

## 第二章 沸水式反應器爐心損毀事故特性說明

### 2.1 前言

在進一步說明爐心損毀程度的判定方法前，須對爐心損毀的過程與放射性物質在事故中的行為有所了解。本章依據 NUREG-1465, IDCOR[10], 及 MAAP4 程式報告的內容，簡單說明爐心長時間喪失適當冷卻後，對爐心損毀的過程與現象，以及放射性物質自燃料外釋後之後續行為。本章節所介紹的內容僅做為瞭解本研究建議之爐心損毀程度評估方法的基礎，可能與核電廠執照基準假設不一致。

沸水式反應器使用的燃料棒利用鋁合金套管為護套。燃料丸與燃料棒護套的間隙充填氦氣以增加燃料棒護套間隙的熱傳。正常運轉時，燃料棒間隙的壓力會因溫度的上升，以及氣態分裂產物的遷移入內而上升，但仍適當的低於冷卻水系統壓力。燃料棒護套的主要功能有兩個，即維持燃料丸的幾何形狀與堆疊型式，以確保核分裂程序在可控制的狀況下有效的產生；同時防止放射性分裂產物釋放到冷卻水系統或大氣中。只要燃料棒護套能夠維持完整性，放射性物質即不會外釋；只要燃料棒護套能夠維持其幾何形狀，注水即有可能終止事故的惡化。在區分爐心熔損程度時，通常是以燃料棒護套是否維持完整性，以及燃料棒護套損毀的比例來區分。爐心熔損程度的分類將在第四章爐心損毀評估準則及方法中詳細說明，本章僅描述爐心劣化的過程，並詳細說明放射性物質在爐心熔損事故中的行為，以及核電廠事故輻射源項認知的沿革與改變。

### 2.2 沸水式反應器爐心劣化過程

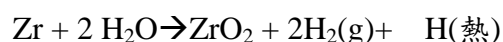
反應器爐心內有大量的放射性物質，會持續的釋出衰變熱(Decay Heat)，若衰變熱在事故中無法適時適當的移除，燃料丸及燃料棒溫度會開始上升，逐漸惡化成為嚴重事故。

核電廠嚴重事故的肇始事件為冷卻水流失及暫態。冷卻水流失事故發生後，冷卻水自 RCS 破口流失，若冷卻水無法適時的補充，將燃料棒覆蓋於水中，燃料棒護套溫度會逐步攀升。暫態事故中，冷卻水的流失是經由釋放閥(Relief Valve)或安全閥(Safety Valve)，對某些中破口或小破口冷卻水流失事故，若破口大小不足以釋放冷卻水蒸發所導致的壓力上升，釋放閥亦會啟動釋壓。

冷卻水的流失造成燃料棒在持續一段時間內未為冷卻水所覆蓋，燃料棒會因為機械應力及熱應力的交互作用而喪失完整性。相關研究結果顯示，即使爐心溫度尚未達到燃料熔損所需的高溫(例如，超過 1800°F)，爐心內部燃料棒護套已經喪失完整性。在中破口及大破口冷卻水流失事故中，即使緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)依照設計功能成功啟動運轉，爐心燃料

棒護套溫度仍會短時間的超過正常運轉溫度，而會有部份的燃料棒喪失完整性。

若流失的冷卻水無法獲得補充，會有更多的燃料棒喪失完整性，且燃料溫度開始上升。爐心熔損事故中爐心行為(或狀況)與燃料棒護套及燃料丸溫度有關，其相互間的關係如圖 2.1 所示。當護套溫度足夠高時，鋁合金護套開始與環繞燃料棒之水蒸汽發生化學反應，釋出熱能與氫氣，其化學反應方程式如下：



上述化學反應的反應速率是溫度的函數。通常鋁-水反應會在爐心上半部，鄰近功率最高的部份首先發生。一旦鋁-水反應開始後，反應釋出的熱量可以是衰變熱的數倍。由於絕大部份的反應熱均無法移除，鋁-水反應加速了燃料丸溫度上升的速率，可以在數十分鐘(Tens of Minutes)內達到所謂的燃料熔損溫度。當燃料丸及護套溫度逼近 4000°F 時，二氧化鋁會與金屬鋁發生反應，形成 U-Zr-O 之共熔物(Eutectic)。共熔物的熔化溫度略高於 4000°F，但是遠低於二氧化鋁(5400°F)、二氧化鋁與鋁金屬的熔化溫度。共熔物一旦形成後，其熔融物會向爐心下半部移動(Downward Relocation)，當與溫度較低的表面接觸時，熔融之共熔物有可能固化。沸水式反應器所使用的燃料束，設計有燃料匣(Fuel Channel)以區隔燃料束，燃料匣的材料亦為鋁合金。燃料匣的存在使得爐心熔損現象更為複雜。由上而下的熔融物有可能造成燃料間通道的阻塞(Flow Blockage)，阻擋了水蒸汽的流動，減緩了上半部殘存之燃料棒護套的氧化。存在於燃料匣間的控制棒的熔毀亦使得爐心熔損現象更為複雜。

