

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

除役期間停機過渡階段用過燃料池火災暨消防管制技術研究
Technology study related to the fire hazard and fire control for the
spent fuel pool during the shutdown transition stage of plant
decommissioning

計畫編號：NL 1070626

受委託機關(構)：國立清華大學

計畫主持人：馮玉明

聯絡電話：03-5725363

E-mail address：ymferng@ess.nthu.edu.tw

研究期程：中華民國 107 年 6 月至 107 年 12 月

研究經費：新臺幣 765,000 元

核研所聯絡人員：沈祐宇

報告日期：107 年 12 月 14 日

目 錄

目 錄	I
中文摘要	1
ABSTRACT	2
壹、計畫緣起與目的	3
貳、研究方法與過程	6
參、主要發現與結論	9
一、相關管制法規之蒐集彙整	9
(一) <i>SFP</i> 相關法規與措施.....	10
(二) 除役期間消防與防火規範.....	31
二、理論模式與數值方法	34
(一) 熱流分析統御方程式.....	34
(二) 紊流模式.....	36
三、核一廠用過燃料池分析模型建立	43
四、失水事故分析彙整與比對	50
(一) 過往用過燃料池相關計畫彙整與其成果.....	50
五、結論與未來規劃	61
肆、參考文獻	63

中文摘要

我國電廠在除役停機後，乃進入停機過渡階段，爐心與用過燃料池仍會儲存用過燃料。此與歐洲、美國與日本等先進國家在於電廠除役期間之作業不同，其經驗與法規等無法直接借鏡。因此，如何參考國外相關除役法規、研究以及作業，並參照相關之安全法規，彙整出符合我國現況相對應之作業方法及法規，實屬落實核安管制作業之必要。此外，對於除役期間停機過渡階段用過燃料池火災發生而言，用過燃料池因失水事故而造成燃料裸露，進而發生鋸-水反應乃是主因。所以，用過燃料池事故的安全分析，是研究用過燃料池火災暨消防管制重要的課題之一。因此，本計畫乃進行除役過渡期間用過燃料池熱水流分析，評估保守性分析結果，同時也利用 3 維局部 rod-bundle CFD 模式分析核電廠用過燃料池於失水事故下池水溫昇率(heat-up rate)、池水沸騰損失率(boil-off rate)以及水位降至燃料頂端 3 英尺之時間(time for the inventory down to 3 ft above top of spent fuel)等，並與過去電廠運轉模式分析結果進行比對，以協助上位計畫之執行。

Abstract

In our country, the nuclear power plant would be in the transition stage after the reactor decommissioning. During this stage after the reactor shutdown, the spent fuel would be stored in the core and spent fuel pool. This decommissioning activity is different from that for the Europe, American, and Japan etc. All of their decommissioning experience and guidelines cannot be suitable for our nuclear plant. Therefore, it is crucial to develop the plant-specific activities and guidelines of decommissioning based on the foreign guidelines and our nuclear plant conditions. This project also develops 3-D local CFD model to simulate the thermal-hydraulic characteristics in the spent fuel pool during the loss of pool inventory accident since the fire in the spent fuel pool is mainly resulted from the Zr-water reaction during the loss-of-coolant accident. The safety related topics include the heat-up rate/boil-off rate for the pool and the time for the inventory down to 3 ft above the top of spent fuel, etc. These predicted results are also compared with those from the previous studies.

壹、計畫緣起與目的

依據國家「核子反應器設施管制法」規定，核能電廠將於執照終止後進入停機除役作業階段，而核設施在永久停機後，須以拆除方式完成除役。也就是電廠執照期限到期，屆時將開始進入除役作業階段；然而，因應國內電廠用過燃料池可能無法及時退出反應器爐心的燃料，在停機期間爐心仍有燃料之現況。我國除役可分為四個階段，依序分別為(1)停機過渡階段、(2)除役拆廠階段、(3)廠址最終狀態偵測階段以及(4)廠址復原階段，其中停機過渡階段再分為前期與後期。停機過渡階段前期為爐心仍有燃料，而停機過渡階段後期，用過燃料已完全移出爐心，退至燃料池。在此階段，電廠雖已不再運轉，反應爐與用過燃料池的燃料仍有衰變熱需要持續移除。因此，部分安全系統、機械系統、廠房結構以及電氣設施等，實際仍有維持電廠核安、輻安、工安等之要求，這些持續維持電廠安全功能的系統，均需進行必要的事故分析以及系統維護與檢測作業等。美國核管會(NRC)針對福島事故檢討所發佈的專案報告 Near-Term Task Force (NTTF) Report[1]5 中，對用過燃料池之要求為：正常燃料池水位；低於正常水位，但仍可提供輻射屏蔽；水位接近燃料架頂端，應立即執行補水。故對於燃料池之安全，國內外均有相關的研究與分析。

美國於 2011 年六月解密的機密文件 NEI 06-12[2]中，已證實用過燃料池在非設計基準事故(Beyond BDA)下，將可能因為突然喪失冷卻與補水機制而造成嚴重後果。在複合式災害所導致之非設計基準事故下，燃料池將因為持續的失水而導致燃料裸露與溫度升高，並可能因為持續形成的高溫與蒸汽而發生鋳-水反應，而

造成火災的發生，導致等同於爐心熔毀之嚴重事故。因此，對於除役期間停機過渡階段用過燃料池火災發生而言，用過燃料池失水事故而造成燃料裸露進而發生鋳-水反應乃是主因。所以，用過燃料池事故的安全分析，是研究用過燃料池火災暨消防管制重要的課題之一。

NEI 06-12 提出電廠需於燃料池增設 200GPM 之灑水能力之建議，以確保池水因燃料池破損而流失時的燃料束仍具完整性。Wagner [3]等人曾藉由 MELCOR 進行了燃料池喪失冷卻水事故分析，並藉由改變燃料擺置與灑水作業探討不同冷卻狀況之燃料於事故下可能造成的後果。其結果證明了 NEI 06-12 確實可以改善特定燃料冷卻時數與擺置之參數組合下的事故案例溫度，但仍有部分案例無法透過 NEI 06-12 之處置建議達到最初預期之狀況。而 Sanchez-Saez 等人[4]也曾採用 TRACE 針對 Maine Yankee 核電廠之用過燃料池在正常狀況下進行模擬。

福島事件後，我國核能研究所曾選用計算流體力學(CFD)技術進行用過燃料池的事故分析，以檢驗現有燃料池配置與目前大修作業之規劃下，燃料池在遭受喪失冷卻熱流之後果。由於此研究之目的係協助台電發展相關燃料池冷卻強化系統，以符合管制單位之需求，故僅採用穩態方式搭配理論數學解析單一燃料束之簡化分析模式。清華大學與北科大亦曾於 2012-2014 年共同合作主軸計畫[結合熱流實驗與 CFD 模式分析有效強化用過燃料池冷卻能力與安全分析研究]，透過模擬與實驗並進的方式，針對核一燃料池進行全池模擬，並於研究期間強化了以往於 CFD 模型中未能納入的鋳水反應等模式，並考慮複雜的燃料束幾何模式、更精確

的流阻參數與數值模式選用，發展了有別於先前核研所以工程快速分析為導向的分析模式。有鑑於以往僅用單一分析程式進行用過燃料池熱水流分析，而未能整體地考慮圍阻體空間效應、灑水分佈有效性與灑水冷卻對燃料束完整性等，清華大學又於 2015-2018 年在原能會支持下，進行[核能技術及後端處置之安全強化研究]整合型計畫，其中分項三即是[用過燃料池冷卻能力安全分析精進]，該研究以全面性的深入探討燃料池於失水事故下之熱流現象、灑水均勻性與相關燃料束之應力與完整性。採用局部分析熱水流特性之 CFD 程式、SANDIA 所開發之 MELCOR 程式、NRC 發展的 TRACE 程式以及護套完整性分析程式 FRAPCRON 與 FRAPTRAN，除了進行事故狀態下全池事故之熱水流分析外，也評估燃料池事故期間與救援冷卻作業下，燃料護套之應力、氧化與完整性。

貳、研究方法與過程

如前所述，用過燃料池將因為持續的失水而導致燃料裸露與溫度升高，並可能因為持續形成的高溫與蒸汽而發生鋳-水反應，進而造成火災的發生，乃是導致除役期間停機過渡階段用過燃料池火災發生的主因。因此，用過燃料池事故的安全分析，是研究用過燃料池火災暨消防管制重要的課題之一。我國電廠停機過渡階段，爐心與燃料池都儲存著用過燃料，此與大多歐美日等國電廠除役作業迥異。因此，需要蒐集研究國外類似電廠除役案例、參考國外相關除役法規與作業，協助彙整出符合我國現況相對應之安全法規；此外，針對停機過渡階段用過燃料池可能會擺放新退出的用過燃料，其於失水事故下池水溫昇率、池水沸騰損失率以及水位降至燃料頂端 3 英尺之時間等重要與安全相關之熱水流特性參數，也需在彙整國內相關分析程式與研究成果後，進行保守性的評估。由是之故，本計畫之執行方式與步驟，可分述如下：

- 一、蒐集歐美日先進國家對核能電廠於除役期間停機階段與過渡階段相關管制法規、分析及實務經驗資料，並加以彙整研析。相關法規及研究文獻的 review, 包含 NUREG-1738, NUREG-1353. NEI-06-12, NUREG-2161, NRC Docket ID: NRC-2015-0070, NEI-1726, SANDIA Letter Report Revision 2, January 2008, EA-12-049 與 EA-12-051, 2013 Atomic Safety Organization 報告, NUREG-1567, NUREG-8000 9.5.1 Fire protection program 以及相關 papers 等。
- 二、建立與精進核一廠用過燃料池溫昇特性熱水流分析模式。包含蒐集彙整近幾年核研所與清華大學相關計畫所發展的分析

模式與成果，並建立 3 維局部 rod-bundle CFD 模式分析核一廠 spent fuel pool 在失水事故下 pool heat-up rate, boil-off rate, time for the SFP inventory down to 3 ft above top of spent fuel rod 等。同時，也比對之前用平均 conservation law 或 porous media CFD 模式或系統程式之預估結果。

三、協助上位計畫「核能電廠除役期間停機過渡階段安全管制技術研究」進行相關學術上的協助。

四、相關報告之撰寫。

完整的流體力學計算包含了幾個部分，分別是建模軟體，計算軟體以及後處理軟體。每一個部分分別有不同的處理工作，為了得到一個完整且精確的分析內容結果，三者都是非常重要的，缺一不可。

一、建模軟體：GAMBIT

這套軟體是由 ANSYS 發行專門來製作和分析物件的前處理工具，最主要的功用就是建立模型並且繪製網格。繪製網格就是在我們建立並且希望去分析的物件上產生控制體積之後，利用數值計算，進而模擬。這一步是前處理極重要的部分，關係往後分析的結果。如何建立適當網格是一門重要的課題，若網格太大，計算時間相對少，但結果也會變得較為粗略不可信或甚至在收斂上發生問題；相反的若網格太小，得到的結果可能較具有可分析性，但相對的也花費過多資源和時間，所以如何去取得一個折衷的方法是重要的問題。

二、計算軟體：FLUENT

FLUENT 是由 ANSYS 公司所發行的熱流分析軟體，被廣泛地應用在空氣動力學、建築設計、熱流問題分析上。這套軟體可以很多元的處理各種熱流問題，包括不同的層流、紊流模式、多項流問題…等等。

三、後處理軟體:TECPLOT、FIELDVIEW

這兩個軟體對於後處理的工作非常的有幫助，主要在模擬結果收斂之後，根據得到的資料數據來做整理，對於平面的擷點和數據的運算，可以運用程式內的功能來清楚的表達欲分析之部分，良好的後處理流程對於實驗的結果表達是不可或缺的。

參、主要發現與結論

一、相關管制法規之蒐集彙整

在 1980 年代，有鑑於用過燃料池內的燃料密度日益增加，美國 NRC 對於用過燃料池發生事故的風險進行分析 Beyond design basis accidents in spent-fuel pools — Generic Issue 82 [5]，其中指出銼火在氣冷的環境中可能有傳播及擴散的可能。經由風險評估和成本效益分析 NUREG-1353 [6]，得出結論認為用過燃料池發生嚴重事故的風險很低，符合管制單位對於大眾健康的目標 51 FR 30028[7]，故沒有必要更新監管要求。

然而在 1990 年代，美國 NRC 重新評估了用過燃料池的風險，用以應對永久關閉或除役的電廠相關的風險評估管制。NUREG-1738[8]報告中明確指出，在核能電廠除役期間，可能發生的最嚴重事故為在無適當管制計畫下之用過燃料池喪失冷卻水，如沒有補水，隨著事故的延續最嚴重可能會引發用過核子燃料的銼合金護套破裂進而使放射性物質外洩，甚至引發銼火等災情。報告中對於其有相當保守的假設：如果用過燃料池中的水位低於燃料束頂部，則所有用過燃料都將引發銼火，從而阻斷了空氣與燃料間的冷卻。即使有了這種保守的假設，該研究發現用過燃料池發生火災的風險很低，完全符合歐盟委員會的安全目標。

在日本發生 311 福島事件後，各國開始關注並深入探討用過燃料池因長期喪失冷卻而可能導致燃料毀損的議題，在反應爐之燃料移出至用過燃料池後，還存有一定程度的衰變熱，必

