

第三章 核一廠現行爐心損毀程度評估程序/方法的介紹與討論

3.1 事故後取樣系統(PASS)

3.1.1 概述

核一廠事故後取樣系統(PASS)是由美國 SENTRY 公司設計提供，其主要設計除可提供事故發生時，於法規時限內完成取樣分析之外，並可使操作者接受到較低之輻射曝露劑量。本系統非僅適用於事故後之取樣，亦可適用於平時取樣操作，藉以使操作者於平常訓練熟稔此系統。核一廠 PASS 系統方塊簡圖如圖 3.1 所示。

3.1.2 設計基準

A.控制輻射背景及人員曝露劑量。

- 1.使用細管及短流程減少取樣體積。
- 2.自動稀釋反應器冷卻水及氣體樣品。
- 3.完整之鉛屏蔽包封取樣管徑，抑低操作者曝露劑量。
- 4.以氮氣及除礦水沖淨取樣後殘留之樣品。
- 5.取樣盤面密封抽氣，使液體或氣體洩漏至廢料系統處理。

B.快速取樣及分析

- 1.可遙控操作取樣，亦可手動操作取樣。
- 2.人體工學原理設計操作開關。
- 3.於遙控盤直接顯示操作流程及功能。

C.未稀釋樣品取樣及運送

- 1.包含平時取樣及事故後取樣能力。
- 2.全尺度模擬及系統測試。

3.1.3 系統功能概述

A.樣品取樣盤，GSP (Grab Sample Panel)

1.範圍

GSP 位於反應器廠房 PASS ROOM (雙重門旁邊的小房間內) 接受從樣品冷卻盤(SCR)出口之高壓、低溫水樣、及圍阻體氣體樣品，上述樣品經取樣及分析後，導回原取樣區或廢料系統。

2.功能

本盤面設計為取樣及分析液體或氣體等樣品，操作者可由本盤面手動操作或由 CMP 盤控制取樣流量，降低壓力及導至不同盤面，具有下述樣品取樣之功能：

- a.1000：1 稀釋液體試樣 (UP TO 18 cc)
- b.未稀釋祛氣體之液體試樣 (4 cc)
- c.反應器水之廢氣(OFF-GAS)試樣(0.023 cc)

- d.稀釋之一次圍阻體氣體試樣(0.023 cc)
- e.未稀釋之一次圍阻體氣體試樣(14 cc)(正常運轉和低放射性事故用)
- f.稀釋之二次圍阻體氣體試樣(0.023 cc)
- g.未稀釋之二次圍阻體氣體試樣 (14 cc)
- h.運轉壓力下反應器水試樣 (30 cc) (僅用於正常運轉)。

3.設計能力

a.溫度控制

GSP 盤接受由 SCR 出口之不同樣品，在水樣流速為 200mL/min 時，SCR 出口水樣溫度比冷卻水進口溫度大 1°F，當 SCR 出口水溫超過設定點 10°F時，位於出口管路上的熱電耦即送信號自動關閉 AV-1 並觸發 CMP 盤上的警報。

b.壓力控制

在 VREL 之前的管閥可容許樣品壓力達到 2500 psig，VREL 為“rod-in-capillary”設計，可改變不同的壓力條件，滯留的體積損耗亦很小，可自動控制兩個選擇流量範圍“PURGE”或“SAMPLE”VREL 下游之管閥元件皆由一設定於 70psig 的壓力釋放閥來保證，釋放出之高壓水流導入廢料系統，（切忌關閉其下游排放管路）

- c.圍阻體氣體的氫氣&氧氣濃度，以及反應器冷卻水的溶氫濃度，可由線上的 Bendix 氣體層析儀測量出來，測量範圍為 50-2000 cc H₂ (STP)/Kg ±10%，此外 Bendix GC 亦可分析其他氣體。

d.伽瑪輻射偵測器

伽瑪偵檢器裝設於 GSP 盤內部，可提供操作者下列資料:(a)系統管件沖洗之程序 (b)當管件洩漏時，決定使用連篷式噴灑除污之時機(c)GSP 盤後輻射背景值。

e.區域輻射偵測器

本偵測器安裝於 GSP 盤前方，提供操作者取樣或檢修維護及屏蔽效果估計之輻射背景資料。

B.化學分析盤，CAP (Chemical Analysis Panel)

