

第四章 爐心損毀程度評估準則及方法

本章描述核一廠嚴重事故爐心損毀程度評估方法外，並提供模式以建立適用於電廠的程序。可供核一廠使用之「核一廠事故後爐心損毀程度評估程序」詳列於附錄 A。

4.1 爐心損毀的分類

反應爐運轉期間，分裂反應的副產物以輻射同位素的形式存在。這些分裂產物包括氣態的、揮發性的以及非揮發性的物種。大部份都留在燃料丸內，但是會有約 3%~5% 的氣態的及揮發性的物種跑到護套及燃料丸之間的間隙。甚至有可追蹤的量會經由燃料棒的小瑕疵進入爐水中。一次系統、燃料護套或燃料丸的損壞可能導致一部份累積的分裂產物會釋出。爐心損毀分類的一項指標即為輻射同位素外釋的情形。

爐心損毀程度分類最常用的方法有(一)NUREG-0737 Clarification[9]，(二)NUREG-1465[7]，(三)EPRI SAMG Technical Basis Report[21]等文件。它們的基礎都是：「在喪失相當長的爐心冷卻期間，當燃料溫度升高時，劣化及分裂產物的程度會跟著升高」。

1. 「NUREG-0737 Clarification」建立三個爐心損毀的分類：

- 1.護套失效(Cladding failure)：護套完整性喪失，分裂產物從護套間隙釋出。
- 2.燃料過熱(Fuel overheat)：溫度高到分裂產物會從燃料本體外釋出來，但還不到熔損燃料的地步
- 3.燃料熔損(Fuel melt)：溫度再高，導致爐心幾何形狀改變。

2. 「NUREG-1465」列出五個分裂產物釋出的階段：

- 1.爐水活度之釋出(Coolant activity release)：正常運轉時，在爐水中的放射物質經由一次系統破管而跑出。
- 2.間隙活度之釋出(Gap activity release)：1500°F~1800°F時，護套穿孔，氣態的及揮發性的分裂產物從護套間隙逸出。
- 3.早期壓力槽內之釋出(Early in-vessel release)：2400 °F時，較大量的氣態的及揮發性的分裂產物直接從燃料丸本身逸出。
- 4.壓力槽外之釋出(Ex-vessel release)：4000°F時，爐心幾何形狀開始改變，當爐心熔損繼續時，熔融物質會向下移位並堆積在壓力槽的底部空間。如果這些物質沒有適當冷卻，就可能發生壓力槽失效，使熔融的爐心熔渣釋到一次圍阻體。熔渣與混凝土基座的反應，導致更多的分裂產物發生所謂的壓力槽外之釋出到圍阻體大氣中。
- 5.晚期壓力槽內之釋出(Late in-vessel release)：在早期壓力槽內之釋出階段，

沉積在壓力槽內部組件上的揮發性的分裂產物，再度揮發並跑到一次圍阻體內。

3. 「EPRI TBR」採用稍微不同的方法，用三個名詞描述爐水系統的損壞：

- 1.OX：爐心過熱，燃料棒護套並大量的氧化但仍保持完整。
- 2.BD：爐心損壞嚴重，發生足以使燃料及護套熔損的過熱。
- 3.EX：熔渣從壓力槽跑到圍阻體。

以上三種分類的對照表如表 4.1.1 所示。第二章已詳細討論這些爐心損毀階段及分裂產物遷移的機制。

4.2 爐心損毀程度評估資料的來源及用途

爐心損毀評估方法必需(1)滿足適用的管制要求(如 NUREG-0737 之規定)，及(2)支援相關的緊急應變措施。爐心損毀評估結果的可能用途：(1)EOP/SAG 的決策，(2)EAL 的界定，(3)廠外劑量的預估，及(4)廠外機構的聯繫。表 4.2.1 為爐心損毀評估資料的管制要求及評估重點。表 4.2.2 為爐心損毀評估資料的用途。

4.2.1 法規管制要求

NUREG-0737 要求業者建立判定爐心損毀程度的程序（經由爐水/抑壓池水/一次圍阻體大氣的放射分析），並根據燃料劣化的型式及程度，定義了如表 4.2.3 十個損毀分類矩陣。此分類的用意只是提供一個爐心損毀狀態的簡單描述，以支援相關的緊急應變措施。

4.2.2 BWR0G 的 EPG 及 SAG 的需求

EPG 及相關的緊急應變程序訂定緊急事故及會惡化成為緊急事故的事件，在必須進行一次圍阻體灌水之前，所應採取的應變策略。SAG 則是在一次圍阻體灌水之後的處理策略。

EPG 及 SAG 只有二個地方要求評估爐心損毀程度：

- 1.「EPG 緊急措施#4 ”壓力槽灌水”」：如果發生爐心損毀，則必須進入一次圍阻體灌水。

●EPG 緊急措施#4 界定在各種方法均無法判定壓力槽水位時，冷卻爐心的策略。主要工作即為將壓力槽灌水到主蒸汽管的高度，以確保爐心浸在水裏。在進行壓力槽灌水前，漸進的爐心損毀是「不當爐心冷卻」的指標。

以下為 EPG/SAG App.B 之敘述：

- a.如果判定發生爐心損毀，必須假設可用的注水不足以冷卻爐心。此時就必須根據 SAG 引動嚴重事故的處理策略。
- b.此處的「爐心損毀」是指由於「不當爐心冷卻」所引起之進行中的漸進 (Ongoing and Progressive)爐心劣化。先前因為功率震盪或反應度暫

態而已經存在的護套損壞及燃料損毀，並非「不當爐心冷卻」的指示，因此並不構成一次圍阻體灌水的要求。

因此，在 EPG 緊急措施#4，較注重爐心損毀是否為進行式(亦即是否有因為不當爐心冷卻所導致的損毀程度的增加)，而非當時之爐心損毀的型式及程度。因此，爐心損毀評估方法也必須能支援損毀趨勢的判定。特定的損毀型式(除非它與整體趨勢有關)雖然對 EPG 的執行不重要，但是爐心冷卻不足應可在相對低程度的護套劣化時即可判定，而不用等到有相當量的過熱損毀發生時才能判定。

2. 「SAG 壓力槽及一次圍阻體灌水」：如果判定爐心熔渣已經熔穿壓力槽，則應變策略的重點及運轉的優先順序會改變。

壓力槽及一次圍阻體灌水的 SAG，界定了嚴重事故已處於極端劣化的情況下一次圍阻體灌水的整體策略。適當的灌水管路配置、目的、及注水優先順序，端視爐心熔渣的位置而定。

如果判定爐心熔渣已經熔穿壓力槽，注水系統會被優先配置在便於淹蓋熔渣的注入點，同時保持一次圍阻體的完整性及將輻射外釋降到最低。在決定注水點後，所有的灌水策略就與爐心熔毀的進行息息相關。

判定爐心熔渣是否已從壓力槽釋出已超過爐心損毀評估的適用範圍，因為它是在爐心熔毀事故序列的後期才有可能發生。雖然 SAG 沒有對所謂的”爐心損毀”評估界定特別的資訊要求，但是爐心損毀的一般趨勢及程度的預估，仍然對評估 SAG 措施效力的人員來說是有用的。

4.2.3 緊急應變行動層級的決定

電廠本身特有的 EAL 可以直接用 NUREG-0654 App.1 做基礎，或以 NESP-007 所建議的緊急分類做基礎。這兩種方法其起始狀況都是以爐心損毀做基礎。

