

出國報告（出國類別：其他）

赴日本參加第 2 屆台日核能專家會議 及參訪日方除役相關企業出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：陳韋新 助理研究員

蕭憲明 副研究員

楊慶威 副研究員

李振弘 研究員

施建樑 副所長

派赴國家：日本

出國期間：106 年 7 月 17 日~106 年 7 月 22 日

報告日期：106 年 8 月 21 日

摘 要

於民國 106 年 7 月 17 日至 7 月 22 日共計 6 天公差，赴日本參加第 2 屆台日核能專家會議(第 30 屆台日核能安全研討會)，該研討會由台日雙方之核能專家、學者進行核電廠除役討論，藉由簡報及技術討論分享雙方於核電廠除役之經驗與技術，而日本也邀請相關業者於會議中進行該公司之產品介紹，真正落實交流之實質目的。除研討會討論外，也參訪日方除役相關業者(第一 Cutter 興業股份有限公司及三菱重工神戶造船所)，認識其應用於除役之相關經驗與技術；透過參訪正在除役中的濱岡核電廠，瞭解其除役規劃及進度外，並實地參訪乾井與汽機廠房，體會除役期間之狀況與面臨之困難。透過此行之台日雙方研討會及業者參訪活動，除可加強雙方在核設施除役技術交流之外，亦可提供作為未來國內核電廠除役規劃與作業執行之參考。

關鍵字：台日核能安全研討會、核電廠除役、廢棄物管理

目 次

摘 要.....	I
目 次.....	II
一、目的.....	1
二、過程.....	2
(一)行程及工作摘要.....	2
(二)會議議程及研討會內容.....	3
1. 開幕致辭.....	5
2. 專題講演.....	7
3. Session I：核設施除役-除役實績與今後的規劃.....	13
4. Session I(續)：核設施除役-除役措施/組件切割之實行.....	24
5. Session II：除役諸般議題、技術研發-廢棄物處置.....	35
6. Session II(續)：除役諸般議題、技術研發-放射線/除污相關.....	43
7. 開幕致辭.....	49
8. 與日本企業之交流.....	49
(三)參訪行程.....	54
1. 第一 Cutter 興業股份有限公司茅崎總部.....	54
2. 濱岡核電廠(Hamaoka Nuclear Power Plant).....	62
3. 第 26 屆日華原子力連絡會議(關西原子力懇談會).....	67
4. MHI 三菱重工神戶造船所.....	69
三、心得.....	74
四、建議事項.....	75

一、目的

此次公差主要目的是參加第2屆台日核能專家會議(第30屆台日核能安全研討會)，而「台日核能安全研討會」係由中華核能學會(CHNS)與日本原子力產業協會(JAIF)簽定協議，台日雙方藉由研討會交換核能領域之資訊與經驗。2015年於東京舉辦之「2015台日核能專家會議」，我方由原能會與核能學會共同籌辦，當時台日雙方決定於2017年在日本舉行「第2屆台日核能專家會議(第30屆台日核能安全研討會)」，且2017年我方輪由核研所與核能學會共同籌辦。

二、過程

(一)行程及工作摘要

本次公差期間為民國 106 年 7 月 17 日至 7 月 22 日共計 6 天，公差人共有五位：所本部施建樑副所長、工程組李振弘副組長、核後端中心楊慶威副主任、化工組蕭憲明副研究員及保物組陳韋新助理研究員。

主要行程為參加第 2 屆台日核能專家會議(第 30 屆台日核能安全研討會)，並與日方核能領域之專家、業者進行經驗分享，就核設施除役及相關輻射防護實務進行交流、討論，獲取除役方面之實務經驗；除研討會外，更安排參訪第一 Cutter、濱岡核電廠及三菱重工神戶造船廠，實地了解除役相關業者之持有技術，或其除役進度與其規劃理念。此次公差行程如表 1 所示。

表 1 赴日公差行程表

日期	行程	行程說明	住宿地
7/17 (一)	桃園→日本成田機場	1. 東京飯店集合 2. 我方預備會議	東京
7/18 (二)	第 30 屆台日核安研討會議	1. 參加 JAIF 於東京都內主辦之研討會 2. 參加台日共同技術交流會	東京
7/19 (三)	第 30 屆台日核安研討會議： 參訪除役業者第一 Cutter	1. 前往神奈川縣參訪第一 Cutter 除役實務 2. 參訪完後返回東京續行交流討論	東京
7/20 (四)	第 30 屆台日核安研討會議： 參訪濱岡核電廠	1. 前往靜岡縣參訪除役中之濱岡核電廠 2. 參訪完後前往大阪	大阪
7/21 (五)	(A)第 30 屆台日核安研討會： 參訪三菱重工神戶工廠 (B)第 26 屆日華原子力連絡會議(關西懇談會)	(A)前往神戶市參訪三菱重工除役實務，參訪完後返回大阪，進行資料整理及返台準備 (B)關西懇談會地點：大阪車站樓上格蘭比亞飯店	大阪
7/22 (六)	日本關西機場→桃園	搭機返台	--

(二)會議議程及研討會內容

第 2 屆台日核能專家會議日期為 2017 年 7 月 18 日，假東京都市中心酒店(東京都千代田區平河町 2 丁目 4 番 1 號) 5 樓 Orion 大廳舉行(位置如圖 1 所示)，主辦單位為日本原子力產業協會(JAIF)及台灣的中華核能學會(CHNS)，協辦單位為日本原子力除役研究會(ANDES)及台灣的原能會、物管局、台電公司、核能研究所、清華大學等單位，參加之單位除以上主辦及協辦單位外，尚包括台灣的核能資訊中心、核能與新能源教育研究協進會、益鼎公司、泰興公司、鉍原公司等財團法人及業者，日本方面則有：JAIF 會員，如電力業者、反應器/機器廠商、研究所、核能相關服務企業等。議程如表 2。

表 2 第 2 屆台日核能專家會議(第 30 屆台日核能安全研討會)議程

時間	發表內容
08:30-09:00	報到
09:00-09:20	開幕致辭 (日)日本原子力產業協會(JAIF) 高橋明男 理事長 (台)中華核能學會(CHNS) 潘欽 理事長 (日)來賓致辭 原子力除役研究會(ANDES) 石川迪夫 會長
09:20-10:10	專題講演 (25 分鐘 x2) (日) 日本核能發電/核後端業務現況： 電氣事業連合會 原子力部 大森武 部長 (台) 台灣核後端業務之現況介紹： 引言人：台電公司發言人 林德福 專業總工程師 報告人：台電公司 核後端營運處 技術分析課 陳有賢 課長
10:10-10:35	休息&日本企業介紹·交流時間
10:35-12:05	Session I：核設施除役 (30 分鐘 x3、含 Q&A) ① 除役實績與今後的規劃 主持人：行政院原子能委員會核能研究所 施建樑 副所長 Topic 1(台)：TRR 研究用核反應器及台灣核一、二廠除役現況： 核能研究所 工程組 李振弘 副組長 Topic 2(日)：敦賀核電廠 1 號機除役相關前置作業： 日本原子力發電公司 除役措施計畫推動辦公室 菊込敏 調查職 Topic 3(日)：美濱核電廠 1、2 號機除役相關前置作業：

時間	發表內容
	關西電力公司 原子力事業本部 除役措施技術中心 除役措施計畫組 伊阪啓 計畫主持人
12:05-13:20	午餐&日本企業介紹・交流時間
13:20-14:45	Session I(續)：核設施除役 (30 分鐘 x2、含 Q&A) ②除役措施/組件切割之實行 主持人：原子力除役研究會(ANDES) 佐藤忠道 事務局長 Topic 4(日)：Fugen 核電廠除役措施之現狀與技術發展： 日本原子力研究開發機構 JAEA BE 研發部 反應器除役措施研發中心(Fugen) 井口幸弘 副所長 Topic 5(台)：台灣核反應器壓力槽及爐內組件切割規劃： 核能研究所 核後端研究中心 楊慶威 副主任 Session I 綜合討論 (25 分鐘)
14:45-16:15	Session II：除役諸般議題、技術研發 (30 分鐘 x3、含 Q&A) ① 廢棄物處置 主持人：原子力除役研究會(ANDES) 佐藤忠道 事務局長 Topic 6(台)：台灣核一、二廠除役輻射特性調查及廢棄物盤點： 核能研究所 保健物理組 陳韋新 助理研究員 Topic 7(日)：除役過程之拆除廢棄物之處置思維： 核後端推動中心(RANDEC) 澀谷進 專務理事・廢棄物處置事業推動部長 Topic 8(台)：台灣核電廠除役及廢棄物管理： 核能研究所 化學工程組 蕭憲明 副研究員
16:15-16:40	休息&日本企業介紹・交流時間
16:40-18:05	Session II(續)：②放射線/除污相關 (30 分鐘 x2、含 Q&A) 主持人：核後端推動中心(RANDEC) 澀谷進 專務理事 Topic 9(台)：反應器周遭三維中子通量計算方法的比較研究： 清華大學 核子工程與科學研究所 許榮鈞 所長 Topic 10(台)：輻射污染建築的拆除經驗： 清華大學 原子科學技術發展中心 劉鴻鳴 副主任 Session II 綜合討論 (25 分鐘)
18:05-18:15	閉幕致辭 (台)台電公司發言人 林德福 專業總工程師 (日)日本原子力產業協會(JAIF) 高橋明男 理事長
18:30-20:00	台日共同技術交流會・日本企業交流會



圖 1 都市中心酒店(Toshi Center Hotel Tokyo)位置圖

研討會流程及各時程之內容摘錄如下：

1. 開幕致辭

先由日本原子力産業協會(JAIF)的佐藤克哉(Katsuya Sato)常務理事致詞，歡迎台灣及日本的專家及業者與會，接著由台灣中華核能學會潘欽理事長致詞，代表台灣團感謝 JAIF 所有同仁之協調與準備，並配合台灣將議題放在核電廠除役及核廢料處置上，透過討論與技術交流，讓台灣可以瞭解日本在相關領域之技術與經驗；其次，由日本原子力除役研究會(ANDES)的石川迪夫會長致詞，以上開幕致詞之代表如圖 2 和圖 3 所示。開幕致詞結束後，則開始進行專題演講及除役相關議題之簡報。



圖 2 中華核能學會潘欽理事長致詞



圖 3 (左)日本原子力産業協會(JAIF)佐藤克哉常務理事致詞；(右)日本原子力除役研究會(ANDES)石川迪夫會長致詞

2. 專題講演

(1) 日本核能發電/核後端業務現況(電氣事業連合會原子力部 大森武部長)

簡報題目：Status of Nuclear Power & Fuel Cycle Back-End Management in Japan
(The Federation of Electric Power Companies of Japan, Nuclear Power
Department, Takeshi Omori)

簡報摘要：

日本原有 $45+14=59$ 部核能發電機組，其中沸水式反應器(BWR)共有 $25+10=35$ 部、壓水式反應器(PWR)共有 $20+4=24$ 部，但目前已有 10 部的 BWR 和 4 部的 PWR，共 14 部機組已進入除役狀態。BWR 的 10 部除役機組包含：濱岡(Hamaoka)核電廠的 1、2 號機組、敦賀(Tsuruga)核電廠的 1 號機組、島根(Shimane)核電廠的 1 號機組、福島(Fukushima Daiichi)核電廠的 1 - 6 號機組；PWR 的 4 部除役機組包含：美濱(Mihama)核電廠的 1、2 號機組、玄海(Genkai)核電廠的 1 號機組、伊方(Ikata)核電廠的 1 號機組。目前日本各核電廠、各機組之除役、申請重啟或運轉狀態，如圖 4 投影片所示。

在 2011 年福島核子事故之後，日本於 2013 年制定新的核能安全管制標準，並且在停機期間對核電廠進行安全補強。2015 年 8 月 11 日，位於鹿兒島縣的九州電力公司川內核電廠 1 號機組是新管制標準下第一部允許重啟的核能發電機組。日本原子力規制委員會(NRA)於 2016 年 6 月 20 日通過高濱核電廠 1、2 號機重啟申請，這是首次有老舊核電機組通過新管制標準，延長運轉的一個案例。高濱核電廠 1、2 號機組是運轉逾 40 年的老舊核能發電機組，分別在 1974 年與 1975 年起商轉，比起台灣電力公司的核一廠還要早 4 年運轉。

目前已獲得 NRA 認定，符合新管制標準的 12 部 PWR 核能發電機組中，只有 5 部 PWR 機組已經獲得重啟，包含：九州電力公司川內核電廠的 1、2 號機組、關西電力公司高濱核電廠的 3、4 號機組、四國電力公司伊方核電廠的 3 號機組；另外 7 部 PWR 機組尚未獲得地方政府的同意，故尚不能重啟。

- 26 out of 45 Units have applied for compliance with New Regulatory Requirements (PWR: 16 Units, BWR: 10 Units)
- Of these, 12 Units (PWR) have received approval

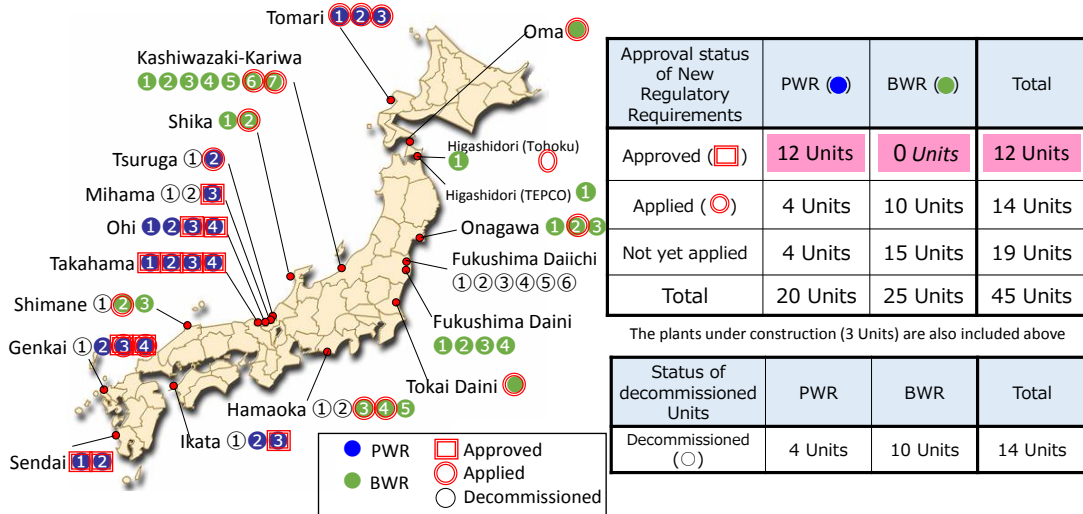


圖 4 日本各核電廠、各機組之除役、申請重啟或運轉狀態

目前日本政府的能源方針是希望在 2030 年的最佳能源組成中，核電占比 20% - 22%，如圖 5 所示。到 2030 年後，日本運轉逾 40 年的核能發電機組約有 20 部，其中約半數若不延役，將無法達到原先所訂定的核電占比目標。

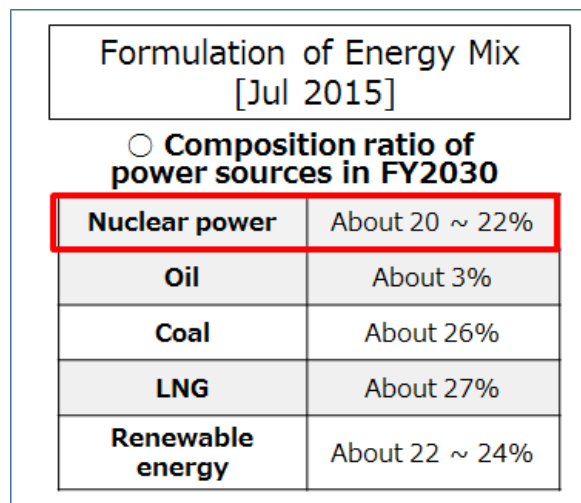


圖 5 日本政府在 2030 年預計的最佳能源組成



圖 6 大森武(Takeshi Omori)部長簡報

(2)台灣核後端業務之現況介紹(引言人:台電公司發言人 林德福專業總工程師；

報告人：台電公司核後端營運處技術分析課 陳有賢課長)

簡報題目：Current Status of Nuclear Backend Management in Taiwan

簡報摘要：

在開始簡報前，由台電公司發言人林德福專總進行引言，說明台灣目前電廠之運轉及除役規劃狀態，接著由陳有賢課長進行台灣核電廠後端管理之詳細規劃說明。

台灣的核能電廠共有四座，分別位在台灣的南北兩端，如圖 7 所示，南部有一座位於屏東縣恆春鎮馬鞍山的核三廠，其他三座核電廠都位於北台灣的新北市界內，如位在金山的核一廠、國聖的核二廠和位於貢寮目前封存中的龍門廠。其中，可發電的三座核能電廠其裝置容量，占台灣總電力比率約為 12.2%。未來 8 年內各核能電廠將於運轉 40 年後，由核一廠開始陸續除役。

Nuclear Power Plants in Taiwan

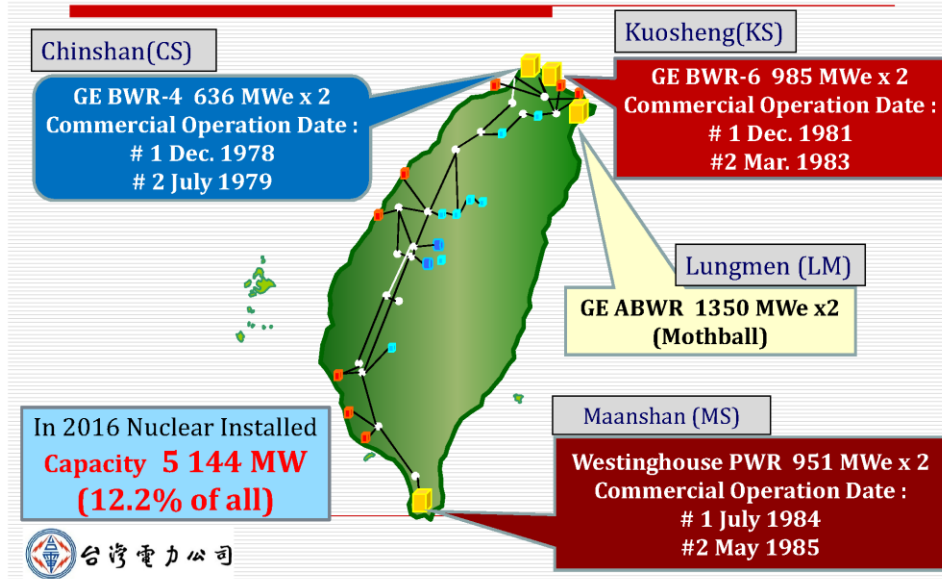


圖 7 台灣核能電廠分佈位置

台電公司為了後續除役工作的順利進行，將積極推動集中式貯存設施 (Centralized Interim Storage Facility, CISF) 應急計畫，用來暫時貯存高階與低階放射性廢棄物。目前，集中式貯存設施的可行性評估報告已於 2016 年 9 月提出，規劃期程仍設定為先確定場址後，後續約需有 6 年時間進行規劃，包括申請必要證照、土地取得及環評等工作，還有後期施工期間規劃約需 10 年，所以規劃排定的總時程為「n+6+10」年。(註：有關集中式貯存場選址，目前由「非核家園小組」負責，仍待其邀集各界代表討論、溝通，凝聚共識。而依照核一廠、核二廠乾貯設施經驗、及最終處置場的實際經驗得知，選址階段之公民參與及凝聚社會共識所需時間較難估計，故暫定選址階段結束時間為可行性研究推動後之第 n 年)