如果在熔融爐心掉落到壓力槽底部前，爐心冷卻無法恢復，爐心熔損會進一步惡化。掉落到壓力槽底部的熔融爐心會被壓力槽底部殘存的水淬熄，產生大量的水蒸汽。掉落的熔融爐心會在壓力槽底部累積，再度的熔化，與壓力槽底部結構產生反應，造成結構物溫度上升，如果熔融物溫度上升的趨勢無法制止，壓力槽底部的失效將無法避免。若此時 RCS 仍存在於高壓狀態，壓力槽底部控制棒通道的銲接處會因溫度上升而減弱強度，控制棒通道會因系統高壓而失效，此時壓力槽底部會形成一個開口，大量的熔融爐心自壓力槽噴出，形成所謂的高壓熔融物排放(High Pressure Melt Injection, HPME)現象，進而透過圍阻體直接受熱現象(Direct Containment Heating)對圍阻體壓力與溫度造成極大的衝擊。若在事故中 RCS 已成功洩壓，熔融爐心的熱傳會造成壓力槽結構溫度的上升，使得壓力槽底部半球與圓柱體交接處承受應力的能力降低，最後導致失效。

自失效壓力槽掉落的熔融爐心進入 Pedestal 區間後，會與構成 Pedestal 的混凝土產生反應，稱為熔融爐心與混凝土作用(Molten Core Concrete Interaction, MCCI)，混凝土的分解會產生不可凝結氣體(Non-Condensable Gases)，CO<sub>2</sub>，CO，H<sub>2</sub>；其中 CO 及 H<sub>2</sub> 為可燃性氣體，對圍阻體造成負荷，低揮發性放射性物質會於此時釋出。

以上為核電廠嚴重事故爐心劣化過程的描述，截至目前為止，核電廠尚未發生如此嚴重的事故。

## 2.3 分裂產物外釋階段

本節描述放射性物質在嚴重事故中的行為。表 2.1 列出沸水式反應器爐心中主要的放射性物質。

一次系統、護套與燃料丸的損壞，很可能導致釋出部份累積的分裂產物。NUREG-1465 為輕水式反應器嚴重事故訂出下列一般性的釋出階段：

- 一、冷卻水活性釋出(Coolant activity release)
- 二、間隙活性釋出(Gap activity release)
- 三、早期壓力槽內釋出(Early in-vessel release)
- 四、壓力槽外釋出(Ex-vessel release)
- 五、晚期壓力槽內釋出(Late in-vessel release)

表 2.2 所列為各階段各類型放射性物質的釋出量及持續時間。

### 2.3.1 冷卻水活性釋出階段

係指氣態及揮發性較低的分裂產物經由失效的燃料棒排到反應爐冷卻水中。由於冷卻水在正常運轉時僅含有非常小的百分比的分裂產物存量，在本階段所釋出的輻射量很小。

如果事故中冷卻水流失量超過可用的注水系統容量，造成爐心無法淹沒(submergence)或噴灑得到適當冷卻，燃料的溫度會升高，最終會導致護套損毀，燃料過熱及爐心熔損，導致放射性物質開始自燃料棒外釋。

### 2.3.2 間隙活性釋出階段

開始於護套溫度大約為 1500 °C，護套穿孔開始形成之時。氣態及較具揮發性的分裂產物經由護套穿孔，從護套間隙釋出到反應爐冷卻水中，經由 RCS 開口進入一次圍阻體大氣中。

初始的「爆炸性釋出(burst release)」會排出整個間隙的惰性氣體存量及小量的銫及碘。剩餘的銫及碘會在一段較長時間的「擴散釋出(diffusion release)」期間逐漸通過護套裂開處進入冷卻水。

完全的間隙活性釋出期間約為 60 分鐘，放出全部爐心存量 3~5% 的惰性氣體及揮發性的分裂產物。在此階段期間，有小量的惰性氣體及揮發性放射核種會從燃料丸表面釋出，但大部份的分裂產物侷限在燃料丸中。護套溫度大約為 1800 °C 時，因蒸汽與鋁氧化間的反應變得非常快速，產生大量的氫氣。此種反應為放熱反應，加速爐心的溫度爬升。

當護套到更高溫度(約 2400 °C)時，鋁水反應產生的熱遠超過衰變熱，成為爐心溫度升高的主因。只要護套維持在高溫且有足夠的蒸汽及未反應的鋁，鋁-水反應就會繼續進行，造成燃料溫度的上升。



### 2.3.3 早期壓力槽內釋出階段

開始於燃料溫度達到約 2400 °C，且額外的氣態及較具揮發性的分裂產物開始從燃料丸本身釋出。

這個過程預估在爐心溫度開始升高後約 30~60 分鐘開始，持續約 1.5 小時，過程中釋出仍侷限在燃料丸的惰性氣體及大部份的 Cs 及碘。揮發性較低的放射核種可能也會有小量的釋出。

當燃料溫度達 4000 °C，燃料丸與鉛護套之間形成 U-Zr-O 共融合金(eutectic)，爐心幾何形狀開始改變。在更高溫度(約 5000 °C)時，UO<sub>2</sub> 燃料丸本身開始熔化。這些狀態改變不會造成放射活性釋出率的明顯增加，這是因為幾乎所有的惰性氣體及揮發性分裂產物在燃料熔化起始之前都已釋出。而揮發性較低的放射性物質尚未達到氧化的溫度。當爐心持續劣化，熔化的爐心往爐心下方移動，最後累積在壓力槽的底部空間。

