



台灣電力公司

核二廠用過核子燃料乾式貯 存設施因應日本福島核災事 故之安全評估專案報告 (修訂版)

中華民國 101 年 6 月

核二廠用過核子燃料乾式貯存設施因應日本福 島核災事故之安全評估專案報告

目 錄

<u>項 次</u>	<u>頁 次</u>
壹、日本福島核災事故之複合式災害概述	1
貳、超過設計基準意外事故情節發展分析	6
參、超過設計基準意外事故影響分析	24
肆、災害緊急應變措施	26
伍、再取出作業	27

圖 目 錄

<u>項 次</u>	<u>頁 次</u>
圖 1-日本 311 大地震時各核能電廠受影響程度示意圖.....	4
圖 2-日本福島第一核能發電廠經歷海嘯前空照圖.....	4
圖 3-日本福島第一核能發電廠經歷海嘯後空照圖.....	5
圖 4-日本福島第一核能發電廠各反應器廠房受損圖.....	5
圖 5-核二廠附近地標位置圖	19
圖 6-核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址位置圖.....	20
圖 7-貯存場混凝土基座平面配置圖	21
圖 8-海嘯抵達岸邊的流速示意圖（摘自 吳祚任教授海嘯科學研究室網頁）	22
圖 9 - 場址地質圖(1/5,000).....	23

壹、日本福島核災事故之複合式災害概述

日本於民國 100 年 3 月 11 日發生東日本大地震，震央位於北緯 38.3 度，東經 142.4 度，深度 24 公里，規模 9.0，距福島第一核能發電廠約 160 公里，福島第一核能發電廠附近震度為 6 強(日本震度表)。有關本次地震對日本各核電廠之影響如圖 1－日本 311 大地震時各核能電廠受影響程度示意圖所示，其中福島第一核能發電廠位於日本本州東北海邊，屬東京電力公司所有，共有 6 部機組。在 311 地震發生時，反應器廠房筏式基礎上的地震儀顯示量到之水平地震加速度值最大達 0.56g(550Gal)，垂直方向最大達 0.308g(302Gal)。地震發生後 6 部機組之廠外電力系統皆因輸電塔倒塌、開關場斷路器受損、電力線接地故障跳脫等不同原因而全部中斷。

福島第一核能發電廠 1、2、3 及 4 號機廠址高程為 10 公尺，5 及 6 號機廠址高程 13 公尺。大地震後 41 分鐘第一波海嘯來襲，隔 8 分鐘後第二波海嘯來襲，廠區大都淹水，地震海嘯後東京電力公司依廠房牆壁上浸水痕跡，推定 1、2、3 及 4 號機處淹水達高程 14 至 15 公尺。由於廠房距海岸僅約 70 公尺，因此對 1~4 號機（廠址高程為 10 公尺）造成相當嚴重之影響，使得位於海邊且為露天無建築物保護之海水冷卻系統、廠房內柴油發電機、交流電力系統 6.9KV 開關室與大部分 480V 電力中心及直流電力系統之蓄電池及配電盤因淹水而失去功能。5~6 號機因廠房高程為 13 公尺，雖然部分廠房內部地下層之電力設備，包括兩台柴油發電機受到

影響，海水泵亦因位於海邊而受損，但仍有部份反應爐和用過核子燃料池補水系統之緊急供電設備，如 6 號機 B 台緊急柴油發電機（設於獨立之柴油機廠房內，可供電至 5、6 號機）、直流電力系統、緊急交流電力中心等，並未受到海嘯影響，因此仍可提供反應爐與用過核子燃料池之適當冷卻，不致造成如 1~4 號機失去外來電源而無法緊急起動提供安全停機所需之電源。

福島第一核能發電廠除了每部機組各配置有一座用過核子燃料池（Spent Fuel Pool）外，尚有一座共用之用過核子燃料池及用過核子燃料乾式貯存設施(1995 年開始啟用)。地震發生時，1、2、3 號機正在運轉中，於地震發生後皆已因強震急停系統動作而自動停機；4、5、6 號機則在大修中而處於停機狀態，但此次地震引發海嘯侵襲福島第一核能發電廠之災害程度超出預期，致使救援與應變處理不及，進而造成 1、3 號機於事故不久後反應器廠房發生氫氣爆炸，4 號機於 3 月 15 及 16 日在用過核子燃料池區域各發生一次火災，當時 4 號機爐心中所有燃料均貯存於用過核子燃料池，使得反應器廠房損壞破洞，東京電力公司原先推測火災的原因可能是因用過核子燃料池中燃料裸露產生之氫氣爆炸所造成。後來日本政府在提交給國際原子能總署(IAEA)的報告中，推測可能是由 3 號機所產生的氫氣透過相連的圍阻體排氣管釋放至 4 號機所造成。海嘯前後福島第一核能發電廠之廠區差異如圖 2－日本福島第一核能發電廠經歷海嘯前空照圖與圖 3－日本福島第一核能發電廠經歷海嘯後空照圖所示，而

各反應器廠房受損狀況則如圖 4－日本福島第一核能發電廠各反應器廠房受損圖所示。另外，5、6 號機爐心已完成燃料填換，用過核子燃料池僅貯存退出燃料(discharged fuels)，5、6 號機於事故發生後不久即處於安全狀態。日本原子力災害對策本部並於 3 月 18 日發布福島第一核能發電廠用過核子燃料乾式貯存設施經目視檢查其外觀後，確認並無異常。



