

譯者簡介：

Akira

高雄第一科技大學應用日語系畢業

4. Mark I 沸水式反應爐的缺陷

如前述，第一核電廠的 1、4 號機反應爐都是 Mark I 沸水式反應爐(以下稱為「Mark I」)，是 BWR 初期的型號。Mark I 在全世界共有 38 座，在日本設有 10 座，分別是第一核電廠的 1-5 號機、濱岡的 1、2 號機，以及在敦賀、島根、女川各設有一座。

1970 年代，由於 Mark I 被指出有重大的缺陷而在美國召開公聽會，但因為檢討如在天文學上傾石般極低程度的事故發生率是沒有必要的，故最後還是無寂而終。

簡而言之，Mark I 並沒有能夠承受大規模事故的設計。由於冷卻系統的容量極小的設計，導致一旦失去電力供給、冷卻系統停止，發生爆炸的危險性就極高。也就是說，當冷卻水流事故(LOCA)造成爐心外露後，緊急爐心冷卻系統並沒有馬上運作的話，燃料就會開始熔毀。當時，因為燃料棒護套及燃料池是鋳合金材質，在超過 1000 度 C 的高溫水蒸氣環境中產生鋳水反應 ($Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2$) 而發生氫化反應。但是 Mark I 沸水式反應爐並沒有足夠的空間處理氫氣，因而引起氫氣爆炸的可能性是很高的，儲存核燃料的燃料池並不是最新型的自然冷卻系統，一旦停電就會馬上使溫度上升。

1989 年美國的核能管制委員會有針對 Mark I 的安全對策做整理，內容表示緊急時反應爐的排放的水蒸氣壓會經由 J 基座的設置而排出，但比起被警告的危險性，這是十分微不足道的對策。以保護反應爐及成本對策優先，忽略了放射性物質外露引起的環境污染。

以下詳述關於 Mark I 的缺陷。

被告 GE 公司前工程師的証詞

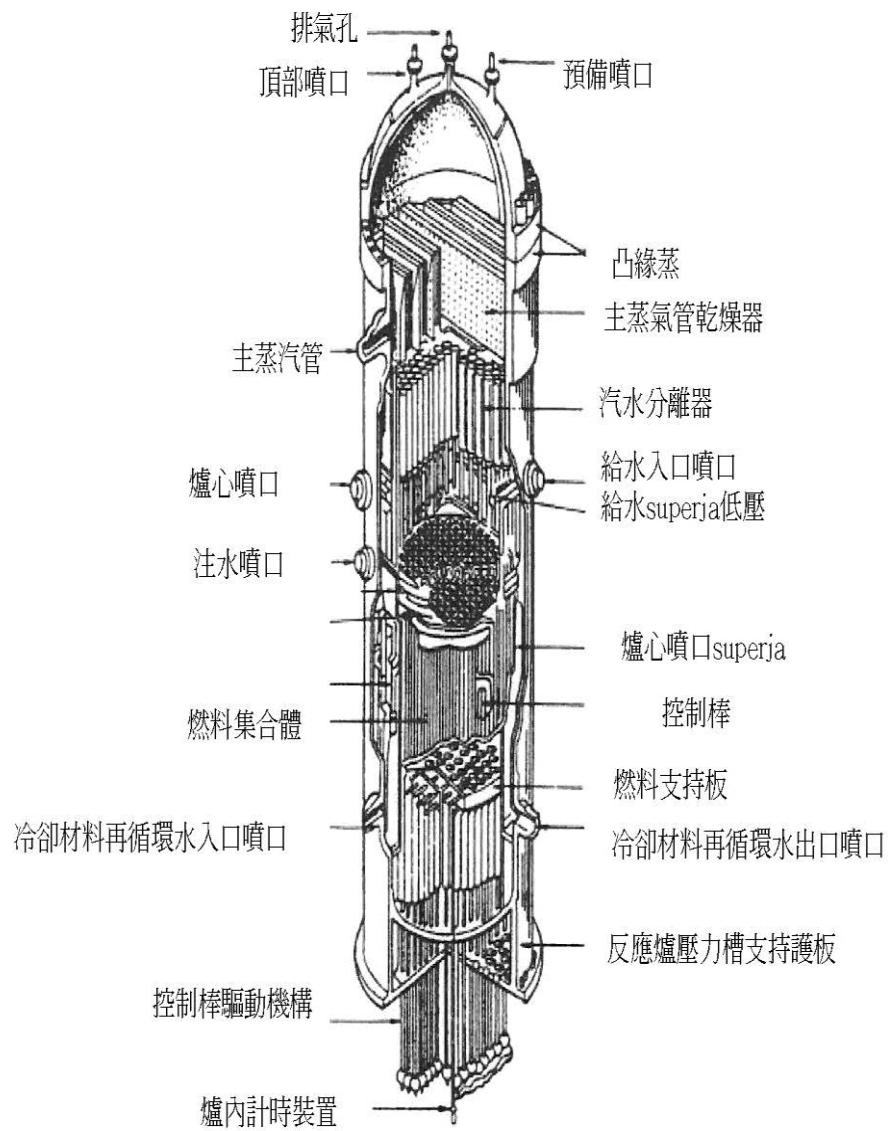
1976 年 2 月 2 日，被告 GE 公司的前幹部 D·G·布瑞丹鮑、R·B 赫伯及 G·C 麥那等三人(以下稱「布瑞丹鮑等人」)由於擔心核能計畫對國民健康及安全的影響而離開 GE 公司。布瑞丹鮑當時負責核能部門的性能評價與改良；赫伯當時負責品質保證；麥那當時負責新型控制和計時裝置，三位都是在商業用核能開發計畫的領域中受過充足訓練、累積豐富經驗的核能工程師。

他們在同年 2 月 18 日美國議會的核能委員會中對於 Mark I，的危險性發表了相關証詞。以下記錄主要的部分。

(A)設計上的缺陷(甲 12-1)

