

# 核能一廠爐心損毀程度評估導則之建立

## 第一章 緒論

### 1.1 緣起

三哩島事故後，美國核能管制委員會（U.S. Nuclear Regulatory Commission, USNRC）於 1982 年[1]要求電力公司必須建立依據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）」[2,3,4]的依據。EALs 決定廠內外緊急應變組織動員的程度，以及應採取之民眾防護措施。上述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。美國奇異公司及沸水式反應器的電力公司業主組織（BWR Owner's Group, BWROG）針對 USNRC 的要求發展爐心損毀程度評估指引[NEDO-22215] [5]。各電廠再依據該指引發展適用於電廠之爐心損毀程度評估方法。

NEDO-22215 之爐心損毀程度指引須依賴由 PASS 所得的爐水、抑壓池水及一次圍阻體大氣的同位素分析結果。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；且指引中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。NEDO-22215 分析係依據 RG 1.3[6]所設定的事故源項。但自 NEDO-22215 出版以來，嚴重事故相關研究結果分析，卻對爐心損毀的過程及分裂產物的外釋行為，有了全新的認知。NUREG-1465[7]即是根據這些認知界定了新修正的事故源項。BWROG 的最新結論為：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，因此建議改為依據電廠現有裝置儀器的讀數進行爐心損毀評估。此項新的爐心損毀評估方法完全只依賴廠內現有儀器以及放射性物質自燃料外釋特性。BWROG 於 2001 年提出一套新的指引 NEDC-33045P[8]，即「Methods of Estimating Core Damage in BWRs」。新的指引僅依靠核電廠已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。新的指引在修正後已被美國核管會接受。

爐心損毀評估導則主要的目的在於，當事故正在進行時，決定爐心熔損程度，以決定應採取之適當的緩和及保護行動。為滿足及時性的需求，導則用簡單的定性方法評估核心的整體狀況，評估時不需要利用如金相改變或化學改變的分析結果。

爐心損毀(Core Damage)的定義為：由於不當的爐心冷卻，使燃料丸或護套等分裂產物屏蔽發生廣泛的劣化。因此，正常運轉期間因為燃料丸及護套的相互作用(PCI)，進水(Hydriding)，磨損(Fretting damage)，積垢所產生的腐蝕(Crud-induced corrosion)等所導致的局部性燃料棒損毀不被認為是爐心損毀，並不加以討論。本導則所使用的方法還是可以適用於任何型式的導致分裂產物外釋之燃料棒物理或化學改變。

本研究的目的即是依照 BWROG 的爐心損毀程度評估指引建立適用於核一廠

的爐心損毀程度評估導則。本導則所描述的方法除了適用於核一廠也適用於核二廠，但相關設定點需做適當的修正。本評估導則是給技術支援中心成員在嚴重事故時使用，做為技術支援指引或緊急計劃執行程序的依據。

## 1.2 背景說明

1979 年美國賓州三哩島核能電廠發生爐心熔損事故。事故發生時，電廠緊急應變人員（Emergency Response Team）無法依據電廠既有儀器所提供之資訊判定電廠及爐心損毀的程度，以作為決定廠內外緊急應變的基準。1980 年美國核能管制委員會提出之 NUREG-0737[9]報告中，說明核管會將要求美國核能電廠必須具有評估爐心損毀程度的能力。這項要求在 1982 年 3 月提出之 Supplement to NUREG-0737[1]報告中有更具體的說明。報告要求電廠須具有事故後取樣（Post Accident Sampling）的能力，取樣樣品分析結果，可做為電廠將爐心的狀況區分為無損壞（no damage），燃料棒護套失效（cladding failure），燃料超高溫（fuel overheating）及爐心熔毀（core melt）四個狀態的依據。

針對這項要求，美國奇異公司及沸水式反應器的電力公司業主組織（BWR Owner's Group, BWROG）於 1982 年 8 月提出適用於沸水式反應器（BWR）爐心損毀程度的評估導則[5]，各電力公司依據導則發展適用於電廠之爐心損毀程度評估方法。評估方法主要依賴測量反應器冷卻水（coolant）、抑壓池水（suppression pool）及一次圍阻體的放射性分裂產物的濃度。評估方法中的取樣系統，稱為事故後取樣系統（Post Accident Sampling System, PASS），法規要求取樣分析必須在兩個小時內完成。上述爐心損毀程度評估（Core damage assessment）結果應用於[2]：