1.範圍

本盤面包括 PH、氯離子、導電度等分析設備。

2.功能

本盤面設計為分析液體樣品，可於線上直接測量：

- a. 酸鹼值 (pH)
- b. 氯離子
- c. 導電度
- d. 溶氧

3.設計能力

a.線上分析

◎利用 L & N 4973 型導電度電極可直接於線上水流測得導電度，電極

常數為 $0.1/\text{cm}$ ，範圍為 $0.1\sim 100\mu\text{S}/\text{cm}$ ，並且自動溫度補償，誤差為 $\pm 5\%$ 。

◎PH 值可利用 L & N #117489 PH 電極加上 L & N#152170 自動溫度補償器進行測量，偵測範圍為 $1\sim 13\pm 0.3\text{pH}$ 單位。

◎氯離子可由移動式離子層析儀進行分析，此離子層析儀除可連接於 CAP 進行分析外，平時可置於實驗室使用，經測試證實其測量範圍若為 $100\text{PPb} \sim 20\text{PPm}$ ，誤差為 $\pm 10\%$ 。

◎溶解氧可由線上 Orbisphere 2110 型高壓溶氧電極監測，此監測儀含四個範圍 $0 \sim 0.02$, $0 \sim 0.2$, $0 \sim 2.0$, $0 \sim 20\text{ ppm}$ ，溫度指示範圍為 $0 \sim 45^\circ\text{C}$ ，濃度誤差為 $\pm 5\%$ ，溫度誤差為 $\pm 0.2^\circ\text{C}$ ，溶氧電極可由線上校正或拆卸下來作線外校正。

b. 線上校正

CAP 盤內各分析儀可由線上直接進行校正（其中 pH 及導電度亦可進行線外校正），本盤面設有三個校正儲存槽，其中兩個是作為 pH 及導電度校正用，另外一個則是作為氯離子校正用。

c. 沖洗

CAP 盤可利用除礦水、氮氣，或是適當的除污劑進行沖洗，盤面內的液體管路可以逆洗至廢水集水槽後，再泵送至廢料處理系統，氣體管路則逆洗後回到圍阻體內。除此之外，在盤內頂端設有噴灑頭，可用除礦水除去管閥、組件等的污染；而這些除污過的水則收集於廢水集水槽後，泵送至廢料處理系統。

C. 樣品冷卻盤，SCR (Sample Cooler Rack)

1..範圍

SCR 可提供操作者有關反應器水及冷卻水的一些訊息，包括：冷卻水低流量、低壓力、高水溫以及反應器水高溫、過濾器阻塞等。

2..功能

SCR 可使樣品在進入 GSP 前冷卻至可接受的溫度，當樣品溫度超過設定點時，位於出口管路上的熱電耦即送信號自動關閉 AV-1，並觸發 CMP 盤上的警報。

D. 氣體層析樣，GC (Gas Chromatography)

1.範圍

氣體層析儀主要分析圍阻體氣體樣品中的氫、氧，以及反應器冷卻水祛氣氫含量。

2.功能

GC 可遙控操作分析氣體樣品，氣體樣品自 GSP 盤導入 GC，管路則以加熱元件纏繞，其目的有二：

a.避免樣品於管路中冷凝，影響分析結果的正確性。

b.保持樣品進入 GC 時溫度高於飽和蒸汽溫度，因為 GC 內鼓風或抽氣泵 (BELLOW PUMP)僅適用於乾燥氣體。除本體外，本設備盤面亦包括 HVAC,氮供給、氦及氬載體氣體供給設施介面。

3.設計能力

對爐水祛氣樣品氫(STP) 濃度範圍 50~2000 cc/Kg，誤差為 $\pm 10\%$ ，若其濃度在 50 cc/Kg 以下，誤差為 ± 5 cc/Kg。對圍阻體氣體樣品，其誤差為 $\pm 0.3\text{vol}\%$ ，此外，若預先校正，GC 亦可分析氦及氬濃度。