設計上缺陷的問題點只要考察過壓力槽、反應爐、材質及支撐構造的每個部分就可以發現，根據爐心氣流的振動，輕水反應爐中冷卻水在複雜配置的爐心內以極高速度流動著，根據氣流而產生的振動發生了多起事故。

i 為了平均分配 superja 的破損液體於反應爐容器中，將厚重的水管稱為 superja，但由於氣流產生的振動 superja 發生疲勞破壞，就引起了問題。



BWR 原子爐壓力槽內部構造

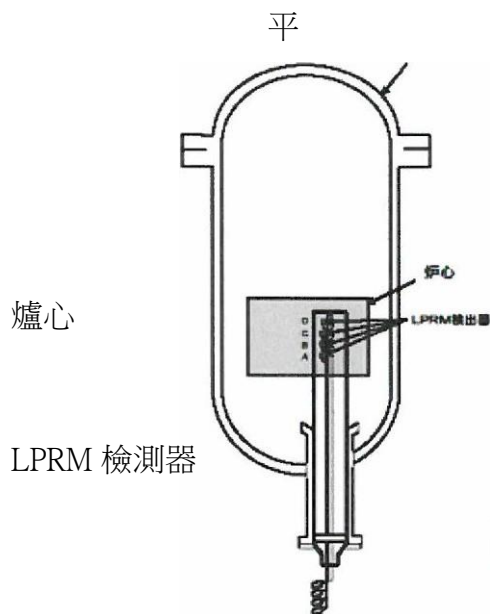
(出處：『輕水爐發電廠概要』(修訂三版)、

核能安全研究協會 32 頁『核能百科事典 ATOMICA』)

例如，義大利的 Garigliano 核電廠在 1964 年曾發生因氣流振動而破損的 Superja 碎片從原子爐壓力槽底部掉落，碎片的振動與裝置底部磨擦，而使底部產生破洞漏水事故。

1975 年許多核電廠的 BWR 因氣流振動的原因而導致給水系統的 Superja 破損。這些案例都顯示給水系統的水流會引起 superja 振動，因此初期 superja 破損時，設計的變更是非常迫切必要的。

Superja 如果發生破裂折損就是極危險的狀態，而修補這類破損的方法尚未開發成功。局部能階偵測系統(LPRM)的缺陷在於爐心各部分的效能分布設置的 LPRM 振動的問題。



LPRM 鳥瞰圖(出處：東北電力首頁)

1975 年的 1 年間，11 座 BWR 的原子爐因 LPRM 故障及其振動的影響導致放置燃料集合體的燃料池破損的事故。燃料池在爐心內作為冷卻水的流路，使用燃料時，為了保護燃料棒，燃料集合體會覆蓋上鉛製的薄板中，振動產生後，由於 LPRM 的撞擊而產生縫隙，燃料棒破損的同時，LPRM 發出的信號也變得混亂。

因此，全部的局部能階偵測系統變得越來越混亂，導致 LOCA 變成越

來越嚴重的狀態。燃料池在緊急時需要將緊急冷卻水經由燃料棒傳送，故燃料池的破損對 LOCA 產生影響。

iii 爐心噴口的有效性

所有有關 BWR 的 LOCA 是否有效地利用爐心噴口將燃料棒冷卻成為一個問題。

被告 GE 公司並沒有在實際運轉的條件下進行在數秒內注入充足的水將高溫燃料棒冷卻的實驗。歐洲進行這項實驗時，事故發生時從燃料集合體湧出的水蒸氣阻撓，發生冷卻水無法回到燃料棒的結果。

iv 循環末期系統反應度效果

BWR 在燃料循環接近結束(幾乎每年)時，大部分所有的控制棒會從爐心上升的狀態在原子爐內運轉。

這樣的循環末期在爐內發生喪失熱能被奪走的負荷，在原子爐內插入燃料棒反應度會下降，與原本的假設相反，反應度並不會隨著插入的比例下降，最近證實燃料棒會在即將全部插入時急速下降。因此，失去負荷的情況下，出力的劇變與原子爐的一次壓力的劇變產生，原子爐會緊急停止(自動停止)，到時就會發生超乎想像的危險過渡狀態。

目前並沒有針對上述循環末期的緊急停止反應度效果的對策。這樣的現象是當初在設計的階段並沒有被預料到會在運轉中發生的例子之一。

(B) 控制棒

1、控制棒的壽命

Mark I 從運轉初期開始就發生控制棒的問題。

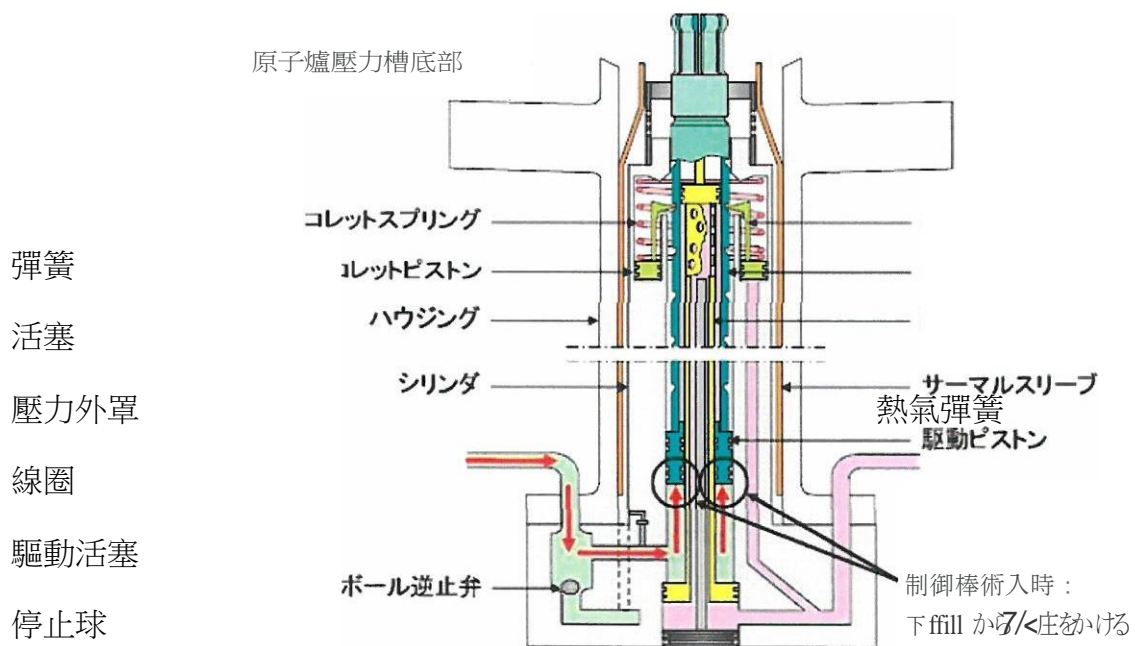
1960 年德國 Dresden 發電廠一號機的控制棒僅因為照射而被發現產生大幅的龜裂。開始運轉之後六個月左右這些控制棒不得不全面更換。相同種類的控制棒現在仍然被使用著。控制棒除了是主宰了核電安全的重要因素外，一直未實証它的耐久年限。