須由持續循環的冷卻系統進行冷卻，以防止護套因為高溫受損而釋出放射性產物。燃料池的衰變熱雖然比起電廠其實是非常渺小，但也在福島事件顯示燃料池之長期去冷卻循環的事實的確有可能對燃料池之安全性帶來威脅。

根據 NUREG-1738[8]對可能導致鋸火災的用過燃料之加熱情況分析，並考慮了儲放在用過燃料池(Spent Fuel Pool, SFP)中燃料的衰變熱以及鋸與氧、水或兩者同時發生的放熱反應，在 NUREG-1738[8]及 NEI-06-12[2]皆指出，一個除役中的電廠，針對關閉幾個月後的反應器，唯一可能發生的意外是從用過燃料池中產生的鋸火反應而引發的鋸火災。故本文將彙整與研析 NRC-2015-0070[9]、ICEM-2010-40015[10]、NUREG-1738[8]、NUREG-1353[11]、EA-12-049[12]及 EA-12-051[13]等核能電廠於除役期間停機階段與過渡階段用過燃料池相關管制法規與規範。

(一) SFP 相關法規與措施

美國核管會 NRC-2015-0070 除役報告中談及之主題包含以下內容：

1. 除役(包含：除役等級、最近除役電廠的經驗)。
2. 識別受影響的屬性。
3. 識別和分析用於除役的監管方法的替代方法(包含：核管理委員會對電廠關閉後之關閉作業報告(Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR)的審查水準、保持除役選項、時間與除役、外部利益攸關方在除役方面的作用、澄清用過燃料管理要求、記錄保存的要求、運輸調查、

追蹤和報告要求)。

4. 識別和分析特定除役主題的備選方案(包含：緊急狀況的準備工作、物理安全；人身安全；實體安全、網路安全、藥物和酒精測試的適合度、工作疲勞、對非持牌操作人員的最低人員配備和培訓要求，包括經過認證的燃料處理常式、除役的信託基金、現場和現場財務保護要求和賠償協議、應用支撐保護、老化管理)。
5. 對為制定規則而進行的除役領域的成本和收益的評估 (包含：分析方法學)。
6. 在考慮制定規則的除役領域的結果(包含：行業實現、產業運作、NRC 實現、NRC 操作、其他政府、一般民眾、環境因素、崩壞；解聚、不確定性分析、安全目標評估)。
7. 除役區域的決策依據(包含：現行的除役管理辦法之決策依據、特定除役主題的決策依據、管理委員會工作人員建議)。
8. 需要修訂的指導和 NUREG 檔案。

而 NRC-2015-0070 報告中談及有關除役之用過燃料池相關規範與內容則如下所述：

1. 對於除役規則制定的目標：
 - (1)繼續提供合理的保證，確保公眾健康和 safety 得到充分保護，並確保在除役的場址中進行共同防禦和 safety。
 - (2)確保拆除反應器的要求是明確和適當的。
 - (3)需要對豁免或許可證的修正 (那些適用於所有除役的反應器問題)。
 - (4)識別、定義和解決與監管除役反應器有關的其他問題。拆

除反應器的要求是明確和適當的。

2. 除役等級，包含四級：

(1)一級關機後應急預案(PSEP)：

第一級在 NRC 對被許可方的認證進行審核後開始，該認證將根據 10 CFR 50.82[14]、許可終止、或 10 CFR 52.110[15]、許可終止從反應器容器中永久停止運行並永久移除燃料。在第一級，唯一可能導致除役電廠發生重大放射性釋放的事務是 SFP 事故中的鎊火災，因為隨著除役時反應器永久關閉的時間變化，鎊火災發生的概率會降低。NRC 工作人員預計，對於沸水式反應器(BWR)，被許可人將至少在一級待 10 個月，對於壓水式反應器(PWR)，被許可人將在一級待 16 個月。在這段時間內，維持適當水準的緊急計畫(EP)，以應對適用的設計基礎事故，並確保對 SFP 迅速洩漏可能導致後續鎊火災並在 10 小時內釋放的低可能性作出迅速反應。

(2)二級：永久停用應急計畫(PDEP)

在此階段，部分 DECON 或 SAFSTOR 可以在用過燃料池中長期儲存用過燃料，而不會對設施的除役計畫產生重大影響。核管理委員會的工作人員預計，在用過燃料從反應器容器轉移到 SFP 後，用過燃料至少將在池中儲存五年。

A. DECON：包含放射性污染物的設備、結構、設施和場所的部分被迅速移除或去汙，使其在停止運行後不久就可以終止許可證。

B. SAFSTOR：該設施置於安全、穩定的狀態，並保持在該狀態(安全儲存)，直到它被清除並拆除到允許許可終止的水準。在 SAFSTOR 期間，設施完好無損，但燃料已從反應器中取出，放射性液體已從系統和部件中排出，然後進行處理。放射性衰變發生在 SAFSTOR 期間，因此減少了在去汙和拆除過程中必須處理的污染和放射性物質的數量。SAFSTOR 的定義還包括在儲存期結束時對設施進行去汙和拆卸。

(3)三級：所有用過燃料轉移到獨立式用過燃料儲存裝置 (independent spent fuel storage installation, ISFSI)

經過足夠的衰變期後，長期用過燃料儲存在用過燃料池之外成為可能。被許可的決定將所有燃料轉移到一個現場的 ISFSI，運送至美國能源部(DOE)長期存儲裝置。

(4)四級：所有用過燃料和放射性物質從現場清除

在所有的用過燃料都從現場移除後，剩餘的庫存主要是由於活性反應器部件和結構材料等待拆卸和去汙。目前還沒有可信的事故序列可以導致重大的後果。

經過以上的除役目標及相關規範，報告最後指出，在核能電廠從過渡階段至除役期間主要的安全問題是在用過燃料池或獨立的用過燃料儲存裝置(ISFSI)中儲存的用過燃料。

日本 ASME 第 13 屆環境補救和放射性廢物管理之國際會議文件 ICEM-2010-40015[10]：核燃料材料管理和轉移方案對除役的影響中提到了 SFP 的管理方法，如下所述：

1.使用現有 SFP 的管理方法

使用現有的 SFP 系統，不需要任何修改，就可以對用過燃料進行管理。雖然這種方法不需要對設施進行任何修改，但是有必要以與使用期間所採取的方式相同的方式維護 SFP 系統。用過燃料池相關規範可參閱解密文件 NEI-0612 的第二部分，包含(1)多樣化的 SFP 補水來源(內部策略)以及(2)獨立的補水來源(外部策略)。

2.採用 SFP 的管理方法，並進行了一些修改

使用 SFP 系統，根據在 SFP 中儲存或保存的燃料之數量減少和燃料的衰變熱，對其進行一些部件改造，可以對用過燃料進行管理。這種方法可以通過排除維護主體的部分元件，或者用較小的元件交換部分元件來降低 SFP 元件的運行成本。

若將用過燃料暫時存放在同一電廠的其他機組的 SFP 中，或在靠近現場的臨時儲存設施中，將不被視為管理，而是作為轉移，以下為除役階段用過燃料的轉移方法：

1.轉移到後處理設施

用過燃料可直接轉移到國外或國內的後處理設施進行後處理。雖然這種方法不需要為用過燃料安裝臨時儲存設施或將用過燃料運送到該設施，但它取決於接收用過燃料再處理設施的情況。

2.向同一電廠的其他單位轉移並管理(單位間的運輸)

用過燃料可以運送到同一電廠的其他單位。雖然這種方

法不需要為用過燃料安裝臨時儲存設施，它不取決於接收用過燃料的後處理設施的情況，而取決於 SFP 的能力。

3.轉移到與現場相鄰的臨時倉儲設施

用過的燃料可以被運送到與現場相鄰的臨時倉儲設施，雖然這種方法不取決於回收用過燃料的再處理設施的情況或其他單位的 SFP 能力，但它需要安裝臨時儲存設施。

關於提取核燃料的管理和轉移方案，包含以下五種情況：A、B、C、D、E(表 2.1-表 2.5)，最後歸類出如下圖 2.1 所示之核燃料管理和轉移之選擇流程：

- 1.情況 A：用過燃料 (SF) 被運送到一個後處理設施，將其儲存在與在運轉期 間儲存的相同 SFP 中。
- 2.情況 B：SF 被轉移到同一發電廠其他單位。(單位之間的運輸)
- 3.場景 C：SF 被運送到一個臨時存儲設施。
- 4.場景 D：在將其存儲在 SFP 中後，將其存儲到一個再處理設施中，通過替換現有的系統元件和臨時安裝的元件來隔離。
- 5.場景 E：在將其存儲在 SFP 中，通過替換現有的系統元件和臨時安裝的元件，將其存儲到臨時存儲設施中，並將其管理轉移到臨時存儲設施中。

表 2.1 SFP 管理和各情況之轉移方法組合

No.	管理方法	轉移方法	情況
1	現有 SFP 的管理	轉到後處理設施	A
2	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位(單位之間的運輸)	B
3	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	C
4	現有 SFP 的管理	轉到後處理設施	D
5	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位(單位之間的運輸)。	-
6	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	E

表 2.2 各情況對除役條件之影響

情況 No.	管理方法	轉移方法	影響除役條件
A	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位(單位之間的運輸)	為了維護 SFP 系統元件,直到用完的燃料從現有的 SFP 運輸,很難保證拆卸、廢物處理和儲存區域。當後處理設施的驗收能力不夠時,可能會延遲轉移用過燃料的完成,而且有可能影響除役條件的時期變得很長。
B	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	為了維護 SFP 系統元件,直到用完的燃料從現有的 SFP 運輸,很難保證拆卸、廢物處理和儲存區域。當使用單位之間的運輸時,影響除役條件的週期很短,因為它不依賴於後處理設施的接受能力。根據 SFP 的容量,這種情況可能不適用,而用過燃料將被轉移。
C	現有 SFP 的管理	轉到後處理設施	為了維護 SFP 系統元件,直到用完的燃料從現有的 SFP 運輸,很難保證拆卸、廢物處理和儲存區域。當使用臨時儲存設施時,影響除役條件的期限很短,因為它不依賴於後處理設施的接受能力。用過燃料的冷卻時間比使用單位之間的運輸時間要長。因此,影響除役條件的時期相對較長。

D	現有的SFP管理	轉到同一電廠的其他單位(單位之間的運輸)。	通過使用孤立的SFP，在完成燃料轉移之前，很容易就能確保拆卸、廢物處理和儲存區域。
E	現有的SFP管理	轉入臨時儲存設施	通過使用孤立的SFP，在完成燃料轉移之前，很容易就能確保拆卸、廢物處理和儲存區域。

表 2.3 各場景對除役時間表之影響

情況 No.	管理方法	轉移方法	影響除役計畫
A	現有的SFP管理	轉到同一電廠的其他單位(單位之間的運輸)	當後處理設施的驗收能力足夠時，對除役時間表沒有影響。如果再處理設施的驗收能力不夠，則延遲完成轉移用過燃料的工作，並影響整個除役計畫。當電廠廠址較窄時，這一情況可能影響用過燃料貯存期的拆卸或廢物處理工作時間表。
B	現有的SFP管理	轉入臨時儲存設施	當使用單位之間的運輸時，它幾乎不會影響除役計畫，因為它不依賴於後處理設施的接受能力。
C	現有的SFP	轉到後處	當使用臨時儲存設施時，它幾乎不會影響除役計畫，因為它不依賴於

	管理	理設施	後處理設施的接受能力。用過燃料的冷卻時間比使用單位之間的運輸時間要長。因此，用過燃料貯存期相對較長。當電廠廠址較窄時，這一情況可能影響用過燃料貯存期的拆卸或廢物處理工作時間表。
D	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位（單位之間的運輸）。	當後處理設施的驗收能力足夠時，對除役時間表沒有影響。如果再處理設施的驗收能力不夠，則延遲完成轉移用過燃料的工作，並影響整個除役計畫。
E	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	當使用臨時儲存設施時，它幾乎不會影響除役計畫，因為它不依賴於後處理設施的接受能力。用過燃料的冷卻時間比使用單位之間的運輸時間要長。因此，用過燃料貯存期相對較長。

表 2.4 各情況對除役費用之影響

情況 No.	管理方法	轉移方法	影響除役成本
A	現有	轉到同一	不需要額外的建築費用或改造費

	SFP 的管理	電廠的其他單位（單位之間的運輸）	用。隨著用過燃料運輸時間的延長，以下時間相關的成本會更高。 1) 維護成本 2) 現場管理費用 3) 寄售成本 4) 租賃費用
B	現有的 SFP 管理	轉入臨時儲存設施	不需要額外的建築費用或改造費用。依賴于時間的成本很小，因為用過燃料運輸的時間相對較短。運輸單位之間的運輸費用是必要的。
C	現有的 SFP 管理	轉到後處理設施	新臨時儲存設施的建設成本和維護費用是必要的。依賴于時間的成本很小，因為用過燃料運輸的時間相對較短。
D	現有的 SFP 管理	轉到同一電廠的其他單位（單位之間的運輸）。	SFPI 的成本（通過用臨時安裝的元件替換現有的系統元件來隔離）是必要的。隨著用過燃料運輸的時間變長，依賴于時間的成本會越來越高。SFP 系統的維護成本由 SFPI 降低。
E	現有的 SFP 管理	轉入臨時儲存設施	新臨時儲存設施的建設成本和維護費用是必要的。SFPI 的成本（通過用臨時安裝的元件替換現有的系統元件來隔離 SFP）是必要的。隨著用過燃料運輸的時間變長，依賴于