E. 離子層析儀，IC (Ion Chromatography)

1.範圍

在 CAP 截取 0.2ml 樣品後 IC 可在 CAP 前與 CAP 連結，藉助 IC 將流洗液注入 CAP，將樣品由管柱洗出，並送至偵檢器偵測氯離子濃度。

2 功能

IC 是用來分析反應器水中氯離子的含量，其設計為移動式，平時可作為實驗室分析用，事故發生時則可移至 PASS 使用。

F. 顆粒、碘，及氣體分離取樣器

1.範圍

本取樣器的設計是用來將圍阻體氣體樣品分隔成顆粒、碘及惰性氣體等放射性組成，以進行進一步的分析。

2.功能

本取樣器抽取圍阻體氣體後，樣品先通過顆粒過濾器，然後再通過碘吸附匣，最後樣品進入一氣體樣瓶、碘吸附匣與氣體樣瓶可以取下然後將這三部份攜至實驗室作進一步分析。

3.2 運轉規範對 PASS 的要求

核一廠運轉規範對 PASS 取樣的要求已從運轉限制條件(Limiting Condition of Operation)的章節移到 16.6 行政管制章節，其內容詳如下：

16.6.8 程序書與計畫

E. 下列各項計劃或手冊應建立及保存書面文件，並據以執行。

E.5 Post Accident Sampling (事故後取樣作業計劃)

This program provides controls that ensure the capability to obtain and analyze reactor coolant, radioactive gases, and particulates in plant gaseous effluents and containment atmosphere samples under accident conditions.

The program shall include the following:

a. Training of personnel;

- b. Procedures for sampling and analysis; and
- c. Provisions for maintenance of sampling and analysis equipment.

雖然運轉規範對 PASS 取樣的要求，已經不放在運轉限制條件(Limiting Condition of Operation)，而降低管制位階放在與程序書等級相當的計畫中；唯考量其取樣的不方便性及耗時，以及分析結果無法及時的提供技術支援中心判斷爐心受損的狀況而採取適當的緩和/應變措施，還是有必要參照美國的作法，發展一套新的爐心損毀程度的評估方法以取代 PASS 取樣的要求，進而向原能會申請取消該項要求。而此也是本項研究的最主要目的。

3.3 現行爐心損毀程度評估程序/方法

核一廠爐心損毀程度評估之程序書代號為 1428，名稱為“反應爐嚴重事故後爐心損毀程度評估”。該程序書利用事故後取樣系統 (Post Accident Sampling System, PASS) 獲得之輻射化學取樣分析結果來決定爐心損害程度。核一廠 1428 程序書要求回報給 TSC 的資訊為“護套損壞百分比”及“燃料熔毀百分比”，判定爐心損害程度等級是 TSC 的工作。此點與核三廠的做法不一樣。

PASS 系統取樣的來源包括反應器冷卻水、抑壓池水、及乾井與濕井(抑壓池)空氣。前兩項樣本所分析的核種為 I-131, Cs-137，後一項樣本所分析的核種為 Kr-85 及 Xe-133。核一廠 1428 程序書中並沒有提供上述 4 個核種於停機時在爐心內的活度存量。使用程序書時是以功率比修正參考電廠的核種爐心活度存量獲得相關的數據。參考電廠的功率為 3579 MWt，修正時採用 3651 MWt。本研究已利用 ORIGEN 程式估算各核種之爐心活度存量。

程序書中，依據各取樣樣品之活度($\mu\text{Ci/cc}$ or $\mu\text{Ci/gm}$)，計算核種於反應器冷卻水系統、抑壓池、及乾井與濕井(抑壓池)空氣的總活度。在計算總量時，冷卻水系統的總質量為 $1.76 \times 10^8 \text{ gm}$ ，液壓池水總質量為 $1.93 \times 10^9 \text{ gm}$ ，乾井與濕井(抑壓池)的總體積分別為 $3.68 \times 10^9 \text{ cm}^3$ 及 $2.69 \times 10^9 \text{ cm}^3$ 。冷卻水系統的總質量應與取樣時的水溫有關，但核一廠 1428 程序書並未考慮。核一廠 1428 程序書亦未考慮取樣溫度壓力與乾井及濕井(抑壓池)空氣實際溫度壓力間的修正值。

依據上述之核種總活度計算，核種自燃料外釋比例時，尚需針對放射性核種的衰變進行修正；即取樣時間之活度，回推為停機時之活度。最後，以此回推之活度與停機時之爐心內活度比較即可以決定各核種於事故中外釋之比例。修正因數的計算詳核一廠 1428 程序書。

最後，再利用各核種於事故中之外釋比例，回推停機時之活度及決定各核種於事故中外釋之比例，依據程序書中的關係圖決定(1)燃料護套損壞比例；(2)燃料熔毀百分比。程序書計算所花的時間與取得總活度的時間相比較是非常小的；也就是說，現行爐心損毀程度的評估程序最大的瓶頸在於需將取得的樣品送往核研所分析樣品，有結果後再送核能發電處。核能發電處彙總核能電廠、放射

