

核二廠裝載池設備修改、  
評估與安裝工作  
安全評估報告

行政院原子能委員會  
中華民國 106 年 4 月



## 摘要

原能會(以下簡稱本會)於105年8月18日接獲台電公司提出之「核二廠燃料廠房三樓裝載池設備修改及安裝工作」申請案，本申請案為台電公司參考國外電廠作法，申請將核二廠緊鄰用過燃料池之護箱裝載池(cask loading pool)改為用過燃料貯存空間，各安裝4組龍門電廠2號機庫存之燃料貯存格架，每部機各可增加440束用過燃料貯存空間，約為用過燃料池容量之十分之一。

台電公司依照本會核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範與其他相關參照之國外法規、規範及導則提出安全分析報告，分就本申請案背景、申請案總體介紹、臨界安全分析、熱流分析、結構與耐震分析、格架材料、格架運輸/安裝/緊急應變計畫/復原計畫、輻射安全評估、事故評估、中子吸收板測試計畫、終期安全分析報告書及運轉技術規範修改、福島後強化改善項目適用性、護箱裝載池運轉安全(完整性)及評估總結等事項提出分析內容與結果。

本會對於本申請案，以安全與專業為首要原則，先對台電公司提出之申請案進行第一階段程序審查，針對送審分析報告之完整性提出21項程序審查意見，要求台電公司補充說明與修訂報告。經審查台電公司對程序審查意見之答覆內容與報告修訂內容，於105年9月20日完成程序審查，確認送審文件之完整性符合申請要件，進入第二階段之實質審查。實質審查階段，除參考國外相關案例之審查作法外，並聘請學者專家與本會相關局處同仁組成專案審查小組，由本會核管處負責召集，審查人員含會外委員11位共24人，從臨界安全、異常事故之評估、燃料池冷卻能力、結構材料與耐震、輻射安全與放射性廢棄物處理、吊運作業安全、未來復原作業等各個面向進行嚴格審查，以確認是否符合國內審查規範與相關參照之國外法規、規範及導則要求。

專案審查小組105年9月21日先於核二廠召開第1次審查聯席會議，並赴燃料廠房現場進行勘察，之後陸續召開分組審查會議共10次，針對事故臨界熱

流/結構材料/輻防廢料處理分別提出62/85/40項，共計187項審查意見，經再就台電公司所提答覆說明與報告修訂內容進行審查後，所有審查提問均已釐清並全部同意結案。

綜合專案審查小組審查結果，台電公司已就核二廠護箱裝載池增設貯存格架之臨界安全、燃料池冷卻能力、結構材料與耐震、輻射安全與放射性廢棄物處理、異常事故之評估、吊運施工作業安全與未來復原作業，以及中子吸收板能力監測作業、終期安全分析報告與運轉技術規範配合修訂內容、日本福島事故後改善案之適用性評估等相關議題，提出適當評估與說明，經審查可以接受。本會亦將涉及施工及運轉之審查要求與台電公司承諾事項(參閱第十五章審查總結)，列為後續管制事項，要求台電公司確實執行，以確保本案之品質與運轉安全。

# 目 錄

第一章 背景說明及國外案例.....	1-1
1.1 概述.....	1-1
1.2 審查情形.....	1-1
1.3 本章審查結論.....	1-5
第二章 總體介紹.....	2-1
2.1 概述.....	2-1
2.2 審查情形.....	2-4
2.3 本章審查結論.....	2-8
第三章 臨界安全分析.....	3-1
3.1 概述.....	3-1
3.2 審查結果.....	3-2
3.2.1 目的、分析假設條件與輸入參數.....	3-2
3.2.2 分析方法及模式.....	3-5
3.2.3 臨界安全分析結果.....	3-7
3.3 本章審查結論.....	3-12
第四章 熱流分析.....	4-1
4.1 概述.....	4-1
4.2 審查結果.....	4-1
4.2.1 整體水溫.....	4-1
4.2.2 局部水溫.....	4-6
4.2.3 喪失強制冷卻的補救時間.....	4-7
4.2.4 補水系統能力.....	4-10

4.2.5	上燃料池水溫評估 .....	4-10
4.2.6	燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕 .....	4-11
4.3	本章審查結論 .....	4-13
第五章	結構分析與地震考量 .....	5-1
5.1	概述 .....	5-1
5.2	審查結果 .....	5-3
5.2.1	載重及組合 .....	5-3
5.2.2	格架系統外觀尺寸與材料性質 .....	5-5
5.2.3	應力法規要求 .....	5-8
5.2.4	動力分析 .....	5-8
5.2.5	燃料廠房及護箱裝載池結構評估 .....	5-13
5.3	本章審查結論 .....	5-24
第六章	格架材料 .....	6-1
6.1	概述 .....	6-1
6.2	審查情形 .....	6-2
6.3	本章審查結論 .....	6-4
第七章	格架運輸、安裝、緊急應變計畫 .....	7-1
7.1	概述 .....	7-1
7.2	審查結果 .....	7-1
7.2.1	格架廠內運輸 .....	7-1
7.2.2	格架安裝作業 .....	7-2
7.2.3	作業安全 .....	7-5
7.2.4	緊急應變計畫 .....	7-7

7.2.5 復原計畫 .....	7-8
7.3 本章審查結論.....	7-9
第八章 輻射安全（及屏蔽）評估.....	8-1
8.1 概述.....	8-1
8.2 審查結果.....	8-2
8.2.1 輻射源 .....	8-2
8.2.2 各輻射源造成之輻射曝露率 .....	8-4
8.2.3 職業曝露 .....	8-8
8.2.4 意外事故分析 .....	8-11
8.2.5 輻射防護 .....	8-15
8.2.6 輻射監控 .....	8-16
8.3 本章審查結論.....	8-17
第九章 事故評估 .....	9-1
9.1 概述.....	9-1
9.2 審查結果.....	9-1
9.2.1 臨界安全、熱流安全、輻射安全之事故評估 .....	9-1
9.2.2 假設事故分析與結果 .....	9-4
9.3 本章審查結論.....	9-9
第十章 BORAL 監測計畫 .....	10-1
10.1 概述.....	10-1
10.2 審查結果.....	10-1
10.2.1 黑度測試 .....	10-1
10.2.2 試片監測計畫 .....	10-3

10.3 本章審查結論.....	10-4
第十一章 終期安全分析報告書及運轉技術規範修改內容.....	11-1
11.1 概述.....	11-1
11.2 審查情形.....	11-2
11.3 本章審查結論.....	11-2
第十二章 福島後強化改善.....	12-1
12.1 概述.....	12-1
12.2 審查情形.....	12-2
12.3 本章審查結論.....	12-2
第十三章 護箱裝載池運轉安全.....	13-1
13.1 概述.....	13-1
13.2 審查情形.....	13-2
13.3 本章審查結論.....	13-2
第十四章 台電公司安全分析總結.....	14-1
14.1 概述.....	14-1
14.2 審查情形.....	14-2
14.3 本章審查結論.....	14-4
第十五章 評估總結.....	15-1
15.1 重要審查結論.....	15-1
15.2 後續管制事項.....	15-3

# 第一章 背景說明及國外案例

## 1.1 概述

台電公司因應核二廠用過燃料池貯存的空間接近滿儲，參考國外電廠作法，申請將核二廠緊鄰用過燃料池之護箱裝載池(cask loading pool)改為用過燃料貯存空間，於護箱裝載池安裝4只由龍門電廠移用之11X10格架，安裝後每部機增加 440 束之容量，約為現有用過燃料池容量的十分之一。每一部機之護箱裝載池將只限於貯存該機組平均冷卻達29年以上之第1至4週期所退出之燃料，未來當核二廠用過燃料乾式貯存設施啟用時，將於機組停機時先將護箱裝載池內之所有用過燃料傳送至上燃料池暫存，再移走燃料格架。

台電公司說明國外已有在護箱裝載池安裝格架，並經管制機關核能管制委員會審查同意之案例，包括美國Clinton(BWR)、Cooper(BWR)、Diablo Canyon(PWR)、Turkey Point(PWR)、St. Luice(PWR)、Davis Besse(PWR)及Waterford(PWR)等7座核能電廠，其中Clinton 為與核二廠同型電廠，國外案例均可供本案參考與借鏡。

## 1.2 審查情形

審查小組就台電公司所提安全分析報告內容進行審查，涵蓋本案背景說明、國外案例及護箱裝載池安裝格架之設計型式等內容，提出審查提問A-I-01-01、A-I-01-02、A-I-01-03、A-I-01-04、A-I-01-05(已併入A-I-02-05管制)、A-III-01-01、B-I-01-01、B-III-01-01及C-I-01-01，說明如下。

審查提問A-I-01-01，針對分析報告內容，提出用過燃料池在全世界已累積豐富運轉經驗，技術相當成熟，但每個燃料池仍有其獨特性。核二廠燃料池歷經二次格架擴充改裝、數度燃料廠家輪替、中幅度功率提昇、福島事件衝擊等，每次事件都有機會重新檢視其安全性及可靠性，並做預防性補強措施，其體質應符合國際水平。此次裝載池改裝，在原有基礎上再度有一次根據法規全面檢視機會，建議將歷年重要事件及成果效益簡要說明，台電公司

答覆說明本案已參考原二次格架更換工程之各項分析經驗，且所累積之安裝經驗可確保本案順利安裝及安全；數度更新燃料設計部分，每次燃料公司更新燃料設計時，皆必須提出該型燃料對於包括用過燃料池在內的相關系統影響報告，以確保用過燃料池能夠安全地貯存各型燃料，而裝載池將只貯存第1至4週期所退出之GE公司8x8-2燃料；在中幅度功率提昇案(Stretch Power Uprate，簡稱SPU)的安全分析中，針對用過燃料池的主要議題均進行嚴謹的評估，包括：用過燃料池冷卻分析、臨界分析、活化與腐蝕產物、輻射強度以及燃料格架的結構強度，該計畫證實用過燃料池及其相關系統有足夠之安全餘裕，以進行功率提昇，其相關分析方法亦用於本案，以證實裝載池安裝格架安全無虞。此外，為確保電廠結構持續符合現行執照基礎，核二廠依時限整體安全評估（Time-Limited Integrated Plant Assessment, TLIPA）執行燃料廠房壽期管理評估，經評估，針對燃料廠房內結構組件的預期功能、材料、環境、老化效應，以及電廠既有管理方案，包括將結構監測方案、水化學方案及吊車檢測方案，與所參照之美國核管會 NUREG-1801老化方案比對，均確認有適當的老化管理方案，使結構組件老化效應能被有效管理，並符合現行持照基礎，因此可確保用過燃料池及裝載池持續運轉之安全。核二廠為了確保未來用過燃料乾式貯存之運貯作業安全，已將既有150美噸護箱吊車更新為具耐單一失靈(single-failure-proof)吊車，並對燃料廠房樓板、裝載池及車道間樓板進行運送傳送護箱之載重評估，證實安全無虞，因此將可確保本案格架運輸、施工吊掛作業之安全，以及格架座落在裝載池之結構安全，另有關格架吊運作業之安全性，詳參審查提問B-I-01-01之內容。同時，福島事故後核二廠對用過燃料池已採行多項強化措施，包括增設可抗高溫、高濕及高輻射之燃料池溫度儀器及水位儀器、用過燃料池洩水槽逸氣增設手動操作閥以於必要時可利用上燃料池之池水進行冷卻、增設常備硬管式消防注水與噴灑管路到用過燃料池、增設燃料廠房3樓氫氣偵檢儀器與現場及控制室之指示儀器等。綜合以上敘述，可知核二廠在過去卅餘年的運轉期間內，配合前述各

項更新計畫之進行，同時對核二廠燃料廠房及燃料池等相關項目重新進行土木結構評估、安全功能分析，以及必要的設備更新，以確認燃料廠房及其相關設備均維持於良好的運作狀態，能夠有效地保護用過燃料池及所貯放燃料之安全。此次本案作業亦延續上述工作模式，針對燃料廠房以及相關設備進行安全分析及設備強化，可確保用過燃料池（含護箱裝載池）具有適當之安全餘裕及運轉安全，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-01-02針對分析報告內容，提出核二廠原有用過燃料貯存格架上沒有設置可調式不銹鋼螺桿吊掛一矩形限制器(restraint)，是自由站立形式，但本案護箱裝載池上之新格架有設置，且與送審報告所列國外案例不相同；另送審報告2.5節也提及以限制器取代原有龍門格架水平向的支撐。若不設置此限制器，是否會影響到設施運轉之相關安全。台電公司答覆說明採用與龍門(ENSA)格架一致的設計概念，於原格架裝設水平向支撐的限制器，減少格架的位移，於地震發生時，可降低格架與池壁間的撞擊力，也降低格架主體於地震時所產生的內應力，有助於提高設施運轉之安全性，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-01-03，針對分析報告第1.1節之內容，要求修正報告所提用過燃料平均冷卻期，改以最小值說明用過燃料冷卻期長。台電公司答覆說明報告內容已修訂為用過燃料之最小冷卻期為於105年年底已在29年以上者，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-01-04，針對分析報告第1.1節之內容，提出核二廠1/2號機第1至3週期累積退出用過燃料束分別共有584與552束，均已超過裝載池設計貯存容量440束，惟台電公司規劃使用護箱裝載池貯存之用過燃料束也包含第4週期退出燃料，要求說明原因。台電公司答覆說明裝載池規劃貯存之用過燃料束也包含部分第4週期退出燃料的原因是增加燃料挪移之彈性，實際執行時將優先貯存第1至3週期退出之燃料，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-III-01-01，針對分析報告第1.1節之內容，要求就為何護箱裝

載池將只限擺放最老的用過燃料；未來實際作業時，如何確認管控所擺放燃料為第1至4週期所退出的燃料；又護箱裝載池是否有足夠的餘裕，可供擺放較新週期所退出的用過燃料等提出補充說明。台電公司答覆說明護箱裝載池貯存用過燃料只是短期之應變措施，未來當乾貯計畫可進行燃料裝載時，將把護箱裝載池內的燃料先移至上燃料池，進行護箱裝載池的復原。為考量在此過渡過程中，對護箱裝載池及後續復原時，對上燃料池產生最小的熱負載及輻射，所以只擺放第1至4週期所退出的燃料。此外，每一束燃料均有其辨識碼，將先列出第1至4週期所退出燃料的辨識碼，並標出其貯存位置，然後依序進行挪移。挪移時有雙重查證人員，以確認所挪移燃料的正確性。在格架安裝完成後，將連續進行第1至4週期所退出燃料之挪移，直至池滿為止，因此沒有需要也不會擺放較新週期所退出的用過燃料。另台電公司依本會專案小組要求，將僅能貯存第1至4週期所退出的燃料之限制納入核二廠運轉技術規範，以為管制，並修訂安全分析報告11.2節之附件11.B建議運轉技術規範修改項目內容，經審查答覆內容可以接受。

審查提問B-I-01-01，針對分析報告第1.1節之內容所載將利用非具耐單一失靈(Single Failure Proof)功能吊車，要求台電公司說明會採取那些步驟來防範運輸過程發生失靈意外，以及相應對策。台電公司答覆說明為了避免格架吊運發生墜落，將改用已具耐單一失靈吊車將格架吊入池內，再以10美噸吊車進行格架定位微調，微調時格架底部至池底地板保持在6吋以下移動。另因池底襯板上已鋪設1/2吋之不銹鋼墊板及1/2吋的不銹鋼承載板(總厚度為1吋)，而原裝載池底之襯板與混凝土底板之間已安裝有1吋厚之碳鋼板，故即使格架於離樓地板6吋處墜落，亦可避免墜落造成襯板及混凝土底板之損壞，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-III-01-01，要求參考審查提問B-I-05-02及B-II-05-09，就地震分析對燃料束的安全影響提出綜整回復。台電公司答覆說明有關地震分析對燃料束的安全影響，美國核管會對一座沸水式核電廠的用過燃料池貯存容量

擴充案安全審查報告所載燃料束最大加速度接受準則允許數值為63g。該數值係基於勞倫斯利弗莫爾國家實驗室(LLNL)報告UCID-21246 "Dynamic Impact Effects on Spent Fuel Assemblies"，此報告指出對最易受損的燃料束，預計在加速度低於63 g情況不會造成降伏。」。另參考美國Clinton電廠(沸水式機組，與核二廠同為BWR-6)之用過燃料池貯存容量擴充案安全分析報告，估算核二廠燃料束最大加速度數值約為8.15g，燃料束受損的安全係數約為7.7(63/8.15)，因此，燃料束與格架貯存單元碰撞不會造成燃料束受損，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-01-01，針對分析報告第1.1節之內容，提出移至護箱裝載池之用過燃料是否為核二廠第一期乾貯計畫欲貯存之燃料，要求說明本案對於未來執行乾貯作業時護箱燃料束配置之影響，台電公司答覆說明核二廠第一期乾貯計畫欲貯存之燃料包含移至護箱裝載池之用過燃料。本案係因第一期乾貯計畫無法按照原訂時程啟用之應變方案，屬暫時性措施。當第一期乾貯計畫可啟用時，護箱裝載池所貯存之用過燃料將暫時先移至上燃料池，然後移出裝載池內之格架，進行裝載池之復原，以利後續之乾貯作業進行，因此本案對於未來執行乾貯作業時護箱燃料束配置並無影響，經審查答覆內容可以接受。

### 1.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對本案背景、國外案例，以及對審查提問答覆及報告修訂，均已提出適當說明，經審查可以接受。

## 第二章 總體介紹

### 2.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第2章，主要就核二廠於護箱裝載池中增設燃料貯存格架之施工設計相關內容與採用法規標準提出總體介紹，各節內容簡述如下：

- (一)一般介紹：描述核二廠每部機組之上燃料池及用過燃料池內之現有燃料貯存格架配置情形，包括於民國 81 年及 93 年兩度執行用過燃料池貯存容量擴充工程概況，以及核二廠的護箱裝載池位置、尺寸、原設計功能、既有連接管路與構件之安全等級等資訊。
- (二)護箱裝載池突出物切除：說明使用機械切割方式將護箱裝載池突出物予以切除至凸出護箱裝載池壁面 1 吋處。所有突出物於移除後，相鄰的池壁襯板均須通過非破壞檢測，確保襯板的完整性。
- (三)護箱裝載池洩水管及既有管路盲封：說明為符合法規對於用過燃料池的完整性要求，對護箱裝載池所有穿牆孔兩端之穿牆管路進行內、外雙重盲封。並說明盲封板及其封鐸所採用之設計條件與進行洩漏測試之水壓測試值，以符合山腳斷層新事證地震條件下的設計規範與維持護箱裝載池的完整性之要求。
- (四)護箱裝載池池底墊板及承載板之配置：描述於護箱裝載池池底鋪設與磨耗板相同材料及厚度之不銹鋼墊板，並另以 1/2 吋厚之不銹鋼承載板完整鋪設於墊板及磨耗板上，使燃料格架各基腳板底部座落在同一塊鋼板上，格架重量則經由基腳板將負荷均布於護箱裝載池池底。
- (五)格架及格架之支撐設計：描述所設置格架之設計參數、主要材料、中子吸收板 Boral 所含 B-10 之最小面積密度，另格架與池壁間均設置水平向的支撐，將橫向地震力傳送至池體結構，以確保格架結構應力滿足設計基準地震等級之設計條件。並敘明格架以及其限制器支撐設計，經動力

分析滿足於新事證地震等級設計條件下之應力檢核，符合相關設計規範之要求。

- (六) 格架設計基準：說明為符合「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」要求，針對臨界安全、熱流分析、結構分析（材料、機械及結構觀點）、輻射安全與事故評估等進行分析情形與結果均符合要求，各項分析結果則分述於所提送安全分析報告相關章節。
- (七) 格架負荷及負荷組合：說明護箱裝載池燃料格架之結構，係以新事證地震等級之設計基準地震(DBE)之地震頻譜動態反應，於各種負荷(載重)，包括靜重(Dead loads)、活載重(Live loads)、溫度載重(正常及異常)與地震之組合下進行結構應力分析，確認各項應力符合 ASME 相關設計規範之要求，詳細計算與分析情形及結果載於分析報告第五章。
- (八) 法規及標準：說明格架屬於非安全相關但為耐震一級設計組件，其製造則依據 ASME 第三部 1989 年版及 Addenda 與 10CFR50 Appendix B 品保準則。本案分析參照與適用的法規、規範及導則列舉如下，各章所適用之法規、規範及導則詳參各章內容：
- (1) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國79 年02 月28日。
  - (2) 美國 AISC, Manual of Steel Construction Allowable Stress Design 9th Edition, 1989.
  - (3) 美國 AISI, Stainless Steel Cold-Formed Structural Design Manual, 1974 Edition.
  - (4) 美國 ANSI N14.6, Special Lifting Devices for Shipping Containers Weighing 10,000 Pounds or more, 1986 Edition.
  - (5) 美國 ANSI N16.9, Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety, 1975 Edition.
  - (6) 美國 ANSI B30.9, Safety Standards for Crane, Derricks, Hoists, Hooks, Jacks,

and Slings, 1984 Edition.

- (7) 美國ANSI 57.2, Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Stations, 1976 Edition.
- (8) 美國AWS D1.1 Structural Welding Code, Steel, 1990 Edition.
- (9) 美國AWS D1.3 Structural Welding Code, Sheet Metal, 1989 Edition.
- (10) 美國ASME Section II Materials, 1989 or Later.
- (11) 美國ASME Section III Subsection NF, for Class 3 Component Supports, 1989 Edition.
- (12) 美國ASME Section IX, Welding and Brazing Qualifications, 1989 or Later.
- (13) 美國SSPC SP-1, Solvent Cleaning, 1982 Edition.
- (14) 美國SSPC SP-10, Near White Metal Blast Cleaning, 1985 Edition.
- (15) 美國核能管制委員會Regulatory Guide 1.29, Seismic Design Classification, 1978 Edition.
- (16) 美國核能管制委員會Regulatory Guide 3.4.1, Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety, Revision 1, 1977.
- (17) 美國核能管制委員會Position Paper OT, Position Paper for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Application, dated April 14, 1978; including the January 18, 1979 Revision.
- (18) 美國核能管制委員會SRP 3.8.4 Appendix D, Technical Position on Spent Fuel Racks, July 1981.
- (19) 美國核能管制委員會NUREG-0612, Control of Heavy Loads of Nuclear Power Plants, July 1980.
- (20) 美國核能管制委員會NUREG-1355, Generic Safety Issue 82 "Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools", April 1989.
- (21) 美國核能管制委員會Standard Review Plan (NUREG-0800), Section 9.1, Fuel Storage and Handling, 2007.

(九)龍門格架模組之解析：簡述護箱裝載池中使用之龍門燃料格架相關構造，包括貯存單元設計、格架底板、中子吸收材料、中子吸收板護套、底部支撐腳及格架加勁框架等之功能、規格、組件間連接方式等。

本章節各項分析之目的，主要係說明核二廠執行護箱裝載池中新增4組燃料貯存格架設計修改案，能夠符合本會核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範等相關法規標準之安全要求，並保留適當之餘裕。

本會審查小組對本章審查重點為就台電公司對本設計修改案相關施工設計與安全分析內容及採用法規標準之總體介紹內容進行審查，確認是否已提出適當說明。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

## 2.2 審查情形

審查小組就台電公司所提安全分析報告進行審查，提出審查提問A-I-02-01、A-I-02-02、A-I-02-03、A-I-02-04、A-I-02-05、B-I-02-01、B-I-02-02、B-I-02-03、B-I-02-04、C-I-07-04，分別說明如下。

審查提問A-I-02-01，針對分析報告第2.1節，提出核二廠上燃料池安裝有3組13x17個貯存單元的高密度格架，用於機組大修更換燃料期間貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料，但目前反應爐臨界時不貯存用過燃料。未來執行用過燃料乾式貯存設施安裝作業時，因用過燃料池（東池與西池）已無空間可貯存，必須將護箱裝載池內所貯存之用過燃料移出至上燃料池，因此未來執行用過燃料乾式貯存設施安裝作業時，反應爐是否需停機運轉，以符合反應爐臨界時不貯存用過燃料。台電公司答覆說明為符合目前核二廠終期安全分析報告(以下簡稱FSAR)對於機組於臨界時上池僅能存放新燃料之規定，在本案安全分析報告第1.1節及附件7-1關於護箱裝載池復原的特殊程序書中均有明訂，復原作業必須在機組停機期間才可以執行，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-02-02，針對分析報告第2.1節，提出核二廠目前舊格架全高

為174.25吋與177吋，而新格架為184.3吋，新舊高度有所差異，未來執行用過燃料挪移吊運作業時，建議電廠應提醒作業人員注意此差異，如燃料廠房燃料處理台主吊鉤（Grapple）往下降操作之行程，以維護其吊運作業之安全。台電公司答覆說明目前電廠於用過燃料池進行燃料吊運作業時，吊鉤必須上昇至Normal Up的位置後燃料台車才允許橫向移動，此時燃料底部距離格架頂部高度差超過50吋，評估不會發生因格架高度有些差異而產生碰撞，且過程中除進行燃料吊運的吊手進行操作之外，還有值班人員全程進行雙重確認，以確保燃料吊運之安全。另電廠於進行燃料吊運前將進行吊運訓練，關於格架高度之不同，將請負責訓練的講師列入訓練教材，且每一次吊運作業前之工具箱會議也將進行相關注意事項之提示，以確保作業人員均能熟悉作業環境之差異，答覆內容經審查可以接受，有關未來於進行燃料吊運前將進行人員吊運訓練及納入工具箱會議提醒等項，將納入後續管制事項。

審查提問A-I-02-03，針對分析報告第2.1節所載圖2-8與圖2-9中，有標示開關閥之編號，但未標示開關閥上之管路是屬於何管路，要求補充說明。台電公司已就圖2-8與圖2-9相關管閥所對應之管路編號提出說明，另因報告第2.1節對於上述各管路之尺寸及系統編號均已有相關說明，可對應瞭解圖內各個開關閥之所屬管路，故說明不在圖上再作所述之標示，但已將上述答復內容補列入分析報告第2.1節中，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-02-04，針對分析報告第2.2節，其中10"-15BN之排水管原連接用過燃料池池水冷卻系統，現須予以內盲封，要求就未來若需執行護箱裝載池池水洩水時，如何冷卻所排池水提出說明。台電公司答覆說明於「護箱裝載池復原特殊程序書」中，對於如何執行護箱裝載池池水洩水已有詳細的施工步驟及說明，其復原步驟為先將用過燃料池東池與裝載池之間的3號水門關閉，再利用幫浦將裝載池內之池水抽至用過燃料池東池後，再依序進行各管口內盲封板之磨除作業，使管路系統恢復及符合原有之設計功能，無須另

行冷卻所排放之池水，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-02-05，針對分析報告第2.3節所載護箱裝載池池壁之供水口、排水管及池底地板洩水口予以盲封後，雖有水壓測試，日後盲封處仍可能產生洩漏，要求說明萬一洩漏時之處理方式。台電公司答覆說明護箱裝載池的完整性有嚴謹的設計及施工管制，若仍有洩漏，量應極低，且有常關隔離閥以為外盲封，應可有效控制池水之洩漏量。若是補水隔離閥洩漏，由於上游冷凝水槽的壓力大於用過燃料池池水壓力，因此不會發生池水洩漏；而若是洩水隔離閥發生洩漏，則池水將洩漏至集水池。當控制室之燃料廠房集水池洩水警報出現時，將依電廠程序書進行查漏、止漏、後續檢修與必要補水程序。另於新增格架啟用期間，用過燃料池與裝載池池水處於相互連通狀況，若裝載池池水有洩漏情況發生時，可藉原有用過燃料池之補水系統進行補水，核二廠並承諾於本案現場作業前，將四條管路池壁外第一道隔離閥進行檢修，以確認可確實關閉及發揮隔離功能，答覆內容經審查可以接受，承諾事項將列入後續管制事項。