圖 1 - 日本 311 大地震時各核能電廠受影響程度示意圖



圖 2 - 日本福島第一核能發電廠經歷海嘯前空照圖

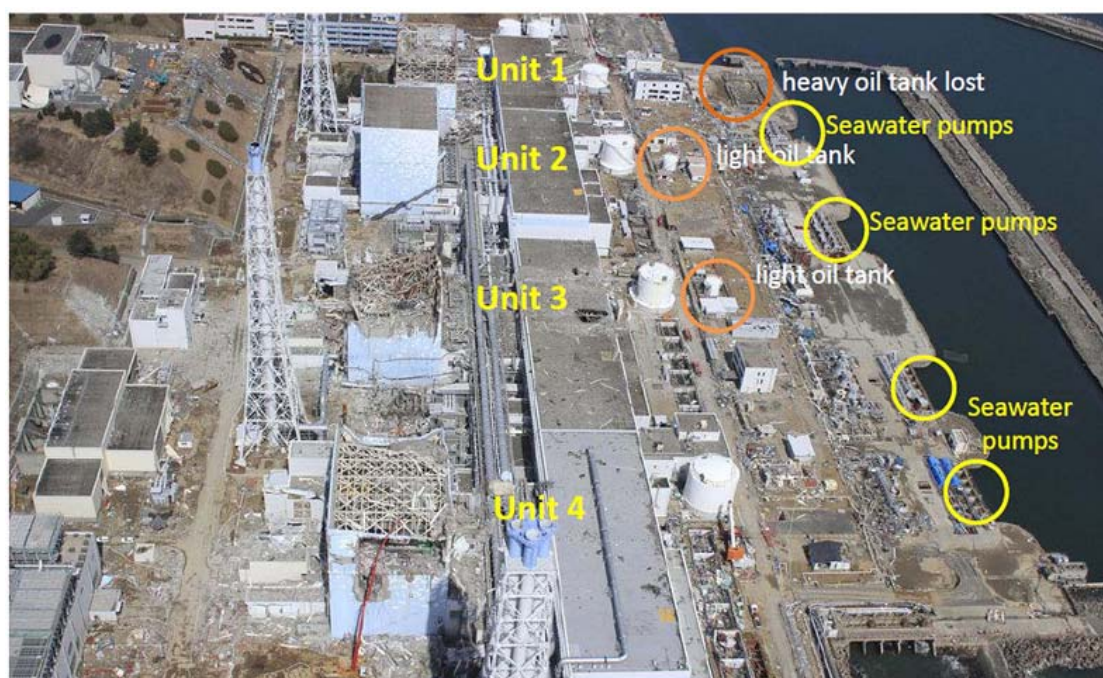


圖 3 - 日本福島第一核能發電廠經歷海嘯後空照圖

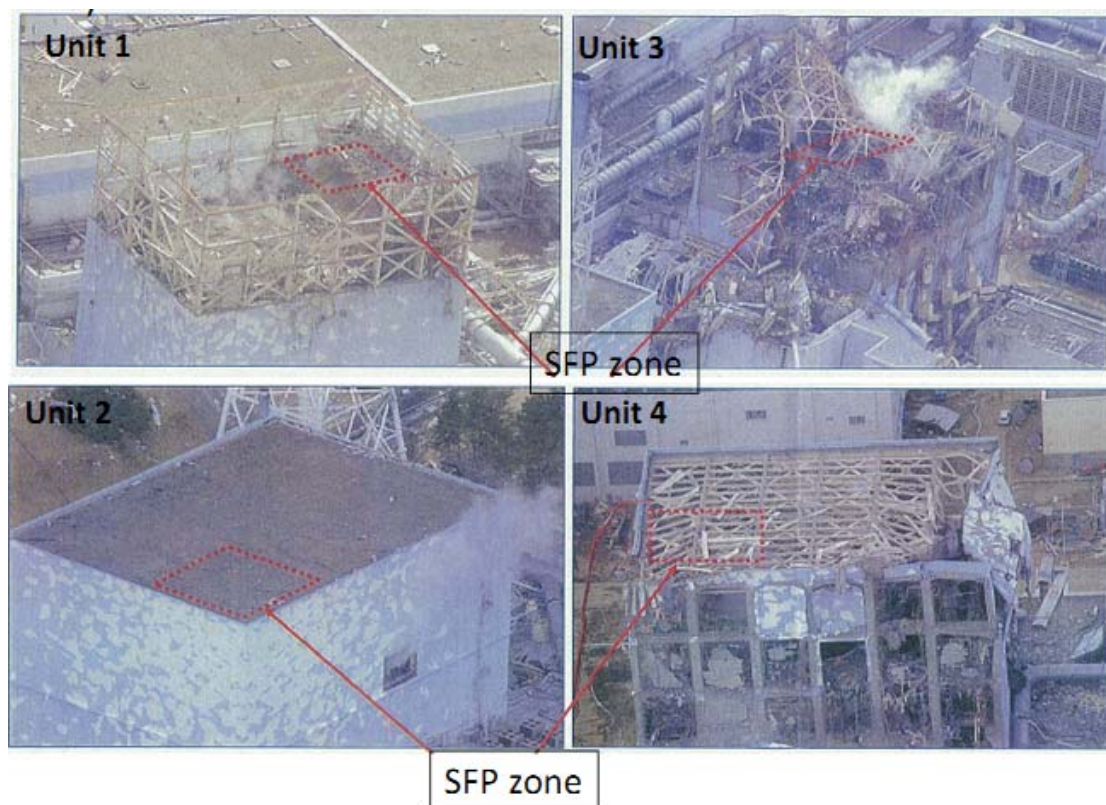


圖 4 - 日本福島第一核能發電廠各反應器廠房受損圖

貳、超過設計基準意外事故情節發展分析

台電公司核二廠位在新北市萬里區野柳里，地處台灣島北部，相關地理位置如圖 5－核二廠附近地標位置圖所示。萬里區東北濱太平洋，東南與基隆市臨界，西南隔著五指山與台北市士林區、新北市汐止區毗鄰，西北與金山區接壤，區境三面環山一方面海，總面積 63.38 平方公里。「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施」預定場址位於核二廠區內一、二號機北邊 ECW(緊急海水泵室)旁的空地，場址基地外形呈不規則狀，最寬處約 120 公尺，地形屬於已經過人工整地之平地，地表植有人工草皮，地勢平坦開闊，地面高程約 12 公尺，面積約為 0.84 公頃。周圍地勢以西面與北面較高，西側為寬約 120 公尺之狹長山丘，高程不超過 60 公尺。基地北側圍牆外，則為砂丘分布或人為棄碴料(塊石夾砂土)，高程多小於 25 公尺，並無岩盤出露。砂丘外側另有一外圍牆，外圍牆外緊臨舊基金公路，再往北為基金濱海公路及循環水出水口。貯存場與最近的核二廠廠界距離大於 100 公尺，基地中心位置距離濱海公路約 150 公尺；距離海岸線約 250 公尺。場址位置如圖 6－核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址位置圖所示。

核二廠兩部機組分別自民國 70、72 年開始商業運轉，由於用過核子燃料池容量有限，且部分用過核子燃料在水池中已充分冷卻長達 20 年以上，其殘餘熱量與放射性已大幅降低。台電公司參照各核能先進國家的做法，規劃將這些已

