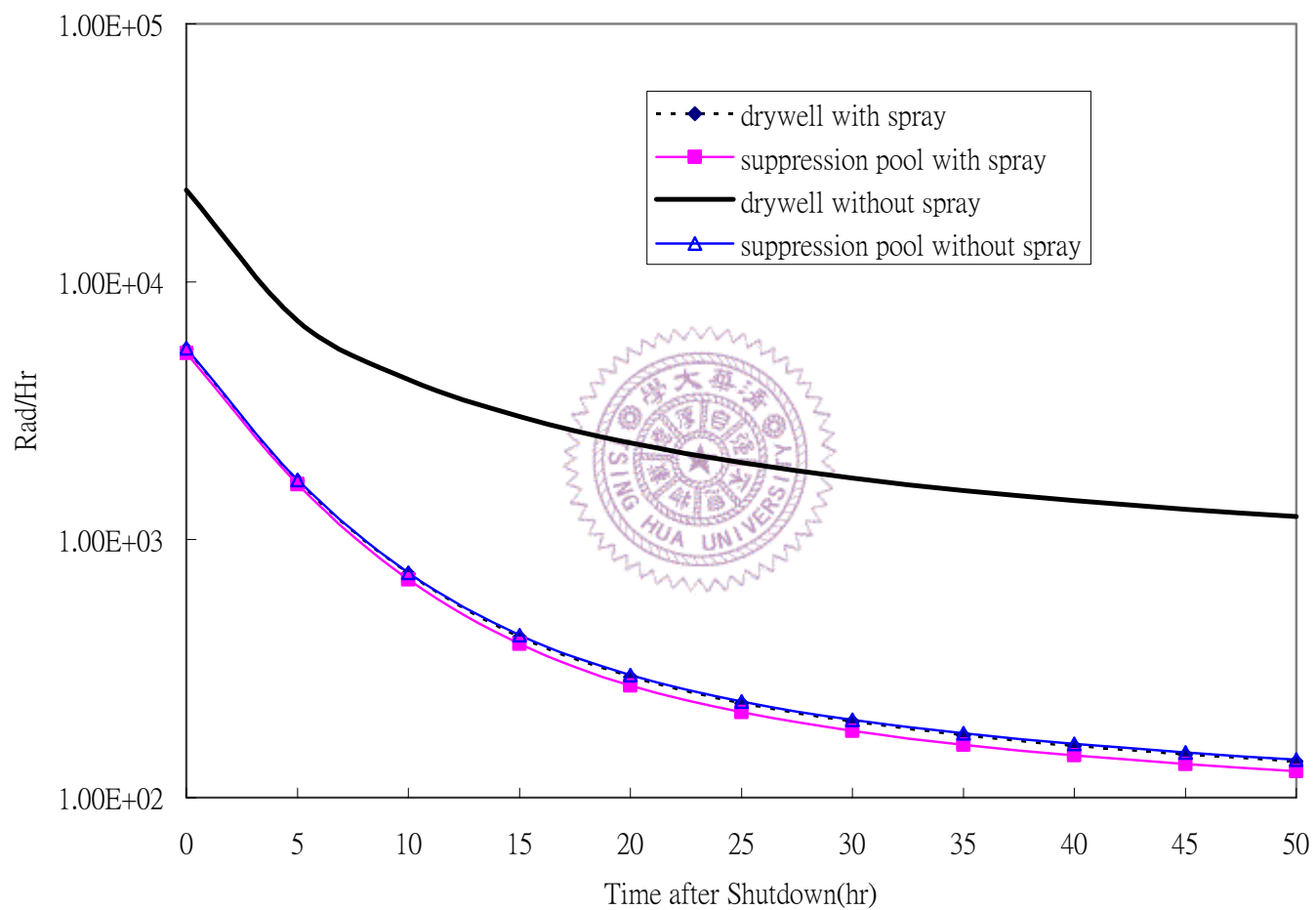