審查提問B-I-02-01，針對分析報告第2.3節，要求台電公司就洩水管及既有管路盲封後之最長使用年限與是否有安排定期大修檢查其完整性、是否有列管制度等項提出補充說明。台電公司答覆說明管路盲封均依核能電廠設計相關規定辦理，至少能耐受40年，本案只要乾式貯存設施啟用即會將護箱裝載池復原。如有任何洩漏會由控制室之經常性監控掌握並進行必要之處置，屬於外盲封之管閥保持常關狀態，亦經由掛卡作業程序進行管制，故無須再定期進行盲封完整性之檢查，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-02-02，針對分析報告第2.4節，要求就出龍門電廠格架貯存單元內部尺寸較現有的格架大之影響提出說明。台電公司答覆說明龍門電廠格架貯存單元內部尺寸較大，可使燃料易於置入或取出，排除燃料可能被卡住之風險，因此更具安全性，臨界安全餘裕也較大，只是同一面積內貯存單

元之密度較小，可貯存燃料數目較少，並沒有造成事故的風險，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-02-03，針對分析報告第2.7節提到用過燃料衰變熱非常小，溫度載重對格架造成之應力變化可忽略不計、材料氧化放熱幾乎可以忽略不計等，要求提出具體數據佐證說明。台電公司答覆說明核二廠第二次格架擴充的single hot cell分析假設剛從爐心退出(約150小時)之用過燃料衰變熱，因此有考慮single hot cell的現象。本案預定在裝載池貯存冷卻29年以上之用過燃料，燃料束之衰變熱僅剩不到「退出150小時」情況之五分之一。另不銹鋼及鋳合金必須在池水溫度達數百°C才有實質的氧化速率，護箱裝載池於正常情況池水溫度低於60°C，異常情況池水溫度亦低於100°C，並不存在實質的氧化速率，材料不會氧化而放熱。此外，格架之設計規範為ASME NF Code之Component Support，依據該章節NF-3121.11 Thermal Stress內容，已述明於此次章之支撐(support)不需就熱應力進行評估，因此對於格架內部的溫度應力評估是不需要的，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-02-04，針對分析報告第2.8節審查摘要所引用的法規及標準多為多年前的標準，要求說明對於新造的工序，檢查程序是否宜引用最新的法規。台電公司答覆說明除既有建物結構、系統、組件是採用建廠及設計變更當時之規範，以維持其一致性外，對於新造的結構、系統、組件則引用最新的法規標準。本案龍門格架為既有組件，適用當時的規範，但限制器及支撐屬新造部分，所採用之ASME B&PV Code是依目前國內所引用美國核管會核准之2007年最新版本，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-07-04，要求於分析報告第2.3節增列"復原與放射性廢棄物安全管理"乙項。台電公司答覆說明參考對審查提問C-I-07-02之答覆內容，除於7.6節復原計畫中增列復原與放射性廢棄物安全管理相關項目之相關內容，並於分析報告摘要及第2.6節中增加說明，答覆內容經審查可以接受。

## 2.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告第 2 章針對本設計修改案的總體介紹，以及對於審查小組相關提問之答覆內容，已就相關施工設計與安全分析內容，以及採用法規標準等提出適當說明，經審查可以接受。有關未來於進行燃料吊運前將進行人員吊運訓練及納入工具箱會議提醒，以確保作業人員均能熟悉裝載池格架與現有東西池格架高度之差異，以及於本案現場作業前，將四條管路池壁外第一道隔離閥進行檢修，以確認可確實關閉及發揮隔離功能等項，將納入後續管制事項。

## 第三章 臨界安全分析

### 3.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第3章，係就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架的臨界安全分析提出說明，包括執行臨界安全分析之目的、臨界安全分析所用的條件與假設、分析使用之燃料束與用過燃料貯存格架單元的規格參數、分析所使用決定最大中子增殖因數之計算方法及臨界分析使用之計算程式、臨界安全分析計算結果，以及法規符合性。

台電公司於本案使用之分析程式為CASMO-4與MCNP-5，二者皆為國際上廣泛應用於臨界安全之分析程式；在驗證CASMO-4與MCNP-5之偏差與不準度後，以核二廠用過燃料池中現有的7組GE8x8-2燃料與2組ANF8x8-2燃料為分析對象，使用CASMO-4進行各種製造公差、燃耗不準度、爐心運轉歷史參數、非常態事件等對反應度的影響分析，並另以MCNP-5進行燃料束水平或垂直掉落及燃料束誤裝填事故等二種異常與意外事故之臨界安全分析。

本章節各項評估之目的，主要係說明核二廠執行裝載池設備修改後之臨界安全分析執行內容與結果，能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範等相關法規標準對臨界分析之規定與法規要求。參照與適用的國內外法規、規範及導則為：

- (一) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國79年02月28日。
- (二) 美國聯邦法規10 CFR 50.68 , Criticality Accident Requirements.
- (三) 美國核能管制委員會Internal Memorandum, Guidance on the Regulatory Requirements for Criticality Analysis of Fuel Storage at Light-Water Reactor Power Plants.

#### (四) 美國核能管制委員會Regulatory Guide 1.13 Rev.0, Spent Fuel Storage Facility Design Basis.

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為就台電公司核二廠於護箱裝載池中新增4組格架之臨界分析進行評估，確認其臨界分析執行內容能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範等相關法規標準對臨界分析之規定，其分析結果亦能符合法規要求，並保留適當安全餘裕。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

### 3.2 審查結果

#### 3.2.1 目的、分析假設條件與輸入參數

##### 3.2.1.1 概述

台電公司分析報告第3.1節說明核二廠1、2號機護箱裝載池分別安裝4組用過燃料貯存格架係使用龍門電廠2號機庫存之格架，雖在龍門電廠已針對所採用GE14型燃料進行臨界安全分析，但因與核二廠規劃存放的GE 8x8-2型燃料不同，故需重新進行臨界安全分析，以保證該4組安裝於核二廠護箱裝載池之用過燃料貯存格架，在存放已冷卻25年以上(實際至少冷卻29年)之GE 8x8-2型用過燃料的情形下，其反應度符合對應的法規要求，可確保臨界安全。

分析報告第3.2節內容就臨界安全分析的分析條件與假設提出說明，包括臨界安全分析邊界條件、燃耗計算分析參數，以及中子吸收材質等；分析報告第3.3節說明執行臨界安全分析所需採用的燃料束與用過燃料貯存格架單元之規格輸入參數，包括7組GE8x8-2燃料與2組ANF8x8-2燃料及燃料匣之尺寸厚度、有效燃料密度等，以及用過燃料貯存格架單元之方管與中子吸收材尺寸厚度、中子吸收材所含B-10之最小面密度、各元件間隙等。

##### 3.2.1.2 審查情形

審查小組就分析報告第3.1~3.3節進行審查，提出審查提問A-I-03-01、

A-I-03-02、A-I-03-3、A-I-03-04、A-I-03-05、A-I-03-06、A-I-03-07、A-I-03-08 及B-I-03-01，分別說明如下。

審查提問 A-I-03-01，針對分析報告第 3.1 節提出裝載池改裝完成運轉時，3 號水門開啟時，西池、東池與裝載池成一整體，要求將燃料池整體臨界安全做一論述。台電公司答覆說明比較本次裝載池格架與既有格架重要臨界參數，本次護箱裝載池有較大的格架間距及較高的 B10 有效面積密度，會使有效中子增殖因數( $K_{eff}$ ) 值下降，格架方管厚度也較大，格架材質為不銹鋼，具有強中子吸收能力，也會使  $K_{eff}$  值下降，因此在定性上可判斷護箱裝載池格架較既有格架具有較大的臨界安全餘裕。實際量化來講，以 GE 8x8\_3.03wt%\_6Gd3 燃料，使用同一程式 CASMO-4 進行核二廠燃料池各格架之計算，結果顯示本案護箱裝載池之 K 值較現存格架有更多的安全餘裕。由於分析模型皆為無限延伸格架，因此加裝護箱裝載池，實為在無限延伸的較低臨界控制能力的既有格架中，將其中一部分取代為較高臨界控制能力的裝載池格架，系統安全餘裕有增加之趨勢，台電公司並將前述對用過燃料池整體臨界安全評估之答覆內容，於分析報告新增 1 節加以說明，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-07，針對分析報告第 3.1 節提出報告第 14 章說明核二廠護箱裝載池將只用來貯存第 1 至 4 週期所退出之 GE8x8-2 舊燃料，惟第 3 章說明存放 ANF8x8-2 型與 GE8x8-2 型已冷卻 25 年以上之用過燃料，兩者敘述不一致，要求澄清。台電公司答覆說明護箱裝載池預定貯存第 1 至 4 週期末退出爐心至用過燃料池，已冷卻 29 年以上之燃料，其燃料型式均為 GE8x8-2。臨界分析時為保守起見，亦就核二廠後來所使用之 ANF8x8-2 燃料進行分析，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-08，針對分析報告第 3.2 節提出 BWR 用過燃料束燃耗計算分析正常假設爐心平均空泡率約在 40%左右，要求說明本案假設爐心平均空泡率為 80%之原因。台電公司答覆說明使用 80%空泡率是因其中子能譜

較硬（快中子較多），故可產生較多的鈾，在此種條件進行臨界分析時，其中子增殖因數較保守，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-02，針對分析報告第 3.3 節，提出 BORAL 材料因製造工序，可能會造成分子孔隙而影響均勻度，故乾貯案參照法規 NUREG-1536 有限制 BORAL 之中子吸收能力為 75%。為保守計，要求評估在此假設下，最大反應度變化如何。台電公司答覆說明若只採用 75% BORAL 中子吸收效力（0.015 B-10 g/cm<sup>2</sup>），最大反應度最多增加 0.01263，即使加計此反應度上升量，仍遠低於法規限值 0.95，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-04，針對分析報告第 3.3 節，要求說明 (1) 貯存格架傾斜；(2) 被卡住之燃料組合受到吊車之上提力；(3) 由於旋轉機件損壞或電廠終期安全分析報告中所提到之自然現象所產生之投射物等狀況之臨界安全分析。台電公司答覆說明此三種狀況之分析已被安全分析報告相關章節所涵蓋，同時本臨界安全分析，係建立在臨界分析模式完整的條件下進行分析，藉由行政管制和結構分析，證明燃料與格架在各種正常或意外事故下，皆能保持其結構完整性，此三種不正常事件並不會影響燃料與格架幾何形狀，因此臨界安全分析模式仍然有效，不會有臨界安全疑慮，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-05，針對分析報告第 3.3 節，要求提供燃料組合中可分裂物質（包括鈾）含量的分布與分裂產物含量等用於程式計算之燃料規格參數，並確認其與貯存燃料之參數保有適當餘裕。台電公司答覆說明本案計算輸入的參數為燃料的初始濃縮度與初始可燃毒物的分布與含量，後續整個燃料生命週期中的可分裂物質與分裂產物含量變化交由 CASMO-4 計算。因此須確認的是燃料的初始濃縮度與初始可燃毒物是否涵蓋本次規劃貯存的燃料。而本分析係就規劃貯存的 GE8x8 與 ANF8x8 所有的燃料設計都進行計算，並確認所有燃料設計都符合限制值，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-06，針對分析報告第 3.3 節，要求補充說明結構材料、

燃料在正常及異常狀況下密度以及格架壁內所含中子吸收物質等參數之變化，對計算中子增殖因數之個別影響評估情形。台電公司答覆說明結構材料之變化部分，於分析報告第 3.2 節分析條件已假設不考慮非主要的結構材料（亦即以水取代燃料隔板）之中子吸收效應，對結構材料已有保守考量；燃料在正常及異常狀況下密度之變化部分，答覆說明燃料密度會隨溫度增加而降低，當護箱裝載池發生裝載池喪失冷卻功能或喪失池水事故時，燃料溫度會上升，燃料密度會下降。經考量燃料溫度上升，因都卜勒(Doppler)溫度效應，以及池水對中子的緩和 능력變差，中子增殖因數會降低；有關格架壁內所含中子吸收物質之變化部分，答覆說明本案係以 BORAL 中子吸收板之最小 B-10 含量進行分析，為最保守之假設，答覆內容經審查可以接受。

此外，審查小組針對分析報告 3.3 節部份圖面不妥善之處提出審查提問 B-I-03-01，台電公司已依意見修訂報告內容，答覆內容經審查可以接受。

### **3.2.1.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 3.1~3.3 節針對執行臨界安全分析的條件與假設、計算程式所採用的燃料束與用過燃料貯存格架單元之規格輸入參數內容，以及對審查提問之答覆，已對相關要項提出適當敘述，經審查可以接受。

## **3.2.2 分析方法及模式**

### **3.2.2.1 概述**

台電公司分析報告第 3.4 節除說明最大中子增殖因數計算方法外，並就執行臨界分析使用之 CASMO-4 與 MCNP-5 兩個計算程式之版本以及分析模式與驗證情形提出說明。其中，CASMO-4 是由美國 Studsvik 公司發展之多能群二維中子遷移分析程式；MCNP-5 則係由美國 Los Alamos 國家實驗室所開

發之三維連續能量中子/光子/電子蒙地卡羅遷移程式，二者皆為國際上廣泛應用於臨界安全之分析程式。

台電公司執行臨界分析使用之 CASMO-4 已由 Studsvik 公司進行臨界實驗驗證，但其實驗內容不含類似本案含有 BORAL 中子吸收板之格架環境，此部分則利用 MCNP-5 進行補充驗證。本章臨界分析使用 CASMO-4 2.05.15 版搭配 70 群 ENDF/B-IV 中子截面數據庫為主要分析程式 (Primary Code)，用於標準模型計算並與 MCNP-5 驗證比對，以及進行各種製造公差、燃耗不準度、爐心運轉歷史參數、一些非常態(off-normal)事件等對核反應度的影響分析；MCNP-5 係使用 1.60 版並搭配 ENDF/B-VII 中子截面數據庫做為次要程式 (Secondary Code)，用於進行與臨界實驗的驗證計算，以及意外事故的分析。此二程式的計算結果係以統計方法求得 95% 機率及 95% 信心水準下的最大中子有效增殖因數，再與法規限值 ( $\leq 0.95$ ) 比對，以確認本案用過燃料貯存格架在裝填核二廠 GE 8x8-2 用過核燃料束的情況下，仍符合臨界安全規定。

### 3.2.2.2 審查情形與結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 3.4 節對臨界安全分析使用之分析方法及模式內容，其分析程式 CASMO-4 與 MCNP-5 皆為國際上廣泛應用於臨界安全分析並經美國核管會認可之程式，台電公司並驗證 CASMO-4 與 MCNP-5 之偏差與不準度，再以核二廠用過燃料池中現有的 7 組 GE8x8-2 燃料與 2 組 ANF8x8-2 燃料為分析對象，使用 CASMO-4 程式針對各種製造公差、燃耗不準度、爐心運轉歷史參數、非常態事件等對反應度的影響進行分析，並另以 MCNP-5 程式進行燃料束水平或垂直掉落及燃料束誤裝填事故等二種異常與意外事故之臨界安全分析。台電公司已就最大中子增殖因數計算方法、CASMO-4 與 MCNP-5 計算程式及版本、CASMO-4 計算程式之驗證，以及燃料隔架分析模式提出適當論述，經審查可以接受。

### 3.2.3 臨界安全分析結果

#### 3.2.3.1 概述

台電公司分析報告第 3.5 節針對臨界安全分析結果評估內容，先說明 CASMO-4 與 MCNP-5 驗證計算結果，以及該二程式間驗證比對結果，用以決定分析程式之偏差與不準度，再依據均勻化濃縮度分佈保守度分析獲得較保守之結果，以截面平均濃縮度均勻化分佈之假設取代實際濃縮度分佈來進行臨界安全分析。臨界安全分析使用核二廠用過燃料池中現有的 7 組 GE8x8-2 燃料與 2 組 ANF8x8-2 燃料為分析對象，以 CASMO-4 依序由正常條件分析案例計算，製造公差不準度、燃料匣效應分析、CASMO-4 燃耗不準度、爐心運轉歷史參數的影響、護箱裝載池池水溫度與密度對反應度的影響、燃料束於格架中位移等反應度不準度計算，以及其他反應度偏差分析，歸結出最大反應度之計算結果，並另外以 MCNP-5 進行燃料束水平或垂直掉落及燃料束誤裝填事故等二種異常與意外事故之分析。分析結果顯示，在 9 組用過燃料中之最大中子增殖因數為 0.80635，仍低於法規限值 ( $\leq 0.95$ )。同時，即使在燃料束水平或垂直掉落及燃料束誤裝填事故等二種異常與意外事故下，其加入之反應度增量最高為 0.00355，亦不使中子增殖因數 ( $0.80635+0.00355=0.80990$ ) 超出法規限值，且仍保有許多安全餘裕。台電公司分析報告第 3.6 節則就臨界安全分析計算結果，與法規限值之比較結果作一總結。

#### 3.2.3.2 審查情形

審查小組就分析報告第3.5節進行審查，提出審查提問A-I-03-03、A-I-03-09、A-I-03-10、A-I-03-13、A-I-03-14、A-I-03-15、A-I-03-16、A-II-03-01、B-I-03-02及B-I-03-03，分別說明如下。

審查提問 A-I-03-03，針對分析報告以臨界實驗來驗證臨界分析程式，要求說明臨界實驗系統與所要分析對象間之相關性。台電公司答覆說明經檢視

MCNP-5 驗證的 138 組臨界實驗，剔除不相干者後剩餘 51 組，以 Anderson-Darling Test 確認 51 個計算數據為常態分布後，重新計算偏差值和不準度，可知 51 組臨界實驗與 138 組臨界實驗的統計結果差異不大，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-09，針對分析報告所述 MCNP-5 與臨界實驗間的驗證比對結果係引用自核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，惟乾貯安全分析報告說明使用之截面資料庫為 ENDF-VI，與本分析所用之 ENDF-VII 截面資料版本不同，要求澄清。台電公司答覆說明本案分析是採用新版本 ENDF/B-VII 截面資料庫，經以 MCNP5 搭配使用 ENDF/B-VI 與 ENDF/B-VII，評估兩者計算結果之差異，認為在考量統計標準差後，ENDF/B-VII 版本計算的反應度較 ENDF/B-VI 版本高，而 ENDF/B-VI 和 ENDF/B-VII 兩版本的計算結果加上 2 倍標準差仍低於 CASMO-4 之計算結果，因此於臨界安全分析時無需考量 MCNP-5 與 CASMO-4 程式間比對之補償值，對本案 K 值評估結果沒有影響，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-10，要求補充說明各型燃料束 K 值隨燃耗變化之關係圖。台電公司答覆補充各型式燃料晶格 K 值隨燃耗變化之關係圖。經審查小組與分析報告表 3-5 所列各燃料晶格型式正常條件之  $K_{\text{nominal}}$  值比對，確認均為最大 K 值，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-11 及 A-I-03-12，要求補充說明燃料製造公差之設定依據，另製造公差不準度、燃料匣效應分析、CASMO-4 燃耗不準度、爐心運轉歷史參數的影響、燃料束於格架中位移、其他反應度偏差分析等節僅列出計算分析結果，及補充說明計算分析模型之模擬方法與假設。台電公司答覆說明分析報告第 3.5.6.1 節燃料製造公差係依據業界標準公差，並參考核二廠第二次格架貯存容量擴充案之安全分析報告；第 3.5.6.2 節是假設燃料匣卸除情況下，與原本連同燃料匣一起貯存情況，比較燃料匣對於反應度的影響，

燃料匣腫脹是假設燃料匣厚度維持不變，內徑改變 -0.2、0.2、0.4、0.6 cm 對於反應度之影響，控制棒歷史是假設燃料於整個爐心生命週期中被放置在控制棒旁邊，其對於反應度之影響；第 3.5.6.3 節 CASMO-4 燃耗不準度是依據美國核管會 Kopp Memo 臨界安全分析審查導則，以燃耗反應度效益的 5% 作為燃耗不準度；第 3.5.6.4 節是假設在正常爐心運轉中，分別調整燃料束燃耗計算分析之四項爐心參數，如燃料溫度偏離 Nominal 值+50°K、緩和劑溫度偏離 Nominal 值±5°K、燃料產生熱功率減少 90%，以及控制棒插入爐心等，逐一進行燃料束燃耗計算分析，以評估各項爐心參數設定對於反應度的影響。第 3.5.6.6 節是計算燃料束於格架中徑向朝內/外側位移 0.1、0.3、0.5、0.7 cm 對於反應度的影響。第 3.5.7 節其他反應度偏差分析是假設退出爐心後 50 年內的冷卻時間對於反應度之影響，以及爐心空泡率歷史為 0% 時（Nominal 為 80%）對反應度之影響，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-13，依本會核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範-臨界安全第 10 項第 7 點，載明決定產生最高中子增殖因數之燃料組合安排必須考慮格架壁內所含中子吸收物質之變化，要求就 BORAL 因腫脹造成厚度增加對臨界安全之影響提出說明。台電公司答覆說明假設硼片腫脹造成厚度增加 50% 與 100%，但無硼流失的情況下（即維持 B-10 面積密度不變），則 GE8X8\_3.03\_6G3.0 燃料晶格型式於腫脹 50% 與 100% 之 K 值變化分別為 0.00005 與 0.00010，台電公司已將各燃料型式硼片腫脹對於臨界安全之影響修訂納入分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-15，針對分析報告提出第 3.5.9 節異常與意外事故分析與第 9.1.1 節臨界安全之事故評估，參照美國核管會 Kopp Memo 臨界安全分析審查導則第 5.B.3 節提及”The analysis must also consider the effect on criticality of natural events (e.g., earthquakes) that may deform, and change in the relative position of the storage racks and fuel in the spent fuel pool”，要求補充說明地震事件造成 Fuel Rack Lateral Movement 對臨界安全之影響。台電公司答

覆說明由分析報告圖 2-19 核二廠護箱裝載池格架佈置圖可知，選用的格架放入池內後，池壁與格架加勁框架之間所剩餘的空間非常有限，因此在任何狀況下格架均不會發生傾倒或旋轉現象，且在格架與池壁間設有限制器支撐，故發生地震時其位移亦極為有限。而安全分析報告之結構分析評估內容已證明燃料與格架在各種正常或意外事故下，皆能保持其結構完整性，並不會影響幾何形狀，故臨界安全分析模式仍然有效，不會有臨界安全疑慮，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-03-16，針對分析報告所述因該掉落的燃料束離格架中原存放燃料的有效燃料頂部尚有超過 30 cm 厚的距離，形成非耦合(Nuclear Decoupled)的中子系統，燃料束墜落不會造成反應度增加，要求補充說明此論述之技術評估依據。台電公司答覆說明以 MCNP-5 模擬分析比較，於貯存燃料頂部上方 30 公分處增加一組水平放置的均質化燃料束對貯存格架之 K 值無明顯變化，故燃料水平掉落至格架頂部上方的情況，係形成非耦合的中子系統，對中子增殖因數無任何實質的影響，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-II-03-01，針對燃料束於格架中位移之分析採用 2x2 Colorset 幾何模式，恐會稀釋水鈾比效應，導致較不保守結果，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明利用 MCNP-5，以事故計算模式進行燃料束於格架中位移分析，以 GE8x8 3.03 wt%燃料計算，假設所有燃料束皆向中子通率最高的格架中間位移，反應度增加 0.00498  $\Delta K$ ，台電公司並將此結果修訂報告 3.5.6.6 節，並修改 3.5.8 節最大反應度計算結果，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-03-02，針對分析報告第 3 至第 5 章執行分析計算之單位是否有建立一套核能等級的品保制度，以確認相關分析的準確性有充份保證，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明本案進行本報告第 3 至第 5 章內分析的單位均已建立其核能等級的品保制度，且有多年之核能計畫執行經驗，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-03-03，針對分析報告第 3.5 節，提出有關燃料誤裝的分析，假如所誤裝者是最新退出爐心且不僅誤裝一束，是否尚有足夠安全餘裕，並提出具體數據；實務操作時如何確保所挪置的燃料束皆為正確的批次，要求台電公司澄清。台電公司答覆目前電廠實務操作的規劃與執行上，挪移燃料之工作人員為三人一組，包括查核員、燃料吊車操作員，以及獨立查核員。作業時，吊車操作員先利用位於燃料抓勾內之水下攝影機，確認抓勾下之燃料編號與挪移管控表(KMP FORM)記載一致，並與查核員雙重確認編號、方向無誤後，始得移動燃料。獨立查核員則在旁適時查證吊運順序、燃料編號以及燃料方向正確性，在目前電廠實務操作的規劃與執行上，應不會發生燃料誤裝填事件。針對安全餘裕的部分，台電公司答覆以目前核二廠所使用 ATRIUM-10 燃料，並以最高濃縮度與最低 Gd 含量設定，以 CASMO4 計算結果中子增殖因數為 0.89883，即使加計其他偏差與不準度，仍符合法規限值(小於 0.95)。雖依法規要求僅需分析誤裝填一束燃料，但由於 CASMO4 模型為無限延伸，故即使裝載池全部誤裝填 ATRIUM-10 燃料亦無有發生臨界的安全疑慮，答覆內容經審查可以接受。

此外，審查小組針對分析報告 3.5 節部份文字及圖表不妥善之處提出審查提問 A-I-03-14，台電公司已依意見修訂報告內容，答覆內容經審查可以接受。

### 3.2.3.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司分析報告針對臨界安全分析結果所提內容以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，經審查已就 CASMO-4 與 MCNP-5 驗證計算結果、以截面平均濃縮度均勻化分佈之假設取代實際濃縮度分佈進行分析、使用核二廠現有 9 組用過核燃料為分析對象、考量各種影響反應度的偏差與不準度，以及燃料束水平或垂直掉落及燃料束誤裝填事故等二種異常與意外事故之狀況提出適當評估，經審查可接受。

### 3.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對本案臨界安全分析所提內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，已對臨界分析之條件與假設、輸入參數、分析方法及模式及臨界安全分析結果等項目，提出適當論述與評估。其中，臨界安全分析所採用之 CASMO-4 及 MCNP-5，均為國際上廣泛應用於臨界安全分析計算程式，並已與國際臨界實驗結果進行比對驗證，由此得出計算程式之精確度與不準度。台電公司在評估裝載池貯存燃料臨界安全時，則已適當考量輸入參數設定之保守性，並就各項重要參數進行不準度分析，以統計方法處理，求得正常狀況下的最大中子增殖因數，最後再考量異常及意外的狀況下，其臨界安全分析結果均符合法規標準。此外，台電公司分析報告內容除就裝載池進行分析，亦同時對西池、東池和裝載池之臨界安全執行整體評估，整體分析方法完整，分析結果符合法規標準，且保有適當安全餘裕，經審查可以接受。

## 第四章 熱流分析

### 4.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第4章，主要就核二廠於護箱裝載池中新增4組格架，各格架放置110束用過燃料，總容量增至4,838束之條件下，針對護箱裝載池安裝格架後的熱流安全進行評估分析，內容包括：(1)整體水溫、(2)局部水溫、(3)喪失強制冷卻的補救時間、(4)補水系統的能力及(5)評估分析結論，另亦就燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕提出評估說明。

台電公司分析報告本章節各項評估之目的，主要係確認核二廠執行裝載池設備修改後，能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範對熱流分析之接受標準，並保留適當之餘裕。本分析適用的法規、規範及導則為：

- (一) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (二) 美國核能管制委員會 Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Revision 0, March 1971.

