

譯者簡介：

蔡宜玲

法律系畢業，曾任公職，現為專職譯者，專長領域為法律文件及影視字幕翻譯

從上述引用文獻可知老舊化將引發小型事故、故障重覆發生，演變成大型事故的機會增加、出現定期檢查未發現的受損、龜裂、性能減損。甚而，在這樣的老舊化處於現在進行式的狀態下，若有地震或海嘯來襲，會有造成核電廠發生所謂共通要因故障（其中一項就是許多設備同時傾倒的事故）的疑慮。假設已依照耐震設計而設計、施工，但若是在斷裂前未發現管線與機器焊接部位已龜裂，也可能出現一下子就斷裂的可能性。是以，老舊化本身不僅會提高核電廠的危險性，同時也會嚴重影響核子反應爐等設備的耐震性能。

具體來說，最應受重視的核子反應爐等設備老舊化態樣，就是金屬材料的性能減損。造成金屬材料的性能減損原因，首先是「金屬疲勞」與「腐蝕」，再者還有容器的鋼材接觸到從爐心噴出的中子，造成鋼材變脆弱的現象「照設脆弱化」，則是核電廠特有的材料性能減損原因。我國核電廠從最初開始興建時至今，已發生多起因金屬材料性能隨時間經過而減損，也就是老舊化造成的核電廠事故。

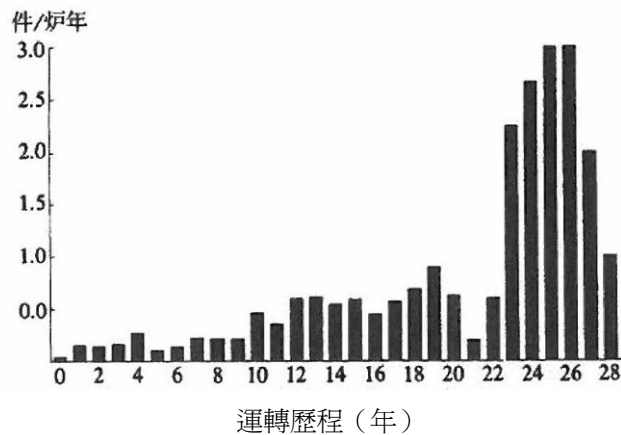


圖 2 因運轉歷程所引發的核電廠事故與故障產生機率

(出處：「核能設施與緊急狀態—以驗證地震對策為主軸」1995 年)

以下將本於實際案例，具體說明上述核電廠老舊化原因及其所衍生的危險性：

(2) 金屬疲勞

所謂金屬疲勞，意指金屬材料在長期反覆受力過程中，發生龜裂或強度減弱的現象。舉一個簡單的例子，若反覆將鋼絲彎向反方向，彎折的地方會變硬，終至

斷裂。就算單次的力道大小在不會引發塑性變形的降伏應力（足以讓材料無法恢復原狀的力量）以下，然而反覆施力就會引發金屬疲勞，導致斷裂。

金屬疲勞也包括因振動施力而引發的機械性疲勞，還有機器受熱所產生的熱疲勞。

ア 機械性疲勞係指反覆對金屬施加外力或共振（擁有能量的個體因為來自外部的刺激所產生的振動特性），最後導致斷裂的現象。因為機械性的共振產生的疲勞而引發的重大核電廠事故，有發生在 1991 年 2 月的美濱核電廠 2 號機蒸汽產生器細管斷裂事故、發生在 1995 年 12 月的文殊快滋生反應器熱電偶套管的斷裂事故。

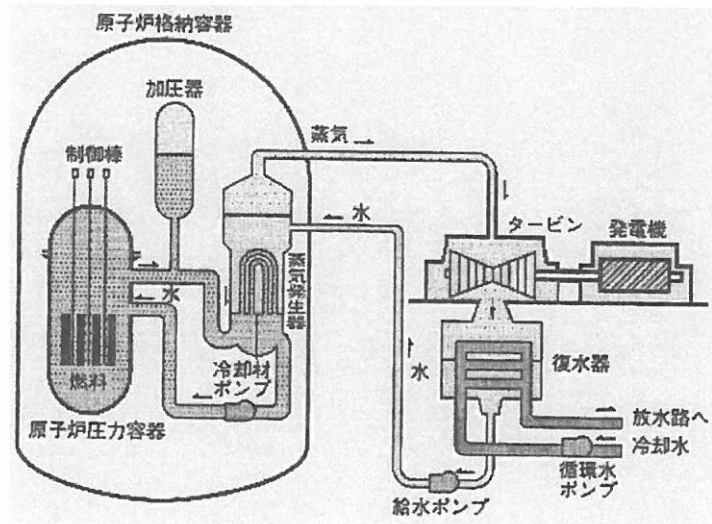
美濱核電廠的事故主要內容如下：

蒸汽產生器是將來自壓水式反應器（參照「壓水式反應器」圖）的一次冷卻水的熱氣移至二次冷卻水的最重要設備，內有匯集多條 U 字型細管（3000~4000）的導熱管，透過這些薄管的管壁（厚度 1.3~1.5mm）讓熱氣從一次冷卻水轉移到二次冷卻水。金屬氣體凝固附著在這些細管與支撐細管的板子之間的縫隙，所以出現共振現象就會發生因為疲勞而造成斷頭台式斷裂（參照「熱交換器與導熱細管斷裂處」圖）。斷頭台式斷裂，係指管線一下子斷成兩半。

