

從車諾比爾事故看我國核電安全

車諾比爾核子事故距今已近十二年，此期間經過國際核能機構及專家共同努力下，對事故原因及車諾比爾電廠反應器設計、操作、測試、管制等缺失，已有全盤了解，本文不僅蒐集了國內外相關資料，也特別檢討了我國核電廠之安全性，希望能讓您更了解核能發電。

胡錦標

1996年4月8日至12日，由歐洲聯盟、國際原子能總署及世界衛生組織共同在維也納舉辦「車諾比爾十週年國際研討會」，參加人員計有七十餘國代表及學者、專家等千餘人。

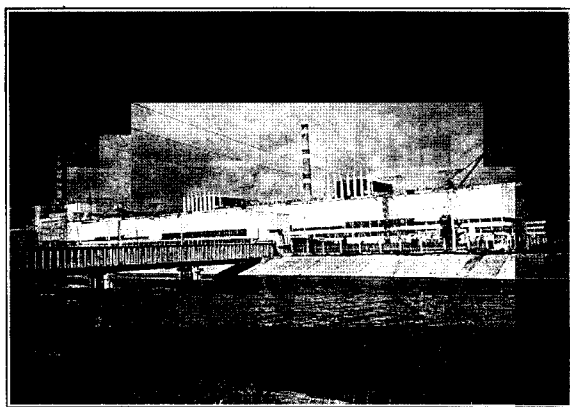
該研討會認為車諾比爾事故發生的原因，主要為前蘇聯核能電廠缺乏「安全文化」(Safety Culture)，包括反應器設計缺失、保護與急停系統設計不當與違反運轉程序等一系列因素。但事故後，該型式反應器經西方專家仔細評估，並進行一連串安全改善措施後，未來要再重複發生類似車諾比爾事故，事實上已不可能。

依據該研討會之結論，車諾

比爾事故最大影響是受災區民眾精神上及心理上的創痛，而深陷孤立與絕望之中，且其嚴重性遠超過當初預估。因該事故接

受急性輻射曝露而直接死亡人數為28人(另3人係外傷致死)，在成人中迄仍未發現任何與輻射有關癌症(如白血病等)有增加之現象，另事故發生地區對輻射較敏感的松、樅樹亦開始恢復生機；但自1990年起受災區兒童罹患甲狀腺癌的病例有增加現象(計有白俄羅斯、烏克蘭和俄羅斯三國)，但絕大多數患者，均可經由早期發現以手術治癒。

車諾比爾核子事故距今已近

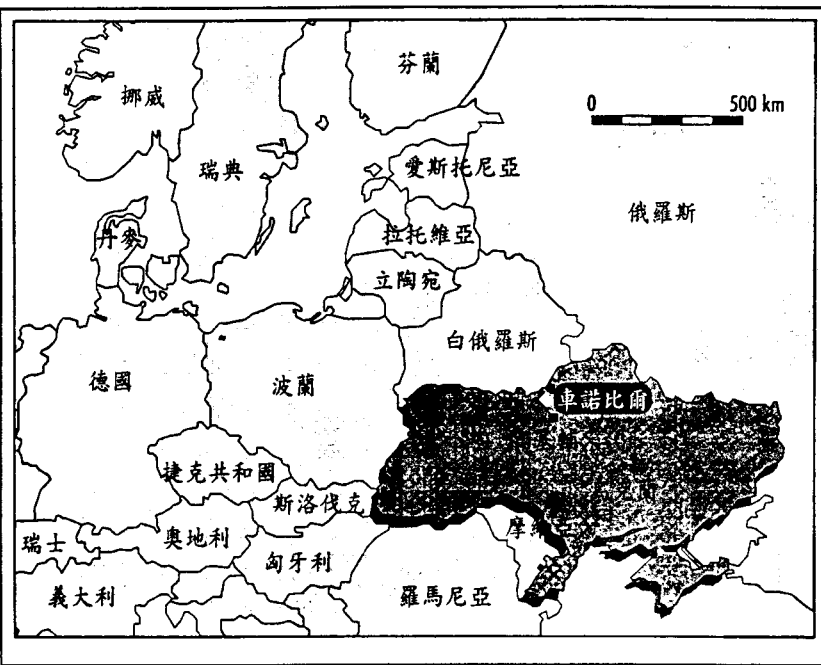


圖一：1986年事故前的車諾比爾核能電廠。

十二年，此期間經過國際核能機構及專家共同努力下，對事故原因及車諾比爾電廠反應器設計、操作、測試、管制等缺失，已有全盤了解，現特蒐集國內外相關報告(見參考資料)撰寫本文，提供關心此事故之讀者參考。