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認核二廠於護箱裝載池中新增4組格架及放置用過燃料情況下，台電公司之熱流分析評估內容與結果，仍能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範(以下簡稱審查規範)對熱流分析之接受標準，並保留適當之餘裕。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

### 4.2 審查結果

#### 4.2.1 整體水溫

##### 4.2.1.1 概述

台電公司安全分析報告第4.1節之整體水溫評估內容，係使用所參照美國核管會標準審查計畫所採用之ASB 9-2方式計算衰變熱，該公式隨著停機時間長度變化考慮10%與20%兩種不準度因子，此與核二廠先前執行之用過燃料池貯存容量第二次擴充案安全分析報告及中幅度功率提昇(SPU)案安全分析報告所採分析方式相同。在衰變熱估算部分，其分析主要條件除採目前爐心執照熱功率及用過燃料池總容量4838束(原設計容量4398束加上裝載池440束)外，並假設池中的用過燃料在爐心運轉時間皆為63個月，最後一批退至池中的燃料是在停機後72小時開始搬運，以固定速率在78小時後完成。另核二廠一般大修時約退出180束燃料，本分析另計算退出196束燃料的狀況。

在用過燃料池整體水溫變化之計算則採用能量守恆方式計算，並依本會核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範所規定分析計算各種狀況之水溫變化。其中分析計算假設條件除前述衰變熱部分外，另僅考慮西池的體積以及池水體積佔整個池體空間的75%。經分析後，新增格架之後，整體水溫在正常或非正常情況下皆可符合審查規範之要求。

#### 4.2.1.2 審查情形

審查小組就台電公司安全分析報告進行審查，針對第4.1節整體水溫評估，計算用過燃料池整體水溫變化等內容，提出審查提問A-I-04-01、A-I-04-02、A-I-04-03、A-I-04-07、A-I-04-08、A-III-04-01、B-I-04-01、A-III-04-04及A-III-04-05，說明如下。

審查提問A-I-04-01，針對目前用過燃料貯存池所剩的貯存空間加上所增加的440束，若要退出全爐心624束燃料時，則必須額外考慮將燃料暫時貯存於反應器廠房的上燃料池之情境，在先前貯存容量第二次擴充案安全分析報告中有作相關分析，此次分析中沒有列入，要求台電公司就全爐退出之情境進行分析說明。台電公司答覆說明本案規劃之裝載池格架僅用於存放舊有燃料，而非最新退出爐心之燃料，且本案熱流分析即參照核二廠SPU案針對用

過燃料池三個案例（案例 1、3與4）重新分析，未牽涉上燃料池的修改變更，故未針對上燃料池重新分析；且核二廠終期安全分析報告(FSAR)第9.1.2.2節「全爐心退出大修有燃料束貯存於上燃料池時，下燃料池中退出時間最長之用過燃料可以移到上燃料池貯存。當爐穴洩水後執行本項操作可以降低上燃料池之熱負載與輻射劑量率...」。核二廠遵照FSAR之建議做法，在退出全爐心燃料束時會將下燃料池最早貯存之燃料束傳送至上燃料池（目的係置換上燃料池所存剛退出爐心之燃料束）。可以避免出現熱負載與輻射劑量率相對較高的「全爐心燃料退出至上燃料池貯存」狀況。不過，台電公司仍再就全爐心退出至上燃料池情況進行分析。經由核二廠用過燃料池貯存容量第二次擴充案熱流分析之結果確認，最高下燃料池池水溫度與冷卻水進口溫度之溫差與熱負載成正比，因此台電公司應用「溫差與熱負載成正比」進行全爐心退出至上燃料池之最高池水溫度的估算。本報告分析之總燃料衰變熱其實低於SPU（105% OLTP）之總燃料衰變熱，但對於池水溫度最高的假設情況（使用兩串用過燃料池冷卻系統），係採用燃料衰變熱較高(105% OLTP)的條件來計算最高池水溫度，結果為74.3°C，仍低於100°C的限值，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-04-02，針對本案計算用過燃料池整體水溫變化時，僅考慮西池的體積，雖可得到較保守之分析結果，但分析結果已快接近審查規範的限值，且與實際運轉狀況有所差異，因此要求台電公司考慮西池、東池與護箱裝載池的體積情況，提供其計算結果，以為比對。台電公司答覆說明使用東、西池與護箱裝載池池水總體積重新計算結果，最高水溫略有減少，但幅度有限。台電公司說明此因為池水之淨熱源為衰變熱與熱交換器移熱能力之代數差，在衰變熱使用值不變及熱交換器效率不變之情況下，東西池合併之熱容量較大，使得溫升率較小，但熱交換器移熱能力亦較小，因此僅考慮西池與考慮東西池兩者之最高池水溫度分析結果差異不大，且皆符合法規限值，

答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-04-03，針對護箱裝載池池水與東池間須經3號閘門連通，同時3號閘門底部距裝載池底約17英尺，要求台電公司針對此配置是否可能會影響到護箱裝載池內用過燃料之冷卻，造成用過燃料池內水溫度分布不均之狀況補充說明。台電公司答覆說明裝載池增設的440束格架僅用於貯存退出時間已久的舊有燃料，不貯存新退出爐心的燃料，裝載池內部不會有高熱源狀況出現。又東池與裝載池之間通過3號閘門的流通面積約為 $93.3 \text{ ft}^2$  ( $8.67 \text{ m}^2$ )，流通面積並不小，且在閘門移除後並無阻礙物妨礙池水流動，雖然冷卻系統進水口位於東池及西池，不會有導致裝載池冷卻不良的狀況發生。為證實上述護箱裝載池內用過燃料之冷卻，台電公司再進行裝載池內池水溫度分布分析，假設裝載池內440束燃料之退出時間均為29年，採用ASB 9-2計算單束之衰變熱為286 W，並假設池水溫度為Case 3最高水溫 $65.01^\circ\text{C}$ ，且考慮3號閘門通道之邊界條件，水頭壓力隨池水深度而線性增加，並採用GOTHIC程式建立裝載池之三維熱流分析模式。由於格架上方的裝載池空間內沒有阻礙物，燃料區域的池水向上流速雖僅約 $0.016 \text{ m/s}$ ，然向上的池水可與來自東池池水自由混合流動，再流至東池，因衰變熱不高，計算結果池水最大溫差僅約 $0.7^\circ\text{C}$ ，因此3號閘門通道可提供足夠的流動面積讓裝載池與東池池水混合，不會有導致裝載池冷卻不良的狀況發生，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-04-07，針對本案分析假設情節為最後一批退至池中之燃料在停機後72小時開始搬運，以固定速率搬運在78小時後完成，美國Clinton電廠分析時則假設最後退出燃料在停機後24小時開始搬運至池中，以7束/時之固定速率搬運160束，之後以4束/時之固定速率搬運其餘燃料，就衰變熱之產生率而言，Clinton廠之分析較為保守，要求台電公司說明本案分析之保守性，以及未來是否以行政手段管制搬運之時間。台電公司答覆說明本案分析停機後72小時開始搬運，經過78小時完成之假設符合“核能電廠用過燃料池貯存

格架改裝安全分析報告審查規範”要求，另檢視最近4次大修紀錄，約在停機後90至110小時後開始搬運燃料，停機後450至580小時後完成搬運，由於現場檢查等工作亦耗時，實際作業時間會較分析假設更長，因此用過燃料池的實際熱負載會低於分析值，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-04-08，針對目前的燃料池冷卻系統運轉模式，要求台電公司說明分配到用過燃料池及上燃料池的冷卻水流量分別是多少？以及分析正常情況下之case 1時，是否已經將燃料池冷卻系統無法百分之百分配到用過燃料池的情況納入考慮。台電公司答覆說明在大修更換燃料期間，上燃料池主要係由餘熱移除系統執行移熱冷卻功能，此時用過燃料池(下池)是由燃料池冷卻系統執行移熱冷卻功能。不論是大修或正常運轉期間，只要燃料池冷卻系統正常狀態，一律使用一串冷卻系統，另一串備用，餘熱移除系統僅於正常冷卻系統完全故障時才會使用。目前燃料池冷卻系統流量分配雖然是下池65 L/s、上池 20 L/s，但於有需要時燃料池冷卻系統可調整至流量百分之百全到下池。若僅使用2串燃料池冷卻系統中之一串，將其流量調整至百分之百進行分析，結果顯示用過燃料池最高水溫為59.1°C左右，仍可符合審查規範維持低於60°C之要求。雖然台電公司說明可符合要求，審查委員對於分析之保守度仍要求台電公司補充說明，並提過去實測數據以為佐證。台電公司說明實際水溫量測數據明顯較分析結果為低，詳參審查提問A-III-04-01之審查內容。台電公司並依審查小組要求，將此流量分配之管制及操作規定，明訂於核二廠相關程序書中，俾據以執行，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-III-04-01，針對熱流分析整體水溫計算的分析方法與保守度是否經過校驗，例如將此方法用在最近大修移出時的池水溫度量測紀錄與以此兩批次的衰變熱為基礎的分析結果進行比對，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明，將兩部機最近一次大修停機的池水溫度量測紀錄與本案假設停機後150小時完成搬運，且保守採用ASB 9-2計算衰變熱的池水溫度分析

結果進行比對，熱流分析結果較兩部機最近一次大修停機的池水溫度實際量測紀錄為高，其中實際量測最高水溫約50℃，熱流分析結果可以保守涵蓋實際水溫量測結果，台電公司並將此分析比較增訂納入分析報告中。另台電公司亦就美國核管會所採用之兩種衰變熱計算作法ASB 9-2及ANS 5.1 (1979版)，在同等假設燃料運轉時間下進行衰變熱之計算，兩者差異不大，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-III-04-04，針對分析報告第 4.3 節熱流分析計算喪失強制冷卻整體水溫及水位變化，所採用達沸騰時間計算式所載補水量與沸騰汽化熱表示方式有誤，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明已修正，且其僅為表示方式錯誤，不影響實際計算結果，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-04-01及A-III-04-05，針對分析報告中內容文字及單位勘誤修訂之部分，要求台電公司增修訂，台電公司已提出答覆及修訂，答覆內容經審查可以接受。

#### **4.2.1.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司分析報告對整體水溫評估內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對於各種正常及異常狀況下之用過燃料池整體水溫變化提出分析評估，結果符合審查規範要求，經審查分析報告內容可以接受。

### **4.2.2 局部水溫**

#### **4.2.2.1 概述**

台電公司安全分析報告第4.2節，針對燃料池是否會發生局部沸騰部份之評估分析提出說明，依本會審查規範，正常狀況下，池中任何部分不允許發生局部沸騰之現象。核二廠第2次Reracking安全分析報告對於局部溫度是使用計算流體力學(CFD)計算，且特別針對非正常狀況的Case 3進行，計算得出燃料束表面最高溫度為114.79℃、局部最高水溫為111.16℃(發生於燃料束表面

最高溫度附近區域)，而燃料格架頂端的局部沸騰溫度為116°C，因此不會產生局部沸騰的現象。此非正常狀況的Case 3衰變熱約為12 MWt，較正常狀況的Case 1高約7 MWt。核二廠中幅度功率提昇案安全分析報告內容，假設爐心功率為105%OLTP，所增加之衰變熱約為0.5MWt，小於7MWt，因此SPU條件下Case 1不會發生局部沸騰，而本案新增格架後爐心功率為103.7%OLTP，衰變熱亦略低於SPU(105% OLTP)條件，且整體水溫也較Case 3低，因此分析結論為低於燃料頂端局部沸騰溫度116°C，不會發生局部沸騰，符合審查規範之要求。

#### 4.2.2.2 審查情形

審查小組就台電公司安全分析報告進行審查，針對第4.2節局部水溫評估內容，提出審查提問A-I-04-04，說明如下。

審查提問A-I-04-04，針對本分析報告說明用過燃料池貯存容量第二次擴充案安全分析報告對於局部溫度係使用計算流體動力學(CFD)計算，且特別針對非正常狀況的Case 3進行(因其池水平均溫度最高)，計算得出燃料束表面最高溫度為111.16°C。但查該案安全分析報告之表4.6-1顯示燃料束表面(cladding)最高溫度應為114.79°C，兩者不一致，要求台電公司澄清修正。台電公司答覆說明原內容“計算得出燃料束表面最高溫度為111.16°C”將修訂改為“計算得出燃料表面最高溫度為114.79°C，局部最高水溫為111.16°C”，答覆內容經審查可以接受。

#### 4.2.2.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司分析報告對局部水溫評估內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對於用過燃料池局部水溫變化提出分析評估，結果確認池中任何部份均不會發生局部沸騰，符合審查規範要求，經審查分析報告內容可以接受。

#### 4.2.3 喪失強制冷卻的補救時間

#### 4.2.3.1 概述

台電公司安全分析報告第4.3節針對喪失強制冷卻的補救時間評估分析，係假設冷卻系統在最高水溫出現之時間點失效，導致水溫上升至沸點，並因池水持續沸騰導致池水水位下降，計算得到池水水溫達到沸點及水位下降到燃料頂部上方3公尺的時間，並以該時間作為現場採取補水應變措施的時間參考。

#### 4.2.3.2 審查情形

審查小組就台電公司安全分析報告進行審查，針對第4.3節喪失強制冷卻的補救時間評估分析內容，提出審查提問A-I-04-05、A-I-04-06、A-II-04-01、A-III-04-02及A-III-04-03，說明如下。

審查提問A-I-04-05，針對Case 3與Case 4分析時所用的熱負載是一樣，只在於冷卻系統的不同，要求台電公司就兩個狀況下分析達到沸點與池水水位下降到燃料頂部上方 3公尺的時間計算情形再進一步說明。台電公司答覆說明雖然Case 3和Case 4的熱負載皆是非正常狀況，但可用冷卻系統不同，使得Case 3的最高水溫較Case 4高了約10°C。後續喪失冷卻時補救時間之計算，則是假設冷卻系統皆不可用是發生在池水達最高溫時，不是一開始就假設冷卻水系統皆不可用。因為Case 3水溫較高，導致兩案例達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方 3公尺的時間不會相同，Case 3的時間會略短於Case 4，台電公司並將答覆內容增訂納入分析報告中，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-04-06，針對報告內容所述先前貯存容量第二次擴充案安全分析報告第四章熱流分析中，有提及有補水系統與無補水系統可用時，上燃料池與用過燃料貯存池池水降至燃料棒頂端上方3公尺處的時間，且在無補水系統可用時，上燃料池池水降至燃料棒頂端上方3公尺處的時間，較用過燃料池為短，但本案報告未列出上燃料池的分析結果，要求台電公司補作分析。台電公司答覆說明以第二次擴充案分析結果以及爐心熱功率105% OLTP之條

件下進行上燃料池部分之評估分析，結果在無補水狀況下，上池達到沸點時間約為1.19小時，水位下降到燃料頂部上方3公尺時間為11.76小時。若有補水，則上池達到沸點時間為1.27小時，水位下降到燃料頂部上方3公尺時間為83.79小時。在燃料由反應爐吊運至上池的過程中，反應爐蓋會開啟與上燃料池連通，然而評估前述時間點僅只保守考慮上池貯放燃料區域的池水體積，實際上於連通時會有更多的池水，事故時達到沸點時間與水位下降到燃料頂部上方3公尺時間會更久。台電公司並將答覆內容增訂納入分析報告中，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-II-04-01，由於核二廠新舊格架高度有所差異，並將造成燃料頂部高度有所差異，要求台電公司確認燃料頂部高度確實係根據新格架之情況計算。台電公司答覆說明經以實際數據計算燃料頂部高度得知裝載池內的燃料頂部距離池底約4.36公尺，評估時則採用4.7公尺作為燃料頂部高度，可得到較保守的水位下降時間點，可涵蓋採用實際燃料長度之結果，台電公司並將答覆內容修訂分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-III-04-02，針對報告第4.3節熱流分析整體水溫計算分析的計算方程式所用各變數表達方式不太一致部分，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明其中 $Q_{bundle}(t)$ 為池中所有燃料產生之衰變熱，雖然其值實際上會隨時間而衰減，分析時假設其為在整體水溫達到最高值 $T_{max}$ 時的總衰變熱，並假設其值維持固定。另評估假設喪失強制冷卻發生於水溫最高值的瞬間，並保守假設衰變熱亦維持於發生時之數值不變，再計算達到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方3公尺的時間，台電公司並將答覆內容修訂分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-III-04-03，要求台電公司對於喪失外電或電廠全黑事故之水溫計算分析情形，包括可以開始執行補水時間與溫度變化關係提出補充說明，另第4.3節熱流分析計算所採用之方程式應不適用於發生汽化現象時，須說明

該方程式的應用範圍。台電公司答覆內容已就喪失外電或電廠全黑事故時對燃料池冷卻系統之影響以及喪失強制冷卻後之後備補水系統之備妥時間分別提出說明，並說明後備補水系統至遲可於3小時內備妥，較池水完全喪失強制冷卻後達沸騰最短時間之Case 3 之3.5小時為短，符合要求。另說明該公式係於在水溫尚未達沸點前，計算用過燃料池的整體水溫暫態變化。台電公司並將答覆內容增訂納入分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

#### **4.2.3.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司針對喪失強制冷卻的補救時間評估所提分析報告內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，對於喪失強制冷卻時水溫達到沸點與水位下降到燃料頂部上方3公尺計算分析與結果，以及現場應變措施之備妥時間等項，已提出適當評估，符合審查規範要求，經審查分析報告內容可以接受。

#### **4.2.4 補水系統能力**

##### **4.2.4.1 概述**

台電公司安全分析報告第 4.4 節補水系統能力評估內容，主要說明現有之燃料池補水系統容量達 50 gpm，另核二廠為因應類福島事故，已加裝具 500 gpm 補水及 200 gpm 灑水容量的救援設施，有助於維持用過燃料池的水位，故現有之補水系統容量能夠提供維持用過燃料池水位之能力。

##### **4.2.4.2 審查情形與結論**

審查小組就台電公司針對補水系統能力所提分析報告內容進行審查，經審查台電公司已對現有之補水系統維持用過燃料池水位能力之狀況提出適當評估，其補水容量較喪失強制冷卻時池水因汽化而散失的量(最大汽化率 35.6 gpm)為大，符合審查規範要求，經審查分析報告內容可以接受。

#### **4.2.5 上燃料池水溫評估**

#### 4.2.5.1 概述

台電公司安全分析報告第 4.5 節針對上燃料池水溫之評估分析內容，係描述核二廠終期安全分析報告(FSAR)第 9.1.2.2 節「全爐心退出大修有燃料束貯存於上燃料池時，下燃料池中退出時間最長之用過燃料可以移到上燃料池貯存。當爐穴洩水後執行本項操作可以降低上燃料池之熱負載與輻射劑量率...」。核二廠依 FSAR 之建議做法，在退出全爐心燃料束時會將下燃料池最早貯存之燃料束傳送至上燃料池（目的係置換上燃料池所存剛退出爐心之燃料束）。可以避免出現熱負載與輻射劑量率相對較高的「全爐心燃料退出至上燃料池貯存」狀況。但由核二廠用過燃料池貯存容量第二次擴充案安全分析報告針對上燃料池水溫分析結果，在假設全爐心燃料退出至上燃料池，使用兩串用過燃料池冷卻系統進行冷卻，以爐心熱功率 105% OLTP 估算上燃料池最高池水溫度為 74.3°C，仍遠低於限值。

#### 4.2.5.2 審查情形與結論

審查小組就分析報告內容進行審查，針對上燃料池水溫分析，經審查已就全爐心燃料退出至上燃料池貯存之狀況提出適當評估，上燃料池最高池水溫度仍低於審查規範限值，經審查可以接受。

### 4.2.6 燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕

#### 4.2.6.1 概述

台電公司安全分析報告第 4.7 節燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕評估內容，主要係就核二廠執行裝載池設置用過燃料貯存格架後，對於現有燃料廠房通風系統及提供燃料池冷卻系統熱沉之核機冷卻水系統(NCCCW)設計能力餘裕進行分析說明，確認其設計容量仍符合要求。台電公司說明最後退出爐心燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，而 SPU 安全分析報告之最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3038.7MWt (105% OLTP)計算。本分析總燃料衰變熱稍微低於 SPU 之結果，最高池水溫

度也稍微低於 SPU 分析結果，故燃料池冷卻系統熱交換器熱負載及用過燃料池最高池水溫度並未增加，符合審查規範要求，因此本節與原 SPU 安全分析之結論相同，不影響核機冷卻水系統(NCCCW)及燃料儲存廠房空調與冷卻系統的設計餘裕。

#### 4.2.6.2 審查情形

審查小組就分析報告內容進行審查，針對燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕內容，提出審查提問 A-I-04-09，說明如下。

審查提問 A-I-04-09，針對分析報告對於局部水溫計算，係假設機組運轉狀態不得超過(103.7% OLTP)，因此要求台電公司將機組運轉狀態不得超過(103.7% OLTP)之使用限制於報告中敘明。台電公司答覆說明本案熱流分析假設最後退出爐心燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt (103.7% OLTP)計算，符合機組運轉狀態不得超過 103.7% OLTP 之現行使用限制。除非未來重新以較高爐心熱功率進行熱流分析，並另案陳送管制單位審查通過，機組運轉狀態不得超過 103.7% OLTP 之使用限制，台電公司並將答覆內容增訂納入分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

#### 4.2.6.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司針對燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕所提分析報告內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，包括燃料衰變熱及採用爐心熱功率等項，因用過燃料池最高池水溫度並未增加，且最高池水溫度符合審查規範要求，因此不會影響核機冷卻水系統(NCCCW)、及燃料儲存廠房空調與冷卻系統的設計餘裕，經審查分析報告內容可以接受，另因熱流分析假設最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt(103.7% OLTP)計算，限制機組運轉狀態不得超過 103.7% OLTP，將列入後續管制事項。

### 4.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對熱流分析所提內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，已針對整體水溫、局部水溫、喪失強制冷卻的補救時間、補水系統的能力、燃料廠房內環境影響及相關系統設計餘裕等項目提出適當說明與評估，符合審查規範之要求，其結果經審查可以接受。另針對分析報告中熱流分析假設最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率 3001 MWt(103.7% OLTP)計算，限制機組運轉狀態不得超過 103.7% OLTP，將列入後續管制事項。

## 第五章 結構分析與地震考量

### 5.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第5章，係就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後之貯存格架應力分析及裝載池與燃料廠房土木結構安全兩部分提出說明。貯存格架之應力分析先就載重狀況、幾何條件與材料性質，以安全分析軟體(ANSYS)建立燃料格架模型並進行結構動力分析，並依據分析成果進行衝擊分析、格架構件之結構應力分析及挫屈分析，得到各種載重組合下之格架受力狀況，再進行格架構件之安全性評估。裝載池與燃料廠房土木結構部分，則就新增格架後之廠房整體結構進行評估，包括格架構件作用於護箱裝載池基礎版及池壁結構荷重之設計基準評估、燃料廠房結構之耐震餘裕評估及護箱裝載池完整性評估。分析報告各章節內容包括：(1)載重及載重組合、(2)格架系統外觀尺寸與材料性質、(3)應力法規要求、(4)動力分析、(5)應力分析總結與結論，以及(6)護箱裝載池及燃料廠房結構評估。

本章節各項評估之目的，主要係確認核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，貯存格架及燃料池與燃料廠房在各種載重組合下，仍能維持其結構完整性。參照與適用的法規、規範及導則為：

- (一) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (二) 美國核能管制委員會 Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Revision 0, March 1971.
- (三) 美國核能管制委員會 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.1, Seismic Design Parameters, Revision 3, March 2007.
- (四) 美國核能管制委員會 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.7.2, Seismic System Analysis, Revision 3, March 2007.

- (五) 美國核能管制委員會 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 3.8.4, Appendix D, Guidance On Spent Fuel Pool Racks, Revision 4, September 2013.
- (六) 美國 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Subsection NF, 2007 Edition and 2008 Addenda.
- (七) 美國 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Appendices, 2007 Edition and 2008 Addenda.
- (八) 美國 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 1989 Edition.
- (九) 美國 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 2007 Edition and 2008 Addenda
- (十) 美國核能管制委員會 NUREG/CR-0098, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, September 1977.
- (十一) 美國 ASCE, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, Standards ASCE 4-13, American Society of Civil Engineers, 2013.
- (十二) 美國 ASCE, Working Group on Revision of ASCE Standard 4, Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, July 2013.
- (十三) 美國 ASCE 4-98, “Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures”.
- (十四) 美國 ACI 318-71, Building Code Requirements for Reinforced Concrete.
- (十五) 美國 ACI 349-01, Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures.
- (十六) 美國 AISC Steel Manual, 第 7 版.
- (十七) 美國 EPRI Report NP-6041-SL Rev. 1, A Methodology for Assessment of Nuclear Plant Seismic Margin, August 1991.
- (十八) 美國 EPRI Report 1025287, Seismic Evaluation Guidance -Screening,

Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, Final Report, February 2013

(十九) 美國 EPRI Report 1025295, Severe Accident Management Guidance Technical Basis Report – Volume 2: The Physics of Accident Progression”, Final Report, October 2012.

(二十) 美國 EPRI TR-1015078, Plant Support Engineering: Aging Effects for Structures and Structural Components (Structural Tools)”, Final Report, December 2007.

(二十一) 美國 EPRI TR-103842, Class I Structures License Renewal Industry Report, Revision 1, July 1994.