表 4.2.4 為 NUREG-0654 中緊急事故分類與爐心損毀程度之間的關係。

表 4.2.5 為 NESP-007 中緊急事故分類與爐心損毀程度之間的關係。

NUREG-0654 參用 7 種爐心損毀的型式：

- (1)燃料損毀指示(Fuel damage indication)，為異常事件的初始狀況。
- (2)嚴重喪失燃料護套(Severe loss of fuel cladding)，為緊急戒備的起始狀況。
- (3)爐心劣化及可能喪失爐心冷卻幾何(Degraded core with possible loss of coolable geometry)，為廠區緊急的起始狀況。
- (4)喪失護套分裂產物屏障(Loss of the cladding fission product barrier)，為全面緊急的起始狀況。
- (5)爐心熔毀狀態(Core melt situation)，其他會造成短時間內大量輻射外釋的電廠狀態為全面緊急的起始狀況。
- (6)大量的爐心劣化或熔毀(Substantial core degradation or melting)，為電廠進入全面緊急的起始狀況。

(7)嚴重的爐心熔燬(Severe core damage)，為評估民眾保護措施的標準之一。

上面這些定性式的用語在 NUREG-0654 報告中沒有正式定義，導致在嘗試將分類標準與爐心損毀程度建立相互關係時產生不準度。在 RTM-96[22]，對燃料損毀及嚴重喪失燃料護套有以下較為清楚的描述：

- (1)「燃料損毀」(在 30 分鐘內超過 0.1%的護套失效)，是假設爐水活度超過運轉規範的運轉限制條件(LCO)，此 LCO 係以碘尖峰為基礎。
- (2)「嚴重喪失燃料護套」(在 30 分鐘內超過 1%的護套失效或全部有 5%的護套失效)是假設爐水活度超過”非常高”的強度，此強度對應於 300 μ Ci/cc 的碘-131 等值劑量。

其他幾項就較不清楚，此乃因在這些狀態下並沒有明確的等值輻射強度或爐心損毀程度。但還是可以嘗試用下列的描述：

- (3)「爐心劣化及可能喪失爐心冷卻幾何」，是指伴隨多重保護系統失效，導致有可能繼續惡化而進入爐心損毀的階段。
- (4)「喪失護套分裂產物屏障」，是對應於護套開始損壞。
- (5)「爐心熔燬狀態」，是指若無法恢復適當冷卻，最終會導致爐心熔燬的事故序列。
- (6)&(7)「大量的爐心劣化或熔燬」及「嚴重的爐心熔燬」，指相同程度的損毀，均為電廠進入全面緊急狀況的指示，用大量的(Substantial)及嚴重的(Severe)主要是區別緊急戒備(Alert)及廠區緊急(Site Emergency)。

在實務上，NUREG-0654 的分類判定是以分裂產物屏蔽所對應的緊急應變層級(EAL)為基礎，依據是圍阻體輻射強度的最大值，圍阻體輻射強度所對應的是中/低強度的護套損毀及少許的過熱損毀。

NESP-007 起始狀況只以兩個損毀程度為基礎：

- (1)喪失燃料屏障(Loss of fuel barrier)，是指爐水活度或乾井輻射強度超過 300 μ Ci/cc 的碘-131 等值劑量或是 2%~5%的護套損毀，其係以喪失多重屏障的數目來界定緊急的分類，而不像 NUREG-0654 是用損毀的程度來界定。例如，已有兩個放射性物質屏障失效且第三個屏障(指圍阻體)亦有可能失效時，就歸類為全面緊急。
- (2)大量的燃料損毀(Significant fuel damage)，是指有可能喪失一次圍阻體屏障，且其定義為：一次圍阻體輻射強度達到對應之 20%護套損毀時。

表 4.2.6 為 NUREG-0654，NESP-007 及 NUREG-0737 的相互關係。

在很多 BWR 廠其 EAL 是以可量到的電廠數據為基礎，與爐心損毀程度評估在技術上是互相獨立的。例如，緊急戒備(Alert)是在乾井輻射強度達到一設定值時宣佈，而不是在達到某個護套損毀百分比宣佈。不過某些電廠，EAL 是以爐心損毀程度為基礎，其典型的值為 5%~20%的護套損毀。

利用表 4.2.6 可將 NUREG-0654，NESP-007 及 NUREG-0737 的關係歸成下列 4 類：

- (1)可能的護套損毀 (Possible cladding damage,~0.1%)：NUREG-0737 歸類為沒有燃料損毀(no fuel damage)，在 NUREG-0654 則為燃料損毀指示(fuel damage indication)。
- (2)小部份的護套損毀(Minor cladding damage,1%~10%)：NUREG-0654 為嚴重喪失燃料護套(Severe loss of fuel cladding)，爐心劣化及可能喪失爐心冷卻幾何(Degraded core with possible loss of coolable geometry)，喪失護套這層分裂產物屏障(Loss of the cladding fission product barrier)，在 NESP-007 則為喪失燃料屏障(Loss of fuel barrier)。
- (3)中度的護套損毀(Intermediate cladding damage,~20%)：在 NESP-007 為可能喪失一次圍阻體屏障(Potential loss of Primary Containment barrier)。
- (4)大部份的護套損毀 (Major cladding damage, ~100%)：在 NUREG-0654 為大量的爐心劣化或熔毀(Substantial core degradation or melting)，嚴重的爐心熔毀(Severe core damage)。

為了讓 EAL 與爐心損毀程度評估方法有一致性，建議在爐心損毀程度評估方法中所定義的參數之門檻值要與 EAL 中任何類似之值要相互對應。

核一廠之緊急應變行動層級可參閱「核一廠緊急事故分類研判及基礎說明」

[4]

4.3 爐心損毀指標

在 BWR，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。配置有 PASS 的電廠，也可以對反應器爐水及一次圍阻體大氣樣進行輻射同位素分析。

4.3.1 一次圍阻體輻射強度

燃料護套完整性喪失會使得高揮發性輻射分裂產物外釋進入反應爐冷卻水中。這些分裂產物經由冷卻水系統破管，或是經由安全釋放閥的啟動，進入一次圍阻體，使得一次圍阻體輻射的強度增加。比較各種電廠狀態及損壞狀況的圍阻體輻射監控儀器讀數，可以判定燃料破損的型式及程度。

第二章已對爐心損毀每個階段之分裂產物外釋有詳細地討論。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，釋放量愈大，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 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。

利用此種方法估算爐心損毀的準確性，受限於下列幾個不準度：

1. 分裂產物自燃料丸釋出的量、壓力槽留滯時間、及自冷卻水系統開口之釋出量，有很大的變化及不確定性。取決於所用的分析模式、所考量的嚴重事故情節及輻射偵測儀器的特性
2. 放射性物質於圍阻體內之自然停滯過程(Natural Deposition Processes)，造成圍阻體空浮粒子有隨時間降低的趨勢，沉積於冷卻水系統內之放射性物質的延後釋出可能使圍阻體大氣活度增加。
3. 如果有任何與壓力槽連接的蒸汽管路沒有適當的隔離，會有部份分裂產物洩露到一次圍阻體外。
4. 分裂產物分佈可能會受運轉員根據 EOP/SAG 所採取的措施影響。例如圍阻體排氣會將空浮粒子(aerosols)及惰性氣體從排氣管排出，圍阻體噴灑會對圍阻體大氣空浮粒子產生刮取除污(scrub)效應等。