台電公司亦參考世界各國於 1986 年成立後端營運基金，以運轉中 6 部核能機組、運轉壽齡 40 年、其所產生的高、低放射性廢棄物均採境內處置方式為計算基礎，預估約需新台幣 3,353 億元(97 年幣值)，迄今累計金額約 3,248 億元，並由核能後端營運基金管理會管理，如圖 8 所示。

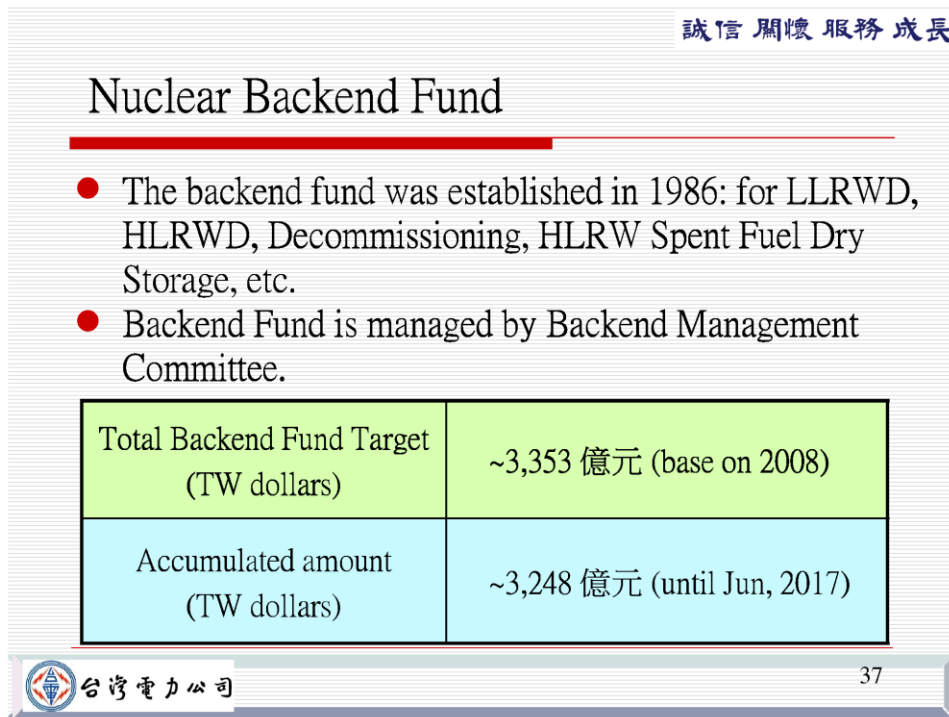


圖 8 台灣核能後端營運基金現況

核一廠的除役對於台電公司和主管機關原能會都是第一次執行，因此核能工業的除役指標標準和獲得協助是需要的。協助核電廠執行除役技術的指標和經驗，對於順利成功除役將是非常有幫助的。

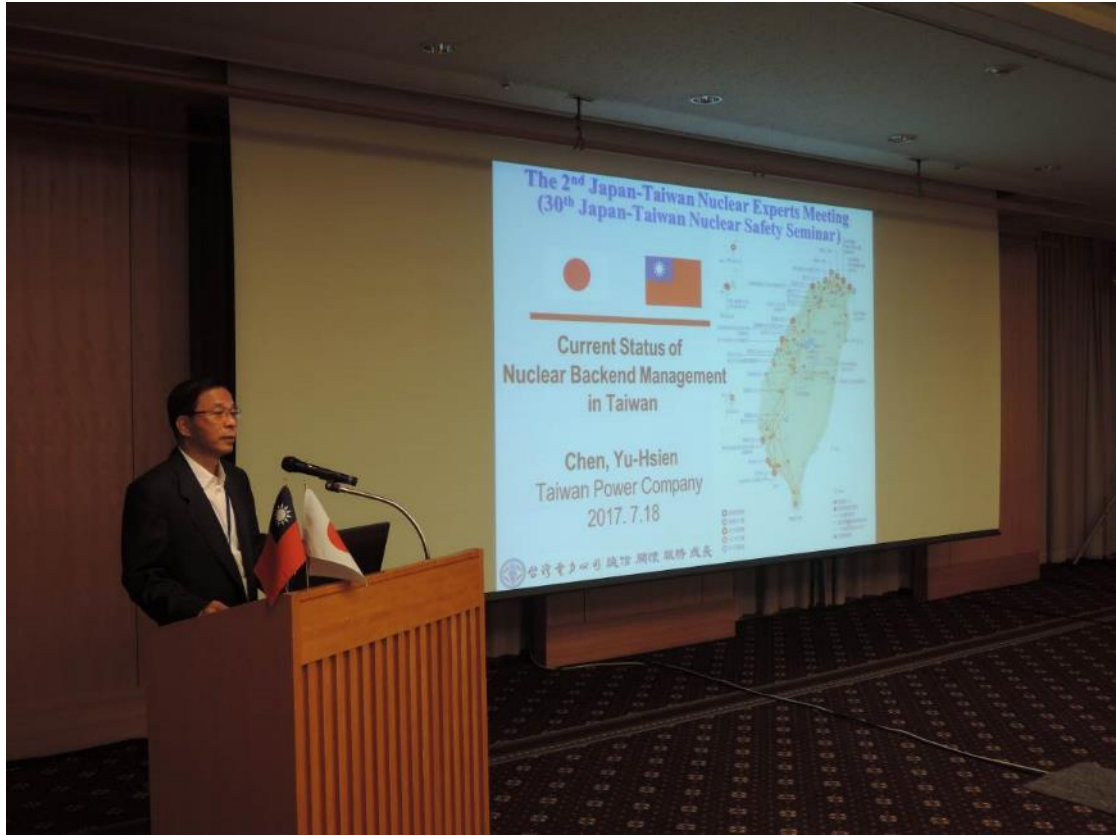


圖 9 台電公司發言人林德福專總引言

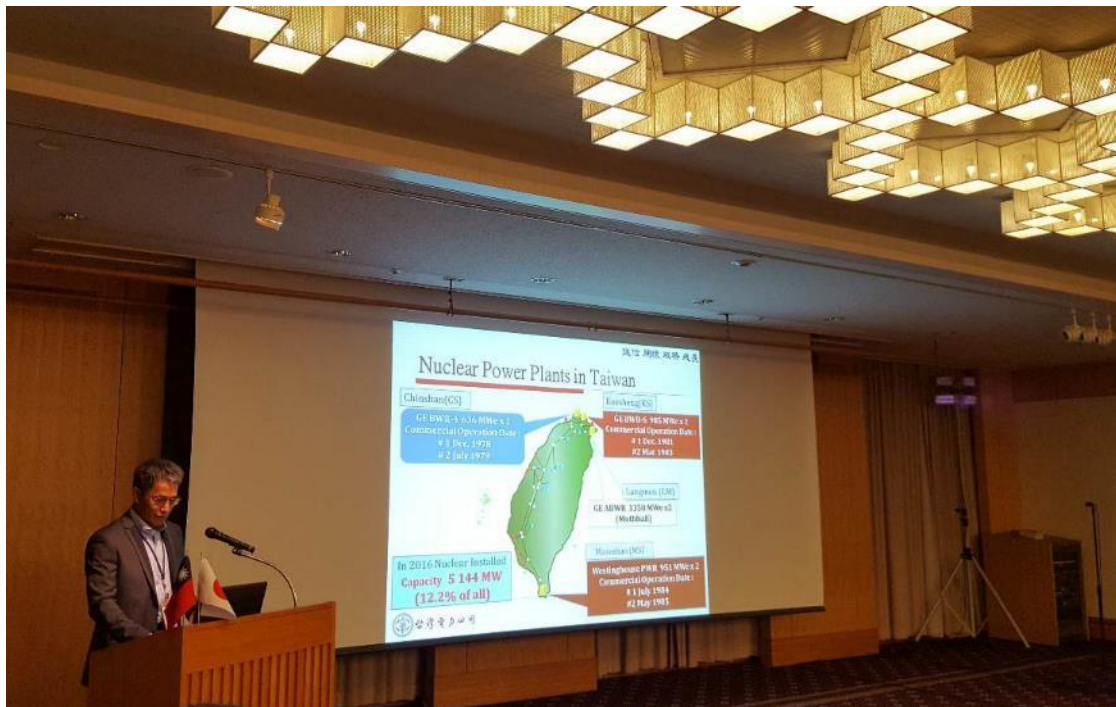


圖 10 台電公司陳有賢課長簡報

3. Session I：核設施除役-除役實績與今後的規劃

(1) TRR 研究用核反應器及台灣核一、二廠除役現況(核能研究所工程組 李振弘副組長)

簡報題目：Decommissioning Status of Taiwan Research Reactor and Chinshan, Kuosheng Nuclear Power Plants

簡報摘要：簡報資料參考附件

概述台灣核子反應器設施除役的相關法規與核子反應器設施現況，並說明目前台灣研究用反應器(TRR)與核一、二廠之除役成果與未來工作規劃。

TRR 除役計畫已於 2004 年獲得主管機關審核通過，除役工作第一階段執行的時間是從 2004 年至 2018 年，主要是完成用過核子燃料池污染物質的移除與清理，包含池水與結構。TRR 除役工作第二階段執行時程為 2012 年至 2028 年，主要是要完成用過核子燃料乾式貯存場(DSP)清除與爐體拆除作業。為因應 TRR 反應爐高活度組件之拆解作業，核能研究所也將開發遙控處理與水下切割之設施和機具，並進行 Mock-up 測試。簡報說明如圖 11 所示。

3. Status of Taiwan Research Reactor Decommissioning

Purpose :	1. Fundamental Research 2. Isotope Production 3. Irradiation Experiment
First Critical :	Jan. 03, 1973
Shut Down :	Feb. 1988
Rated Thermal Power :	40 MW
Max. Thermal Neutron Flux :	$6 \times 10^{13} \text{ n.cm}^{-2}.\text{sec}^{-1}$
Fuel :	Natural Uranium Metal Rod (Aluminum Cladding)
Moderator :	Heavy Water
Coolant :	Light Water
Reflector :	Graphite
Control :	Moderator Level
Beam Port :	4 x 12" Dia. Hole 4 x 6" Dia. Hole 1 x 4"x 6" Through Tube
Core Size :	Cylindrical, 352 cm height, 269 cm O.D.

- Taiwan Research Reactor (TRR) was shut down in 1988 with the intent to replace the reactor with a light water moderated, open pool reactor (TRR II Project, then terminated).
- Systems including heavy water system, cooling system, neutron experiment facilities etc. have been dismantled.
- The reactor vessel was removed and placed under safe storage in 2002.
- Decommission permit obtained in 2004.




圖 11 TRR 除役現況簡介

核一廠兩部機組之運轉執照有效期，將分別於 2018 年 12 月及 2019 年 7 月屆滿，除役計畫與除役環境影響評估報告已分別於 2015 年 11 月與 2016 年 1 月送交主管機關審查。核一廠除役計畫包括輻射特性調查、工作分解架構(WBS)、作業時程規劃、拆解及切割規劃、廢棄物處理、廠房及土地再利用規劃等項目，已於 2017 年 6 月獲得原子能委員會審查核可，未來待環境影響評估報告通過環境保護主管機關審查後，即可取得核一廠除役許可，開始執行停機過渡階段之工作。簡報說明如圖 12 所示。

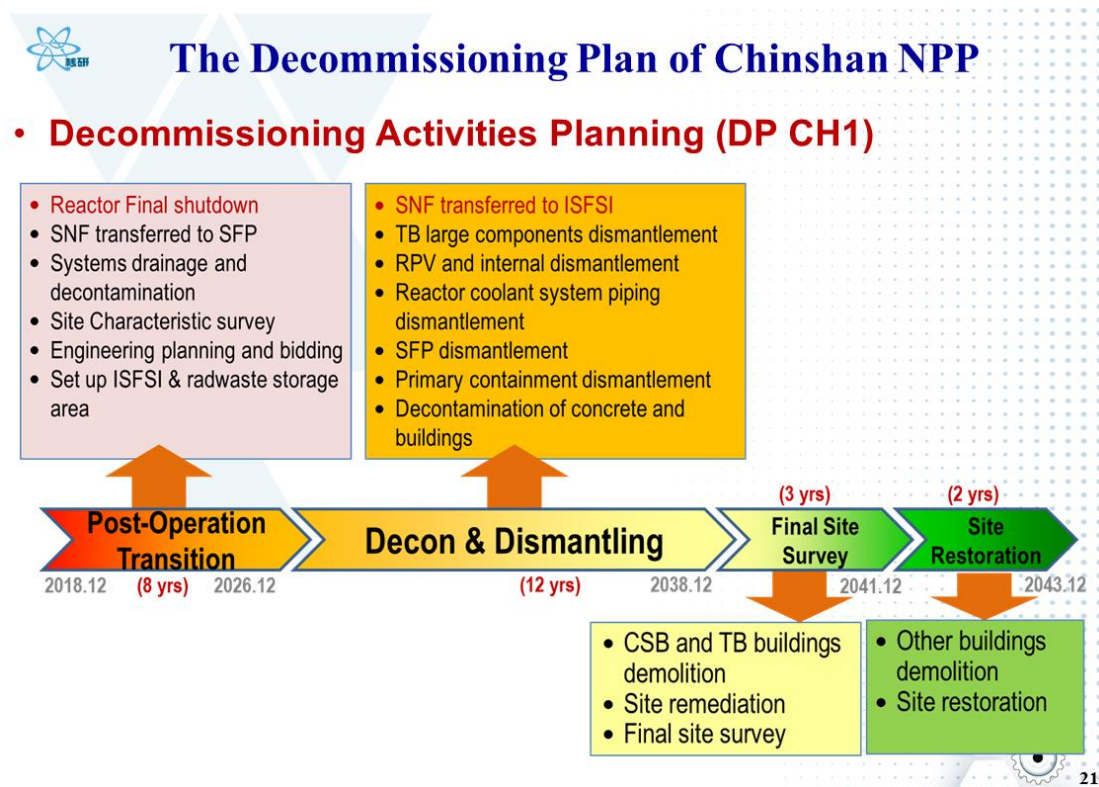


圖 12 核一廠除役作業期程規劃簡介

核二廠一號機及二號機之運轉執照有效期，將分別於 2021 年 12 月及 2023 年 3 月屆滿。依據法規要求，必須在 2018 年 12 月 27 日前提送除役計畫至原子能委員會審查，目前正積極進行除役規劃工作與除役計畫編撰作業，預計可在 2018 年 11 月底左右完成核二廠除役計畫之定稿，並送至主管機關原子能委員會進行審查。



圖 13 核研所李振弘副組長簡報

(2) 敦賀核電廠 1 號機除役相關前置作業(日本原子力發電公司除役措施計畫推動辦公室 苜込敏調查職)

簡報題目：Preparation Status of Decommissioning Measures of Tsuruga Power Station Unit 1 (The Japan Atomic Power Company, Satoshi KARIGOME)

簡報摘要：

敦賀(Tsuruga)核電廠的 1 號發電機組為日本最古老的沸水式反應器，其額定發電量為 357 MWe，在 2011 年初因為執行年度安檢而停機，但在同年的 3 月適逢發生福島核子事故，之後日本所有的核能發電機組均須重新通過審查後才可重啟，日本原子力發電公司因而在 2015 年 3 月宣布該座機組將不再重啟運轉，整個商轉的年限約 45 年，成為該公司第 2 個被除役的機組。

敦賀核電廠的 1 號機組其除役計畫已於 2017 年的 4 月 19 日核准，預計 24 年完成除役；可分成 3 個階段(如圖 15 所示)，即：第 1 階段的工程準備(自 2016 年至 2024 年，工作內容包含燃料的卸載、反應器進入安全貯存期等)、第 2 階段的反應器解體拆除(自 2025 年至 2033 年)，以及第 3 階段的建築廠房解體拆除(自 2034 年至 2039 年)。至於反應器周邊設備的解體拆除、除污、放射性廢棄物處置等工作，亦會在整個除役期間內執行。



圖 14 (右)主持人施建樑副所長引言；(左)蒯込敏調查職為簡報者

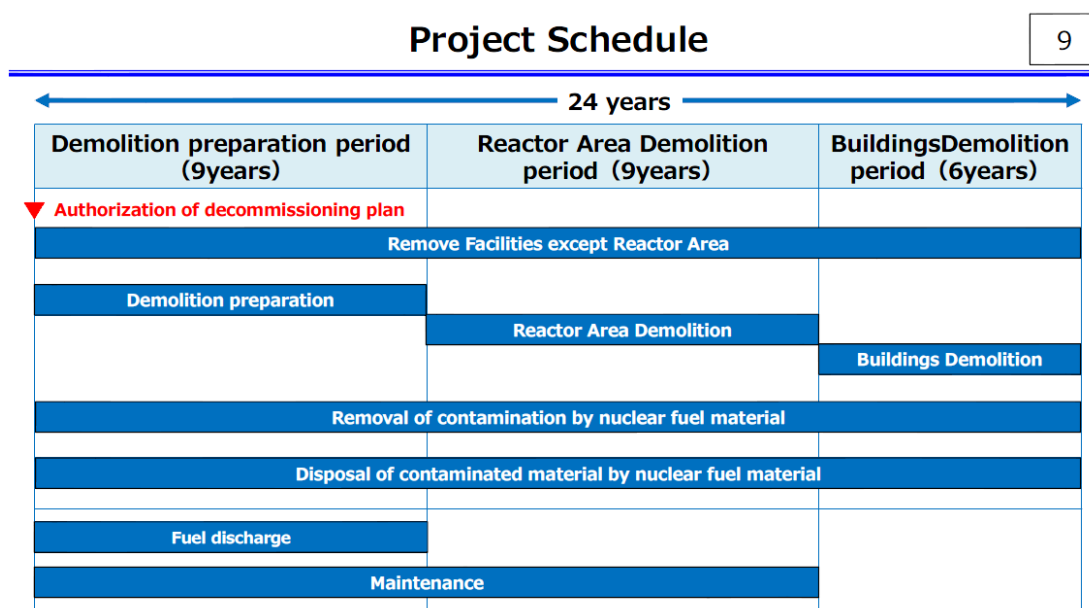


圖 15 敦賀(Tsuruga)核電廠之除役時程規劃

敦賀(Tsuruga)核電廠並不進行系統化學除污，因主要系統管路更新不久，經評估其污染程度不高，因此，不進行系統化學除污。拆解時程規劃如圖 16 所示，其中會將汽機廠房更改，作為廢棄物之暫時貯存空間，接著，亦會將反應器廠房進行改裝，作為工作區域及廢棄物暫時貯存區域，此部分之改裝及暫貯規劃，與未來核一廠除役之規劃類似。