控制棒的壽命會縮減的原因有以下二個理由。

核的性能會劣化，也就是說，當控制棒插入以後會吸收中性子所以機能會正常地越來越低下。插入管的材質會變得脆弱，加上壓力，控制棒的機械壽命會縮減。上述的 Dresden 發電廠一號機的不銹鋼製控制棒逐漸產生破損，從水中漏出了粉末。但是要深究這是何時發生的話，必需對控制棒的性質做檢查，而這是不被認可的要求。

因此，到原子爐發出停止的指令前，即使控制棒的壽命已盡也會在不知情的狀況下繼續運轉，一旦停止的話控制棒的性能就有可能下降。

備用硼液系統的龜裂和控制棒材料的破損也會造成核電安全運的性能損壞。例如，備用硼液系統的管線為了驅動控制棒而產生破損的話，驅動控制棒就有可能不順利。



控制棒插入時，經由由下產生的壓力上升

控制棒驅動機構的構造

(出處：『根據北陸電力公司志賀核能發電廠一號機平成年的臨海事故及假定停止其他原子爐的控制棒引起的事象相關調查報告』 核能安全保安院)

Dresden 發電廠一號機因為發生這樣的龜裂，作為原子爐連續運轉的許可條件，發出限制不能運作的控制棒數目的命令。另外，將來也有可能發生材料的問題而威脅到原子爐的安全性。

iii 控制棒落下事故的延續

BWR 的控制棒落下事故例如從燃料棒在被插入的狀態中途突然被拔出而發生落下。因此，部分的中性離子發生變化，釋放出核分裂生成物。相對的事故例如掩飾機械性缺陷而繼續使用電子裝置，但是，並沒有任何的效果，反而使運轉的手續變得複雜。

(C) 壓力槽的信賴性

核能設計中，並沒有考慮到壓力槽全體破損的事實的假設，但這並沒有得到實證，而這也是無法證實的。

i. 壓力槽壁和放射線遮蔽物間的管線破損

壓力槽壁和放射線遮蔽物間管線的破損恐怕是壓力槽的壓力導致的無法預期的結果。

從過去一次配管系的經驗判斷，壓力槽的出口處最容易引起龜裂。一旦發生龜裂遮蔽物內側和壓力槽外側的空間就會產生瞬間且強大的壓力波，這有可能引起非常嚴重的災害。

這類事故會從原子爐內部施加極大的壓力、破壞爐心、而不能再插入控制棒，發生原子爐停止運作等高度的危險。使緊急爐心冷卻系統產生破壞，推斷與發生大規模事故相關。

壓力槽的基座振動導致壓力抑致也是另一個嚴重的問題。抑壓槽產生的壓力波向基座增加重量的結果傳達到地面和基座，大於壓力槽支撐的基座的耐震設定值而產生振動。因此造成壓力槽本體內部破損、爐心支持構造破損而失去緊急冷卻能力，無法插入控制棒，更會導致無法預測的結果。

iii 基座的水泥構造上的信賴性

小規模或中程度的 LOCA 規模都會引起壓力槽內部大規模的溫度變

化，支撐原子爐的水泥基座受熱的結果，基座的強度大幅減弱，使 LOCA 無法承受之後的地震。1971 年 Dresden 發電廠 2 號機和 3 號機的壓力異常導致溫度異常，發生破壞爐心的事故，支撐原子爐容器的基礎可能被破壞，需要再檢討 2、3 號機連續運作的可能性。

(C) 原子爐圍阻體(甲 12-2)

i 被告 GE 公司針對 Mark I 抑壓槽而改良設計了新型的 Mark E 及 Mark 國型的圍阻體。Mark E 與 Mark I、H 不同，是使用向下的堰形 SC 壓力槽，是垂直置的水管。這項設計有別於現今的工業技術。GE 公司建造了有實際規模三分之一大的 Mark E 模型進行實驗，分析這項實驗得到的資料可知水平的水管端中通過急速通過的氣流會從水中流向空氣中，SC 的水面就會急速垂直地向上膨脹，且可發現會向在其上的建築物及裝置施加大的水壓。由此得知，Mark E 的構造是必須修正的。因而令人疑惑 Mark E 的這項問題是否也同樣存在於 Mark I 中。

1975 年 4 月，NRC 首先向 GE 公司提出質詢之後，NRC 直接向美國要求針對 Mark I 發電廠進行有關新型號的 Mark 系列發電廠的安全評估。具體而言，便是要求在 45 日內向所有現存的發電廠進行評估。由於設計時並未周密地考量，因此在 Mark E 的實驗中，產生了約有 20 項以上的衝擊。為了回應這項要求，開發了解析模型和試驗，卻不可置信地並未做多數的構造評估，而在現實中也是不可能的。為了實施這項計畫，由於原子爐圍阻體的構造上常未達許可條件的標準，必須制定新的許可標準。因而產生了「似乎很有可能產生衝擊」(非保守的假設)及「機能的維持」的新概念。

電力公司為了解決流程上的困難，被告 GE 公司、電力公司及許多合作廠商一起分別評估了所有各類型的發電廠，提出了意見。對各類型發電廠進行評估，找出現存的原子爐圍阻體對於 LOCA 預設耐度的基準。採用的評估方法並未考慮到耐震條件和衝擊同時發生的可能，是十足的保守主義。(一切都在掌控之中的保守安全評估)。這項評估計畫從 1975 年 5 月開

始，預計在秋天完成。但是，評估過程中，卻發現為了通過安全審查，最後反而制訂了較寬鬆的標準。因此，又進行了更多試驗，必須對於模型進行更精巧化的二次評估。

但是，在那之後，原子爐圍阻體的支持構造承受的衝擊超過了許可條件。因此，評估計畫的期限從 1975 年 10 月延長到隔年 1 月。電力公司在 1 月 22 日做了行前檢討。隔天以電話聯絡 NRC，說明了所有原子爐圍阻體在 LOCA 發生時能承受的狀況及是否能同時維持原子爐的機能。但是，從前述電力公司提出的評估方法看來，實際上大多數發電廠的支柱及熔接處和其他重要的部分可承受的衝擊超越了想像中的強度，這通常在安全審查中是不被允許的。而且，這些發電廠以現行的新耐震基準在過去已經制定過作為理由，使用舊的耐震基準評估。如果以新的耐震基準評估的話，大部分的發電廠都不合格。更應該視為問題的是：在計算時，未將可推測的最大衝擊列入考量，是和實際情況不符的評估。原子爐圍阻體的缺陷造成的影響是需要注意的，為了防止原子爐圍阻體在 LOCA 運作時向生態圈釋放出放射性的核分裂生成物，所以最基本的防禦是公共安全和健康。由於圓環面的部分是供給緊急爐心冷卻裝置上的冷卻材，為了在 LOCA 運作時，防止爐心融化意外的中樞。LOCA 開始時，首先若破壞了支持構造，其附屬的緊急冷卻裝置配管也會破損，失去爐心用的冷卻水。