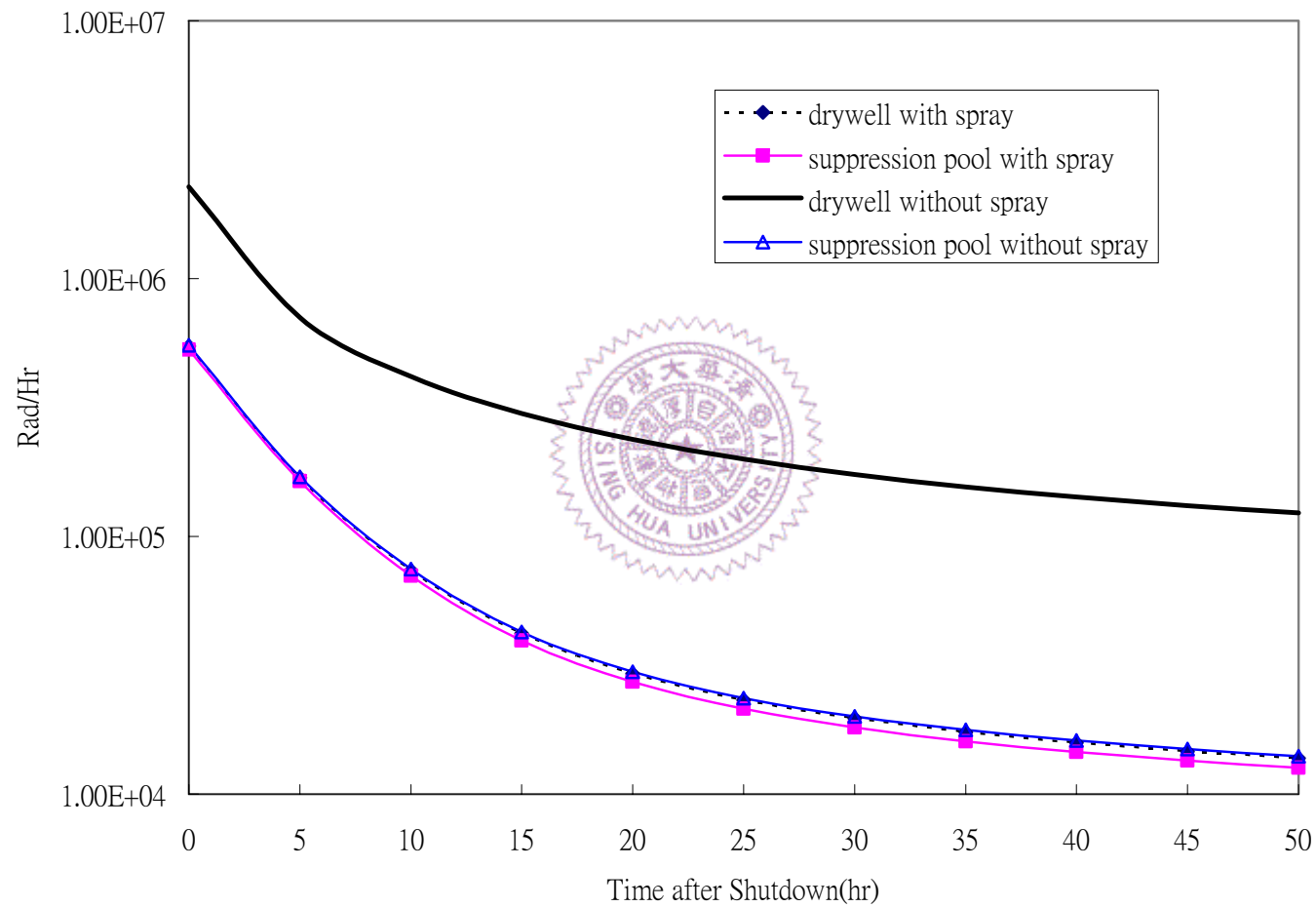