Dismantling procedure

10

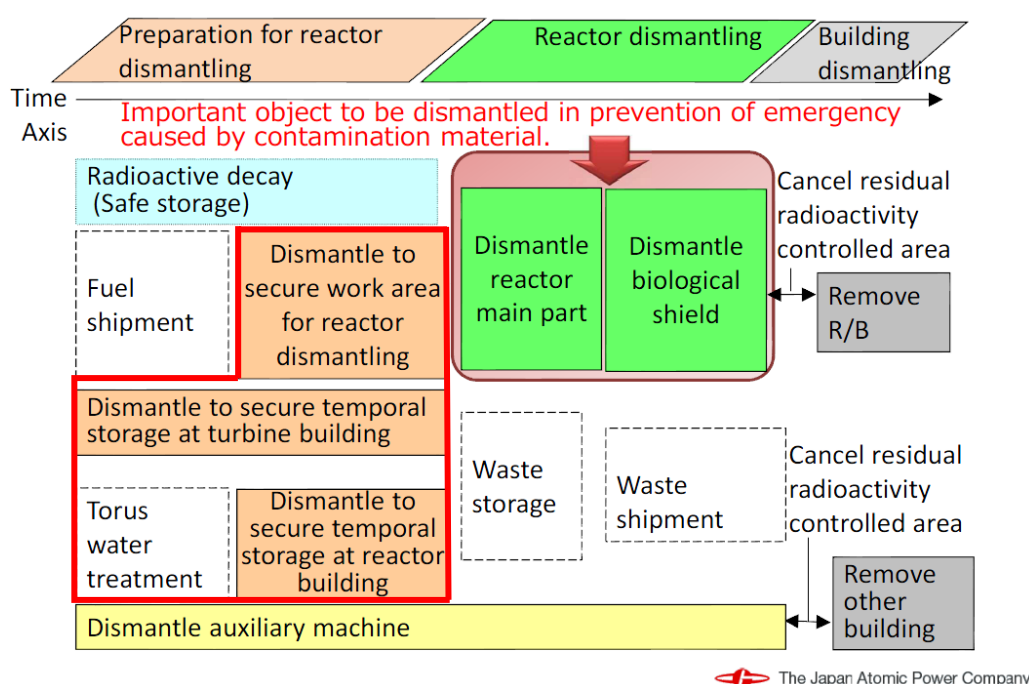


圖 16 敦賀(Tsuruga)核電廠之拆解時程規劃

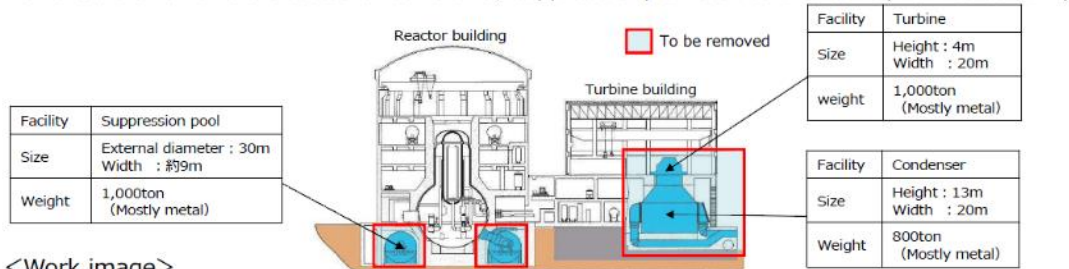
而其中值得借鏡的是，敦賀電廠規劃進行 torus (抑壓池)內之水處理，此部分未來核一廠可考量並評估是否實施。對於上述系統之規格說明與工作方法參考圖 17；詳細之抑壓池水處理規劃如圖 18；未來針對汽機廠房汽機組及反應器廠房一樓之拆解規劃如圖 19 所示。

Preparatory phase for reactor dismantling (2016~2024)

11

<Main work>

Dismantle and remove facilities such as Turbine, Suppression pool at area of relatively low radioactivity.



<Work image>

Removal of low pressure turbine rotor



Secondary cutting in controlled area①



Secondary cutting in controlled area②



<Points of concern>

- Prevent exposure of personnel (Wearing radiation protector to prevent internal exposure, Shield to prevent external exposure etc.)
- Enforce measures for asbestos (Prevent health damage for personnel, assign operations chief of asbestos, prevent scattering of dust etc.)
- Prevent occurrence of industrial accidents (Prevent falling or nipping while carrying heavy loads by crane)

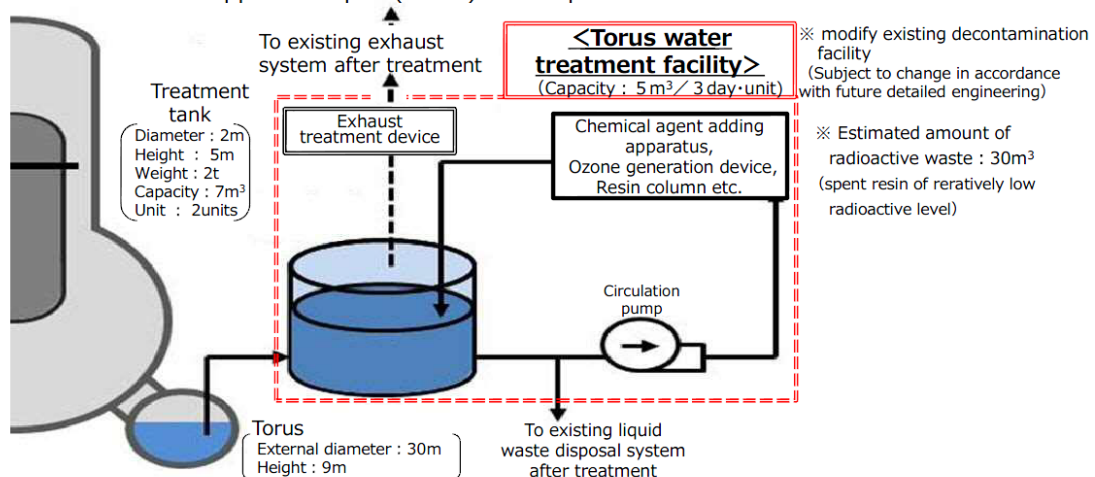
The Japan Atomic Power Company

圖 17 敦賀(Tsuruga)核電廠汽機組與抑壓池之規格與拆除規劃

② Water treatment at suppression pool

20

Purify organic anticorrosive and inorganic anticorrosive included in 2,000m³ of cooling water stored in suppression pool(Torus) until equal to or less than treatment criteria.



	Current status	Treatment criteria
Organic anticorrosive	1,500ppm	Total organic carbons : Equal to or less than 100ppm
Inorganic anticorrosive	100ppm	Hexavalent chromium : Equal to or less than 0.5ppm Total chromium : Equal to or less than 2.0ppm

※ it is necessary to remove radioactive material from torus water because it contain radioactive material The Japan Atomic Power Company

圖 18 敦賀(Tsuruga)核電廠抑壓池水之處理規劃

Dismantle and remove equipment which contaminated by radioactive material at reactor building first floor and turbine building third floor to secure area to install water treatment facility for suppression pool and area for decontamination of dismantled material.

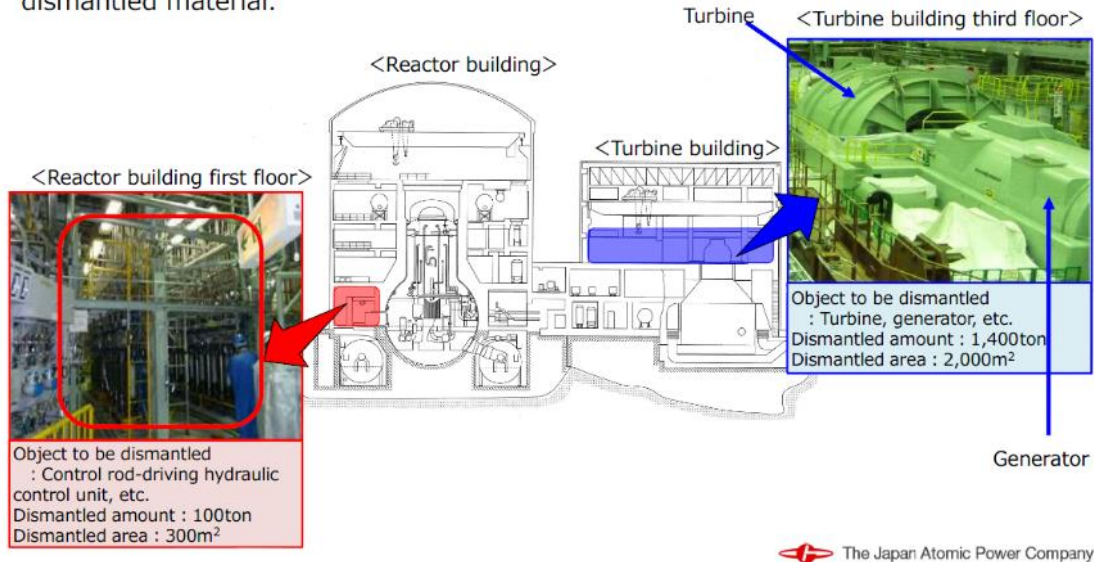


圖 19 敦賀(Tsuruga)核電廠汽機廠房及反應器廠房未來拆解規劃

而圖 20 為敦賀核電廠各類低放射性固體廢棄物之暫貯方式，其中活度最高的 L1 廢棄物約有 300 噸，規劃暫時貯存在反應器廠房內；活度次高的 L2 廢棄物約有 650 噸，規劃暫時貯存在汽機廠房內(黃色方框內，沒有進行改裝，只有將設備拆除後進行貯存)；低微污染的 L3 廢棄物則規劃暫時放置於 55 加侖桶內，暫存於廠區的 drum yard 內(室內倉庫，如投影片的三處綠色方框內)；等待進行最終處置。清潔廢棄物(CL material)在汽機廠房一樓做污染檢測(如藍色方框)後，將來規劃做外釋作業，此外釋作業目前並未開始實施，主要原因也是考量民眾之接受度，所以清潔廢棄物都還堆置在廠內。

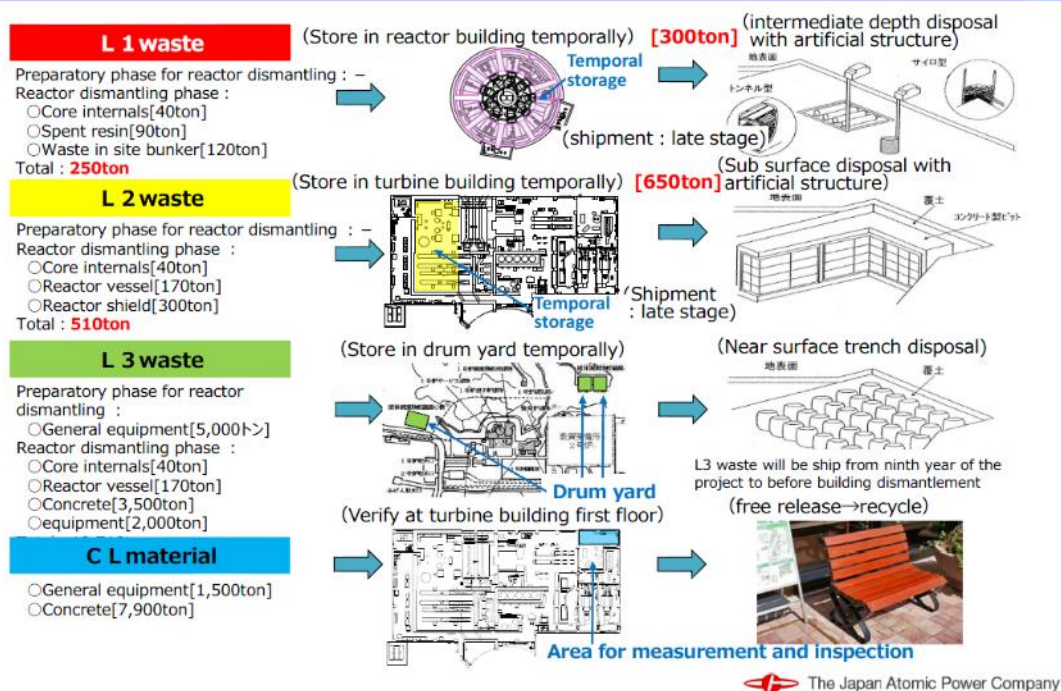


圖 20 日本低放射性固體廢棄物之貯存方式

(3)美濱核電廠 1、2 號機除役相關前置作業(關西電力公司原子力事業本部除役措施技術中心除役措施計畫組 伊阪啓計畫主持人)

簡報題目：Decommissioning Planning for Units 1 and 2 at Mihama Nuclear Power Plant (The Kansai Electric Power Co., Inc., Hiromu ISAKA)

簡報摘要：

美濱(Mihama)核電廠的 1、2 號機為日本較小型的壓水式反應器(PWR)，1、2 號機組的商轉年月分別為 1970 年的 11 月和 1972 年的 7 月，額定發電量分別為 340 MWe 和 500 MWe，其為關西電力公司(Kansai Electric Power Co., Inc., KEPCO)的第 1 個除役計畫，也是日本首批邁入除役的壓水式反應器(另外一座為玄海核電廠的 1 號機組)。該 2 座機組於福島核子事故後停機執行安全審查，但也於 2015 年的 3 月 17 日宣布不再重啟運轉。關西電力公司所屬之核電廠概述如圖 22 所示。

美濱核電廠 2 座機組的除役計畫共分為 4 個階段(時程約 30 年)，即：第 1 階段的工程準備(自 2017 年至 2021 年，工作內容包含系統除污、殘餘輻射的度

量、核燃料的卸載、開始執行輔助設施的拆除、反應器進入安全貯存期等)、第 2 階段的反應器周邊設備解體拆除(自 2022 年至 2035 年)、第 3 階段的反應器解體拆除(自 2036 年至 2041 年),以及第 4 階段的建築廠房解體拆除(自 2042 年至 2045 年)。其規劃時程如圖 23 所示;而各階段規劃拆除之主要設備及範圍如所圖 24 所示,在第 1 階段主要進行移除用過核子燃料(removal of nuclear fuel)、特性調查(survey of residual radiation)、系統化學除污(system decontamination)及汽機廠房內主要設備之拆除(turbine、condenser、generator),預計 2017 年 7 月將進行系統除污,但簡報者不願透漏使用之系統除污技術及承包商為何。

值得注意的是,與日本絕大部分除役計畫比較不同的地方,美濱除役計畫中所規劃的「核燃料卸載」與「反應器安全貯存期」,其期間長達約 20 年,將橫跨整個除役計畫的第 1、2 階段。另外,如圖 25 所示為美濱核電廠之除役時擬拆除之設施範圍,包含反應器廠房、汽機廠房及開關場等地(粉紅色框線標示),另規劃 2 個固體廢棄物處理設施(藍色框標示)及 4 處廢料貯存設施(紅色框標示),但無法確認廢料貯存設施為室內或室外。



圖 21 伊阪啓(Hiromu ISAKA)計畫主持人簡報

Overview of KEPCO's Nuclear Power Plants

Reference

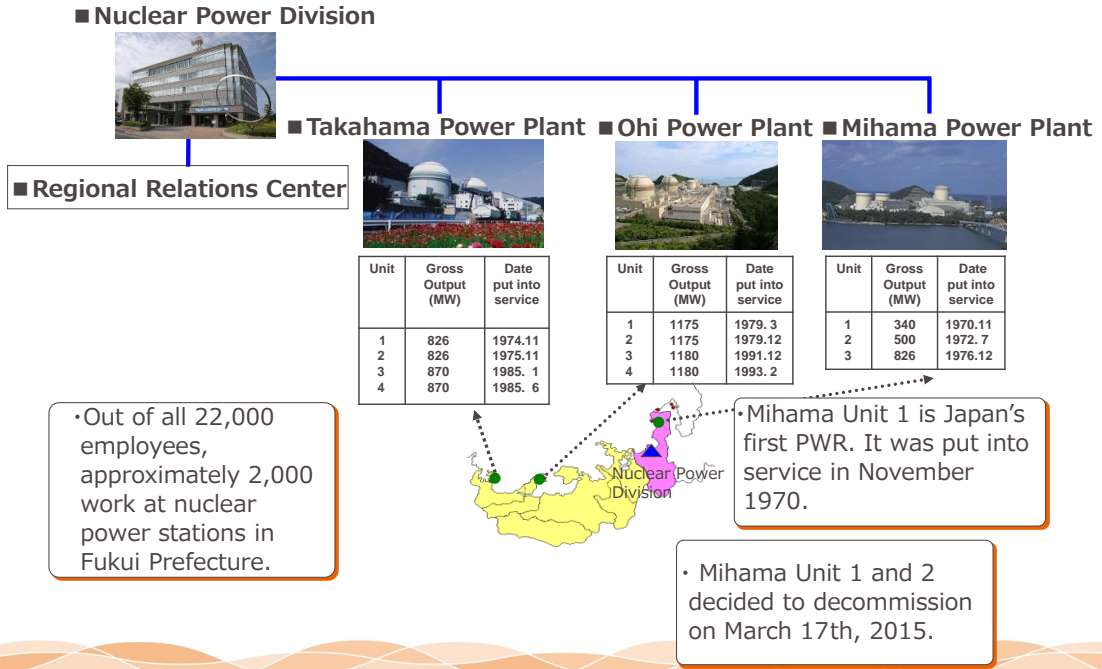


圖 22 關西電力公司所屬之核電廠概述

Decommissioning Schedule

14

	Preparatory work 2017~2021	Dismantling/removal of peripheral facilities 2022~2035	Dismantling/removal of reactor region 2036~2041	Dismantling/removal of buildings 2042~2045
Decommissioning processes (Mihama units 1&2)	System decontamination			
	Survey of residual radiation			
	Removal of nuclear fuel material			
	Dismantling/removal of secondary system facilities			
		Dismantling/removal of peripheral facilities		
			Dismantling/removal of reactor region	
				Dismantling/removal of buildings
		Safe storage		
		Decontamination of equipment		
		Treatment/disposal of radioactive waste		

圖 23 美濱(Mihama)核電廠 1、2 號機之除役時程規劃

Major Decommissioning Work

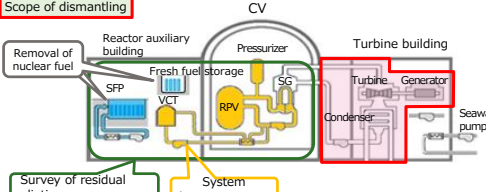
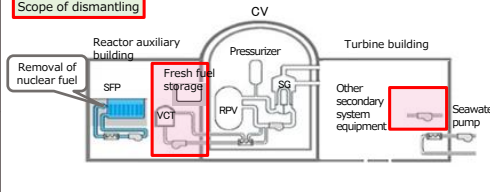
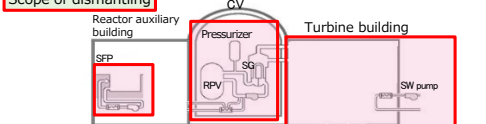
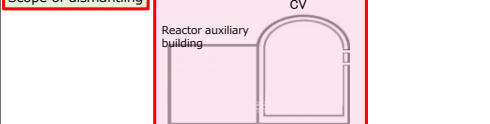
<p>① Preparatory work (2017~2021)</p> <p>Scope of dismantling</p>  <p>Removal of nuclear fuel</p> <p>Survey of residual radiation</p> <p>System decontamination</p>	<p>② Dismantling/removal of peripheral facilities (2022~2035)</p> <p>Scope of dismantling</p>  <p>Removal of nuclear fuel</p> <p>Other secondary system equipment</p>
<p>Major work</p> <ul style="list-style-type: none"> System decontamination Survey of residual radiation Removal of fresh fuel Dismantling/removal of secondary system facilities 	<p>Major work</p> <ul style="list-style-type: none"> Dismantling/removal of peripheral facilities (Following the 1st stage) Removal of spent fuel Dismantling/removal of secondary system facilities
<p>③ Dismantling/removal of reactor region (2036~2041)</p> <p>Scope of dismantling</p> 	<p>④ Dismantling/removal of buildings (2042~2045)</p> <p>Scope of dismantling</p> 
<p>Major work</p> <ul style="list-style-type: none"> Dismantling/removal of reactor region (Following the 2nd stage) Dismantling/removal of secondary system facilities Dismantling/removal of peripheral facilities 	<p>Major work</p> <ul style="list-style-type: none"> Cancellation of controlled areas Dismantling/removal of building