因此，原子爐的一致性是完全可信性不可或缺的要件。對於原子爐的運轉來說發生事故的機率很小等爭論是源源不絕的。NRC 發表的拉斯穆森報告中也假設 LOCA 在未來可能發生事故。這類的事務在拉斯穆森報告中假設在早期並非不可能發生，因為早期發電廠並沒有採用近年來發電廠的技術、材質和設計上的改良。從中評估這些問題而緊急要求再思考這些核電廠是否需要繼續運作。

原子爐圍阻體的耐用年限

圓環面支持結構的部分在向抑壓槽(S/C)釋放壓力時會受到強大的衝

擊。大多數的發電廠會一直開啟排氣閥，但這會使 SC 不停地吹風而降下。因此，西德的 WUERGASSEN 核電廠在 1970 年確實發生了原子爐圍阻體損壞的情形。1975 年在阿拉巴馬州的 Browns Ferry 核電廠，愛荷華州的 Duane Arnold 核電廠及 Pilgrim 發電廠也發生過支持 SIC 的管線系統破損。之後，雖有進行少許的修正，仍沒有因而對發電廠進行全體性的直接、一貫性的評估。原本，原子爐圍阻體的設計就應推測可能發生的事故，再設計出壽命年限或能承受的程度。但是，操作電子管比想像中複雜，定期的開放電子管持續增加壓力槽的負荷，造成了高於原本設計值的結果。

iii 設計的餘裕和減少

原子爐運轉時，由於會發生各式各樣的問題而作修正，就會逐漸改變原本的設計。比如說，數年前就有進行圓環面的幫浦(衝擊緩衝材)的去除。原本的 Mark I 是將幫浦放入圓環面中。為了在池中形成大波浪而防止浸在水中。

但是，原子爐開始運轉以後，開放了安全閥在 SC 的池中產生力量，使幫浦板的一部分掉落。這時的對策可嘗試作解析，去除現有發電廠的幫浦，在新設立的發電廠中不使用幫浦。然而，對現在使用中的原子爐圍阻體再評估的結果，為了緩和衝擊，也傳出了再度這是必要的說法。

iv 原子爐圍阻體的電纜缺陷在於電力和計時裝置的部分，標準是 4000-8000 根的導線通過約 40 個 12 吋直徑中而進入原子爐圍阻體。為了保有原子爐圍阻體的氣密性，大部分導線通過的周圍會用樹脂封住。但樹脂卻存有缺陷。例如，檢查設備時發現通常約 5% 會外漏，模擬 LOCA 的條件檢查時，發現樹脂會隨著時間變化。因而產生大規模的電力絕緣性低下。絕緣性低下的同時，原子爐圍阻體的機密崩壞，因此電纜的貫入部分是原子爐圍阻體最脆弱的部分。

由以上的說明可得知，美國大部分的 BWR 原子爐圍阻體存在著重大的設計缺陷，影響核電安全，持續運轉的話是令人質疑的。另外，其他的構成要素，如電子管熱交換器、主復水器等也關係到輕水爐的信賴性問題。NRC 就此做出了整理報告，但發電廠並未提出修正計畫。而且，不銹鋼材質的應力腐蝕分割問題以及燃料貯藏設施問題也可能造成重大事故，卻仍未實行有效的對策。

B 其他缺陷(甲 12-3)

a 信賴性的計算

核電製造商以擴大發電廠的實際生產率為目標做宣傳。但是，到目前為止，發電廠構成的各裝置的信賴性及實際生產率的設計目標值仍未確立。實際實行的是先設計系統及第二系統解析故障的模式，再從中計算各個事故的故障發生率。如此計算出來的故障率(信賴性及實際生產率兩者皆是)，並沒有合理的判斷基準，是完全沒有意義的數據。在安全性的信賴度及安全裝置的信賴性上沒有明確的許可基準，在安全上會產生極大的危險。系統的設計及相關修正的決定，每一項都必須以對信賴性的影響做評估。例如，設計 BWR 的新安全裝置時，因要先考慮發電廠全體安全性的影響，做多次的實驗是必要的。但這方法都尚未確立。

b 多重性和多樣性

多重性是指機能間互相的結合裝置和配件中相同的零件。相對地，多樣性是指一個裝置需要二個個別技術、零件設計作成，當同一裝置有二個部分故障時，減少重覆零件故障的機會。多重性常被使用在原子爐中。多樣性在核能產業界被以慎重的態度延續。至今，由於經濟上的主因，除了 2、3 個特例之外並未被採用(如緊急電源或各種爐心冷卻裝置)。

Browns Ferry 核電廠由於重覆的裝備發生事故而引起火災，是多樣性的爐心冷卻裝置導致。因此，證實了擁有多重性及多樣性的回路容易故障。當然，同樣情形的其他配置部分也易發生故障。

c 統整及訴求

不只布瑞丹鮑等人在美國議會核能共同委員會發表了以上論述，NRC 和電力業界對於政治、經濟、技術性的壓力，NRC 指出製造商對於成品的檢查相關規定十分不足，無法保障品質、無法避免人為操作的疏忽，並且沒有為了將失誤降到最小而作設計等問題。

最後，特別想強調的是前述「在設計上缺陷對設計、建設和運作上必然會引起重大事故，留下的問題是何時何地發生」就如同本次核電事故的預言，故訴求以下事項(甲 12-4)

1. 評估 Mark I 的原子爐圍阻體的問題，並採用以考量所有發電廠是否可運作。
2. 再次徹底地檢討水流振動引起的爐內零件效果，給水閥與 LPRM 故障的關係。
3. 應重視歐洲進行的流向高溫爐心的冷卻水分布調查、有關爐心噴口冷卻系統的有效性。
4. 檢討循環末期反應度效果的所有影響。
5. 與 4 的效果相同，詳細的檢查原子爐停止的可能性而決定控制棒的壽命並確立技術。
6. 再評估控制棒落下的事務並防止、開發合適的裝置。
7. 強化現今有關壓力槽健全性的研究，尤其是壓力槽與生體遮蔽壁間管線破裂的可能性。研究 SC 內的壓力波引起的壓力槽基座負荷過重的問題及基座水泥構造強度是很重要的。
8. 持續 Mark I 的研究，尤其是面對地震衝擊的影響，重點應擺放於安全性、材料的厚度，電氣線路的氣密性及真空破壞器等的問題。
9. 關於 NRC 未直接以 ASME CODE 為對象提出的安全相關項目，以第三者的身份作詳細的檢查計畫。至少應作出和 ASME CODE 同程度的嚴格規範。