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認台電公司就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後之結構安全進行之分析與評估情形與結果符合審查規範要求，以確保結構完整性。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

## **5.2 審查結果**

### **5.2.1 載重及組合**

#### **5.2.1.1 概述**

台電公司分析報告第5.3節主要說明安全分析考量之各項載重，包括：靜載重(Dead Load)、活載重(Live Load)、溫度載重、地震產生之載重(運轉基準強震OBE、設計基準強震DBE)、浮力及規定之載重組合等，作用於本案格架之情形，其中本案設計基準強震係採山腳斷層新事證調查結果進行地震危害分析後所得到錨定至0.67g之原設計反應譜，在台電公司分析報告中稱為超越設計基準地震。本節之審查重點在於是否已充分將格架於各種可能運轉條件

承受之載重及組合狀況納入分析考量，並符合ASME B&PV Code Sec.Ⅲ等相關法規規範之要求。

### 5.2.1.2 審查情形

審查小組就分析報告5.3節內容進行審查，除就法規要求應納入分析考量之載重類別與組合之完備性進行審視外，並與有關案例進行比較，提出審查提問B-I-05-02、B-I-05-11、B-I-05-16、B-I-05-19及B-Ⅲ-05-02，分別說明如下。

審查提問B-I-05-02，針對分析報告「活載重」所述用過燃料束放置原則前提為格架碰撞時不損傷用過燃料束，要求台電公司澄清如何證明燃料束不會有碰撞的可能性或即使有碰撞也不致受損。台電公司答覆說明燃料束與格架貯存單元間約只有1.3公分，在此間隙下，地震力所產生的碰撞速度不足以破壞燃料束，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-11及B-I-05-16，針對分析報告「設計基準地震(DBE)」所述將兩者反應譜予以包絡後，作為格架分析用之DBE反應譜內容，要求台電公司詳細說明；另針對設計基礎強震之PGA為0.67g可能已進入材料非線性，混凝土也應考慮開裂，一併說明如何考量混凝土開裂之水平及垂直地震。台電公司答覆說明安全分析報告中所指的兩個反應譜為0.67g SSE與0.67g CR-0098，兩者均採用台電公司針對山腳斷層所執行營運中核能電廠補充地質調查工作地質調查成果總結報告之參數，格架分析用之設計基礎強震反應譜，為保守起見，採用兩反應譜之包絡值；對新增格架而言，採用山腳斷層新事證之0.67g為其設計基礎強震，在此情況下，格架還是維持彈性行為，故格架之動力分析，其材料屬彈性行為；有關混凝土開裂評估部分，台電公司說明根據土壤與結構互制分析與ASCE 4-13規範，考量折減50%的抗彎與抗剪勁度及使用10%阻尼值來模擬嚴重開裂下的混凝土結構狀況，在0.67g地震力作用下，燃料廠房地面層以上之南北水平向將產生不影響結構之混凝土開裂，其它方向與裝載池等地下結構層都不會開裂；燃料廠房另以耐震餘裕評估(SMA)方

式，考慮結構的韌性進行分析，結果顯示在0.67g的地震力下結構物具足夠耐震能力，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-19，依據ASME B&PV Code Sec. III NCA有關規定，要求台電公司提出本案應經相關權責人員審核或簽證之設計文件及相關品保審查紀錄。台電公司答覆本案之格架及限制器係耐震一級(Seismic Category I)之非安全組件，雖然因此相關計算書及動力分析報告並不屬於需經技師簽證之設計/計算文件，但為進一步確保相關設計作業之品質，對於相關設計文件已請國內顧問公司專業技師簽(認)證，台電公司並已完成業主審查作業，答覆內容經審查可以接受。

另審查提問B-III-05-02針對分析報告本章多處單位需加註或修改及參考文獻需加註年代部分，台電公司已提出修訂，經審查可以接受。

### 5.2.1.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告5.3節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對法規要求之載重類型、組合情境，及各類型載重狀況及其可能組合作用之狀況提出適當評估，經審查可以接受。

## 5.2.2 格架系統外觀尺寸與材料性質

### 5.2.2.1 概述

台電公司分析報告第5.4節分別就本案之格架與限制器的外部構造、尺寸，以及其使用之材料規格進行介紹。本案格架之整體外部尺寸為185 cm(長)、168 cm(寬)、468 cm(高)，其中格架底板(base plate)表面至格架頂端之距離為430.5 cm，格架底板表面至支撐腳底部之距離為 37.5 cm。另於格架外緣四周設有30 cm (寬)、3 cm (厚)之加勁框架(stiffening frame)。格架底板(base plate)與格架支撐腳底板係藉由M100螺栓接合，而格架貯存單元底部與其下方之格架底板間則以3邊銲接方式接合。至於格架材料之材質主要均為304L不銹鋼，其中

除M100螺栓為SA-479 Type 304L外，其餘均為SA-240 Type 304L之不銹鋼。

### 5.2.2.2 審查情形

審查小組就分析報告第5.4節內容進行審查，由於本節係在說明格架及限制器之構造與相關幾何外觀尺寸，以及所使用之材料規格，以供後續相關分析之使用。因此本節主要審查重點在確認相關之介紹說明是否完整、清楚，對此審查小組提出審查提問B-I-05-03、B-I-05-11、B-I-05-18、B-I-05-20、B-I-05-21、B-I-05-23及B-I-05-24，分別說明如下。

審查提問B-I-05-03及B-I-05-23，要求台電公司將格架及限制器重要的構件或組合情形(如格架與池壁間水平向的支撐、限制器螺栓底部之連接)，於相關圖面/報告內容予以明確標示/繪出或說明。台電公司答覆說明於5.4.1節補充增加圖5-3東側池壁之限制器支撐組件懸吊示意圖，另亦以3D圖面補充說明，已能充分顯示說明限制器布置情形及與池壁間相對位置關係，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-18，針對使用材質之法規符合性及適用性，要求台電公司就本案格架本體與限制器所依循之ASME B&PV Code年版澄清說明。台電公司答覆說明本案格架與限制器遵循美國核管會最新同意之ASME B&PV Code, Section III, Division 1, Subsection NF 2007年版進行相關設計、製造及檢測等作業，雖然格架本體原係依據ASME B&PV Code, Section III, Division 1, Subsection NF 1989年版進行相關設計、製造及檢測等作業，但台電公司已再就兩個年版法規一致性比對，確認格架本體亦可符合ASME B&PV Code 2007年版之要求，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-24，要求台電公司補充說明對於本案所用材料之allowable stresses是否考慮材料受輻射照射之影響。台電公司答覆說明能夠造成材料結構與物理性質改變的主要是中子輻射，燃料池(裝載池)水中的輻射主要為加馬射線，各項結構材料所接受的中子輻射之量很小，因此池水中輻射

不會對結構材料材質造成顯著影響；另計算所得之應力數值也不會高到挑戰降伏點，並無破裂顧慮；因此針對材料的輻射影響，可不必依輻射強度修正ASME規範所規定之允許應力，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-20，要求台電公司說明分析報告第5.4.2節所述本案接觸面動摩擦係0.5之採用依據為何。台電公司答覆說明本案之格架間或格架與池壁間之間隙遠較核二廠現有用過燃料池小，再加上每一個格架運動係已經五個加速度歷時做計算，已足夠涵蓋所有碰撞瞬時、碰撞速度的可能性，所以本案以核二用過燃料池格架擴充報告中之平均摩擦係數，並不會漏失任何碰撞之不確定性；此外，並再以動摩擦係數0.394進行格架動力分析，以確認分析的保守性，分析結果顯示最大stress intensity仍可滿足ASME Section III, Division I, Appendix F應力檢核要求，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-11及B-I-05-21，要求台電公司具體說明本案選用4%做為設計基礎強震阻尼值之基礎。台電公司答覆說明本案使用之龍門電廠既有燃料貯存格架，其分析使用的格架阻尼比係依據美國核能管制委員會Regulatory Guide 1.61,R0版之規定，運轉基礎強震為2%，設計基礎強震為4%。本案分析沿用原龍門電廠格架分析阻尼比參數來進行格架動力分析，此為參照美國核管會NUREG-0800 標準審查規範3.8.4 Appendix D第I.3項對結構阻尼比之數值。台電公司並說明本案針對燃料廠房重新計算強度0.67g之地震分析，取得新的燃料池樓板反應頻譜動態數據，頻譜的建置已考量核二廠新的地層參數、土壤與結構互制作用，以及燃料貯放所增加的活載重，並經國家地震中心完成同行審查，可符合所參照美國核管會法規指引1.61及標準審查規範第3.7節有關阻尼係數使用的規定，此外台電公司亦就阻尼值為3%與4%時格架應力的最大值進行靈敏度分析，結果顯示3%阻尼值的最大應力雖略大於4%阻尼值，但仍可滿足ASME, Section III, Division I, Appendix F應力檢核之要求，答覆說明經審查可以接受。

### 5.2.2.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第5.4節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對格架系統外觀尺寸與材料性質等提出完整說明與圖說，經審查可以接受。

## 5.2.3 應力法規要求

### 5.2.3.1 概述

台電公司分析報告第5.5節係針對本案格架及限制器等組件之板殼基材、螺栓及鐸道之ASME B&PV Code規定之容許應力(或應力限制係數)進行整理分類，作為檢核後續分析計算結果之用。

本案格架之結構材料應力遵循ASME Code, Sec. III, NF-3260規定，其中格架基材、螺栓及鐸道分別依據NF-3261、NF-3265及NF-3266之規定進行檢核。另格架結構考量Level A(靜載重+活載重+正常運轉溫度載重+運轉基礎強震OBE載重)、Level B(靜載重+活載重+異常運轉溫度載重+運轉基礎強震OBE載重)及Level D(靜載重+活載重+異常運轉溫度載重+設計基礎強震DBE載重)三種運轉條件之載重組合，台電公司說明本案Level A之正常運轉溫度載重已保守考量以異常運轉溫度載重取代，因此Level B之載重組合與Level A相同，安全分析報告未再對Level B載重組合進行檢核。另各運轉條件下之格架及限制器組件之板殼基材、鐸道及螺栓之應力限制係數分別參照表NF-3552(b)-1、表NF-3324.5(a)-1及表NF-3225.2-1之規定。

### 5.2.3.2 審查情形與結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第5.5節所列之材料機械性質及ASME B&PV Code規定容許應力(或應力限制係數)等內容，已就應採用之應力分析法規提出適當完整說明，經審查可以接受。

## 5.2.4 動力分析

### 5.2.4.1 概述

台電公司分析報告第5.6節以本案燃料貯存格架儲滿用過燃料之狀況，使用經反應譜轉換後之加速度-時間歷時進行動力分析，並就各種負載組合條件下之動力分析結果，檢核燃料貯存格架於各種運轉條件下，是否仍可符合所參照標準審查導則及相關規範之要求，並將分析結果提供分析報告第5.7節進行相關廠房結構完整性評估之用。本節相關內容包括頻譜轉換及水動力質量之分析方法、分析模型及計算結果(含水動力質量計算模型)、格架動力分析與檢核結果。

### 5.2.4.2 審查情形

審查小組就安全分析報告第5.6節內容進行審查，分別就加速度-時間歷時建置、分析模型及分析結果等之完整性與正確性進行審視外，並與相關案例進行比較，審查小組提出審查提問A-I-05-01、B-I-05-04、B-I-05-05、B-I-05-06、B-I-05-12、B-I-05-13、B-I-05-17、B-I-05-22、B-I-05-25、B-I-05-26、B-I-05-29、B-II-05-03、B-II-05-09、B-II-05-10及B-III-05-01，分別說明如下。

審查提問A-I-05-01，要求台電公司說明本案所有分析有無考慮3號水閘門開啟時的影響以及所述將用過燃料臨界反應納入溫度載重來源是否適當。台電公司答覆說明分析均是考量3號閘門移除後用過燃料池水位與護箱裝載池水位同高且可自由流通之情況來考量。至於結構分析之溫度載重來自熱流分析的結果，結構分析於正常運轉時考量池水溫度不超過60°C狀態下所產生之溫度載重，異常運轉時考量池水溫度低於飽和溫度100°C狀態下所產生之溫度載重，並將用過燃料臨界反應等刪除，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-05-04，針對水動力質量模型建構，因水體會因格架之存在而分開，應非完全相連的方框，水動力質量模型似乎忽略此間隙，要求台電

公司加註並補充其影響分析說明。台電公司答覆因局部加勁板高度300mm僅為格架分析高度4530mm的6.6%，佔整體格架的比例低，計算格架面之間或格架與池壁面的壓力時，格架水擠壓時，壓力傳至相鄰格架之壓力不會因此一6.6%之小差異而影響相鄰格架整體壓力，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-05，要求台電公司說明限制器在設計基準地震或運轉基準地震時是否有垂直方向之受力以及垂直方向是否會有鬆動的可能性。台電公司答覆說明限制器是以吊掛方式將螺桿固定於池壁之凸緣(curb)，限制器支撐之設計考量如同彈簧吊架(spring hanger)，允許限制器於地震時有向上之位移；地震時螺桿垂直方向受力為 1390 lbf，小於容許應力 3320 lbf，故檢核結果限制器垂直方向無鬆動之可能性，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-06、B-I-05-13、B-I-05-17，要求台電公司就格架發生局部挫屈(隔板)所需之力與發生時最大水平力為何、局部挫屈分析是考慮平板的挫屈還是 beam 的挫屈、考慮的邊界條件為何，以及各桿件應力比及相關之塑性挫屈分析論述提出補充說明。台電公司提出挫屈計算所採的公式及計算過程，說明單一隔板局部挫屈所需之力為 7.7 噸，作用在加勁板的最大水平力為 285.2 噸；局部挫屈分析時同時考慮平板的挫屈及樑(beam)的挫屈，並分別以其所對應之邊界條件進行計算；有關塑性挫屈分析部分，台電公司說明因格架分析模型複雜，以各桿件應力比檢討會有困難，已依 ASME 規範檢核塑性挫屈行為是否發生，確認不會發生挫屈，並將答覆內容修訂分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-12，要求台電公司補充說明 ANSYS 使用的流體元素種類以及 Housner 的簡易手算(Impulsive force 及 Convective force)結果差距為何。台電公司答覆說明水動力質量分析，ANSYS 使用的元素為 matrix 27；報告引用 Housner 計算 Impulsive mode 中心高度的方法，確認分析格架運動產生之流場完全在沖擊模態(impulsive mode)中，而不會與池之高層的流場對流模

態(convective mode)混合；在沖擊模態中，池水固接在池壁上，此部分的水隨著池壁受地震力搖動而移動(流體假設不可壓縮且流體位移小)，因此確定分析之水動力質量模型是成立的，並將答覆內容修訂分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-22，要求台電公司就格架底座(base plate)與燃料格架底部間銲道應力，說明實際最大應力應為模型分析結果 1.4 倍的評估依據。對此，台電公司模擬燃料架底部與格架底板銲接之狀況，以具體案例說明當承受剪力、軸力、彎矩此 3 種應力的組合時，實際銲接處的最大應力為分析所得的 1.37 倍，所以底部 3 邊銲接的實際應力可為模型計算分析所得銲接應力的 1.37 倍，故取 1.4 倍計算，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-25，對檢核項目中總歷時時間約 20 秒及強震延時至少 6 秒之內容，用於本案較大設計地震數值及屬非線性結構分析之狀況恐有不足，要求台電公司說明。台電公司答覆以 48 秒的地震歷時輸入重新進行補充分析，結果為 24 秒之分析結果所涵蓋，台電公司並將分析情形與相關說明修訂納入分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-26，要求台電公司說明如何確認地震分析時以彈簧模擬水的妥適性。台電公司答覆說明因用過燃料架在護箱裝載池內移動時會擠壓水，這被擠壓的水進而對其他燃料架及池壁產生壓力，故將此壓力換算成等效之水質量，即水動力質量；為確認水動力質量的妥適性，報告內亦引用 Housner 計算 Impulsive mode 中心高度的方法，以及引用實驗之文獻佐證，結果顯示數值模擬與實驗結果相當接近，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-29，要求台電公司說明採用 ANSYS 模擬的驗證情形。台電公司答覆說明分別就 ANSYS 分析程式驗證計畫執行時所會使用的元素、執行格架動力分析分析流程驗證、泰興公司之品質保證制度提出說明，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-03，要求台電公司說明格架有限元素模型之網格尺寸及地震歷時時間間距是否能準確計算至 50Hz。台電公司答覆說明依參照之標準審查導則 3.7.1 節及本案之地震歷時取樣頻率，可以有效顯現反應 50(Hz) 以內的地震特性；對網格元素數目、格架自然震動頻率與有效質量的關係，分析說明本案之格架有限元素模型之網格尺寸亦能有效反應 50(Hz) 以內格架的動力特性，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-09，要求台電公司說明格架地震分析時，有無模擬燃料束以了解燃料束的行為與反應？如有，說明如何模擬；如沒有，亦說明其理由及安全影響以及此做法是否符合國外案例。台電公司答覆說明本案格架執行動力分析時，並無模擬燃料束與格架間的碰撞行為，並說明由奇異公司針對上燃料池貯存格架更新工程報告「Kuosheng Nuclear Plant Units 1&2 Containment Upper Spent Fuel Pool Modification Report, Revision 4, Oct 7, 1985, by GE.」，報告中建立二種不同格架與燃料束模型，一種模擬燃料束與格架間有間隙元素(gap element)會產生撞擊和另一種無間隙元素不產生撞擊等兩種不同的模型，並分析比較此二種不同模型受動力荷重下格架的動力行為，分析結果顯示二種不同模型計算所得的位移與應力幾乎沒有差別，故本案格架之動力分析未考慮燃料束與格架間的碰撞影響，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-10，針對所述在進行核二廠護箱池分析前將核二廠燃料池格架擴充案廠家 ENSA 所執行之安全分析報告數據以相同步驟進行驗證，以確定本案原理及步驟正確，驗證後其結果與該報告相當接近之內容，要求台電公司說明驗證結果與該報告兩者之差異比較與相關論述邏輯，並將結果修訂納入分析報告。台電公司答覆以編號 B5 格架計算溫度梯度(溫度差)，並比較溫度分佈圖，其中最高溫與最低溫的溫度梯度與核二廠用過燃料池格架報告分析結果相同；此外，亦參考該報告分析計算結果，變更模型分析時的

參考溫度，並依報告所提供之方法計算 B5 格架的溫度梯度，分別驗證比較分析計算所得的用過燃料池模型溫度分佈圖及 B5 格架的溫度分佈圖，分析結果幾乎完全相同；綜合以上，驗證分析計算結果與核二廠用過燃料池格架報告分析結果二者幾乎沒有差異，台電公司並已將答覆內容修訂納入分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-III-05-01，針對發生設計基準地震時，格架受垂直地震影響而有上舉力 (uplift) 時，要求台電公司評估說明上述格架穩定性及後果。台電公司答覆提出分析結果，當格架因垂直向地震影響而有上舉力 (uplift) 使格架支撐腳翻舉 (overturning) 時，其對內襯鋼板造成之衝擊力，此衝擊力產生的格架相關應力仍滿足 ASME, Section III, Division I, Appendix F 應力檢核的規定，且只會造成部分格架支撐腳短時間(不到 1 秒)有翻舉現象，並不會造成格架其他不穩定的狀況，答覆內容經審查可以接受。

### 5.2.4.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 5.6 節所提格架動力分析內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，已就護箱裝載池中新增格架之動力分析方法、模型與應力分析結果等提出適當評估，應力分析結果經檢核亦符合法規接受標準，經審查可接受。

## 5.2.5 燃料廠房及護箱裝載池結構評估

### 5.2.5.1 概述

台電公司分析報告第 5.7 節係針對本案護箱裝載池設置用過燃料貯存格架後，在新增加格架及儲滿用過燃料重量之情況下，重新進行燃料廠房及護箱裝載池結構分析。

在燃料廠房結構評估部分，除就現有運轉基準地震(0.2g)與設計基準地震(0.4g)進行評估外，亦採用國內核電廠已執行「核能電廠耐震安全再評估精進

作業」中之耐震餘裕評估作法，以山腳斷層調查新事證的評估基準地震0.67g，進行結構動力分析、土壤結構互制模型建立與分析(包含考慮核二廠新的地層參數等)、樓層反應譜製作與檢討，計算燃料廠房結構與燃料池相關管件高信心度低失效機率值(High-Confidence of Low Probability of Failure，簡稱HCLPF)等結果。

裝載池結構分析中所考慮的載重項目，包括：靜載重、靜水壓、活載重、溫度載重、地震載重(包括：運轉基準地震、超越設計基準地震)、動態水壓力、燃料貯存格架動力分析載重等。執行設計基準評估時，採用的載重組合是依照美國核管會標準審查計畫 SRP 3.8.4「其他地震 I 級結構」與核二廠安全分析報告 3.8.2.3.2 節規定辦理，分別考慮(1)正常工作情況與(2)發生意外或極端環境情況。另一方面，執行耐震餘裕評估時，則需考慮正常操作載重與超越評估基準地震。

此外，因應日本福島事故後國內核能安全防護總體檢之管制要求，台電公司參照美國核管會 NTF Recommendation 2.1 執行事項，參考 EPRI 技術報告 1025287"Seismic Evaluation Guidance, Screening, Prioritization, and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, Final Report, February 2013"之指導方針，進行裝載池完整性評估。工作內容包括：現場巡查與相關組件或系統評估及 HCLPFs 值計算，其中，現場巡查由耐震巡查團(Seismic Review Team, SRT)成員至現場進行地震巡查，檢視及收集額外資料，並藉由現場勘查了解所評估結構及設備目前狀況，以及地震發生時是否受到附近其他耐震能力較低結構或設備失效之影響。另外亦對閘門、燃料處理平台、用過燃料池水位維持(考慮池水震盪及燃料衰變熱)、用過燃料池內襯鋼板及結構體老化管理評估等進行分析說明。

#### 5.2.5.2 審查情形

審查小組就安全分析報告第 5.7 節內容進行審查，針對燃料廠房及護箱裝載池結構安全評估與裝載池結構完整性評估等內容，提出審查提問 B-I-05-01、B-I-05-07、B-I-05-08、B-I-05-09、B-I-05-10、B-I-05-14、B-I-05-15、B-I-05-27、B-I-05-28、B-I-05-30、B-I-05-31、B-I-05-32、B-I-05-33、B-I-05-34、B-I-05-35、B-II-05-01、B-II-05-02、B-II-05-03、B-II-05-04、B-II-05-05、B-II-05-06、B-II-05-07、B-II-05-08、B-II-05-11 及 B-IV-05-01，分別說明如下。

審查提問 B-I-05-01，針對本案燃料廠房結構分析模型如何考慮主結構與新置格架次結構之新舊差異性及尺度主次結構的不同、燃料廠房結構分析模型基本假設和核二廠 FSAR 之模型比較(包括土壤動態參數(彈簧及阻尼))等，要求台電公司說明。台電公司說明原始 FSAR 的 3D 結構模型是以程式 BSAP 所建立，模型底部設置土壤彈簧，本案則參考原始 FSAR 的 3D 結構模型另以 GTSTRUDL 重建燃料廠房 3D 結構模型，並進行頻率的比較以驗證新建結構模型之正確性；此外並補充說明 EKSSI 的土壤動態參數為與頻率相依之阻抗函數，即在土壤結構互制之有限元素模擬分析動態反應下，得到各不同頻率所對應之土壤彈簧勁度[K]與土壤阻尼[C]；而程式 BSAP 土壤彈簧勁度係數與土壤阻尼係數依公式計算求得，並補充 BSAP 與 EKSSI 在土壤彈簧勁度方面與阻尼數值方面之差異，且修訂分析報告 5.7.6 節，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-07 及 B-I-05-08，要求台電公司再確認鋼筋尺寸與降伏強度，並指出彈性模數符號  $E_s$  同時為鋼筋及不銹鋼板的彈性模數，數值卻不同，彈性模數  $E_c$  與  $E_s$  代表的意義等，建議不同的物理量宜用不同符號，以免混淆，同時建議報告應提供一個符號表對照，以增加報告的可讀性等意見。台電公司答覆鋼筋尺寸與其降伏強度乃依據核二廠 FSAR 與計算書，證實無誤；另將鋼筋之彈性模數符號  $E_s$  改為  $E_{st}$ ，將不銹鋼襯板之彈性模數  $E_s$  改為

Epl，混凝土彈性模數  $E_c$  改為  $E_{con}$ ，並整理出符號表，避免混淆，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-09，針對分析報告所述結構評估安全係數 1.01、1.02 等，要求台電公司說明是否足夠保證安全裕度。台電公司答覆說明核二廠燃料廠房在原始 OBE(0.2g)及 SSE(0.4g)基準下設計，安全係數等於 1 代表燃料廠房符合原始接受準則的要求，其中已涵蓋許多保守的假設，本案安全係數大於 1，代表超越原始接受準則的要求，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-14，要求台電公司補充說明本案燃料廠房與反應器廠房之關係，並檢附本案結構與土壤互制分析相關計算書(含 SHAKE、SUPELM、KINIT 及 EKSSI 等程式計算書及說明文件)供審閱。台電公司答覆說明本案新增格架將放置於燃料廠房內的護箱裝載池中，燃料廠房為一獨立廠房與反應器廠房並無關係，故相關的評估均針對燃料廠房與護箱裝載池；台電公司並提交燃料廠房針對 Beyond-Design-Basis Earthquake 重新作土壤結構互制分析相關計算書供審查之用，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-15，針對台電公司報告說明所載圖 5-54 核二廠燃料廠房土壤結構互制分析流程圖之步驟不須執行，又說明為因應 SRP 3.7.1 改版要求，原核二廠設計之人工地震歷時不能滿足其要求，故將其產生之整體反應譜值乘以係數 1.021 後以滿足其要求，並使用修正後反應譜進行後續分析，要求台電公司再進一步說明。台電公司答覆說明圖 5-54 為一般之土壤結構互制流程圖，而本案在執行 0.67g SSE 地震力土壤結構互制分析時，所採用之地震歷時為核二廠 FSAR 原有之地震歷時，故不需執行將反應譜轉換為地震歷時之步驟。惟後續發現 FSAR 的時間歷時未能滿足 SRP 3.7.1 的要求，須將分析後所得反應譜乘以係數 1.021 後以滿足 SRP 3.7.1 要求，因此於報告中有上述敘述，台電公司並補提此部份詳細計算書節錄說明，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-27 及 B-II-05-08，要求台電公司進一步說明異常運轉的情況下池水震盪評估分析中自然頻率公式、反應譜加速度  $SA_{Cl}$  的數值及依據，以及計算過程與所得池水震盪高度結果之影響提出說明。台電公司答覆說明反應譜加速度是根據計算所得的池水振盪頻率，取燃料池頂部高程之反應譜而得；地震力依據規範 NP-6041 表 4-3 採用阻尼比為 0.5% 之樓層反應譜，其中自然頻率與震盪高度計算則採用 EPRI 1025287 (SPID) 的計算式，台電公司並補充池水震盪頻率與高度計算詳細計算內容與結果，其中在異常 (0.67g 地震) 情況下之池水震盪高度更正為 7.09 呎，同時說明池水在震盪過程中撞擊到池壁之後，絕大多數水體仍會回落於池中；此外，核二廠已參考日本 KK 電廠於 2007 年中越沖大地震後之實務經驗，在用過燃料池邊裝設防溢擋板，更有助抑制池水流失；若池水發生外溢狀況，核二廠用過燃料池周圍有許多地板洩水孔，流失的池水將經由地板洩水孔收集至燃料廠房集水池，不會有擴散的疑慮，台電公司並已修訂分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-28，要求台電公司說明本案裝載池設置貯存格架及儲滿燃料後，燃料廠房增加的總重量為何。台電公司答覆說明本案新增格架後，扣除格架與燃料排出水量後，增加總質量為  $9.43 \text{ k-s}^2/\text{ft}$ ，與原設計質量  $1063.6 \text{ k-s}^2/\text{ft}$  相較，增加比例為 0.89 %。答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-30，要求台電公司提出管線與管線支撐 HCLPF 實際計算案例說明，台電公司已提供相關計算過程及案例，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-31，針對分析報告執行燃料格架、裝載池土木結構及燃料廠房結構耐震安全評估等所採用樓層反應譜，要求台電公司補充說明三者所採用之樓層反應譜是否有差異，並補充說明本案反應譜經同行審查之程序與相關重要的審查結果。台電公司答覆說明本案對於護箱裝載池新增格架，屬新增設備，採用包絡 0.67g SSE 與 0.67g CR-0098 之反應譜；燃料廠房結構

屬於既有結構，分別以 0.4g 的設計基準地震，0.2g 的運轉基準地震，評估新增格架在原設計基準的影響，並使用耐震餘裕評估(SMA)方法，採用錨定至 0.67g 之 FSAR 原設計反應譜，評估護箱裝載池體及燃料廠房之 HCLPF 值，以確保既有結構組件具有足夠耐震能力；台電公司並補充說明本案地震反應譜已通過國家地震工程研究中心同行審查，答覆內容並已納入分析報告修訂，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-32，要求台電公司說明樓層反應譜的建置是否可考量統一使用單一樓層反應譜。台電公司答覆說明燃料廠房設計基準統一樓層反應譜定義於核二廠的 FSAR 文件中；至於超越設計基準地震的樓層反應譜將採用統一樓層反應譜，供護箱吊車、燃料廠房與護箱裝載池使用，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-33，要求台電公司補充說明分析報告所述耐震巡查團 (Seismic Review Team, SRT) 之成員資格與訓練紀錄、耐震巡查結果之內部品保審核程序以及是否有經過獨立複核。台電公司答覆說明耐震巡查團成員資格與訓練，係遵照 EPRI-1025286 NTTF2.3 Seismic Walkdown Guidance 指引之要求，成員學經歷均為機械或土木/結構工程的學位或與其相當之學歷，及均有電廠地震工程方面的工作經驗；同時亦須完成 NTTF 2.3 地震現場巡查或 SQUG(Seismic Qualification Utility Group) 現場巡查訓練課程；耐震巡查成果報告由委託之 S&A 公司執行，再由該公司指定人員進行覆核，並提出審核文件，其報告復經委託顧問公司完成獨立審核；此外，台電公司核二廠並針對該報告執行再審查及現場抽查驗證，答覆內容並已納入分析報告修訂，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-34，要求台電公司說明相關組件分析的清單與篩濾 (screen out) 之自主審查情形。台電公司就相關審查情形提出說明，經核二廠審查確認表 5-41 「管線與管線支撐 HCLPF 總表」所列系統，已涵蓋用過燃

料池能否維持必要之冷卻、補水及防止池水流失所需功能之相關設備組件，台電公司並對各章節提出審查意見，由受委託單位提出答覆說明與修訂報告內容，經由會議討論與書面審查，完成各項審查作業，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-05-35，要求台電公司就分析報告對於結構體老化管理評估，再具體補充說明核二廠用過燃料池相關的老化管理方案，例如：結構監測(structures monitoring)、水化學(water chemistry)等方面之內容；另要求確認原核二廠方案是否包含本案燃料裝載池的所有範圍。台電公司答覆說明分就結構監測方案、水化學管理方案及吊車檢測方案執行內容、目的與週期等提出說明；並說明燃料廠房老化管理評估報告其評估範圍、評估項目已包含本案燃料裝載池的所有範圍，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-01，針對分析報告第 5.7.2 節與 105 年 10 月 21 日會議簡報有關鋼筋的彈性模數  $E_s$  數據有誤，要求台電公司澄清確認原來分析及相關報告有關鋼筋材質數據是否正確。台電公司答覆說明經確認，計算書中引用之彈性模數數據為正確，簡報部份已修正，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-02，指出衝擊力及垂直力應以所造成的應力與材料強度比較方有意義；另如發生地震，燃料格架橫向加速會否像鐘擺的方式，其下方往裝載池牆背襯混凝土/內襯鋼板衝擊，此時接觸面積可能僅為其末端一個小範圍，而非整個面接觸，相應的衝擊力所造成的應力會大幅增加，要求台電公司就此現象是否會出現，以及若會出現，相關應力是否還小於材料的降伏強度提出說明。台電公司答覆說明經確認格架動力分析於設計基準地震力作用期間並沒有出現局部尖峰應力現象，格架與格架限制器間產生最大衝擊力時之最大應力小於容許應力與降伏應力，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-03，針對格架地震非線性歷時分析，格架有限元素模型之網格尺寸及地震歷時時間間距是否能準確計算至 50Hz，要求台電公司說