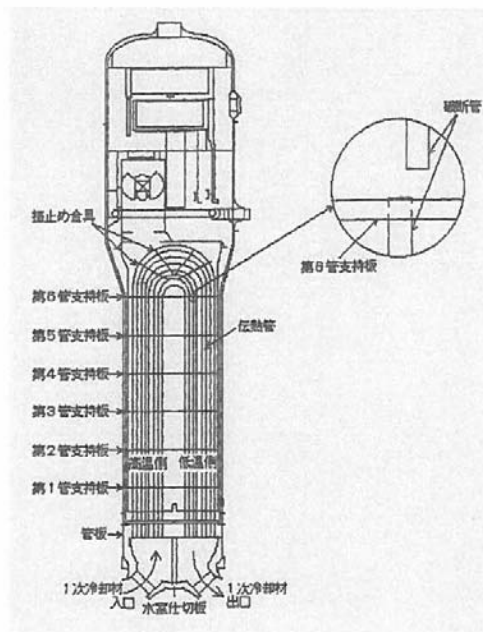
再者，後來也發現用來抑制熱交換器導熱細管振動的固定零件並未確實安裝。這件事故正是後面要說明的腐蝕與金屬疲勞，以及機器未確實安裝加總引發的事故，有時甚至會引發如同 1979 年美國 TMI 核電廠事故一樣的爐心融解事故，一次冷卻水流失，爐心空燒的危險。

以下另簡要說明文殊事故。

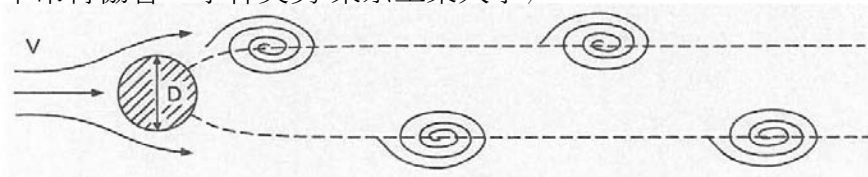
鈉的流動讓熱電偶（測量溫度差距的感測器）的套管產生振動，同時引發金屬疲勞而斷裂，從洞口流出高溫（約 450 度）的鈉，與大氣中的水分產生化學反應而起火。文殊的熱電偶擺放方向與鈉的流動方向垂直，鈉的流向接觸到熱電偶的套管，形成漩渦，當這個漩渦離開套管時，因為反作用力而讓套管受力。流動方向中出現圓柱時，撞上圓柱後會在兩側形成漩渦（參照「卡門漩渦」圖。與旗幟迎風飄揚的原理相同。）。從柱子的左右兩邊交互產生的漩渦被稱為卡門漩渦。卡門漩渦的產生頻率若與套管的振動特性一致，就會產生共振而從垂直方向對鈉的流動施加很大的力道。這個熱電偶的共振次數與卡門漩渦的頻率不一致，但與擁有兩倍頻率的雙子漩渦（左右同時產生的漩渦）頻率相近，引發共振。



壓水式反應器 (出處：核能與能源圖集 2012 (修正))



熱交換器與導熱細管斷裂處 (出處：失敗知識資料庫 資料製作人：橘内良雄 (社團法人日本吊臂協會、小林英男 東京工業大學))



卡門漩渦 (出處：失敗知識資料庫)

(資料製作人：小林英男 東京工業大學)

イ 熱疲勞是金屬不斷熱脹冷縮後產生的現象。金屬材料受熱時，材料本身要膨脹的力量非常大，機器在被固定的狀態下，會產生企圖壓制膨脹的力道（熱應力），這個力量有時也會超過降伏應力（足以讓材料無法恢復原狀的力量）。

1997年7月敦賀核電廠2號機事故發生為熱疲勞。這個事故是一次冷卻水從化學與體積控制系統再生熱交換器的連接管線外漏，漏到反應爐圍阻體內。這個熱交換器是在來自核子反應爐的300度熱水，以及利用化學與體積控制系統（管理加進一次冷卻水的硼酸濃度）淨化的150度的水之間，實行熱交換，但熱交換器的構造有問題，溫度不同的冷卻材料交互流入管線內，反覆引發熱脹冷縮，造成熱疲勞，導致管線出現裂痕。