10. NRC 的規範應以安全關連項目不故障而做改良。
11. 確認 NRC 親自管轄的現場事故，並確認零件管理的權威。
12. NRC 有義務頻繁地對最新式的控制室進行再教育，使控制室設計標準化，加強控制室操作員的技能使之更加熟練。
13. NRC 直接調查勞動者增加的問題，確立現存的廢棄物處理相關計畫。
14. NRC 停止現行不適用的舊核電安全規定，有義務依照現行基準做必要的修改。
15. 直到解決所有設計上的問題為止，以消除現在建設中的發電廠運轉認可中，原子爐放射能的污染。

在日本的爭論

1990 年 1 月，日本的資源、能源廳核能發電安全審查課發表了「有關 Mark I 型原子爐圍阻體」的報告(甲 13)。其中表示，最初 J 在有關 Mark I 型原子爐圍阻體的意外事件時的健全性問題在 1986 年 6 月美國 NRC 前規制局長 H·Denton 發表了假設意外事件，BWR Mark I 型原子爐圍阻體比其他型號破損率高的發言以來，NRC 進行了各類檢討，1989 年 7 月發表了 NRC 的方針。

然後，作為 NRC 團隊在 1989 年 1 月 26 日向 NRC 委員會提案的前提。為減少對原子爐圍阻體發生意外的弱點，首先以 Mark I 為對象作為行動的目的。因 Mark I 原子爐圍阻體的尺寸較小。爐心損傷時，承受的重量可能變大。對風險來說，重要的原子爐圍阻體破損是指加壓破損(爐心損傷前·爐心損傷後)及過溫破損(爐心損傷後)。

確保原子爐圍阻體的能力(耐壓強化系統的設置)及隔離閥，常用及非常用交流電的獨立電源。並可由中央操作室遠距離操作。積極實施全交流電源喪失(SBO)規則，具體來說，發電廠內非常用交流電源的多重性。發電廠內

非常用交流電源的信賴性。

外部電源喪失的預測程度。

以恢復外部電源的必要預計時間為基礎決定 SBO 的持續時間。確保代替注水系統能注入原子爐的代替注水系統從常用及非常用交流電源獨立出來的能力非常重要。

日本以第一核電廠為例，和美國相比，原子爐圍阻體有防止爐心損傷的對應能力，SBO 的規則中有「圈內外部電源及緊急用發電機的信賴性良好，認為現在的設備是符合這個規則的」等評價。

換句話說，在美國，對 Mark I 的缺陷有如此程度的認識，批評的同時也檢討 NRC 的對策，在日本，以本件原子爐為代表，並沒有必要的對策，如此一來，欠缺危機意識，縱容 Mark I 原有的缺陷。

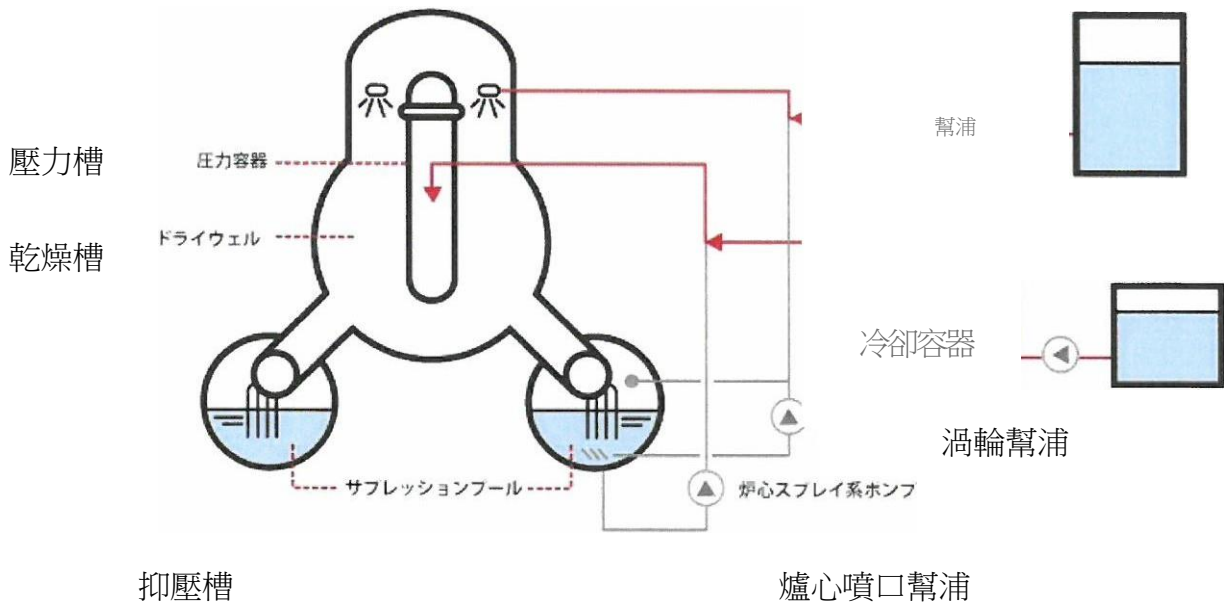
國會事故調查委員會的論述

國會事故調查委員會以本次核電事故的原因，指出 Mark I 缺陷的重點：不周全的意外事故對策(甲 1.94.97 頁)，以意外事故對策設備的齊全為主。

- 1 原子爐停止機能
- 2 原子爐及原子爐圍阻體的注水機能
- 3 原子爐圍阻體的除熱機能

成為安全機能的支援機能，有關 2.4 的原子爐及原子爐圍阻體的滅火管線的注水方式，比以前有實效性的問題。因並未改善而導致這次核能事故的發生。

Mark I 只對上部設置的原子爐圍阻體噴口設有原子爐圍阻體冷卻系統，事故發生時，原子爐圍阻體中的冷卻水從壓力槽中溶出。



抑壓槽

爐心噴口幫浦

替代注水設備的概念圖

如下圖所示， Mark H 與改良型沸水爐(ABWR)從原子爐圍阻體上部的噴口注入水後直接流入底部。相對地，Mark I 在原子爐圍阻體構造上，從上部噴口注水而流到底部。