明。台電公司答覆說明由地震歷時、時間間距=0.008 秒之每秒 125 個地震歷時資料，再依據 SRP3.7.1 Nyquist 頻率=  $\frac{1}{2 \cdot \Delta t}$ ，得到頻率為 62.5Hz，因此地震歷時與所採時間間距可以有效顯現反應 50(Hz)以內的地震特性；另再分別以目前計畫執行使用的網格元素數目 8239 與 11671 之格架自然震動頻率與有效質量的關係資料，說明格架自然振動頻率於 50(Hz)時其有效質量已達 97% 以上，代表此格架模型能有效反應 50(Hz)以內格架的動力特性，且不同網格尺寸下自然震動頻率與有效質量的關係幾乎相同，代表目前格架有限元素模型之網格尺寸能有效反應 50(Hz)以內格架的動力特性，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B- II -05-04，針對垂直向地震力分析之土層 P 波波速為何假設迭代前後為常數，是否應假設土層包生比(Poisson' s ratio)迭代前後為常數再反算 P 波波速部分，要求台電公司說明。台電公司答覆表示土壤在強震大應變時，剪力模數(G)將隨著剪應變增加而衰減，而剪力模數衰減後剪力波速(Vs)也隨之降低。剪力波速與壓力波速(Vp)之比值為包生比( $\nu$ )之函數  $Vs/Vp=f(\nu)$ ，本土壤結構互制分析乃假定土層 P 波波速(Vp)不衰減，根據衰減後之剪力模數求得剪力波速，並據以修正包生比。台電公司另外假設包生比迭代前後為常數加作了一組計算，結果證明土層 P 波波速假設迭代前後為常數和假設包生比迭代前後為常數對樓層反應譜(ISRS)的影響很小。樓層反應譜在頻率在 1 Hz 到 30 Hz 之間在東西、南北及垂直向的差別分別小於 0.8% (在 11.5 Hz)，2% (在 8 Hz)，和 5% (在 7.25 Hz)。垂直向的樓層反應譜對裝載池耐震計算影響遠小於東西向和南北向的樓層反應譜。實際上土層 P 波波速假設迭代前後為常數和假設包生比迭代前後為常數對樓層反應譜的差別小於 2%，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B- II -05-05，提出地震輸入歷時紀錄為 4801 筆，依 SHAKE91 手冊說明 NFFT 須大於 4096，否則 Quiet Zone 不足，要求台電公司說明或使

用 ProSHAKE、EERA、SHAKE 2000、DEEPSOIL 等程式驗證其正確性。台電公司答覆說明輸入 SHAKE91 的歷時紀錄為 4801 筆，但 SHAKE91 只保留了前面的 4096 筆，相當於 20.475 秒的紀錄；在尾部 18 秒到 20.475 秒間雖然無絕對的靜止期，但相對於高峰期的波動小很多；經實驗確認，若將原來 18 秒到 20.475 秒間的波動也改成零，其轉換後所得反應譜與原先相同，並無變化，因此可研判 18 秒到 20.475 秒的波動接近靜止，故分析結果仍可以接受；台電公司另外使用一個可以處理 8192 筆資料的程式 SHAKESA 重新計算，結果證明在土壤參數方面使用 MA=4096 和使用 MA=8192 並無差別，在反應譜對應於地表的地震波兩者差別小於 0.2%，台電公司並將新程式驗證結果納入結構計算書，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B- II -05-06，提出燃料廠房基底為矩形，長寬比為 1.98(204ft/103ft)，長寬比接近 2，並不接近正方形，換成等值圓形基底再以 SUPELM 計算阻抗時會有一定之誤差，要求台電公司說明此部份如何修正。台電公司答覆表示輸入地震的波動方向包含兩個水平方向及一個垂直方向，這些波動傳到燃料廠房基底幾乎不會造成轉動波動，因此只需分別比較等值圓形基底和長方形基底在兩個水平方向及一個垂直方向的勁度和頻率，就可以估計誤差的大小；根據參考文獻(Artur Pais and Eduardo Kausel, “Approximate formulas for dynamic stiffnesses of rigid foundations”, Soil Dynamics and Earthquake Engineering, 1988, Vol. 7, No. 4.)的公式，以長寬比為 1.981 分別得到等值圓形基底垂直方向的勁度比上長方形基底垂直方向的頻率比為 0.97，長的水平方向的頻率比為 0.99，寬的水平方向的頻率比為 0.96；因為頻率的誤差小到可以與土壤參數的變異(BE, LB, UB) 合併時忽略，無需另做修正；此外，台電公司說明由動力勁度方面比較，無論在東西向與南北向，EKSSI 圓形基礎的動力勁度和 SUPER SASSI 長方形基礎的動力勁度其隨頻率變化之趨勢相同，台電公司補充阻尼-頻率變化圖並修改結構計算書。

另要求台電公司補充 Super SASSI 經美國核管會認可之相關案例結果文件，並納入計算書之參考文件，以及補附計算 impedance function 所用之必要土壤參數(即各層的層厚、 $V_p$ 、 $V_s$ 、阻尼比及柏松比等)，並說明 EKSSI 是否為 NQA-1 之程式。台電公司補充說明美國核管會已在其官方文件中使用 Super SASSI 作為分析工具之一，並將美國核管會使用 Super SASSI 的相關案例文件，納入本案相關計算書之參考文件，同時提出 impedance function 所用之必要土壤參數，以及提出佐參文件說明 EKSSI 為受委託單位在其品質計畫中依 NQA-1 程序維護。另外，要求台電公司說明表面圓形基礎或矩形基礎水平勁度於高頻處為何有負值，台電公司答覆說明表示其乃基礎土壤動態模型的特性，並提出國外佐參文件，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-II-05-07，要求台電公司就有關燃料廠房因山腳斷層新事證重新進行地震反應分析需要確認重建廠房結構分析模型的適當性。經台電公司答覆說明已藉由比對新模型與原 FSAR 所用模型之自然頻率來確認，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 B-II-05-11，要求台電公司就 4 號匣門是否有納入本案之分析範圍及所進行之分析內容以及目前對於 4 號匣門相關之評估與日後對其之管制是否亦與目前對 3 號匣門之管制要求一致等項提出說明。台電公司答覆說明本案執行後，4 號閘門即相當於目前之 3 號閘門，兩者均已納入本案完整性分析範圍，日後之管制作為也相同，相關之評估除耐震能力外亦包括參照 R.G.1.13「SPENT FUEL STORAGE FACILITY DESIGN BASIS」以及依 EPRI 1025287 所進行之完整性評估。台電公司並說明正常運轉期間，清洗池、裝載池與用過燃料池之水位高度均維持在相同高度，核二廠並於護箱清洗池安裝水位尺，將水位納入運轉值班例行巡視查證項目，同時將相關答覆說明納入分析報告中，答覆內容經審查可以接受，本項承諾措施將列入後續管制確認事項。

審查提問 B-IV-05-01，要求台電公司就分析報告表 5-40 所載 150 美噸護箱吊車軌道，在 Weld connecting the girder vertical side plate and the vertical stiffener 乙項的 HCLPF 數值低於評估基準地震，補充說明其影響或後續改善措施，並修訂分析報告內容。台電公司答覆說明，表 5-40 所載原根據原計算書及現場土木結構圖面資料，顯示橋車軌道大樑上部翼緣側邊沿線與橋車地震限制器同側之垂直向鋼板為跳銲，故初步評估結果顯示在地震發生下，於護箱吊車向上抬舉(Uplift)時，該銲道之 HCLPF 值小於 0.67g，可能發生銲道失效情形。經電廠再至現場實地勘查時發現該銲道以及上部翼緣側邊與垂直向之鋼板之銲道均為連續填角銲，非圖面顯示的跳銲，同時銲道尺寸與圖面所載相符。再經評估計算該銲道之 HCLPF 值已達到 0.88g，符合大於 0.67g 之耐震要求。本會隨即派員赴現場實地查證，確認現場銲道確實為連續填角銲，其尺寸符合圖面要求，台電公司並依評估結果修訂分析報告。台電公司另依本會要求，平行展開檢視護箱吊車及軌道大樑結構組件狀況，經台電公司針對結構錨定執行全面勘查，再檢核計算書後，確認現場結構組件 HCLPF 大於 0.67g 之耐震要求，答覆內容經審查可以接受。

另審查提問 B-I-05-10 針對分析報告第五章部份參考文獻缺乏年份或發行機構單位等資訊，要求採用較常見的技術文獻引用方式。台電公司已修正參考文獻引用方式，答覆內容經審查可以接受。

### 5.2.5.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 5.7 節及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對結構分析模型、土壤結構互制分析、地震反應譜分析、材料性質參數、結構體老化管理評估與相關管理方案、現場巡查專業資格與巡查紀錄審核等項目，提出適當的說明與評估，評估分析結果顯示在裝載池設置用過燃料貯存格架後，在發生包括強震情況下之各種負載組合，仍能維持結構功能，經審查可以接受。

### 5.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對結構分析與地震考量內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，經審查已就載重及載重組合、格架系統外觀尺寸與材料性質、應力法規要求、動力分析、燃料廠房及護箱裝載池結構等提出適當說明與評估，分析與評估情形與結果符合參照法規、規範與標準要求，經審查可以接受。

## 第六章 格架材料

### 6.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第6章，係就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架之材料(結構與非結構)進行介紹，說明格架製造與供應廠家及台電公司針對此一新增設格架之材料製造、組立及成品接收等過程之品質檢驗/管制作業與結果。

分析報告第 6.1 節說明本案護箱裝載池新增設之格架與核二廠用過燃料池既有之格架均為西班牙 ENSA 公司所設計、製造，至於格架之材料除鐸材為 308L 不銹鋼外，其餘格架上所使用到的各類鋼板(plate)、鋼片(sheet)、螺栓、墊片(圈)等之材質均為 309L 不銹鋼，而格架之材料(包含鐸材)亦均已依據採購規範之規定，由格架之採購供應商(美商 GE 公司)、設計/製造商(西班牙 ENSA 公司)及金屬材料供應商(美商 HOLTEC 公司)等確認相關製造、測試及檢驗作業符合美國聯邦法規 10 CFR 50 Appendix B 之品保管制要求(等同於國內之核子反應器設施品質保證準則)，並出具相關證明文件。

分析報告第 6.2 節說明中子吸收材料使用 BORAL 板，其 B-10 面密度要求需大於  $0.02 \text{ g/cm}^2$ 。本案之中子吸收材料與核二廠用過燃料池現有 ENSA 格架所使用之中子吸收材料相同，並均為相同廠家所製造，此外該材質於國內外之用過燃料貯存設施已有大量的使用經驗；至於供放置中子吸收板使用之相框型護套與銘牌，則是採用 ASME SA240 Type 304L 材料。

分析報告第 6.3 節說明核二廠護箱裝載池新增設格架材料之相關品質文件，包括製造廠家接收材料時之檢查報告(Inspection Report, IR)、材料之認證報告(Certified Material Test Report, CMTR)，以及材料製造商或採購供應商提送之符合證明(Certificate of Conformance, CoC)文件。

本章各節評估之目的，在於確認核二廠護箱裝載池增設之貯存格架與附

屬配件，其所採用之材料符合原能會核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範對於格架材料之接受標準，同時可適用於護箱裝載池水的環境條件，確保用過燃料的貯存符合安全要求。本分析適用與參照的國內外法規、規範及導則為：

- (一) 核子反應器設施品質保證準則，行政院原子能委員會，民國92年06月25日。
- (二) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國79年02月28日。
- (三) 美國核能管制委員會聯辦法規 10 CFR 50 APP.B - Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants, Aug. 28, 2007.
- (四) 美國核能管制委員會Regulatory Guide 1.13, Spent Fuel Storage Facility Design Basis, Revision 0, March 1971.
- (五) 美國 ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II, Part D, 2007 Edition and 2008 Addenda.

本會審查小組對本章審查重點為針對台電公司核二廠護箱裝載池增設之4組格架與附屬配件材料，以及與護箱裝載池水環境相容性內容進行審視，確認格架與附屬配件已依據適用之法規使用符合要求之材料，並適當的實施品質/品保管制作業。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

## 6.2 審查情形

審查小組就台電公司分析報告內容進行審查，提出審查提問A-I-06-01、B-I-06-1、B-I-06-2、B-I-06-3、B-I-06-4、B-I-06-5，分別說明如下。

審查提問B-I-06-1及B-I-06-3，針對台電公司於安全分析報告中僅以本案所用格架與核二廠既有格架均為西班牙ENSA公司所設計、製造，即認定兩

者主要材料應相同；另格架設計、製造所符合之法規，要求台電公司澄清說明。台電公司答覆說明於分析報告表2-1中已列出本案所用格架與核二廠既有格架之材料設計參數比較，主要材料相同，均以 Boral 為中子吸收材料；另說明本案符合「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」之規定，採用ASME B&PV Code Sec. III NF CL.3組件進行貯存格架相關之設計、製造及安裝，並補充修訂安全分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-06-2，要求澄清核二廠是否已完成相關接收品保查證/品質檢驗(查核)作業，確認相關品保紀錄之完整性且符合報告所述，並可追溯至組件/材料實體；若前述接收品保/品質作業尚未完成，則必須於現場施工作業開始前完成，並應將相關作業紀錄建檔留存備查。台電公司答覆說明本案所使用之燃料格架於運抵國內時，即已先完成進料檢驗，確認器材標識情形、數量/包裝檢驗、品質文件/紀錄、外部保護/密封、惰性氣體保護等之查核皆符合要求。於移撥核二廠時，亦已依品質保證計畫書由核二廠及相關工程團隊及公證機構共同完成金屬外箱外觀檢視與移撥手續，目前亦正依品質保證計畫書及有關程序書進行儲存管制。未來在取得格架安裝許可後，亦將依品質計畫及核二廠既有相關作業程序書規定，於現場作業前進行開箱檢查，對燃料格架進行相關之測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業，答覆內容經審查可以接受。有關未來在取得格架安裝許可後，依既有相關作業程序書規定執行檢查、測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業部分，將列入後續管制事項。

審查提問 B-I-06-4 及 B-I-06-5，要求台電公司針對格架位移限制器及墊鈹/承載鈹材料所符合之法規及相關設計製造要求，以及與池水相容性之評估情形提出補充說明，並納入分析報告。台電公司答覆說明各組件之材料、設計、及製造相關要求符合「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」之規定，採用 2007 年版的 ASME B&PV Code, Section III,

Division 1, Subsection NF，與格架所採用的建造法規均相同，其與池水之相容性亦與格架相同，台電公司並將答覆內容納入分析報告，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-06-01，針對分析報告第 6.2 節內容，要求台電公司提供原製造廠家之 BORAL 測試報告，以確認其 B-10 面密度含量( $>0.02 \text{ g/cm}^2$ )符合要求。台電公司答覆提出原廠測試數據，說明本改善案 8 組格架(每部機 4 組)所使用 BORAL 片共有 8 爐次，根據廠家提供給美國核管會專題報告(Topical Report)之 B-10 面積密度計算公式，以及各爐次實際量測硼含量與 B-10 濃縮度推算 B-10 面積密度在  $0.0242\sim 0.0246 \text{ g/cm}^2$  間，符合 B-10 面密度含量要求( $>0.02 \text{ g/cm}^2$ )，答覆內容經審查可以接受。

### 6.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告所提格架材料內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，已就增設之護箱裝載池貯存格架與附屬配件材料之法規與相關設計製造要求符合性，以及與護箱裝載池水環境相容性，提出適當論述與評估，確認格架已依據適用之法規使用符合要求之材料，以及實施品質/品保管制作業，經審查可以接受。針對台電公司未來在取得格架安裝許可後，將依品質計畫及核二廠既有相關作業程序書規定，於現場作業前進行開箱檢查，對燃料格架進行相關之測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業部分，將列入後續管制事項。

## 第七章 格架運輸、安裝、及緊急應變計畫

### 7.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第7章內容，係針對核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架之運輸、安裝、及緊急應變計畫等項目，包括格架廠內運輸、安裝流程、施工作業安全、格架施工期間需執行之非破壞檢測、防止異物入侵、緊急應變計畫，以及為因應未來乾式貯存護箱於水池中裝載用過燃料之需求之護箱裝載池復原計畫提出說明。

本章節各項評估之目的，主要係確認核二廠執行裝載池設備修改施工期間，各項作業與發生異常狀況時之應變機制均能符合工安及輻安之要求，同時針對後續復原作業提出適當規劃，以確認後續作業需要時能恢復護箱裝載池之原設計功能。參照與適用的法規、規範及導則為：

- (一) 放射性物料管理法施行細則第11條，行政院原子能委員會，民國98年04月22日。
- (二) 美國核能管制委員會NUREG 0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.
- (三) 美國核能管制委員會RIS-05-25 Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads.

本會審查小組對本章審查重點為確認台電公司核二廠於護箱裝載池中新增4組格架之施工安裝作業過程與發生異常狀況時之應變機制，以及後續復原作業之可行性與規劃等，均能符合參照法規與安全要求。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

### 7.2 審查結果

#### 7.2.1 格架廠內運輸

##### 7.2.1.1 概述

台電公司安全分析報告第 7.1 節敘述格架安裝前之護箱裝載池內部施工準備作業與遵循的相關法規、指引及電廠作業程序書等；7.2 節則描述格架自目前廠內儲放處所運送至燃料廠房之過程，台電公司說明先利用荷重為 40 公噸之移動式吊車與多輪油壓板架與低板車(low-bed trailer)運送至燃料廠房，然後再利用燃料廠房額定荷重為 150 美噸(135 公噸)護箱吊車將格架吊至預定位置，並說明進行吊運前之人員訓練、運送路線勘查、運送與吊裝設備使用前檢查與吊運標準作業程序等。

### **7.2.1.2 審查情形與結論**

審查小組就分析報告對於護箱裝載池內部施工作業遵循的相關法規、指引，以及將格架自目前廠內儲放處所運送至燃料廠房護箱裝載池之過程，電廠所採取之運輸規劃及各項安全措施內容進行審查，確認報告內容已針對遵循的相關法規指引、格架進行廠內吊裝及運輸過程之防止格架脫落與人員安全等防護措施提出適當說明，經審查可以接受。

## **7.2.2 格架安裝作業**

### **7.2.2.1 概述**

台電公司於安全分析報告第 7.3 節內容敘述格架安裝至護箱裝載池的主要工作項目，包括護箱裝載池洩水及除污、安裝設備定位、格架開箱及外觀檢查、格架安裝前之假燃料拉力測試、護箱裝載池突出物切除、護箱裝載池管路盲封及相關非破壞檢查、護箱裝載池底部墊板及承載板安裝、格架安裝及水平調整、限制器支撐之安裝、護箱裝載池充水後進行中子吸收板之黑度測試(Blackness Test)、廢棄物清理與裝桶以及現場環境清理及復原等作業。

### **7.2.2.2 審查情形**

審查小組針對分析報告第 7.3 節內容進行審查，審查重點包括就安裝期間需執行之護箱裝載池洩水及除污、凸出物切割等工作是否適當，格架吊運

安裝以及施工完成後執行非破壞檢測作業是否符合相關法規與指引規定等，提出審查提問 A-I-07-01、A-I-07-03、A-I-07-04、B-I-07-02、B-I-07-04、B-I-07-05、B-I-07-06、B-I-07-07、B-III-07-01 及 C-I-08-08，分別說明如下。

審查提問 A-I-07-01，要求台電公司就施工過程時裝載池洩水後與東燃池隔離時之 3 號閘門(其位於裝載池與東燃料池間)之水密性、運轉時護箱清洗池是否滿水、護箱清洗池與裝載池間 4 號閘門狀態，以及 3 號水閘門後續吊掛位置等，提出補充說明。台電公司答覆說明 3 號閘門已有水密設計，於安置在池壁後，其 U 型橡膠墊將貼合於池壁上再以旋緊機構緊密地將橡膠墊壓緊於池壁上，可產生一止漏面而保持水密不洩漏。機組正常運轉時，護箱清洗池將保持滿水且 4 號閘門維持關閉。後續裝載池啟用儲放燃料後，3 號閘門則規劃放置於燃料廠房東側靠牆橫放豎立，並以固定裝置進行固定，經評估可承受 0.67g 之地震力，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-07-03、B-I-07-04 及 B-I-07-07，針對施工後測試部分，要求台電公司提供與裝載池連接管路之運轉壓力限值，並就分析報告所載盲封管路將採水壓測試而不執行真空匣測試(VBT)提出法規依據及相關佐證資料。台電公司答覆說明，因現場銲道之幾何條件限制而未採用真空匣測試(VBT)或氬質譜測漏儀實施洩漏測試(Leak test)，因此依該施工規範容許之替代方法，改採液滲檢測(PT) 進行檢測；部分凸出池壁之管路盲封板銲道，則採用水壓試驗進行洩漏測試，再於測試完成後對內盲封板之銲道以 PT 進行檢測。審查小組審查認為真空匣原則上可依現場實物形狀訂製，因此要求再釐清。台電公司再答覆說明盲封板銲道除將依襯板施工規範執行真空匣測試(VBT)外，並將另執行目視檢測(VT)、液滲透檢測(PT)及水壓試驗，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-07-04，要求台電公司說明護箱裝載池底部是否具有與燃料池相同之洩漏偵測功能及警報。台電公司答覆說明核二廠護箱裝載池及護箱

清洗池底板皆設有洩漏偵測功能之導溝，並在控制室設有警報設備，以確認內襯板是否有洩漏，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-07-02，要求台電公司說明池底洩水管側執行水壓測試後，盲封板上連通的轉接頭是否保持連通，以及兩片盲封板之間是否會有殘水在內而造成腐蝕問題。台電公司答覆說明盲封板均使用低碳不銹鋼材料，且裝載池格架啟用後，池內亦須灌水，並與燃料池相通，且水壓試驗的水質與燃料池相同，均為除礦水，即使兩片盲封板之間有水在內，因仍處於相同的環境，故不會有額外的腐蝕問題，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-07-05，要求台電公司補充說明格架運入核二廠前之接收作業狀況，以及格架位移限制器之廠製作業規範要求。台電公司答覆說明燃料格架於運抵國內時，即已先完成進料檢驗；於移撥核二廠時，依據相關品質保證計畫書，由核二廠、工程團隊及公證機構共同完成移撥檢視及手續；運抵核二廠後則依核二廠品質保證計畫書及有關程序書進行儲存作業之管制。未來在取得格架安裝許可後，亦將依品質計畫及核二廠既有相關作業程序書規定，於現場作業前進行開箱檢查，對燃料格架進行相關之測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業，答覆內容經審查可以接受。至於格架位移限制器係依本案之設計文件進行廠製作業，而部分現場施工作業將依既有設計圖面以實際現況（Field Run）方式施工，不再發行施工圖，設計者會於施工時，進駐現場實際進行指導施工作業之執行及確認相關施工標準。台電公司並再依要求提出 Field run 作業施工/檢驗流程、相關之權責設計人員、以及後續竣工圖面發行之依據文件與程序，並說明後續若於現場發生尺寸變更情形時，將依核二廠相關程序書規定辦理修改，以做為本案竣工圖面之依據，答覆內容經審查可以接受。有關未來在取得格架安裝許可後，依既有相關作業程序書規定執行檢查、測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業部分，將列入後續管制事項。

審查提問 B-I-07-06，針對 3 號閘門所使用之不銹鋼銲接構件移除後，僅需執行目視檢測之依據，以及如何確保移除位置及周邊襯板材料之完整性與厚度之適足性，要求台電公司提出說明。台電公司答覆說明本案切除之不銹鋼銲接構件，均是自銲接構件由池壁面量測 1 吋處，將額外突出之部份切除，不會直接影響襯板結構及其相連接之銲道，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-III-07-01，針對報告內容所採單位及參考文獻之版本與日期等，要求台電公司增修訂；審查提問 C-I-08-08，針對分析報告中內容文字勘誤修訂之部分，要求台電公司增修訂，台電公司已提出答覆及修訂，答覆內容經審查可以接受。

### **7.2.2.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告 7.3 節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已就護箱裝載池安裝作業所需提出之作業程序與裝載池管件切除後之測試內容提出適當評估與規劃，經審查可以接受。

## **7.2.3 作業安全**

### **7.2.3.1 概述**

台電公司安全分析報告第 7.4 節就安裝格架時可能產生之風險，包括高架作業、吊掛作業、護箱裝載池內作業、動火安全、防止異物入侵與輻射安全等項目之安全作業提出說明。此外，台電公司於分析報告中說明由於護箱裝載池是位於燃料池之東邊外側，因此格架吊運時將不會跨過用過燃料池之區域，可確保既有用過燃料貯存之安全，因此不需要就格架吊運過程掉落在原用過燃料池之情況進行評析。

### **7.2.3.2 審查情形**

審查小組就分析報告第 7.4 節內容進行審查，審查重點主要為確認吊掛

作業及池內作業時相關人員與設備之安全，此外因未來裝載池將與用過燃料池聯通，因此防止異物入侵也是重要審查項目之一。審查小組提出審查提問 A-I-07-02、A-I-07-05、B-I-07-01、C-I-07-01，分別說明如下。

審查提問 A-I-07-02，針對本計畫將使用 10 噸燃料廠房吊車進行格架安裝，而此吊車未如 150 噸護箱吊車已更新為耐單一失靈吊車。台電公司說明核二廠雖未將現有 10 噸燃料廠房吊車更新為耐單一失靈吊車，但台電公司 10 噸吊車之維護及操作須依照核二廠營運程序書 619.4 規定辦理。且 10 噸吊車於使用前須完成禁入區之安全連鎖功能測試，確保吊車吊運重物時，其控制系統能自動禁止駛入用過燃料池上方，以符合 NRC NUREG-0612 之安全要求，核二廠並將加強防範重物墜落之措施。經審查答覆內容可接受。另參考審查提問 B-I-01-01 之答覆內容，台電公司已修改格架吊運程序，將先利用已更新為耐單一失靈(single-failure-proof)之 150 美噸護箱吊車將格架吊入池內，再以 10 美噸吊車進行格架定位微調，微調時保持格架距離樓地板約 6 英吋以下，並已修訂分析報告內容。

審查提問 A-I-07-05，要求就執行安裝、防止異物入侵、及運輸等相關作業的品保機制提出說明。台電公司答覆說明未來核二廠於執行格架之安裝及運輸等作業時，將依核二廠設計修改案文件及有關作業程序書施作，以確保池內作業、銲接作業、工作人員之輻射安全，並達成防止異物入侵等之要求，至於燃料格架運送與現場安裝各分包商於現場作業時，除需依核二廠設計修改案設計文件及相關作業程序書施作外，並應遵循核二廠各項品保規定，配合核二廠進行各項管制及查證工作，答覆內容經審查可接受。

審查提問 B-I-07-01，針對分析報告 7.3 節所述將使用 10 美噸吊車進行格架吊運，要求說明格架重量是否超出吊車的額定負載。台電公司答覆說明每一組格架實際淨重只有 6.52 公噸，因此可使用 10 美噸吊車，並無過重疑慮，另分析報告所載 10.75 公噸係指每組格架於運輸時含包件之總重量，並非格

架本體之重量(有關格架吊運作業之安全性,另參審查提問B-I-01-01之內容),答覆內容經審查可接受。

審查提問C-I-07-01,針對第7.4.6節及第8.5節之內容內容及單位要求台電公司修正。台電公司已提出修正,答覆內容經審查可以接受。

### 7.2.3.3 結論

綜合本節審查結果,台電公司針對護箱裝載池格架安裝作業安全所提分析報告內容,以及對審查提問的答覆與報告修訂內容,已就護箱裝載池安裝作業所必須注意之安全事項提出適當說明與評估,經審查可以接受。