經充分冷卻的用過核子燃料移至乾式貯存設施貯存。乾式貯存設施在貯存期間無二次廢料、無水質淨化及活化產生輻射源問題、可利用自然空氣冷卻等優點。核二廠計劃使用之乾式貯存系統，係參照美國 NAC 公司設計之 MAGNASTOR 貯存系統，並考量核二廠特定需求進行設計改善。MAGNASTOR (Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose STORage)系統，已獲得美國核能管制委員會(以下簡稱 NRC)審查通過並核准使用，證號為 Docket No. 72-1031。核二廠之乾式貯存設施場址位於核二廠廠區內北側，貯存場之混凝土基座為一樁基礎基座，可貯存 27 組護箱，相關配置如圖 7－貯存場混凝土基座平面配置圖所示。

台電公司有鑑於福島第一核能電廠事件之經驗，為確保核二廠乾式貯存設施之安全性，經評估在核二廠乾式貯存系統之設計基準下，海嘯及地震造成的影響皆不會對核二廠乾式貯存設施構成安全疑慮；惟若發生超出設計基準所涵蓋之意外情節，最嚴重將導致混凝土護箱傾倒事件。有關發生海嘯與地震等意外情節之說明如下：

一、海嘯

核二廠自建廠前即進行過海嘯之分析。根據核二廠「終期安全分析報告」第 2.4.6 節說明，核二廠海岸線附近防波堤之坡度介於 10 %至 20 %，預測所造成之最大海嘯高度則介於海拔高 6.5 m 至 9 m 之間。因此，核二廠建廠時所用之設計海拔高度標準，為海拔高 10.28 m (9 m 海嘯高度加上

1.28 m 之最大潮汐高度)。

在 921 地震之後，為確保核電廠之安全，台電公司於 2001 年委託中央大學進行「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究工作」。該報告為了初步評估台灣北部地區地震所伴隨的海嘯災害，首先考慮在基隆外海發生 M_w (地震矩規模)分別為 7.0、7.5、8.0 級之地震時，估算其在 TWB(乾華區)與 TWY 兩驗潮站所造成之海嘯初達波最大振幅高度，統計出最大振幅與地震規模之關係；然後假設 2 m 浪高為引起災害之海嘯浪高，並假設基隆地區海岸之溯上高度為 5 倍(因基隆之海岸地形接近外開內窄之漏斗狀海灣)，當計算出最大振幅為 40 cm 時，所對應的地震規模即可視為造成危害性海嘯的最小地震規模。由此評估出基隆地區發生類似之危害性海嘯之地震矩規模(M_w)至少為 6.9 (以 TWY 站計算)。

該研究亦由海底地形資料說明，台灣北部外海的火山活動區，大多屬於淺海地形，根據海嘯波傳遞理論分析，若有火山爆發的狀態發生，由於海底垂直變位所激發的海嘯，在淺海地形中傳遞較慢，因此，累積的海嘯振幅相對較低，此行為可與台灣海峽地震引起海嘯的評估相比較。報告中並引用李孟芬(1996)「對台灣西部海峽地震分析可能引起的災害評估」之研究，顯示在相對規模 7.5 級以上之地震，才可能引發災害性海嘯。而北部各區火山範圍約在 20 km 至 30 km 之間，相對於地震規模的大小約為 5 級至 6 級，故不致發生災害性海嘯。

「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究」報告也考慮東北外海龜山島一帶有一連串的火山活動。龜山島位於淺海地形上，其東部外海一帶的帶狀火山區，位於海底深度 1,000~1,500 m 之間，此區的海底地形所造成海嘯的特性，可以與台東外海地震的海嘯評估做比較。報告中引用李孟芬(1996)的分析，該區形成災害性海嘯的地震規模，約為 6.6 級至 6.8 級。此區若發生火山爆發，其一連串的火山行為約涵蓋 80 km 範圍，相當於規模 6.8 級至 7 級之地震的變形長度，因此，其引起災害性海嘯的可能性較高。但以火山活動行為來看，其中最活躍的範圍約僅有 20 km 至 30 km，在 80 km 長範圍內同時爆發的機率相對較低。而且台灣東北部的海灣地形，應能有效地降低東北部區域引起海嘯的振幅，可減輕對核二廠的威脅。

本公司於 100 年 5 月間為進行核能電廠受海嘯影響之調查工作，重新進行核能電廠海域及陸域之地形測量，並於 101 年 04 月完成「核能電廠海嘯總體檢評估」報告，採用國科會所訂定之 22 個海嘯震源，以更精細之網格進行核電廠海嘯模擬分析，評估海嘯溯上對電廠產生之影響。以下針對核二廠部分簡述海嘯模擬及海嘯溯上影響之結論。

(一)海嘯模擬部分：

海嘯模擬潮位：考慮地震發生時可能遇到暴潮、低潮等不同之潮位情況，因此為保守起見，除零水位外，分別進行高水位及低水位情境模擬，以瞭解最大可能溯升高度及最低

可能溯降水位。

海嘯源：該計畫依據國科會提供之 22 個可能海嘯震源，進行海嘯遠域傳播模擬，並得知編號 T20(屬山腳斷層)之震源產生之海嘯，於傳遞至核二廠外海後之水位為最高，其次為震源 T22(屬山腳斷層)，另從遠域模擬最高水位圖之溯升高程來看，震源 T20 及震源 T22 極為相近，因此近域之海嘯溯升模擬則同時進行震源 T20 及震源 T22 之近域海嘯溯升模擬。

海嘯模擬結果：由震源 T20 及震源 T22 之近域海嘯溯升模擬分析顯示，兩震源模擬成果極為相近，其水位高程落差在 0.01m 以內。

由 SEC-HY21 模擬結果，海嘯溯上時以屬山腳斷層的震源 T20 對於核能二廠影響為最大；退水時，以同屬山腳斷層的震源 T22 對於核能二廠影響最大。

(二)海嘯溯上影響評估

於高水位情境下，以震源 T20 之模擬水位高程略高，而地震發生時核二廠外海即位於海嘯影響範圍內，最高水位發生於第 330 秒時，緊急進水口前水位達 EL 4.38m，鄰近緊急進水口之陸地側最大溯升水位達 EL 4.39m；其餘陸地區域則在 EL 4.37~EL 4.66m 之間不等，低於主廠區基地高程 EL 12m，主廠區各設施均不受影響。

由於核二廠廠區之高程多在海拔 12 m 以上，本乾式貯存場

址高程亦約為 12.3 m，且在乾貯計畫區東北側有人造砂丘，高程約為 23 m，具有天然屏障之功能。綜合以上研究結果顯示，海嘯所可能引發之海嘯溯上高度皆低於本乾式貯存場址之高程，因此，評估海嘯應不會對乾式貯存場址造成安全上的影響。