			時間的成本會越來越高。SFP 系統的維護成本由 SFPI 降低。
--	--	--	----------------------------------

表 2.5 適用於各除役情況之需求

情況 No.	管理方法	轉移方法	合適的需求
A	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位（單位之間的運輸）	當再處理設施的驗收能力足夠時，電廠場地也不狹窄。用過燃料的運輸既不會影響除役狀態，也不會影響進度。除役成本降至最低，因為新建設施的建設成本和維修費用以及各單位之間運輸的燃料運輸費用都是不必要的。
B	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	當再處理設施的驗收能力不足時，用過燃料可以儲存在同一發電廠的其他單位。由於各單位之間的運輸，減少了對用過燃料的轉移，對除役條件和進度的影響降低了。由於新建設施的建造成本和維修費用沒有必要，因此可以將除役成本保持在較低水準。
C	現有 SFP 的管理	轉到後處理設施	當再處理設施的驗收能力不夠時，不可能將用過燃料轉移到同一電廠的其他單位，以及電廠選址不狹窄的情況下。通過使用臨時貯存設施，減少了因延遲完成轉移用過燃料而導致的除役條件和時間表的影響。除役費用應包括建造新臨時儲

			存設施的建設費用和維護費用。由於燃料運輸的時間相對較短，所以時間相關的成本很小。
D	現有 SFP 的管理	轉到同一電廠的其他單位（單位之間的運輸）。	當再處理設施的驗收能力足夠時，當電廠廠址較窄時。通過 SFPI，減少了對狹窄電廠用過燃料貯存期的除役條件的影響。用過燃料的運輸不會影響退除役計畫。除役成本應包括 SFPI 的成本，而 SFP 系統的維護成本則由 SFPI 降低。
E	現有 SFP 的管理	轉入臨時儲存設施	當再處理設施的驗收能力不夠時，不可能將用過燃料轉移到同一電廠的其他單位，電廠廠址也很窄。通過 SFPI，減少了對狹窄電廠用過燃料貯存期的除役條件的影響。通過使用臨時貯存設施，減少了因延遲完成轉移用過燃料而導致的除役條件和時間表的影響。除役費用應包括新建臨時儲存設施和 SFPI 的建設成本和維護費用，而且由於用過燃料運輸週期相對較短，時間相關成本也很小。

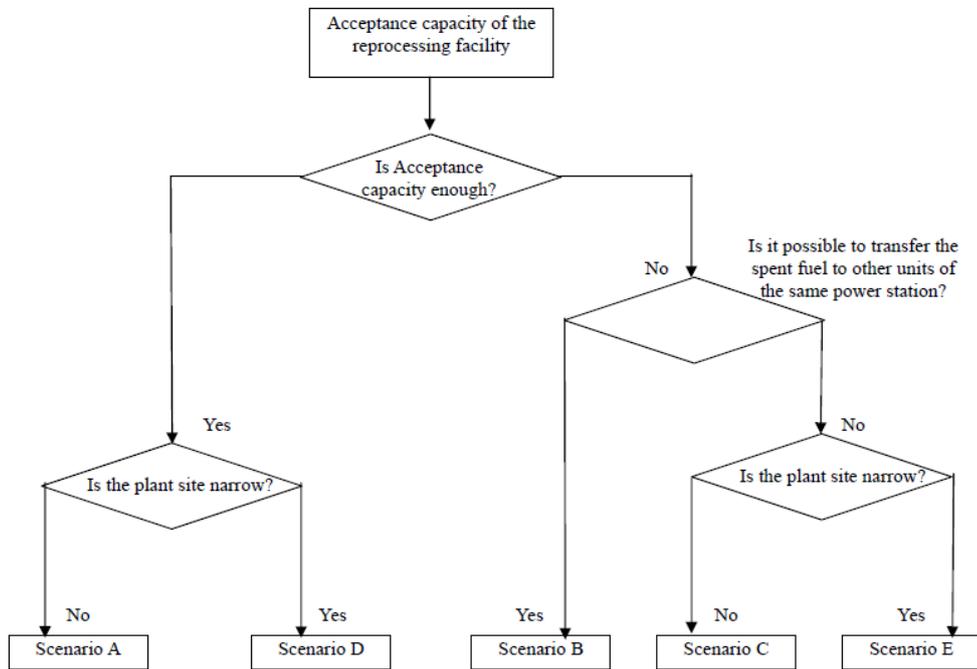


圖 2.1 核燃料管理和轉移之選擇流程

美國核管會提出之研究報告 NUREG-1738 核電廠除役期間用過燃料池事故之風險研究中論及的主題有：

1. 熱水流分析
2. 除役核電廠用過燃料池風險評估(包含：SFP 風險評估的基礎、SFP 的設計和除役電廠的操作特點、估計的用過燃料頻率和影響結果的假設、內部事件場景導致燃料的不協調、超出設計基礎的用過燃料池事故場景（外部事件）、用過燃料池臨界狀態、SFP 事故的後果和風險)
3. 用過燃料池（SFP）對監管要求的風險(包含：風險預知的管理決策、對應急準備、安全和保險的監管要求的影響)

其中針對除役電廠用過燃料池評估之熱水流分析中，透過用過燃料池熱流分析發現在停機 60 天後，若發生意外將預期於超過 100 小時候燃料棒才會裸露(如表 2.6)。然而報告中亦持續假設保守情境評估鎔火災發生時間，結果顯示用過燃料於移出爐心第一年，喪失池水冷卻僅考慮空氣對流的情況下，評估沸水式反應器(BWR)和壓水式反應器(PWR)，結果發現用過燃料從 30°C 加熱到 900°C 僅不到 10 小時就會發生就會發生分裂產物外釋(如圖 2.2)。

表 2.6 用過燃料池因衰變熱造成用過燃料池汽化至僅距燃料頂端 3 英尺之時間[8]

Decay time	PWR(hr)	BWR(hr)
60 days	100	145
1 years	195	253
2 years	272	337
5 years	400	459
10 years	476	532

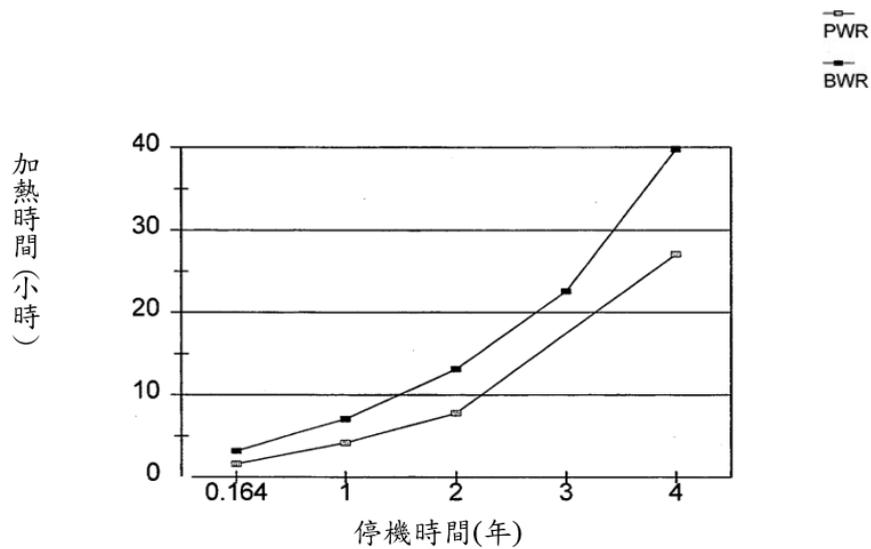


圖 2.2 用過燃料於空氣冷卻下從 30°C 加熱到 900°C(外釋)所需時間 [8]

內部事件導致燃料裸露事件中，包含了冷卻喪失、冷卻水流失、外電喪失或電網相關事件、因惡劣天氣的外電喪失、重物墜落以及內部火災，共七種場景。我國核研所之除役階段用過核子燃料池安全管制技術研究[16]一文中對 NUREG-1738 文獻之探討歸類出用過燃料池的管制要求是根據 RG1.174 在基於風險的決策中使用概率風險評估的方法在許可基礎上的特定變更，包含：

1. 提出的變更滿足最新法規。
2. 當提出的變更導致反應器爐心損壞頻率或導致風險增加時，應盡量把增加之風險最小化。
3. 變更須與縱深防禦一致。
4. 變更須維持足夠的安全餘裕。
5. 變更應使得幅射監測更利於進行。

其安全原則，如圖 2.3 所示：

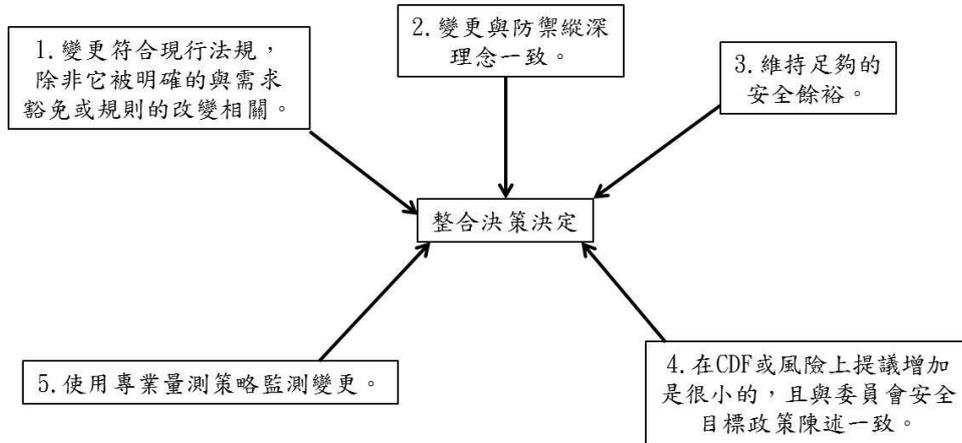


圖 2.3 風險揭露決策決定原則[16]

然而在超出設計基礎的用過燃料池事故中，NUREG-1353 於下段提出更詳盡的說明。其在超越設計基礎的用過燃料池事故研究中，探討包含以下主題：

1. 替代的決議(包含：沒有做為、要求使用低密度格架、改善冷卻/補充系統、安裝噴淋系統、修改用過燃料儲存架設計、用固體材料覆蓋燃料碎片、改善通風氣體處理系統)。
2. 技術表現(包含：用過燃料池 (SFP) 審查指南和要求、用過燃料池設計特點、用過燃料池結構、用過燃料貯存架說明、用過燃料包覆失效評估、對用過燃料池中事故序列的量化、放射性後果評估、關於使用高密度存儲架的其他問題)。
3. 驗證/影響分析。

其中本篇報告針對除役過渡階段用過燃料池說明了為了去除存儲元件中的衰變熱而提供冷卻的方法會因不同的設計

而不同，但需要執行的安全功能是一致的。假設水從用過燃料池中洩漏或煮沸，燃料棒將會升溫，直到浮力驅動的氣流足夠防止進一步升溫而停止。如果過程中產生的衰變熱足夠高，燃料棒護套將被加熱到約 900 攝氏度(1650 攝氏度)，而氧化過程就會自我維持，進而導致銼火災。如果舊的相鄰元件中的衰變熱高到足以將該元件加熱到自維持氧化溫度的 100 至 200 攝氏度(200 至 400 攝氏度)以內，則銼火災很可能會傳播到較舊的相鄰元件。故用過燃料元件必須冷卻，並且在所有存儲條件下必須保持水的覆蓋。為使用過燃料池保持冷卻能力，需考量的安全功能條件如下：

- 1.決定正常、異常和事故條件下待冷卻的用過燃料數量。
- 2.系統應有保持一定水位高度的能力。1.決定正常、異常和事故條件下待冷卻的用過燃料數量。
- 3.能夠提供可選的冷卻能力和操作所需的相關時間。
- 4.為水池提供足夠的補給。
- 5.防止因單個主動故障或與非安全相關的部件或系統故障而導致功能損失。
- 6.用於檢測和隔離可能導致洩漏或故障的系統元件的方法。
- 7.為啟動適當的安全措施提供儀器。
- 8.系統保持水池水溫均勻的能力。

該系統執行的其他功能，與安全無關，包括為 SFP、加油管、加油水儲存罐和其他設備儲存池進行水清洗；用於補充和排水加油管和其他儲存池的方法；在 SFP 中提供乾淨的水。對 SFP 區域的負載處理進行了回顧，各種評審和驗收的

標準如下表 7-9 所示。

表 2.6 10 CFR Part 50 Appendix A, 通用設計標準

2	保護自然現象的設計基地
4	環境和導彈設計基地
5	共用結構、系統和元件
44	冷卻水
45	冷卻水系統檢驗
46	冷卻水系統試驗
61	燃料儲存和處理以及放射性控制
62	防止燃料儲存和處理的臨界性
63	監測燃料和廢棄物儲存

表 2.7 法規指引

1.13	輕水式反應器於核電廠用過燃料儲存設施的設計目標
1.26	核電廠的水、蒸汽和放射性廢物的分類和標準。
1.29	抗震設計分類
1.52	設計、測試和維護標準，用於工程安全特性大氣淨化系統空氣過濾和輕水冷卻核電廠的吸附單元

1.115	對低軌道渦輪導彈的保護
1.117	龍捲風設計分類
8.8	確保核電廠的職業輻射暴露盡可能地低

表 2.8 其他指南/引用

ANS 57.1/ANSI N208	輕水式反應器燃料處理系統的設計要求
ANS 57.2/ANSI N210-1976	輕水反應器的設計目標是核電廠的用過燃料儲存設施
NUREG-0554	核電廠的單防故障起重機
NUREG-0612	核電廠重負荷控制