但是，上部噴口到下部的流線有限制，可預期實際發生事故時，原子

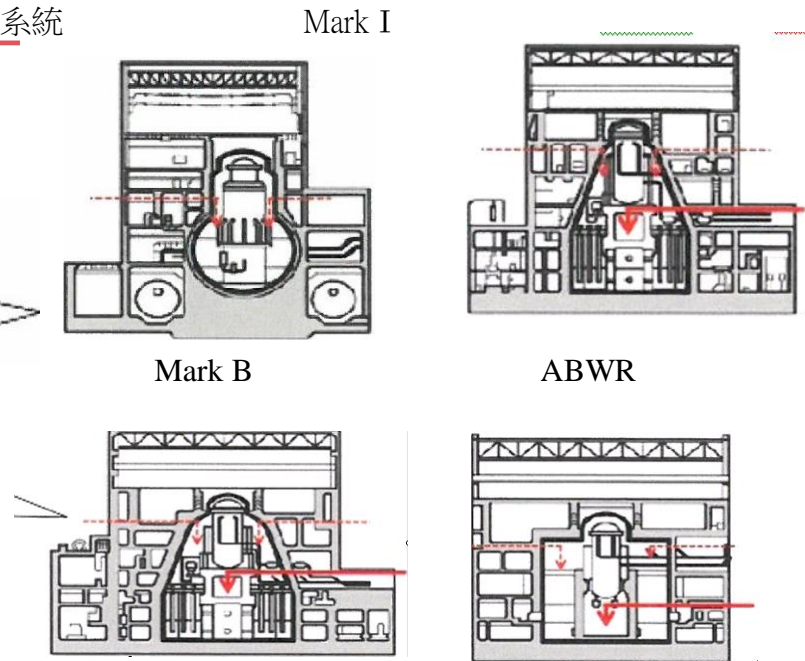
爐圍阻體內部的環境有相當高的溫度。只從上部噴口注水，只利用原子爐圍阻體中的環境冷卻，效果不大。

再者，為了替代注水的滅火系統管線是耐震 C 級，有這次地震災害發生時，比其他安全設備先破損而不能使用的可能。

原子爐圍阻體噴口注水系統

Mark D 概念圖

原子爐圍阻體噴口注水系統



不同類別的原子爐圍阻體注水機能 (甲 1·國會事故調查報告書 97 頁)

A 原子爐圍阻體具有的問題(甲 1.233.235 頁)

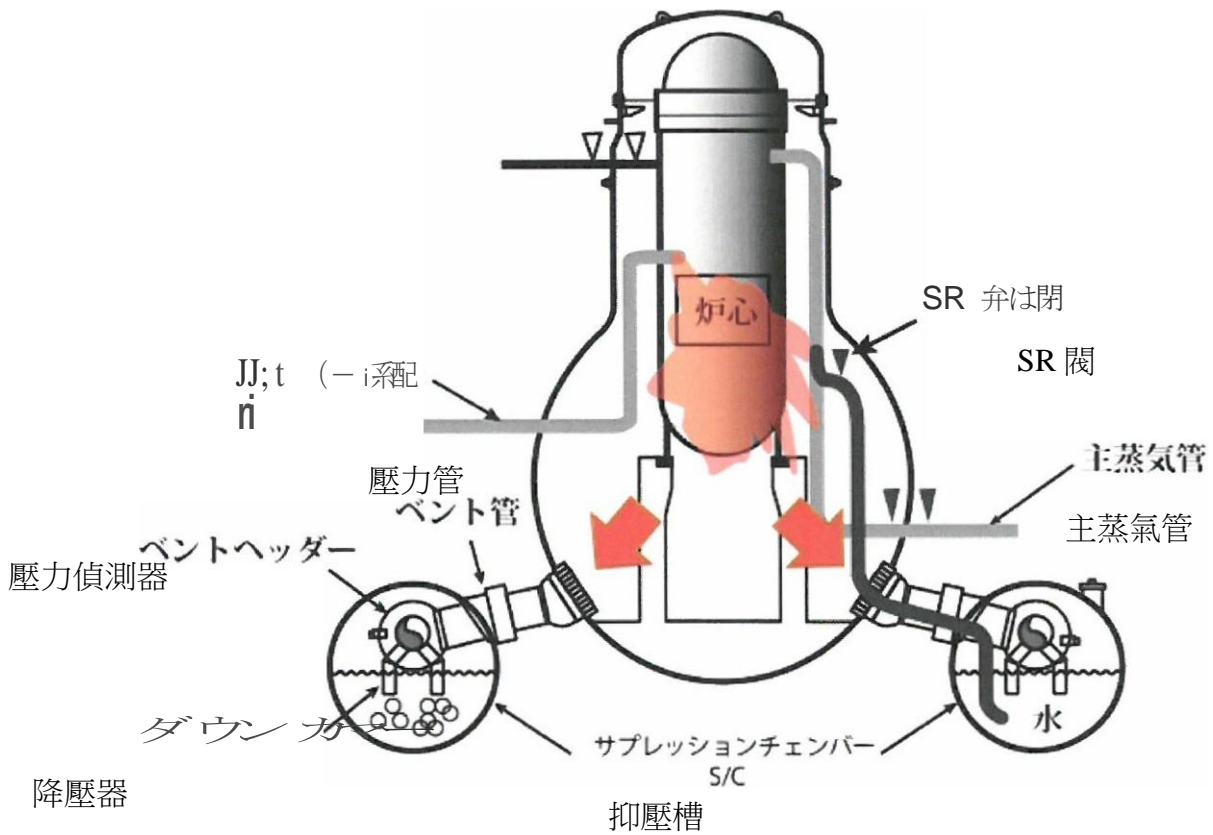
a 原子爐圍阻體的壓力超過設計壓力的原因

本次各號機的詳細事故起因並不同。但在運作中，1、3 號機的原子爐圍阻體壓力大幅超過設計的壓力。尤其是 1 號機比預設壓力高出了 2 倍。原子爐圍阻體的基本角色是在管線破裂發生事故時關閉放射性物質。

Mark I 會抑制由蒸氣引導、水流產生的壓力。Mark I 的預設壓力以原

子爐管線最大口徑再循環的出口管線在瞬間損壞時，過度壓力的最大值約設定在 4 氣壓，管線破裂的同時，以 ECCS(緊急爐心冷卻裝置)作用為前提，並未假設超過預設壓力的狀況，因此，1、3 號機的原子爐圍阻體會發生預料外的壓力。