車諾比爾電廠

車諾比爾電廠(圖一)位在烏克蘭的一個森林區，就在普里



圖二：車諾比爾核能電廠的地理位置。

匹亞 (Pripjat) 河岸上，烏克蘭的首府基輔有二百六十萬居民，位在電廠的南方（圖二）。車諾比爾電廠係因車諾比爾 (Chernobyl) 鎮而命名，該鎮有一萬兩千名居民，位在電廠東南方十二公里處。離電廠三公里的

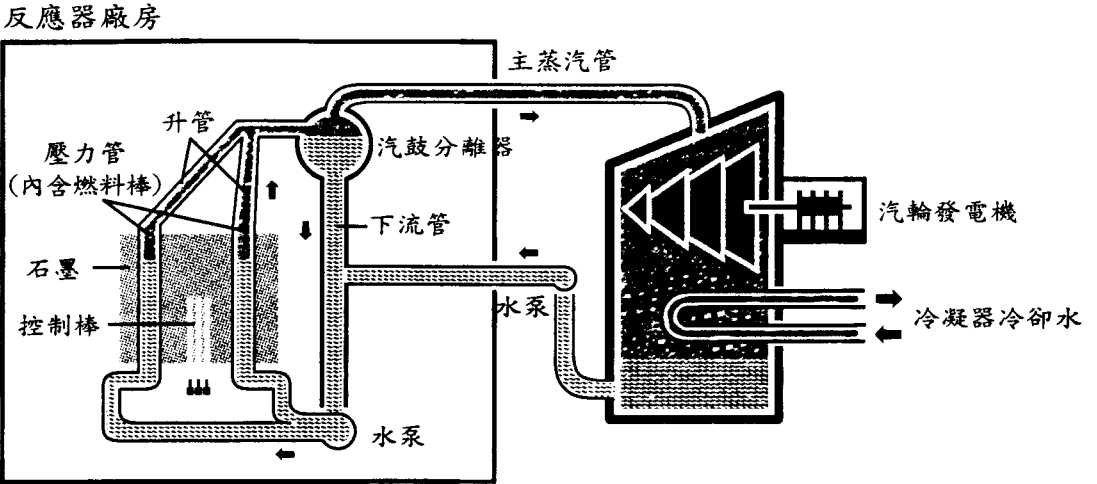
地方有普里匹亞鎮，係為電廠員工而建，在事故發生時有四萬五千名居民。

電廠廠址原來規劃有六部 1000 百萬瓦的機組，第一號機組於 1977 年 9 月開始運轉，第二號機組於 1978 年 12 月開始運轉，

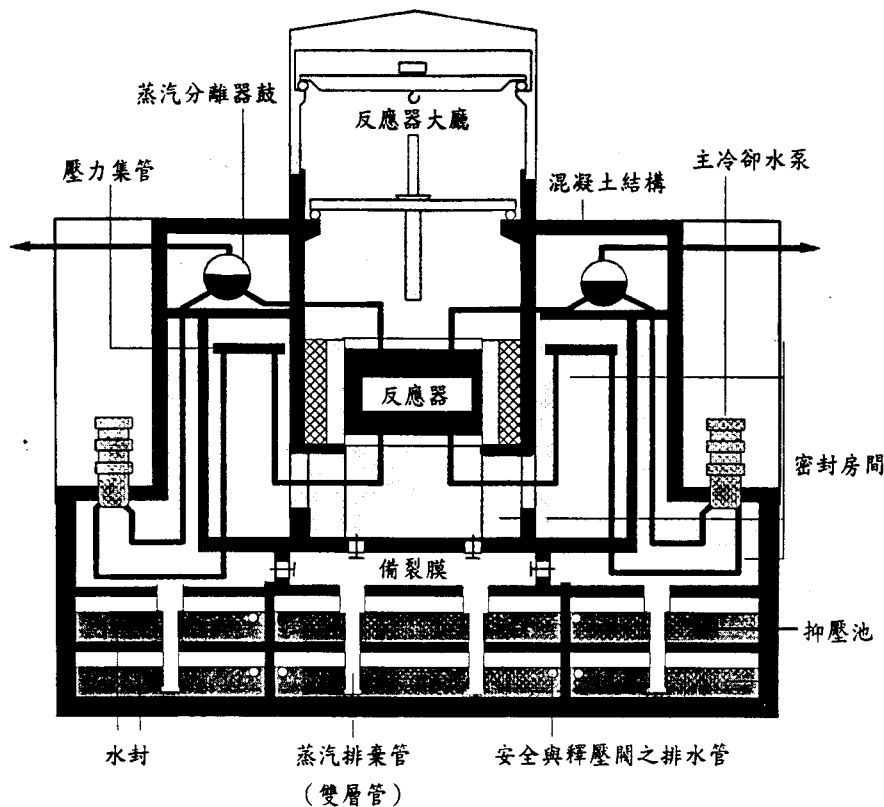
第三號、四號機組則分別於 1981、1983 年開始運轉。在事故之後，第五號、第六號機組的建造已經停止。第三、四號機組是併排連結在一起，中間夾了一個共同的輔助廠房。在汽機間每部機組各有兩部 500 百萬瓦的汽輪發電機。發生事故的是第四號機組，發生的日期是 1986 年 4 月 26 日。