圖 24 美濱(Mihama)核電廠除役各階段規劃拆除之主要設備及範圍

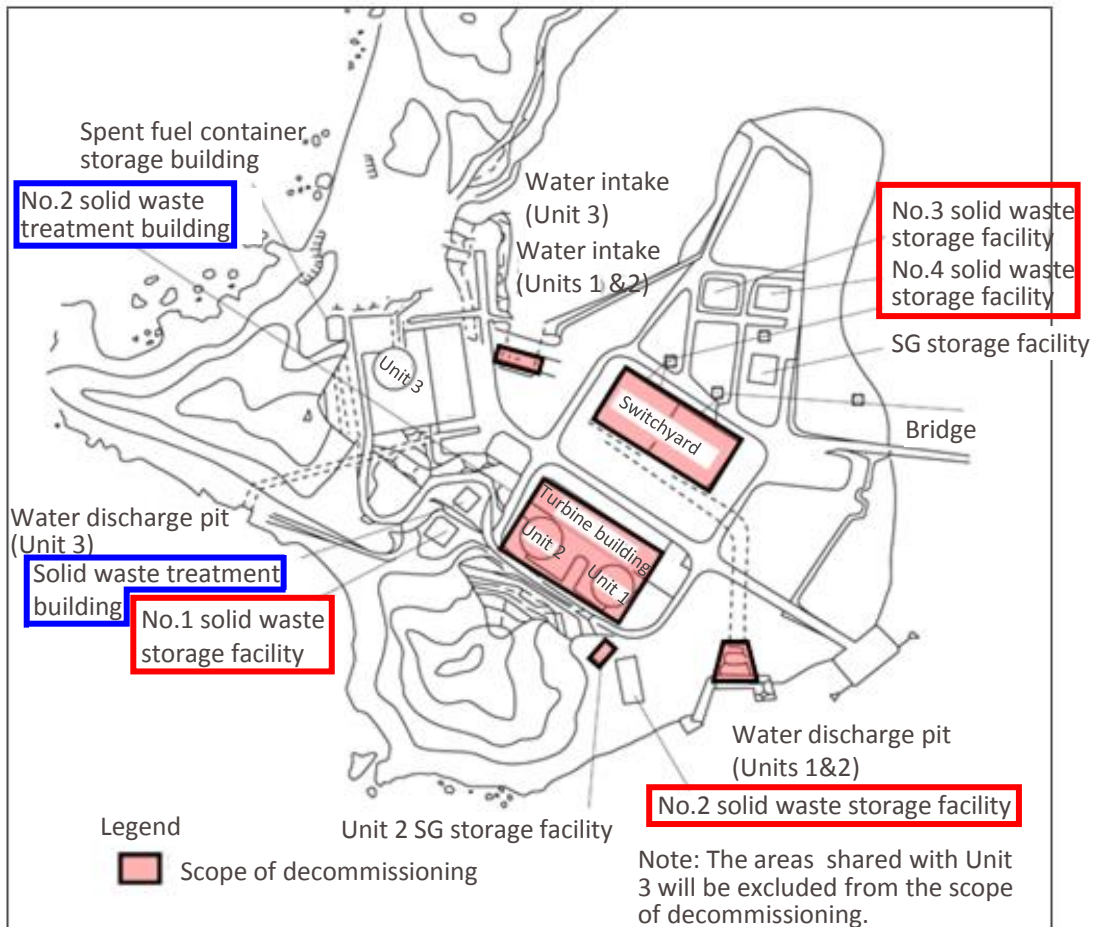


圖 25 美濱(Mihama)核電廠 1、2 號機之除役時擬拆除之設施範圍

美濱核電廠亦推估計算除役時產生之廢棄物量，其估算結果如表 3 所示，數量最多的為可外釋的清潔廢棄物。

表 3 美濱(Mihama)核電廠除役期間產生之放射性廢棄物數量

Estimated amount of radioactive solid waste to be generated during decommissioning process (Unit: ton)

Classification of low level radioactive waste		Estimated amount of waste		
		Unit 1	Unit 2	Total
Low level radioactive waste	Relatively high level radioactive waste (L1)	Approx. 110	Approx. 110	Approx. 220
	Relatively low level radioactive waste (L2)	Approx. 630	Approx. 800	Approx. 1,430
	Very low level radioactive waste (L3)	Approx. 1,600	Approx. 1,790	Approx. 3,390
Waste below the clearance level (clearance material)		Approx. 3,600	Approx. 4,100	Approx. 7,600
Total		Approx. 5,900	Approx. 6,800	Approx. 12,600

4. Session I (續)：核設施除役-除役措施/組件切割之實行

(4) 普賢核電廠除役措施之現狀與技術發展(日本原子力研究開發機構 JAEA BE

研發部反應器除役措施研發中心 井口幸弘 副所長)

簡報題目：Development Activities for the Decommissioning of the Fugen Nuclear Power Station (FUGEN Decommissioning Engineering Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Yukihiro IGUCHI)

簡報摘要：

為增加日本鈾鈾混合氧化物燃料(簡稱 MOX 燃料)及再循環鈾的使用經驗，日本核燃料開發事業集團(現為 JAEA)於 1976 年即開始進行進步型高溫反應器的開發，也就是今日的普賢(Fugen)核電廠。這是一座全球首座爐心使用全 MOX 燃料的進步型熱中子孳生式反應器(Advanced Thermal Reactor, ATR)，於 1970 年底開始建造、於 1979 年 3 月開始運轉、至 2003 年 3 月底停機，其額定發電量為 165 MWe。其基本資料如圖 27 所示。

普賢核電廠的除役計畫共分成 5 個階段，即：第 1 階段的工程準備(自 2003 年至 2008 年)、第 2 階段的用過核燃料轉移(自 2009 年至 2017 年)、第 3 階段的

反應器周邊設備解體拆除(自 2018 年至 2023 年)、第 4 階段的反應器解體拆除(自 2024 年至 2032 年)，以及第 5 階段的建築廠房解體拆除(自 2033 年至 2034 年)。各階段之工作與時程規劃如圖 28 所示。

普賢核電廠於 2003 年初關閉後即開始進行第 1 階段的除役工作，包含反應器內用過核燃料及重水(D₂O)的移出等作業。值得注意的是，與日本其他除役計畫比較不同的地方，普賢核電廠的除役計畫為日本唯一沒有訂定「反應器安全貯存期」的除役計畫。

另一方面，因為普賢核電廠的反應器並非商業用途，故 JAEA 並未在普賢的運轉期間內累積除役經費，因此，普賢核電廠除役的資金來源單獨是由日本文部科學省來負擔。惟普賢核電廠的除役計畫小組與日本原子力規制委員會(NRA)均認為文部科學省所提供的經費有限，要在這種情況下來執行整個除役過程有其困難性。除了經費不足的問題外，反應器爐心的拆解也是除役小組目前面臨到的困境之一，因為該種反應器爐心的構造比一般反應器的還要複雜，拆解過程中所使用的工具也有其限制，故除役小組目前仍在積極研發多種反應器的切割技術。



圖 26 井口幸弘(Yukihiko IGUCHI)副所長簡報後討論

Schematic Diagram of FUGEN

Advanced Thermal Reactor "FUGEN"

Core : Pressure Tube Type
Moderator : Heavy Water
Coolant : Boiling Light Water
Output : 165 MWe (Proto-type)

- Commercial operation : March, 1979
- Final Shutdown : March, 2003
- Approval of the decommissioning Plan : **Feb. 2008**

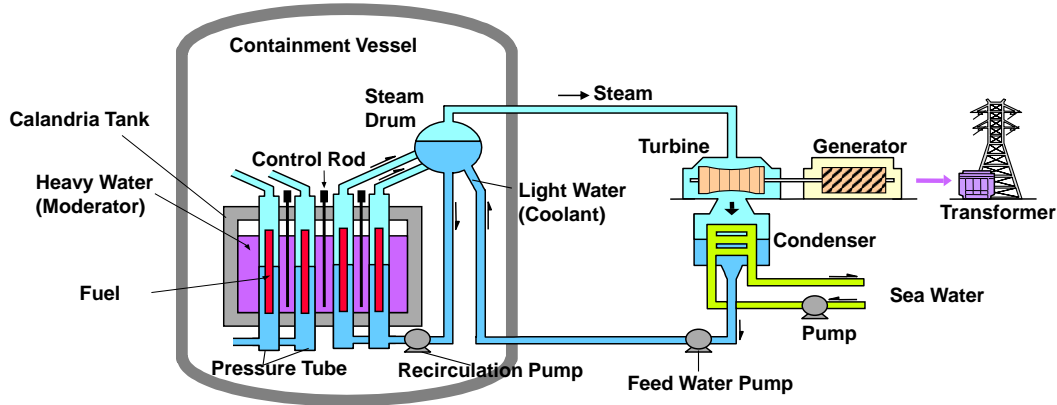


圖 27 普賢(Fugen)核電廠之基本資料

Basic Schedule of Decommissioning

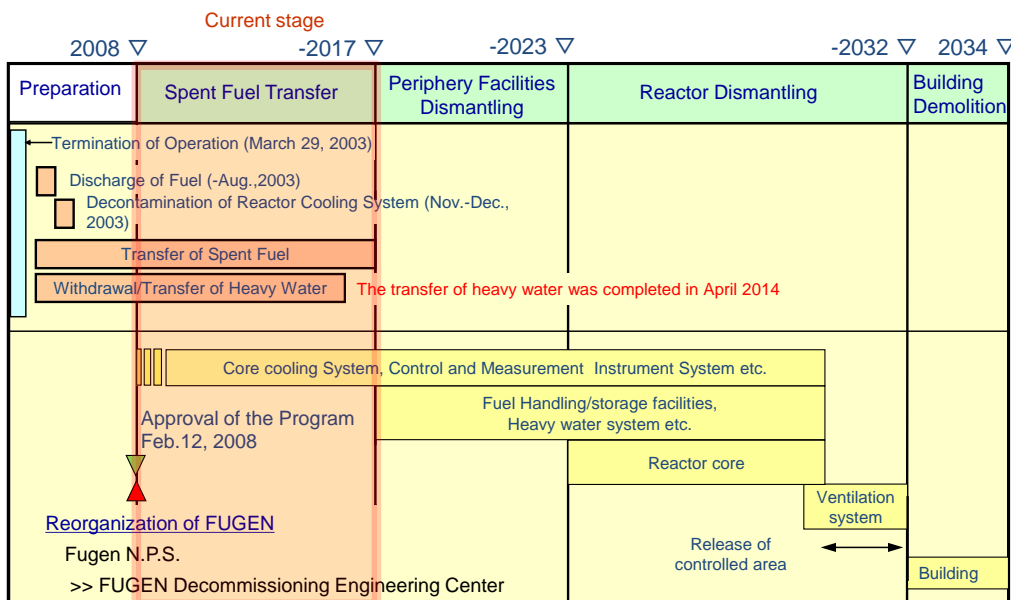


圖 28 普賢(Fugen)核電廠之除役時程規劃

普賢(Fugen)核電廠採用之系統化學除污方法為 HOP (Hydrazine Oxalic acid Potassium Permanganate)技術，採用聯氨、草酸及過錳酸鉀溶液進行氧化還原處理(Reduction and Oxidation process, REDOX)，溫度須維持在 90 °C 左右，其詳細作用機制如圖 29 及圖 30 所示。處理範圍如圖 31 說明，其系統除污範圍為黃色標示處，由 Loop B 先做，接著換 Loop A。其系統除污之表面劑量率前後結果比較如圖 32，其平均 DF 值只有 10.6 及 6.9，除污因子並不高。

普賢電廠目前之拆除工作包含飼水加熱器(feed water heaters)等設施，其實績如圖 33 所示，由照片中可以看出，拆除前後應有使用塑膠布搭建臨時之帳篷，防制污染擴散用，拆除後之設備開口，推測也是用塑膠布將其開孔密封，避免交叉污染發生。



HOP method

(Hydrazine Oxalic acid Potassium Permanganate)

- Reduction and Oxidation process (REDOX)
- To dissolve deposited chromium oxide due to the decrease of dissolved oxidation caused by the hydrogen injection for countermeasure against the SCC
- **Applied treatment agent**
 - Oxidant : KMnO_4 ~ 500ppm
 - Decomposed with $(\text{COOH})_2$, then IER treated
 - Reductant : $(\text{COOH})_2$ 2000ppm (controlled in pH2.5 by adding N_2H_4)
 - Decomposed with H_2O_2 in catalyst beds
- **Operation Temperature : $90 \pm 5^\circ\text{C}$**
- **Process: (Oxidization>Reduction) > (Oxidization>Reduction)**