(3) 腐蝕（生鏽）

ア 腐蝕（生鏽）係指金屬因氧化等情形而耗損（變薄）。又，金屬整體平均出現腐蝕稱為全面腐蝕，而可以明確分出腐蝕與未腐蝕的地方就稱無局部腐蝕。局部腐蝕若是腐蝕造成的裂痕在內部持續擴大，最後就會斷裂。

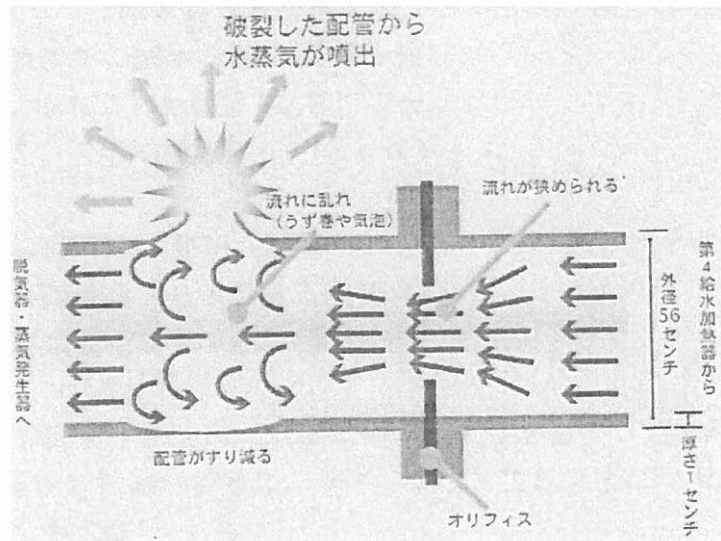
イ 發生在2004年8月的美濱核電廠3號機事故原因，就是碳鋼管線內部全部腐蝕，這也是化學腐蝕與機械性侵蝕同時發生的案例。

上開事故就是直徑56公分厚1公分的碳鋼管線破裂，而管線破裂處的厚度已薄到1公分以下。

管線變薄的原因是Erosion（侵蝕）與Corrosion（腐蝕）。破裂處的前方有孔口板（縮小流動的寬度並測量壓力落差，調整流速的裝置）縮小流體的寬度。被縮小的水在下游而失序，出現漩渦跟氣泡並磨損管線。這就是侵蝕。溶在水中的氧氣持續腐蝕管線表面後，就容易產生侵蝕。管線因為反覆的侵蝕與腐蝕而持續耗損。（參照「侵蝕與腐蝕造成管線破裂」圖）。

管線破裂，有四位作業員在這次事故中，直接遭受高溫高壓的水蒸汽衝擊而當場死亡，7人受到全身燒燙傷不等的輕重傷，其中一人在兩週後死亡。

因為這個事故曝露出各核電廠正面臨侵蝕與腐蝕所造成的耗損，何時損壞也不意外的局面。位在福井縣大飯町的大飯核電廠1號機，4個系統管線中，查出有3個系統的主要供水管線的L型部位（L型的彎曲處）厚度已耗損到比厚度下限更薄。不只是美濱跟大飯的壓水式反應器，就連沸水式反應器也出現嚴重的耗損。女川核電廠1號機、2號機的管線材質，已從碳鋼換成耐侵蝕與腐蝕的不鏽鋼，但仍持續出現損耗。原因不明。



侵蝕與腐蝕造成管線破裂（出處：核能資料情報室 第 53 次公開研究會）

ウ 以下將說明不鏽鋼的應力腐蝕破裂情形。

在 2002 年 8 月發現側板（爲了包住反應爐內燃料所設置的筒狀支撐結構物）及再循環系統的裂痕，是東京電力公司旗下 17 座核電廠在 2003 年 4 月停止運轉的原因。

早期也曾用在核電廠的 18-8 不鏽鋼（將 18%的鉻與 8%的鎳加進鐵所組成的合成金屬），在開始運轉後不久即陸續出現裂痕。

不鏽鋼表面能形成緊密的鉻氧化物（在耐熱合金表面所形成的緊密保護膜）膜，防止腐蝕往內部發展，但焊接時受熱影響讓不鏽鋼內部微量的碳集中形成晶界（結晶之間的交界），與鉻結合形成鉻碳化物（已碳化的鉻無助於保護膜形成）。

因此，晶界周邊的鉻濃度降至 12%，變得容易被腐蝕（這個現象稱爲不鏽鋼的敏化）。溶進爐水內的氧氣攻擊此處，焊接後因熱而扭曲所產生的力量（殘餘張力）扯開晶界，讓腐蝕的裂痕從表面滲入內部。這就是不鏽鋼應力腐蝕裂痕的產生機制。