車諾比爾電廠使用的反應器屬於 RBMK-1000 型式（圖三），第一、二號機組是第一代的設計，第三、四號機組是第二代的設計。這種反應器是 1960 年代中期發展出來的。根據前蘇聯的說法，這種反應器的優點為：

- (1) 因為每一個壓力管可以在任何時候予以控制，所以有很高的可靠度。
- (2) 要增加反應器的整體功率，



圖三：前蘇聯 RBMK-1000 核能電廠。



圖四：第二代 RBMK 電廠（車諾比爾四號機）半圍阻圖。

可以用增加壓力管的方式來達成。

(3) 在運轉的時候可以更換燃料元件。

反應器廠房

第一至四號機組都沒有圍組體的設計，但第三、四號機組在反應器冷卻系統的下部地區有乾井包起來（圖四）。

反應器爐心

反應器爐心是圓柱形，由 2488 根石墨中空柱組成，石墨單元具有不同的高度。在石墨單元

內有垂直的洞，內含壓力管。

水／水蒸汽系統

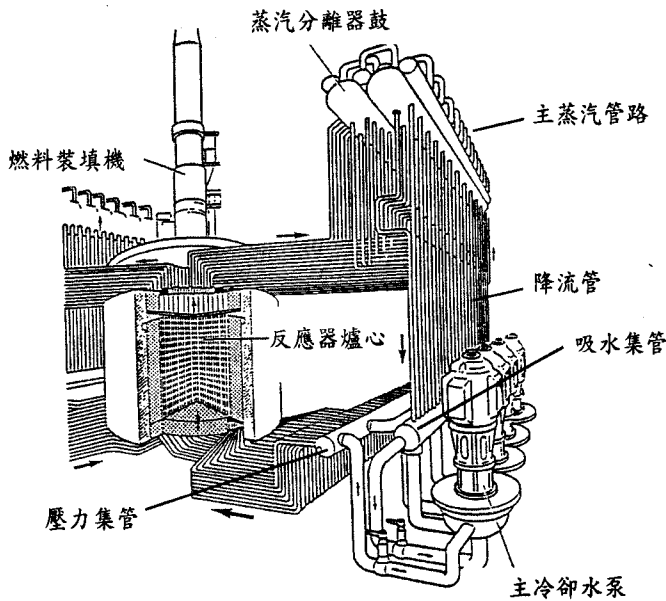
反應器冷卻系統由壓力管、水／蒸汽管線、汽鼓分離器、主冷卻水泵、主冷卻水泵的壓力集管與吸水集管、分組分配集管，及個別的入水管等組成（圖五）。

RBMK 的冷卻系統係依照沸水的原理。冷卻水從反應器底部以次冷的方式進入爐心。在通過爐心時，一部分的冷卻水蒸發，在爐心出口蒸汽的含量約為 14.5 %。

反應器槽

石墨中空柱位在反應器槽內。反應器槽是一個圓柱形的金屬箱，與上爐心板及下爐心板焊接在一起。所有的壓力管及特殊通道都固定地連接到上爐心板。反應器槽立在一個圓柱形的鋼筋混凝土豎坑上。

反應器槽讓石墨不會與空氣接觸，因為在運轉時石墨會達到 750°C，如果接觸到空氣，石墨會氧化。為了防止這種事情及改善石墨與通道之間的熱傳，就讓氮氣混合氣體流經反應器槽。



圖五：RBMK 電廠反應器的冷卻系統。

反應器安全概念

反應器有三項安全功能無論在任何運轉狀態都必須維持，甚至包括事故時的狀態：

- (1) 反應度控制：控制爐心內熱的產生。
- (2) 爐心冷卻：把熱移出爐心。
- (3) 放射性包封：把放射性物質包封起來。

西方的反應器採用下列兩種方法來達成安全：

- (1) 障壁：西方反應器的障壁為燃料棒、冷卻水系統，及圍阻體。
- (2) 深度防禦：獨立的防線以保障障壁的完整性，例如高品質保護設備、多重工程安全

系統、技術與行政措施等。利用先天的安全特性及自動化的系統可以即時產生必要之干預，此為這種概念的先決條件。如果這先決條件不符合，防線的獨立性會受損，這概念的實用性會受到質疑。