試驗室或核能研究所之分析結果後分送緊急計劃執行委員會及電廠緊急控制大隊下達所需採取的緊急應變行動(根據核一廠程序書 1413)[18]。此段時間太長，無法將嚴重事故後的爐心狀況及時反應給技術支援中心並採取適當的措施；等到核研所的分析結果送到後，爐心的狀況可能已經又不一樣了，因此即使根據核研所的分析結果採取必要的緊急應變行動也可能於事無補或無法滿足 EOP/SAG 的要求。除了此點及時性的問題外，PASS 的取樣分析要求/結果，在經過多年來核能業者的運轉經驗以及新的認知，已經被認為沒有必要或無法準確的代表嚴重事故時爐心的狀況，而尋求及時性的方法替代之。

3.4 PASS 取樣要求的討論

目前檢討 PASS 取樣及分析沒有必要的原因如下：

- (1)這些取樣在 EOP/SAG 的決策過程並不需要
- (2)在沒有使用 PASS 的情況下，仍可符合 10CFR50.47[19]的緊急應變要求。
- (3)雖然 PASS 是較直接的測量，但並不必然有較好的預估能力。
- (4)依賴 PASS 的取樣結果可能會導致不恰當之緊急應變行動以及不必要的輻射曝露。
- (5)PASS 的操作需要很多的電廠資源，而且 PASS 取樣及分析時間可能無法符合緩和事故相關決策急迫性的需要。
- (6)電廠內現有儀器及所提供的數據比 PASS 取樣結果容易收集，且已融合評估事故爐心損毀狀況所必須的資訊。
- (7)BWR 的緊急及嚴重事故的應變策略是以使用電廠可用的儀器為基礎，並不要求使用 PASS。

根據現行的緊急及嚴重事故的反應策略/準則，PASS 對電廠人員在評估明顯且進行中的事件時毫無益處。

茲就 PASS 各項取樣要求，討論其可以取消的原因如下：

3.4.1 爐水溶解氣體及氫氣

此兩項取樣是 NUREG-0737[9]及 RG 1.97[20]的要求，其主要目的為：(1)找出在洩壓時，由於溶解性氣體而在壓力槽頂端形成氣泡的可能性有多少。(2)判定其對鋁水反應所產生的氫氣總量。次要目的則為評估爐水的腐蝕電位。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消此項取樣，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)由於(a)壓力槽在洩壓時會將一次系統的溶解氣體沖刷掉，且(b)大於 80% 的氫氣不論壓力如何都會快速地遷移到圍阻體，(c)圍阻體的氫/氧偵測器可被用來估計爐心因為鋁水反應而劣化的程度。故此項取樣已不需要。
- (2)雖然對總溶解氣體的濃度及氫氣濃度的了解可用來推論爐水的腐蝕電位(氧氣濃度)，但是在估計爐心損毀以及緩和嚴重事故時並不需要該項分析。

3.4.2 爐水氧氣

此項取樣是 RG 1.97 的要求，NUREG-0737 並沒有強制要求(只是建議)。其主要目的為評估不鏽鋼管路及組件由於氯所產生的(Chloride Induced)IGSCC 電位。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)在事故緩和或緊急計劃功能中並沒有要求爐水氧氣含量的資料。此項取樣要求僅與評估不鏽鋼管路及組件由於氯所產生的 IGSCC 電位有關。
- (2)在壓力槽洩壓之前的高壓情況時，考慮各種情況的分析結果顯示氧氣濃度會小於 0.4ppm。低壓情況時，氧氣濃度可由圍阻體的氧氣濃度加以判定。

3.4.3 爐水氯氣

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為確保不鏽鋼管路及組件不會產生由於氯所引起之 IGSCC。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)在事故緩和或緊急計劃功能中並沒有要求爐水氯氣含量的資料。
- (2)爐水中會有高含氯量與電廠設計及最終熱沉的水源有很大的關係，此可由 NUREG-0737 所列的要求看出端倪。
 - (a)對使用純淨水的電廠以及在圍阻體及最終熱沉間有數道屏蔽的使用海水的電廠：第一次的氯氣取樣可在 96 小時(4 天)後進行。
 - (b)對在圍阻體及潛在氯氣來源間僅有一道屏蔽的使用海水的電廠：第一次的氯氣取樣要在 24 小時內。
- (3)氯氣的侵入可由導電度看出，電廠運轉員的訓練都可讓他們在事件初期即刻採取改正措施，例如最典型的動作就是倒木屑，因此可以提早預防由於氯氣所產生的 IGSCC。SCC 的嚴重程度是溫度、氯氣、氧氣濃度、PH 及應力的函數。
- (4)如果有必要的話，可以在電廠的應變計劃中加入其他方式之氯氣的評估