依據大局 101 年 5 月 16 日「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施因應日本福島核災事故之安全評估專案報告」第一次審查會議紀錄，決議事項一：「請台電公司參照國內核能電廠現有安全防護體制全面體檢方案總檢討報告，有關「依現行設計基準水位提高 6 公尺築海堤或混凝土擋牆」之意見，分析該規模之海嘯可能造成之水位及流速，對於乾式貯存護箱系統的影響，並研提乾貯設施之因應措施。」本報告將假設海嘯超過設計基準 6 公尺(即核二廠建廠時所用之設計高程為標準海拔高 10.28 公尺、另外加上假設海嘯溯上高度 6 公尺) 作為海嘯超過設計基準發生意外事故之情節。

因為貯存場址位於核二廠中，海嘯設計基準將採用核二廠內耐震 I 級結構之標準，由於核二廠址選擇時已經將地理及環境因素納入考量，核二廠之海嘯設計基準為海拔 10.28 公尺，乾式貯存場位於海拔高度 12.3 公尺，遭遇設計基準海嘯的機率並不高。在核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告中，核二廠乾式貯存場之混凝土護箱曾假設洪水水深 15.24 m (50 ft)、流速 4.6 m/s (15 ft/s)，完全淹沒混凝土護箱之事件進行檢核分析。依該安全分析報告分析結果顯示，在此狀況下的混凝土護箱不會滑動或傾倒，產生之水壓也不

會對密封鋼筒造成顯著的應力。

即海嘯超過設計基準而溯上高度達海拔高度 16.28 公尺時，仍小於該安全分析報告內假設事件之檢核海拔高度 27.54 公尺 (即洪水狀況水深 15.24 公尺加上核二乾式貯存場海拔高度為 12.3 公尺)之情節。

另，依據本公司於 101 年 04 月所完成之「核能發電廠海嘯總體檢評估」報告，海嘯模擬結果中取得海嘯抵達核二廠近海區域水深 6 公尺處之最大海水流速為 1.72 m/s，小於安全分析報告假設事件之檢核流速 4.6 m/s。由於海嘯由外海進入陸地段後流速會大幅降低 (如圖 8- 海嘯抵達岸邊的流速示意圖(摘自吳祚任教授海嘯科學研究室網頁))，此流速可視為是在核二廠場址特性情況下海嘯超過設計基準 6 公尺流速之保守檢核值。

如不考慮近岸及核二廠場址特性情況下，以理論推算流速，將海嘯波視為是一種重力長波，波傳播速度在深海為 $(gh)^{1/2}$ (g 為重力加速度， h 為水深)。假設海嘯抵達水深 6 公尺其流速約為 7.7 (m/s) $((10*6)^{1/2}=7.7)$ ，仍小於安全分析報告第 6 章第 2 節(六)4.意外事故，計算混凝土護箱完全浸沒穩態流場中發生傾倒的水流速度 9 m/s。

二、地震

本乾式貯存設施採用核二廠之設計基準地震 0.4 g 進行評估。根據核二廠 2004 年至 2010 年量測之有感地震紀錄，

地表最大水平加速度值以 2009 年 12 月 19 日 0.016 g 最大，其餘加速度值大於 0.01 g 的地震僅 5 次，皆遠小於核二廠設計基準地震；另 2002 年 331 地震，核二廠測得之地表最大水平加速度值為 0.02 g，場址鄰近測站量測數據則以金山國小 0.041 g 最大，亦皆小於核二廠設計基準地震。

台電公司基於安全考量以及考慮山腳斷層為第二類活動斷層且未來可能延伸性之影響，為了防止混凝土護箱滑動，於混凝土護箱周圍每隔 90°設置了四根直徑 15.24 cm (6 inch)的固定樁，同時為保留未來提升抗震之可行性與便利性，亦將岩盤地震垂直向與水平向加速度採相同ZPA 0.4g進行設計分析(一般設計與分析均將地震垂直加速度設定為其水平加速度之 2/3 倍)，考量土壤結構互制效應後，傳遞至混凝土基座之自由地表最大水平加速度為 0.88 g (862 gal)，最大垂直加速度為 0.497 g (487 gal)，保守採用 0.88 g (862 gal)與 0.78 g (762 gal)作為最大水平與垂直加速度的分析輸入值進行設計。以LS-DYNA進行非線性動力分析，結果顯示護箱雖然有些微滑動，但不會傾倒，並且仍被限制於四根固定樁之內。本設施之耐震能力遠超過「交通部中央氣象局地震震度分級表」七級震度(劇震)以上之地震(地動加速度範圍為 0.4 g 以上)。

此外，亦考量混凝土護箱對地面，及混凝土護箱對固定樁間的接觸互制關係，透過動態分析結果顯示，當設計基準地震發生時，混凝土護箱產生的最大傾斜角度僅 4.0°，護箱雖然有些微滑動，但不會傾倒，並且仍被限制於四根固定樁

之內，並無相互碰撞之虞。基此，在假設極大地震條件下，確認混凝土護箱可維持結構完整性安全無虞。

三、火山活動

根據核二乾式貯存設施場址地質調查鑽探報告顯示，本場址為一平坦沖積海岸屬沉降海岸地形，地層主要由未固結沉積物(土層及回填層)及土層下方之岩層所構成，其中岩層由上而下可略分層為青灰色砂岩偶夾頁岩(SS/sh)、白色或黃白色粗至中粒酥鬆砂岩(SS)、青灰色砂岩偶夾頁岩(SS/sh)、砂頁岩薄互層(SS/SH)、青灰色砂岩偶夾頁岩(SS/sh)等五段；而核二廠南緣為大屯火山群之北延部分，火山群之形成主要原因為第四紀初期地殼內部岩漿沿地殼薄弱處上升噴發，噴出物冷卻後造成，依據本地質調查鑽探報告顯示，由火山岩流所形成的火山岩，則主要位於場址南緣 1.3 公里處(如圖 9 - 場址地質圖)，另根據(100)年核二廠耐震安全評估報告研究指出假設大屯火山群中距該廠最近之丁火朽山及湊子山爆發，其熔岩流分別經瑪鍊溪及員潭溪流入太平洋而不會流向核二廠。

大屯火山群的研究及探勘早在民國 54 年由工研院礦研所進行，已有完整的探勘記錄。以往認為大屯火山群是休眠火山，中央研究院陳中華等(民國 99 年)以火山灰與火山泥流形成之地表結構進行分析，將最近一次爆發時間自 20 萬年前修正到 5500 年前，認為其非休眠火山；惟地質調查所(民國 99 年)發佈新聞稿認為大屯火山群所在的地殼一直未發現