圖 29 普賢(Fugen)核電廠應用之系統化學除污技術

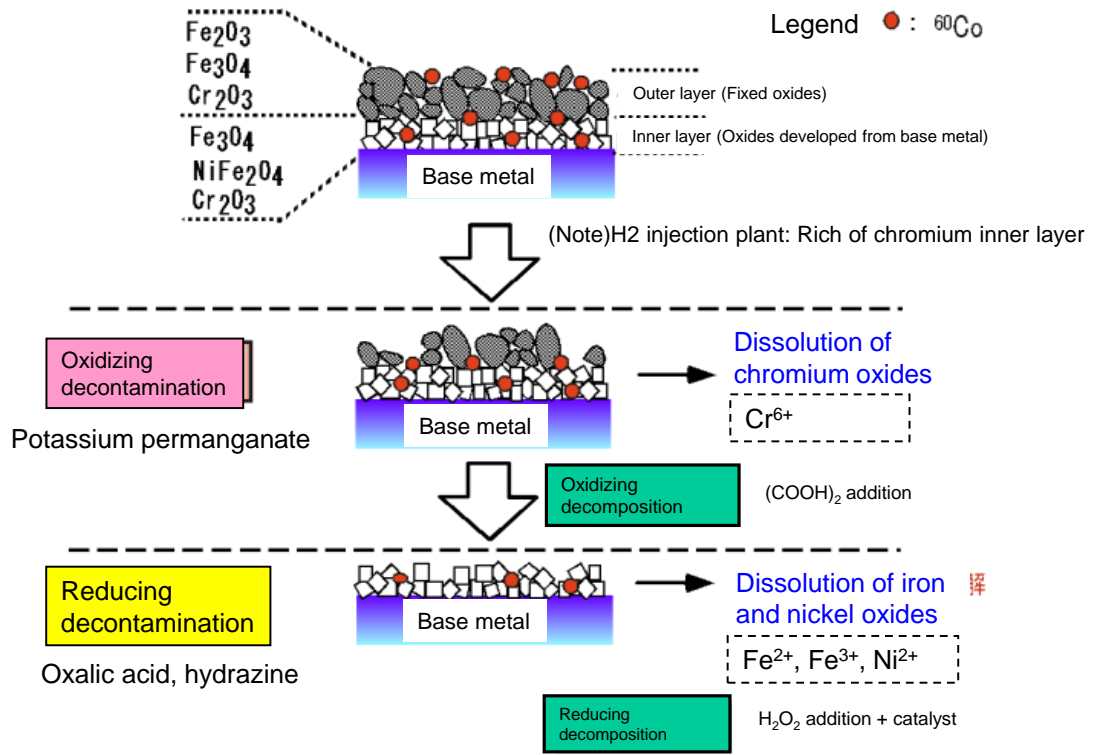


圖 30 HOP 系統化學除污技術之除污機制



Decontaminated Area

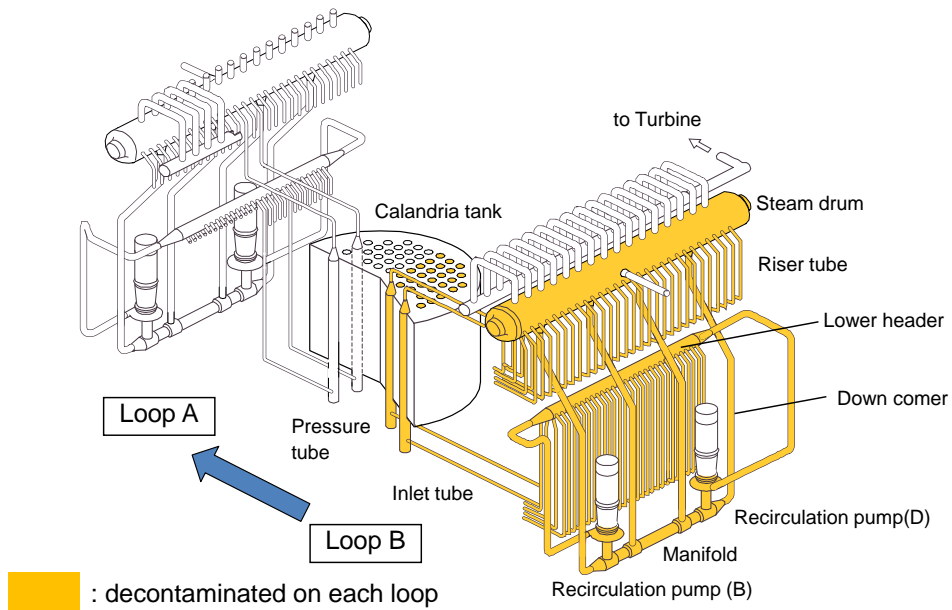
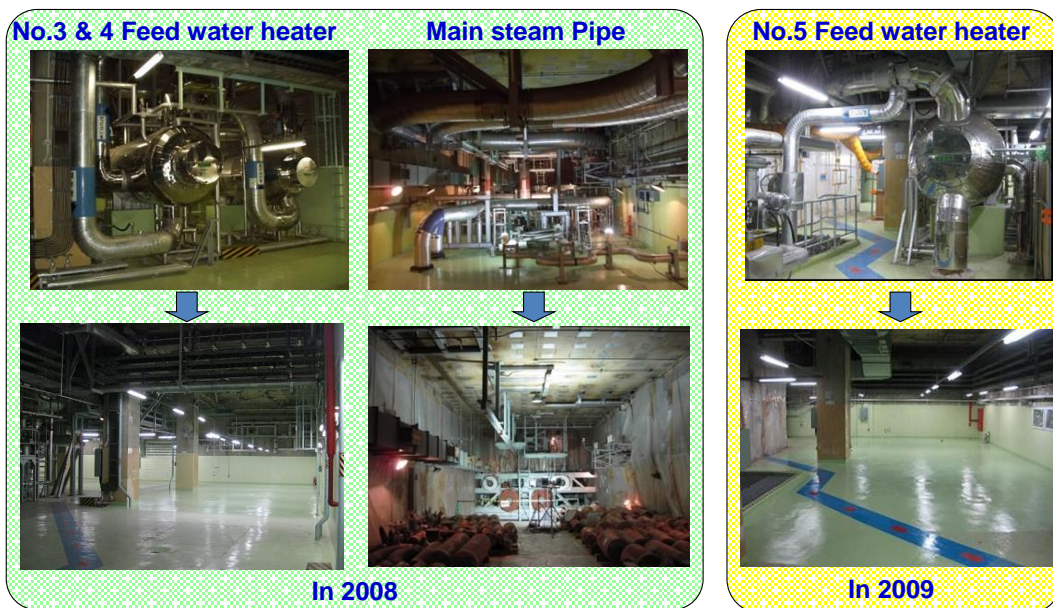
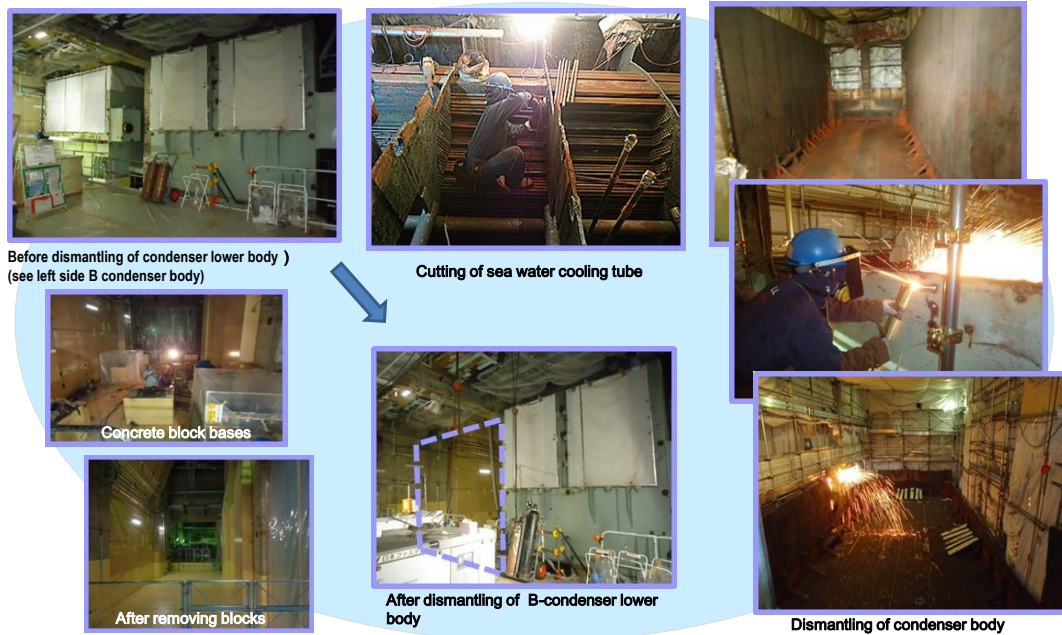


圖 31 普賢(Fugen)核電廠系統化學除污範圍

Component	Loop A		Loop B		Target of dose rate (mSv/h)
	Dose rate (mSv/h)		Dose rate (mSv/h)		
	Before	After	Before	After	
Steam drum	0.45	0.23	0.73	0.26	0.20
Down comer	0.23	0.03	0.43	0.08	
Manifold	0.18	0.04	0.17	0.04	
RCP discharge pipe	0.30	0.01	0.40	0.05	
Lower header	0.71	0.10	0.42	0.06	
Inlet tube	0.84	0.04	1.22	0.11	
Riser tube	0.59	0.11	1.76	0.34	
Average DF	10.6		6.9		

圖 32 普賢(Fugen)核電廠系統化學除污表面劑量率之除污前後比較





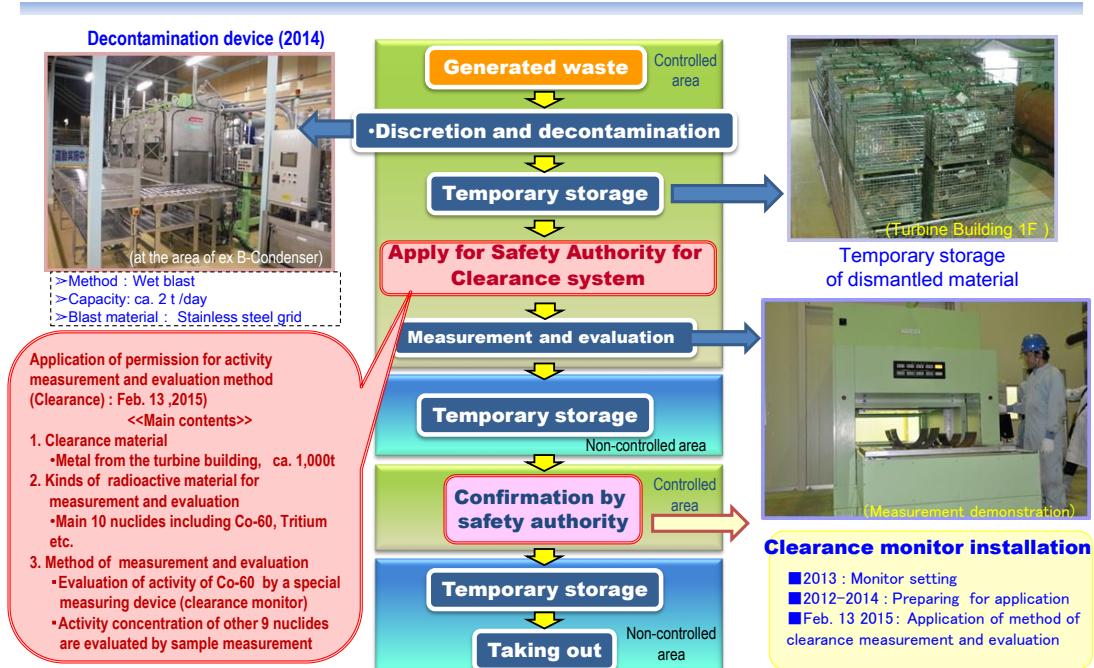
Copyright (C) 2017 Japan Atomic Energy Agency

39

圖 33 普賢(Fugen)核電廠拆除實績

於簡報時，亦提到廢棄物管理議題，其中值得台灣參考的，為除役期間產生之清潔廢棄物之外釋作業，普賢核電廠採行之流程如圖 34 所示；當廢棄物產生時，會將其分類及除污，除污設備是採用濕式噴砂方式進行，處理容量每天約 2 公噸，可以處理切割後之不銹鋼格架等，處理後之乾淨廢棄物經由偵測儀器確認後，暫時貯存在鐵籃子內，接著才向管制單位申請外釋系統(clearance system)之核准，申請內容包括外釋金屬來源(來自汽機廠房，約 1,000 公噸)、應量測之放射性核種(主要核種 10 種，包括 Co-60、H-3 等)及活度量測及評估方法(Co-60 之活度量測使用特殊儀器，其他 9 個核種活度利用取樣量測(sample measurement)，於申請過程中，同時進行量測及評估作業，乾淨之廢棄物則置放於非控制區域暫貯，直到取得管制單位之方法核准，才可將廢棄物進行外釋。日本對於外釋作業相當謹慎，如圖 34 內的照片所示，金屬於偵測時都切割至很小之體積，才置於機器內量測活度，確保量測之結果正確，避免將污染金屬誤判為乾淨廢棄物。

Establishment for Clearance System



Copyright (C) 2017 Japan Atomic Energy Agency

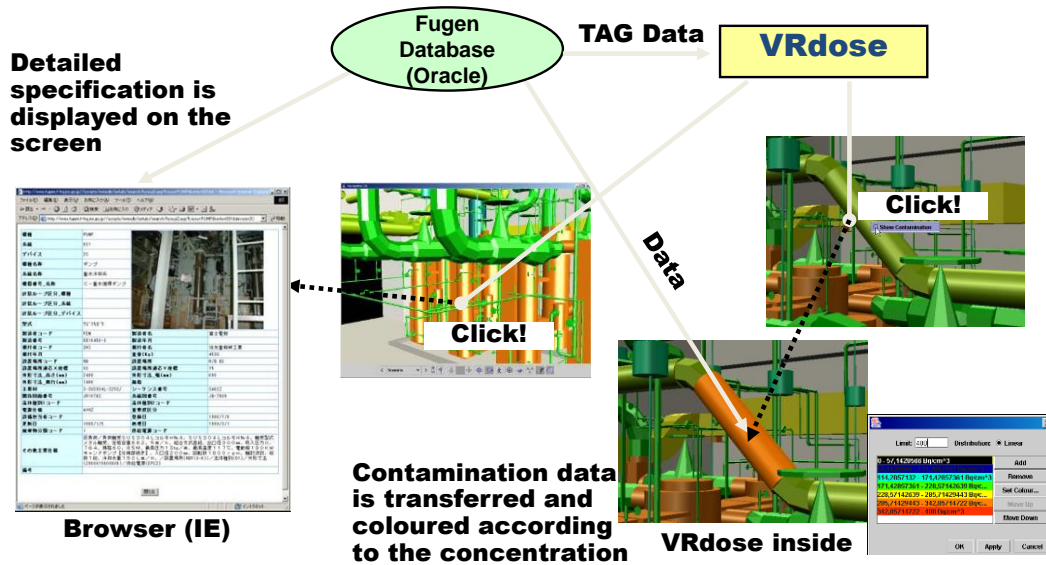
48

圖 34 普賢(Fugen)核電廠之外釋作業流程

另外，簡報中另一主題，為 IT 系統於除役期間之應用，其 3D 圖與資料庫之結合如圖 35 所示，將組件或系統資料結合 3D 圖，可以於資料庫快速展示該 3D 圖位置之資料明細及輻射劑量率等數據。圖 36 為 3D 圖與輻射劑量率之結合，為普賢電廠與 IFE 公司合作開發，該資料可以展示 2D 的輻射強度、輻射劑量率歷史數值、工作人員類別及切割工具選擇等，未來我國核電廠除役可參考此技術，將各種資訊整合及應用。



Connection with Database

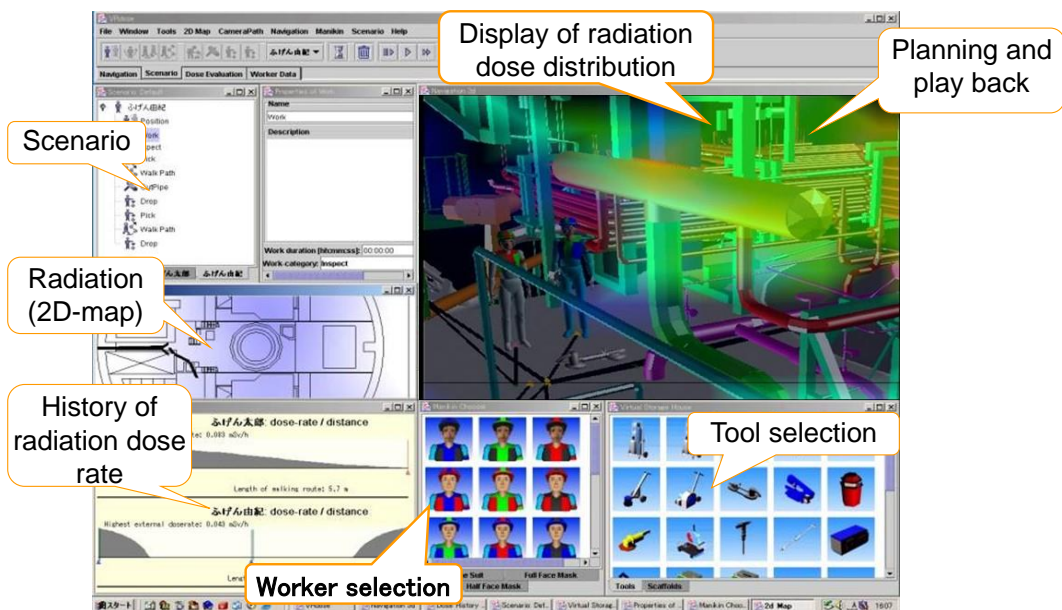


Copyright (C) 2017 Japan Atomic Energy Agency

53

圖 35 普賢(Fugen)核電廠 3D 圖與資料庫之結合

VRdose: Dismantling Simulation System by Virtual Reality



Copyright (C) 2017 Japan Atomic Energy Agency

54

圖 36 普賢(Fugen)核電廠 3D 圖與 VRdose 之結合

(5)台灣核反應器壓力槽及爐內組件切割規劃(核能研究所核後端研究中心 楊慶威副主任)

簡報題目：Reactor Pressure Vessel and Internals segmentation plan

簡報摘要：簡報資料參考附件

以台灣核一廠為例，簡介核反應器壓力槽及爐內組件之切割規劃。反應器壓力槽及爐內組件之示意圖如圖 37所示。簡報內容分為四個部份，包含目前台灣運轉中的六部核能機組簡單介紹；核反應器壓力槽及爐內組件切割拆除技術中，可選用的技術方法以及其優缺點與國際上經驗學習；核一廠反應器壓力槽及爐內組件切割規劃；以及後續的研發工作重點。

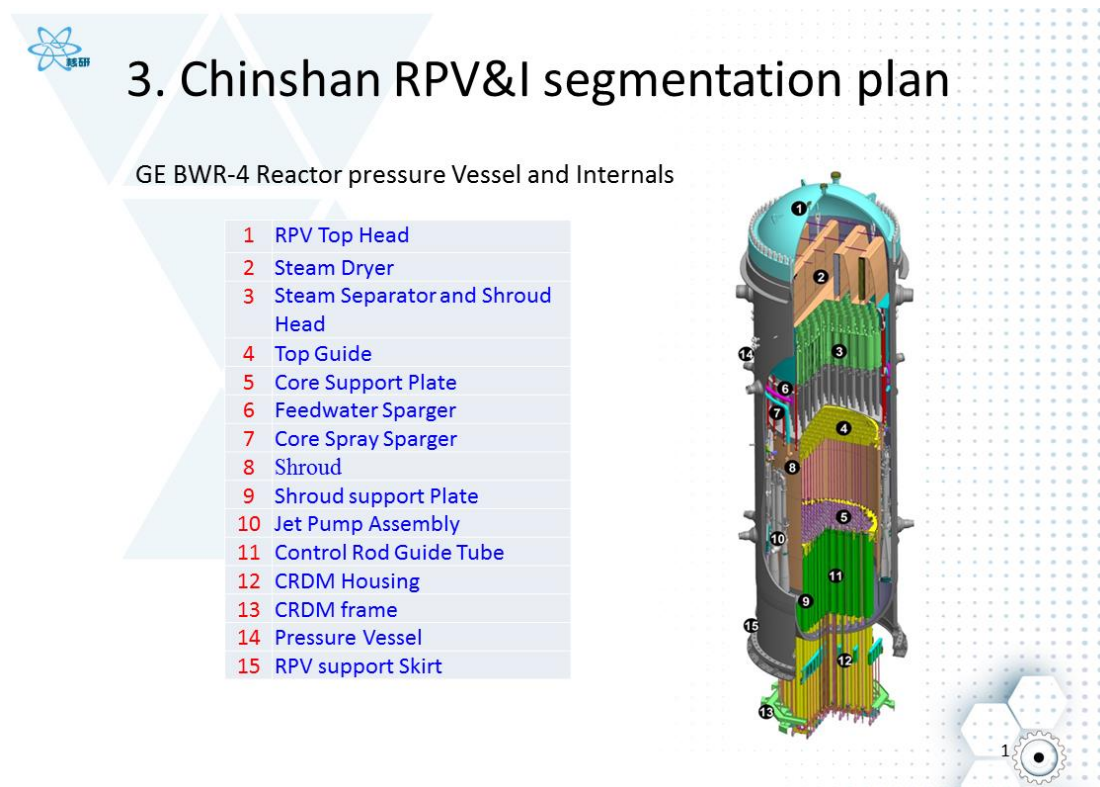


圖 37 BWR-4 反應器壓力槽及爐內組件之示意圖

反應器壓力槽爐內組件之拆解規劃將以水下遙控機械式切割工法為主體，搭配放電加工金屬破碎機等熱切割工法，在爐心拆除大塊組件、再吊運到存放池進行細部切割與廢棄物裝箱作業；反應器壓力槽體之切割規劃將以機械式切割搭配氧-燃料火焰熱切割技術，由上而下大塊切割裝箱。簡報說明如圖 38所示。



3. Chinshan RPV&I segmentation plan

Working Concept

- Mechanical Cutting is preferred
- Install fine cutting station in storage pool
- Underwater cutting in reactor cavity and storage pool
- Large components moved to storage pool for detail cutting and waste packaging, volume reduction is recommended.
- Reactor vessel cutting in place, thermal cutting is an option, low radiation parts moved out, cutting in air
- Parts with simple geometric shape without neutron activation concern, recycle after decontamination is recommended

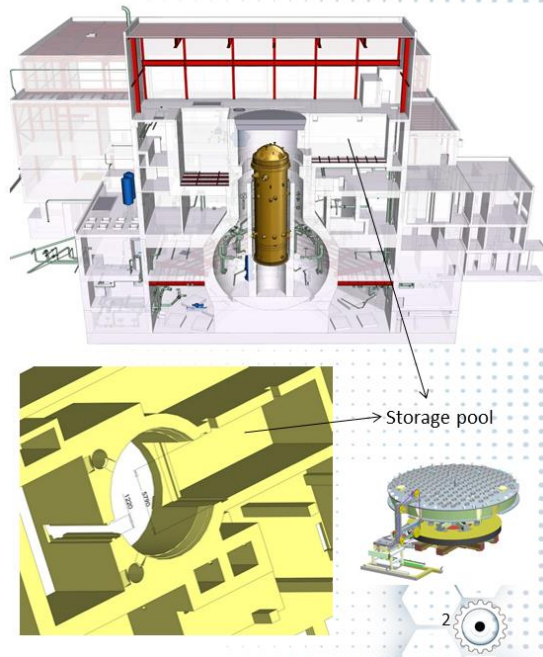


圖 38 核一廠反應器壓力槽及爐內組件之切割規劃

後續的工作重點包括研發設計模組化的遠端遙控水下切割機具、吊運操作工具，以及需搭配的切割作業平台，並須在模擬操作設施中驗證機具與技術能力；本土化製造為目的之放射性廢棄物容器設計、申照；運用3D工程模擬技術，針對反應爐與內部各類組件特性與廢棄物分類，發展切割計畫與相對應的廢棄物裝箱計畫。



圖 39 核研所楊慶威副主任簡報

5. Session II：除役諸般議題、技術研發-廢棄物處置

(6)台灣核一、二廠除役輻射特性調查及廢棄物盤點(核能研究所保健物理組 陳韋新助理研究員)

簡報題目：Radiation Survey and Waste Inventory for Decommissioning of Chinshan and Kuosheng Nuclear Power Plants