但是RBMK的第二代電廠，深度防禦相當有限：因為RBMK型電廠沒有圍限體，意思是缺少第三道障壁，雖然車諾比爾第三、四號機組在反應器冷卻系統的下部地區有乾井包起來，但仍不是完整的圍阻體。而且RBMK型電廠沒有先天的安全特性，也沒有用自動化系統來補強。因此事故可能衝斷所有的防線。

反應器的物理特性

RBMK 反應器使用石墨作為中子緩速劑，水作為冷卻劑。水同時有中子緩速劑與吸收劑的作用，但緩速劑的作用與石墨比起來相差太遠，因此吸收劑的效用就相當大，當冷卻劑的密度減小時就造成爐心中子吸收減少。因此當壓力管中蒸汽含量增加時，就造成反應度增加，RBMK 反應器因而有了正的「蒸汽空泡反應度效應」。反應度回饋的大小強烈地依存於核燃料的燃耗度與爐心內吸收劑的數目。

影響 RBMK 反應器的反應度有一項重要的因素叫做「運轉反應度餘裕」(operational reactivity margin, ORM)。ORM 是所有控制棒（完全或部分）插入爐心的反應度等值。在 1986 年有效的運轉規定要求在功率運轉時 ORM 至少必須是 26 到 30 根控制棒。如果 ORM 太低，正空泡效應就會加強，而且當控制棒剛插入時的停機有效性會降低。

RBMK 的工程安全系統

RBMK 反應器只有在極端需要的情況下才會急停。反應器保護系統視發生擾動的嚴重性把功率降到額定功率的 60 %、50

%、或 20%，但不會停機。

第二代的 RBMK 反應器有 211 根控制棒，其中 187 根從上面插入，24 根短的控制棒從下面插入。短控制棒的目的是控制軸向的功率分布，並非保護系統的一部分。

從上面插入的控制棒，有一段是可以位移的石墨，當控制棒完全抽出時，位移部分差不多正好在爐心中央，其上下都是水。如果控制棒從這個位置插入爐心，石墨會取代下面的水。結果反應度不但沒有減少，反而增加。這種效應稱為「正停機效應」。

RBMK 反應器只有一套停機系統，西方的反應器除了第一套在幾秒內動作的停機系統外，還有第二套獨立的停機系統。RBMK 反應器最高的插入速率為 0.4 公尺／秒，控制棒完全插入需時 18 到 20 秒。

RBMK 反應器發生無冷卻水流失事故時用緊急飼水系統來挽救，發生有冷卻水流失事故時，用緊急冷卻系統來挽救，由反應器保護系統來啟動。

測試計畫與事故序列

測試計畫

為什麼當時要做這個測試？在發生冷卻水流失事故時，首先從蓄壓器（accumulators）及主飼水系統注水。為了在喪失廠外電源時能操作主飼水泵，就要利用逐漸停下來的汽輪發電機的轉動能。這種功能的可靠性必須經過測試，而前蘇聯的法規要求在發生喪失廠外電源時能安全地控制冷卻水流失事故。車諾比爾四號機從 1983 年 12 月開始運轉以來，並未測試過這種功能，因此才要做。這個測試的大要如下：

- (1) 在測試的開始，反應器的熱功率應在 700 到 1000 百萬瓦之間，在這個功率範圍，第一部汽輪發電機在動，第二部則被關掉。
- (2) 與正常運轉不同，這個測試要轉動六部主冷卻水泵及兩部備用泵。
- (3) 在測試當中及之後，四部主冷卻水泵（含兩部備用泵）應繼續轉。這四部主冷卻水泵因此與正常電力網連接。
- (4) 在測試時剩下的四部主冷卻水泵就作為汽輪發電機的負載，因此這四部主冷卻水泵在測試之前就由汽輪發電機供給電力。當汽輪發電機的

電力逐漸消失時，它們也應逐漸停下來。

- (5) 測試開始應很快將汽輪發電機停下來，按照反應器保護系統的設計，反應器應同時急停。

事故序列

如同規劃，在 1986 年 4 月 25 日凌晨 1:00 時，電廠因年度大修與測試而進行停機。在 3:47 時，熱功率被降到 1600 百萬瓦，大約是額定功率的 50%，然後就停留在那裡。在 7:10 時，ORM 因為不穩定的氙毒害而使 ORM 低於允許值，反應器應立刻停機，但卻未停機。以後在測試時 ORM 再度高於最低允許值。一直到 14:00，功率仍然維持 50% 不變。在基輔配電中心的要求下，持續供電給電力網，測試被延遲了。在九小時之後，可以把反應器功率降到 20 到 30% 功率做測試，但不知為何沒有如此做。在 0:28 時，事故之前不到一小時，反應器熱功率為 500 百萬瓦，可能是技術上的錯誤，功率控制的變換發生問題。反應器功率因此實質上掉到零，反應器的熱功率差不多是六部主冷卻水泵的功率。因為 ORM 只有 26 根控制棒，比起動時的 30 要低，反應器