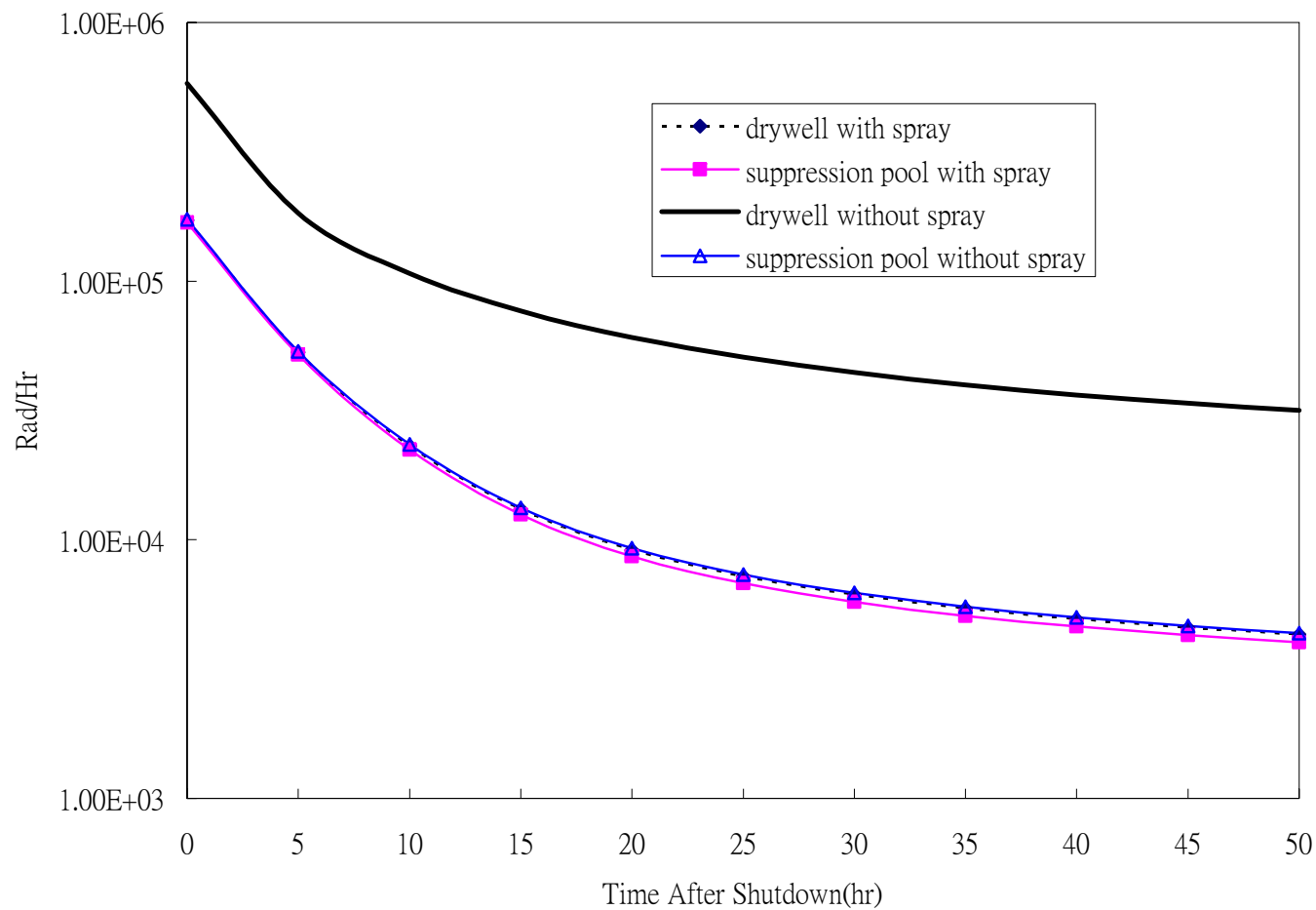
圖 A.1.1 衰變熱而造成沸騰流失所需的最小注水量



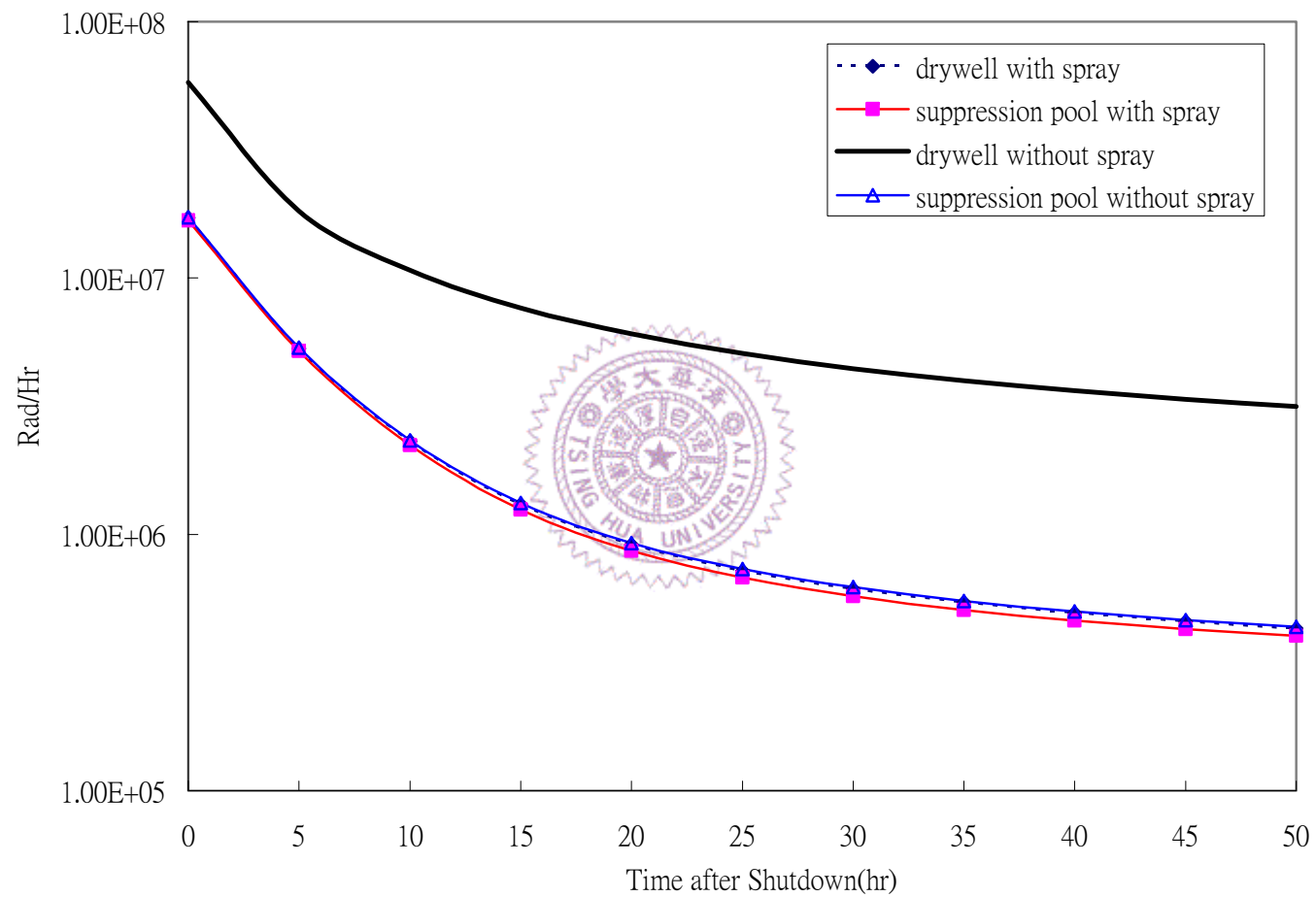
圖A.3.1 1% 護套損毀的圍阻體輻射強度



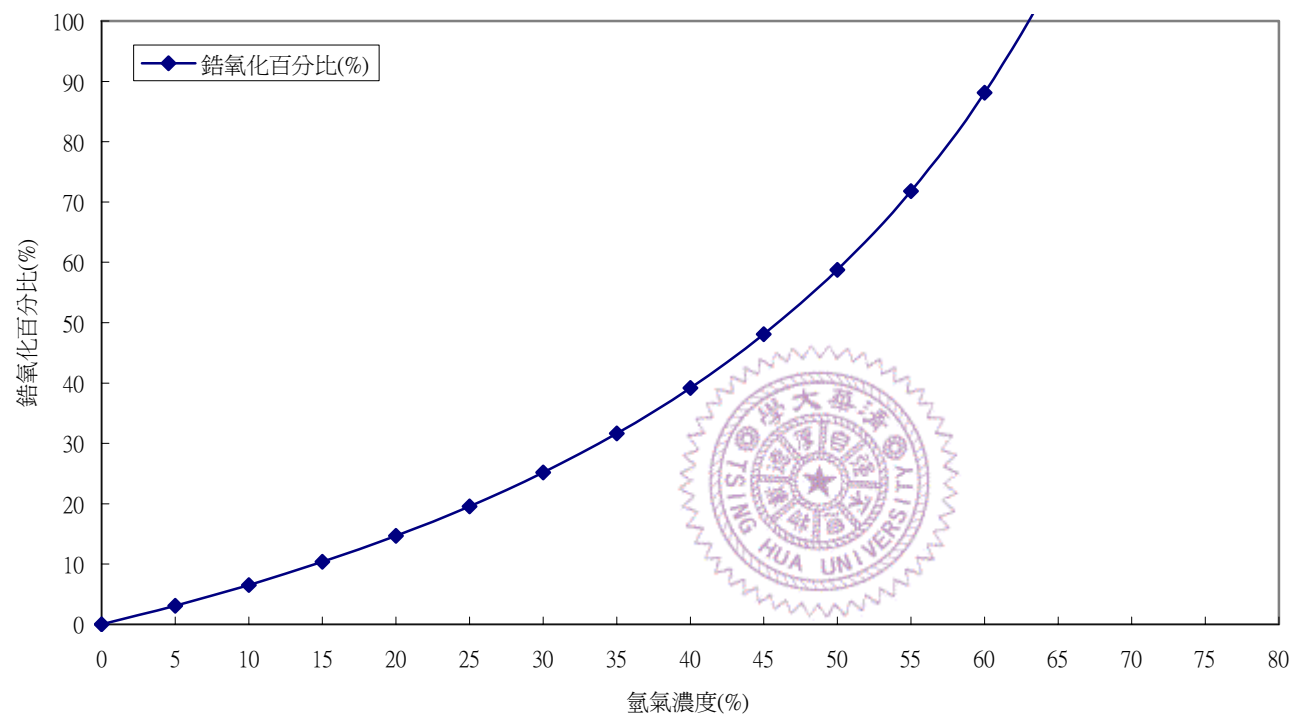
圖A.3.2 100% 護套損毀的圍阻體輻射強度



圖A.3.3 1% 過熱損毀的圍阻體輻射強度



圖A.3.4 100% 過熱損毀的圍阻體輻射強度