### 2.3.4 壓力槽外釋出階段

若在底部空間的熔融物質無法適當的冷卻，爐心底蓋穿越器受到熱襲(thermal attack)，可能會導致壓力槽失效，釋出熔渣進入一次圍阻體的爐穴區(Pedestal)。高溫的熔融爐心物質與圍阻體基襯(basemat)的混凝土產生作用，稱為熔融爐心與混凝土作用(Molten Core Concrete Interaction, MCCI)。

MCCI 會造成混凝土的分解，釋出水汽、二氧化碳；釋出之氣體分子經過熔融爐心池時，會與熔融爐心池內的金屬 Zr、Cr 及 Ni 產生反應，被還原為氫氣及一氧化碳。還原性極強的氫氣及一氧化碳會將爐心池內處於低揮發性之氧化態的分裂產物還原為揮發性較高的金屬態。揮發後的金屬態分裂產物會隨著分解氣體形成的氣泡自爐心池釋出進入圍阻體大氣，釋出之分裂產物包括鋇(Barium)，銦(Strontium)，鈳(Ruthenium)，鉬(Molybdenum)等，此部份的外釋稱為壓力槽外釋出(Ex-Vessel Release)

大部份的壓力槽外釋出會在壓力槽熔穿後的 3 小時發生，釋出量的大小與所用的混凝土成份有關。使用石灰石的混凝土含有較多的碳酸鈣(CaCO<sub>3</sub>)，釋出較多的二氧化碳，故產生較大體積的氣體，也有較大量的外釋。使用玄武岩的混凝土則較小。

### 2.3.5 晚期壓力槽內釋出階段

與壓力槽外釋出同時發生，但由不同的機制所驅動，且持續的時間較長。在這個階段，有些在壓力槽內釋出階段沉澱在壓力槽內部組件的揮發性分裂產物(見下節的說明)，再度揮發且進入一次圍阻體內。此過程預期在壓力槽熔穿後繼續約 10 小時。

晚期釋出係指暫時滯留在 RCS 的分裂產物的延遲釋出。晚期壓力槽內釋出主要的貢獻者為沉澱在壓力槽內部組件上的放射性物質再次汽化。在間隙活性釋出

與早晚期壓力槽內釋出階段，釋出的高揮發性分裂產物遇到溫度較低的汽體時，會凝結成煙霧狀的空浮粒子(Aerosols)。進入壓力槽頂部空間的(相對)大量的空浮粒子，會附著在乾燥器及分離器以及其他壓力槽內部組件上。如果這些沉澱物所產生的衰變熱沒有辦法散掉，則前述之壓力槽結構的溫度開始升高，可能足以把高揮發性的分裂產物再次汽化。這些水汽會再次進入氣流。

## 2.4 放射性物質遷移路徑

在間隙活性釋出及早期壓力槽內釋出階段期間，惰性氣體及揮發性分裂產物是以氣體的形態釋出，隨著流經爐心的蒸汽/氫氣流進入壓力槽頂部。惰性氣體不會與其他物質產生反應，所以保持氣體的形式與循環的蒸汽/氫氣混合。如果RCS系統保持在高壓力的狀態，部份惰性氣體會，隨著水蒸汽及氫氣滯留在RCS內，當壓力槽底部失效時，與系統內的水蒸汽及氫氣一併釋入圍阻體。

其他高揮發性分裂產物則可能沉積(plate out)在較冷的表面上，凝結成似煙霧的空浮粒子(Aerosols)或與其他分裂產物/壓力槽內物質反應形成不同的化學混合物。沉澱在壓力槽內部組件的分裂產物，暫時不會移動。但是氣態、空浮形式的分裂產物則會與水蒸汽及氫氣混合，隨著氣體流動到冷卻水系統的其他部份。在壓力槽內的分裂產物經由破管或安全釋放閥進入一次圍阻體。其釋出的速率取決於(1)壓力槽熱水流狀況，(2)一次系統完整性，(3)有關的元素/組件的化學/物理性質。

揮發性最高的分裂產物最有可能自壓力槽釋出。因為滯留時間較長，壓力槽壓力在爐心劣化期間維持在高壓的事件，其釋放量會較低。

當分裂產物從壓力槽遷移到一次圍阻體時，空浮粒子可能會結合成較大的粒子，再透過各種不同的沉澱過程、電廠設施及運轉員動作，從圍阻體大氣中被移除。

造成空浮粒子大小改變的原因為(1)布朗運動(Brownian motion)的隨機碰撞，(2)重力造成的碰撞，(3)圍阻體大氣紊流所導致的碰撞。實驗證據顯示，上述過程發生的很快，當空浮粒子濃度很高時，空浮粒子間的碰撞不會影響空浮粒子的總重量，但是粒子的增加會影響藉由沉澱作用而自圍阻體大氣移除的速率。自然的空浮粒子移除機制包括：