向上隆升變形的跡象，且無明顯之噴發活動徵兆，表示地殼有很長一段時間處於穩定狀態，因此根據國際火山學的定義，可以暫時歸類為「潛在性的活火山」，亦即大屯火山群還需要更多的科學證據，才能證明究竟它是有再爆發活動可能的「活火山」或是趨向逐漸停止活動的「死火山」。

而台電公司為了深入了解大屯火山活動機制及收集更多長期數據藉以進一步評估它的活動性，以及掌握大屯火山群之活動性對於核能電廠之自然環境衝擊評估，於民國 90 年即委託美國系統科技工程公司進行大屯火山群火山活動性監測計畫，而政府單位及許多國內學者專家亦進行相當多的火山活動監測，包括林正洪等人(民國 92~95 年)進行大屯火山群潛在岩庫及微震觀測網長期監測計畫，該研究主要在陽明山國家公園內設置一個微震觀測網(八個地震站)，用以監測七星山附近之微地震活動、經濟部中央地質調查所自 93 年度起推動「大台北地區特殊地質災害調查與監測」計畫，在大台北地區及大屯火山群建立長期監測站，持續地進行多項包括溫泉水質、火山氣體成分、土壤氣體中二氧化碳通量、地下溫度以及微地震等的觀測。林正洪等人(民國 97 年)在陽明山國家公園內設置五個地殼變形觀測站(GPS)，監測七星山附近之火山活動可能引起之地殼變動等。

綜上所述，依地質調查所及學者專家之研究報告均未能證明大屯火山群為一活火山，且究竟它是否有再爆發活動可能，而核二廠在第三次十年安全評估時，亦假設大屯火山群中距該廠最近之丁火朽山及湊子山爆發，其熔岩流分別經瑪

鍊溪及員潭溪流入太平洋而不會流向核二廠，故釐清廠址不在岩漿噴發後流動路徑上，確定不會受到威脅。因此，大屯火山活動對乾式貯存場址造成影響應極低微，台電公司同時也將續追蹤是否有大屯火山可能產生活動的新事證，以便進行適當的應變措施。

四、飛機撞擊

有關核二廠乾式貯存設施飛機撞擊的可能危害分析，相關分析程序係採用NUREG-0800 第 3.5.1.6 節規定的評估流程。依NUREG-0800 的評估流程規定，核能電廠設置地點受飛機撞擊之機率評估大致可分為三階段，第一階段只討論場址與機場及航道的距離，若距離符合規範，則可判定其受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年；若不符合第一階段規範，則必須依據各種可能的撞擊模式進行第二階段的詳細評估，並加總設置場址受飛機撞擊之機率，以確認機率小於 10^{-7} 次/年；若評估結果再不符合第二階段的接受標準，則必須依據飛行器的重量、速度及設施的設計參數等進一步進行第三階段風險評估，如仍無法滿足規範要求，則必須修改設計或另擇場址。乾式貯存設施受飛機撞擊所造成的輻射危害較核電廠低，故NRC建議乾式貯存設施設置地點受飛機撞擊機率的接受標準可修正為 10^{-6} 次/年。但為保守起見，仍以 10^{-7} 次/年做為第一階段評估的篩濾基準。

評估時考慮國內臺北松山、臺中清泉崗、嘉義、臺南、屏東、恆春、花蓮、馬公等 8 座為軍民合用機場；13 處國內

已立案的直昇機飛行場；與軍用機場 19 處。上述機場中距離核二廠乾式貯存設施最近的為松山機場(距離約為 18,758 公尺)，次近的為桃園機場(距離約為 44,905 公尺)。92 年以後的松山機場包括民用及軍用固定翼飛機及直昇機之年總起降架次均少於 130,000 次，少於 NUREG-0800 規定距離 16 公里以上場址的容許起降架次 137,446 次之規定，因此松山機場 92 年以後之起降架次均低於規範值。桃園機場在民國 70 年以後之最高起降架次為 96 年的 160,120 次，遠低於容許起降架次(787,679 次)。故根據上述評估松山及桃園機場之距離與起降架次均滿足 NUREG-0800 規定。

另外，核二廠限航區限制半徑為 3.7 公里(2 海哩)，限航區內規定各種飛行器於任何時間皆不得進入。由交通部民用航空局資料查得目前各國內與國際航線距核二廠之距離皆大於 NUREG-0800 規定之貯存場設置地點需與最近飛行航線的邊界距離 3.2 公里以上的設置規範。

綜合以上評估，國內距離核二廠乾貯場址最近並且飛機起降次數最頻繁的松山與桃園機場的飛機起降次數少於 NUREG-0800 規定之容許起降架次，依 NUREG-0800 之規定，可斷定貯存場受飛機撞擊機率小於 10^{-7} 次/年，低於 NRC 所建議乾式貯存設施設置地點受飛機撞擊機率的接受標準 10^{-6} 次/年，故不需進行第二階段評估；並且核二廠乾貯場址也與最近飛行航線的邊界距離也遠大於 NUREG-0800 規定的 3.2 公里。

惟本公司為了讓民眾對核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全性的了解，蒐集美國的評估報告作為說明，因安全的理由，美國不將分析的細節提供給民眾，僅提供一般性分析結果如下：

(一)美國電力研究所(EPRI)

假設波音 767-400 型客機撞到混凝土護箱表面中心點及上端，分析結果顯示雖然撞擊點有混凝土粉碎現象，但是對混凝土護箱內部裝核子燃料的金屬鋼罐而言，只是產生凹痕，並沒有裂痕，因此不會造成放射性物質外釋到環境中。

(二)美國 NAC International

假設波音 747-400 型客機撞到自家產品—多功能乾式貯存系統 UMS®混凝土護箱，分析結果顯示，護箱會發生滑移或傾倒外，並不致造成密封鋼筒之密封蓋焊接失效，仍可符合 ASME 規定之容許值，並無放射性物質外釋。