圖A.3.5 鋇氧化比例(爐心損毀程度)

BWR MARK I CONTAINMENT DESIGN

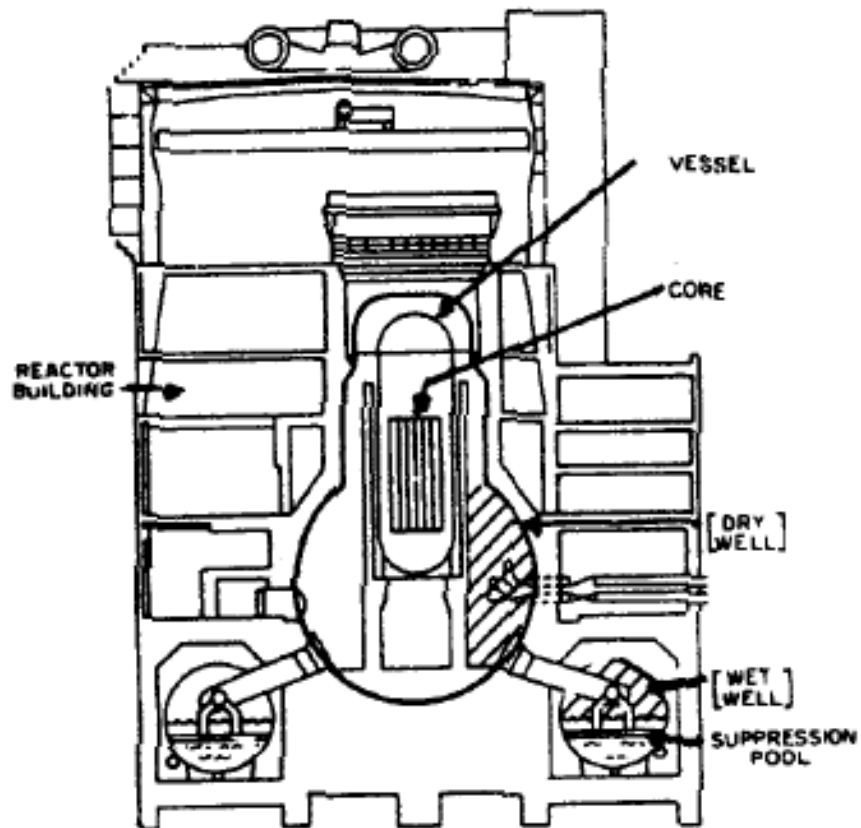


圖 A.3.6 BWR MARK I 圍阻體設計

乾井的氫氣濃度(%)

$$H_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}\%$$

抑壓池的氫氣濃度(%)

$$H_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}\%$$

乾井空間的自由體積(ft^3)

$$V_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}(ft^3)$$

抑壓池空間的自由體積(ft^3)

$$V_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}(ft^3)$$

體積加權的氫氣平均濃度

$$H_{avg} = (H_{dw}V_{dw} + H_{sc}V_{sc})/(V_{dw} + V_{sc}) = \underline{\hspace{2cm}}\%$$