- (1)紊流沉澱：由懸浮的流體之流量所驅動，且在一次系統的管路中最普遍。
- (2)擴散沉積(Diffusiophoresis)：當水蒸汽將空浮粒子拉往冷卻的表面時就會發生，且在該表面產生凝結，此效應較可能發生在一次圍阻體內。
- (3)熱沉積(Thermophoresis)：粒子藉由週遭氣體分子平均速度的差異而驅動，且是沿著溫度梯度減少方向。
- (4)沉降(Sedimentation)：係指在重力下，空浮粒子停妥在水平表面的現象。

影響空浮粒子濃度的特殊電廠設施有抑壓池噴灑及圍阻體噴灑。抑壓池池水會留住大部份經由安全釋放閥/乾井排氣而排到其中的分裂產物。估計的抑壓池

除污因數(Decontamination Factor, DF)有很大的變動，從略大於 1 到 10000，一般都相信抑壓池刮除效力(scrubbing effectiveness)取決於抑壓池的深度，而與水溫的關係較小。圍阻體噴灑也會刮除圍阻體的大氣中的空浮粒子，但是惰性氣體則不受抑壓池噴灑或圍阻體噴灑之影響。

EOP/SAMG 運轉員的動作也可能對分裂產物的行為有很大的影響。這些動作包括(1)壓力槽緊急洩壓(2)運轉爐心噴灑及圍阻體噴灑(3) 壓力槽及一次圍阻體排氣(4)一次圍阻體灌水。

緊急洩壓會將分裂產物從壓力槽經由安全釋放閥傳送到一次圍阻體，並加熱抑壓池。爐心噴灑會冷卻在壓力槽蒸汽空間中的氣體及內部組件，並且刮除壓力槽大氣中的空浮粒子。圍阻體噴灑會刮除一次圍阻體大氣中的空浮粒子。壓力槽及一次圍阻體排氣會經由各自的排氣管釋出分裂產物。一次圍阻體灌水會減少壓力槽外及晚期壓力槽內的釋出，其方法是將爐心熔渣淹沒在乾井地板上，並將一次系統的破口用水封住。

## 2.5 輻射源項介紹

核電廠反應器內有大量的放射性物質，若於事故中釋放到外界環境，會對電廠附近居民的生命財產及環境帶來極大的衝擊。如何防止放射性物質於事故中外釋是核電廠安全設計與法規管制的重點。核電廠安全設計及法規管制所面臨的另一項問題是須要量化事故中放射性物質外釋的比例，以做為安全設計與法規管制的基礎；例如過去四十年，USNRC 10CFR part 100 法規中之 reactor site criteria 即要求：“an accidental fission product release resulting from ”substantial meltdown” of the core into the containment be postulated to occur and that its radiological consequences be evaluated assuming that the containment remains intact but leaks at its maximum allowable leak rate...”。在法規的術語中自核能電廠釋放至外界之放射性物質稱為“外釋環境之輻射物質 (radiological release to the environment)”。外釋環境之輻射物質的量可由圍阻體的洩漏率及存在於圍阻體大氣之空浮 (airborne) 放射性物質的量來決定。存在於圍阻體之放射物質相關特質稱為“圍阻體事故輻射源項 (in-containment accident source term)”，其特質包括放射性物質的量及其組成，其化學及物理特性等。

目前運轉中的核能電廠所依據之法規中的 “fission product release” (亦即所謂的 in-containment accident source term) 於美國 NRC Regulatory Guide 1.3[6]及 1.4[11]中有明確的規定，其依據為 1962 公佈之 Technical Information Document (TID)-14844[12] 報告 (Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactors)。此份文件中“規定”所謂的外釋包含 100%的惰性氣體，50%的碘（但其中的一半於釋出後即迅速的沈積於冷卻水系統結構物表面），以及 1%的其他固態分裂產物。



上述 1% 的其他固態分裂產物外釋並未於 Regulatory Guide 1.3 及 1.4 中採用，但是應用於其他法規應用（例如 equipment qualification）。TID-14844 中規定之輻射源項係依據 1950 年代末期之實驗結果。

Regulatory Guide 1.3 及 1.4 中規定前述之放射性物質（或輻射源項）於事故開始的瞬間即存在於圍阻體內，可以透過圍阻體洩漏途徑進入環境，規定中並假設碘的存在形態為 91% 的元素態，5% 的粒狀物（particulate iodine）及 4% 的有機態。這些假設對核電廠工程安全設施（engineered safety features）的設計有極大的影響。圍阻體隔離閥關閉時間的法規要求亦與這些假設相關。

TID-14844 中所規定之放射性物質外釋特質除了用於 Regulatory Guide 1.3 及 1.4 外，亦用於評估電廠圍阻體噴灑系統，過濾系統（filtration system）的適切性，安全設備須可運作之輻射環境、事故發生後之控制室可使用性（control room habitability）、以及事故後取樣系統（Post Accident Sampling System, PASS）的設計。

一般說來，TID-14844 中所規定之輻射源項僅用於與設計基準事故相關之法規與計算，並不適用於估算核電廠發生嚴重事故（severe accidents）時對環境與電廠附近居民所帶來的衝擊。

