

第五章 結論

三哩島事故後，美國核能管制委員會（U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC）於 1982 年要求電力公司必須依據 NEDO-22215 建立冷卻水及圍阻體內放射性核種的濃度，評估爐心損毀程度的能力，做為執行核能電廠緊急應變計畫時，決定「緊急應變行動層級（Emergency Action Levels, EALs）」的依據。此種事故中冷卻水及圍阻體內放射性物質的濃度測量須透過「事故後取樣系統（Post Accident Sampling System, 以下簡稱 PASS）」進行。

但 PASS 取樣分析耗費相當長的時間，不足以滿足爐心損毀程度評估的及時性要求；NEDO-22215 分析係依據 RG 1.3(TID-14844)所設定的事故源項其所依據的爐心損毀及分裂產物外釋過程與目前的認知不一致。故依據 PASS 提供的資料所做的分析，無法提供及時或正確的資訊決定爐心損毀程度，新的爐心損毀評估方法完全只依賴廠內現有之儀控系統所提供的資料，即可以決定爐心損毀程度，做為決定 EALs 的基準。新的指引 NEDC-33045P 在修正後已被美國核管會接受。

本研究的工作項目包括：全面的瞭解核能一廠相關偵測儀器的設置情形，例如設置地點、儀表範圍、操作狀況；依據 NEDC-33045P 報告建議的方法及核一廠的設計特性建立核一廠嚴重事故爐心損毀程度評估方法。

在沸水式反應器中，爐心損毀主要的指標為一次圍阻體輻射強度。確認性質的指標還包括一次圍阻體氫氣濃度以及壓力槽水位的歷史。因此，新的核一廠嚴重事故爐心損毀程度評估方法即利用此三項資料進行爐心損毀程度的評估。

如果壓力槽注水量不足以補充從一次系統破管或蒸汽排放路徑的冷卻水流失量，壓力槽水位即會逐漸降低。如果壓力槽水位低於燃料（Active Fuel）的頂端（TAF），爐心燃料溫度開始上升（heatup）。由於燃料溫度上升速率主要決定於衰變熱，因此可以根據燃料已經曝露的時間估算溫度上升的幅度，以及隨之而來的爐心損毀的可能。

護套損毀(Cladding Damage)使得相對少量的氣態及高揮發性分裂產物從護套間隙釋出，而過熱損毀(Overheating Damage)使得更多的輻射核種從燃料丸本身釋出。因此，與過熱損毀有關的輻射強度要比與護套損毀有關的輻射强度高很多。損毀愈多，釋出量愈大，圍阻體輻射強度也就愈高。

假設自爐心釋出的分裂產物比例與反應爐心損毀的比例成正比，且一次圍阻體輻射強度與釋出分裂產物的濃度成線性變化，則根據若 100%爐心損毀的一次圍阻體輻射強度的預估值，爐心損毀的程度可以用比例的方式估算。

圍阻體大氣氫氣濃度評估結果可以證明爐心燃料溫度已全面上升及燃料棒護套已廣泛的氧化。評估的方法是依據一次圍阻體氫氣濃度與鋁氧化量的關係圖。氫氣開始產生被認為是燃料棒護套開始損毀的一種指示。因為鋁的快速鋁氧化只發生於燃料棒護套處於高溫時，因此當圍阻體氫氣濃度增加，代表爐心可能已經過熱損毀且有更嚴重的劣化可能性。

由於放射性物質在嚴重事故中的行為非常複雜，牽涉到許多物理及化學現象；也與事故類別，特殊安全設施的運作及運轉人員動作相關。截至目前為止，對某一特定事故的輻射源項仍然無法準確的估算，即使可以掌握特定事故所有的細節，也無法解決目前對相關物理及化學現象認知不足的問題。因此在發展爐心損毀評估導則時，必須使用一可接受的輻射源項做為計算的基礎，根據 NEDC-33045P 的建議，採用 NUREG-1465 的輻射源項。為了讓爐心損毀評估導則的使用者對相關的放射性物質與氫氣的行為有進一步的了解，因此本研究中亦利用 MAAP4.04 程式，分析核能一廠具代表性之事故序列例如破管、暫態等高、低壓事故，瞭解嚴重事故中各主要參數；例如分裂產物外釋情形及其分佈、燃料棒護套氧化程度、氫氣產生量及其分佈情形與爐心損毀程度的關係，做為運轉人員及技術支援中心 (Technical Support Center, TSC) 成員的參考。