## 7.2.4 緊急應變計畫

### 7.2.4.1 概述

台電公司分析報告第7.5節係針對護箱裝載池格架安裝作業期間,若發生不可預知之事故或暫態時,電廠將採取之緊急應變措施提出說明,其內容包含事前防範措施、輻射異常之應變程序、工作過程中發生地震之處理與應變程序,以及工作過程中發生3號門洩漏之處理及應變程序等。

### 7.2.4.2 審查情形

審查小組就分析報告第7.5節內容進行審查,審查重點包括緊急事故時通報之程序、應變作為之合理性、發生輻射異常時人員防護措施與偵測設備是否足夠等。審查小組提出審查提問A-I-07-06、A-I-07-07、C-I-07-05,分別說明如下。

審查提問A-I-07-06,要求台電公司就有關輻射異常之應變程序及工作過程中發生地震時之處理及應變程序,核二廠是否於計畫正式實施前規劃相關訓練讓工作人員熟悉應變程序提出說明。台電公司答覆說明未來正式施工時,電廠於施工前將舉行共同作業組織協調會,並於會議中針對工作人員安排相關訓練。另外,在每次作業前的工具箱會議也會將相關應變及處理程序以重

點方式作提示，以確保相關工作人員都能了解假設發生輻射異常事件時之應變程序及工作過程中發生地震時之處理及應變程序。答覆內容經審查可接受。針對作業前對於人員熟習相關應變及處理程序訓練與工具箱會議提醒事項等，將列入後續管制事項。

審查提問 A-I-07-07，依據安全分析報告內容說明，工作過程中若發生 3 號門洩漏，池水流入護箱裝載池內時，將利用吊籠立即撤退，要求台電公司說明吊籠放置位置及將使用之吊車為何。台電公司答覆說明吊籠將放置於燃料廠房 3 樓東側之工具及吊掛設備貯存區，吊車則將使用燃料廠房之 10 噸吊車，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 C-I-07-05，要求將本分析報告中所提名詞(如自給式面具、呼吸防護面具等)用詞一致化，並依作業場所特性提供適當之防護具。台電公司答覆核二廠採用之呼吸防護面具共有 4 種，即半面式面具、全面式面具、送氣式面具及空氣自給式全面具(壓力需求型式)，供不同工作場所特性使用，另修訂第 7.5.3 節之敘述為呼吸防護面具，以利適當運用不同型式之面具，答覆內容經審查可以接受。

### **7.2.4.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 7.5 節對護箱裝載池格架安裝作業緊急應變計畫，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已就所必須注意之安全事項提出適當說明與評估，經審查可以接受。

## **7.2.5 復原計畫**

### **7.2.5.1 概述**

台電公司分析報告第 7.6 節說明為因應未來乾式貯存護箱於水池中裝載用過燃料之需求，因此護箱裝載池需進行復原，核二廠已提出護箱裝載池復原之設計修改案，並訂定護箱裝載池復原程序書，作為未來護箱裝載池復原

施工之依據與遵循之程序。

### 7.2.5.2 審查情形

審查小組就分析報告第 7.6 節內容進行審查，審查重點在確認未來台電公司執行復原程序時，是否能安全且確實地執行復原作業，審查小組提出審查提問 C-I-07-02、B-I-07-03、C-I-07-04，分別說明如下。

審查提問 C-I-07-02 及 C-I-07-04，要求台電公司所提出之復原計畫比照「放射性物料管理法施行細則」第 11 條的規定，敘明復原的組織、設施、復原設施之輻射狀況評估、放射性廢棄物之種類與數量、復原各階段之人力與技術規劃、復原各階段之工作說明與時程、輻射劑量評估與防護措施以及其他事項等。台電公司答覆說明在報告第 7.6 節增加復原計畫，其內容已依據前述規定辦理，另於報告摘要及第 2 章增訂說明，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 B-I-07-03，要求台電公司就未來復原時需移除盲封板之具體規定以及復原程序書之相關細節及圖面提出補充說明。台電公司答覆說明未來所有新增的盲封板，均屬管路額外的銲件，將使用手提式砂輪機磨除銲道，配合拋光式研磨片進行表面處理後，再執行 PT 檢測，確保表面狀況良好。電廠復原過程所使用之程序書所參考的圖面均為各管路盲封前的相關原始圖面，同時會於圖面上標示其復原的狀況，可提供作為復原作業之參考，答覆內容經審查可以接受。

### 7.2.5.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告第 7.6 節針對護箱裝載池復原作業，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已就復原方式及作法提出適當說明，經審查可以接受。

## 7.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告內容以及對審查提問

答覆及報告修訂內容，已針對格架運輸與施工安裝作業安全、緊急應變計畫及復原計畫提出適當論述與評估，確認符合參照法規、規範與標準要求，經審查可以接受。有關未來在取得格架安裝許可後，依既有相關作業程序書規定執行檢查、測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業、作業前對於人員熟習相關應變及處理程序訓練與工具箱會議提醒事項等，將列入後續管制事項。

## 第八章 輻射安全(及屏蔽)評估

### 8.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第8章，主要針對護箱裝載池安裝格架對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及安裝時對燃料廠房可能產生空浮影響之輻射安全予以評估。評估內容包括護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量及意外事故對廠界劑量等，並針對工作人員作業時之輻射防護及輻射監測進行說明。

本章節各項評估之目的，係確保核二廠執行裝載池設備修改工程時，工作人員於施工期間之輻射劑量及意外事故對廠界輻射劑量皆可符合法規標準，本分析參照與適用的法規、規範及導則為：

- (一) 游離輻射防護安全標準，行政院原子能委員會，民國 94 年 12 月 30 日。
- (二) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (三) 美國核能管制委員會 NUREG-0575 “Handling and Storage of Spent Light Water Power Reactor Fuel”, Vol. 1, Executive Summary and Text”, August 1979.
- (四) 美國核能管制委員會 NUREG-0737 “Clarification of TMI Action Plan Requirements”, Final Report, November 1980.
- (五) 美國核能管制委員會 NUREG-0800, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, Chapter 12 Radiation Protection” and 15.7.4 “Radiological Consequences of Fuel Handling Accidents”, September 2013.
- (六) 美國核能管制委員會 Regulatory Guide 1.109, “Calculation of Annual Doses to Man From Routine Releases of Reactor Effluents for The Purpose

of Reactor Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50, Appendix I”, October 1977.

- (七) 美國核能管制委員會 Regulation Guide 1.25, “Assumptions Used for Evaluating The Potential Radiological Consequences of A Fuel Handling Accident in the Spent Handling and Storage Facility for Boiling and Pressurized Water Reactors”, September 1972.
- (八) 美國核能管制委員會 Regulatory Guide 1.3, “Assumptions Used for Evaluating The Potential Radiological Consequences of A Loss of Cooling Accident for Boiling Water Reactor”, June 1974.
- (九) 美國聯辦法規 10 CFR 20, “Standards for Protection Against Radiation”.
- (十) 美國聯辦法規 10 CFR 100.11, “Reactor Site Criteria”, November 2002.

本會審查小組對本章審查重點為確認台電公司核二廠執行裝載池設備修改之各種輻射安全影響因素及防護措施，如輻射源造成之輻射曝露、職業曝露、意外事故分析及輻射防護與監控是否符合法規接受標準。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

## **8.2 審查結果**

### **8.2.1 輻射源**

#### **8.2.1.1 概述**

台電公司分析報告第8.2節說明輻射主要來源為護箱裝載池池水所含放射性物質、空浮輻射源及其他輻射源，並依此進行評估。護箱裝載池水中所含放射性物質主要來自於反應爐冷卻水(簡稱爐水)、附著於燃料束積垢及護套劣化的燃料等3項，其中主要為爐水，而本次格架擴充後護箱裝載池水中源自爐水的放射性活度不預期會增加。空浮輻射源部分，經分析，可能造成外釋的放射性氣體中，唯一較重要的關鍵核種為氬-85。然而氬-85是當有護套劣化之燃料從反應爐移出時，短期內即會釋出，今台電公司承諾護箱裝載池4組貯存

格架僅貯存早期第1至4週期退出之燃料，且均為正常燃料，因此該池不會增加空浮來源。而台電公司分析報告亦說明護箱裝載池安裝4組貯存格架後所增加的放射性污染物極少，預期並不會增加太多放射性廢液。

### 8.2.1.2 審查情形

審查小組就分析報告8.2節內容進行審查，針對輻射源為何主要為爐水，而無需考量燃料束上積垢及護套劣化燃料因素，以及用過燃料池水中放射性核種平均濃度等問題，提出審查提問C-I-08-01、C-I-08-02、C-I-08-09及C-I-08-10，分別說明如下。

審查提問C-I-08-01，要求台電補充說明分析報告中附著於燃料束上的積垢及護套劣化的燃料，此二類輻射源以往評估或量測之量化數據，以呼應報告內強調主要放射性核種係來自爐水之論點。台電公司答覆說明核電廠水中輻射核種有兩大來源，第一種是核燃料分裂反應後之分裂產物，當燃料護套發生異常劣化時，會釋出於爐水中；第二種是爐心材質在爐心內被活化，因爐水騰帶而進入一次側管路。在機組運轉期間，核二廠用過燃料池水之放射性核種濃度，因過濾淨化、沉積擾動及衰減等因素，整體而言，呈現下降的趨勢。直到機組大修反應爐開蓋，反應爐冷卻水(爐水)與上池池水混合，使得上池池水放射性核種濃度升高，再經燃料傳送與上下池水經冷卻水系統連通後，使下池池水放射性核種活度亦會升高。待機組起動運轉後，藉由過濾系統淨化池水，下池活度又出現下降趨勢。審查小組針對答覆說明，進一步提出報告中說明表8-1中之數值為平均濃度，惟簡報中說相關數值是104年12月7日取樣之數值，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明，原計算係依據104年12月7日之單次採樣結果，將重新根據兩部機之運轉情況修正取樣方式，如以1號機使用近3個燃料週期內池水取樣最大值，以涵蓋其機組開蓋大修及燃料護套劣化之情境；2號機則考慮本案完成前不會有大修以及已使用冷凝水(CST)稀釋池水，故使用本週期內池水取樣最大值，分析報告已依以上修正重

新計算，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-02，針對分析報告要求台電公司補充說明包括水池體積、除礦器功能規格及以往運轉負荷與年廢棄物產生量等相關數據，以加強說明系統之安全運作情形。台電公司答覆說明用過燃料池池水淨化主要依靠兩組過濾除礦器，平時過濾流量約180GPM，大修時可達800GPM。因應用過燃料池冷卻及淨化系統過濾產生之廢棄物，近十年預敷次數每年均少於10次，廢棄固化桶年產量約4桶，故整體用過燃料池過濾除礦器之放射性廢棄物評估可因應裝載池修改作業，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-09，針對分析報告表8.1用過燃料池水中取樣分析結果中所含的主要放射性核種平均濃度為本章劑量分析重要基礎，要求台電公司標明文獻或輔助參考資料以為佐證。台電公司答覆說明每月執行用過燃料池水之取樣分析係依核二廠807.2程序書，而分析單位為核二廠放射化學分析實驗室，其通過全國認證基金會認證，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-10，要求台電公司針對分析報告中表8.1用過燃料池池水核種濃度，說明量測數據的不確定度或誤差範圍。台電公司答覆說明量測誤差與樣品活度、核種能峰分支比(能峰豐度)、半衰期及計測時間…等數值有關，在樣品1000毫升(mL)，計測10分鐘條件下，池水核種誤差可以小於15%以下，答覆內容經審查可以接受。

### **8.2.1.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.2節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對輻射主要來源及放射性廢棄物評估提出適當說明，經審查可以接受。

## **8.2.2 各輻射源造成之輻射曝露率**

### **8.2.2.1 概述**

台電公司分析報告第8.3節說明用過燃料具有高活度的放射性，但由於護箱裝載池只貯存第1至4週期用過燃料，且會保持至少有25呎深的池水覆蓋在這些燃料上方，台電公司利用程式且保守以29年冷卻期進行劑量評估後，池水提供足夠的屏蔽，可將用過燃料造成池水表面處之直接輻射劑量率降至約為 $10^{-18}$ 毫西弗/小時。用過燃料造成池水表面的輻射劑量相較於池水及用過燃料東池所造成的輻射劑量，應可忽略。惟經評估護箱裝載池北牆外側點為最高劑量點，輻射劑量率為0.057毫西弗/小時（後修正為0.0514毫西弗/小時），台電公司依規定將該區域劃分為Zone 3(示警區)，且進行行政管制。護箱裝載池水中所含放射性核種主要來自燃料更換作業流入用過燃料的反應爐冷卻水，根據近期量測的數據，計算池面3呎高度之劑量率，1號機為0.00462毫西弗/小時，2號機為0.0196毫西弗/小時。另依8.2節所討論，大部分氣體分裂產物的半化期很短，通常只需要幾個月的時間即衰變至很低的量，唯一較重要的關鍵核種為氬-85，但裝載池僅貯存早期退出之正常燃料，故氬-85影響不大。因此，在護箱裝載池安裝4組貯存格架，對燃料廠房內氣體性分裂產物所導致的輻射曝露率將不會很明顯。

#### 8.2.2.2 審查情形

審查小組就分析報告第8.3節內容進行審查，由於本節係在說明用過燃料、護箱裝載池及燃料造成空浮等各種輻射源之曝露率計算，因此本節審查之重點在於劑量評估是否合理。提出審查提問C-I-08-03、C-I-08-04、C-I-08-05、C-I-08-11、C-I-08-12、C-I-08-13、C-I-08-14、C-I-08-15、C-I-08-18、C-I-08-19、C-I-08-20及C-II-08-09，分別說明如下。

審查提問C-I-08-03及C-I-08-18，要求台電公司補充說明池水表面之劑量率降至約為 $10^{-18}$ 毫西弗/小時之假設條件與方法。台電公司答覆說明係假設用過燃料於剛退出爐心時各種放射性核種含量，評估依據如報告參考文獻之「輻射安全分析(含事故分析)報告附件一之輻射屏蔽計算書」。以所有用過燃料已

冷卻29年，且池水水位高於用過燃料25呎之條件，計算方法是將各核種濃度計算指定能量群組之加馬射線強度，再將新增格架之空間視為一巨型射源，同時格架上方為長寬與池壁相同高25呎之純水，以計算池面中心位置之劑量率，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-04及C-I-08-19，要求台電公司分別針對裝載池北牆外側最高劑量點及燃料廠房1樓北側劃分為示警區，補充說明劑量評估模式、使用之輻射源項與相關參數，以明確說明劑量之計算過程與結果，並明確說明Zone 3所採取之行政管制措施。台電公司答覆說明相關計算過程、參數推導如參考文獻「輻射安全分析(含事故分析)報告附件一之輻射屏蔽計算書」，輸入相關參數並進行計算，且記錄12吋管於池壁外中心位置所得之劑量率。若區域輻射劑量率達0.05毫西弗/小時以上時，即劃分為輻射示警區，所以Zone 3將劃分為示警區。此外，台電公司說明若本案施工完成並放置用過燃料後，一定會進行燃料廠房各樓層的輻射偵測，對達到示警標準之區域，將依規定採取標示及圍籬示警等行政管制措施，答覆內容經審查可以接受，針對燃料廠房1樓北側走道其輻射分區於護箱裝載池安裝格架後將劃分為示警區，並進行行政管制乙項，將列入後續管制事項。

審查提問C-I-08-05，要求台電公司說明改善完成後離護箱裝載池面3呎高度之輻射劑量率為0.0196毫西弗/小時之評估模式、使用之輻射源項與相關參數，並明確說明劑量之計算過程與結果。台電公司答覆說明池面3呎高度之輻射劑量率係由池底格架中貯存之燃料、傳送中之燃料及池水所貢獻，計算時亦分為此三部份計算，其他相關假設與C-I-08-03回復內容相同。將三個射源造成位於池面3呎位置之空氣中劑量率加總，故報告敘述改裝完成後離池面3呎之高度劑量率1號機為0.00462毫西弗/小時，2號機為0.0196毫西弗/小時。另原計算係依據104年12月7日之單次採樣結果，後經台電公司105年重新根據兩部機之運轉情況修正取樣方式。1號機使用近3個燃料週期內池水取樣最大值，

以涵蓋其機組開蓋大修及燃料護套劣化之情境；2號機則考慮本案完成前不會有大修以及已使用冷凝水稀釋池水，故使用本週期內池水取樣最大值，最後修正離池面3呎之高度劑量率1號機為0.0193毫西弗/小時，2號機為0.00594毫西弗/小時，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-13，要求台電公司說明中子與光子射源是否皆有納入屏蔽計算考量。台電公司答覆說明，有關計算過程、參數推導如參考文獻「輻射安全分析(含事故分析)報告附件一之輻射屏蔽計算書」。而此次改善完成後，護箱裝載池內將貯存冷卻29年以上之用過燃料，其衰變釋放出之中子已相當低，故本計算中不考慮中子射源，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-14，要求台電公司說明1號機與2號機的劑量評估結果差異之原因。台電公司答覆說明有關1、2號機劑量差異之來源為池水中Co-60之含量差異，1號機為 $1.55 \times 10^{-4}$ 微居里/毫升，2號機為 $8.6 \times 10^{-4}$ 微居里/毫升。另原計算係依據104年12月7日之單次採樣結果，後經台電公司105年重新根據兩部機之運轉情況修正取樣方式，池水中Co-60之含量分別1號機為 $8.12 \times 10^{-4}$ 微居里/毫升，2號機為 $2.45 \times 10^{-4}$ 微居里/毫升，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-I-08-20，要求台電公司說明護箱裝載池增加用過燃料後造成之劑量率與現在背景劑量率相加，是否會超過核二廠終期安全分析報告中所訂燃料廠房劑量率之規定，並說明為何僅以近期量測數據佐證。台電公司答覆說明，相關計算依參考文獻「輻射安全分析(含事故分析)報告附件一之輻射屏蔽計算書」表8-5，假設護箱裝載池中裝滿用過燃料，並吊掛一束用過燃料時，計算水面上方3呎所造成之劑量率，其中1號機約為0.00462毫西弗/小時，2號機約為0.0196毫西弗/小時，皆未超過終期安全分析報告限值0.025毫西弗/小時。而為求與現場一致，故以近期之量測值為池水活度輸入數值。台電公司並說明評估時考慮吊掛一束用過燃料對水面3上呎所造成之劑量率之原因，係因工作人員於執行如裝載池燃料挪移作業時，可能會在燃料台車上長時間

(數小時)停留，故有此一假設情境，做為保守評估工作劑量之用，答覆內容經審查可以接受。

審查提問C-II-08-09，要求台電公司說明目前使用燃料廠房劑量限值0.025毫西弗，是否包含東、西池劑量。台電公司答覆說明其限值涵蓋用過燃料池整體空間，故包含東、西池及護箱裝載池，答覆內容經審查可以接受。

另審查提問C-I-08-11、C-I-08-12及C-I-08-15，針對本節分析報告中科學符號意義、內容誤植及增加說明之部分，台電公司已提出修訂，經審查可以接受。

### 8.2.2.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.3節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對各種輻射源造成之輻射曝露率進行合理之評估，經審查可以接受。

## 8.2.3 職業曝露

### 8.2.3.1 概述

台電公司分析報告第8.4節說明護箱裝載池中新增4組格架每一項施工作業所需人力及工作時數，以及可能曝露環境(護箱裝載池周圍或護箱裝載池內)估算本案工作人員之集體劑量。如表8-2、8-3所示，1號機為85.888 人毫西弗，2號機為92.51人毫西弗，總集體劑量為178.398人毫西弗。集體劑量之最大貢獻者為墊板及承載板之安裝，其次為突出物切割，台電公司說明未來將加速此兩項作業，縮短其工時，以降低工作人員之集體劑量。在安裝格架後，因池水表面源自於用過燃料的直接輻射曝露率約為 $10^{-18}$  毫西弗/小時，進行燃料挪移人員輻射曝露主要來自燃料池水與池壁，而護箱裝載池安裝格架並不會增加池水與池壁之活度，故於池面上方工作人員的輻射曝露並不因此受到實質影響。在池壁外側走廊的工作人員，由於護箱裝載池北牆有2支穿越管，此

處最大輻射劑量率為0.057毫西弗/小時(後修正為0.0514毫西弗/小時)。該區域之輻射分區將劃分為示警區，並進行行政管制。根據過去之施工經驗，格架改裝作業期間，並不會明顯增加用過燃料池冷卻淨化系統中廢棄樹脂之放射性活度。另本次施工估計共約產生12桶低放射性廢棄物，並不會造成顯著的环境衝擊及工作人員輻射劑量。

### 8.2.3.2 審查情形

審查小組就分析報告第8.4節內容進行審查，由於本節係在說明每項施工作业所需人力、工作時數及曝露環境，以估算工作人員個人劑量及集體劑量。因此本節審查之重點在於各項工作造成職業曝露之估算是否合理。提出審查提問C-I-07-03、C-I-08-06、C-I-08-16、C-II-08-02及C-II-08-08，分別說明如下。

審查提問C-I-08-06及C-II-08-08，要求台電公司針對表8-2、8-3所示之集體劑量，補充說明此計畫之工作時間，並評估不同類別工作人員於工作期間之工作位置及所會受到之個人劑量，必要時應以表格方式列明，並請說明符合管制標準之情形，或可能超過標準時之管制方式。台電公司答覆說明各項工作位置在用過燃料池池邊及護箱裝載池內。表8-2、表8-3於「人力」及「集體劑量」欄位已將不同工作位置之集體劑量分開列出，故各列中集體劑量除以人力即為該工項可能受到之個人劑量。各工項個人劑量皆未超過每人每年50毫西弗，及每5年100毫西弗之標準，現場工作時將要求所有工作人員配戴熱發光劑量計(TLD)及電子式個人劑量計(EPD)，以確保個人累積劑量符合法規標準。審查小組針對答覆說明，進一步提出表8-2及8-3中所列各項工作，有可能某幾項會由同一工作人員執行，建議能先行予以規劃並估算個人可能會受到之最大劑量符合法規之限制。台電公司答覆說明，各項工作個人劑量已分別評估，若2部機於同一年度作業，則預估最大個人年劑量為20.005毫西弗，雖略高於年平均法規劑量限值20毫西弗，但同一人員無法於同時間分別於池

邊、池內工作，亦不可能執行所有工項。故本改善工項即便有部份工項出現重覆之工作人員，亦不會發生個人累積劑量超過法規劑量限値之情事。審查小組針對答覆說明，又再進一步提出有關說明同一人員無法於同時間分別於池邊、池內工作，故不可能有工作人員會接受到預估最大個人年劑量之20.005毫西弗之相關疑問。另由於此計畫並非台電公司年度內唯一之計畫，故要求台電公司應針對相關說明作修正，並視需要做報告之修正。此外，應考量合理抑低之精神，說明如何規劃工作人員之分工情形，並估計造成工作人員最高之合理劑量值。台電公司答覆說明，個人劑量已再評估分列，即使2部機之改善作業於同一年度進行時，施工期間各作業項目可採分組(可分為A、B、C、D、E，共5組)方式進行，即不同性質之作業項目由不同組別之工作人員執行，預估2部機之改善作業造成工作人員最高之合理劑量值為16.441毫西弗，另透過電廠嚴謹的劑量管制措施，可確保工作人員符合電廠的行政管制值及法規限値，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-I-08-16，要求台電公司說明為何工作人員集體劑量要以實測而不以劑量評估為基礎。台電公司答覆說明計算值係指完工後燃料台車作業人員可能接受之最大輻射劑量率，量測值係用於評估施工期間作業人員所受之輻射，兩者意義不同，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-I-07-03，針對"12桶低放射性廢棄物"部分，要求台電公司說明放射性廢棄物種類與數量之評估依據與方法。台電公司答覆說明放射性廢棄物係指護箱裝載池內各項突出物切除後所產生輕微污染之不銹鋼料件，包含3號閘門吊掛架、3號閘門限制器、4號閘門吊掛架與池壁上突出之管線。現場量測體積估算其重量（吊掛架屬不規則形，故假設以最大高度為邊長之立方體的75%為其體積），計算後每部機組約產生1,735公斤放射性廢棄物，兩部機組共3,470公斤，每個55加侖桶約可裝填300公斤之放射性廢棄物，因此共產生約12桶放射性廢棄物。審查小組針對答覆說明，進一步要求台電公司

補充說明作業人員因作業需要所產生的低放射性廢棄物，作業工具因污染而必須以低放射性廢棄物處理的量，以及除污所產生的低放射性廢棄物的量，並將第1次答覆與前述結果，併入修訂報告。台電公司答覆說明，保守暫估除污及工作人員作業將產生4桶A類廢棄物。除前次答覆內容外，將補述「…每部機組約產生1,735公斤放射性廢棄物，兩部機組共3,470公斤，每個55加侖桶約可裝填300公斤之放射性廢棄物，因此共產生約12桶放射性廢棄物，另作業人員因作業需要所產生的低放射性廢棄物，及作業工具因污染而產生的低放射性廢棄物約4桶，因此合計共產生約16桶放射性廢棄物」，答覆說明經審查可以接受。

另審查提問C-II-08-02，針對本節分析報告中內容文字勘誤修訂之部分，台電公司已提出修訂，經審查可以接受。

### **8.2.3.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.4節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對護箱裝載池中新增4組格架之工作人員集體劑量及放射性廢棄物提出適當評估說明，經審查可以接受。

## **8.2.4 意外事故分析**

### **8.2.4.1 概述**

台電公司分析報告第8.5節主要敘述若發生燃料掉落事故、用過燃料格架或傳送護箱墜落及用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量。燃料掉落事故(Fuel Handling Accident)是指用過燃料束在用過燃料池挪移時不慎掉落，造成掉落及貯存的燃料棒損壞。燃料掉落事故造成之廠外民眾劑量仍與核二廠終期安全分析報告第15.7.4節之燃料掉落事故結果一致，將遠低於10CFR100(即我國核子反應器設施管制法施行細則第三條對禁建區與低密度人口區之規定)限值。格架安裝時不會越過燃料池上空移動格架，即不會發生

格架墜落至既有已貯存燃料之格架上方，造成輻射外釋之情節。完工後，亦無空間再容納傳送護箱，因此無傳送護箱墜落之議題。核二廠用過燃料池將有足夠之冷卻水，不會因冷卻能力不足而沸騰。但保守起見，進行廠外民眾輻射劑量評估時，仍假設核二廠用過燃料池仍會因冷卻能力不足而沸騰，在此假設條件下，在禁建區邊界(EAB)及低密度人口區邊界(LPZ)所造成之甲狀腺及全身劑量如報告中表8-4 所示，遠低於法規限值。

#### 8.2.4.2 審查情形

審查小組就分析報告第8.5節內容進行審查，針對燃料掉落事故、用過燃料格架或傳送護箱墜落、用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量等內容，提出審查提問A-II-08-01、C-I-08-07、C-I-08-17、C-I-08-21、C-II-08-01、C-II-08-03、C-II-08-04、C-II-08-05、C-II-08-07 及C-II-08-10，分別說明如下。

審查提問A-II-08-01，要求台電公司說明燃料掉落事故造成之廠外民眾劑量除了要符合「核子反應器管制法施行細則」之規定外，另該事故之接受準則亦要符合我國所參考之美國核管會規定。根據NUREG-0800 15.7.4，燃料掉落事故之接受準則為10 CFR 100限值之1/4(甲狀腺劑量為750 毫西弗，全身劑量為60 毫西弗)，故要求台電公司將報告原來的寫法予以修改。台電公司答覆說明原“將遠低於10 CFR 100之限值。”修訂為“滿足NUREG-0800 SRP 15.7.4之規定，低於10CFR100限值之25%以下(Well Within 10CFR100之限值)”，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-I-08-07、C-I-08-17、C-I-08-21及C-II-08-05，要求台電公司補充說明有關喪失冷卻水功能事故之廠外劑量評估時採用之模式與參數，內容並應包括氣象資料與擴散評估程式等。台電公司答覆說明，評估之廠房環境等參數主要係依照核二廠終期安全分析報告，停機150小時後喪失冷卻水，並假設有1%用過燃料失效，同時參照美國核管會法規指引RG-1.3建議，採用不