(三)美國核管會

假設 F-16 戰機撞擊混凝土護箱，評估結果，無放射性物質外釋。

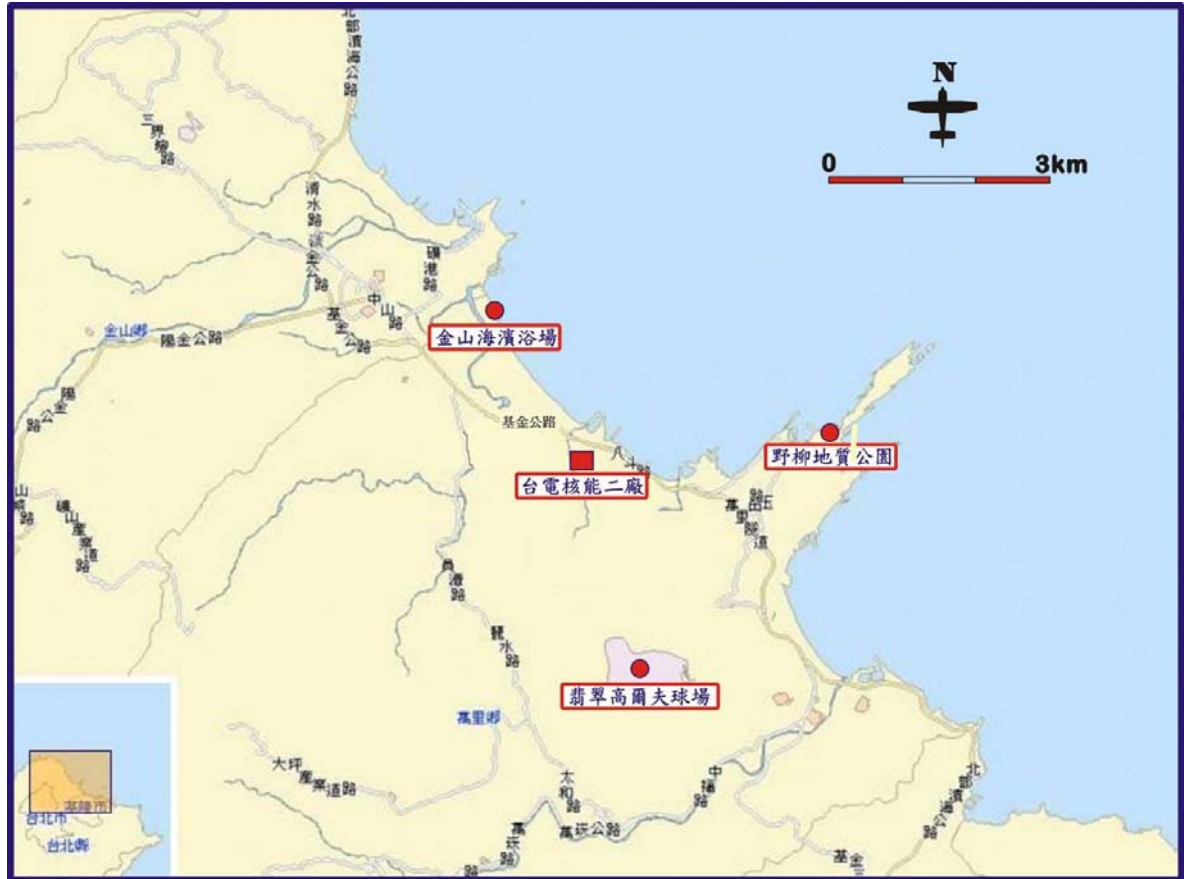


圖 5 - 核二廠附近地標位置圖



圖 6 - 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施場址位置圖

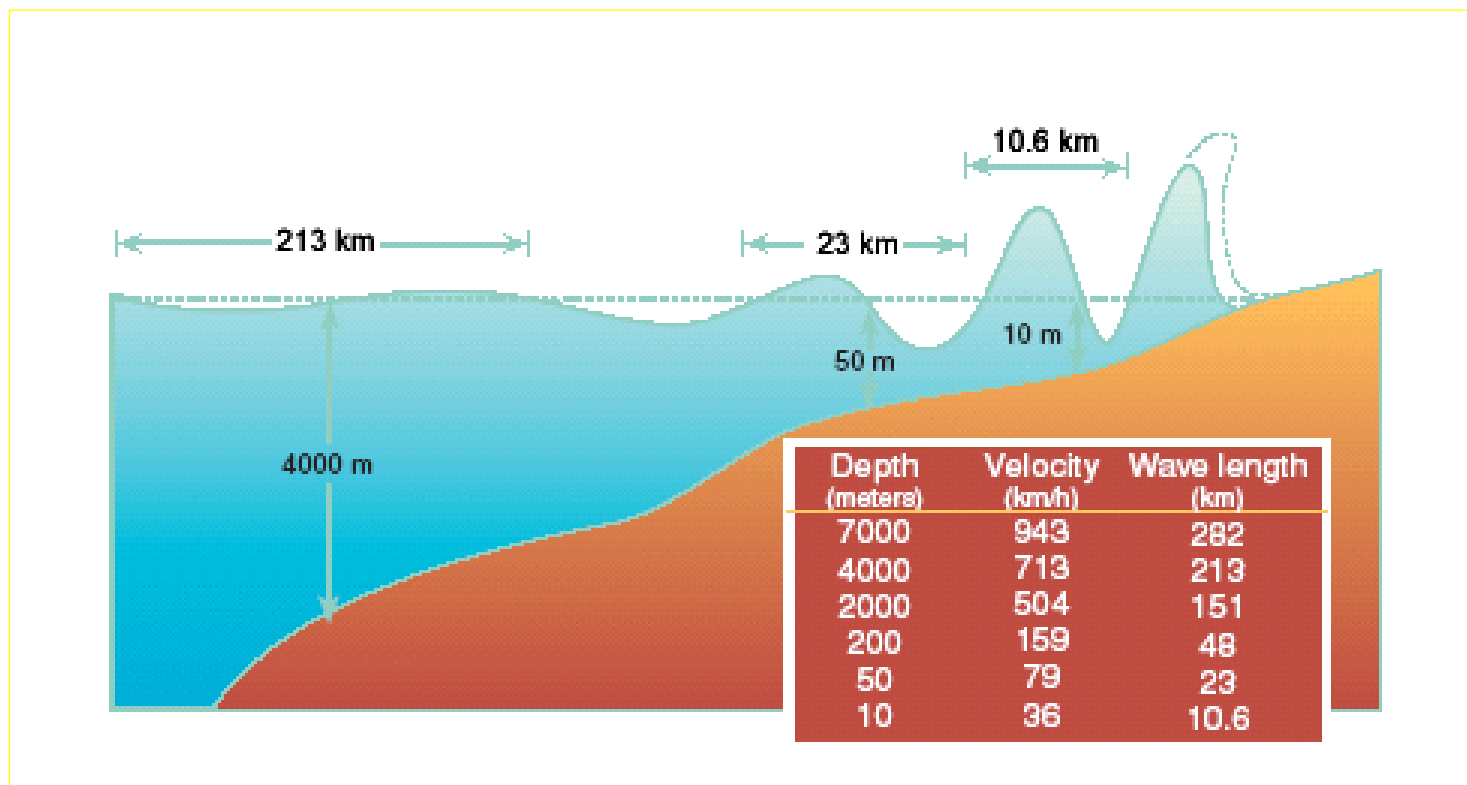


圖 8 - 海嘯抵達岸邊的流速示意圖（摘自吳祚任教授海嘯科學研究室網頁）

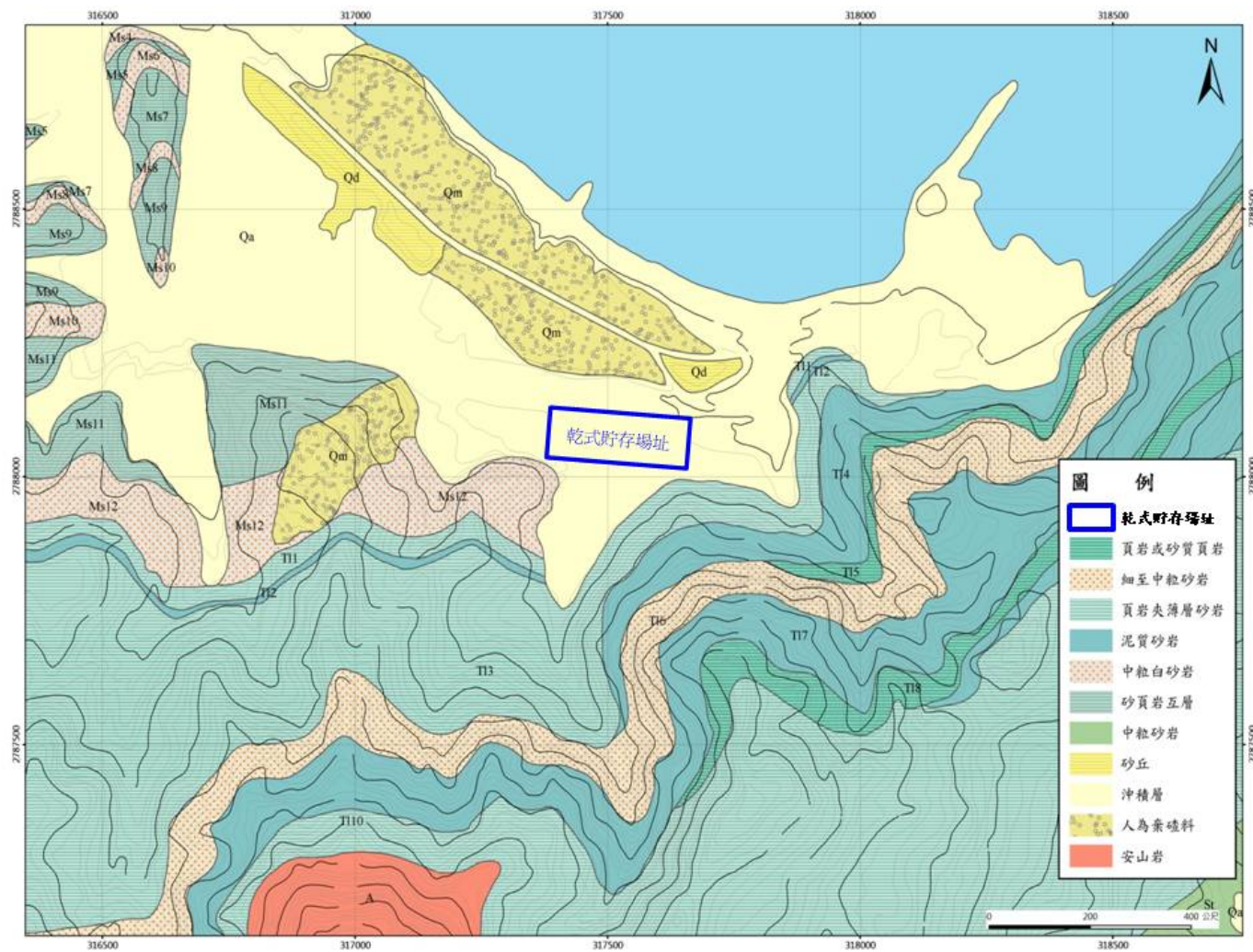


圖 9 - 場址地質圖(1/5,000)

參、超過設計基準意外事故影響分析

混凝土護箱傾倒為一不符合力學原理(non-mechanistic)造成之假設性傾倒意外事故，即在實際狀況下，沒有任何設計基準內的意外事故能導致混凝土護箱傾倒。如前文所述海嘯、地震及火山活動發生機率極低，若發生超過設計基準之意外事故，最嚴重將導致混凝土護箱傾倒，故針對混凝土護箱傾倒此一超過設計基準之意外事故進行下述評估。