本次核電事故的原因是原子爐圍阻體壓力大幅超越預設壓力，提出了以下方針。

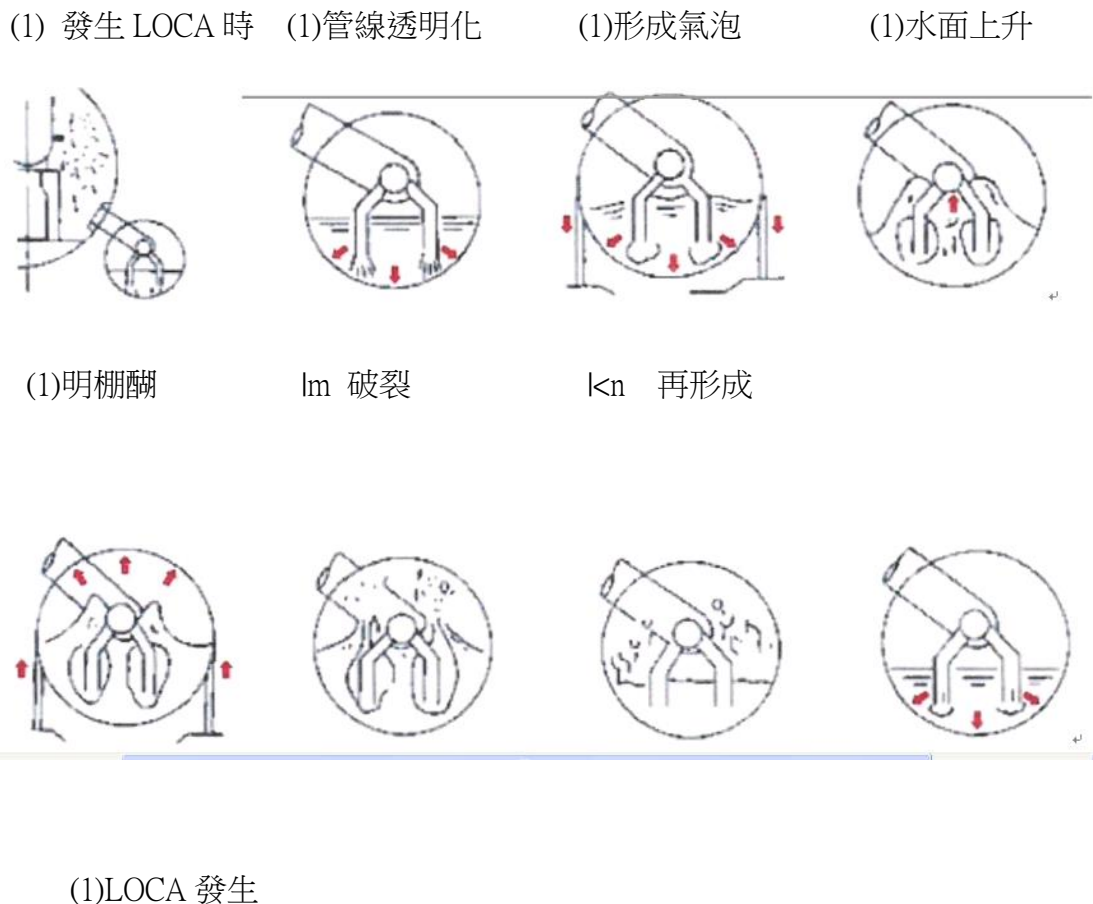


原子爐管線破損造成的冷卻材喪失 (甲 1・國會事故調查報告書 229 頁)

換句話說，這次地震長久且激裂的震動使原子爐管線在地震後馬上破損，發生了小缺口 LOCA(AB-LOCA)。包含冷卻材料的水蒸氣及氦氣的非凝縮性瓦斯從破損的管線中噴出，而移動到 S/C 內的水中。但是，卻無法停止喪失冷卻材料，原子爐圍阻體的壓力急速上升，最終造成燃料損傷、溶解。然而，這次事故由於管線破裂而抑制高壓，SR 無法自動運作的可能性很低(請參考本訴訟狀 107 頁以後(力)1 號機是由於地震而損傷)。

B 水力學的動荷重

運轉中的原子爐圍阻體充滿了氦氣。若發生大缺口 LOCA，D/W到 S/C 產生高速流入的大量氦氣及水蒸氣，會發生凝縮振動的複雜動荷重。這稱為「水力學的動荷重」，以安全委員會的技術方針對 S/C 的強度做評估。這項荷重是 BWR 型原子爐圍阻體的共通點，尤其是在 Mark I 中有發生如下圖所示的嚴重問題。



這項技術方針考慮的氣體是蒸氣和氫氣，但本次核電事故最終的問題不只是原子爐壓力槽的破損，還有極高溫的氫氣及非凝縮性瓦斯大量放出。高溫水蒸氣及瓦斯加重衝擊荷重，從 S/C 內流入的高溫水力學動荷重也有可能。若 1、3 號機的原子爐圍阻體破損，原因可能是高溫下衝擊荷重及水力學的衝擊荷重。

C 攪動

抑壓槽水面因地震的震動而產生周期的波浪，這種水面波動稱為「攪動」。

影響 2007 年柏崎刈羽核電廠的新瀉線中越沖地震，全部發電機使用的燃料貯藏池中的水面大幅波動，池中的冷卻水大量溢出。2003 年發生的十勝沖地震，從震央 150 公里分離的石油槽造成攪動損傷而發生火災。

第一核電廠的燃料池經推測會隨地震震動。機械構造物，尤其是管線等約有 0.1 秒程度的固定周期，大型貯儲槽約在 5-10 秒內會達到。Mark I 的攪動推測約 4、5 秒程度。尤其是當長周期的地震來臨時，S/C 的水面會搖動，前端就有可能浮出水面。在那瞬間水蒸氣會向 S/C 吐出，停止壓的抑制機能，即使在預設條件內，原子爐圍阻體也可能會過壓。

抑制池中的攪動是由 Mark E 及 ABWR 的原子爐圍阻體產生，以 Mark I 外露的可能性最高。特別是本次地震長時間持續長周期的晃動就有可能發生上述情形。

第三、本次原子爐的缺陷

雖然本次核電事故發生的原因及因果關係尚未明朗化，但本次核電事故不只因人為疏失引起從本次原子爐承受不住本次地震、海嘯的事實判斷，本件原子爐「欠缺「通常應具有的安全性」。

而且，如第一所論述的，本次地震、海嘯的規模是可以預測的，在本件原子爐的耐震性不足、老朽化，Mark I 在構造上有缺陷的重大問題是不

容質疑的。

本件原子爐的缺陷經整理如下：

1、可預測的地震及海嘯

子爐應以製造物「通常應具有的安全性」假設地震或海嘯引起的重大事故而影響機能及性質。但本件原子爐在本次地震、海嘯引發的核電事故中欠缺「通常應具有的安全性」。對於欠缺此安全性的指控，被告可能會以引進該製造物時無法預測本次地震及海嘯的發生作為反駁。此項反駁是不成立的。