同時間之呼吸率，及核二廠終期安全分析報告提供之X/Q值進行計算。評估結果應包括碘造成之甲狀腺、全身劑量，以及氬-85、氙-133、氙-133m等核種造成之全身劑量。審查小組針對答覆說明，進一步提出補充之簡報資料中相關模式與使用之參數，尚有待澄清之處，包括 $\lambda_e$ 及方程式之意義等問題，要求台電公司說明澄清後作必要之修正。台電公司答覆說明 $\lambda_e$ 為用過燃料所洩漏出之放射性核種洩漏率，皆根據核二廠終期安全分析報告相關參數計算所得到之逃脫係數，即代表每秒有多少比例的該核種自用過燃料中逃脫。評估模式則係經由考量總活度、劑量轉換因子、擴散係數等參數，再針對洩漏各時段作積分，以得到相關之累積劑量。審查小組針對答覆說明，要求台電補充說明有關二廠終期安全分析報告中提供之X/Q計算，所使用的氣象資料年代、及適用性。台電公司答覆說明，計算是以101年至105年近5年氣象資料，利用符合美國核管會認可及符合所參照法規指引R.G.1.145之核能電廠發生設計基準事故大氣擴散評估程式(PAVAN)重新計算X/Q，其值雖較高於原FSAR評估值，但經使用符合ICRP-60之劑量轉換因子(DCF)重新進行EAB及LPZ等劑量評估，其評估結果仍符合法規要求，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-II-08-03，要求台電公司說明劑量評估之程式，其中DCF是否引用ICRP60報告？若不是引用ICRP60，是否適用現行法規劑量之規定。台電公司答覆說明本報告所用之DCF係參考RG1.109建議值，其為1977年發行。ICRP60雖有修正部分計算參數，然本報告計算評估結果除符合10CFR100規定之限值，並依NUREG-0800 SRP 15.7.4規定低於10CFR100限值25%以下。審查小組進一步要求台電公司應採用我國之游離輻射防護安全標準，以ICRP-60之相關劑量轉換因子做劑量評估之依據，並據以評估體外與體內曝露造成之工作人員劑量。另有關評估禁制區與低密度人口區之人員劑量符合情形，則可參用我國核管法施行細則之規範，採用與10CFR100規定相同之全身劑量限值做比較。台電公司答覆說明，所採用之DCF除氬-85外，其餘均較現行法規

值保守，而氬-85在EAB及LPZ全身劑量之貢獻度均小於1%。另依符合ICRP-60之DCF，並配合以101年至105年近5年氣象資料計算之X/Q，重新進行本案EAB及LPZ之劑量評估。本案評估結果均可同時符合核管法施行細則與10CFR100之規定，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-II-08-04，要求台電公司說明池水之1.3MeV~1.8MeV及燃料1.3MeV~5MeV之能量範圍係為何種核種貢獻。台電公司答覆說明池水之1.35-1.80 MeV之能群係由Co-58、Cs-134所貢獻，用過燃料射源依美國奇異公司(GE)所發行之“Spent fuel fission product inventory at shutdown, GE document 22A2703T”輸入約200種同位素，經查其中衰變會釋出1.35 MeV以上加馬之核種有：Kr-87、Kr-88、Xe-138、Br-84、I-132、I-133、I-134、I-135、Rb-88、Rb-89、Te-131、Te-131m...等，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-II-08-07，要求台電公司說明劑量率計算之基準點及目前核二廠禁制區邊界(EAB)是否在廠內。台電公司答覆說明FSAR 2.1節已劃定EAB範圍600公尺，該範圍並非完全在廠內，但全範圍均已依法規要求取得使用權，另劑量率計算之基準點為燃料廠房的緊急排氣扇的排風口，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-II-08-10，要求台電公司說明用過燃料池偵測值之代表性。台電公司答覆說明核二廠用過燃料池水之取樣，係考慮1號機105年底有開蓋大修工作及燃料護套劣化之影響，故取近3個週期之池水核種最大值；2號機則考慮本案施工完成前無開蓋大修工作且池水已使用冷凝水稀釋換水，故取目前週期之池水核種最大值，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-II-08-01，針對本節分析報告中內容文字勘誤修訂之部分，台電公司已提出修訂，經審查可以接受。

### 8.2.4.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.5節以及對審查提問的答覆

與報告修訂內容，已對燃料掉落事故、用過核燃料格架或傳送護箱墜落、用過燃料池喪失冷卻功能事故之廠外劑量等內容提出適當評估說明，評估結果符合法規要求，經審查可以接受。

## **8.2.5 輻射防護**

### **8.2.5.1 概述**

台電公司分析報告第8.6節主要針對人員管制、工作區域之管制及合理抑低(ALARA)作業程序等三部分之輻射防護作業進行說明，所有執行本案之工程人員皆需依核二廠之「包商管理辦法」、「人員進出管制程序」等規定接受門禁管制、輻射防護、廢棄物處理、品質、工安等教育訓練，並經考試合格後始得入廠。有關人員劑量之管制，集體劑量之預估與管制，台電公司說明將按月或按週做追蹤管制，以發現可能產生偏差之現象，及早修正和追查工作變動影響人員集體劑量目標值達成之原因和改善，以達有效管制人員劑量、落實工作掌控及劑量合理抑低之目的。燃料廠房工作區域，將保持1組區域輻射偵檢器(ARM)及1台空浮監測器，並依現場正常背景值設定適當之警報值，以便即時反應輻射異常情形，而得以盡早採取應變和防護措施。另為加強輻防管制，承包商需依各作業階段進行自主檢查，並詳實登載相關紀錄於自主檢查表內。此自主檢查表紀錄除由台電公司現場監工人員確認外，核二廠保物組人員亦將不定期進行稽查。藉由上述此種輻射防護措施，並進行全面性自主檢查的方式，來確保合理抑低(ALARA)任務之執行。

### **8.2.5.2 審查情形**

審查小組就分析報告第8.6節內容進行審查，針對台電公司所提人員管制、工作區域之管制及合理抑低(ALARA)作業程序等三部分輻射防護內容，提出審查提問C-I-08-22及C-I-08-23，分別說明如下。

審查提問C-I-08-22，要求台電公司說明連續空氣濃度監測器、空浮輻射

監測器及貝他氣體監測器之差異及使用時機。台電公司答覆說明連續空氣濃度監測器、空浮輻射監測器及貝他氣體監測器均係指廠牌型號為LUDLUM 333-2之空浮監測器，為避免造成困擾，其名稱將統一修訂為「連續空浮監測器」，另使用時機為監測工作區域之空氣中放射性微粒濃度變化，並於異常升高時，提供閃燈及聲響之警報訊號，以提醒工作人員離開現場、以及輻防人員採取疏散、空氣抽氣取樣、確認現場空浮狀況、後續相關輻防管制措施等，答覆說明經審查可以接受。

審查提問C-I-08-23，要求台電公司就承包商依各作業階段所進行自主檢查項目進行說明。台電公司答覆說明，自主檢查項目包括確認現場區域輻射監測器、連續空浮監測器功能正常、候工區位置已確認、工作人員正確配掛TLD及EPD、執行切割/研磨作業已通知電廠保物組、已備妥鉛毯等屏蔽設備、備妥除污紙巾與防污塑膠袋等項目。上述自主檢查項目已修訂列入分析報告8.6.3節中補充說明，答覆說明經審查可以接受。

### **8.2.5.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.6節以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已對人員管制、工作區域之管制及合理抑低(ALARA)作業程序等三部分輻射防護提出適當評估說明，經審查可以接受。

## **8.2.6 輻射監控**

### **8.2.6.1 概述**

台電公司分析報告第8.7節主要說明核二廠每部機組用過燃料池區域之輻射監控儀器設置情形，該區域各有5台區域輻射監測器(ARM)及1台空浮輻射監測器。當燃料廠房輻射強度超過0.05毫西弗/小時，監測器會發出警報至控制室；當輻射強度超過1.0毫西弗/小時，監測器會送出訊號起動兩台燃料廠房緊急通風排氣系統。此外，燃料廠房緊急通風排氣系統下游裝有2台流程輻射

監測器 (PRM)，可在事故時統計排放至外界之輻射總量，以符合所參照美國核管會NUREG-0737規定。核二廠燃料廠房之空調系統為內部密閉循環，並不對外排氣，故本案並不會影響到對於燃料廠房之放射性氣體外釋量。依據分析報告第8.3節針對各輻射源造成之輻射曝露率分析評估結果，不論是安裝過程或用過燃料挪移(水下作業)過程，對燃料廠房3樓輻射背景並無明顯的影響。

#### **8.2.6.2 審查情形**

審查小組就分析報告第8.7節內容進行審查，針對台電公司本案例中ARM及PRM之輻射監控情形，提出審查提問C-II-08-06，說明如下。

審查提問C-II-08-06，要求台電公司評估未來改作為用過燃料池後，目前核二廠護箱裝載池周遭只設有一台ARM，數量是否足夠。台電公司答覆說明目前核二廠護箱裝載池除北側設有一台ARM，另南側附近亦設有一台ARM，可就近監測。另於護箱裝載池改作為用過燃料池後，將視需要機動加設一台移動式區域輻射偵檢器，答覆說明經審查可以接受。

#### **8.2.6.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告8.7節以及對審查提問的答覆內容，已對輻射監控內容提出適當評估說明，經審查可以接受。

### **8.3 本章審查結論**

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告已針對輻射安全及屏蔽評估內容予以完整敘述，並對審查提問明確答覆及修訂報告內容，經審查台電公司在此章內容已就護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、意外事故對廠界劑量、工作人員作業時之輻射防護及輻射監測提出適當說明與評估，符合相關規範要求，分析與評估情形及結果均符報告中所列之參照法規、規範與標準要求，經審查可以接

受，針對於護箱裝載池安裝格架後，燃料廠房1樓北側走道將劃分為示警區，並進行行政管制乙項，將列入後續管制事項。

## 第九章 事故評估

### 9.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第9章，主要就核二廠護箱裝載池之臨界安全、熱流安全、輻射安全的異常與意外事故評估分析情形與結果提出綜合說明。其中臨界安全、熱流安全、輻射安全已分別於報告第3.5.9節、第4.3節及第8.5節有詳盡之分析，第9章另就結構安全相關事件，包括燃料元件及格架位移限制器掉落事件進行分析，並於評估總結描述各項分析結果。

本章節各項評估之目的，主要係確認核二廠執行裝載池設備修改後，能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範對於事故評估之接受標準。參照與適用的法規、規範及導則為：

- (二十二) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (二十三) 美國核能管制委員會 NUREG-0800, Standard Review Plan, Section 9.1.2, New And Spent Fuel Storage, Revision 4, March 2007.
- (二十四) 美國核能管制委員會 RIS-05-25, Clarification of NRC Guidelines for Control of Heavy Loads.
- (二十五) 美國核能管制委員會 NUREG-0612, Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認台電公司核二廠護箱裝載池事故評估分析內容與結果，符合法規接受標準，並保留適當之餘裕。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

### 9.2 審查結果

#### 9.2.1 臨界安全、熱流安全、輻射安全之事故評估

### 9.2.1.1 概述

台電公司安全分析報告第9.1節係就分析報告各章對臨界安全、熱流安全、輻射安全之異常與意外事故分析情形提出綜整說明，其中臨界安全部分於分析報告第3.5.9節進行分析，證實在意外事故下可確保臨界安全；熱流安全部分於第4.3節分析，先計算發生喪失強制冷卻事件時，池水達沸騰及水位下降至燃料頂部3公尺時間，並與補水系統進行補水的補救時間相比較，證實在喪失強制冷卻狀況下，仍有足夠時間進行補水以確保用過燃料之貯存安全；第8.5節則就輻射安全觀點進行意外事故分析，證實在各種假設事故所造成之廠外民眾劑量，將遠低於禁建區與低密度人口區之法規限值。

### 9.2.1.2 審查情形

審查小組就分析報告9.1節進行審查，針對燃料裝載池臨界安全、熱流安全、輻射安全之事故評估分析所載內容，除於分析報告各章節所提審查意見外，再提出審查提問A-I-09-01、B-I-09-01、B-I-09-02及B-I-09-03，說明如下。

審查提問A-I-09-01，針對先前貯存容量第二次擴充案安全分析報告第九章有提及用過燃料貯存池閘門掉落分析，然本案安全分析卻未見4號閘門掉落分析，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明在第二次擴充案，因燃料挪移期間須搬運1號閘門及2號閘門，會發生閘門掉落的可能，故須考量閘門掉落分析。而本案中4號閘門位於護箱裝載池東側，於本案完工後由東西池往護箱裝載池挪移用過燃料期間，4號閘門不會搬運，並不會發生掉落至用過燃料上方的可能，而3號閘門於本案完工後將移除，亦不會在燃料挪移期間發生掉落的可能，因此本案不須考量閘門掉落分析，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-09-01，針對報告內容所述「由原廠計算書、核二廠燃料廠房護箱吊車改善評估報告得知，即使考量格架墜落，其影響亦極微。因此，本計畫不須進行格架掉落分析」，要求台電公司進一步說明不須進行格架掉落分析的理由，包括原廠計算結果與燃料廠房護箱吊車改善評估的分析結果。

台電公司答覆說明參照美國NRC NUREG-0612第5.1節，其所關切掉落事故造成之影響為可能造成 用過燃料受損致放射性物質釋出、用過燃料達意外臨界、損壞安全停機與餘熱移除設備及喪失池水導致用過燃料屏蔽不足等狀況，而本案於格架安裝作業期間，護箱裝載池並未與用過燃料池池水連通或貯存用過燃料，池內亦無安全停機或移熱相關設備，因此本案格架吊運與安裝作業期間時並不會發生如NUREG-0612第5.1節所關切事故。另分析報告7.4.2節已說明格架吊運前亦遵循NUREG 0612 第5.1.1節之要求，針對吊運路徑、吊運程序、操作者資格訓練、吊具之設計評估須符合ANSI N14.6標準、吊具之安裝、使用程序須符合ANSI B30.9指引、吊車之檢驗、測試、維修的查驗須符合ANSI B30.2以及吊車設計符合ANSI B30.2/CMAA-70法規，且由NRC對重件吊運之文件RIS 2005-25 Attachment 1第B項得知，「Load drop analyses are not necessary when a single-failure-proof handling system is employed or horizontal separation is maintained by physical interlocks because the probability of the load imparting significant energy to irradiated fuel or essential safe-shutdown equipment as a result of a handling system failure is very small.」，核二廠之10噸吊車已有保護連鎖，不論有無吊掛重物，均無法進入用過燃料池區域上方，另燃料廠房護箱吊車已更新為防止單一失靈失效(single-failure-proof)吊車，不會有吊物墜落之情形(有關格架吊運作業之安全性，另參審查提問B-I-01-01之內容)。綜合以上所述，台電公司說明本案現場重物吊運與安裝作業應依據相關施工規範或作業程序書進行，此部分應可由現場品管、工安人員把關，以確保防止意外疏失，因此格架吊運與安裝作業期間重物掉落分析非必要，答覆內容經審查可以接受。有關台電公司所述於執行吊運前之相關機具與設備連鎖功能檢查、人員訓練等應完成與確認項目，將列入後續管制事項。

審查提問B-I-09-02，要求台電公司說明燃料組件掉落撞擊力公式的原理與依據，及燃料組件掉落到格架底板的高度；若引用龍門電廠ENSA的評估報

告，應附上相關報告並說明該公式的依據。台電公司答覆說明本案燃料組件掉落之事故分析，係與原廠家ENSA評估報告之分析結果直接比較，並依據該報告計算撞擊力之公式： $F=4Mvf$  (F:撞擊力，M:燃料組件質量，v:撞擊格架時之速度，f: 燃料組件之自然頻率，應用撞擊時之衝量守恆原理及燃料組件採 elastic bar 模擬方式)，得知撞擊力=燃料組件質量x撞擊時之速度x自然頻率之比例關係，並由原ENSA報告經由有限元素法建模分析求得之結果，推估本案燃料組件掉落撞擊燃料格架頂部所產生撞擊力。另評估燃料組件掉落至格架頂部高度保守採6呎，而核二廠裝載池實際掉落至格架頂部為5.317呎，因評估燃料組件之掉落距離較核二廠裝載池實際操作之掉落距離大，所以求得撞擊時速度較大，評估結果更為保守。另格架頂部至格架底板之淨高為4.305公尺，因此燃料組件撞擊格架底板高度採用 $1.8(6呎)+4.305=6.105$ 公尺進行評估，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-09-03，要求台電公司針對燃料挪移作業時10噸吊車是否有越過燃料池提出補充說明。台電公司答覆說明燃料挪移作業是使用位於用過燃料池上方既有的燃料處理台車，並不會使用10噸吊車，因此不會有10噸吊車越過燃料池的問題。另由前項B-I-09-01之答覆內容已說明10噸吊車有連鎖限制，無法進入用過燃料池區域上方，答覆內容經審查可以接受。

### 9.2.1.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司對裝載池新增格架的臨界安全、熱流安全、輻射安全之異常與事故評估等分析內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，經審查已對相關分析要項提出適當說明與評估，分析結果顯示符合審查規範與法規要求，並保有適當餘裕，審查結果可以接受。有關台電公司所述於執行吊運前之相關機具與設備連鎖功能檢查、人員訓練等應完成與確認項目，將列入後續管制事項。

### 9.2.2 假設事故分析與結果

### 9.2.2.1 概述

台電公司於安全分析報告第9.2~9.5節分別說明進行組件墜落分析所採用之載重、格架材料與裝載池相關機件尺寸高度，以及墜落分析執行內容與分析結果。各節主要內容簡述下。

分析報告第9.2節說明進行燃料組件墜落分析所採用之燃料組件(含燃料匣)重量為700 lbf。

分析報告9.3節則就燃料裝載池高度、格架高度、燃料束高度、承載板厚度及FSAR要求最小屏蔽水深8 呎要求等內容，說明本案評估燃料組件掉落至格架頂部高度採1.185公尺(3.887呎)，以及格架基材為SA-240 Type 304L，其極限應變量為40%，作為本案掉落分析之用。

分析報告第9.4節說明進行事故評估假設情境，包括(1)燃料組件掉落在燃料格架頂部之框架上；(2)一束燃料組件掉落並穿過一個空的貯存單元，直接撞擊格架底板以及(3)格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊護箱裝載池底部之承載板上之情況。

分析報告第9.5節評估總結內容，就前述墜落分析結果提出綜合說明，核二廠之燃料組件掉落至格架頂部撞擊力皆小於原先龍門電廠評估之撞擊力，亦小於容許之凹陷距離，不會影響中子吸收硼板及接觸到燃料束有效長度；燃料組件穿過格架單元並掉落至格架底板撞擊力小於格架底板容許撞擊力，底板變形量亦小於極限應變量，因此格架底板無破壞而損及襯板疑慮；格架位移限制器吊桿之吊重遠小於吊桿容許拉力值，所以無掉落之虞。

### 9.2.2.2 審查情形

審查小組就台電公司安全分析報告所載燃料組件重量、幾何與材料特性等輸入參數適切性，以及假設事故評估3項情境進行評估分析之內容與結果進行審查，提出審查提問B-I-09-04、A-I-09-02、B-I-09-06、B-I-09-10、B-II-09-01、B-I-09-05、B-I-09-07、B-I-09-08及B-I-09-09，說明如下。

審查提問B-I-09-04，針對圖9-2所載不銹鋼SA-240 Type 304L材料應力-應變圖，其縱軸所示應力是真實應力抑或工程應力，以及分析時實際輸入者為真實應力-應變還是工程應力-應變，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明圖9-2不銹鋼SA-240 Type 304L材料引用自原龍門電廠ENSA評估報告，依據該圖橫軸顯示為True strain，故原ENSA分析應是採用真實應力-真實應變進行掉落分析，與NUREG-0612 APPENDIX A要求一致，答覆內容經審查可以接受。

審查提問A-I-09-02、B-I-09-05及B-I-09-06，針對格架位移限制器(含吊桿)掉落並撞擊護箱裝載池底部之承載板上之分析內容，只提及格架位移限制器吊桿之吊重遠小於吊桿容許拉力值，所以無掉落之疑慮，然限制器在吊運與安裝時，仍有可能整支掉落；另格架位移限制器為採螺牙接合之結構組件，亦可能因接合牙數不足而掉落，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明限制器螺牙接合之結構組件於現場組裝接合時均依據相關施工規範或作業程序書進行，此部分可由現場品管人員把關，以確保足夠的接合牙數，台電公司並依審查小組要求，於護箱裝載池燃料格架安裝特殊程序書增訂限制器安裝要求，螺桿安裝須確認組件有足夠接合長度，螺牙需伸出固定螺帽2-3牙以上，另於查證點中增訂依圖面安裝限制器及限制器支架，並確認鎖磅值及螺桿接合長度之查證項目。又作業期間護箱裝載池並未與用過燃料池池水連通或貯存用過燃料，池內亦無安全停機或移熱相關設備，因此施工期間限制器吊運與安裝時並不會發生NUREG-0612第5.1節所關切事故，因此無須將此類施工疏失情境納入意外事件評估，另台電公司答覆說明原計算書C17H1.1-5-10已針對重約100美噸燃料護箱，墜落高度為30呎之情況下進行分析，結果5呎厚之混凝土底板無破碎之疑慮，金屬襯板可維持其完整性，若考量水平限制器(重量278磅)，墜落高度為13呎，因重量及高度皆遠小於原分析數值，所以金屬襯板可符合完整性要求，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-09-10，針對安全分析報告對燃料組件掉落在燃料格架頂部框架上之撞擊分析，其僅考慮一次撞擊，是否會有二次撞擊或多次撞擊事件發生，而造成過大的塑性變形，要求台電公司補充說明。台電公司答覆說明燃料組件在經第一次撞擊格架後，燃料組件的撞擊能量幾乎已消失殆盡，均轉換至第一次撞擊後的塑性變形量上，應無可能進行第二次以後之撞擊行為而累加變形量，因此原龍門電廠ENSA事故分析評估報告僅考慮一次撞擊之結果，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-II-09-01，針對(1)臨界分析有評估燃料束掉落在格架外，但結構撞擊未敘及；(2)燃料組件放入貯存單元後會突出於格架頂部，請評估另一燃料組件掉落撞擊燃料組件上端把手之後果及後續處理；(3)輻射安全之事故評估，以最大掉落高度6英尺為評估基準，結構撞擊卻以3.887英尺為基準等項，要求台電公司澄清說明。台電公司針對第(1)項，說明本案格架安裝完成後格架已緊鄰裝載池池壁，格架與池壁間已無燃料束可進入空間，因此燃料束掉落至格架外側情境並不存在，故於第九章意外事故評估未將燃料束掉落至裝載池池底襯板之情境納入考量。針對第(2)項，說明若於燃料挪移期間發生另一燃料組件掉落撞擊燃料組件上端把手時，如果把手發生不預期的變形，可藉由水底作業的氣動破壞剪工具將變形部份的格架進行剪切再委託燃料廠家將燃料組件取出進行檢查。上述由水底作業的氣動破壞剪工具將金屬物件進行剪切的工作，並說明電廠已有工具及實務經驗，因此確實可行。第(3)項部分，答覆說明已採最大掉落高度6英尺為評估基準，修正第九章意外事故評估內容，其影響皆符合法規標準，至於若格架發生變形時，電廠後續處理及停用異常格架等品保要求，已於審查提問B-I-09-07說明，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-09-07，針對分析報告內容所載核二廠之燃料組件掉落至格架頂部時，將引起格架頂部發生塑性變形，但未敘明組件是否能再次從該格

架中取出或裝入，要求台電公司就格架變形修復方式可行性，以及後續處置作為對格架結構功能影響、該格架是否可再使用等提出說明。台電公司就格架變形之影響與修復方式可行性部分，答覆說明經評估燃料組件掉落至格架頂部時，造成格架頂部塑性變形深度為11公分，但本案燃料組件有效燃料區域離格架頂部為34.5公分(遠大於11公分)，因此燃料組件掉落事故不會影響格架內存放之有效燃料區域。假設萬一發生燃料組件掉落事件進而發生塑性變形的情況，可藉由水底作業的氣動破壞剪工具將變形部份的格架進行剪切再將燃料組件取出進行檢查。上述藉由水底作業的氣動破壞剪工具將金屬物件進行剪切的工作，電廠已有工具及實務經驗，因此確實可行。針對進行氣動破壞剪切後，對格架結構功能影響與該格架是否可再使用之提問，台電公司答覆說明倘若格架因此發生變形時，電廠將依現有品保程序書進行後續工程評估，選擇適當處理工法以及執行包括停用異常格架之行政管制，以符合品質要求，台電公司並修訂分析報告相關內容，答覆內容經審查可以接受。

審查提問B-I-09-08，要求台電公司就分析報告對於燃料組件掉落至格架頂部撞擊過程，說明格架中部在水平向平面位移是否會超過格架與燃料組件之間間隙，造成變形的格架擠壓到相鄰已貯存之燃料組件而損傷燃料組件之情形。台電公司答覆說明本案格架頂部塑性變形深度經評估為11公分，但本案燃料組件有效燃料區域離格架頂部為34.5公分(遠大於11公分)，因此經保守性分析後，意外掉落事故不會影響有效燃料區域。再依ENSA報告之撞擊後格架變形結果，僅於撞擊處之局部區域發生塑性變形，格架其餘部分撞擊時均無塑性變形產生且其變形量極小，屬於可立即回復之彈性變形區域。因此燃料束撞擊後，有效燃料區域皆位於格架壁體彈性變形區域，此區域之水平向平面變形量均趨近於0，小於燃料組件與格架壁體單邊間距1.3公分，所以燃料組件與貯存單元壁體不會相互接觸產生應力傳遞，而造成已貯存燃料組件之損傷，台電公司並將答覆內容補充修訂分析報告相關內容，答覆內容經

審查可以接受。

審查提問B-I-09-09，針對分析報告內容對於格架之燃料組件掉落撞擊影響評估部分，要求台電公司考慮就燃料組件掉落速度乙項採用數值模擬與理論方式，雙重驗證其準確性。台電公司答覆說明因本案燃料廠房護箱裝載池之新增格架採用龍門電廠 2 號機之庫存格架，原廠家ENSA公司已完成對龍門電廠用過燃料組件掉落撞擊格架之影響評估(包含數值模擬與理論方式)，所以本案採直接比對ENSA評估報告方式，實質上已考量數值理論模擬及理論方式。且本案及ENSA報告採用燃料組件之最大斷面皆為5.47吋x5.47吋，核二廠之燃料組件最大長度為176.16吋，ENSA報告採用燃料組件最大長度為176.14吋，燃料組件長度亦幾乎相同，因此應可以直接引用ENSA報告經驗公式來計算碰撞速度，況且在計算撞擊格架底部時將計算所得之速度，保守考量再乘上1.5倍，再將此速度進行撞擊力之比較計算，因此此撞擊分析之評估結果應為保守，答覆內容經審查可以接受。

### 9.2.2.3 結論

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告所載燃料組件重量、幾何與材料特性等輸入參數正確性，與假設事故3項情境評估分析之內容，以及台電公司對審查提問的答覆與報告修訂內容，經審查已對相關分析要項提出適當說明與評估，分析結果符合審查規範與法規要求，並保有適當餘裕，審查結果可以接受。

## 9.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對事故評估所提內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已就臨界/熱流/輻射安全之事故評估、載重及幾何與材料特性參數、物件墜落之假設事故分析與結果等提出適當說明與評估，分析結果符合審查規範與法規要求，並保有適當餘裕，經審查可以接受。有關台電公司於執行吊運前，應完成與確認相關機具與設備

連鎖功能檢查、人員訓練等項目，將列入後續管制事項。

## 第十章 BORAL 監測計畫

### 10.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第 10 章，主要就核二廠護箱裝載池格架所採用之中子吸收材料 BORAL 建立初始及長期監測計畫，其中初始監測計畫為燃料格架置入裝載池後，執行黑度測試(Blackness Test)，以證實燃料格架內妥置 BORAL 板；長期監測計畫則是安置 4 組 BORAL 試片於裝載池格架內，定期檢測 BORAL 試片，確認其完整性仍符合要求，以佐證裝載池貯存用過燃料期間，格架內仍持續有足夠數量的中子吸收物質來維持臨界安全。

本章節各項評估之目的，主要係確認核二廠執行裝載池設備修改後，能夠符合核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範臨界安全之接受標準，並保留適當之餘裕。BORAL 監測計畫適用的法規、規範及導則為：

- (一) 核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範的「臨界安全」，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (二) 美國核能管制委員會 Letter, "The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", Brian K. GRIMES, April 14, 1978.