發現上述機制後，核電廠改用不易龜裂的不鏽鋼。從 1980 年代到 1990 年代，側板與再循環系統管線等設備都更換爲改良型不鏽鋼。

然而，在 1990 年代才開始使用這種改良型 L 鋼材（所謂的低碳材料），仍有報告指出發現裂痕。原因是核電廠實際使用的材料經過表面加工處理或出現變形。

L 型鋼材是用研磨機（grinder）打磨表面，再經由加工使其硬化。此外，各個

焊接部位附近已受熱的地方因熱應力扭曲而硬化。上述硬化範圍出現龜裂的次數變得頻繁，龜裂進展速度也變快。爲了避免出現龜裂，不直接接觸材料而形成些許的凹凸，進行珠擊處理，或在爐水中加入氫以減少溶在水中的氧，卻仍無法完全減少龜裂。

(4) 材料因照射中子而耗損

ア 如上所述，早期核電廠興建時，預設核電廠的壽命最長不過 40 年。1970 年代當時業者提出的設置申請書預設壓力容器的壽命爲 40 年（實際運轉期間爲 32 年），說明容器使用的鋼材經中子照射後而變得脆弱，亦即出現中子照射脆化。

イ 中子照射脆化係指下列現象。因爐心的核分裂而噴出的中子碰到壁面，讓壓力容器的鋼材變得脆弱。中子碰到鋼材後，讓形成結晶的原子彈飛，被稱爲空穴的孔與被彈飛的原子也就是填隙原子，在此形成。此外，空穴的滾動讓鋼材內含的銅原子等雜質也形成集群（雜質集群）。

這些二次缺陷不易引發滑動變形（「滑動變形」意指金屬結晶內部的結晶面交錯般的逐漸變形，如同將一整排撲克牌攤開後斜向加壓而滑動般的變形）而讓結晶硬化。

鋼材會出現延展性與脆性變動的現象。這是擁有黏性與延展性的鐵在一定溫度以下會變得脆弱的現象。造成變化的溫度稱爲脆性轉變溫度。

核電廠的壓力容器在使用前的脆性轉變溫度是負 1 度到負 40 度。然而，這個鋼材受中子照射後，其脆性轉變溫度隨時間經過而逐漸升高。鋼材出現晶格缺陷集群與雜質集群而不易變形，取而代之是先出現龜裂（裂痕）所造成的脆性破壞。

核電廠內的管線若受地震等因素影響而破裂，會讓冷卻水流失，爲避免爐心空燒而啓動緊急爐心冷卻裝置注入冷卻水。此時的急冷形成熱衝擊，造成壓力容器產生巨大的應力，若是溫度在脆性轉變溫度以下，會出現容器斷裂的危險。

ウ 已使用 30 年以上的日本核電廠的脆性轉變溫度，會有哪些變化。根據敦賀核電廠 1 號機反應爐的監控試片數據分析結果，其所做出的結論顯示在運轉開始後 60 年，脆性轉變溫度預測值會達到 90 度。90 度已屬要緊急冷卻爐心的危險範圍。

再者，國家規定的照射脆化監控方法，不是實測值，而是加速照射也就是將監控試件設在靠近爐心的地方，接受比壓力容器壁面多一位數的大量中子照射，再以此爲基礎而建立的機制。這會導出溫度遠低於實測值的預測值。

然而，這個監控方法已經落伍，只會導出錯誤的預測算式。中子照射速度引發照射硬化的原因也就是晶格缺陷群集及雜質群集的形成出現差異。雜質群集受照

射的時間較久故形成較多。

各電力公司用這個錯誤的脆化預測算式評估壽命延長後的壓力容器健全程度，經產省的「長年使用對策評估研究委員會」追認上述評估結果，准予延長至法定的 60 年壽命。這種錯誤的方式將導致核電廠使用處於危險狀態，係屬明確。

(5) 小結

承上所述，反應爐存在會讓金屬材料耗損的因素，除此之外，尚有意見指出存在 2 層不鏽鋼的受熱老化、電子與儀控設備的絕緣性下降、混凝土的強度減弱及遮蔽力下降等隨時間累積而老化的事項。另一方面，經過長期運轉，核電廠的事故、故障發生率明顯上升，實際上我國的核電廠事故原因有許多是老舊引起。國家允許設計時預設使用 40 年的核電廠延長使用 60 年的方針，明顯與上述反應爐危險程度因老舊耗損而提升的說明，背道而馳。甚而如上所述，老舊化也將嚴重影響反應爐的耐震性能。

上述因核電廠老舊所產生的材料耗損，是判斷核電廠安全性時一定要評估的事項。然而，如第 3 點的詳細說明，系爭反應爐 1 號機從開始運轉後已經過 40 年、2 號機、4 號機則有 35 年以上，存在如本項所述老舊耗損原因而產生各種耗損的可能性。