因此，雖然一次圍阻體輻射讀數可以用來判定爐心已開始損毀，但只用一次圍阻體輻射強度是不可能正確判定爐心損毀的程度。以一次圍阻體輻射強度為基礎的損毀評估也必須考慮下列幾個儀器的特性：

1. 儀器只偵測總的伽碼輻射，因此不能用來診斷特定之放射性同位素的存在。
2. 放射性同位素混合情形可能與儀器校正所用的假設不一樣。
3. 偵測器位置的輻射讀數，可能無法代表整個圍阻體內的輻射強度。
4. 因為隔離失效、圍阻體排放，或喪失一次圍阻體完整性而釋出到一次圍阻體外面的分裂產物無法被評估。

雖然所有 BWR 電廠都有裝置大參數範圍的圍阻體輻射監測儀器，這些儀器都能量測在必要範圍的輻射強度，但並非所有電廠的圍阻體輻射儀器都能夠監測乾井及抑壓池的空間。

4.3.2 一次圍阻體氫氣濃度

當護套溫度大於 1000 °F，燃料護套及壓力槽內部組件中的鋯與水反應產生氫氣並放出能量， $\text{Zr} + 2 \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZrO}_2 + 2\text{H}_2 + \text{H}$ 。當護套溫度趨近 1800 °F，鋯水反應變得非常快速，產生大量氫氣並加速爐心溫度開始上升(Heatup)。當護套溫度趨近 2400 °F，Zr 氧化反應所產生的能量大於衰變熱所產生的能量，而變成爐心溫度上升的主因。

只要護套溫度維持在高點且有足夠的蒸汽和未反應的鋯，鋯水反應就會繼續。由此反應產生的氫氣會經由一次系統的破管或安全釋放閥沖放進入一次圍阻體，只有少部份會留在壓力槽及一次系統內。快速鋯氧化反應的起始溫度是高於護套損壞的門檻值(1500~1800 °F)，但低於預期會有大量過熱損壞的溫度值(2400°F)。因此，一次圍阻體的 H₂ 濃度可以用來確認或較精準估算使用一次圍阻體輻射強度值所估算的爐心損毀。

一次圍阻體若沒有 H₂ 存在，則護套的溫度必小於 1800°F，任何爐心劣化(Core

Degradation)可能侷限於微小的護套損毀。一次圍阻體的 H_2 濃度若是很高，則廣泛的爐心溫度上升很可能已經發生，此時就必須考慮過熱損壞的可能性。以一次圍阻體 H_2 濃度為基礎，可以計算在某段時間內鋁氧化的比例。然而，這個資料可能對評估整體損壞的趨勢有用，但卻很難將氧化比例的值與特定的爐心損毀種類劃上等號。結果顯示，當壓力槽水位降低，產生的蒸汽減少，使鋁水反應的速度變慢。但此時，爐心已達到爐心幾何形狀開始改變之溫度。也因此可能沒有足夠的時間，讓大比例的護套在爐心熔損及移位之前氧化。典型的分析結果顯示，只有 10~20%的總鋁質量會在爐心已完全熔損的事故中氧化。護套損毀及過熱損毀時的鋁氧化反應的比例就更低了，其對應的 H_2 濃度也就相對的降低。其他造成估算不準度的原因尚包括： H_2 偵測器的設計特性，依程序書要求執行之可燃氣體緩和策略所產生的影響，以及其他來源所貢獻的氫氣產生量。圍阻體 H_2 濃度測量的問題包括：

1. 流經氫氣偵測器取樣管的流量太小，使得取樣時間增加，造成來不及取樣，爐心就已經熔損。
2. 取樣管在一次圍阻體灌水時，常會因為懸浮物質或浸在水中而堵塞，造成氫氣偵測器不可用 (INOP)。
3. 取樣點的氫氣濃度無法代表整個圍阻體。
4. 氫氣偵測器在低濃度時通常都是不準的，因此在判定爐心損毀的起始點 (onset) 時，用途很有限。
5. 持續產生的氫氣量會因點火器或再結合器的運轉而低估。
6. 氫氣濃度會因為 Mark I 圍阻體充氮系統啟動 (NCAD initiation)，Mark III 點火器運轉及根據 EOP/SAG 所做的排氣/沖淨動作而減少。
7. 有些氫氣會仍然被侷限在壓力槽內。
8. 氫氣可能經由其他反應產生。例如水及有機物質的輻射電解，壓力槽內其他金屬與水的反應，圍阻體噴灑引動後在一次圍阻體內鋅及鋁的腐蝕以及在使用氫化學控制的電廠中，注氫系統的洩漏以及壓力槽洩壓期間溶解氫的外釋。

其他來源的氫氣量比起嚴重事故初期鋁氧化產生的氫氣量要小。因此這些來源對爐心損毀評估的影響是可以忽略不計的。

4.3.3 壓力槽水位及壓力

BWROG EPGs/SAGs App. B 界定適當的爐心冷卻為「heat removal from the reactor sufficient to prevent rupturing the fuel clad」，這個冷卻機制被明定為：爐心覆水(Core Submergence)，噴灑冷卻(Spray Cooling)及蒸汽冷卻(Steam Cooling)

有關此三種適當的爐心冷卻機制說明如下：

1. 爐心覆水：為冷卻爐心最佳的方法。若正常的爐心幾何形狀還能維持時，只要爐心水位位於或高於燃料頂部，則爐心可藉由覆水而得到適當的冷

卻。但是一旦爐心熔損至幾何形狀改變的程度開始，即使水位可回復到高於燃料的頂部，也可能無法適當的且重建爐心冷卻。

2.適當的噴灑冷卻：爐心噴灑流量高於設計值，若水位超過或在噴射泵吸入口的頂端，爐心的適當冷卻亦可維持。

3.適當的蒸汽冷卻：若流過裸露燃料束的蒸汽量足以將最熱的尖峰護套溫度維持低於 1800°F(或 1500°F)的狀態，亦可判定爐心冷卻已適當維持。相關的條件包括兩個壓力槽水位及壓力槽壓力：

(a)最低蒸汽冷卻(Minimum Steam cooling)壓力槽水位：在該水位時，仍被水覆蓋的爐心所產生的蒸汽，可將最熱的尖峰護套溫度的溫度維持低於 1500°F。

(b)最低零注水(Minimum Zero Injection)壓力槽水位：在該水位時，即使沒有注水進入壓力槽，仍被水覆蓋的爐心所產生的蒸汽，可將最熱的尖峰護套溫度維持低於 1800°F。

(c)最低蒸汽壓力(Minimum Steam Pressure)：在該壓力時，流經安全釋放閥的蒸汽流量足以維持護套的溫度低於 1500°F。

以上任一項(指爐心覆水、噴灑冷卻、蒸汽冷卻)可以維持，爐心即可適當的冷卻，三項都不能維持時，即要考慮爐心損毀的可能性。

在決定爐心水位時，需注意以下儀器的特性會影響水位指示：

- 1.有些電廠，水位儀器的指示範圍的下限並不涵蓋爐心底部，
- 2.在嚴重事故下，由於乾井及反應器廠房的溫度升高，或壓力槽快速洩壓，使得部份的壓力槽水位指示喪失可信度(invalid)