3.4.4 爐水 PH

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為：(1)確保不鏽鋼管路及組件不會產生由於氯所引起之 IGSCC，(2)爐水 PH 值會影響放射性碘的滯留程度。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)PH 的控制對不鏽鋼管路及組件的 SCC 及碘核種的留置很重要
- (2)目前已證實，BWR 電廠在 LOCA 後爐水及抑壓池水的 PH 值會保持在 7.0 以上。此點可確保碘會被滯留在冷卻水中，因此量測此項參數已經沒有任何必要。
- (3)要注意的是：在 BWR 大或中型尺寸的 LOCA 事故中，爐水及抑壓池水的純淨度基本上和原來是一樣的。

- (4)另外也要注意的是：一般的 BWR SAG 會要求在進入此份嚴重事故準則時要起動 SLC 系統，進行注硼，此項加硼動作成為一種緩衝，可進一步保持 PH 值在基本值，並排除碘的再揮發。
- (5)如果有必要的話，可以在電廠的應變計劃中加入其他方式 PH 值的評估。

3.4.5 爐水硼

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，不過 BWR 電廠正常運轉時不用 Boron 來控制反應度，而只有在控制棒無法插入時(ATWS 事件)，才注入 RPV 控制反應度。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)電廠的執照基準並不要求 ATWS 事件與其他會發生大量燃料劣化的事件有必然的關係。
- (2)在 LOCA 事故中，Boron 會很快的遷移到抑壓池。
- (3)ATWS 事件的注硼可能會導致小量的護套損壞，故利用 PASS 決定爐水中硼的濃度。雖然如此，仍有其他方法可以決定所注之硼的濃度及其效率，而不一定要用 PASS 這個方法：
- (a)SLCS 槽的水位
 - (b)中子偵測系統
 - (c)從正常的反應器廠房取樣管取爐水樣

3.4.6 爐水導電度

此項取樣並非 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求。導電度的量測基本上是用來確認其他分析項目；例如硼及氯的離子都會使得溶液之導電度升高。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受：美國核管會在法規上沒有要求，且在事故緩和或緊急計劃功能中並沒有要求爐水系統導電度的資料。

3.4.7 爐水放射性同位素

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為提供相關資訊給現行的爐心損毀程度評估指引(Core Damage Assessment Guidance CDAG)當作輸入的資料。NUREG-0737 要求 PASS 要有這樣的能力，在 3 小時之內將能當做爐心損毀程度指標的同位素予以量化。RG 1.97 更指定同位素分析用作事故外釋的評估。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)改版的 BWROG CDAG 將用電廠現有的儀器評估爐心損毀的程度，此套方法主要是用到水位的歷史資料、氫氣濃度及圍阻體輻射強度。
- (2)對損毀蠻嚴重的爐心而言：爐水放射性同位素的測量結果用處非常小。其原因為：爐心發生裸露現象後，大量的放射性同位素已經離開 RCS 或在遠

離取樣點的區域沉積(Plated out)，因此不見得存在被取樣的 RCS 爐水中。此種程度的損毀，可以經由圍阻體氫氣濃度、圍阻體輻射強度、再加上 SAG 執行過程所得的資料，得到適當的評估。

- (3)對損毀輕微的爐心而言：可用現有的反應器廠房取樣站取到爐水樣本。
- (4)取消 RCS 爐水放射同位素的測量不會影響電廠的緊急事故應變。
- (5)在 EOP 的執行上，進入停機冷卻之前並不需要同位素的分析。
- (6)爐心損毀程度的評估，可以用不必依賴爐水同位素分析的方法來達成。