傾倒事故的必要條件為混凝土護箱加上滿載燃料的密封鋼筒的質心位置必須落在護箱的外徑之外。當此一條件成立時，結構達到一不穩定狀態，整體結構的重力位能會轉換至動能，進而造成混凝土護箱與密封鋼筒旋轉，最後撞擊地面而停止。

分析的目的在於評估混凝土護箱在撞擊地面後，所造成的最大加速度，用以作為滿載燃料的密封鋼筒相關結構組件之安全分析。分析時，使用了較保守的燃料高度、密封鋼筒長度、混凝土地板厚度，以及土壤密度。經分析之後，提籃頂部最大加速度為 26.6g；密封鋼筒密封上蓋最大加速度則為 29.6g。經由使用 ANSYS 有限元素軟體，保守分析可得提籃及密封鋼筒密封上蓋分別能承受 35g 及 40g 側向慣性力下的應力，此二數值皆可涵蓋混凝土撞擊地面時提籃頂部及密封鋼筒密封上蓋之最大加速度。

密封鋼筒的結構應力分析結果顯示，傾倒撞擊時，最小安全係數為 1.08。考慮 0.8 倍的銲接品質因子，密封鋼筒封

鉸鏈道的最小安全係數為 1.39。至於燃料提籃的應力分析部份，經分析後燃料方管最小安全係數為 1.07。因此，在傾倒事故下，燃料方管結構仍保持完整性。

綜合言之，傾倒之後的混凝土護箱並不會導致重大的不利影響。經評估，密封鋼筒及提籃皆能維持結構的完整性；屏蔽、幾何形狀、臨界控制以及密封狀態並無放射性物質外釋之虞，所以不會造成人員與環境污染。