4.3.4 放射核種分析

以往的 BWR 爐心損毀程度評估，主要是靠反應爐爐水、抑壓池、及一次圍阻體大氣樣的放射核種分析。將這些樣品的放射核種內容與護套損毀/過熱及燃料熔損有關的預期源項互相比較，就可以判定燃料損壞的型式及程度。

但是，最近 BWROG 已經做下結論，這種分析無法提供及時或正確的資訊。

4.3.5 其他指示

如果與壓力槽相連的任何管路無法隔離，部份的分裂產物就會跑出一次圍阻體，主蒸汽管、SJAE、及二次圍阻體的輻射強度會增加。在這種情況下，以一次圍阻體輻射強度水平為基礎的關係式就會低估爐心損毀的量。

如果相關位置有輻射偵測器提供足夠範圍的指示，各電廠可依這些額外儀器的反應，調整計算的結果。

4.3.6 事故序列的相互影響性

上述爐心損毀指標，都會受到事故序列的影響。BWR 嚴重事故可以分為兩種類別，第一類是反應爐水經由在乾井內的一次系統管路破裂而流失，第二類是一

次系統管路沒有破裂，反應爐水經由周期性開啟之安全釋放閥(主要是暫態)流失。

第一類事故發生時，氫氣及分裂產物釋放到乾井，所以爐心已開始損毀的指示(輻射強度及測得到的氫氣量上升)會發生在乾井區。在第二種事故類別，氫氣及分裂產物經由安全釋放閥釋放到抑壓池，因此爐心已開始損壞的指示會是在抑壓池區域。

4.4 NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法

4.4.1 爐心損毀程度評估方法

核電廠嚴重事故緊急應變時，爐心損毀程度是應變措施決策之必要的資訊。

目前核一廠使用之“反應爐嚴重事故後爐心損毀程度評估方法”(程序書代號 1428)，須依賴“事故後取樣系統 (Post Accident Sample System, PASS)”提供之資訊估算爐心損毀程度。PASS 取樣及樣品分析相當費時，無法及時的滿足決策需求；再者 1428 程序書所依據之爐心損毀現象已與最新之認知不同。BWR0G 所提出之 NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法只依賴電廠現有之儀器於事故中的反應即可以估算爐心損毀程度，可以適時的滿足支援緊急應變決策的需求。

下列為 NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法的假設

1. 爐心的燃耗為均勻分佈(homogeneous)，即所有的燃料棒的燃燒歷史均相同。
2. 自爐心外釋的分裂產物會均勻地混合。
3. 一次圍阻體保持完整的且不曾經由排放 (vented) 程序降壓。
4. 圍阻體壓力抑制 (Pressure suppression) 功能正常。

4.4.2 爐心損毀程度分類 (Core Damage Categories)

NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法將沸水式反應器 (Boiling Water Reactor, BWR) 爐心損毀程度區分為三個階段——無損毀，護套損毀及過熱損毀。其爐心狀況的描述如下：

1. 無損毀---係指尚未偵測到明確的指示，顯示爐心已開始損毀。此時燃料棒護套溫度係低於 1500 °C，而且釋放至圍阻體之分裂產物量仍低於正常出現在反應爐冷卻水中的分裂產物量。
2. 護套損毀---係指燃料棒護套劣化，導致正常出現在燃料棒護套間隙的分裂產物已經釋放進入冷卻水系統。一般預期燃料棒護套溫度接近 1500 °C 時，燃料棒護套開始損毀。
3. 過熱損毀---指燃料棒護套溫度持續升高且接近 2400 °C 時，在此狀況下大量的分裂產物自燃料丸釋出。

表 4.4.1 為 NEDC-33045P 爐心損毀程度分類的描述，表 4.4.2 為其與 NUREG-0737 及 NUREG-1465 爐心損毀分類的比較表。一般說來，爐心損毀程度評

估方法僅涵蓋至燃料過熱損毀階段。壓力槽為爐心熔渣所熔穿會在嚴重事故處理導則 (Severe Accident Management Guidelines, SAMG) 中討論。

NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法中，再將護套損毀及過熱損毀階段區分為有限的(< 10%)及廣泛的(>10%)的兩個狀態。由於輻射源項估算的不準度、儀器的特性、以及事故本身的多變性，將爐心損毀的狀態做更精確的細分可能並不實際。

4.4.3 NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法 (Assessment method)

NEDC-33045P 爐心損毀程度評估方法是以爐心冷卻歷史、一次圍阻體輻射強度、以及一次圍阻體氫氣濃度為基礎。經由初步的既定篩選程序，試圖找出爐心可能已經損毀的指示。如果任何指標達到設定值，即執行更詳細的進一步評估。

本爐心損毀程度評估方法之主要步驟是以一次圍阻體輻射強度的測量值為基準，估算爐心受影響的比例與爐心損毀類別；再評估爐心冷卻狀態及一次圍阻體氫氣濃度做為確認性的指示。其評估流程如圖 4.4.1 步驟肆、伍及陸所示。

4.5 NEDC-33045P 爐心損毀程度評估流程

NEDC-33045P 爐心損毀程度評估流程如圖 4.5.1 所示

4.5.1. 爐心冷卻評估(圖 4.5.1 中之步驟壹~參)

只要爐心能夠藉著覆水、噴灑或蒸汽流量保持適當的冷卻，即可以預期燃料棒護套溫度將會低於損毀的門檻。如果前述三個適當移除熱量的情況均無法維持，則爐心損毀的可能性必須進一步的評估。

所謂的「爐心維持適當冷卻」於 BWROG EPGs/SAGs App.B 的定義為：

(1)RPV 水位能維持在「最低蒸汽冷卻壓力槽水位(Minimum Steam Cooling RPV Water Level, MSCRWL)」之上，或是

(2)若壓力槽水位可以維持或超過噴射泵取水口(Jet Pump Suction)頂端，且爐心噴灑系統的流量高於設計值。

若爐心冷卻能夠適當的保持，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。

如果沒有水源可用於爐心注水，運轉員必須依據 EPG/SAG 緊急措施#3 執行蒸汽冷卻 (steam cooling) 步驟，暫時的保持爐心的冷卻，但壓力槽水位終將會逐步下降至低於 MSCRWL，爐心開始損毀。可是只要壓力槽水位維持在「最低零注水壓力槽水位 (Minimum Zero Injection RPV Water Level, (MZIRWL))」之上，則可以預期燃料棒護套溫度可以維持在 1800°F 之下，燃料棒護套顯著氧化的可能性可以排除。

如果壓力槽水位無法判定，運轉員必須依據 EPG/SAG 緊急措施#4 執行壓力槽灌水；在壓力槽水位尚未達到主蒸汽管高度之前，運轉員將無法確定爐心是否已

經被水覆蓋。在壓力槽灌水期中，如果其他參數顯示爐心的損毀已逐漸發生，即代表爐心冷卻已無法適當的維持。壓力槽灌水的執行不能視為是爐心損毀的指示。

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。表 4.4.3 提供曝露時間、爐心溫度、及爐心損毀三者之間的大致關係。MSCRWL 及 MZIRWL 的計算係依據 BWROG EPGs/SAGs App. C 中的方法，其數值與燃料的型式有關，而且必須於每次換填燃料時重新評估。MSCRWL 水位設定值，雖然根據 EPG App. C 有簡單的公式可以計算，但其中的參數值屬於燃料廠家的商業機密，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，不可能每個燃料週期重新計算更新。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。