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認台電公司所提格架內中子吸收材料之監測計畫符合法規接受標準。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

### 10.2 審查結果

#### 10.2.1 黑度測試

##### 10.2.1.1 概述

台電公司於安全分析報告第 10.3 節說明黑度測試內容，初始監測計畫係在裝載池格架安裝完成後進行黑度測試，檢測裝置是使用中子射源與中子偵檢器，若格架內有中子吸收材料 BORAL 存在，中子射源所放出之中子將被 BORAL 吸收，利用偵檢器量測中子訊號衰減結果，即可驗證格架內 BORAL 板是否妥置。

#### **10.2.1.2 審查情形**

審查小組就安全分析報告 10.3 節進行審查，針對黑度測試所載內容，提出審查提問 A-I-10-01、A-I-10-02，說明如下。

審查提問 A-I-10-01，針對分析報告說明在原廠使用說明書中的測試要求中，提到在燃料池水中須先建立初始校正點，將訊號讀值調整為記錄器全尺度的 90%，當進行 BORAL 板測試，訊號讀值必須維持在記錄器全尺度的 50% 以下，要求台電公司提供相關原廠使用說明書。台電公司已提供原廠使用說明書，經檢視確認報告所述中子訊號讀值判定標準與原廠使用說明內容相符合，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-10-02，針對黑度測試之原廠使用說明書與核二廠特殊程序書 SP-2016-10「護箱裝載池燃料貯存格架中子毒素衰減能力測試作業程序」，要求列入本章參考資料。台電公司已將前述兩份文件列入本章 10.5 節參考文獻，經審查答覆內容可以接受。

另本節所提黑度測試相關作業程序，如沉水偵測腔室裝置中子射源、每日例行校驗作業、檢測作業、校驗作業記錄與報告作業等，經查均已列入核二廠「護箱裝載池燃料貯存格架中子毒素衰減能力測試作業程序」特殊程序書進行管制，可符合品質保證方案要求。

#### **10.2.1.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司安全分析報告針對護箱裝載池中新增格架內之中子吸收材料，已提出適當之黑度測試計畫，以檢測確認格架妥置中子

吸收材料，執行黑度測試相關作業已列入核二廠相關程序書進行管制，經審查可以接受。

## 10.2.2 試片監測計畫

### 10.2.2.1 概述

台電公司於安全分析報告第 10.4 節說明硼試片監測計畫，其目的主要是在裝載池格架貯存用過燃料期間，長期監測格架內中子吸收材料 BORAL 之完整性。台電公司選用與貯存格架中子吸收材料有相同厚度、化學成分、製造方法與認證標準的 BORAL 試片，以代表貯存格架中所使用的中子吸收材料。每部機組之護箱裝載池內將懸掛 4 片 BORAL 試片，每一個 BORAL 試片被夾裝在一個不銹鋼夾套內，夾套與貯存格架系統使用相同的不銹鋼合金材質。BORAL 試片已建立原始量測數據，包含長度、寬度、厚度、重量、密度，以做為後續比較用。核二廠於裝載池格架貯存用過燃料期間，定期會將 BORAL 試片取出檢測，與原始數據進行比對，以確認 BORAL 試片之尺寸變化與 B-10 面積密度仍符合接受標準，並目視檢查 BORAL 試片表面仍維持完整。

### 10.2.2.2 審查情形

審查小組就安全分析報告 10.4 節進行審查，針對試片監測計畫所載內容，提出審查提問 A-I-10-03、A-I-10-04、A-I-10-05，說明如下。

審查提問 A-I-10-03，要求台電公司補充 BORAL 試片之原始數據。台電公司答覆已針對兩部機組裝載池規劃使用之 8 片 BORAL 試片，依據核二廠程序書 1029『下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試』之測試方法進行量測及化驗分析，包含尺寸、重量、B-10 面積密度參考值已列於報告內，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-10-04，要求台電公司說明是否將硼試片放置於裝載池貯存

格架中子通率較高處，以及報告中有關試片監測計畫初期執行 BORAL 試片檢測頻率為五年之適切性。台電公司答覆說明經保守考量會將硼試片放置於貯存格架中子通率較高處，核二廠已於程序書 1029 規劃 BORAL 試片掛架周圍均擺放較高燃耗之用過燃料。另針對 BORAL 試片檢測頻率部分，台電公司答覆說明 BORAL 試片檢測頻率修訂為每隔兩年半取出一片試片進行測試，當第一次、第二次取出試片的測量結果，符合硼試片完整性之標準規定時，則第三次(含)之後的取樣週期將延長為五年，因此硼試片掛架中 4 片試片總共可以監測年限為 15 年。由於裝載池安裝格架屬短期間之應變措施，當乾式貯存計畫可開始進行燃料裝填時即會復原，因此 15 年應足以涵蓋本案裝載池的使用年限；未來若有需要，可將硼試片再置入，延長監測時間，台電公司並已修訂分析報告內容，答覆內容經審查可以接受。

審查提問 A-I-10-05，針對報告中對於硼試片取出進行測試週期與硼-10 同位素含量所載內容不一致部分，要求台電公司澄清修正。台電公司已答覆並提出修正，答覆內容經審查可以接受。

另本案採用與核二廠既有 ENSA 格架相同廠家製造之中子吸收材料，本節所提長期監測計畫 BORAL 試片取出檢測之測試方法與接受標準參考核二廠營運程序書 1029「下燃料池高密度儲存架硼中子吸收劑試片例行測試」與相關原廠作業程序書而訂定，經審查可以接受。

### **10.2.2.3 結論**

綜合本節審查結果，台電公司針對護箱裝載池中新增格架內中子吸收材料，經審查已就定期檢測 BORAL 試片提出適當之長期監測計畫，以確認格架內中子吸收料材仍維持完整，經審查可以接受。

## **10.3 本章審查結論**

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對 BORAL 監測計

畫所提內容，以及對審查提問的答覆與報告修訂內容，已就格架使用之中子吸收材料提出初始監測計畫，證實中子吸收材料確實妥置於格架中，並建立長期監測計畫，以確認裝載池格架貯存用過燃料期間，格架內持續有足夠數量的中子吸收物質以維持臨界安全，經審查可以接受。

# 第十一章 終期安全分析報告書及運轉技術規範修改內容

## 11.1 概述

台電公司申請將核二廠緊鄰用過燃料池之護箱裝載池改為用過燃料貯存空間，涉及目前核二廠終期安全分析報告書(FSAR)及運轉技術規範(ITS)之修改。台電公司於所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第11章，就核二廠終期安全分析報告書(FSAR)及運轉技術規範(ITS)因應本案之擬修訂相關內容提出說明。

在終期安全分析報告書部分，台電公司將修訂第9.1節有關用過燃料貯存部分，增訂護箱裝載池貯存燃料之安全分析與限制相關內容，如熱產生率、圖面、管路、格架配置等；於第12.3節增述護箱裝載池貯存該機組之第1至4週期所退出之燃料；運轉技術規範部分，則於第4章「設計設施(Design Feature)」中之第4.3節「燃料貯存(Fuel Storage)」，增訂護箱裝載池貯存燃料之臨界安全、水位要求、貯存容量設計要求以及燃料貯存格架容量等。

台電公司分析報告本章節各項內容之目的，主要係針對核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，就其終期分析報告書(FSAR)及運轉技術規範(ITS)提出對應之修改內容。參照與適用的法規、規範及導則為：

- (四) 核子反應器設施管制法施行細則，行政院原子能委員會，民國92年08月27日。
- (五) 美國 ANSI/ANS-57.2-1983, American National Standard " Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plant ".
- (六) 美國核能管制委員會Letter, " The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", Brian K. GRIMES, April 14, 1978.

本會審查小組對本章審查重點為確認台電公司針對核二廠護箱裝載池增

設燃料貯存格架後，所提終期分析報告書及運轉技術規範擬修訂內容，已將必要之分析內容與限制規定納入相關章節修訂。

## 11.2 審查情形

審查小組就台電公司所提安全分析報告進行審查，提出審查提問 A-I-11-01 及 B-III-11-01，說明如下。

審查提問 A-I-11-01，針對終期安全分析報告書所述裝載池改裝完成後，僅限貯存週期一至四之燃料，要求就其營運及安全考量為何提出說明。台電公司答覆說明，裝載池僅限貯存週期 1 至週期 4 所退出之冷卻時間超過 29 年燃料，係為了盡量降低裝載池之反應度、熱負載與輻射劑量率，並增加安全分析之餘裕且讓相關安全分析中所分析的燃料型式有明確之定義。此外，在裝載池復原作業過程，將裝載池所有燃料移至上燃料池貯存時，上燃料池之熱負載亦可降低，經審查答覆內容可以接受。

審查提問 B-III-11-01，要求說明是否將填換燃料、吊車行徑、燃料池水位、水閘門、補水系統及用過燃料之貯存等，納入運轉技術規範修改內容。台電公司針對相關項目逐項提出答覆說明，其中除原已將裝載池貯存單元間距及中子毒物、裝載池貯存容量等限制納入運轉技術規範中，並依審查小組提問要求，將護箱裝載池水位以及貯存燃料限於第 1 至 4 週期所退出之用過燃料增訂(詳參審查提問 A-III-01-01 之答覆)納入運轉技術規範中，至於其他相關項目則說明不屬須納入運轉技術規範要求之項目，但已於相關程序書規定，答覆內容經審查可以接受。

## 11.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司針對核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，所提終期安全分析報告書及運轉技術規範之擬修訂內容，以及對審查提問之答覆內容，經審查可以接受。後續台電公司於施工完成後，

仍須依程序提出正式終期安全分析報告書及運轉技術規範修改修改申請案送原能會審查。

## 第十二章 福島後強化改善

### 12.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第12章，主要就於燃料廠房區域之相關福島事故後強化改善措施內容作一說明，並就各項措施是否亦能提供護箱裝載池相同防護能力，提出評估說明。相關強化措施如下：

- (1)修改既有溫度儀器及水位儀器以增加溫度及水位指示功能；
- (2)於用過燃料池Drain Tank Vent Pipe 增設一手動操作閥，平時保持常開且上鎖，必要時可利用上燃料池之池水進行冷卻；
- (3)自燃料廠房外增設常備硬管式消防注水管路到用過燃料池；
- (4)於燃料廠房外增設常備硬式消防管線到廠房內，對於用過燃料池裝設噴灑設備；
- (5)將水位儀器分兩路徑敷設且電源獨立，並隔離現場之電子設備，使其能抗高溫、高濕及高輻射；
- (6)在反應器輔助廠房、輔助鍋爐廠房、燃料廠房1樓周圍出入口處增設擋水裝置，以提昇重要設備防火門、穿越孔填封的防水或水密能力；
- (7)燃料廠房3 樓增設氫氣偵檢儀器，並可於現場及控制室查看偵測結果；
- (8)於生水及消防水等主管路穿越保護區圍牆的位置，裝設彈性管路。

台電公司說明由於未來護箱裝載池啟用後係與用過燃料池連通，因此相關強化措施亦對其一體適用，評估結果僅用過燃料池噴灑設備乙項，因噴灑裝置之噴灑範圍(水平角度)未涵蓋護箱裝載池，故將適度調整，以使護箱裝載池納入其保護範圍。

本章節各項評估之目的，主要係確認涉及用過燃料冷卻之福島後強化設施防護範圍仍能涵蓋於護箱裝載池增設燃料格架後之狀況。參照的管制要求及導則為：

- (一) 國內核能電廠總體檢/壓力測試管制追蹤案件。
- (二) 美國核能管制委員會, Mitigating Strategies Order (EA-12-049)。
- (三) 美國核能管制委員會, Order on Spent Fuel Pool Instrumentation (EA-12-051)。
- (四) 美國 NEI 06-12, B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline, Nuclear Energy Institute。
- (五) 美國 NEI 12-06, Diverse and Flexible Coping Strategies (Flex) Implementation Guide, Nuclear Energy Institute。

本會審查小組對本章審查重點為台電公司之評估情形與結果是否適切，以確認福島事故後之用過燃料池強化設施防護範圍能夠涵蓋護箱裝載池區域。

## 12.2 審查情形

審查小組就台電公司所提核二廠用過燃料池因應福島事件後之強化設施，其防護範圍是否能夠涵蓋護箱裝載池區域之評估內容與結果進行審查。台電公司評估結果所述僅用過燃料池裝設噴灑設備噴灑範圍需調整，其餘因裝載池與原用過燃料池相通且處於同一廠房空間內，因此可獲得相同之防護，此評估結果屬合理。針對用過燃料池裝設噴灑設備原噴灑範圍未涵蓋護箱裝載池部分，核二廠已調整其噴灑角度以涵蓋護箱裝載池區域，並於廠房外進行該裝置噴灑範圍之實際測試驗證，本會亦派視察員進行查證，確認修正後之噴灑範圍已能涵蓋護箱裝載池。經審查其結果可接受。

## 12.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果與現場實地查證結果，台電公司分析報告對於福島改善措施防護範圍是否涵蓋護箱裝載池部分已提出適當論述與評估，針對其中需修正之噴灑裝置之噴灑範圍，亦已調整並經測試驗證符合要求，確認福島改善措施防護範圍能夠涵蓋護箱裝載池，經審查可以接受。

## 第十三章 護箱裝載池運轉安全

### 13.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第13章，係就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後如何確保護箱裝載池之完整性，防止池水流失，以及若發生洩漏時之即時監測與處理等項目進行評估，其內容簡述如下：

- (1) 核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架前，將護箱裝載池底部之洩水管、排水管及部分管路等，進行內盲封板及外盲板封銲後進行非破壞檢測，以確保銲道符合要求，不會造成滲漏。
- (2) 在護箱裝載池外，相關管路之隔離閥將保持常關狀態，同時經結構分析檢核後，上述隔離閥可承受0.67g之地震力。
- (3) 核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，在運轉時護箱裝載池與護箱清洗池將以4號閘門隔離，但護箱清洗池將保持充滿水狀態，因此兩池水位保持平衡狀態，不會因4號閘門萬一有洩漏情形造成護箱裝載池之冷卻水流失。
- (4) 護箱裝載池底安裝有洩漏收集系統(leak chase)，可早期發現護箱裝載池洩漏問題並及時處理，達到安全運轉之要求。

台電公司分析報告本章節係就運轉安全進行整體性檢視，主要技術已於第5章結構分析與地震考量、第7章格架運輸安裝及緊急應變計畫進行分析，並引用第3章臨界安全分析、第4章熱流分析及第8章輻射安全(及屏蔽)評估之分析結果，故所參照與適用的法規、規範及導則詳見上述各章節。

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認台電公司就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，對於確保護箱裝載池之完整性與防止冷卻水流失，以及護箱裝載池洩漏監測與處理等項所進行之分析與評估符合審查規範要求。對於台電公司安全分析報告各項目之審查情形分別討論於下。

## 13.2 審查情形

審查小組就分析報告本章內容進行審查，有關管路封銲與檢測作業、裝載池與管路耐震性、護箱裝載池完整性以及護箱裝載池洩漏即時監測與處理等相關內容已於第5、7章進行審查，經審查可接受，詳參各章審查內容與審查提問A-I-07-01、B-I-07-04、B-I-07-07、B-II-05-11、A-I-07-04之審查情形。另審查提問B-III-13-01，要求分析報告本章所使用單位需加註國際單位制(SI)，台電公司已提出修訂，經審查可以接受。

## 13.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對本案護箱裝載池運轉安全所提內容，以及對審查提問答覆及報告修訂內容，經審查已就確保護箱裝載池之完整性以防止冷卻水流失，以及護箱裝載池洩漏即時監測與處理等項目提出適當說明與評估，經審查可以接受。

## 第十四章 台電公司安全分析總結

### 14.1 概述

台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告第14章，係就安全分析報告內容，包含臨界安全、熱流安全、機械/材料及結構、輻射安全及事故評估等項目，進行整體討論後，確認所有章节評估結果符合本會審查規範與所參照美國核管會10CFR 50.92 (c)三個基準評估項目之要求，包括(1)先前評估過的事故的機率或後果，沒有顯著的增加；(2)不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件；(3)安全餘裕沒有顯著的降低。另說明從環境考量，本設備修改案對燃料廠房內輻射背景並沒有顯著的影響，而對於廠外排放亦沒有顯著型態改變或增加排放量，不會顯著增加個人或累積的職業輻射曝露量，民眾及工作人員的安全不受影響。參照與適用的法規、規範及導則為：

- (一)核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範，行政院原子能委員會，民國 79 年 02 月 28 日。
- (二)美國聯邦法規 10 CFR 50.92, Issuance of Amendment.
- (三)美國核能管制委員會 Letter," The Position for Review and Acceptance of Spent Fuel Storage and Handling Applications", Brian K. Grimes, April 14, 1978.
- (四) 美國 ANSI/ANS-57.2-1983, American National Standard " Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plant "
- (五)美國 NEI 06-02 (Rev. 2), " License Amendment Request (LAR) Guidelines ", Nuclear Energy Institute。

本會審查小組對台電公司分析報告本章審查重點為確認台電公司就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，對於綜合各章分析結果，所進行整體討論與分析結果符合審查規範要求。對於台電公司安全分析報告各項目之審查

情形分別討論於下。

## 14.2 審查情形

審查小組就分析報告本章內容，針對台電公司對於綜合各章分析結果，就本會審查規範與所參照美國核管會10CFR 50.92 (c)三個基準評估項目之要求符合性之評估內容，進行審查結果與提出審查提問A-I-14-01與C-I-14-01，說明如下：

### 1. 先前評估過的事故的機率或後果，沒有顯著增加

台電公司於修訂後之分析報告中說明執行格架安裝作業時，由於護箱裝載池位於燃料池外側，所有吊掛作業均不會經過已貯存燃料之上方，吊掛所需之吊具等亦符合NUREG-0612的要求，且吊掛時沿著規劃的安全移動路徑移動，並依照相關程序書進行現場作業。所提出的設備修改內容，不會增加先前評估過的事故的機率或後果。針對各類事故已於各章進行分析，確認不會增加先前評估過事故的機率或後果，經審查可以接受。

### 2. 不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件

台電公司說明所提出的分析報告，符合原能會審查規範、美國核管會技術規範文件、審查計畫、審查報告、相關規範及工業標準的要求。根據評估與審查的結果，確認所提的修改內容，對於核二廠護箱裝載池燃料貯存設施之預期意外事件，並不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。針對本項內容，提出審查提問A-I-14-01，要求就裝載池回復過程，當裝載池所有燃料移至上池與原在爐心之燃料之移熱能力、切割產生之廢料、大規模燃料吊運之輻射劑量及風險、原東池及西池燃料佈局異動評估等，說明是否產生新的營運及安全問題。台電公司答覆說明裝載池回復過程中，當裝載池所有燃料移至上池時，機組將已停機遠超過“核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範”對於最大熱負載之估計所要求之停機後150小時之時限，縱使在喪失冷卻系統的情況，熱負載及初始池水溫度都遠低於分析案例，達

到沸點的時間及水位下降到燃料頂部上方3公尺的時間將大於分析案例，有足夠時間採取補救行動，且池水的蒸發率可為補水系統之容量所輕易涵蓋；有關切割產生之廢料、大規模燃料吊運之輻射劑量及風險評估、東池及西池燃料佈局異動等，已經過詳細計算及評估，其章節內容已於分析報告第8章相關章節進行分析，不會產生新的營運及安全問題，答覆內容經審查可以接受。

### 3. 安全餘裕沒有顯著的降低

台電公司分析報告分就臨界安全、熱流安全、機械/材料及結構、輻射安全及事故評估等項目之分析方法與結果提出說明，其中臨界安全分析結果顯示格架之最大有效增值因數僅為0.80635，再計入因燃料誤裝填事故而增加的反應度(0.00355)，低於法規上限值0.95，仍有相當安全餘裕；熱流分析結果，對於各種可能情境下在正常或非正常狀況整體水溫、局部是否沸騰、喪失強制冷卻的補救時間與補水系統能力等，皆可符合原能會及美國核管會審查規範要求；在結構安全部分，經評估在山腳斷層新事證情況下，裝載池與格架結構與耐震等評估結果仍符合相關法規要求；對於輻射安全評估，則考量護箱裝載池安裝格架對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及對燃料廠房空浮之影響。同時進行護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、以及意外事故對廠界劑量等之影響評估，其所造成廠外民眾與工作人員劑量低於法規之限值；對於假想事故部分，經評估後可以確認核二廠護箱裝載池之新增用過燃料格架在承受各項組件掉落假定事故下，仍符合規範之安全要求。以上各項評估內容均已於各章進行審查，確認護箱裝載池增設燃料貯存格架案符合相關法規規範要求，並不會因此案顯著降低安全餘裕，經審查可以接受。

在環境考量部分，已分別於分析報告第14章及第8章說明對環境與個人或累積的職業輻射曝露量並無顯著影響；另說明用過燃料池冷卻淨化系統之樹脂濾材負荷影響極微，不會顯著增加其損耗率，因此放射性固體廢棄物並無顯著增加；而池水為利用用過燃料池冷卻淨化系統的除礦器來淨化水質，不

是廢液處理系統，因此放射性廢液排放量不會增加；在氣體核種排放量方面，由於燃料廠房之空浮核種濃度極低且該廠房平常保持密閉空調循環，不會顯著影響放射性氣體外釋量。針對本項內容，提出審查提問C-I-14-01，要求提出於正常作業下對環境無明顯影響之佐證及數據。台電公司答覆說明分析報告第8章已就正常作業下之輻射源及各輻射源造成之輻射曝露率進行評估分析，結果顯示在正常作業下，對環境無明顯影響，答覆內容經審查可以接受。

對燃料廠房內環境之影響部分，台電公司分析報告說明正常運轉時用過燃料池的衰變熱負載係由用過燃料池冷卻淨化系統熱交換器移除，相較於已核准之中幅度功率提昇案案分析結果，本案之用過燃料池冷卻淨化系統熱交換器熱負載及用過燃料池最高池水溫度並未增加，不會影響核機冷卻水系統及燃料廠房空調與冷卻系統的設計餘裕，且最高池水溫度亦符合原能會審查規範要求，因此本案對燃料廠房內環境之影響可以忽略，經審查分析報告內容可以接受。

### **14.3 本章審查結論**

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司分析報告針對護箱裝載池增設貯存格架所提評估總結內容，以及對審查提問的答覆內容，已就各項安全分析評估結果是否符合相關法規與所參照之美國聯辦法規10 CFR 50.92要求之事項及環境考量部分，提出適當之綜合評估與說明，經審查可以接受。

## 第十五章 審查總結

綜合本會審查小組，就台電公司所提核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告，與台電公司對187項審查意見所提出之補充說明及報告修訂內容之審查結果，台電公司已就核二廠護箱裝載池增設貯存格架之臨界安全、燃料池冷卻能力、結構材料與耐震、輻射安全與放射性廢棄物處理、異常事故之評估、吊運施工作業安全與未來復原作業，以及中子吸收板能力監測作業、終期安全分析報告與運轉技術規範配合修訂內容、日本福島事故後改善案之適用性評估等項，提出適當評估與說明，審查結果可以接受，重要審查結論及後續管制事項彙總如下。

### 15.1 重要審查結論

在臨界安全分析部分，分析結果格架之最大有效增殖因數僅為0.80635，再計入因燃料誤裝填事故而增加的反應度0.00355，仍然低於法規上限值0.95，並有足夠的安全餘裕，符合本會「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」之規定，經審查可以接受。

在燃料池冷卻能力部分，核二廠護箱裝載池只用來貯存第1至4週期所退出平均冷卻達29年以上之用過燃料。經熱流分析結果，在正常及異常的情況下，用過燃料池(含護箱裝載池)之整體池水溫度均能維持在本會「核能電廠用過燃料貯存格架改裝安全分析報告審查規範」所規定之限值以下。此外，在正常情況下，池中(含護箱裝載池)任何部份均無局部沸騰現象；在喪失所有冷卻系統之情況下，池水沸騰所造成池水的損失率則在補水系統之容量範圍內，確保池水水位在任何情況下可維持在燃料頂部以上，符合相關規範要求，經審查可以接受。

在結構材料與耐震分析部分，在考慮山腳斷層新事證與各種負載組合下，針對裝載池與格架結構與耐震之進行評估結果，仍符合結構與耐震相關法規要求。另在格架材料部分，經審查已就增設之護箱裝載池貯存格架與附屬配

件材料之法規與相關設計製造要求符合性，以及與護箱裝載池水環境相容性，提出適當論述與評估，確認格架已依據適用之法規使用符合要求之材料，以及實施品質/品保管制作業，經審查可以接受。

在輻射安全與放射性廢棄物處理部分，已考量護箱裝載池安裝格架對用過燃料池水淨化系統所產生的放射性廢棄物，及對燃料廠房空浮之影響。同時針對護箱裝載池輻射屏蔽、用過燃料池水放射性核種濃度、工作人員在施工期間之劑量、以及意外事故對廠界劑量等之影響，評估結果所造成廠外民眾與工作人員劑量低於法規之限值，經審查可以接受。

在吊運施工作業安全與未來復原作業部分，已針對格架運輸與施工安裝作業安全、緊急應變計畫及復原計畫提出適當論述與評估，確認符合參照法規、規範與標準要求，經審查可以接受。

在中子吸收板能力監測作業部分，已就格架使用之中子吸收材料提出初始監測計畫，確認中子吸收材料可確實妥置於格架中，並建立長期監測計畫，以確認裝載池格架貯存用過燃料期間，格架內持續有足夠數量的中子吸收物質以維持臨界安全，經審查可以接受。

在終期安全分析報告與運轉技術規範配合修訂內容部分，已就核二廠護箱裝載池增設燃料貯存格架後，提出對應之終期分析報告書及運轉技術規範需修訂內容，經審查可以接受。後續台電公司於施工完成後，須依程序提出正式終期分析報告書及運轉技術規範修改修改申請案送原能會審查。

在日本福島事故後改善案之適用性部分，對於福島改善措施防護範圍是否涵蓋護箱裝載池部分已提出適當論述與評估，針對其中需修正之噴灑裝置之噴灑範圍，亦已調整並經測試驗證符合要求，確認福島改善措施防護範圍能夠涵蓋護箱裝載池，經審查可以接受。

針對護箱裝載池完整性部分，已提出將各穿越管路進行鐸封之作業，並參考ASME Code進行相關檢查測試，確認鐸道之完整性，穿越管路並經結

構分析可承受0.67g之地震力，以防範池水洩漏。護箱裝載池底安裝有洩漏收集系統，若有洩漏時可及早發現並處理，符合相關規範要求，經審查可以接受。

## 15.2 後續管制事項

綜合審查結果，除確認台電公司所提之安全分析報告可以接受外，並就下列台電公司分析假設與承諾作為納入後續管制事項，以確認台電公司執行本案之品質與安全：

- (一)本申請案現場作業前，將四條管路池壁外第一道隔離閥進行檢修，以確認可確實關閉及發揮隔離功能。(第2章)
- (二)分析報告中熱流分析假設最後退出之燃料衰變熱係採用爐心熱功率3001 MWt(103.7% OLTP)計算，因此未來機組運轉不得超過103.7% OLTP。(第4章)
- (三)現場作業前依品質計畫及核二廠既有相關作業程序書規定，進行格架開箱檢查，對燃料格架進行相關之測試/檢驗，以及品質文件之再查核作業。(第6章)
- (四)進行燃料吊運前，完成人員吊運訓練及納入工具箱會議提醒，以確保作業人員均能熟悉裝載池格架與現有東西池格架高度之差異。(第7章)
- (五)施工作業前完成相關輻射異常與地震時之應變及處理程序人員訓練並納入工具箱會議提醒事項。(第8章)
- (六)護箱裝載池格架安裝後，燃料廠房1樓北側走道將劃分為示警區，並進行行政管制。(第8章)
- (七)執行物件吊運前，完成與確認相關機具與設備連鎖功能檢查、人員訓練等項目。(第9章)