EA-12-049[12]及 EA-12-051[13]關於可靠的用過燃料池儀表的修改許可報告中論及用過燃料池液位儀表相關規範，並應包括以下設計特點：

- 1.儀表：儀表應包括一個永久性的、固定的主儀表和一個備用儀錶。備用儀表可以是固定的或可移動的。可攜式儀器應有能力提高經過培訓的人員在限制進入用過燃料池的條件下監測用過燃料池水位的能力，例如部分結構破壞、高輻射水準或沸騰池的熱量和濕度。
- 2.設置：用過燃料池液面儀表的設置應合理保護液面指示功能，防止由於用過燃料池上的結構受到破壞而導致的損害。

- 3.安裝：在用過燃料池內安裝的儀表設備應在用過燃料池結構中考慮可能承受的最大地震，以保持其設計配置。
- 4.鑒定：主、備用儀表應在溫度、濕度和輻射水準上與飽和狀態下用過燃料池水一致，且確保長時間的可靠。這種可靠性應通過增強品質保證建立(例如，類似於現場消防程式的過程)。
- 5.獨立：主要的儀表應獨立於備用儀表。
- 6.電源：永久性安裝的儀表應由單獨的電源供電。永久安裝和可攜式儀表應提供電源連接，從電源獨立於電廠交流和直流配電系統，如可攜式發電機或可更換電池。作為備用電源的現場發電機和用於儀表電源的可更換電池應該有足夠的容量來保持水準指示功能。
- 7.準確性：儀表在電源中斷或電源發生變化後，應保持其設計的準確性，不得重新校準。
- 8.測試：儀表設計應提供日常測試和校準。
- 9.顯示：經過培訓的人員應能夠從控制室、備用關機面板或其他適當和可達的位置監控用過燃料池水位。

(二) 除役期間消防與防火規範

10 CFR 50.48[17]對防火要求作了修訂，要求持有永久停止操作和具有可從反應器爐心中取出燃料認證的電廠維持消防專案，並根據需要在設施除役的各個階段對其進行修訂定，以解決可能導致放射性物質釋放或擴散的火災。DG-1069[18]在防火規章中指出防火規劃的目標是：

- 1.合理防止此類火災的發生。
- 2.迅速發現、控制和撲滅可能導致放射性危害的火災。
- 3.儘量減少火災對公眾、環境和電廠人員的輻射危害。

報告提出用過燃料池的除役消防計劃的核心價值為：從反應爐心中取出之用過燃料儲放在用過燃料池中，應該制定並保持全面的除役防火計劃以確保火災影響用過燃料的可能性，並使放射性危害最小化，如果發生火災，必須為充分緩解。針對用過燃料的部分，應保護用過燃料所需的結構、系統和部件 (structures, systems, and components, SSCs)，包括用過燃料池，用過燃料池冷卻和補水系統，以及任何必要的支持系統，如儀表和控制，通風和電力系統。故火災危險性分析應描述火災威脅及相關防護措施，以保護用過燃料，以及對維持用過燃料完整性很重要的 SSCs。快速檢測，控制和抑制火災的能力是主要的防禦措施之一，故 DG-1069 於防火規劃中針對消防系統的建置或要求為：

1.消防供水

在除役期間，應保持電廠消防供水系統能夠提供自動撒水所需的最大水流量、抑制系統及手動消防系統。並且該系

統應提供最大水流量需求為至少 2 小時。以下因素是在確定供水的適當性時考慮：

- (1)供水水源的可靠性。
- (2)儲槽或其他水源，泵，消防栓和配電系統的可用性。
- (3)足夠的流量和壓力來滿足自動或手動火災的水流量需求。
- (4)水供應源和分配系統的容量。

2.自動滅火系統

電廠進入除役時，已存在的自動滅火系統應根據火災危險性分析保持可操作性，這些系統應該在發生火災時保護電廠出口逃生路線，以便電廠人員進行撤離。

在使用或儲存易燃或可燃材料時，也應提供自動滅火系統。為除役階段，建造新的或臨時建築物，需要根據建築物的火災和輻射危險區域安裝系統。在選擇要安裝的滅火系統類型時要考慮一些因素，包含：火災危害的類型和健康危害、抑制火源之抑制劑的清除，以及抑制劑對生命系統、結構的影響。(NFPA 11[19]，”低膨脹泡沫標準”；NFPA 11A[20]”中等和高膨脹泡沫系統標準”；NFPA 12[21]，”二氧化碳滅火系統標準”；NFPA 12A[22]，”Halon 1301 滅火系統”；NFPA 13[23]，”噴淋系統的安裝”；NFPA 15[24]，”噴水固定系統防火標準”；NFPA 16[25]，”兩淋式泡沫水噴頭和泡沫水噴霧系統的安裝標準”；NFPA 16A[26]，”封閉式泡沫噴水滅火系統安裝標準”；NFPA 17[27]，”乾式化學滅火系統標準”；NFPA 17A[28]，”濕式化學滅火系統標準”；和 NFPA 75[29]，”電子電腦/資料處理設備保護標

準”，應作為設計依據、安裝，以及自動消防系統的操作。)

3.手動滅火系統

應在電廠內提供手動滅火系統以補充自動化防火系統，並為未受自動保護的區域提供壓制覆蓋系統。除役活動可能會改變電廠原火災系統配置，當需要建造臨時圍牆或建築物，可能會隨著設施被拆除或修改，放棄或移除自動消防系統。所以必須提供足夠的手動滅火能力或根據除役火災危害分析進行維護，以確保防範火災引起的放射性物質釋放。

(請參照 NFPA 14[30]及 24[31])

4.現場消防隊和場外消防應急響應

手動消防能力應由現場消防隊或異地提供緊急服務，或兩者兼而有之。應該制定消防應急計劃來描述對火警的響應以及分配給應急響應人員的責任。(請參閱 NFPA 600[32]，NFPA 801[33]和 NFPA 1500[34])

二、理論模式與數值方法

(一)熱流分析統御方程式

本研究模擬的過程牽涉到流場，故連續方程式和動量方程式是必要的；也考慮了溫度場，故能量方程式也為一重要方程式。除了這些之外，若流體為一紊流，則在分析的時候也須加入紊流方程式，在這一章將會說明所使用之方程式和參數。計算流體力學是將模型分成很多個小體積來進行計算，而本研究所使用的計算流體力學軟體 FLUENT 是採用有限差分法延伸而來的有限體積法進行演算，利用泰勒級數展開求取近似解。

為了節省計算時間和資源，模型的簡化和適當的假設條件是必要的，本文的基本假設如下幾點所示：

- 1.流體為牛頓流體
- 2.流體為不可壓縮流體
- 3.忽略浮力等影響

而對於以上假設的流體，連續方程式和統御方程式如下

連續方程式 (Continuity Equation)

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho \vec{U}) = \dot{m}$$

其中 $t = \text{time}$

$\rho = \text{密度}$

$\vec{U} = \text{流體速度向量}$

\dot{m} = 流體質量產生或消散率

動量方程式 (Momentum Equation)

$$\frac{\partial(\rho\vec{U})}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho\vec{U}\vec{U}) = -\nabla P + \rho\vec{g} + \nabla \cdot (\mu\nabla\vec{U})$$

其中 t = time

ρ = 密度

\vec{U} = 流體速度向量

\dot{m} = 流體質量產生或消散率

P = 流體壓力

\vec{g} = 重力向量 (Gravitational Vector)

μ = 流體黏滯度 (Viscosity)

(二) 紊流模式

紊流現象非常複雜，若需要非常精準的模擬其在流場中的流動特性和尾端窩流現象，採用 Large Eddy Simulation(LES) 模型是較好的做法。但由於 LES 計算資源過於龐大，計算時間也較長，故在此研究中選擇其他的紊流模式，配合適當的網格數量和模型，以及設定良好的邊界條件使模擬分析可以得到有效且準確的結果是一項重要的課題。本研究係採用三種不同的 RANS-Based 紊流模式(Standard k- ϵ 、Realizable k- ϵ 、SST k- ω)來進行驗證和模擬，這三種模式皆是以 Standard k- ϵ 為基礎並延伸之，發展以改善邊界網格和渦流特性，各式方程式如下所示。

Standard k- ϵ :

Turbulence Kinetic:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + G_k + G_b - \rho \epsilon - Y_M + S_k$$

Dissipation Rate:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \epsilon) + \frac{\partial}{\partial x_i}(\rho \epsilon u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\epsilon} \right) \frac{\partial \epsilon}{\partial x_j} \right] + C_{1\epsilon} \frac{\epsilon}{k} (G_k + C_{3\epsilon} G_b) - C_{2\epsilon} \rho \frac{\epsilon^2}{k} + S_\epsilon$$

其中

G_k =由平均速度梯度所產生的紊流動能

G_b =由浮力所產生的紊流動能

Y_M = 波動擴張對整體不可壓縮的紊流耗散的貢獻率

σ_k : k 之紊流普朗特數

σ_ϵ : ϵ 之紊流普朗特數

Model Constants:

$$C_{1\epsilon} = 1.44$$

$$C_{2\epsilon} = 1.92$$

$$C_\mu = 0.09$$

$$\sigma_k = 1.0$$

$$\sigma_\epsilon = 1.3$$

$$C_{3\epsilon} = \tan\left|\frac{v}{u}\right|$$

v : 流速分量平行於重力向量

u : 流速分量垂直於重力向量

Modeling the Turbulent Viscosity:

$$\mu_t = \rho C_\mu \frac{k^2}{\epsilon}$$

Realizable k-ε:

Turbulence Kinetic:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho k u_j) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + G_k + G_b - \rho \epsilon - Y_M + S_k$$

Dissipation Rate:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho \epsilon) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\rho \epsilon u_j) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\epsilon} \right) \frac{\partial \epsilon}{\partial x_j} \right] + \rho C_1 S \epsilon - \rho C_2 \frac{\epsilon^2}{k + \sqrt{\nu \epsilon}} + C_{1\epsilon} \frac{\epsilon}{k} C_{3\epsilon} G_b$$

其中

G_k =由平均速度梯度所產生的紊流動能

G_b =由浮力所產生的紊流動能

Y_M =波動擴張對整體不可壓縮的紊流耗散的貢獻率

σ_k : k 之紊流普朗特數

σ_ϵ : ε 之紊流普朗特數

$$C_1 = \max \left[0.43, \frac{\eta}{\eta + 5} \right]$$

$$\eta = S \frac{k}{\epsilon}$$

$$S = \sqrt{2S_{ij}S_{ij}}$$

$$C_{1\varepsilon} = 1.44 ,$$

$$C_2 = 1.9 ,$$

$$\sigma_k = 1.0 ,$$

$$\sigma_\varepsilon = 1.2$$

Modeling the Turbulent Viscosity

$$\mu_t = \rho C_\mu \frac{k^2}{\varepsilon}$$

$$C_\mu = \frac{1}{A_0 + A_s \frac{kU^*}{\varepsilon}}$$

$$U^* \equiv \sqrt{S_{ij}S_{ij} + \tilde{\Omega}_{ij}\tilde{\Omega}_{ij}}$$

$$\tilde{\Omega}_{ij} = \Omega_{ij} - 2\varepsilon_{ijk}\omega_k ,$$

$$\Omega_{ij} = \overline{\Omega_{ij}} - \varepsilon_{ijk}\omega_k$$

$$A_0 = 4.04 ,$$

$$A_s = \sqrt{6} \cos \phi$$

$$\phi = \frac{1}{3} \cos^{-1}(\sqrt{6}W) ,$$

$$W = \frac{S_{ij}S_{jk}S_{ki}}{\tilde{S}^3} ,$$

$$\tilde{S} = \sqrt{S_{ij}S_{ij}} ,$$

$$S_{ij} = \frac{1}{2} \left(\frac{\partial u_j}{\partial x_i} + \frac{\partial u_i}{\partial x_j} \right)$$

SST k- ω :

Turbulence Kinetic:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho k) + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho k u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\Gamma_k \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + \tilde{G}_k - Y_k + S_k$$

Specific Dissipation Rate:

$$\frac{\partial}{\partial t} (\rho \omega) + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho \omega u_i) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[\Gamma_\omega \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right] + G_\omega - Y_\omega + D_\omega + S_\omega$$

其中

G_k = 由平均速度梯度所產生的紊流動能

G_ω = the generation of ω

Γ_k = k 的有效擴散率

Γ_ω = ω 的有效擴散率

Y_k = 因紊流所導致 k 消散率

Y_ω = 因紊流所導致 ω 消散率

D_ω = 擴散項

Modeling the Effective Diffusivity:

$$\Gamma_k = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k}$$

$$\Gamma_\omega = \mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\omega}$$