簡報摘要：簡報資料參考附件

根據「台灣核子反應器設施管制法及其施行細則」規定：設施經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉的3年前向主管機關提出除役許可申請，且須取得主管機關審核同意，核發除役許可後的25年內完成核電廠的除役作業，而國外大多都是在永久停機後才提送核電廠的除役計畫。因為國內法規之規定，所以初步的輻射特性調查會在永久停止運轉前執行，但目前只能利用電廠大修期間，且是在沒有做任何系統除污的情況下，來進行輻射的特性調查作業，對暫時無法進入進行量測的區域，則會參考廠址歷史與大修期間之資料，利用先前已有的劑量率量測數據，來保守推估除役廢棄物的產量和活度。未來較準確的輻射污染程度及廢棄物活度評估，應以永久停止運轉後之輻射特性調查為準。

參考美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊(MARSSIM)，簡介輻射偵檢和廠址調查的方法，其可提供除役計畫和廢棄物盤點相關的輻射資訊，且輻射特性調查可從廠址運轉歷史資料和廠址輻射偵檢結果來對廠址區域做劃分(包含：受影響區和不受影響區)，而其成果可以回饋到核電廠的除役計畫中(包含：拆除工法及除污技術的選擇、廢棄物產量及除役成本的評估、輻射安全分析及環境影響評估等)。相關簡報說明如圖 40 所示。

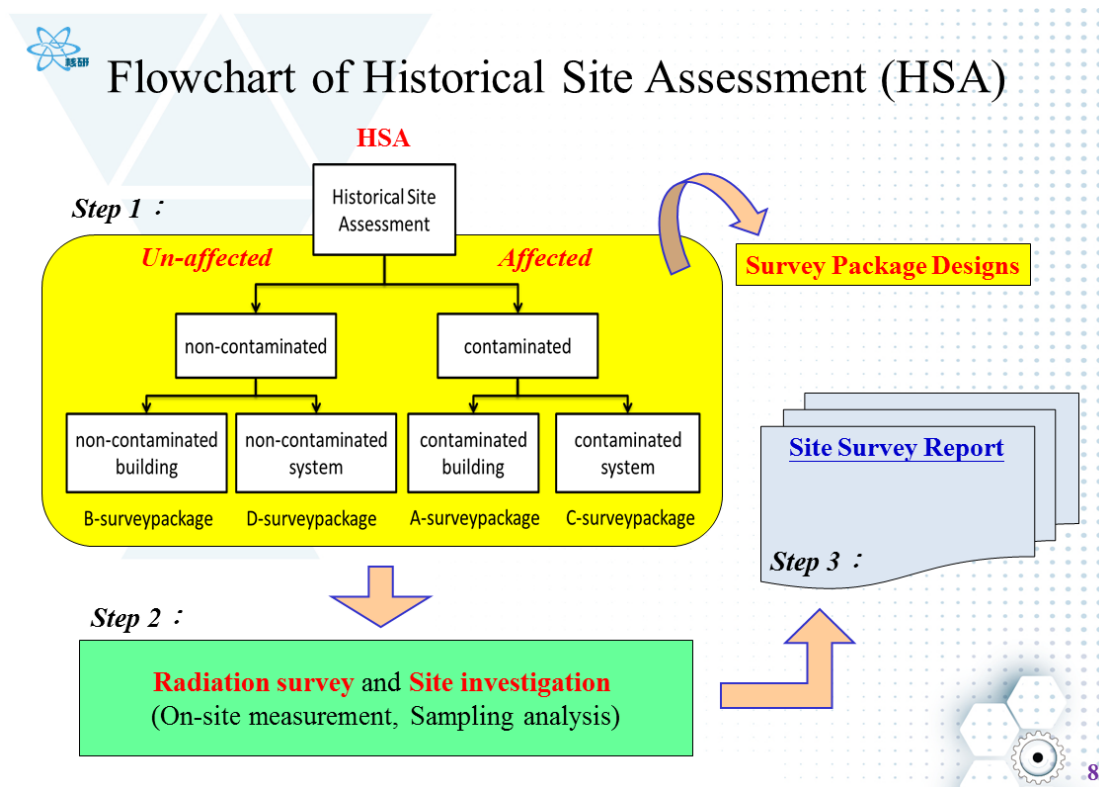


圖 40 廠址歷史資料評估(HSA)流程圖

根據國外核電廠的除役經驗，廢棄物盤點是除役規劃中的重要項目，其會影響除役期間所採用之拆除與除污工法、除役成本估算、廢棄物包裝容器選用、工作人員劑量評估，以及低放處置場的設計等。因此，首先要先發展除役廢棄物產量的評估方法，包含廢棄物的盤點(如圖 41)和放射性廢棄物活度的評估(如圖 42)。台灣參考核一廠輻射特性調查的結果和瑞典西屋公司的除役經驗，完成核一廠除役計畫的廢棄物盤點初步成果。



Material Inventory Methods

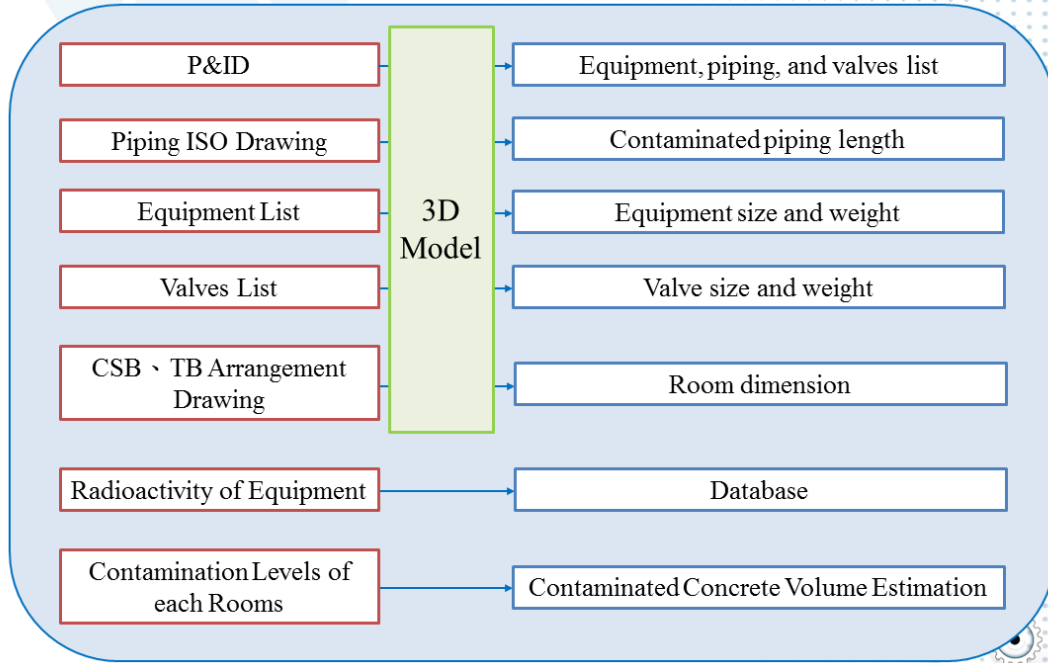


圖 41 廢棄物的盤點方法



Radioactivity Inventory Methods

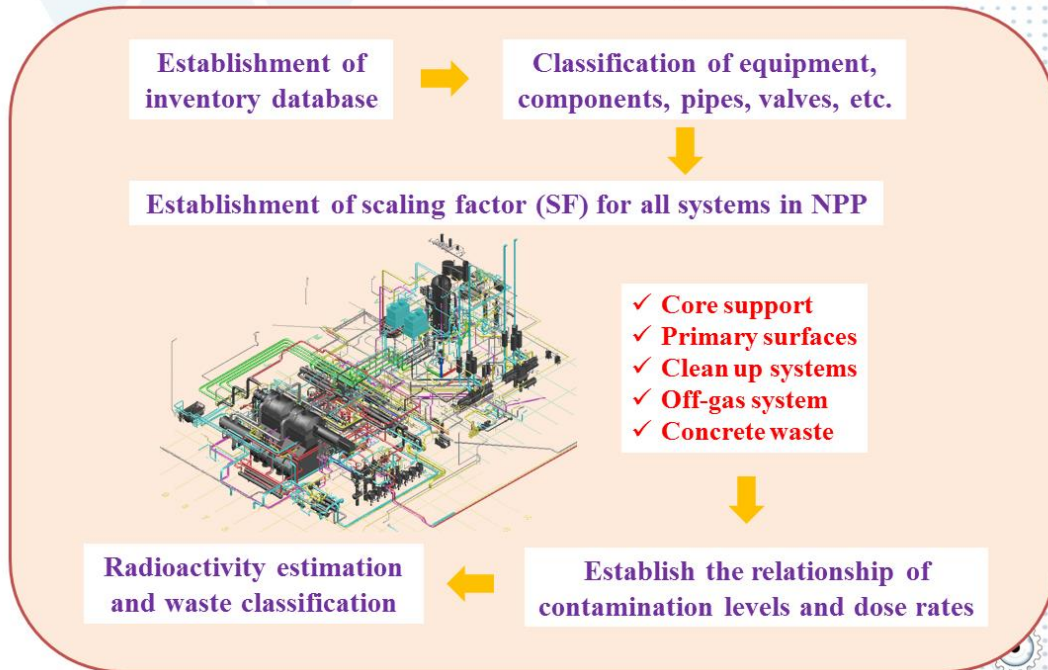


圖 42 放射性廢棄物活度的評估方法



圖 43 核研所陳韋新助理研究員簡報

(7)除役過程之拆除廢棄物之處置思維(核後端推動中心(RANDEC)澀谷進 專務理事&廢棄物處置事業推動部長)

簡報題目：Management of Demolition-Waste From Decommissioning of NPP in Japan (Radwaste and Decommissioning Center (RANDEC), Susumu SHIBUYA)

簡報摘要：

日本的低放射性廢棄物可以分成 L1、L2 及 L3 三個級別，分別為 L1 相對高的低放射性廢棄物(relatively high low-level waste)、L2 相對低的低放射性廢棄物(relatively low low-level waste)及 L3 非常低的低放射性廢棄物(very low low-level waste, VLLW)。

L1 廢棄物的處置方式會採用次地表/中程深度處置(sub-surface/intermediate depth disposal)且有外加工程障壁，整個處置深度至少要離地表 70 m 以上，其監管期約數百年；L2 廢棄物的處置方式會採用近地表處置(near-surface disposal)且有外加工程障壁，例如混凝土場(concrete pit)，其監管期約 300 年；L3 廢棄物的處置方式會採用近地表處置(near-surface disposal)且沒有加工程障壁，例如壕溝(trench)，其監管期約 50 年。而針對高放射性廢棄物(high-level waste, HLW)及超鈾(trans-uranium, TRU)廢棄物，其處置方式為深層(指至少要離地表 300 m 以上)

地質處置。其圖示如圖 45。

在日本的核電廠中，廢棄物的總量約 1,341,000 MT。其中，L1 廢棄物約 8,000 MT(占 0.6 %)、L2 廢棄物約 63,000 MT(占 4.7 %)、L3 廢棄物約 380,000 MT(占 28.3 %)、可外釋廢棄物約 890,000 MT(占 66.4 %)。

在廢棄物包裝容器的選用部分，L1 廢棄物是採用屏蔽包件(shielding package)，容量約 4 m³；L2 廢棄物是採用貯存容量約 200 公升的不銹鋼桶(steal drum)，或大包件(large scale package)，如 5 m³ A-type 或 IP-type；L3 廢棄物是採用可調整體積容器(flexible container)(如太空包等)，容量約可至 1 m³，或是不銹鋼箱(steal box)，容量約 1 m³ 到 2 m³ 不等，其容器範例說明如圖 46 所示。



圖 44 澀谷進(Susumu SHIBUYA)專務理事簡報

Disposal Methods According to the Category of Radwaste Conceptual Figure of Radwaste Disposal

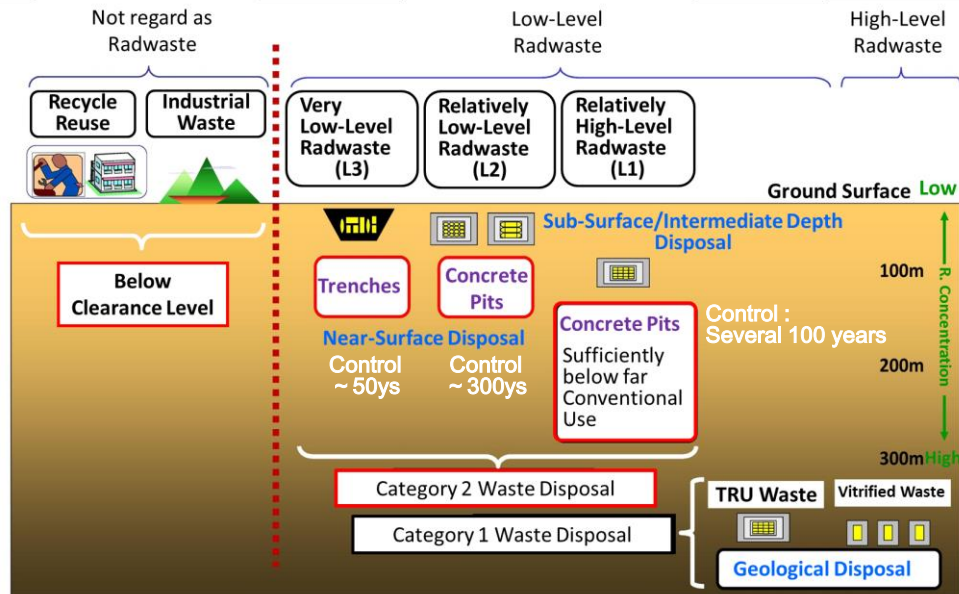


圖 45 日本低放射性廢棄物分類及其處置方法

Treatment of Decommissioning Waste Disposal/Storage Package Examples for LLW from Decommissioning

➤ **Very Low-Level Radwaste (L3)**

Flexible container (~1m³ : JPDR)
Steal box (1m³~2m³)



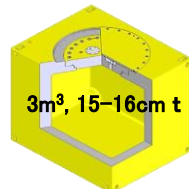
➤ **Relatively Low-Level Radwaste (L2)**

Steal Drum (200ℓ : JNFL-Disposal Center)
Large Scale Package (5m³A-type, 5m³IP-type, etc.)

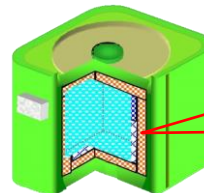


➤ **Relatively High-Level Radwaste (L1)**

Shielding Package (4m³, etc.)



GNS社 Yellow Box®



Trial Product of a Inner Box using Clearance Material



圖 46 日本低放射性廢棄物之處置/暫貯包裝容器範例

(8)台灣核電廠除役及廢棄物管理(核能研究所化學工程組 蕭憲明副研究員)

簡報題目：Preliminary planning of radwaste management during decommissioning in
Chinshan NPP in Taiwan

簡報摘要：簡報資料參考附件

主題為核一廠於除役期間，放射性廢棄物(含非放射性廢棄物)之初步規劃，以便因應除役期間龐大廢棄物數量需處理之問題。首先先介紹核一廠之除役時程規劃，及核一廠除役時拆除區域與保留區域之說明；核一廠依據法規規定，應於 25 年內完成除役作業，主要分為四個階段(8 年、12 年、3 年、2 年)，第一階段的 8 年為準備階段(招標文件準備及特性調查、系統除污等工作)，最主要的拆除規劃為第二階段的 12 年，期間須將汽機廠房及聯合結構廠房內之所有運轉設施全數拆除，並進行相關的除污或減容處理；此期間之拆除，初步規劃以汽機廠房拆除為優先，其次為聯合結構廠房，因汽機廠房之污染較低，且部分區域於除役期間規劃進行改裝後，設置切割中心或除污設施，因此須於拆除階段前期即進行拆除。

第二部分介紹除役期間廢棄物處理策略及各項廢棄物之處理原則及方法；核一廠除役期間之廢棄物管理策略，主要可以分為 7 個方向：(1)針對核一廠運轉系統，應進行全面之盤點；(2)規劃除役期間擬採用之切割技術，並安排暫時處理區域；(3)應考量各類廢棄物相對應之盛裝容器種類；(4)評估系統除污及組件除污之時機及方法；(5)規劃廢棄物減容處理；(6)廢棄物之暫貯規劃；(7)清潔廢棄物之外釋。相關簡報說明如圖 47 和圖 48 所示。



Waste Management strategies

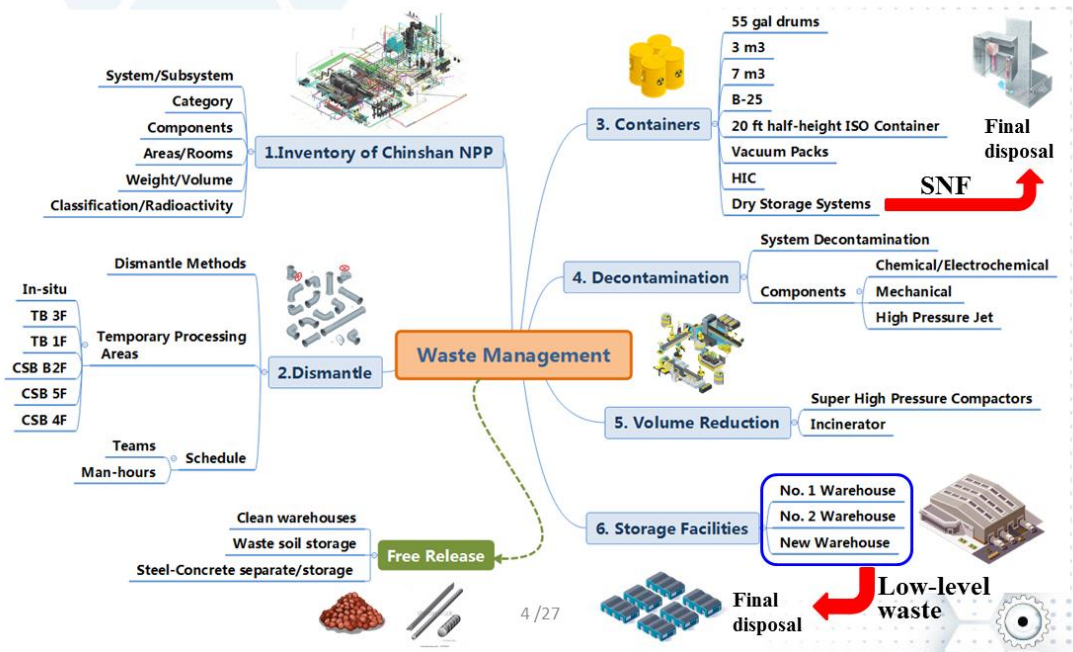
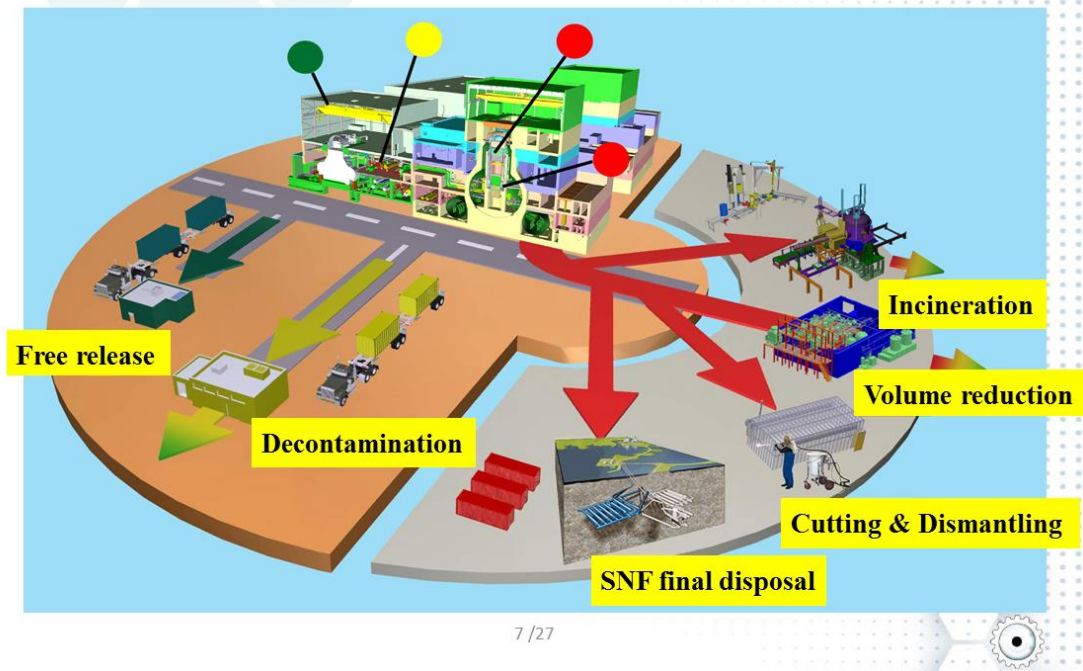