4.5.2. 圍阻體輻射強度評估（Radiation Assessment）（圖 4.5.1 中之步驟肆）

輻射評估的執行是將一次圍阻體輻射強度測量值與不同的電廠情況及損毀狀態下之圍阻體輻射強度預測值相比較，並據以估計爐心熔損比例。圍阻體輻射強度預測值包括 100% 護套損毀與 100% 過熱損毀的狀況，預測值為反應爐停機時間的函數，亦與圍阻體噴灑系統是否動作有關。爐心損毀的比例，可以將圍阻體輻射強度測量值與 100% 損毀的參考值比較，用單純的比值估算出來。

個別電廠在計算圍阻體輻射強度預測值時，必須使用下列的假設：

- (1) 外釋到一次圍阻體的分裂產物比例須依據 NUREG-1465 的設定或是其他真實之輻射源項計算結果。
- (2) 分裂產物在一次圍阻體的整體自由空氣體積中是均勻地混合。
- (3) 在爐心嚴重損毀之前，壓力槽已洩壓。
- (4) 當放射性空浮通過抑壓池時，抑壓池水所造成之除污因數（decontamination factor）為 80。
- (5) 圍阻體噴灑系統的運轉，每小時所提供的除污因數值為 5，而除污因數的最大值為 100。
- (6) 在可能執行爐心損毀程度評估的期間，由於自然沉積效應所導致之的分裂產物於圍阻體結構物的沉積可以忽略。
- (7) 在各個爐心損毀階段，分裂產物外釋速率為常數；且一次圍阻體輻射強度與圍阻體大氣之分裂產物濃度成比例。

表 4.4.4 為 NUREG-1465 報告設定之護套損毀及過熱損毀時分裂產物釋出之比

例：

- (1)燃料棒護套損毀時，自護套間隙釋出之分裂產物包括大約 5% 之總爐心總存量的惰性氣體及高揮發性分裂產物。
- (2)過熱損毀時，對應於 NUREG-1465 報告中的早期壓力槽內之釋出階段 (early in-vessel release phase)，幾乎所有剩下的惰性氣體及較大量的揮發性分裂產物自燃料丸釋出；大約 25% 的爐心總存量的碘及 20% 的鉈會進入圍阻體。在此階段較少量的較低揮發性產物如碲，鋇及鉍也可能釋出。進入過熱損毀階段後，一次圍阻體內的放射核種總量為間隙外釋與早期壓力槽內之釋出的和。

個廠在發展爐心損毀程度評估指引時可採用任何被接受的分析工具計算個別電廠圍阻體輻射強度的預測值。一般來說，燃料護套損毀時圍阻體輻射強度會比僅考慮冷卻水釋出之圍阻體輻射強度至少要高兩個數量級；過熱損毀時圍阻體輻射強度會比燃料護套損毀時之圍阻體輻射強度至少要高一個數量級。護套損毀與過熱損毀狀況下之圍阻體輻射強度範圍大約涵蓋 2 個數量級。

基於以上之認知，圍阻體輻射強度偵測值可與前述之爐心損毀程度分類有下面之關係：

- (1)如果所有的一次圍阻體輻射強度偵測值均低於 100% 最大正常運轉冷卻水活度釋出對應之的圍阻體輻射強度預測值，應包括最大可允許的碘尖峰 (Iodine spike)，則可以假設爐心沒有損毀。
- (2)如果任一個一次圍阻體輻射強度偵測值大於上述最大正常運轉劑量值，則必須考慮燃料棒護套有損壞的可能。若圍阻體輻射強度偵測值與 1% 燃料棒間隙存量釋出之圍阻體輻射強度預測值相當，則可以確認燃料棒護套已經損毀。
- (3)圍阻體輻射強度偵測值大於 1% 燃料棒間隙存量釋出之等量的圍阻體輻射強度，則燃料棒護套極可能已經損毀，且廣泛的護套損毀及局部的過熱損毀可能已發生。
- (4)如果任一個一次圍阻體輻射強度偵測值大於 50% 燃料棒間隙存量釋出之等量的圍阻體輻射強度，廣泛的護套損毀及有限的過熱損毀極可能已經發生。
- (5)如果任一個一次圍阻體輻射強度偵測值大於 100% 燃料棒間隙存量釋出之等量的圍阻體輻射強度，廣泛的護套損毀及廣泛的過熱損毀極可能已經發生。

因為護套損毀與過熱損毀的範圍會互相重疊，因此無法在 1% 過熱損毀值與 100% 燃料棒護套損毀值之間，正確地判定其個別的損毀程度。不過可以預期的是，過熱損毀會在 100% 燃料棒護套損毀情況達到之前，就會在爐心最熱的區域開始發生。過熱損毀的門檻已經超過，可以假設燃料棒護套的損毀與過熱損毀都存在，而且是同步進行的。

4.5.2.1 核一廠圍阻體輻射強度之計算

根據核一廠爐心主要放射核種停機時之總存量(表 4.5.1)及前述之假設，可以算出嚴重事故時圍阻體輻射強度。茲說明如下。

核一廠爐心主要放射核種停機時之總存量，係由核能研究所核子工程組審查台電公司三座核能電廠之所有退出燃料，找出其燃料特性與退出燃耗

(discharge burnup) 值，確認 typical bundle 之選取，再以每座電廠所選取的一組 typical bundle 為基準，計算其分別達 1/3、2/3、與 3/3 discharge burnup 時之核燃料束放射性核種活度。Typical bundle 的選取原則如下：

- (1) 該 bundle 燃料之 U-235 濃縮度，最接近於目前使用中之燃料。
- (2) 該 bundle 燃料之根數是類似燃料中根數最多者。
- (3) 該 bundle 燃料之平均退出燃耗，與最近週期 (cycle) 燃料之平均退出燃耗最為接近。

依據核能研究所核子工程組提供之台電公司核能一、二、三廠退出燃料相關資料 (文件編號：08-4-REP-047-017-1.0, 08-4-REP-047-018-1.0, 08-4-REP-008-002-1.0)，使用 ORIGEN2 程式 (version 2.1, 1991) 計算每座電廠之 typical bundle，分別計算其達 1/3、2/3、與 3/3 discharge burnup 時的核燃料束放射性核種活度。計算完成台電核能一廠 typical bundle 之核燃料束放射性核種於停機時之總活度如表 4.5.1 所示。表 4.5.1 中的 58 個核種是輻射源項計算時所考慮之重要核種。

由此總活度及利用核工原理[23] P.572 公式(11.57)，可以算出各核種所造成的 Dose Rate 劑量率，再算出各核種隨時間衰變的劑量率。公式(11.57)如下所示：

$$H(\text{rem}) = 0.262 \times X \times E$$

其中 X ：核種的濃度 Ci/m^3

E ：核種的能量 Mev

將各核種根據其揮發性的高低予以分類，並根據表 2.6 各分類核種群的釋出比例，算出各分類核種群在圍阻體內隨時間衰變的劑量率強度。最後隨事件的類型將此種強度分成 4 種情形，即反應爐壓力槽洩壓後有/無乾井或抑壓池噴灑。計算結果如附錄 A 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)。此 4 張圖各有 4 條曲線，即為反應爐壓力槽洩壓後有/無乾井或抑壓池噴灑的事故。而取 1% 及 100% 是做為計算的基準，當儀表所示之圍阻體輻射強度超過附錄 A 圖 A.3.1 及圖 A.3.2 所對應的 1% 護套損毀/過熱損毀的圍阻體輻射強度時，即表示燃料已經可能發生損毀，將該儀表值與 100% 護套損毀/過熱損毀的圍阻體輻射強度對應值相除，即為燃料發生護套損毀/過熱損毀的比例。