美國法規管制單位在 1970 年代初期利用安全度評估方法（Probabilistic Safety Assessment, PSA）估算核電廠運轉風險時，即發展相關計算模式（mechanistic model），針對不同之事故序列分別量化事故輻射源項；在最嚴重之事故序列中，圍阻體會喪失功能。上述輻射源項計算結果是 1975 年公佈之反應器安全度評估報告（Reactor Safety Study, WASH-1400）[\[13\]](#) 的重要章節。1979 年美國三哩島核電廠事故的發生，提升了人們對核電廠嚴重事故重視的程度，也促成了所謂 WASH-1400 輻射源項的應用；包括（1）決定電廠緊急計畫區（Emergency Planning Zone, EPZ）的大小；（2）做為電廠環境衝擊說明（plant environment impact statement）中所需之電廠嚴重事故風險評估的依據；（3）做為法規管制單位設定及解決（prioritization and resolution）Generic Safety issues 與 unresolved safety issues 優先順序的依據。截至目前為止 WASH-1400 輻射源項並未實際用於與電廠運轉執照相關之安全管制。

WASH-1400 輻射源項所考慮的外釋機制包括：（a）護套間隙外釋（Gap Release）：即燃料棒護套破裂後，燃料棒快速洩壓，造成存在於燃料棒間隙之高揮發性分裂產物釋入冷卻水。（b）熔毀外釋（Meltdown Release）：即爐心裸露後，燃料棒護套及燃料丸的熔毀與鋁-水反應熱提供的熱源造成部份揮發性較高的分裂產物外釋。（c）汽化外釋（Vaporization Release）：即熔融爐心與混凝土作用時，混凝土分解產生之  $H_2O$  及  $CO_2$ ，通過熔融爐心池會氧被還原為  $H_2$  及  $CO$ ，進而改變分裂產物存在的化學型態，造成分裂產物的揮發進入圍阻體大氣。（d）氧化外釋（Oxidation Release）：即水蒸汽爆炸（steam explosion）造成燃料丸碎成細小粒子，散佈於圍阻體及大氣  $UO_2$  可能被氧化為  $U_3O_8$ 。

RSS 分析中共考慮 354 個核種，依核種化學及生物特性分為 7 群。RSS 所考慮之核種如表 2.3 所列。表 2.4 所列為 RSS (WASH-1400) 輻射源項。RSS 輻射源項為 PSA 分析的結果，壓力式反應器電廠分為 9 個外釋類別(Release Category)，沸水式反應器分為 5 個外釋類別。如表 2.4 所示，各外釋類別的特性包括年發生機率、外釋開始時間、外釋持續時間、可供民眾疏散之時間、外釋高度、外釋時之能量、以及 7 群放射性核種之外釋比例。

1979 年美國三哩島事故的發生，讓核工業界及法規管制單位意識到須對核能電廠的輻射源項有進一步的了解。1981 年美國 NRC 開始進行相關研究，重點為了解事故中放射性物質自燃料外釋，於冷卻水系統與圍阻體內傳遞行為。相關的研究結果促成了輻射源項分析程式 Source Term Code Package (STCP) [14] 的發展。STCP 中所使用的輻射源項計算模式亦為 MELCOR 程式[15]所使用，MELCOR 為美國法規管制單位持續支援發展之輻射源項計算工具。美國核工業界亦發展了 MAAP 程式[16]計算核電廠冷卻水系統及圍阻體於嚴重事故中的反應，以及事故輻射源項。

1980 年代末期，美國法規管制單位針對五個具代表性的核能電廠進行全面的安全度評估，以了解三哩島事故發生後之核電廠改善，以及安全度評估方法技術精進對核電廠風險造成的衝擊，相關研究結果發表於 NUREG-1150 報告[17]。NUREG-1150 報告即利用 STCP 估算輻射源項。

NUREG-1150 中輻射源項的計算是依據過去二十年來核電廠嚴重事故研究結果的累積，代表著核工業界及法規管制單位對核電廠嚴重事故及輻射源項最完整的了解；美國法規管制單位著手歸納 NUREG-1150 報告輻射源計算結果，發展新的輻射源項，歸納結論發表於 1995 年之 NUREG-1465 報告。NUREG-1465 輻射源項將做為未來新型輕水式反應器管制法規發展的依據。電力公司亦可自願利用 NUREG-1465 輻射源項於現今之輕水式反應器，但法規管制單位會針對個案進行評估。

NUREG-1465 輻射源項是指放射性物質自燃料釋出進入圍阻體的比例，報告中將放射性物質的外釋分為五個階段，分別為 (1) 冷卻水活度之釋出(coolant activity release); (2) 護套間隙外釋(gap activity release); (3) 早期壓力槽內之外釋(early in-vessel release); (4) 壓力槽外之外釋(ex-vessel release)及 (5) 晚期壓力槽內之外釋(late in-vessel release)。針對每一個外釋之階段皆有其持續的時間。各階段外釋比例及持續時間均得自 NUREG-1150 報告不同型態廠之輻射源項計算結果。在整理時並不蓄意挑選保守的結果，而是以具代表性的結果為原則；例如在決定早期壓力槽內之外釋時，是以冷卻水系統低壓之事故序列為基準，主要是因為安全度評估結果顯示，低壓事故序列是沸水式反應器之主要爐心熔損事故序列，而未來新型之壓水式反應器也會加強冷卻水一次側之洩壓能力。在介紹 NUREG-1465 輻射源項前須說明不同輻射源項中放射性物質的分類。WASH-1400 中將 54 種放射性核種分為七群（見表 2.3）；STCP 中將七群放射性物質重新組合為九群（如表 2.5 所示）；NUREG-1465 中將 STCP 分群中的鉍群