圖 47 除役廢棄物管理策略關聯圖



Waste Management strategies



7 / 27

圖 48 除役廢棄物管理策略示意圖

接著，針對用過核子燃料、爐內組件及爐體的拆除規劃及原則做較詳細之說明與介紹；最後，第四部分則描述廢棄物運送規劃及汽機廠房改建之規劃說明，包括時程、目的及處理區域設置等。



圖 49 核研所蕭憲明副研究員簡報

6. Session II (續)：除役諸般議題、技術研發-放射線/除污相關

(9)反應器周遭三維中子通量計算方法的比較研究(清華大學核子工程與科學研究所 許榮鈞所長)

簡報題目：3D Reactor Pressure Vessel Fluence Calculations (NES/ESS, National Tsing Hua University, Rong-Jiun Sheu)

簡報摘要：

研究反應器壓力槽周遭三維快中子通率的初始動機為核電廠延役計畫，因為電廠延役必須要去評估材料的壽命，而快中子就是衡量反應器壓力槽是否有受到損傷的一個指標。惟單純直接計算三維全爐心的快中子通率是非常不切實際且相當耗時的，故應改以其他方法來做計算，例如傳統的多維度(結合一維加二維)合成法或三維的中子遷移計算法等。

三維的數值計算方法大致可以區分成兩大類：一類是決定論法(deterministic method)，常用程式例如 TORT；另一類是蒙地卡羅法(Monte Carlo method)，常用程式例如 MCNP。此兩種方法在計算的本質上有著非常大的差異：決定論法是直接先將方程式給離散化，之後再配合一些數值方法來做求解；而蒙地卡羅法則是直接模擬大量粒子的遷移歷史，以求得平均的粒子遷移行為。因此，決定論法的優點是計算的時間通常會比較短，且一旦計算出結果後，可以同時得到空間中的位置、能量和角度等資訊，不過缺點就是需要比較大的電腦容量來存放這些資訊，且為了要滿足直角座標、圓柱座標或球座標的形狀，常常會需要先把實務上的幾何先做近似模擬後，方能再做後續的計算。此外，對能量和角度等資訊，也因為方程式有做離散化的原因，必須要再做一些近似。

相較而言，蒙地卡羅法的優點是不需要做離散化，因此，其對幾何變化、能量和角度等資訊可做較精確地描述，不過缺點就是因為要模擬的粒子數相當多，故計算的速度會相當緩慢、需要耗費比較長的計算時間。另外，因為蒙地卡羅法的計算結果會伴隨著一些數據不確定性，故設法去降低這些不確定性需要花費極大的努力。近年來持續研發精進，結合決定論法和蒙地卡羅法的優點後，發展出一套混合的遷移計算法(hybrid transport calculation method)，可以有效率地去計算反應器壓力槽周遭三維快中子的通率，例如 MAVRIC 就是一套結合決定論法和蒙地卡羅法的評估程式。有關決定論法和蒙地卡羅法的優缺點比較如圖 50 所示。

Deterministic vs. Monte Carlo

Method	Advantage	Disadvantage
Deterministic: e.g. TORT	Fast, Detailed information for all phase space (position, energy, angle)	Large memory, Approximate representation of geometry, Approximate energy and angle treatment, Ray effects (2D/3D)
Monte Carlo: e.g. MCNP	Accurate representation of geometry, Accurate energy and angle treatment	Slow, Uncertainties, Limited information (tallies)

To perform accurate and efficient simulations for large/complex problems, both methods should be used in a **complementary** manner.

圖 50 決定論法和蒙地卡羅法的優缺點比較



圖 51 清華大學許榮鈞所長簡報

(10)輻射污染建築的拆除經驗(清華大學原子科學技術發展中心 劉鴻鳴副主任)

簡報題目：Experience in removal of a radiation-contaminated building, Nuclear Science and Technology Development Center, National Tsing Hua University, Hong-Ming Liu)

簡報摘要：

清華大學某棟建築物的污染歷史概述：在 1970 年，一個包裝容器破損的鈾-137 射源被送到清華大學，清華大學在原子能委員會要求下將其暫存於校園偏僻處的地下貯存室內。在 1977 至 1978 年間，地下貯存室附近進行建築工程，工人擅自將水引進地下貯存室，並用遭受污染的水源攪拌水泥使用，導致整棟建築遭受輻射污染。在 1978 至 1982 年間，進行主要污染的除污作業，直到空間輻射劑量率降至背景輻射的 1 至 2 倍才陸續開放使用，但仍有低劑量的輻射存在建築結構內。直到 2011 年學校決定進行該建築的拆除規劃，並於 2016 年 8 月開始拆除清理，最終於 2017 年 5 月完成清理作業。

在拆除作業期間，校園內的粉塵及輻射空浮濃度會是全校師生高度重視的焦點，因此本作業有加裝「防塵帆布」，並建置「水霧噴灑系統」來降低粉塵量，如圖 52 所示。而在清理作業期間，有針對環境輻射空浮濃度進行監測，除了在靠近作業區設置兩座連續「固定式」抽氣裝置之外，並考量不同作業條件及氣象條件，利用「移動式」抽氣設備進行抽氣監測，結果顯示：清理作業期間即使有微量空浮產生，其濃度皆低於 0.1 mBq/m^3 。



Dust suppression



13

圖 52 拆除作業期間的粉塵抑低措施

另針對混凝土的分類檢整程序做概述：第一步先進行過篩，將混凝土依據顆粒大小進行分類；第二步則針對無法再進行檢整的混凝土微粒進行初步分析；第三步則針對較大顆粒的混凝土執行線上檢驗，分析或檢驗合格的混凝土則被送進規劃的大鐵箱中暫貯，等待進一步取樣分析。混凝土的分類檢整程序如圖 53 所示。通過解除管制分析的混凝土便可進行外釋作業，從裝車、管制單位視察、隨車追蹤、直到外釋混凝土進入合格土資場，並填寫相關記錄才算完成外釋作業；至於輻射污染活度超過外釋標準的混凝土，則必須進行貯存作業，整個過程包括秤重、裝車運送、接收、入庫貯存等。



圖 53 混凝土的分類檢整程序

完成拆除及清理作業後的建築基地，在經過輻射污染檢測確認無輻射污染殘留疑慮後，目前已規劃做為臨時停車場。整個拆除作業從 2016 年 8 月開始，到 2017 年 5 月完工，前後歷經共約 10 個月的時間，整體過程順利並無意外發生。



圖 54 清華大學劉鴻鳴副主任簡報

7. 閉幕致辭

首先由台方副團長台電公司林德福發言人致詞，此次會議以核電廠除役為重點，除特別演講外，雙方共發表 10 篇論文，且進行熱烈討論及意見交換，均有實質之獲益，感謝 JAIF 及與會者的參與。接著日方由高橋明男(Akio Takahashi)理事長致詞，感謝台灣專家遠道而來，期待下一屆的台日專家會議，隨後進行全體與會人員的合影留念如圖 55。



圖 55 第 2 屆台日核能專家會議與會者合影

8. 與日本企業之交流

在專家研討會議中，有邀請日方除役相關業者參與，包括日立奇異(Hitachi GE)、帝國纖維株式會社、AECOM、CANTEC 等公司。其中詢問 Hitachi GE 的鈴木優理子(Yuriko Suzuki)小姐有關係統除污或組件除污之相關經驗或技術時，其於回答現場並沒有準備相關的參考資料，故其承諾待會議結束後，會再提供給

我方相關的資料，待我方返國後，果真收到台灣 Hitachi GE 亞太的高倩文(Candy Kao)小姐來信，提供標題為「日立 GE ニュークリア・エナジーの原子力発電施設廃止措置技術(D & D Technology of Hitachi-GE Nuclear Energy for nuclear power plants)」之文件，提及 HOP (Hydrazine、Oxalic acid、Potassium permanganate) 系統除污技術，其除污程序及設備配置圖分別如圖 56 及圖 57 所示，而其應用經驗如表 4 所示。

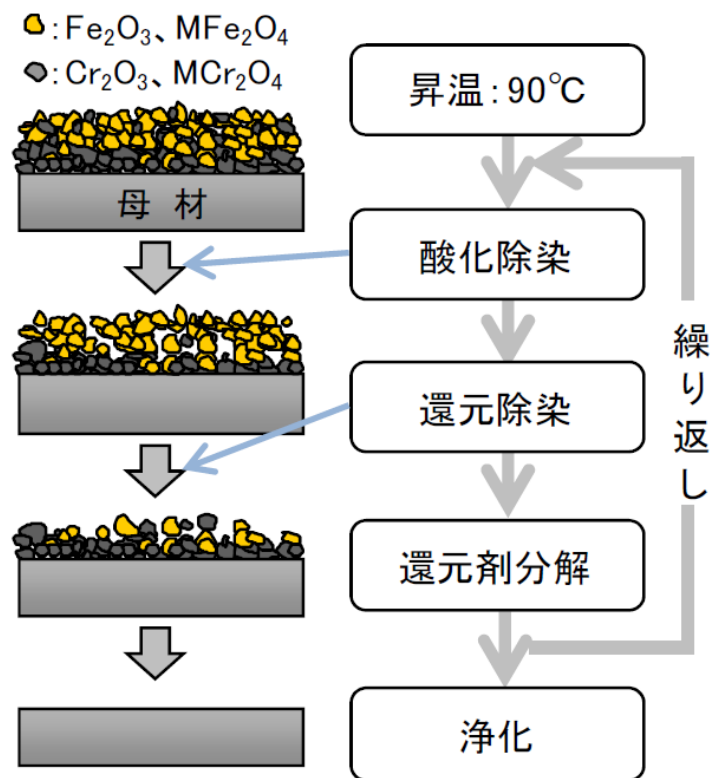


圖 56 Hitachi GE 之系統化學除污技術

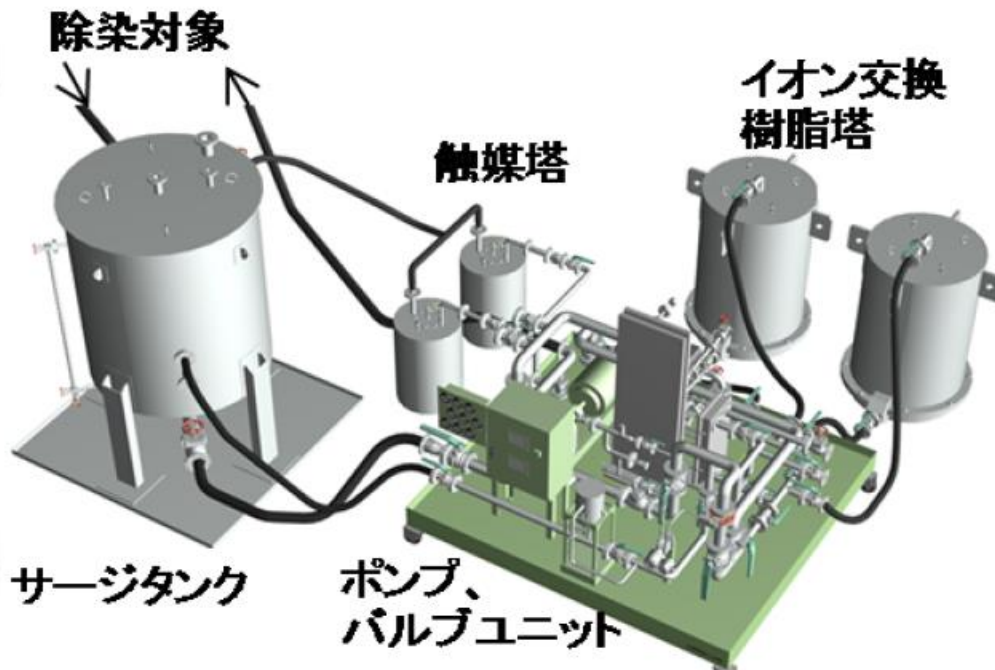


圖 57 Hitachi GE 之系統化學除污設備配置圖

表 4 系統除污 HOP 技術之應用經驗

分類		適用数	体積(m ³)	DF
全系統除染		2	~220	~20
系統除染		61	~7	10~30
部分除染	熱交換器	6	~7	~20
	再循環ポンプ	12	~4.5	~20
	炉内計装管	1	~2.5	24~110

晚間之台日共同技術交流會於同一飯店舉行，過程包含台日雙方進行資訊交流、互贈紀念品，且謝牧謙博士亦獲頒台日交流貢獻獎等，雙方交談甚歡，大會圓滿結束，過程中照片如圖 58 至圖 60 所示。

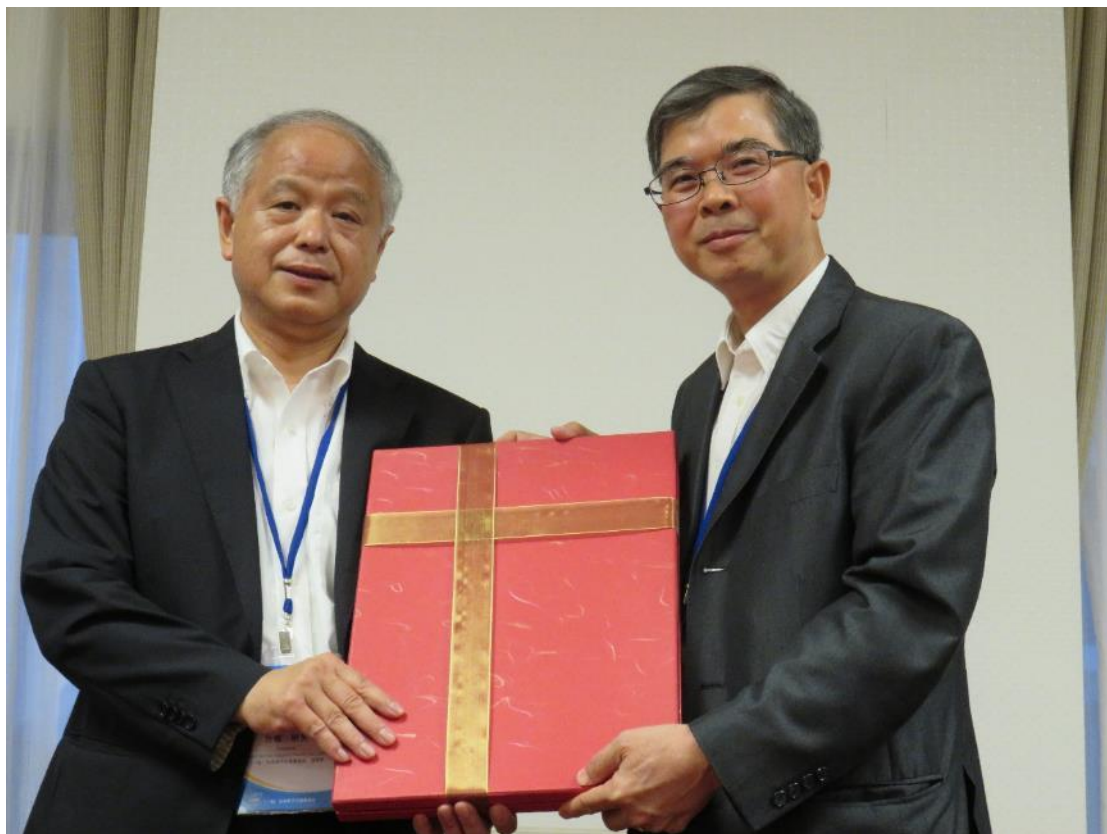


圖 58 台日雙方代表互贈紀念品



圖 59 謝牧謙博士獲頒台日交流貢獻獎



圖 60 日方致贈主持人及講者紀念品

(三)參訪行程

1. 第一 Cutter 興業股份有限公司茅崎總部

參訪行程如表 5，公司社長広瀬俊一(Shunichi Hirose)親自到場接待歡迎，其後由安立陽(Yo Adachi)工事本部長進行簡報及現場操作說明。

表 5 第一 Cutter 興業股份有限公司茅崎總部參訪行程

地點	第一 Cutter 興業股份有限公司茅崎總部(位於神奈川縣茅崎市) (地址：253-0071 神奈川縣茅崎市菟園 833 番地)
日期	2017 年 7 月 19 日(三)
行程	名片交換
	第一 Cutter 公司致辭 來賓致辭(中華核能學會 潘欽理事長)
	簡報 1：第一 Cutter 公司介紹 簡報 2：工法介紹
	施工展示參觀 *乾式鑽石索鋸之金屬切割 *乾式鑽石鑽孔之水泥鑽孔
	簡報 3： 核電廠內存放物減容作業用切削現場及福島第一核電廠災後復原作業用 切削、鑽孔現場介紹
	問答

第一 Cutter 興業股份有限公司官網 <http://www.daiichi-cutter.co.jp/technology/>

第一 Cutter 公司工法介紹內容摘要：

鑽石工具(diamond tool)在核電廠除役中所扮演的角色主要為切割作業，切割作業分為冷切割及熱切割兩類，其中：切割過程中刀具會碰觸工件者稱為冷切割，又稱為機械式切割，例如：鋸切、剪切、研磨、鑽石索鋸...等；而磨料水刀也屬於冷切割的一種，但差別是在切割過程中刀具並不會碰觸工件。

金屬的熱切割技術通常是在不直接接觸工件的情況下來進行切割，其相對於機械切割是以切刃切斷金屬，而熱切割使用的是介質，這些介質可以是聚焦高能量光束(雷射)或高溫火焰(電漿)。熱切割技術的優點：可在水下或空氣中執行、

可用遙控操作、可減少工作人員接觸高放射性材料。熱切割技術的缺點：會產生固體或氣體廢棄物，包括氣體懸浮物和水中懸浮物，故可能需要大範圍的過濾和管控。

鑽石索鋸(diamond saw)簡介：鑽石索鋸又稱為核心鋸(core saw)，其刀刃為鑲在鋼索上的鑽石，通常是使用直徑約 11 mm 的鋼索，每一公尺的鋼索上平均分布著約 40 個鑽石環，鑽石環以電鍍或金屬燒結方式與鋼索結合。鑽石環之間的小段鋼索具有彈性，讓整條鑽石索鋸可以彎曲，鋼索利用滾輪導引改變方向，移動鋼索與工件產生摩擦達到切割的目的。鑽石索鋸的一些特性如下：