應該停機，測試應該延期才對。相反的，反應器功率卻被儘可能提高以進行測試。抽出控制棒可以把反應器功率提升到約 7%，然後停留在那裡。在測試開始之前 40 分鐘，即 0:43，一個使反應器自動急停的重要訊號被忽略了，以便重覆這項測試。

在測試開始前一刻，電廠在極度不穩的狀態，負載狀況不利、低功率而有不利的功率密度分布、爐心中高冷卻水流量率、低飼水流量率而在爐心入口冷卻水溫度升高，及不穩定的空間氬毒害等。事後重新計算顯示，當時 ORM 只有 7 到 8 控制棒而已。在 1:23 時，測試開始了。按照規劃，四部主冷卻水泵慢停下來，反應器爐心的流量率因此降低。不久反應器停機，因為狀態極不穩，首先造成反應器功率比額定功率高出 15%，然後在幾秒鐘之內就造成功率脫羈。反應器功率脫羈導致燃料元件內能量快速釋放，更造成反應器損壞。

貯存在燃料內的熱量非常快速地轉移給週遭的冷卻水，立刻自動蒸發，造成的高壓導致反應器爆炸。

事故發生的原因

事隔十二年，平心靜氣來看車諾比爾事故，事故發生的原因應是：

- (1) 反應器爐心設計與停機設施設計有嚴重的缺陷。
- (2) 政治與管理制度無法消除這些缺陷，即使在事故之前早已知道。
- (3) 測試計畫在技術安全方面推理與檢視不足。
- (4) 運轉人員執行勤務時，運轉及運轉設備對其要求太多。

具體言之，在設計方面的缺陷為：

- (1) 在高燃耗度的運轉情況時，高的正空泡效應。
- (2) 全抽出控制棒的正停機效應。
- (3) 停機設施的有效性不足。
- (4) 未將運轉反應度餘裕 (ORM) 放入反應器保護中。

事故序列因下列事項錯誤決定而惡化：

- (1) 不當地選擇測試時間，當時為高燃耗度且高空泡效應。
- (2) 在準備測試計畫時不遵守反應器安全要求。
- (3) 運轉人員在準備測試時經驗及參與不足，並違反運轉規定。

不好的停機系統

停機系統的設計缺陷是造成

事故的主因之一。一方面完全抽出的控制棒插入時需要幾秒才能生效，另一方面完全抽出的控制棒插入時卻先造成反應度的增加（正停機效應）。

在事故之前，所有的控制棒都完全抽出，爐心底部功率為最高。反應器功率脫羈在測試過程中慢慢發展，因為停機而加強，再也無法控制。

反應器安全責任不清

1975 年列寧格勒一號機發生一次損壞反應器的反應度事故，這次事故是車諾比爾事故的前身。雖然當時設計缺陷已經很明顯，但負責的主管機關對這次事件不予理會，僅是責怪反應器製造品質不良。

列寧格勒事件發生後，鈾的濃化度從 1.8% 提高到 2%，並裝設了自動的控制與保護系統，但這並不能完全解決高空泡係數的問題。

這些問題不被理會的一個決定性因素是當時沒有一個獨立的安全主管機關，監督設計者、建造者及運轉者完全發揮其反應器安全的責任。一直到 1984 年都是機械工程部擔起這項責任，該部同時負責建造與運轉。

當時電廠的設計人員知道正

停機效應，他們想要改變電廠排除這種效應，然而控制棒的製造並未改變，運轉規定與運轉人員的訓練並未改善。

事故之前所有事故的決定性因素都已經知道，但核照與監督系統及負責反應器安全的人的安全文化明顯不足。消除設計缺陷的措施並未施行。

測試計畫的缺陷

測試計畫有明顯的缺陷。該項測試被歸類為電氣技術測試，沒有預期反應器會有什麼反應，測試計畫是電氣工程師寫的。雖然要執行實驗必須改動保護系統與連鎖系統，安全方面都沒有加以考慮。根本沒有與電廠核能安全部門、計畫工程師及核照機關協調，運轉人員完全沒有準備好要做測試。