σ_k = the turbulent Prandtl numbers for k

σ_ω = the turbulent Prandtl numbers for ω

$$\mu_t = \frac{\rho k}{\omega} \frac{1}{\max\left[\frac{1}{\alpha^*}, \frac{SF_2}{\alpha_1 \omega}\right]}$$

$$\sigma_k^- = \frac{1}{F_1/\sigma_{k,1} + (1-F_1)/\sigma_{k,2}}$$

$$\sigma_\omega = \frac{1}{F_1/\sigma_{\omega,1} + (1-F_1)/\sigma_{\omega,2}}$$

$$F_1 = \tanh \Phi_1^4$$

$$\phi_1 = \min \left[\max \left(\frac{\sqrt{k}}{0.09\omega y}, \frac{500\mu}{\rho y^2 \omega} \right), \frac{4\rho k}{\sigma_{\omega,2} D_\omega^+ y^2} \right]$$

$$D_\omega^+ = \left[2\rho \frac{1}{\sigma_{\omega,2}} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_j} \frac{\partial \omega}{\partial x_j}, 10^{-10} \right]$$

$$F_2 = \tanh \Phi_2^2$$

$$\phi_2 = \max \left[2 \frac{\sqrt{k}}{0.09\omega y}, \frac{500\mu}{\rho y^2 \omega} \right]$$

三、核一廠用過燃料池分析模型建立

本研究模型參考核一廠 ATRIUM-10 燃料之幾何結構，為 10*10 的配置方式，其工程尺寸如圖 4.1, 4.2 所示。其中忽略燃料束中的水棒，可略為增加分析結果之保守度。考量到燃料排列之對稱性，本分析採用 1/8 模型作為模擬過程中之基本模型元素，並加以考慮各燃料束之間的側向熱傳能力。因考慮了側向熱傳，可能會有橫流的情況發生，此時燃料棒格架就會有相當程度的影響，因此燃料格架在模型中亦有考慮，圖 4.3 與圖 4.4 中顯示了三維 ATRIUM-10 燃料之模型與截面網格示意圖，其中 Model 中的 ATRIUM-10 燃料與格架的幾何形狀為爐心內部的資料，較為保守，之後也可用於爐心內部 CFD 計算。此模型用於分析 1/8 燃料在半裸露與全裸露下之溫度分布，在計算上因為水位下降率很低，所以在 CFD 分析時使用 quasi-steady state。圖 4.6(a) 藍色部分為此次模型中的燃料格架，圖 4.6(b) 當中的黃色部分則是燃料束上層的把手與其餘結構，因為此段不發熱且結構複雜，在此模型中假設其為多孔材料來進行分析。

此外，為計算全爐退出並停機七天後假設發生冷卻喪失之溫度上升率與水位下降率，燃料池與爐穴之幾何形狀也須納入考慮。圖 4.5 為用過燃料池、傳送通道與爐穴的工程上視圖。要計算用過燃料池的水位下降率，則須依據美國核管會標準審查方案所附之 ASB 9-2 衰變熱功率計算式進行用過燃料衰變熱之計算，其衰變熱可分成兩種，一是分裂產物衰變熱(Fission Product Decay Heat)，另一是重元素衰變熱(Heavy Element Decay Heat)。分裂產物衰變熱功率比值的計算公式如下：

$$\frac{P}{P_0}(\infty, t_s) = \frac{1}{200} \sum_{n=1}^{11} A_n \exp(-a_n t_s) \quad (1)$$

$$\frac{P}{P_0}(t_0, t_s) = (1+K) \frac{P}{P_0}(\infty, t_s) - \frac{P}{P_0}(\infty, t_0 + t_s) \quad (2)$$

其中

$\frac{P}{P_0}$ = fraction of operating power

t_0 = cumulative reactor operating time, seconds

t_s = time after shutdown, seconds

K = uncertainty factor, 0.2 for $0 \leq t_s < 10^3$ and 0.1 for $10^3 \leq t_s \leq 10^7$

A_n, a_n = fit coefficients having the following values :

n	A_n	a_n (sec ⁻¹)	n	A_n	a_n (sec ⁻¹)
1	0.5980	1.772×10^0	7	0.4620	5.344×10^{-6}
2	1.6500	5.774×10^{-1}	8	0.3280	5.716×10^{-7}
3	3.1000	6.743×10^{-2}	9	0.1700	1.036×10^{-7}
4	3.8700	6.214×10^{-3}	10	0.0865	2.959×10^{-8}
5	2.3300	4.739×10^{-4}	11	0.1140	7.585×10^{-10}
6	1.2900	4.810×10^{-5}			

而用過燃料的重元素衰變熱功率比值分別來自於U-239與Np-239，計算方式如下二式：

$$\frac{P(U-239)}{P_0} = 2.28 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} [1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \times [\exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)]$$

(3)

$$\frac{P(N_p - 239)}{P_0} = 2.17 \times 10^{-3} C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}} \{1.007 [1 - \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_0)]$$

$$\times \exp(-3.41 \times 10^{-6} t_s) - 0.007 [1 - \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_0)] \\ \times \exp(-4.91 \times 10^{-4} t_s)\} \quad (4)$$