1. 作為核能電廠緊急應變計畫中決定緊急應變行動層級（Emergency Actions Levels, EALs）的決策參考。核能電廠緊急應變計畫中的事故分類（如異常事件、緊急戒備事故、廠區緊急事故、以及全面緊急事故）需要考慮爐心損毀程度。目前廣泛採用的 NUREG-0654[2]及 NUMARC/NESP-007[3,4]兩套事故分類判定方法中，均將喪失放射性物質外釋屏障（Barrier）視為重要的依據；而放射性物質外釋屏障是否喪失即為爐心損毀程度評估的重點。事故分類或應變行動層級（EALs）將決定核電廠緊急應變計畫應採取之應變或民眾防護措施。
2. 作為選擇事故輻射源項（Source Term）的參考。所選擇之輻射源項將用於計算廠外民眾劑量，而廠外民眾劑量的估算結果是決定該採取之民眾防護措施的依據。
3. 決定執行機組搶救措施時，須採取之輻射防護措施（Radiation Protection Actions）。核能電廠爐心損毀事故的緊急應變中，不可避免的將包括設備的搶修。爐心損毀程度評估的結果，可以預先估算各重要區域的劑量，作為輻射防護措施的參考。

4. 滿足地方及中央政府，以及媒體民眾對事故惡化程度「知」的權力。核能電廠緊急應變計畫的執行，須依賴中央及地方政府的協助，核能電廠可以明確的說出爐心損毀的程度，將有助於溝通，並提升防護行動的執行效率。

1980 年代初期，BWROG 所提出之爐心損毀程度評估方法是根據當時對爐心損毀以及放射性物質外釋過程的認知。經過多年的研究發展，核能界對核能電廠爐心損毀及放射性物質外釋過程已經有了新的瞭解。1980 年代中期所發展爐心損毀程度評估方法可能已經不適用；此外上述評估方法必須依賴 PASS 取樣分析結果，而 PASS 取樣分析過程非常繁複，即使能在兩個小時內完成，也不足以滿足爐心損毀程度評估之及時性的要求。美國使用核能的電力公司開始要求美國核管會取消 PASS 取樣的時間限制。為了在沒有 PASS 取樣分析結果的情況下，仍然可以利用核能電廠既有之儀控系統資訊，評估爐心損毀程度，作為核能電廠緊急應變計畫決策的依據。BWROG 分別提出新的爐心損毀程度評估指引[8]。新的評估導則已經為美國核管會所接受。

本研究之目的即在依據 BWROG 所提出之爐心損毀程度評估指引建立台電公司「核一廠嚴重事故爐心損毀程度評估導則」。BWROG 之 NEDC-33045P 報告[8]所提出之爐心損毀程度評估指引中，僅依賴核能電廠既有之儀器所提供之數據，即能判定爐心損毀程度。沸水式反應器依據的儀器包括反應器壓力槽水位儀器、圍阻體氫氣偵測系統（Containment Hydrogen Monitor）、圍阻體輻射偵測系統（Containment Radiation Monitor）。BWROG 所發展的爐心損毀程度評估指引中，許多偵測儀器的設定點，須視電廠的個別情況決定其數值。

核能電廠緊急應變計畫的規劃是核能電廠安全之深度防禦哲學的延伸，在保護電廠附近民眾安全上，扮演著不可缺少的角色。在電廠之緊急應變規劃中，依事故類別（即事故惡化程度）須逐步動員緊急應變組織，以執行相關之民眾防護措施。如何及時與適當判定事故類別，是成功執行緊急應變計畫的必要條件。在判定事故類別時，瞭解爐心損毀程度是必須採取的步驟。目前電廠依賴 PASS 取樣分析之結果及 1980 年代中期發展之評估方法決定爐心損毀程度。法規要求 PASS 取樣分析須於 2 小時完成。從緊急應變計畫執行面來看，兩小時的延遲已無法滿足事故判定及時性的要求。國內核能電廠 PASS 取樣過程中之高活性樣品的分析，須送往核能研究所執行，更是無法滿足兩小時完成分析的需求。美國 BWROG 的資料顯示，1980 年代中期發展之爐心損毀評估指引中，所採用的技術資料已經不符合目前對核能電廠嚴重事故現象的認知。為了確保核能電廠緊急應變計畫能夠順利的執行，有必要依據 BWROG 最新出版之指引，發展國內電廠之爐心損毀程度評估方法。本計畫的執行，且執行成果獲得原子能委員會的審核通過，即可以提高核能電廠附近民眾的安全保障，也可以節省台電公司為了滿足 PASS 系統取樣時間要求之鉅額花費。

### 1.3 報告架構

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。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。

報告第二章描述反應器爐心損毀事故的特性，做為後續說明爐心損毀程度評估程序的基礎；第三章說明核一廠現行爐心損毀程度評估程序與方法並討論其不適用之處；第四章介紹新發展之爐心損毀程度評估準則及方法；針對核一廠所發展的評估程序列於附錄 A；前述之 MAAP4 事故序列分析的結果詳列於附錄 B。