4.5.3. 氫氣評估 (H_2 assessment) (圖 4.5.1 中之步驟伍)

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銦氧化量的關係圖。氫氣開始產生被認為是燃料棒護套開始損毀的一種指示。因為銦的快速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。表 4.4.5 列出每個爐心損毀階段所預估的銦

氧化程度。

氬氣濃度的測量儀器有“乾式”及“濕式”兩種。兩種形式儀器之測量值與銦金屬氧化量間的關係不同，NEDC-33045P 報告中已提供相關的計算公式。發展個廠之爐心熔損程度評估指引時須依據 NEDC-33045P 報告中的計算公式及個廠之圍阻體設計參數計算燃料棒護套氧化比例與圍阻體氬氣濃度間的關係圖。

有些採用 MARK I 圍阻體的電廠依賴“氮氣圍阻體大氣稀釋 (Nitrogen Containment Atmosphere Dilution System, NCAD) 系統”緩和設計基準事故中之氬氣產生所造成的影響。當測到氬氣時，一次圍阻體以氮氣加壓，將氧氣濃度維持在低於 5% 的狀態，以防止圍阻體的大氣混合物的組成達到可燃的狀況。氮氣的加入會降低一次圍阻體的氬氣濃度，在計算燃料棒護套氧化比例與圍阻體氬氣濃度間的關係時須將此納入考量。

採用 MARK II 及 MARK III 圍阻體的電廠裝有氬氣再結合器，以控制設計基準冷卻水流失事故時之氬氣濃度。經由再結合器的作用以抑低氬氣濃度是一種相對緩慢的過程，在一般通用之爐心損毀程度評估方法中並未討論。但是可以依據個廠再結合器的特性、氣體流量率、及再結合器運轉的時間建立自己電廠適用的調整。採用 MARK III 電廠也必須考慮氬氣點火器的運轉。點火器的設計目的是藉由控制下的區域性的燃燒將氬氣移除，以限制圍阻體的氬氣濃度在 4% 以下。如果圍阻體設有氧氣濃度指示儀器，即可以根據氧氣含量的降低程度，修正氬氣濃度與銦氧化程度的關係。

4.5.3.1 核一廠銦氧化比例 VS 氬氣濃度圖之計算

本項計算係假設氬氣的量測是以乾為基礎。利用 *NEDC-33045P App. D 公式 D.2-15*，可以做出如附錄 A 圖 A.3.5 銦氧化比例與氬氣濃度的關係圖。公式如下：

$$M_{Zr} = V_{pc-lco} / 7.89 \times 492 / (460 + T_{pc-minop}) \times F'_H / (1 - F'_H)$$

其中：

V_{pc-lco} ：一次圍阻體總氣體體積

$T_{pc-minop}$ ：一次圍阻體最低的運轉溫度

F'_H ：氬氣濃度

4.6 核一廠爐心損毀程度評估指引相關儀器資料

NEDC-33045P 中之爐心損毀程度評估指引主要利用電廠已有之量測儀器決定爐心損毀程度。指引所使用到的主要儀器如下：

1. 爐心水位：核一廠每部機裝置有寬輻(-380 ~ +150cm)，窄輻(0 ~ +150cm)，2/3 Core Recovery(-250 ~ 500 cm)，Core Flooding(1250 ~ 2250 cm) 四組儀器。

2. 圍阻體輻射強度(Containment Radiation Level)：指引中根據圍阻體內固定輻射偵測裝置的讀數決定爐心損壞程度，再進一步計算燃料棒護套損壞，或燃料溫度過高的比例。
3. 圍阻體氫氣濃度 (Containment Hydrogen Concentration)：核一廠每部機裝置有兩組圍阻體氫氣分析儀。
4. 爐心噴灑系統 (Core Spray) 流量：核一廠每部機裝置有兩組爐心噴灑儀器。

相關儀器代碼及量測範圍列於表 4.6.1。

4.7 爐心損毀程度評估方法的討論

爐心損毀程度的一般性評估結果的準確性受限於：(1)事故源項的不準度(2)儀錶特性(3)事故本身特性的變化。要得到最佳的爐心損毀估算，必須使用適當的工程判斷來解讀評估結果間的差異。例如在爐心不同的部份，發生爐心損毀的速率會有不同，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

在解讀圍阻體輻射強度時應注意

- (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)根據輻射值可能會低估爐心損毀的情形，包括
 - a. P/C 或 RPV 已經被排放(vented)
 - b. P/C 完整性已經喪失
 - c. 在無法急停的情況下，一次隔離系統已經失效而必須使用主冷凝器
- (6)根據輻射值可能高估爐心損毀的情形，包括
 - a. S/pool 已經被旁通
 - b. S/pool 水位低

在解讀圍阻體氫氣濃度時應注意快速的氫氣產生代表燃料溫度已高於護套損毀的門檻，但仍低於開始大量過熱損毀的溫度。測得到氫氣代表燃料護套可能損毀，測不到氫氣，代表過熱損毀尚未發生。根據 H₂ 濃度可能低估爐心損毀的情形，包括：(1)充氮系統已經運轉，(2)P/C 已經被排汽，(3)P/C 完整性已經喪失，(4)大量的 H₂ 仍然被侷限在壓力槽內。根據 H₂ 濃度可能高估爐心損毀的情形，包括：(1)過量的 H₂ 是經由電解產生，(2)注氫系統正在洩漏，(3)乾井有蒸汽存在，但乾井大氣不是處於飽和的狀態

表 4.1.1 爐心損毀的分類比較

NUREG-0737	NUREG-1465	EPRI TBR
	爐水活度之釋出	
護套失效	間隙活度之釋出	OX
燃料過熱	早期壓力槽內之釋出	BD
燃料熔損		
	壓力槽外之釋出	EX
	晚期壓力槽內之釋出	

表 4.2.1 爐心損毀評估資料的法規管制要求及評估重點

法規管制要求	評估重點
NUREG-0737 (TMI Action Plan Requirements)	爐心狀態的一般性評估，分成兩類 (1)燃料損毀的型式(護套損毀，燃料過熱，或燃料熔損) (2)劣化的程度(微小，中等，或大量)

表 4.2.2 爐心損毀評估資料的用途

用途	需要的資料
EOP	護套損毀的趨勢(停止或繼續)
SAG	爐心損毀的一般程度及趨勢(所有的損毀型式)
EAL (NUREG-0654)	護套損毀的量(可能，微小，中等，或大量)
廠外劑量預估	無
外界通訊	爐心損毀的一般程度及趨勢(所有的損毀型式)

表 4.2.3 NUREG-0737 之爐心損毀分類

	劣化的程度		
	微 小 ($<10\%$)	中 等 ($10\% \sim 50\%$)	大 量 ($>50\%$)
無損毀	1		
護套損毀	2	3	4
過熱損毀	5	6	7
燃料熔損	8	9	10