其中

$$\frac{P(U - 239)}{P_0} = \text{fraction of operating power due to U-239}$$

$$\frac{P(N_p - 239)}{P_0} = \text{fraction of operating power due to Np-239}$$

C = conversion ration, atoms of Pu-239 produced per atom of U-235 consumed

σ_{25} = effective neutron absorption cross section of U-235 , barn

σ_{f25} = effective neutron fission cross section of U-235 , barn

$C \frac{\sigma_{25}}{\sigma_{f25}}$ 保守假設為 0.7

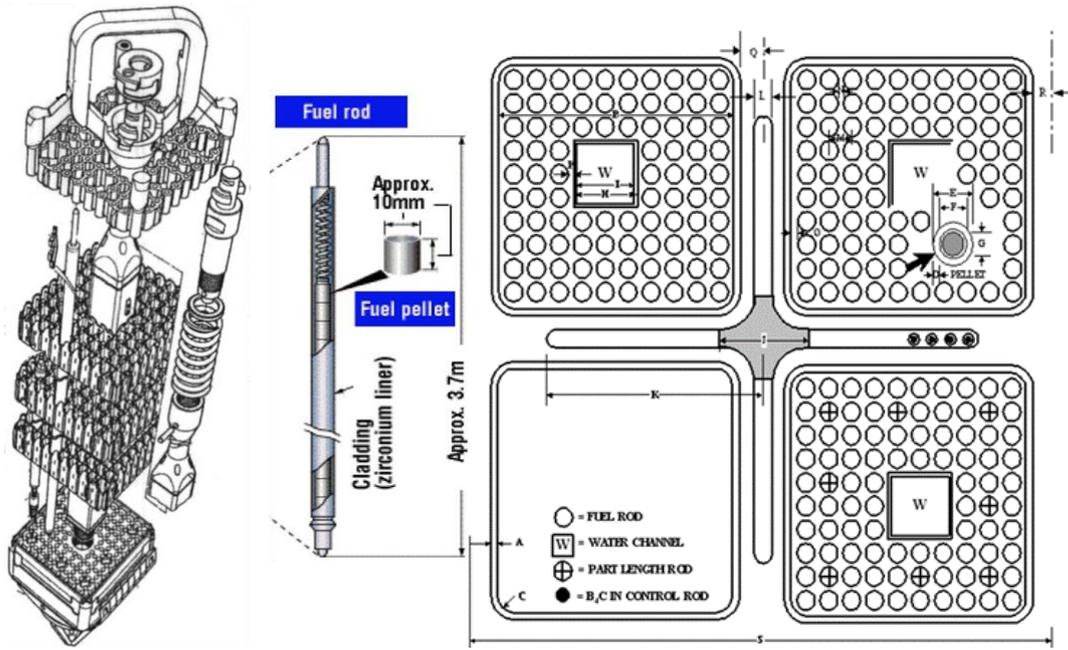


圖 4.4 ATRIUM-10 燃料示意與截面圖

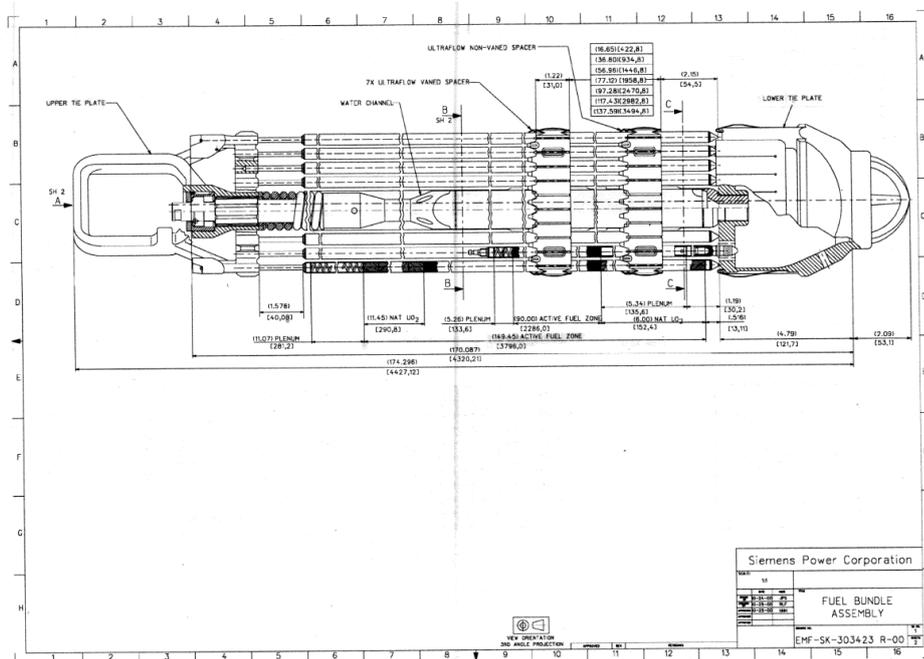


圖 4.2 ATRIUM-10 燃料工程圖

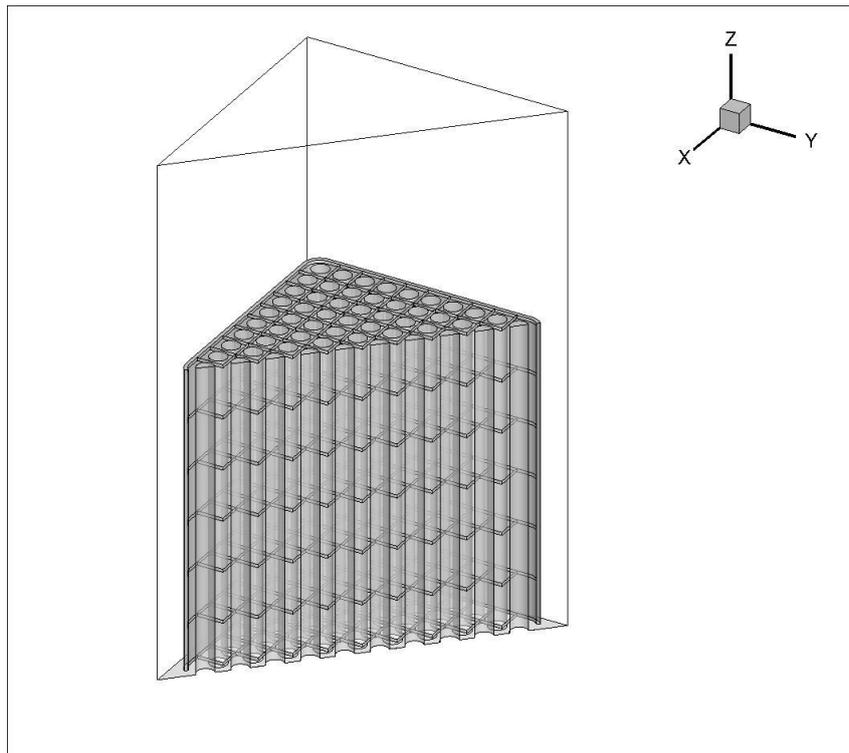


圖 4.3 ATRIUM-10 燃料模型

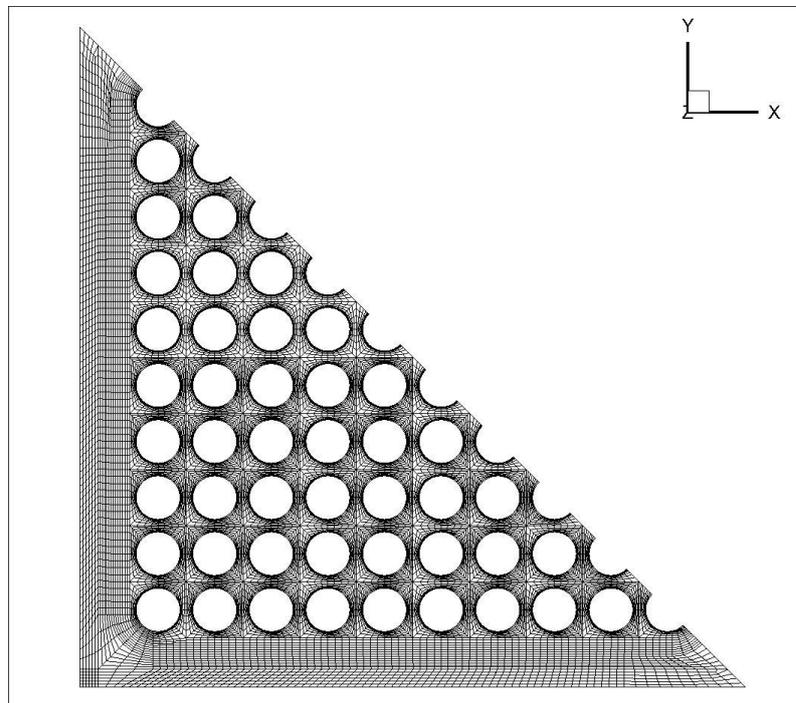


圖 4.4 八分之一 ATRIUM-10 燃料網格截面

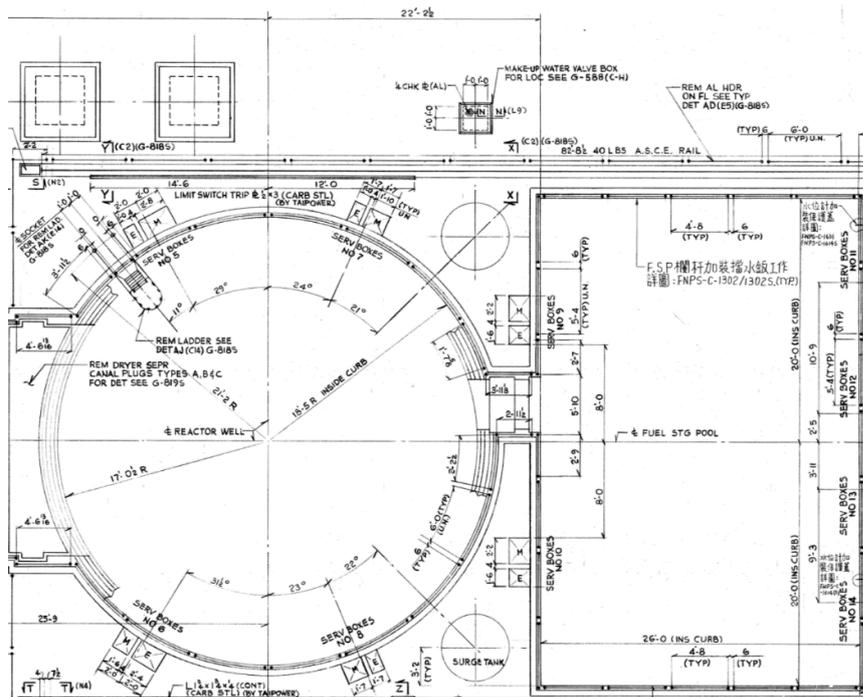
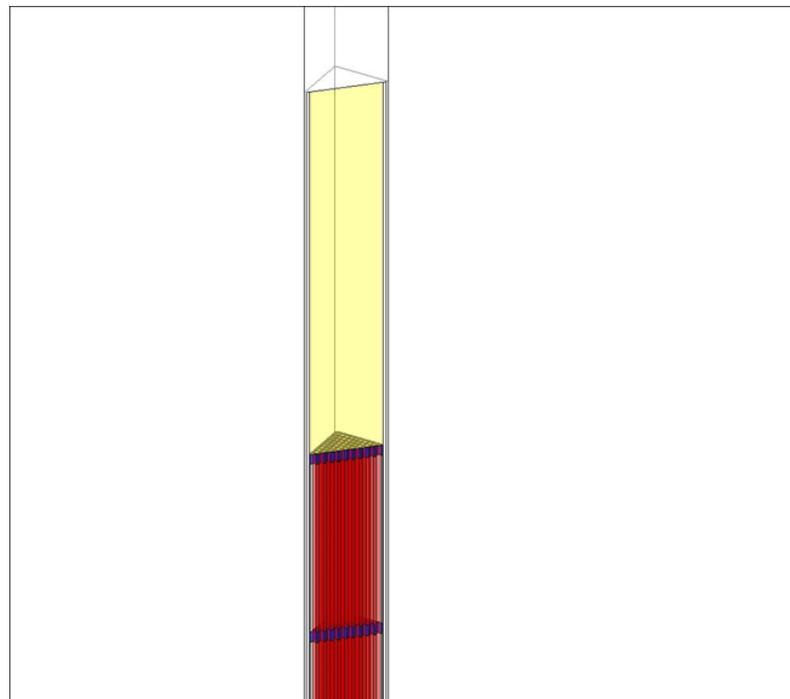
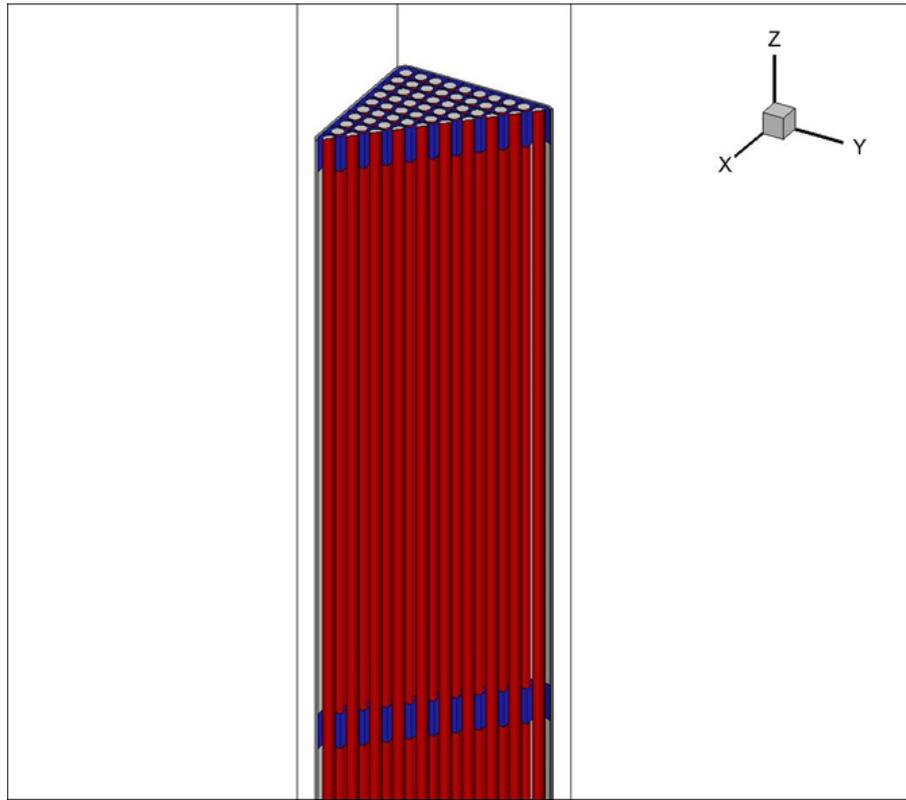


圖 4.5 用過燃料池、傳送通道與爐穴的工程上視圖



(a)



(b)

圖 4.6 燃料束格架與結構示意圖

四、失水事故分析彙整與比對

(一)過往用過燃料池相關計畫彙整與其成果

Schaperow [35] 於 2007 年探討用過燃料池事故的風險相關分析評估，其選用 MELCOR 程式為分析工具進行深入分析。MELCOR 程式以美國三哩島事件為契機，美國 NRC 與世界核能先進國家如法國、蘇俄、日本、韓國、瑞典、芬蘭、瑞士及我國等國家成立國際嚴重核子事故合作研究計畫 CSARP (Cooperative Severe Accident Research Program) 並結合聖地亞 (Sandia) 國家實驗室之研究團隊藉以開發出對核能電廠各類嚴重核子事故進展期間所發生之種種複雜物理現象進行了解、實驗並發展出大型熱流分析 (包括化學、劑量等) 電腦程式。而 MELCOR 程式於 1997 年釋出後歷經不斷精進現已來到 MELCOR 2.1 版本，使得 MELCOR 之模擬更能顯示出核能電廠各項事故進展期間所發生之種種複雜物理現象。其結果顯示用過燃料池即使在喪失冷卻能力後，仍然有充分的時間容許電廠操作員恢復其冷卻功能來防止燃料棒因過熱而受損，此外亦考慮燃料棒受損之情形，計算後所得結果亦較過去和緩。

Weech 等人[36]於 1982 年對通用電氣公司的兩種用過燃料池儲存系統之熱水流相關參數進行測量與分析，其結果表明因池水屬於自然對流，結構物形成的流阻效應對燃料池的熱傳作用具相當程度的影響； Hung 等人[37]於 2012 年針對台灣核二廠用過燃料池之移熱能力進行分析，報告中使用三維模型並輔以計算流體力學軟體進行整池模擬。其中三維模型部分假設燃料束為多孔材質以簡化計算量，結果表明，目前的配置具有足

夠的冷卻能力，可以滿足正常運行和大多數條件下的許可規定。然而，在用過燃料表面會發生局部沸騰現象。雖分析結果發現用過燃料池兩側之燃料束有更好的移熱能力，但增加的移熱能力有限，仍然可能存在局部沸騰。

2014 年清華大學在用過燃料池冷卻能力安全分析精進[38]中針對核一廠用過燃料池之嚴重事故分析進行研究，並使用 CFD, MAAP5 及 MELCOR2.1 程式並與 TRACE 進行相互驗證比較。其中 MAAP5(Modular Accident Analysis Program)程式為美國 Fauske & Associates, Inc. (FAI)公司所研發，可以模擬輕水式核能電廠各種嚴重事故現象，廣為核能工業界做為嚴重事故分析之工具；而在 CFD 的部分，其利用 TRACE 的多通道模式與 CFD 程式來達成分析工作。燃料裸露前，當燃料池的水溫接近飽和溫度時，燃料池水將因為具有充足的熱量而令池水的蒸發現象更為明顯，並進而造成明顯的水位下降，其假設停機七天後發生冷卻喪失，並忽略熱散失與考慮全爐退出的前提下，退出之燃料初始總衰變熱功率經計算為 6.533MWt，其溫升趨勢接近線性而溫升率約為 6.08°C/hr ，其水位下降速率約為 1.013 m/hr。

(2)失水事故分析與結果比對

本報告以能量法並考慮燃料之分裂產物衰變熱與重元素衰變熱來計算水位下降率與溫升率，並與 5.1 章所提到的關於核一廠用過燃料池之分析報告中之數據進行比較。圖 5.1 是在全爐退出的條件下對用過燃料池進行分析，可看出以能量法計算之數據與前分析報告中 CFD 所

計算之數據相仿，並相較於其餘廠系統軟體如 MAPP、TRACE 等較為保守，原因為廠系統軟體有考慮水溫上升時的體積膨脹。由上述分析可知以能量法所計算的溫度下降率是較為保守的，並且細算速度上也較快，可作為監管方初步評估上之參考依據，以下將計算假設最近一次演習時(2018/9/14)發生冷卻水喪失事故時之情況。

如在 9/14 發生冷卻水喪失事故，由於燃料之衰變熱在此過程中因為時間改變所造成的功率變化，相較於已貯存池水內的能量並不明顯，因此整體之水位下降趨勢為一線性趨勢。經計算用過燃料池燃料總衰變熱功率經計算為 1.487MWt；水位下降率為 0.024624149 m/hr，到達 TAF 之時間為 13.6 天，如單獨考慮爐穴方面之冷卻水喪失事故，則因其指包含最後三個循環的燃料，其燃料總衰變熱功率僅 0.352318 MWt；水位下降率為 0.00564 m/hr，到達 TAF 之時間將增為 59.4 天，如考慮爐穴與過用燃料池連通之情況，可由表 5.1 看出，其燃料總衰變熱功率則為用過燃料池與爐芯燃料功率相加，為 1.8389 MWt；水位下降率為 0.01484 m/hr，到達 TAF 之時間為 22.9 天。結果顯示如假設近期發生失水事故，在分析水位下降率時單考慮用過燃料池相較於單考慮爐穴或是連通狀態下是較為保守的。而依據台電基於 NEI 06-12 所建立的緊急補水措施進行評估，其所需之列置時間只需 1 個小時，故可證明在如此嚴重之複合式災情下，核一廠用過燃料池仍能確保於燃料池裸露前即完成相關補水作業，使其不會到達 TAF。

表 5.9 冷卻喪失事故下之相關計算數據

		P(MWt)	水位下降率(m/hr)	溫升率(°C/hr)	到 TAF 時間(天)
近期 (2018/9/18)	用過燃料池	1.486610	0.0246241	1.383528	13.622
	爐穴	0.352318	0.0056437	0.317097	59.432
	用過燃料池 與爐穴連通	1.8389	0.0148413	0.834464	22.598

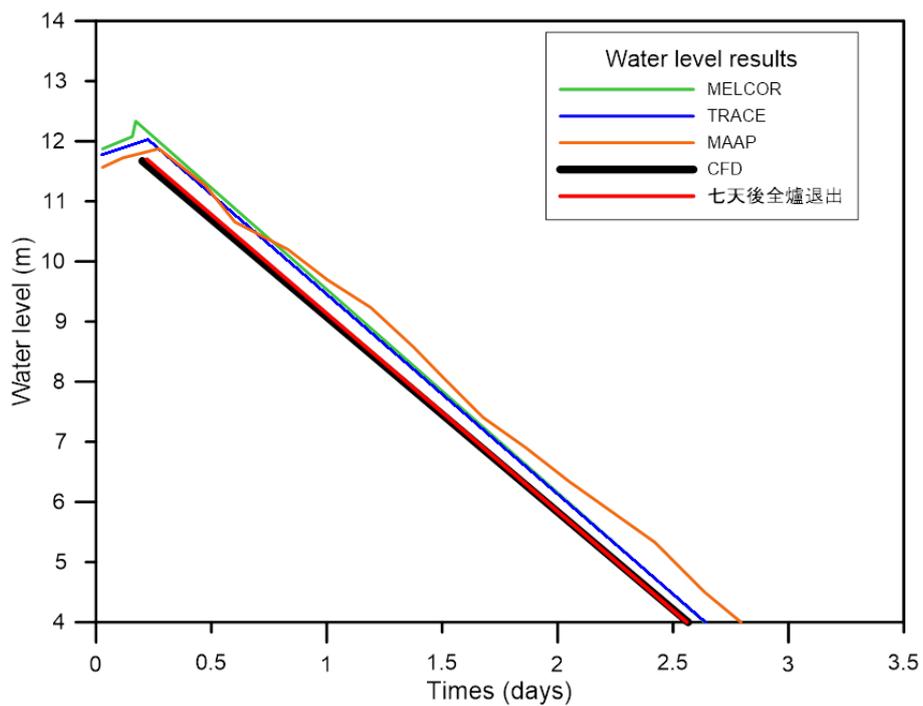


圖 5.1 各軟體所分析之水位與時間關係圖

圖 5.3 為假設燃料束由於失水事故而導致全部裸露在空氣中的溫度分佈，可看到溫度分布整體來說是不均勻的，由圖 5.4 可更明顯的看出其最高溫集中在中部上層區域，由於上端具有較複雜之結構，熱易堆積在各燃料棒的頂端。圖 5.5 為全裸露燃料束頂端截面之溫度與流速圖，可看到在接近中心的位置由底部往上的流速較大，進而造成中心的溫度較高。