假定該項測試僅僅是電氣技術實驗的想法，根本上就犯了嚴重的錯誤，因為這個實驗立刻會影響到反應器的反應度行為。這個實驗挑選一部分的主冷卻水泵作為逐漸停止的汽輪發電機的負載，但其實已經知道主冷卻水泵的失效會導致反應器爐心中蒸汽含量的增加，因而造成反應度的增加，可是測試計畫並未訂出保護安全的規定。測試計畫並沒有

要求在試驗開始之前先將反應器停機，只要求若有偏離計畫之處必須先經值班工程師核准。

這個試驗的運轉狀態一個奇怪的地方是，反應器的初始流量率比正常運轉高。在反應器爐心入口，在飽和溫度的低冷卻不足下有一個最低的蒸汽含量，因此可能因空泡效應產生高的反應度增加。在執行試驗時反應器的燃耗度狀態是特別不利的。第四號機當時並不是初始爐心（非常低的燃耗度且是負的空泡效應），也不是平衡爐心（平均燃耗度 9 到 10 MWd/kg），而是在一種從初始爐心到平衡爐心的過渡狀態（平均燃耗度 10.3 MWd/kg）。在爐心中央部分大約 75% 的燃料元件的燃耗度為 12 到 15 MWd/kg。在爐心中央部分的空泡係數因此是高於平衡爐心者，亦即高於平常。

運轉人員的過失

執行 1986 年 4 月 26 日測試的運轉人員，絕大部分的人對起動與停機只有有限的經驗而已。運轉人員多次的違反規定，領導階層卻一再容忍，他們並不知這樣子做在安全上的意義。

而人機介面與安全有關的設計對運轉錯誤的容忍度不夠，並

不強迫運轉人員朝向安全方向去動作。尤其在非常低功率時，電廠是非常不穩的。儀器不足，對電廠行為的了解也很有限。決定 ORM 的電腦距離控制室中的控制桌有 50 公尺，所有數據都在那裡印出，非常不便。

電廠人員在事故物理程序方面也訓練不足，這是因為當時根本沒有 RBMK 的模擬器。RBMK 電廠沒有充分且廣泛的安全分析，而重要的運轉經驗，如列寧格勒電廠的事件，也沒傳承下來。事後發現，車諾比爾電廠的訓練系統不足，運轉員的考試也沒有照規定執行。

我國核能安全之檢討

車諾比爾核能電廠 RBMK-1000 型反應器在設計上、管制上與運轉上皆有潛在問題，現逐項檢討我國核電廠是否有類似缺陷，以驗證我國核能電廠的安全性。

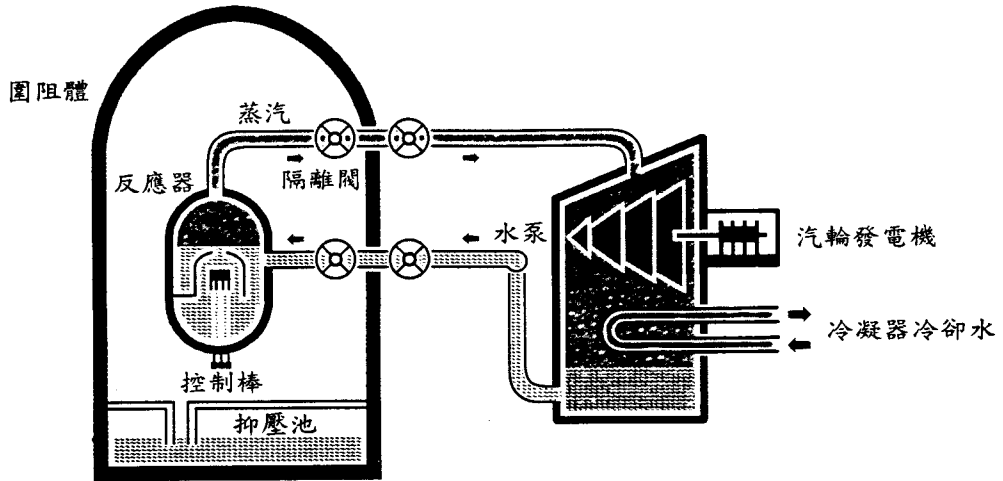
在設計方面，RBMK-1000 型反應器主要缺失為：(1) 採用石墨緩和劑，高溫時與空氣接觸會自燃，有爆炸潛在危險性。我國核能廠係以輕水為緩速劑，無燃燒或爆炸等顧慮。(2) 正空泡係數，爐心冷卻水沸騰量增加