美國核管會同意取消此項測量的其他觀點及額外要求包括：

- (1)同位素分析在估算爐心損毀方面有它潛在的用途，但是在考慮及時性時，它的用途就變得有限。針對緊急應變所需的及時資料，還是用可及時顯示的指示值來估算爐心損毀比較適當。
- (2)在歸類某些諸如反應度異常或機械故障的事件型式時，同位素取樣分析資料還是蠻有用的，尤其是這些事件並沒有喪失爐水存量的指示，但燃料已損壞，核管會同意其他燃料損壞的指示方式可以提供必須的資料：
(a)OFFGAS 輻射偵測器(b)主蒸汽管輻射偵測器(c)直接取爐水樣。
- (3)電廠需建立燃料損毀事件分類的能力，警戒值的門檻為 300Ci/ml，當爐水放射性活度達此限值時，依相對應之緊急行動層級(EAL)，將事故分類成為第二類之緊急戒備。

3.4.8 圍阻體大氣氫氣

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為：

- (1)為評估爐心損毀程度的方法之一；
- (2)偵測在圍阻體內可燃性氣體含量。

NUREG-0737 要求建立量化圍阻體內的氫氣總量的能力，另外還需建立備用之取樣能力。

考慮以下的原因，BWR0G 建議取消取樣的要求，但要保留偵測圍阻體內大氣氫氣含量的能力，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)利用線上的氫氣偵測器即可對圍阻體氫氣濃度得到最佳的判定。這些線上的偵測器滿足 RG 1.97 的要求，並且提供及時的數據，可以幫忙運轉員早在獲得 PASS 取樣結果前就評估爐心損毀的程度。這些偵測器也提供在氧氣存在的情況下，指示氫氣燃燒的威脅。

美國核管會同意取消此項取樣的其他觀點及額外要求包括：

- (1)在事故的前期，安全等級的氫氣偵測器需具適當的能力，偵測圍阻體氫氣含量，且維持可於 3 小時內取得圍阻體大氣，並進行分析氫氣的含量替代方法。
- (2)核准對 PASS 取樣要求的改變，並沒有改變 NUREG-0737 及 RG 1.97 有關「在安全注水起動後 30 分鐘內要建立圍阻體氫氣濃度偵測」的要求。此 30 分鐘的要求隨個別電廠不同而有不同，可在電廠的 EOP 或 SAG 內訂定。

(3)電廠要保持在事故後期對圍阻體大氣取樣分析氫氣樣品的能力。

3.4.9 圍阻體大氣氧氣

此項取樣是 RG 1.97 的要求，並非 NUREG-0737 的要求。其主要目的為：與氫氣分析結果合併考量，以提供在圍阻體內可能形成之可燃性大氣的指示。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消取樣的要求，但要保留偵測圍阻體內大氣氧氣含量的能力，並且已經為美國核管會所接受。

(1)利用線上的氫氣偵測器即可對圍阻體氧氣得到最佳的判定。這些線上的偵測器滿足 RG 1.97 的要求並且提供及時的數據，可以幫助運轉員早在獲得 PASS 取樣結果前就評估爐心損毀的程度。這些偵測器也提供在氫氣存在的情況下指示氧氣燃燒的威脅。

美國核管會同意取消的其他觀點及額外要求包括：

電廠要保持在事故後期對圍阻體大氣取樣分析氧氣樣品的能力。

3.4.10 圍阻體空浮放射同位素

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為在事故後圍阻體洩漏或失效的情況下，做為廠外的劑量評估的依據。現行的 BWR CDAG 利用這些放射核種的濃度估算爐心損毀的程度。

NUREG-0737 指定 PASS 需具有「指示爐心損毀程度的某些放射性同位素」快速量化的能力。RG 1.97 則更進一步指定同位素分析結果做為事故外釋評估之用。

PASS 對圍阻體大氣放射核種濃度的量測是用來估計爐心損毀程度及用於劑量評估的源項。利用爐心損毀程度的估計以及劑量評估的結果，評估需採取的措施以保護民眾。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

(1)1980 年代初期當 NUREG-0737 第一次起草的時候，大家都相信圍阻體空浮放射核種估計廠外劑量是最準確的，但是考量目前對分裂產物行為的了解，這一點並不是非常準確的。其原因如下：

(a)因為在當時，大家都相信空浮碘主要是揮發性的元素碘氣體或有機的碘混合物；但是經過二十年的研究，輻射源項的組成主要是粒子而非當初所認為的揮發態的碘。其隱含的意義是可以用遙控系統很準確地評估空浮碘的濃度。