更進一步，本報告接續探討在失水事故下單根燃料束在半裸露之細部流場行為，圖 5.6 顯示了半裸露燃料束頂端局部溫度分佈圖，可看出因溫度較高，主要靠熱傳導移熱，所以在上端會有垂直方向溫度梯度產生，而全裸露因溫度較低熱傳導較小，主要靠自然循環，因而上端溫度梯度不明顯，可比較圖 5.5 與圖 5.7 中之流速來佐證，全裸露狀態下因流速較高，較利於自然循環的產生。

為探討用過燃料池內單根燃料束之細部流場行為，本報告建立 CFD 模型以進行分析。與過往核一廠用過燃料池之 CFD 分析不同之處在於，此次建立了燃料格架，除模型的細化之外，更重要的是藉以探討橫向流(cross flow)的作用機制。在大多數的熱交換器中，橫向流對於移熱有非常大的影響。而燃料格架對於流場之探討則可從圖 5.9 與圖 5.10 來做說明，其分別表示了燃料格架上下游之流場行為，頂端由於溫度較高也較可看出差異，圖 5.8 詳細顯示其截面是分別取由底部算起 2.6m 與 3.0m。由圖中可看出不論是在格架的上游或是下游皆會有橫向流的產生，其

對於移熱有正向的幫助，尤其在格架下游處橫向流更為明顯，往後分析對格架的考慮是有其需要的。

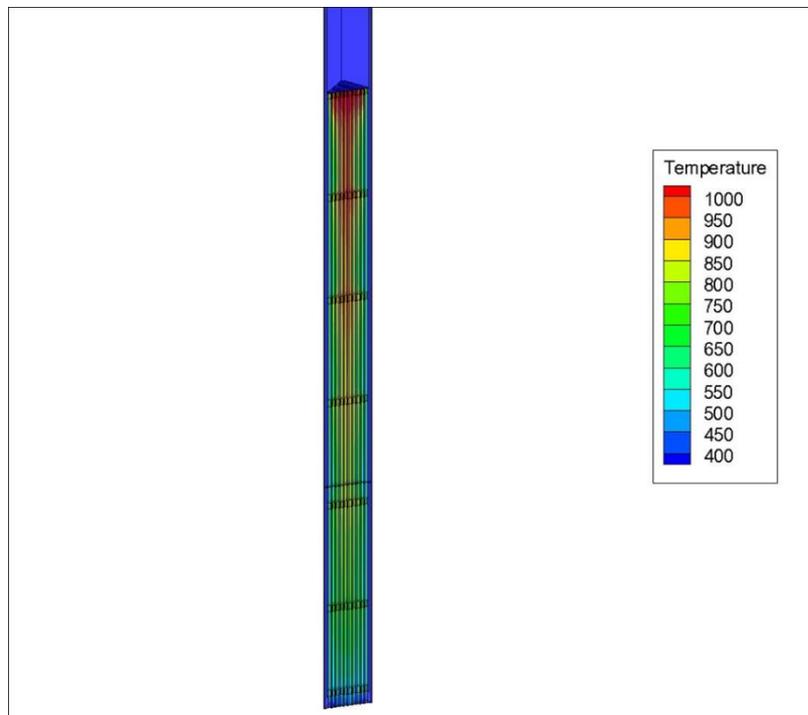


圖 5.3 全裸露燃料束溫度分佈圖

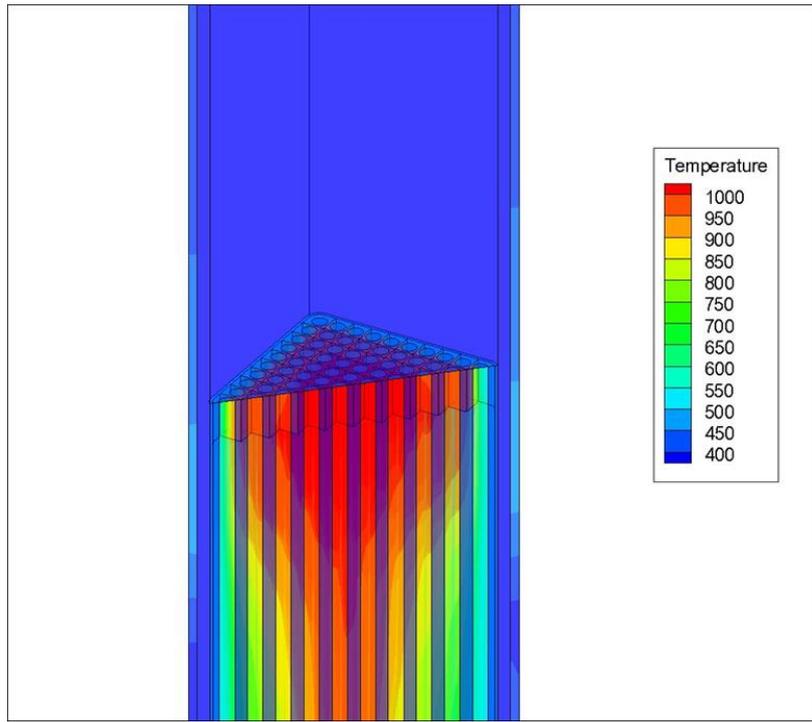


圖 5.4 全裸露燃料束頂端局部溫度分佈圖

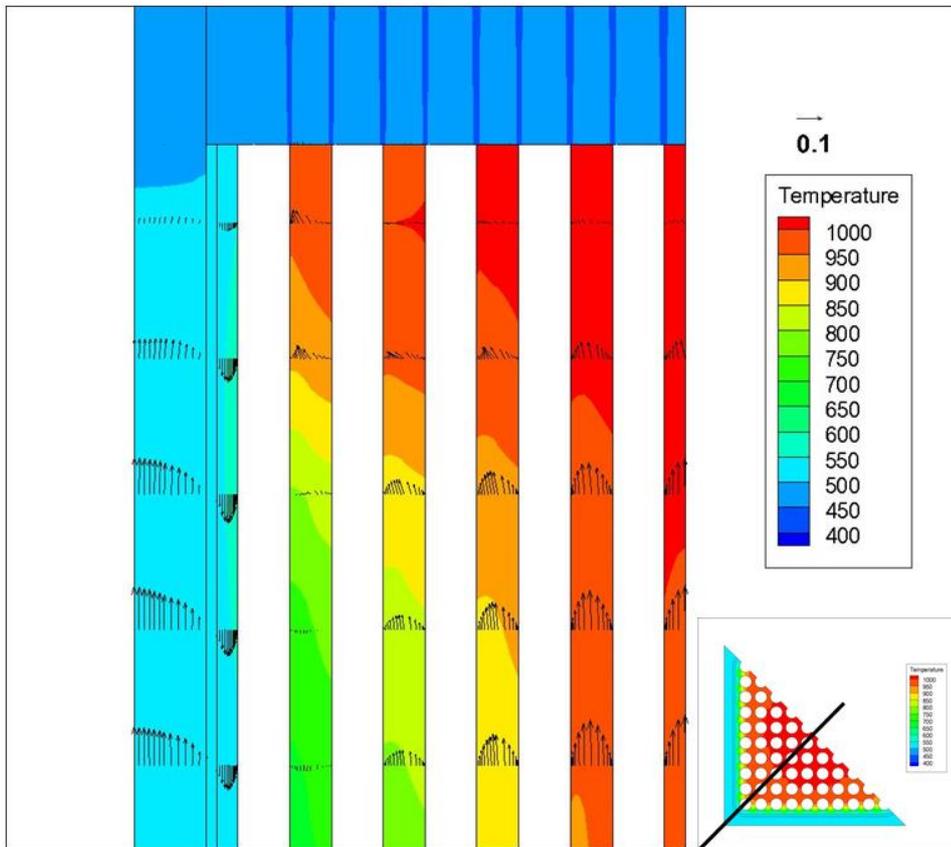


圖 5.5 全裸露燃料束頂端截面溫度-流速圖

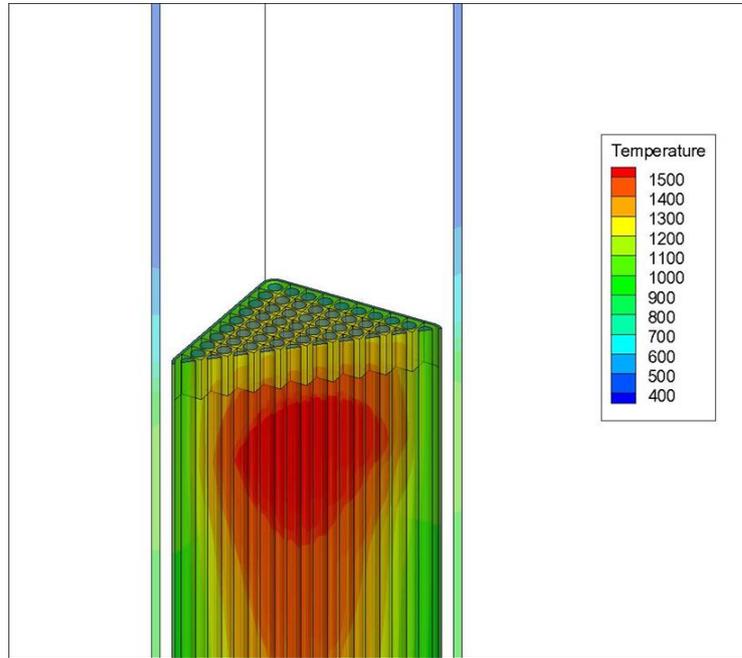


圖 5.6 半裸露燃料束頂端局部溫度分佈圖

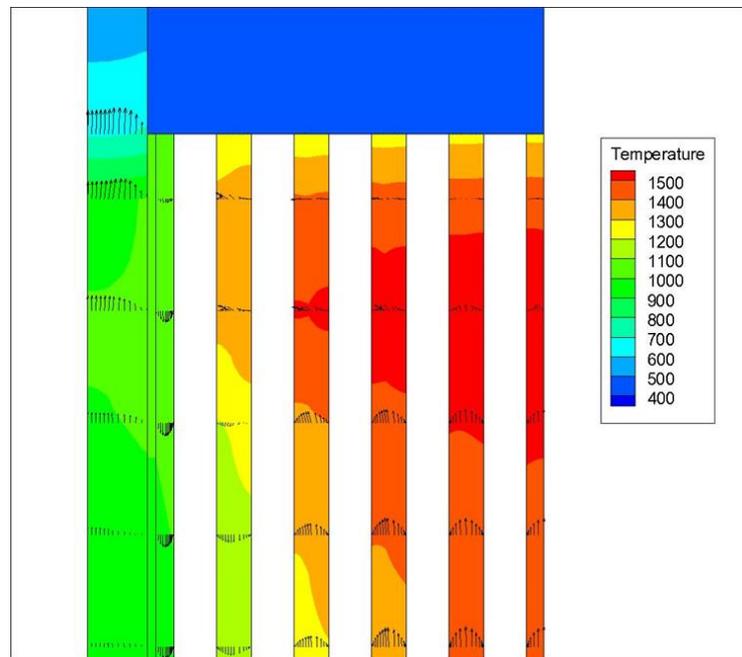


圖 5.7 半裸露燃料束頂端截面溫度-流速圖

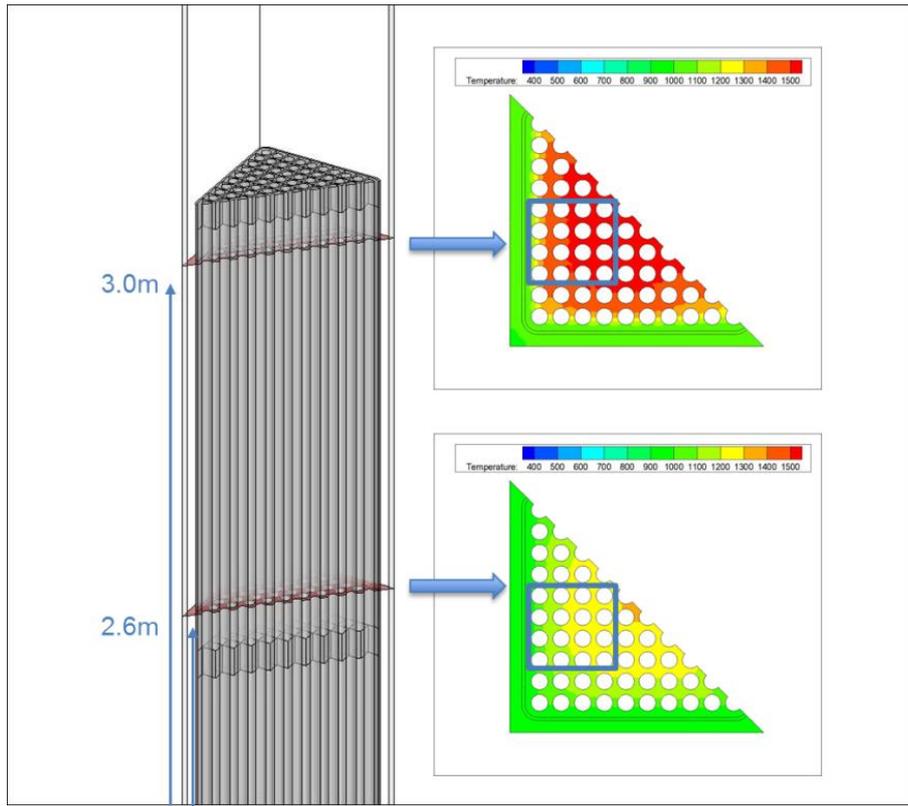


圖 5.8 橫向截面位置示意圖

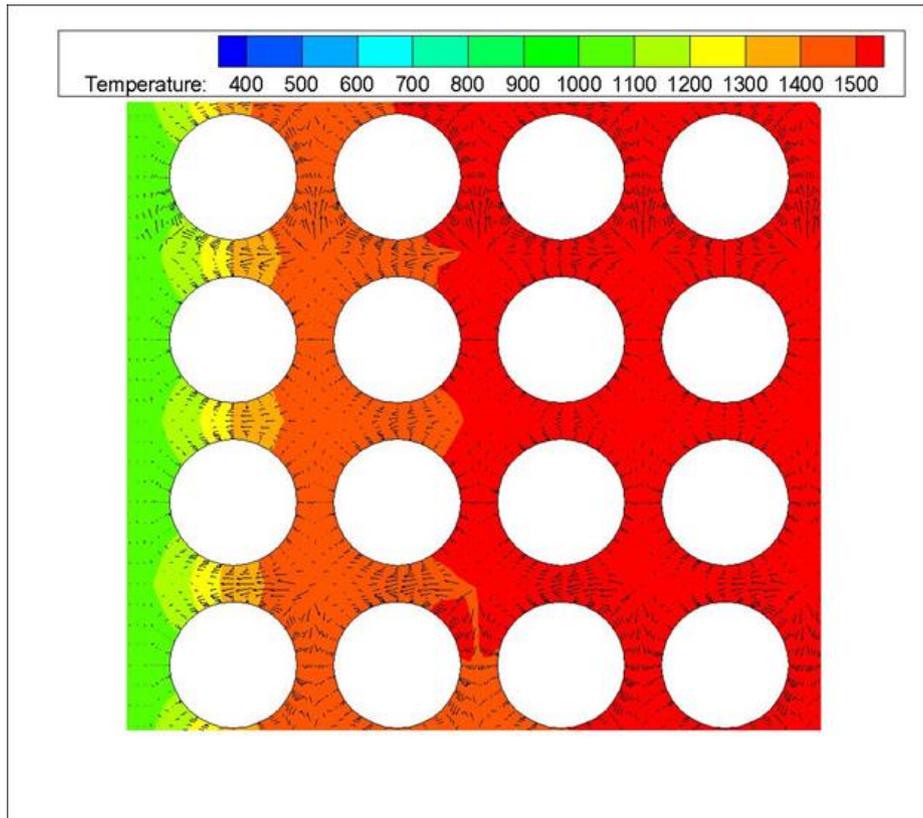


圖 5.9 3.0m 位置之橫向截面圖

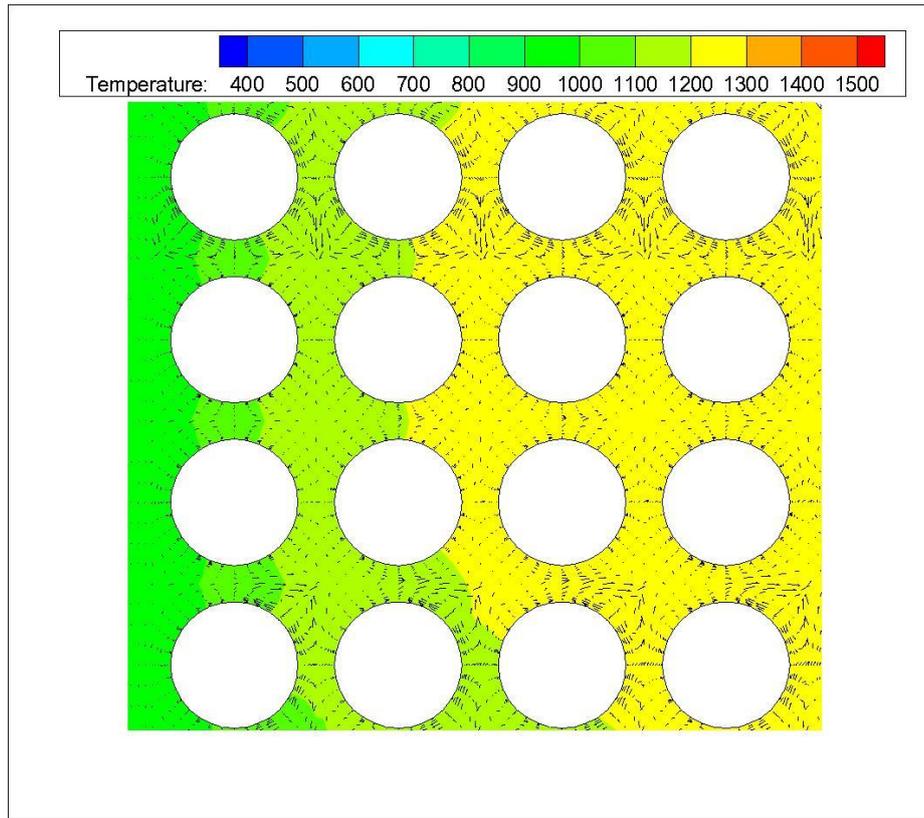


圖 5.10 2.6m 位置之橫向截面圖

五、結論與未來規劃

NEI 06-12 中證實用過燃料池在突然喪失冷卻與補水機制後，可能會因為持續形成的高溫與蒸汽而發生鋳-水反應，而造成火災的發生，其中美國核管會針對福島事故檢討所發佈的專案報中也對用過燃料池之要求為須保持在正常燃料池水位。在以能量法計算近期發生冷卻水喪失事故下，用過燃料池之總衰變熱功率為 1.487MWt，到達 TAF 之時間為 13.6 天，與單獨考量爐穴的 59.4 天和考量兩者連通狀態下的 22.9 天比起來，是足夠保守的，未來在評估近期之冷卻水喪失事故時可用用過燃料池之分析結果來做為一個保守之分析結果。依據台電基於 NEI 06-12 所建立的緊急補水措施進行評估，其所需之列置時間只需 1 個小時，基本上對安全沒有影響。

由 CFD 來計算單一燃料束由於失水事故而導致全裸露/半裸露在空氣中的溫度與流速分佈，可明顯看出其高溫集中在中部上層區域，由於上端具有較複雜之結構，熱易堆積在各燃料棒的頂端。亦可從對流速之判斷得出半裸露前況下因溫度較高，主要靠熱傳導移熱，而全裸露因溫度較低熱傳導較小，且流速較高，較利於自然循環的產生。本報告建立 CFD 模型與過往核一廠用過燃料池之 CFD 分析不同之處在於新增燃料格架，較貼近實際情況，藉以探討橫向流的作用機制。由燃料格架上下游之流場行為可看出不論是在格架的上游或是下游皆會有橫向流的產生，其對於移熱有正向的幫助，尤其在格架下游處橫向流更為明顯，往後分析對格架的考慮是有其需要的。隨著核一廠停機過渡間段時間的推進，其不論是用過燃料池還是爐心

中燃料會持續衰變，銳水火災發生之機率與是否會發生可進行更進一步之詳細評估。

肆、参考文献

1. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “THE NEAR-TERM TASK FORCE REVIEW OF INSIGHTS FROM THE FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT,” July 12, 2011.
2. Nuclear Energy Institute, “B.5.b Phase 2&3 Submittal guideline,” NEI 06-12, Rev. 2.0 Dec. 2006.
3. K.C. Wagner, R.O. Cauntt, “Analysis of Emergency Spray Mitigation of Spent Fuel Pool Loss-of-Coolant Inventory Accidents Rev.2,” SANDIA National Laboratories, Jan., 2008.
4. F. Sanchez-Saez, S. Carlos, J. F. Villanueva, S. Martorell, “SPENT FUEL POOL ANALYSIS USING TRACE CODE,” PHYSOR 2012, Tennessee, USA, April 15-20, 2012.
5. Edward D.Throm, “Beyond design basis accidents in spent-fuel pools — Generic Issue 82,” Nuclear Engineering and Design Volume 126, Issue 3, 1 May 1991, Pages 333-359.
6. Section 6.2 of NUREG-1353, “Regulatory Analysis for the Resolution of Generic Issue 82, ‘Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools,’” issued April 1989 (ADAMS Accession No. ML082330232).
7. Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants US NRC Policy Statement, Federal Register, Vol. 51, p. 30028, 1986.
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “NUREG-1738 Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants,” February 2001
9. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “NRC-2015-0070 Regulatory Improvements for Power Reactors Transitioning to Decommissioning,” November 20, 2017.

10. Kazuma Mizukoshi, "ICEM-2010-40015 STUDY ON INFLUENCE OF NUCLEAR FUEL MATERIAL MANAGEMENT AND TRANSFER SCENARIOS ON DECOMMISSIONING," October 7, 2010.
11. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "NUREG-1353 Regulatory Analysis for the Resolution of Generic Issue 82, "Beyond Design Basis Accidents in Spent Fuel Pools",," April 1989.
12. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "EA-12-049 ISSUANCE OF ORDER TO MODIFY LICENSES WITH REGARD TO REQUIREMENTS FOR MITIGATION STRATEGIES FOR BEYOND-DESIGN-BASIS EXTERNAL EVENTS," March 12, 2012.
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "EA-12-051 ORDER MODIFYING LICENSES WITH REGARD TO RELIABLE SPENT FUEL POOL INSTRUMENTATION (EFFECTIVE IMMEDIATELY)," March 11, 2011.
14. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "CFR 50.82 Termination of license," January 1, 2003.
15. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "CFR 52.110 Termination of license," January 1, 2011
16. 行政院原子能委員會放射性物料管理局, "除役階段用過核子燃料池安全管制技術研究," 中華民國 104 年 12 月
17. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "10 CFR 50.48 Fire protection," January 1, 2009
18. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "DG-1069 FIRE PROTECTION PROGRAM FOR NUCLEAR POWER PLANTS DURING DECOMMISSIONING AND PERMANENT

SHUTDOWN,” May 2001.

19. National Fire Protection Association, “NFPA 11 Standard for Low-, Medium-, and High-Expansion Foam.”
20. National Fire Protection Association, “NFPA 11A Standard for Medium- and High-Expansion Foam Systems.”
21. National Fire Protection Association, “NFPA 12 Standard on Carbon Dioxide Extinguishing Systems.”
22. National Fire Protection Association, “NFPA 12A Halon 1301 Fire Extinguishing Systems.”
23. National Fire Protection Association, “NFPA 13 Installation of Sprinkler Systems.”
24. National Fire Protection Association, “NFPA 15 Standard for Water Spray Fixed Systems for Fire Protection.”
25. National Fire Protection Association, “NFPA 16 Standard for the Installation of Deluge Foam-Water Sprinkler, and Foam-Water Spray Systems.”
26. National Fire Protection Association, “NFPA 16A Standard for the Installation of Closed-Head Foam-Water Sprinkler Systems.”
27. National Fire Protection Association, “NFPA 17 Standard for Dry Chemical Extinguishing Systems.”
28. National Fire Protection Association, “NFPA 17A Standard for Wet Chemical Extinguishing Systems.”
29. National Fire Protection Association, “NFPA 75 Standard for the Protection of Electronic Computer/Data Processing Equipment.”
30. National Fire Protection Association, “NFPA 14 Standard for the Installation of Standpipe and Hose Systems.”
31. National Fire Protection Association, “NFPA 24 Standard for the Installation of Private Fire Service Mains and Their Appurtenances.”

32. National Fire Protection Association, “NFPA 600 Standard on Industrial Fire Brigades.”
33. National Fire Protection Association, “NFPA 801 Standard for Facilities Handling Radioactive Materials.”
34. National Fire Protection Association, “NFPA 1500 Fire Department Occupational Safety and Health Program.”
35. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “More Realistic Analysis of Spent More Realistic Analysis of Spent Fuel Pool Accident Progression”, March 15, 2007.
36. Weech, M. E., & Lee, Y. J., “Heat transfer in spent fuel storage. Nuclear Engineering and Design”, 1982.
37. Tzu-Chen Hung, Vijay K. Dhir, Bau-Shei Pei, Yen-Shu Chen, Fengjee P. Tsai, “The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools”, 2012.
38. 行政院原子能委員會, “核能技術及後端處置之安全強化研究之分項計畫三：用過燃料池冷卻能力安全分析精進”, 中華民國 104 年