1. 緩和劑 • 石墨與高溫水蒸汽會反應生成一氧化碳與氫氣，有爆炸之潛在危險性。	• 輕水，無此顧慮。
2. 燃料元件及冷卻方式 • 整個爐心分為一千六百多根燃料元件，每根燃料元件擁有獨立的壓力冷卻水系統，相當於含有一千六百多個反應器，管路非常多，構造複雜。	• 整個爐心冷卻水可以自，下流管流入反應器底部然後通過爐心，構造簡單。
3. 功率反應度係數 • 為「正」反應度係數，即功率愈高反應度也愈強，反應度增強使得功率更高，因此較難控制。	• 為「負」反應度係數，即功率增高，反應度減弱，可自動抑制功率無限制增加，而停留在某一功率上。
4. 冷卻劑 • 輕水	• 輕水
5. 燃料濃化度 • 1.8%~2.0%	• 1.76%~4.25%
6. 燃料換填 • 不須停機	• 須停機
• 沒有圍阻體之設計，其廠房基座及下半部為預力混凝土建築，但上半部為鋼結構，無法承受高壓力，造成事故後放射性物質大量外洩。	• 有圍阻體之設計，整個圍阻體為密閉式設計，厚達3呎~8呎強力鋼筋預力混凝土建築，內層有1/4吋厚，精密焊接不銹鋼內殼，可承受高壓力(60磅/平方吋)，事故時圍阻體可自動立即封閉。
• 有緊急爐心冷卻系統，但均由電力泵浦運轉供水，在喪失電源時該系統即無法補水。	• 設計多套獨立之安全注水系統，除電力泵浦外尚有蒸汽泵浦，在喪失電源時仍可冷卻爐心燃料。
• 以石墨作緩和劑，爐心水量少，加上銅水管路複雜，容易造成單根燃料元件局部高溫毀損事故。 • 傾向於軍事用途。	• 整個爐心浸泡於大量水中，無此顧慮。 • 傾向於和平用途。

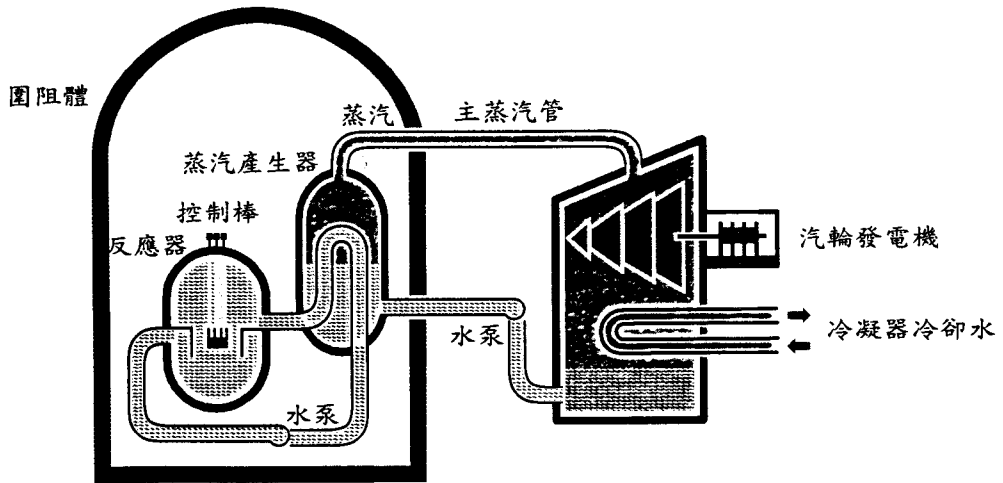
時，反應器功率隨之增加，如此反覆下去，急遽增加功率難以控制。我國核能電廠，在任何運轉情況下皆維持負空泡係數，(3)反應器急停能力不足，控制棒插入速度緩慢，緊急情況下，不易及時發揮效果。我國核電廠停機餘裕及控制棒插入速度遠優於 RBMK-1000 型反應器，(4)爐心偵測及控制不易，RBMK-1000 型反應器體積龐大，彷彿由數個小型反應器組成，中子通量變化大，在偵測及控制上顯得複雜且緩慢。我國核能電廠的爐心偵測及控制系統，不但簡易，且準確迅速，(5)部分圍阻體，RBMK-1000 型反應器由於體積龐大，僅有部分圍阻體，無法承受主蒸汽管路破裂等多項可能意外事故，且意外事故後，無法防止放射性物質外洩。我國核能電廠圍阻體設計，將反應器完全包封在內，具有相當完整性，萬一反應器發生事故釋出放射性物質時，亦可防止廠外受到放射性污染。此外，仍有多項設計差異，見表一，至於我國核能電廠概念設計，見圖六。