表 4.2.4 NUREG-0654 爐心損毀的起始狀況

緊急分類	起始狀況
異常事件	燃料損毀指示(Fuel damage indication)，例如： (1)O/G 偵測器測得高輻射(大於 $500,000 \mu\text{Ci/sec}$ ；16 個同位素衰變至 30 分鐘的對應值；或 30 分鐘內增加 $100,000 \mu\text{Ci/sec}$) (2)爐水樣高活度(碘尖峰值超過運轉規範值)
緊急戒備事故	嚴重喪失燃料護套(Severe loss of fuel cladding)，例如： (1)O/G 偵測器測得高輻射(大於 5 Ci/sec ；16 個同位素衰變至 30 分鐘的對應值) (2)爐水樣活度非常高($300 \mu\text{Ci/cc}$ 的 I-131 等效值)
廠區緊急事故	爐心劣化及可能喪失爐心冷卻幾何(Degraded core with possible loss of coolable geometry)，(儀器必須可以測得不當爐心冷卻，爐水活度及/或圍阻體輻射強度並有指示)
全面緊急事故	喪失任何二層屏障及可能喪失第三層屏障。(例如：喪失一次冷卻水邊界，護套失效及很可能喪失圍阻體完整性。 存在其他會造成短時間內大量輻射外釋的電廠狀態，例如爐心熔毀狀態。

表 4.2.5 NESP-007 爐心損毀的初始條件及緊急應變行動層級(EAL)

緊急分類	起始狀況	緊急應變行動層級
緊急戒備事故	喪失或可能喪失燃料護套或反應器冷卻水系統完整性。	可能喪失燃料護套屏障： (1)RPV 水位低於燃料頂端 (2)由緊急大隊長判定可能喪失燃料護套屏障的狀況
廠區緊急事故	喪失燃料護套及反應器冷卻水系統完整性。 或 可能喪失燃料護套及反應器冷卻水系統完整性。 或 喪失或可能喪失任何兩層分裂產物屏障。	喪失燃料護套屏障： (1)爐水活度超過 $300 \mu\text{Ci/cc}$ 的碘-131 等效值。 (2)RPV 水位低於 2/3 爐心高度 (3)乾井輻射強度超過 $10,200\text{Rem/hr}$ (4)由緊急大隊長判定喪失燃料護套屏障的狀況
全面緊急事故	喪失任何二層屏障及 可能喪失第三層屏障。	可能喪失一次圍阻體屏障： 圍阻體輻射強度超過 $40,800\text{Rem/hr}$

表 4.2.6 NUREG-0654，NESP-007 及 NUREG-0737 的相互關係。

NUREG-0654	NESP-007	NUREG-0737
燃料損毀指示(爐水活度(碘尖峰值)超過運轉規範值)		無
嚴重喪失燃料護套(爐水活度對應 $300 \mu\text{Ci/cc}$ 的 I-131 等效值)	喪失燃料護套屏障(爐水活度或乾井輻射強度超過 $300 \mu\text{Ci/gm}$ 的碘-131 等效值)。	小部份的護套損毀(大約 1%~10%)
爐心劣化及可能喪失爐心冷卻幾何	喪失燃料護套屏障(爐水活度或乾井輻射強度超過 $300 \mu\text{Ci/gm}$ 的碘-131 等效值)。	小部份的護套損毀(大約 1%~10%)
喪失任何二層屏障及可能喪失第三層屏障	喪失燃料護套屏障(爐水活度或乾井輻射強度超過 $300 \mu\text{Ci/gm}$ 的碘-131 等效值)。 喪失反應器冷卻水系統完	小部份的護套損毀(大約 1%~10%) 中度的護套損毀(~20%)

	整性。 可能喪失一次圍阻體屏障	
爐心熔燬狀態	由緊急大隊長判定可能喪失燃料護套屏障的狀況	NA
大量的爐心劣化或熔燬		大部份的護套損毀 (~100%)
嚴重的爐心熔燬		大部份的護套損毀 (~100%)

表 4.4.1 NEDC-33045P 爐心損毀程度分類

階段	燃料溫度	描述
無損毀	< 1500°F	燃料護套完整。 外釋的分裂產物量是低於正常出現在反應爐冷卻水中的放射核物質。
護套損毀	1500°F--2400°F	燃料護套完整性喪失，導致氣態及揮發性較高之分裂產物從燃料棒護套間隙釋出。溫度高於 1800°F 時燃料棒護套會快速的氧化。
過熱損毀	> 2400°F	氣態及揮發性分裂產物從燃料丸釋出。 爐心幾何形狀開始改變。

表 4.4.2 爐心損毀程度分類比較

NEDC-33045P	NUREG-0737	NUREG-1465
無損毀	燃料無損毀	冷卻水所含之活度釋入圍阻體
護套損毀	燃料棒護套喪失完整性	燃料棒護套間隙之活度的釋出
過熱損毀	燃料過熱	早期壓力槽內之放射性物質釋出
	燃料熔損	
		壓力槽外之放射性物質釋出
		晚期壓力槽內之放射性物質釋出

表 4.4.3 爐心曝露時間 Vs. 爐心損毀

20% 的爐心裸露時間	爐心溫度範圍	爐心損毀情況
0.5~0.75 小時	1800~2400°F	快速氧化 護套損毀(間隙外釋)
0.5~1.5 小時	2400~4200°F	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°F	爐心熔毀壓力槽熔穿(壓力槽 外之放射性物質外釋開始)

表 4.4.4 NUREG-1465 輻射源項

	間隙外釋	早期壓力槽內之釋出
惰性氣體	0.05	0.95
鹵素	0.05	0.25
Alkine Metals	0.05	0.20
Tellurium Group	0	0.05
Alkine Earths	0	0.02
Transition Metals	0	0.0025
Rare Earths	0	0.0005