及錒群合併為一群；但在鐳系群中加入 Cm 及 Am，貴重金屬群 (Noble Metal) 中加入 Co。表 2.6 所示為 NUREG-1465 中沸水式反應器輻射源項。WASH-1400 報告中之輻射源項已表列於表 2.4。NUREG-1465 輻射源項與 Regulatory Guide 1.3 及 1.4 (或 TID-14844) 輻射源項另一項大的差異為碘於事故中存在的型態。TID-14844 假設 91% 釋出的碘會以元素態 (elemental Iodine) 存在，5% 為有機態 (organic Iodine)，4% 為粒狀 (particulate Iodine)；NUREG-1465 假設 95% 釋出的碘會以 CsI 的型式存在，4.85% 為元素態，0.15% 為有機態。碘存在型態的差異會對電廠相關安全系統的設計與運轉帶來極大的衝擊。

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，本報告中亦利用 MAAP4 程式針對不同類型的事故進行分析，結果於附錄 B 詳細說明。



表 2.1 沸水式反應器分裂產物種類

族別	元素	主要的同位素	特性
惰性氣體	氙，Xe	$\text{Kr}^{85}, \text{Kr}^{85\text{m}}, \text{Kr}^{87}, \text{Kr}^{88},$  $\text{Xe}^{133}, \text{Xe}^{135}$	以氣態存在；不與其他物質反應。最會移動的分裂產物，因此最容易釋出。在正常情況下，97%留在燃料丸內，3%遷移到護套間隙，<1%到爐水中
鹵素	碘	$\text{I}^{131}, \text{I}^{132}, \text{I}^{133}, \text{I}^{134}, \text{I}^{135}$	高度反應性及揮發性。碘主要以 CsI 的形式存在。在正常情況下，97%留在燃料丸內，3%遷移到護套間隙，<1%到爐水中。其蒸氣會凝結並附著在壓力槽內部組件、懸浮物質及圍阻體結構上。
鹼金屬	銫，鉍	$\text{Cs}^{134}, \text{Cs}^{136}, \text{Cs}^{137}, \text{Rb}^{86}$ 	高度反應性及揮發性。銫主要以 CsI 及 cesium uranate 的形式存在。有蒸汽時，cesium uranate 會氧化形成 cesium hydroxide。在正常情況下，97%留在燃料丸內，3%遷移到護套間隙，<1%到爐水中。
碲族	碲，銻	$\text{Te}^{127}, \text{Te}^{127\text{m}}, \text{Te}^{129}, \text{Te}^{129\text{m}}, \text{Te}^{131\text{m}}, \text{Te}^{132}, \text{Sb}^{127}, \text{Sb}^{129}$	中度揮發性。通常都是以固體或固體化合物存在於燃料丸內。在高溫時，碲會與鋳結合，是所有碘核種的 precursor。
鹼土族	鋇，鋇	$\text{Ba}^{140}, \text{Sr}^{89}, \text{Sr}^{90}, \text{Sr}^{91}$	高度反應性及中度揮發性。通常都是以固體或固體化合物存在於燃料丸內。
過渡金屬	鈷，鈷， 鈳，鈳， 鈳，鈳，鈳	$\text{Co}^{58}, \text{Co}^{60}, \text{Mo}^{99}, \text{Nb}^{95}, \text{Rh}^{105},$ $\text{Ru}^{103}, \text{Ru}^{105}, \text{Ru}^{106}, \text{Tc}^{99\text{m}}, \text{Zr}^{95},$ $\text{Zr}^{97}$	低揮發性。通常都是以固體或固體化合物存在於燃料丸內。
稀土族	鐳，鐳， 鐳，鐳， 鐳，鐳，鐳， 鐳，鐳，鐳	$\text{Am}^{241}, \text{Ce}^{141}, \text{Ce}^{143}, \text{Ce}^{144}, \text{Cm}^{242},$ $\text{Cm}^{244}, \text{La}^{140}, \text{Nd}^{137}, \text{Np}^{239}, \text{Pu}^{238},$ $\text{Pu}^{239}, \text{Pu}^{240}, \text{Pu}^{241}, \text{Pr}^{143}, \text{Y}^{90}, \text{Y}^{91}$	低揮發性。通常都是以固體或固體化合物存在於燃料丸內。

表 2.2 分裂產物外釋<sup>(1)</sup>

	爐水活度外 釋	間隙外釋	早期壓力槽 內釋出	壓力槽外釋 出	晚期壓力槽 內釋出
族群別 <sup>(2)</sup>	30 秒~10 分	30 分	1.5 小時	3 小時 <sup>(3)</sup>	10 小時
惰性氣體	<0.001	0.05	0.95	0	0
鹵素	<0.001	0.05	0.25	0.30	0.01
鹼金屬	<0.001	0.05	0.20	0.35	0.01
銻族	0		0.05	0.25	0.005
鹼土族	0		0.02	0.1	0
過渡金屬	0		0.0025	0.0025	0
稀土族	0		0.0005	0.005	0