(b)在爐心損毀事故中，可以預期大量的揮發性及非揮發性的分裂產物會沉積在 RCS 內部組件的表面且不會外釋到圍阻體。代表用圍阻體放射核種估計爐心損毀會嚴重的失真。嚴重事故分析顯示，當圍阻體洩壓時(圍阻體壓力邊界失效或從圍阻體排氣管洩壓)，有極大部份先前沉積在 RCS 內部組件表面的分裂產物可能會外釋到圍阻體，進而外釋到大氣。

(2)在爐心損毀事故之後，用圍阻體放射核種的存量為基礎去估算外釋所造成

的廠外劑量，可能會大大地低估真正的劑量。

(3)以下三個原因也使得所取得的圍阻體氣體樣資料令人懷疑：

(a)取出的樣本是否具有代表性；

(b)CSI 在取樣管的沉積(Plateout)；

(c)在事故尚處於持續惡化的階段，取樣/處理/詮釋樣品造成的時間延遲；此點指的是與爐心暫態下，所外釋之分裂產物的相關問題，以及圍阻體的情況(噴灑，風扇冷卻器運轉，圍阻體洩漏等)對分裂產物存量的影響。

(4)圍阻體可能或圍阻體排氣的情形下，當圍阻體壓力降低時，依據圍阻體大氣樣本會低估真正的外釋量，其原因為沉積的分裂產物會從圍阻體內部表面再揮發，以及 RCS 內沉積分裂產物的遷移。EPRI 的 SAMG TBR 技術基礎報告[21]指出，懸浮的分裂產物存量會在圍阻體洩壓時增加。

(5)改版的 BWROG CDAG 完全依賴電廠既有的儀器及已知的燃料外釋特性以評估爐心損毀的程度，圍阻體輻射強度是此項評估方法的一個關鍵輸入。BWROG 建議用 I-131 廠區偵測能力取代 PASS 所提供的放射性同位素取樣能力。廠區偵測能力適用於所有的事事故情境及外釋位置，並且提供劑量預測的實際參考數值。此項改變對目前沒有廠區偵測能力的電廠，在改善措施後對電廠安全是正面的加強。

(6)本項要求的部份放寬已經獲得核管會的核可，亦即若是放射碘不是用來評估爐心損毀的程度，則可以取消取樣管的加熱(heat tracing)要求。由於爐心損毀程度的評估已經有不需依賴圍阻體放射性核種分析的替代方法，本項要求可以取消。heat tracing 可能會影響沉積元素碘的再揮發，但它不會影響粒子 CSI 的沉積，CSI 的揮發溫度大約為 1280°F。

美國核管會同意取消此項取樣的其他觀點及額外要求包括：

(1)核管會認為 NUREG-0654[2]所講的初始保護措施建議(Protection Action Recommendation, PAR)應該立基於真正/預估的爐心損毀的電廠指示之上。在初始 PAR 之後，電廠應持續評估事故的演變以決定是否修正 PAR。除非威脅的來源已明確地受到控制，否則不能放寬 PAR。核管會在 NUREG-0654[2]提到執行此種評估的能力應該包括事故後取樣能力。因此核管會在評估本項取消建議時，乃著重在上述資訊的需要性以佐助初始之 PAR 是否應該修正。

(2)核管會同意在取得圍阻體大氣代表性樣品的要求時有其限制；在事故演變期間，決定如何使用圍阻體大氣樣品數據時，應該將此限制列入考量。核管會的立場為：由於此種限制，在事故的早期階段期間，從 PASS 樣品所得到的數據不能做為與 PAR 有關的緊急應變決策的主要因素。不過核管會認為圍阻體大氣樣品數據可以加強民眾的信心，即(1)電廠了解機組在事故穩定後，事故所產生威脅的大小，及(2)電廠會支持長期的回復操作。因此核管會要求電廠應該建立計畫取得圍阻體大氣的樣品，但不需快速的

取得。取樣計畫應該詳細描述電廠現有的取樣能力以及要取得並分析高活性樣品所需的必要作業(如組裝暫時性的屏蔽)。

3.4.11 抑壓池水放射同位素

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求。NUREG-0737 要求 PASS 要有這樣的能力，在 3 小時之內將能當做爐心損毀程度指標的某些同位素予以量化。RG 1.97 更指定同位素分析結果用於事故外釋的評估。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)改版的 BWROG CDAG 利用電廠現有的儀器評估爐心損毀的程度，此套方法主要是用到水位的歷史資料、氫氣濃度及圍阻體輻射強度。
- (2)同位素分析在估算爐心損毀方面有它潛在的用途，但是在考慮及時性時，它的用途就變得有限。為了緊急應變的用途，還是用及時的指示值來估算爐心損毀比較適當。
- (3)爐心損毀程度的評估已可利用電廠現有儀器的替代，可提供比 PASS 更為及時的資訊。