表 4.4.5 各爐心損毀階段之鋯氧化比例

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

表 4.5.1 重要核種於停機時之爐心總存量

	D.B.*	2/3 D.B.	1/3 D.B.	Half Life	Gamma energy
核種	Ci / MTU	Ci / MTU	Ci / MTU	day	MeV
Co-58	4.26E+03	3.98E+03	4.46E+03	7.08E+01	8.21E-01
Co-60	1.01E+04	7.28E+03	4.07E+03	1.93E+03	2.50E+00
Kr-83m	6.62E+04	7.34E+04	1.07E+05	7.63E-02	5.24E-04
Kr-85	8.99E+03	6.76E+03	3.87E+03	3.92E+03	2.21E-03
Kr-85m	1.35E+05	1.55E+05	2.36E+05	1.87E-01	1.57E-01
Kr-87	2.54E+05	2.98E+05	4.61E+05	5.30E-02	7.88E-01
Kr-88	3.57E+05	4.20E+05	6.51E+05	1.18E-01	1.95E+00
Rb-86	1.49E+03	9.45E+02	6.03E+02	1.87E+01	9.45E-02
Sr-89	4.78E+05	5.65E+05	8.85E+05	5.05E+01	1.49E+00
Sr-90	7.20E+04	5.31E+04	2.98E+04	1.06E+04	5.46E-01
Sr-91	6.12E+05	7.07E+05	1.08E+06	3.97E-01	7.05E-01
Y-90	7.41E+04	5.44E+04	3.07E+04	2.66E+00	2.82E-04
Y-91	6.29E+05	7.27E+05	1.11E+06	5.85E+01	3.61E-03
Zr-95	9.24E+05	9.90E+05	1.37E+06	6.40E+01	7.37E-01
Zr-97	9.46E+05	9.84E+05	1.33E+06	7.04E-01	1.92E-01
Nb-95	9.29E+05	9.95E+05	1.36E+06	3.52E+01	7.66E-01
Mo-99	1.09E+06	1.09E+06	1.42E+06	2.75E+00	1.49E-01
Tc-99m	9.51E+05	9.57E+05	1.25E+06	2.51E-01	1.25E-01
Ru-103	9.61E+05	9.02E+05	1.04E+06	3.94E+01	4.84E-01
Ru-105	6.97E+05	6.10E+05	6.24E+05	1.85E-01	7.37E-01
Ru-106	4.39E+05	3.25E+05	1.79E+05	3.69E+02	
Rh-105	6.61E+05	5.83E+05	5.91E+05	1.48E+00	7.76E-02
Sb-127	6.81E+04	6.33E+04	7.28E+04	3.85E+00	6.63E-01
Sb-129	1.96E+05	1.89E+05	2.28E+05	1.83E-01	1.46E+00
Te-127	6.76E+04	6.28E+04	7.12E+04	3.90E-01	4.85E-03
Te-127m	9.13E+03	8.42E+03	8.64E+03	1.09E+02	4.56E-04
Te-129	1.93E+05	1.86E+05	2.24E+05	4.83E-02	5.92E-02
Te-129m	2.89E+04	2.78E+04	3.32E+04	3.36E+01	2.95E-02
Te-131m	8.62E+04	8.48E+04	1.05E+05	1.25E+00	1.42E+00
Te-132	8.27E+05	8.33E+05	1.08E+06	3.26E+00	2.13E-01
I-131	5.87E+05	5.87E+05	7.47E+05	8.04E+00	3.80E-01
I-132	8.41E+05	8.46E+05	1.09E+06	9.58E-02	2.28E+00
I-133	1.17E+06	1.20E+06	1.58E+06	8.67E-01	6.07E-01

表 4.5.1 重要核種於停機時之爐心總存量(續)

I-134	1.28E+06	1.31E+06	1.75E+06	3.65E-02	2.61E+00
I-135	1.10E+06	1.12E+06	1.47E+06	2.75E-01	1.59E+00
Xe-131m	6.55E+03	5.94E+03	8.30E+03	1.19E+01	3.21E-03
Xe-133	1.17E+06	1.20E+06	1.58E+06	5.25E+00	3.04E-02
Xe-133m	3.69E+04	3.73E+04	4.85E+04	2.19E+00	2.40E-02
Xe-135	4.49E+05	4.88E+05	5.68E+05	3.79E-01	2.47E-01
Xe-135m	2.35E+05	2.35E+05	2.98E+05	1.57E+01	4.28E-01
Xe-138	9.40E+05	9.87E+05	1.35E+06	1.42E+01	1.12E+00
Cs-134	1.72E+05	8.77E+04	2.65E+04	7.52E+02	1.55E+00
Cs-136	5.00E+04	3.15E+04	2.11E+04	1.32E+01	2.12E+00
Cs-137	1.07E+05	7.23E+04	3.69E+04	1.10E+04	
Ba-140	9.90E+05	1.03E+06	1.39E+06	1.27E+01	1.81E-01
La-140	1.02E+06	1.05E+06	1.41E+06	1.68E+00	2.31E+00
Ce-141	9.41E+05	9.83E+05	1.33E+06	3.25E+01	7.05E-02
Ce-143	8.52E+05	9.05E+05	1.25E+06	1.38E+00	2.50E-01
Ce-144	7.57E+05	7.87E+05	7.40E+05	2.85E+02	1.62E-02
Pr-143	8.42E+05	8.93E+05	1.23E+06	1.36E+01	8.90E-09
Nd-147	3.79E+05	3.90E+05	5.20E+05	1.10E+01	1.22E-01
Pu-238	3.82E+03	1.34E+03	2.26E+02	3.21E+04	2.62E-05
Pu-239	3.55E+02	3.14E+02	2.40E+02	8.81E+06	6.09E-05
Pu-240	4.93E+02	3.35E+02	1.66E+02	2.40E+06	2.85E-05
Pu-241	1.60E+05	1.16E+05	4.35E+04	5.26E+03	4.23E-07
Am-241	2.57E+02	1.36E+02	2.08E+01	3.28E+01	2.26E-02
Cm-242	6.09E+04	2.48E+04	2.44E+03	1.63E+02	2.12E-05
Cm-244	4.25E+03	6.84E+02	2.30E+01	6.61E+03	1.50E-05

表 4.6.1 核一廠爐心損毀程度評估相關儀器

儀 器	代 號	範 圍
WRNM(SRM+IRM)	C51-R603	0 ~ 3x10 ⁵ CPS(Range 1 for SRM) 註一
Rx Coolant Temp(Recic Suction)	TR-B31-R650	0 ~ 300 ⁰ C
Rx Coolant Temp(Clean Up Point #1)	G33-N601	NA 註二
冷卻水系統壓力寬幅壓力計	C31-R605A/B/C	0~85 kg/cm ²
壓力槽水位(WR)	B21-R604A/B	-380 ~ +150cm
壓力槽水位(NR)	C31-R606A/B/C	0 ~ 150 cm
壓力槽水位(2/3 Core Recovery)	LR-B21-R615 (LI-B21-R610)	-250 ~ 500 cm
壓力槽水位(Core Flooding)	B21-R605	1250 ~ 2250 cm
PCARM	D11-K620 (Noble gas, particulate, Iodine)	10 ~ 10 ⁶ Cpm 位於反應氣廠房一樓 電梯出口 TIP Room 旁
Post LOCA 圍阻體輻射強度(D/W)	D11-618A/B	0 ~ 10 ⁷ R/hr
Post LOCA 圍阻體輻射強度(Torus)	D11-619A/B	0 ~ 10 ⁷ R/hr
爐心噴灑流量	FI-E21-R601A/B	0 ~ 400 LPS
Post LOCA D/W Level	108-7A/B	-699 ~ 1837 cm
Post LOCA Torus Level	108-6A/B	0 ~ 914 cm
Post LOCA D/W Pressure(NR)	108-6A1/B1	-0.35 ~ 0.35 kg/cm ²
Post LOCA Torus Pressure(Hi)	108-6A2/B2	0 ~ 17.5 kg/cm ²
Post LOCA Rx Pressure	B21-R618A/B	0 ~ 105 kg/cm ²
圍阻體氫氣濃度 圍阻體氫氣分析儀	MCP-120-19A/B	H ₂ : 0 ~ 9.5% O ₂ : 0 ~ 20% Hi 2% (H ₂) HiHi 4% (H ₂) Hi 3.5 % (O ₂) HiHi 3.8%(O ₂)

註一： WRNM(SRM)在機組起動及停機時，中子源使其有 3CPS 以上的指示，在起動過程的抽棒階段則要有 10³~10⁵ CPS 的指示。

註二： G33-N601 有五點可供選擇，其第一點可約略代表核心溫度，僅供顯示其 Temp. Element 所量到的溫度，並無範圍。