註：

(1)表列每個分裂產物族群的值係全部爐心存量的比例。

(2)每個族群的核種請參閱表 2.1

(3)銻及鈳的釋出時間會長過 6 小時

表 2.3 WASH-1400 (RSS) 考慮之核種

惰性氣體 Kr-85, Kr-85m, Kr-87, Kr-88 Xe-133, Xe-135	Alkaline Earth 群 Sr-89, Sr-90, Sr-91 Ba-140
Iodines 群 I-131, I-132, I-133, I-134, I-135	Volatile Oxide (Ru) 群 Co-58, Co-60, Mo-99, Tc-99m Ru-3, Ru-105, Ru-106, Rh-105
Cesiums and Rubidiums 群 Cs-134, Cs-136, Cs-137 Rb-86	Nonvolatile Oxide (La) 群 Y-90, Y-91, Zr-95, Zr-97, Nb-95, La-140, Ce-141, Ce-143, Ce-144, Pr-143, Nd-147, Np-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cw-242, Cm-244
Telluriums and Antimony 群 Te-127, Te-127m, Te-129, Te-129m, Te-131m, Te-132 Sb-127, Sb-129	



表 2.4 WASH-1400 (RSS) 輻射源項

Release category	Probability per reactor-yr	Warning		Containment			Fraction of core inventory released <sup>a</sup>							
		Time of release (h)	Duration of release (h)	time of evacuation (h)	Elevation of release (h)	energy release (10 <sup>6</sup> Btu/h)	Xe-Kr	Org. I	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru <sup>b</sup>	La <sup>c</sup>
PWR 1	9×10 <sup>-7</sup>	2.5	0.5	1.0	25	520 <sup>d</sup>	0.9	6×10 <sup>-3</sup>	0.7	0.4	0.4	0.05	0.4	3×10 <sup>-3</sup>
PWR 2	8×10 <sup>-6</sup>	2.5	0.5	1.0	0	170	0.9	7×10 <sup>-3</sup>	0.7	0.5	0.3	0.06	0.02	4×10 <sup>-3</sup>
PWR 3	4×10 <sup>-6</sup>	5.0	1.5	2.0	0	6	0.8	6×10 <sup>-3</sup>	0.2	0.2	0.3	0.02	0.03	3×10 <sup>-3</sup>
PWR 4	5×10 <sup>-7</sup>	2.0	3.0	2.0	0	1	0.6	2×10 <sup>-3</sup>	0.09	0.04	0.03	5×10 <sup>-3</sup>	3×10 <sup>-3</sup>	4×10 <sup>-4</sup>
PWR 5	7×10 <sup>-7</sup>	2.0	4.0	1.0	0	0.3	0.3	2×10 <sup>-3</sup>	0.03	9×10 <sup>-3</sup>	5×10 <sup>-3</sup>	1×10 <sup>-3</sup>	6×10 <sup>-4</sup>	7×10 <sup>-5</sup>
PWR 6	6×10 <sup>-6</sup>	12.0	10.0	1.0	0	N/A	0.3	2×10 <sup>-3</sup>	8×10 <sup>-4</sup>	8×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-3</sup>	9×10 <sup>-5</sup>	7×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>
PWR 7	4×10 <sup>-5</sup>	10.0	10.0	1.0	0	N/A	6×10 <sup>-3</sup>	2×10 <sup>-5</sup>	2×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	2×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-6</sup>	2×10 <sup>-7</sup>
PWR 8	4×10 <sup>-5</sup>	0.5	0.5	N/A	0	N/A	2×10 <sup>-3</sup>	5×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-4</sup>	5×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-8</sup>	0	0
PWR 9	4×10 <sup>-4</sup>	0.5	0.5	N/A	0	N/A	3×10 <sup>-6</sup>	7×10 <sup>-9</sup>	1×10 <sup>-7</sup>	6×10 <sup>-7</sup>	1×10 <sup>-9</sup>	1×10 <sup>-11</sup>	0	0
BWR 1	1×10 <sup>-6</sup>	2.0	2.0	1.5	25	130	1.0	7×10 <sup>-3</sup>	0.40	0.40	0.70	0.05	0.5	5×10 <sup>-3</sup>
BWR 2	6×10 <sup>-6</sup>	30.0	3.0	2.0	0	30	1.0	7×10 <sup>-3</sup>	0.90	0.50	0.30	0.10	0.03	4×10 <sup>-3</sup>
BWR 3	2×10 <sup>-5</sup>	30.0	3.0	2.0	25	20	1.0	7×10 <sup>-3</sup>	0.10	0.10	0.30	0.01	0.02	3×10 <sup>-3</sup>
BWR 4	2×10 <sup>-6</sup>	5.0	2.0	2.0	25	N/A	0.6	7×10 <sup>-4</sup>	8×10 <sup>-4</sup>	5×10 <sup>-3</sup>	4×10 <sup>-3</sup>	6×10 <sup>-4</sup>	6×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-4</sup>
BWR 5	1×10 <sup>-4</sup>	5.0	5.0	N/A	150	N/A	5×10 <sup>-4</sup>	2×10 <sup>-9</sup>	6×10 <sup>-11</sup>	4×10 <sup>-9</sup>	8×10 <sup>-12</sup>	8×10 <sup>-14</sup>	0	0