在管制方面，前蘇聯為了迫切電力需求，忽視核能運轉安全，大力推展建廠迅速、造價便宜的 RBMK 型核能電廠。就

表一：車諾比爾與我國輕水式反應器設計比較表



沸水式核能電廠（核能一、二廠）



壓水式核能電廠（核能三廠）

圖六：我國輕水式核能電廠設計。

RBMK 型反應器設計特性而言，在西方國家是不可能取得核能管制機關核發的建廠許可及運轉執照，由此顯示其核能管制制度不夠健全，尤其運轉人員於測試過程中違反運轉規範、測試計畫與程序，更顯示電廠對於安全管制之鬆懈。

我國核能電廠設計與安全措

施，均須遵循嚴謹的核能法規辦理，並須經行政院原子能委員會審核。電廠施工與運轉期間原子能委員會均派員稽查，因此我國核能電廠係在嚴密監督與管制作業下運作。

在運轉方面，車諾比爾核電廠運轉人員，未經模擬器訓練，且爐心特性訓練亦不足，疏忽了

低功率時控制不穩定之反應器特性，加上測試計畫由不具運轉資格電氣工程師負責及屈服於供電壓力下，測試時不急停反應器重大錯誤等。

反觀我國核能電廠運轉，首重安全。為減少核能電廠運轉人員的人為錯誤，除在設計上盡量考慮人機介面問題與提升設備自

動化程度外，並加強運轉人員爐心特性及熱流訓練與模擬器操作和事故處理之演練，使運轉人員對突發事故有萬全的準備，縱使事故發生，亦能使事故後果減至最低程度。

車諾比爾核電廠事故後，鑒於該事故之嚴重後果，原子能委員會隨即要求台電公司全面檢討各電廠之安全現況並加強各項安全措施，經審慎檢討後，認為台電核電廠現有措施，並未發現類似車諾比爾事故之重大潛在核能安全問題，亦無須立即採取任何改善行動，然台電仍須依照美國三哩島核能事故之後續改善計畫，包括電廠設計、運轉維護及安全管制三方面，徹底執行，秉持「核能發電，安全第一；追求卓越，品質為先」的管理理念，確實消弭相關疏失，以防範類似三哩島核能事故發生於我國核能電廠。

結語

自 1979 年 3 月美國三哩島核電廠事故與 1986 年 4 月前蘇聯車諾比爾核電廠事故發生後，世界各國，包括前蘇聯集團在內的核能界，均產生了同舟共濟的精神，核能界一方面逐項加強現有

核電廠之安全措施，同時著手進行整體性電廠安全設計的改善，大家並在研究發展上互相切磋，力求能在核反應器設計及運轉上增進其安全性。在機組運轉方面，核能界除加強自動化外，更注意經驗教訓的累積交換，以及加強預防性的維護保養工作。過去幾年，全球核電廠運轉之穩定性已大幅提昇，其跳機次數已由平均每機組每年四、五次，低到每年一、二次，日本更降到一次以下，我國六部核能機組，最近二年來（85 及 86 年度）平均每機組跳機次數分別為 0.83 次及 0.67 次，顯然營運績效已在穩定中成長。機組使用率亦由平均 70 % 左右，提高到平均 80 % 以上，而且各廠員工因維修受到的輻射劑量也減低了約三分之一。此外，在全世界核能製造商、電力公司及管制機關之努力下，新一代改良型壓水式及沸水式反應器（ALWR）已經推出，在控制室的設計上增加了許多自動化、電腦化的預警偵測與保護設備，並針對人機界面做了大幅改善，另外在材料選用及功能設計上亦有很多改進。總而言之，全球核能工業在過去十餘年的發奮圖強，不論質與量均有相當進展。

在世界上還沒有找到新的乾

淨替代能源以前，核能發電仍然是必要的發電方式。今後核能是否能順利發展，取決於安全、資金、人才、廢料處置、國際合作及大眾接受度等因數，面對這些挑戰，核能界應共同努力，仔細思考解決之道，才能使未來核能利用逐步推展。☪

胡錦標任職於行政院原子能委員會

參考資料

1. The International Conference on One Decade of the Chernobyl : Summing up the consequences of the Accident, EC/IAEA/WHO Vienna, Austria, April 8-12, 1996.
2. The Accident and Safety of RBMK-Reactors, GRS-128, Germany, February, 1996.
3. A Vision for the Second Fifty Years of Nuclear Energy, International Nuclear Societies Council, 1996.
4. 《蘇俄車諾比爾核子事故報告》，行政院原子能委員會編印，1987 年一月。
5. 《蘇俄車諾比爾事故報導》，台灣電力公司編印，1986 年六月。