此外，有關用過核子燃料運送及吊卸過程中，若發生設計基準地震以內之地震時，傳送護箱（含密封鋼筒）不會傾倒及墜落；若發生超過設計基準之傾倒事故，則可使用吊車將其扶正。

肆、災害緊急應變措施

核二廠未來緊急應變措施之考慮事項，將包括本設施進行安裝/吊運作業及貯存過程中可能發生之假想、異常或意外災害等事件時，所應採取之應變處理措施，使本設施相關人員能及時進行緊急處理，以防止事故擴大，讓意外事件對人員、設備之損害及對廠內環境之影響降至最低。

緊急應變措施內容，主要將包括所有重要設備與組件在吊卸裝填作業及運搬作業等操作時所發生之廠內緊急應變處理措施，詳細之用過核子燃料乾式貯存設施意外事件應變計畫，將依「放射性物料管理法施行細則」第 26 條第 2 款規定，向主管機關申請核發運轉執照時提送審查。

伍、再取出作業

已裝填用過核子燃料之密封鋼筒，僅預期在將用過核子燃料運離貯存場進行再處理或最終處置時，才須由混凝土護箱再取出。另外，在極低微的機率下，若須開啟已封鐸的密封鋼筒，以取出其內貯存之用過核子燃料，亦須依照再取出作業程序執行。

再取出作業程序描述將密封鋼筒自混凝土護箱傳送入傳送護箱，再藉由傳送護箱將其運回燃料廠房，打開密封鋼筒，移出用過核子燃料等作業之過程。移出用過核子燃料，須在護箱裝載池內進行，亦可採類似程序在其他適合之設施執行。

有關再取出作業之程序，詳列如下：

- (1) 移除混凝土護箱監控儀具及進出氣口之護網，及混凝土護箱上蓋。
- (2) 將密封鋼筒傳送用銜接器安放於混凝土護箱開口上。組裝銜接器之油壓系統，並確認銜接器功能正常，以便傳送前可以打開傳送護箱下方之屏蔽門。
- (3) 將傳送護箱之保護環鎖定。保護環可限制密封鋼筒吊運之高度，可避免密封鋼筒被吊離傳送護箱。
- (4) 利用門型吊車將傳送護箱吊運至銜接器上，並確定傳送護箱底部已完全座落於銜接器上。
- (5) 啟動油壓系統打開屏蔽門。
- (6) 利用子母吊將密封鋼筒傳入傳送護箱中，注意應避

免使密封鋼筒頂部頂觸保護環。

- (7) 關閉屏蔽門
- (8) 緩緩將密封鋼筒降下，使其座落於屏蔽門上。
- (9) 將傳送護箱自混凝土護箱上吊至多軸板車上。予以固定，並安裝防撞緩衝器。依運搬路線反向回到預定之燃料廠房。
- (10) 進入燃料廠房後，拆除防撞緩衝器。並安裝環狀間隙循環水供水及排水管線。
- (11) 偵檢密封上蓋頂部輻射及污染程度。
- (12) 安裝環狀間隙循環水冷系統，並啟動系統降低護箱溫度。
- (13) 安裝鐸道切除系統，視需要架設防止污染擴散帳篷，並連接 HEPA 系統。
- (14) 切除排水、排氣孔內外孔蓋鐸道。
- (15) 利用排氣口收取鋼筒內氣體樣本，並分析氣體活性與氫氣濃度。偵檢後，移開鐸道切除機。
- (16) 安裝排氣系統，將密封鋼筒內氣體排出，並監測鋼筒內壓力變化，直到筒內壓力達 1 大氣壓。
- (17) 更換排水管以及排氣孔快速接頭。
- (18) 連接氮氣至排水孔，利用壓力 10 psig 之氮氣沖流密封鋼筒內部，將殘存活性氣體帶出，惟需注意氮氣沖流時出口端之高溫氣體（溫度可能高達 204.4°C (400°F)，以避免人員被燙傷。
- (19) 持續沖流至排氣口輻射程度降低，若 10 分鐘之內輻

射程度降低，則持續沖流 10 分鐘。

- (20)將密封鋼筒內部冷卻系統連接於排水孔上。
- (21)將清潔水或是過濾之池水注入密封鋼筒中。水溫需高於 21.1°C (70°F)，壓力約 25 psig，水流量約 5 gpm。若出口處水壓達 50 psig，則暫停注水，直到出口水壓低於 30 psig 始得繼續注水。
- (22)連續冷卻至出口水溫低於 82.2°C (180°F)，拆除內部冷卻系統。
- (23)連接排氣管線至排氣口，環狀間隙循環水冷系統需持續運作，以避免密封鋼筒中之水沸騰。
- (24)裝設吸水泵，吸出約 260 L 水；拆除泵。
- (25)安裝氫氣偵測儀，確認密封鋼筒內氫氣濃度低於 2.4 %。若氫氣濃度超過 2.4 %，則以真空泵排除。
- (26)安裝鐸道移除系統，切除密封環與密封鋼筒外殼間之鐸道，並切除密封環與密封上蓋間之鐸道。
- (27)取出密封環。
- (28)繼續利用鐸道移除系統切除密封上蓋與密封鋼筒外殼間之鐸道。
- (29)取出置於外殼與上蓋間隙內之墊片，並確認上蓋已可脫離密封鋼筒。
- (30)移除臨時帳篷、鐸道切除系統以及密封鋼筒上所有管線。
- (31)安裝移除密封上蓋用吊具、索具。
- (32)將吊軌之吊鉤與傳送護箱之吊耳軸連結，再將密封

上蓋移除用之索具與吊軌連結。

- (33)將傳送護箱吊運入護箱裝載池，護箱表面淋濕。
- (34)停止環狀間隙冷卻作業，確定環狀間隙中有充水並持續保持正壓。
- (35)將傳送護箱緩緩降入池中。
- (36)將傳送護箱吊鉤與吊耳脫離。
- (37)緩緩拉起吊軌並同時吊起上蓋。
- (38)依需求執行目視(或其他方式)檢查用過核子燃料後，將用過核子燃料由密封鋼筒吊至燃料架貯放。
- (39)已清空用過核子燃料之密封鋼筒依核二廠廢棄物處理相關規定辦理。