計算書 A. 4. 1 體積加權的氫氣平均濃度



1. 根據乾井的氫氣濃度計算鋁氧化量

乾井的氫氣濃度(%) $H_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}\%$
乾井空間的自由體積(ft³) $V_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}(\text{ft}^3)$
乾井的壓力(psig) $P_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}\text{psig}$
乾井的溫度(°F) $T_{dw} = \underline{\hspace{2cm}}^{\circ}\text{F}$
乾井溫度的飽和壓力(psia) $P_{sat} = \underline{\hspace{2cm}}\text{psia}$
乾井內的鋁氧化量(°F) $M_{zr} = \underline{\hspace{2cm}}\text{lbm}$
 $M_{zr}(dw) = 0.04242 \times \text{【}H_{dw}V_{dw} + (P_{dw} + 14.7 - P_{sat})\text{】} / (460 + T_{dw})$

2. 根據抑壓池的氫氣濃度計算鋁氧化量

抑壓池的氫氣濃度(%) $H_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}\%$
抑壓池空間的自由體積(ft³) $V_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}(\text{ft}^3)$
抑壓池的壓力(psig) $P_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}\text{psig}$
抑壓池的溫度(°F) $T_{sc} = \underline{\hspace{2cm}}^{\circ}\text{F}$
抑壓池溫度的飽和壓力(psia) $P_{sat} = \underline{\hspace{2cm}}\text{psia}$
抑壓池內的鋁氧化量(°F) $M_{zr} = \underline{\hspace{2cm}}\text{lbm}$
 $M_{zr}(sc) = 0.04242 \times \text{【}H_{sc}V_{sc} + (P_{sc} + 14.7 - P_{sat})\text{】} / (460 + T_{sc})$

3. 計算鋁氧化量的比例

$$F_{zr} = \text{【}M_{zr}(dw) + M_{zr}(sc)\text{】} / 65784 \times 100 \quad F_{zr} = \underline{\hspace{2cm}}\%$$

計算書 A. 4. 2 鋁氧化比例

附錄 A-1 各附件所使用評估方法之備註及說明

附件一 注水量的評估

本方法提供移除衰變熱而沸騰所需的注水率之曲線圖(圖 A.1.1)，這些曲線圖的基礎為：3000-MW(t)電廠，運轉一無限長的時間，然後即刻停機。衰變熱功率是以 ANSI/ANS-5.1 為基礎。

如果注水溫度約 27 °C，則曲線的誤差在 5%之內(壓力範圍 14-2500Psia)。這些曲線適用的注水溫度可到 100 °C，誤差在 20%之內。如果管路有破需要補水，則需要比圖示更多的水以保持爐心被水覆蓋及冷卻。

如果爐心已曝露長達 15-30 分鐘，燃料的溫度會已經巨幅的上升。在這種情形，需要額外的注水以容納來自銑水反應的熱，以及允許將燃料回到平衡溫度所需的熱傳導。

本附件只適用於水位可以判讀(定)的情況，若水位不明無法判定，則請直接進入 EPG。

附件二 爐心一旦裸露的評估

若是利用以上附件一所訂之注水量無法維持，或是沒有水源可供注水，則壓力槽水位終將會降低，使爐心裸露，甚至逐步下降至低於 MSCRWL，爐心就有可能開始損毀。

若是附件一所訂之注水量已經視情況增加(例如破管事故)，仍無法維持水位而致使爐心裸露，則要採用「蒸汽冷卻」及「噴灑冷卻」(如儘可能啟動爐心噴灑)的方式使爐心得到適當的冷卻。若水位低於 MSCRWL 時，就要先確定水位是否仍高於 2/3 爐心高度：