首先，關於引進原子爐時的概念，從原子爐的危險性，高度技術專門性到核電製造商設置原子爐後會進行定期保養，負責依最新的知識為基準做合適的檢查並作修補工程。東京電力和被告，是二人三腳合為一體進行核電密切的接觸，也就是說，在 PL 法上的關係來說，被告在本原子爐設立後應隨時確認是否具有「通常應具有的安全性」。原子爐並不是核電製造商及電力業者交易的商品。原子爐設立後，在運轉中也必須依最新且客觀的情報假設對地震及海嘯的安全性。

如本章第 2-1 的論述，板塊地震的機制和其類型可透過技術和地震研究的進步了解。另外，板塊地震、海嘯地震和連續引起的大地震的概念皆已公開可被一般性地了解。而且，本次地震的震央包周日本海溝沿岸具體地區的板塊地震、海嘯地震的預測。在 M8 及大地震的預言發表後的 30 年間有 20% 的準確率。因此，根據本次地震的規模及類型，震央的情報做比較，可推測出本次地震的情報。

另外，本次地震引起的海嘯高度並沒有超過東京電力及國家機關到那時為止推測的海嘯高度。因此，本次海嘯的發生從當時的情報來說並非不可得知。因此，被告對於無法推測本次地震及海嘯的反駁並不成立。本原子爐存在著無法承受地震、海嘯的缺陷。

2、不周全的耐震系統

如本章第 2-2 所述，本次各號機設置時並未存在耐震設計基準，耐震性明顯低下。雖然之後決定了新、舊方針，尤其是保安院針對全國核電業者直接要求依新方針實施耐震檢查。而且，東京電力未對不符合新方針要求的多數機器及管線進行耐震補強工程。

具體而言，第一核電廠 5 號機及 2008 年 3 月 31 日本次各號機，在 2009 年 6 月 19 日提出的耐震檢查中間報告書中提出，除了少數的 4 號機和 5 號機外，並沒有對機器管線進行耐震補強工程。本次核電事故發生當時，第一核電廠各號機正處於「廠商實施耐震安全評估」狀態中，核電製造商對於耐震檢查是知情的。如前述，1 號機並非因為海嘯而是因地震受損，導致氫爆。因此，本次原子爐並沒有具備新方針要求的耐震性，依照國家制定的耐震設計基準來說，確實缺乏應具有的安全性。

3、老朽化的問題

如本章第 2-3 點所述，核電擁有因老朽化引起的各項因素使核電從開始建設到現在發生了多起核電事故。本次各號機中，1 號機從 1971 年開始運轉，到本次核電事故發生經過了約 40 年。2 號機由 1974 年，3 號機由 1976 年，4 號機由 1978 年開始運轉，到本次核電事故發生時各約經過 35 年。

因此，本次各號機由於上述的原因 1.原子爐建築物的耐震壁強度低下、遮蔽能力低下 2.原子爐壓力槽基座的腐食 3.原子爐圍阻體的腐食 4.原子爐停止時冷卻幫浦及降溫幫浦的基座腐食 5.粒界型應力的腐食 6.原子爐停止時冷卻系統管線及降溫系統劃分 7.主蒸氣管的疲乏，水流加速型腐食 8.控制棒的照射誘起型應力腐食、粒界型應力腐食、韌性低下等產生劣化的可能性。

因此，本次原子爐由於老朽化的產生而影響耐震性，可以合理地推斷與本次核電事故發生的原因有關。也就是說，本次原子爐存在著老朽化的缺陷。

4. Mark I 的問題

如本章第 2-4 所述，本次各號機的原子爐圍阻體所屬的 Mark I 型存在

的缺陷由 GE 前工程師在 1970 年代的美國議會中具體地說明了設計上的缺陷。重點是 Mark I 型的原子爐圍阻體設計的冷卻系統容量十分有限。因此，只要失去電力供給，冷卻系統停止，就有非常高的危險性會發生爆炸。另外，使用中的燃料池也不是最新型的自然冷卻系統，只要切斷電源，溫度就會馬上上升。

1989 年，NRC 的緊急時水蒸氣壓排放系統開始實施安全對策。在日本，不僅沒有針對 NRC 的問題說明與改善報告，也沒有新的對策。

根據國會事故調查，Mark I 型的意外事故對策，以設計壓力導致管線破裂且同時啟動緊急爐心冷卻裝置(ECCS)為前提，並沒有假定超過設計壓力的狀況，如產生水力學的荷重、攪動等狀況。

本次核電事故中，1 號機~4 號機喪失全交流電源使 1 號機及 2 號機也喪失直流電源。全電源喪失以後，原子爐的壓力從 SR 中被抑制，移向冷卻材的壓力控制室。因為全電源喪失而導致壓力控制室的水無法冷卻，使原子爐流入的蒸氣無法凝縮，原子爐圍阻體中的壓力開始升高。之後發生爐心損傷、爐心溶解、氫氣等非凝縮性瓦斯及水蒸氣大量流入壓力控制室，原子爐圍阻體中的壓力上升。之後導致原子爐壓力槽受損，氫氣等非凝縮性瓦斯及水蒸氣一起直接噴出。以 Mark I 為例，改良型的 Mark I 原子爐圍阻體和小型比起來較小，所以壓力上升速度快。一方面，地震後管線破損，發生小破口 LOCA(冷卻劑喪失事故)時，氫氣等非凝縮性瓦斯及水蒸氣會從全部管線中的破損處及原子爐的破損處中直接噴出，原子爐圍阻體的壓力會急速上升。如上述，Mark I 原子爐圍阻體不但並沒有做可承受大規模事故的意外，美國表示的安全性疑惑也未提出改善的方案，及不周全的對策。因此，本次原子爐是由本次地震、海嘯引起的全電源喪失導致本次核電事故。如前述，依當時的情報可推斷本次地震、海嘯的發生。因此，本次原子爐在當初設計時即有缺陷，之後也並未有變更或改善。

5、小括

作為原子爐「通常應具有的安全性」，至少應擁有能承受可推算地震、海嘯的衝擊並不會發生重大事故的機能和性質。但本次各原子爐並不能承受從當時情報可推算的地震、海嘯。另外，本次各原子爐並未依國家耐震設計基準進行耐震檢查及耐震補強工程，存在著因老朽化而導致的各類材料劣化危險，也在構造上存在著 Mark I 型特有的原子爐圍阻體過小等問題。

根據以上論述，本次各原子爐缺少「通常應具有的安全性」，可得知是存在缺陷的製造物。因被告製造的本次各原子爐的缺陷而侵害原告的生命、身體及財產，對原告造成損害。

因此，依照 PL 法，被告應向所發生的損害負起賠償的義務。