3.4.12 抑壓池水 PH

此項取樣是 NUREG-0737 及 RG 1.97 的要求，其主要目的為：

- (1)確保不鏽鋼管路及組件不會產生由於氯所引起的 IGSCC
- (2)確保輻射碘核種被滯留在水中

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)已確知 LOCA 後抑壓池水的 PH 值會保持在 7.0 以上，此點確保碘會被滯留在水中，因此量測此項參數已經沒有任何益處。
- (2)依嚴重事故處理準則的要求，有可能起動 SLC 系統進行注硼，注硼會增加抑壓池水的 PH 值。
- (3)如果有必要的話，可以在電廠的應變計劃中加入其他評估 PH 值的方法。

3.4.13 抑壓池水氯氣

此項取樣是 RG 1.97 的要求，其主要目的為確保不鏽鋼管路及組件不會產生由於氯所引起的 IGSCC。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受。

- (1)氯氣的侵入可由導電度看出，電廠運轉員的訓練都可讓他們在事件初期即立刻採取改正措施(最典型的動作就是倒木屑)，因此可以提早預防由於氯氣所引起的 IGSCC。SCC 的嚴重程度是溫度、氯氣、氧氣濃度、PH 及應力的函數。
- (2)NUREG-0737 沒有要求 1 天或 4 天內取樣決定氯氣的含量。
- (3)如果有必要的話，可以在電廠的應變計劃中加入其他評估氯氣的方法。

3.4.14 抑壓池水硼

此項取樣是 RG 1.97 的要求，BWR 電廠正常運轉時，不利用 Boron 控制反應度。

考慮以下的原因，BWROG 建議取消，並且已經為美國核管會所接受：雖然只有在控制棒無法插入時(ATWS 事件)，才藉由 Boron 的注入 RPV 以控制反應度。但仍有其他方法可以估計抑壓池水硼的濃度以評估反應器的反應度，而不一定要用 PASS。

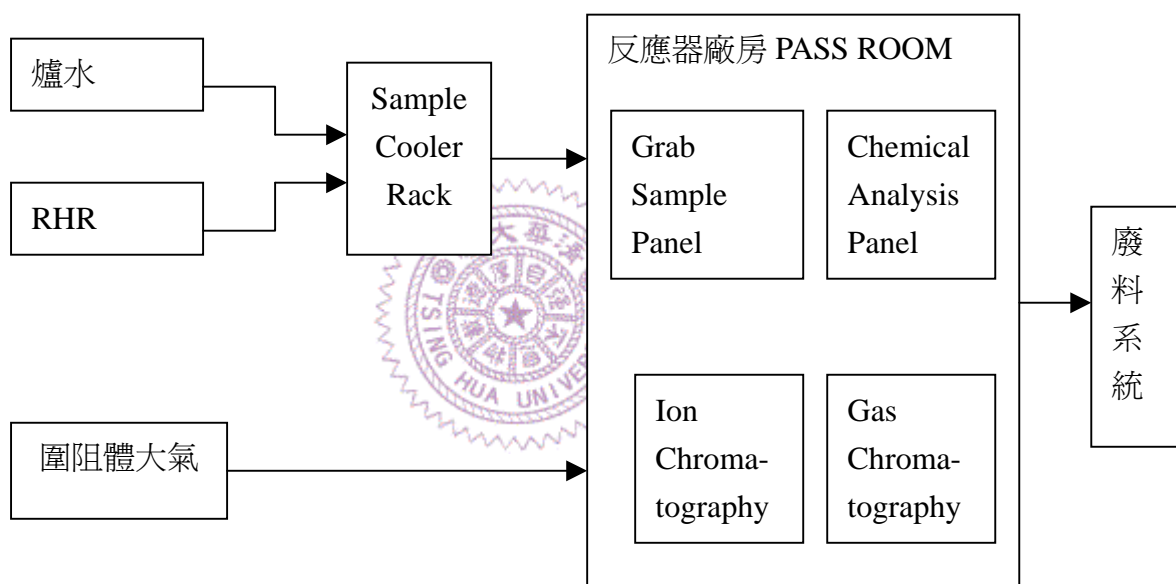


圖 3.1 事故後取樣系統簡圖