(1)若是，則確認爐心噴灑流量大於設計值(核一廠為 3720gpm)，若小於設計值，則爐心就有可能開始損毀。

(2)若否，則表示爐心有可能開始損毀。

嚴重損毀的爐心可能不是在一個可冷卻的狀態，即使是它又已被水覆蓋。我們可以假設爐心的燃料在 Active core 頂部裸露在水外 5-10 分鐘後，溫度開始以每秒 1-2 °C/秒(0.5-1.0 °C/秒)的速度上升。

如果在 boil-down(即無注水)的例子，爐心在停機(包括無法急停)後數小時內曝露在水外，則上述燃料溫度開始上升的估計是合理的。

如果有注水，則爐心溫度上升會因為蒸汽冷卻而可能停止或減緩。不過，在事故情況下，蒸汽冷卻可能無法防止爐心損毀。

本附件之評估可做為以下附件三之參考，因為附件三為爐心損毀評估的主要方法，其中亦有用到 MSCRWL 及緊急爐心噴灑流量的設計值做為其 INPUT。

MSCRWL 水位值讀數，雖然根據 EPG App.C 有簡單的公式可以計算，但其中的參數值有可能為燃料廠家的設計機密，取得不易。經洽詢核研所及熟悉 EPG 的相關人員，表示此值若需燃料廠家的設計值才能計算而得則不可能每個燃料週期計算更新。另一個較可行的方法為採用核一廠 EPG 內的值，19/24 Active Fuel Length，因即使有燃料廠家的設計值，但根據 EPG App.C 簡單的公式所計算的值跟 19/24 Active Fuel Length 也應差距甚小

附件三 圍阻體輻射量的評估

本方法利用圍阻體輻射偵測器的讀數評估爐心損毀；不過，用圍阻體輻射偵測器的讀數確認爐心損毀，並非所有情況都適用。

外釋可能(1)bypass 圍阻體(2)被留在一次系統(3)過一段長時間才被釋放，或是(4)不是均勻混合。因此，低的圍阻體輻射讀數並不保證沒有爐心損毀。本方法的計算應該提供在所描述情況下的最大預期讀數。

本方法之計算係假設：

- (1)所有在 coolant，spike，gap 或早期壓力槽內釋出的分裂產物都是瞬間釋放到圍阻體。
- (2)在圍阻體內是均勻混合。
- (3)沒有屏蔽的偵測器可以「看」到圖 A.3.6 所示的區域。

圖 A.3.1~A.3.4 所示的損毀程度應該被當做是最低值，除非有不一致的偵測器讀數。

不一致的讀數可能是因為圍阻體內不均勻的混合(例如，蒸汽上升到圍阻體 dome 頂部，沒有足夠時間讓均勻的混合發生(此種時間可能需數小時))

考量四種形式的外釋

- (1)壓力槽內爐心熔損釋出--爐心裸露 30 分鐘或更久後，從部份已熔燬的爐心所預期釋放到圍阻體的所有分裂產物。(參看表 A.2.1)
- (2)間隙釋出—燃料護套曝露超過 15 分鐘而失效後，釋放燃料間隙所有的分裂產物到圍阻體。
- (3)尖峰爐水釋出--釋放比正常時在冷卻水發現的惰性氣體分裂產物高 100 倍的数量到圍阻體。
- (4)正常爐水釋出--釋放正常時在冷卻水發現的分裂產物到圍阻體。

附件四 圍阻體氫氣量的評估

本方法假設，所有的氫氣都釋放到圍阻體，且與圍阻體大氣完全混合。

圖 A.3.5 的曲線是圍阻體大小的函數。該圖所採用的圍阻體大小的數據係採用程序書 1428 的體積值。

附件五 爐水濃度的評估

爐水濃度不應該被要求來確認爐心損毀，因為它們需花時間取得及分析，而且也不能代表一次系統的濃度(例如，取樣管沒有流量)。

本項確認爐心損毀的方法係假設從爐心的外釋是在爐水中均勻的混合且沒有被注水稀釋。爐水濃度的底線為停機後 0.5 小時，該爐心已經歷至少一個填換燃料周期。分析樣本時應該考慮分裂產物的半衰期。

自己電廠特定的爐水系統體積對爐水濃度沒有很大的影響(< 20%)

假設從爐心的外釋是在爐水中及抑壓池中均勻的混合。如果大部份的爐心外釋限制在爐水系統，則爐水中的濃度可能高達 10 倍或更高。