表 2.5 放射性物質分類

STCP	NUREG-1465	
1. Xe, Kr	1. Noble Gases	Xe, Kr
2. I, Br	2. Halogens	I, Br
3. Cs, Rb	3. Alkali Metals	Cs, Br
4. Te, Sb, Se	4. Tellurium Group	Te, Sb, Se
5. Sr	5. Barium, Strontium	Ba, Sr
6. Ru, Rh, Pd, Mo, Tc	6. Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7. La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y	7. Lanthanides Group	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8. Ce, Pu, Np	8. Cerium Group	Ce, Pu, Np
9. Ba		

表 2.6 沸水式反應器排放至圍阻體之輻射源項

	Gap Release <sup>1</sup>	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (hours)	0.5	1.3	3.0	10.0
Noble gases	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.01
Tellurium Group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium Group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0
1. 若能維持長期的燃料冷卻，則間隙外釋為 3%。				

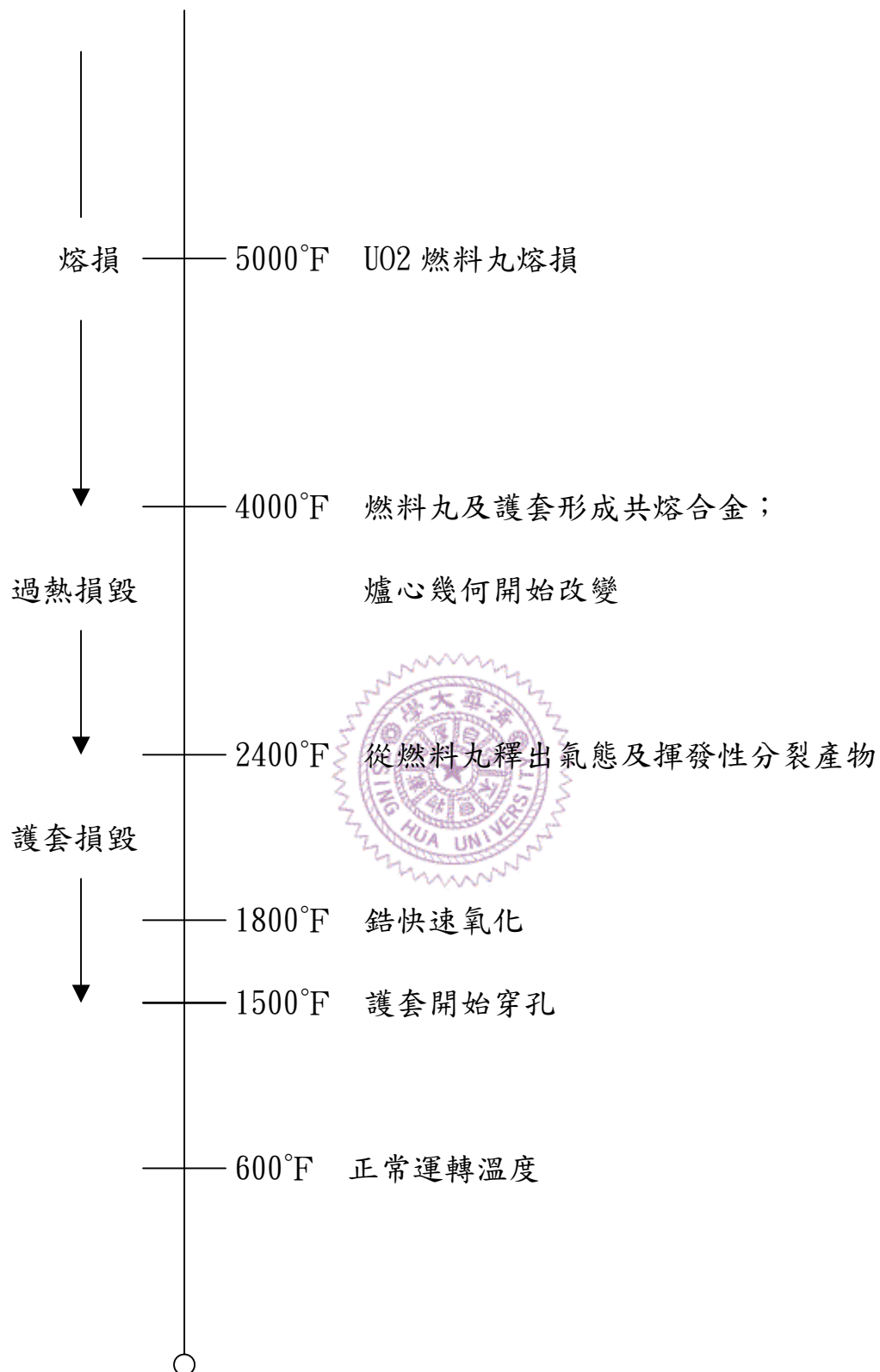


圖 2.1 爐心損毀程度與燃料溫度進程