- ✓ 混合了切割和研磨的切割分離程序；
- ✓ 附著於纜線上的切割元件為氮化硼或鑽石；
- ✓ 需要使用冷卻劑和潤滑劑；
- ✓ 二次廢棄物主要是粉末或泥漿；
- ✓ 金屬切割深度可達 300 mm；
- ✓ 凝土切割深度可達 1,000 mm。

一般的鑽石索鋸常用於切割混凝土，但也有用於切割金屬物體，或是鋼構與混凝土混合的結構體。惟因切割的物體有軟有硬，例如高冷鋼就是個非常硬的物體，故技術上會透過控制切割的速度來做調整和因應。原則上物體愈硬，切割的速度就要愈快，但切割的產熱都能夠控制在 100 °C 以下。此外，在切割過程中，為了避免產生大量的粉塵，會加入少許的水，或是乾脆直接在水下做切割，水下切割所產生的碎屑，會直接沉降在水中，故整體而言水還算是清澈、不混濁。

第一 Cutter 公司有將鑽石索鋸的切割技術應用在美濱電廠的除役作業中，亦在 2012 年應用在 JT-60 (按：JT 意指 Japan Torus，JT-60 是具有一個 D 形極向截面的典型托卡馬克，其是日本原子力研究開發機構(JAEA)的超導托卡馬克核融合裝置，於 1985 年開始運作)的切割作業中；另外，日本四國電力公司的廢料固化體亦是送至第一 Cutter 公司做切割，故第一 Cutter 公司具有蠻多應用在核設施除役的相關實績。

水刀(water jet, WJ)簡介：簡介第一 Cutter 公司使用的磨料注入水刀(Abrasive Water Injection Jet, AWJ)，並與磨料懸浮水刀(Abrasive Water Suspension Jet, AWS)做比較。

磨料注入水刀(AWJ)：磨料注入水刀的想法在 70 年代發展成型，主要的元件是一個混合頭(mixing head)，它是由一個水噴嘴(water nozzle)組件與一個聚焦(focusing)或混合管(mixing tube)所組成。水噴嘴的直徑為 0.2 - 0.5 mm，用於產生一個普通的水射流，此射流穿越混合腔(mixing chamber)後會產生真空吸力，磨料顆粒會因氣壓作用而被吸入腔室中，在混合管中混合、加速和聚集。第一 Cutter 公司曾用 AWJ 切斷厚度高達 38 cm 厚的鋼板，亦有切割一些熱交換器的實績。另外，據業者指出，切割 10 cm 厚的鋼板，平均大約需要耗費 1 min 的時間。

磨料懸浮水刀(AWS)：這是磨料水刀的第二種形式，1984 年由英國的 BHR-集團所開發，將高濃縮懸浮液儲存於壓力迴路中的一個容器內。磨料注入水刀(AWJ)與磨料懸浮水刀(AWS)的差異在於它們的產生方式有所不同。AWJ 包括三相(例如空氣的體積約 95%、水的體積約 4%、磨料的體積約 1%)，而 AWS 僅有兩相(水的體積約 80 - 90%、磨料的體積約 10 - 20%)，這使得 AWS 磨料顆粒的加速性更好。因此，在相同的液壓動力和磨料流量下，AWS 其切割效率至少高於 AWJ 兩倍。不過在日本，目前只有一家公司有在使用 AWS，因為它的缺點是水若沒了，需要一直再做補充。

有關鑽石索鋸與磨料水刀的優缺點比較彙整如表 6。

表 6 鑽石索鋸和磨料水刀的優缺點比較

	優點	缺點
鑽石索鋸	<ul style="list-style-type: none"> ● 狹小空間之活動與近接性佳 ● 切屑顆粒大易收集 ● 適合水下作業(不需額外潤滑及冷卻) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 機具的安裝架設較耗時 ● 切割速度慢 ● 受限於鑽石繩索的彎曲半徑，適用大型切割件 ● 在空氣中使用需要水的潤滑、冷卻及沖洗切割位置，產生的碎屑及水成為二次廢棄物，需要收集再處理

磨料水刀	<ul style="list-style-type: none"> ● 狹小空間之活動與近接性佳 ● 無大量熱量輸入，不易造成空浮 ● 可沿曲線做較有彈性的切割 ● 切割時無反作用力，結構支撐相對簡化 	<ul style="list-style-type: none"> ● 用過的磨料成為二次廢棄物 ● 在水中需要設置大流量的過濾系統，收集切割造成之細小顆粒 ● 過濾器濾芯將成為二次廢棄物
------	---	--



圖 61 由第一 Cutter 公司簡報工法介紹之過程

第一 Cutter 公司機具展示摘要：

首先到切割現場參觀以鑽石索鋸進行金屬之乾式切割過程，並由第一 Cutter 公司的人員進行現場解說，過程如下圖 62 至圖 64 所示。



圖 62 由第一 Cutter 公司的人員進行現場解說之過程



圖 63 鑽石索鋸進行金屬之乾式切割過程(切斷掉落瞬間)



圖 64 切割後拆卸下之鑽石索鏈示意圖

接著到鑽孔現場參觀鋼筋混凝土塊之乾式鑽孔取樣過程，並由第一 Cutter 公司的人員進行現場解說，過程如下圖 65 至圖 67 所示。簡報及現場參觀後，參訪人員與第一 Cutter 公司人員合影如圖 68。



圖 65 鋼筋混凝土塊之乾式鑽孔取樣過程



圖 66 鑽孔後取出之水泥圓柱示意圖



圖 67 鑽孔後拆卸下之鑽孔器具示意圖



圖 68 第一 Cutter 公司員工及參訪人員合影

2. 濱岡核電廠(Hamaoka Nuclear Power Plant)

參訪行程如表 7 所示，因該電廠位於日本靜岡縣，因此上午主要為赴濱岡核電廠之交通行程。

表 7 中部電力公司濱岡核電廠參訪行程

地點	中部電力公司濱岡核電廠(位於靜岡縣御前崎市佐倉)
日期	2017 年 7 月 20 日(四)
行程	抵達濱岡電廠原子力館 (1)概要說明(除役措施進展狀況及問題點) (2)1、2 號機輻射管制區 (3)1 號機核島區(安全護殼內、抑壓室/圓環體) (4)1 號機渦輪機房(輔助設備拆解區) (5)2 號機渦輪機房(許可測試區) (6)問答
	離開原子力館

濱岡核電廠 1、2 號機除役現況說明：

濱岡核電廠，為一座位在日本靜岡縣御前崎市的核能發電廠，由中部電力公司營運，從 1976 年的 1 號機開始，現在已經運轉至 5 號機。1 號機在 1974 年 6 月 20 日達到臨界，2 號機在 1978 年 3 月 28 日達到臨界；其後，雖於 2005 年 1 月 28 日開始評估是否進行耐震強度提升的工程，但由於 1、2 號機評估後，均必須耗費相當多的工程費用與時間，因而判定該工程不符合經濟效益，故於 2009 年 1 月 30 日結束運轉，並提出兩部機組及其附屬設施(但不包含今後將與 3、4、5 號機共用的設施及未遭放射性物質污染的地下建築、地下構造物、建築基礎)共為期約 27 年的除役計畫，預計在 2036 年完成兩部機組的除役。2011 年的福島事故後，包含停止運轉的 1、2 號機、檢修中的 3 號機、運轉中的 4、5 號機，均已全部停止運轉，進行設備改善與強化安全措施，而 6 號機的工程也因此完全停滯。

濱岡核電廠 1、2 號機的除役計畫分成 4 個階段，分別為 2009 年至 2015 年

的拆解工程準備階段、2015 年至 2022 年的反應器周邊設備解體拆除階段、2023 年至 2029 年的反應爐本體解體拆除階段，以及 2030 年至 2036 年的建築廠房等解體拆除階段。迄今已完成第 1 階段的污染狀況調查與設備除污，也在 2014 年 2 月開始，陸續將兩部機組的用過核子燃料(1 號機 206 組、2 號機 1,164 組燃料束)移至 5 號機的用過核子燃料池中做貯存。目前(2017 年)處於第 2 階段，正實施污染狀況調查、系統除污(將以再循環系統、反應器冷卻淨化系統、餘熱移除系統和反應器爐體為對象)及核島區、設備、機器拆解，實際執行進度綜整如下：
污染狀況調查：正進行 1 號機反應器壓力槽及反應爐安全殼內採樣分析。

系統除污狀況：無具體進度。

輻射管制區內設備的拆解狀況：

- ✓ 實施 1 號機渦輪機組 2 樓電路切斷、勵磁機盤、固定子冷卻裝置及密封油裝置拆解工程
- ✓ 實施 1 號機核島區 4 樓 PLR-MG 機組用 local cooler、控制盤拆解工程
- ✓ 實施 2 號機渦輪機房地下 1 樓溶解槽、幫浦及管線拆解工程
- ✓ 實施 1 號機渦輪機房 2 樓機械工作室內設置工具拆解工程
- ✓ 實施 2 號機核島區 4 樓油幫浦、控制盤拆解工程

排氣筒拆解工程：無具體進度。

輻射管制區域外設備的拆解工程：

- ✓ 完成 1 號機緊急用冷卻塔及補給水箱、照明器具、除塵裝置拆解工程
- ✓ 實施 1 號機主要變壓器、直結式變壓器、循環水幫浦等拆解工程

整個除役過程中所產生的放射性廢棄物，待除役作業完成後，將依照固體廢棄物的分類與特性進行最終處置。不過，目前除役計畫中最大的問題是最終處置場的地點尚未決定，迫使中部電力公司只能暫時將用過核燃料暫存於電廠內，用過核燃料處置屬於除役計畫的一環，如果這個問題沒有解決，除役計畫就無法完成，這也是許多觀察者預計除役計畫將比原定時間耗時更久。

濱岡核電廠參訪過程摘要：

參訪人員至電廠後，廠方安排於濱岡原子力館做簡報，該館類似我國核二廠外之台電北部展示館，由中部電力公司營運。簡報首先介紹濱岡電廠目前之重啟及除役狀態，如表 8 所示，其中 3、4、5 號機準備提起機組重啟，只有 1 及 2 號機進入除役狀態，目前進入第二階段，即燃料皆移除狀態，如圖 69 所示，目前執行管制區內之拆解工作，但由圖之行程規劃可以看出，至 2017 年為止，都還在做污染調查及系統除污等工作之延伸，尚未完全將其工作完結。投影片簡報提到，第一階段(2009-2015)完成之工作有：燃料移出完成、反應器廠房外之污染調查完成、CV 內之管路系統除污完成等工作，其他如反應器內系統除污尚在準備階段。

進行聆聽完濱岡核電廠 1、2 號機的除役現況簡報後，就實際到現場參觀 1 號機的乾井區域及汽機廠房，進入電廠前必須先依規定換上全套之防護衣，參觀過程中全程禁止錄音和攝影，因此，內部的參觀無法提供照片。1 號機乾井區域之一次圍阻體已進行鑽心取樣；另 1 號機之汽機廠房，其內擺有二個已完成除污之汽機轉子，廠方已經完成污染偵檢，正由 JAEA 派人進行複檢，如確認符合外釋標準，則將其整體移至廠房外；特別一提的是，在進行除污及污染偵檢時，將汽機轉子置放於臨時帳棚內，加以正壓使外界之污染無法進入，此實務經驗可考量應用於核一廠或核二廠。汽機廠房內設有特定區域，作為清潔廢棄物的暫貯區，所有廢棄物均井然有序地依廢棄物的屬性進行裝箱暫貯，待其外釋計畫核准後，即可進行外釋作業。

表 8 濱岡(Hamaoka)電廠各機組及其運轉、除役時程

	Unit 1	Unit 2	Unit 3	Unit 4	Unit 5
Reactor type	BWR-4		BWR-5		ABWR
Thermal power (MWt)	1,593	2,436	3,293	3,293	3,926
Type of Primary Containment Vessel	Mark-1		Mark-1 modified		RCCV
Generating output (MWe)	(540)	(840)	1,100	1,137	1,380
Total power output (MWe)			3,617		
Construction commencement	March 1971	March 1974	November 1982	February 1989	March 1999
Operation commencement	March 1976	November 1978	August 1987	September 1993	January 2005
Current status	Decommissioning (Operation terminated on January 30, 2009)		In outage (since November 29, 2010)	In outage* (since January 25, 2012)	In outage* (since March 22, 2012)
			Safety improvement measures being implemented		

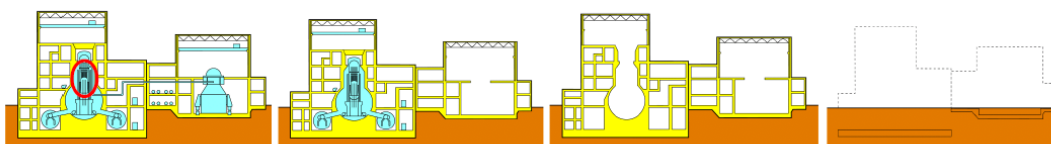
*All Units halted by accepting the request from JPN Government in May 2011.

Application to construct SF Interim Storage Facility within NPS submitted to NRA on 26 Jan. 2015.

Decommissioning Schedule



Status : Full Scale Dismantling in RCA since Feb. 2016



2009-2015	2015-2022	2023-2029	2030-2036
Stage 1 Preparation	Stage 2 Dismantling Reactor Zone Peripheral facilities	Stage 3 Dismantling Reactor Zone	Stage 4 Dismantling Buildings
▼16 Nov. 2009 : Decommissioning Started as 28 year's project			
Carrying out of Fuel	▼3 Feb. 2016 : Shifted to Stage 2		
Contamination Survey			
System Decontamination			
Dismantling Equipment Outside Radiation Control Area			
		Reactor Zone	Building
Disposal of Radioactive Waste including Waste during Operation			

Copy Right © Chubu Electric Power Co., Inc. All rights reserved.

6

圖 69 濱岡(Hamaoka)電廠 1 號機及 2 號機除役時程規劃



圖 70 (左)核研所施建樑副所長致贈紀念品予濱岡核電廠簡報人三澤尊久 (Takahisa Misawa)先生(中)；(右)為全程負責翻譯解說的謝牧謙博士



圖 71 濱岡(Hamaoka)核電廠參訪人員合影

3. 第 26 屆日華原子力連絡會議(關西原子力懇談會)

於 7 月 21 日至大阪格蘭比亞飯店(日本 Hotel Granvia Osaka, 大阪府大阪市北區梅田 3-1-1) 21 樓，參加由關西原子力懇談會主辦之第 26 屆日華原子力連絡會議。會議訂於 10:30 召開，台方與會成員先於 09:30 集合討論與會時之注意事項和交流提問重點，俾利正式會議順利進行。

雙方與會成員抵達會場後先行交換名片，其後由關西原子力懇談會理事宮崎慶次教授發表歡迎致辭，我方則由台電公司林德福專業總工程師兼公司發言人代表致辭，我方與會成員尚包含本所施建樑副所長、台電公司核後端營運處陳有賢課長及張金和課長、中華民國核能學會謝牧謙資深顧問、核能資訊中心鍾玉娟執行長，以及泰興工程顧問公司、鉦原能源公司等共 8 位代表出席，並由第 30 屆台日核能安全研討會日方主辦單位日本原子力產業協會(JAIF)常務理事佐藤克哉先生隨同參加；日方與會成員則由關西原子力懇談會會長東邦夫先生、關西電力公司核燃料循環室長木島和夫先生，以及相關學協會及學術界等學養經驗俱佳之代表組成，與會總人數連同通譯人員共 19 人。

此會議由日方關西電力公司木島和夫先生報告「日本核能現況」，接著由台電公司張金和課長代表報告「台灣核後端業務現況」，會中雙方針對日本與台灣的核能發展、除役措施、放射性廢棄物處理處置、核能人力進用，以及地方溝通心得等重大議題展開熱烈的討論與意見交換。日方指出 311 福島事件後，日本目前仍在逐步恢復核電之中，並將繼續推動核能發電量占比至 20% - 22%，日方知悉我方在核電廠 2025 年全面停止運轉相關立法，並期盼我方能在現有局面突破核能經營困境。



圖 72 第 26 屆日華原子力連絡會議(關西原子力懇談會)出席人員合影



圖 73 第 26 屆日華原子力連絡會議(關西原子力懇談會)出席人員討論實況

4. MHI 三菱重工神戶造船所

參訪行程如表 9 所示，由 Hiroshi Kokubo 及 Toshiyuki Mizutani 先生接待，並由 Toshiyuki Mizutani 先生進行簡報，介紹三菱重工在核電廠除役方面擁有之技術。

表 9 三菱重工神戶造船所設計開發中心參訪行程

地點	三菱重工神戶造船所設計開發中心
日期	2017 年 7 月 21 日(五)
行程	(1) 三菱的除役技術介紹 A. 除役措施階段之電廠安全性評估技術支援 B. 除役措施必要之各種技術概要：除污技術、拆除技術、廢棄物處置技術、輻射線量測技術 C. 合理的除役措施相關對策
	(2) 問答/意見交流
	離所

三菱重工神戶造船所官網 <http://www.mhi.co.jp/company/organization/kobew/>



圖 74 三菱重工神戶造船所廠區

三菱重工(Mitsubishi Heavy Industries, MHI)簡介：

三菱重工業株式會社，簡稱三菱重工(MHI)，是日本綜合機械製造商，也是日本最大的國防工業承包商，為三菱集團的旗艦企業之一。其業務範圍相當廣泛，涵蓋交通運輸、船舶、航空太空、鐵路車輛、武器、軍事裝備、電動馬達、發動機、能源、空調設備等各種機械機器設備之生產製造。

三菱重工的歷史最早可以追溯到明治維新時期。1884 年，三菱重工的創始者岩崎彌太郎從政府租借了工部省長崎造船局，將其命名為長崎造船所，此後發展為三菱造船株式會社。至 1934 年，由於公司業務已拓展至重型機械、飛機製造、鐵路車輛等領域，公司更名為三菱重工業株式會社，簡稱三菱重工(MHI)。

船舶工業是三菱重工最早起家的部門。目前，船舶和海洋事業本部下屬造船所中，長崎、神戶、下關 3 家造船所製造軍品，先後建造過太刀風級、高波級、愛宕級等多型驅逐艦，以及春潮級、蒼龍級等多型潛艇。而本次參訪的三菱重工神戶造船所，其主要的產品集中在核能和發電領域，有一半以上銷售額源於發電機及核動力產品，包括壓水式反應器(PWR)、核動力發電機組等，具備完善的核電、核動力機組之設計和生產能力。下圖 75 為設計開發中心大廳附近之 PWR 展示模型，其控制棒是由上而下插入以抑制核分裂反應，與沸水式反應器(BWR)由下而上插入不同。

三菱重工神戶造船所早期係以造船業起家，後來日本發展核能發電，該所即成為日本 PWR 核電廠之製造廠家，主要供應和一次側安全有關之系統設備，而和二次側有關之設備，如汽機、汽水分離器、泵等，則由三菱重工的高砂製作所製造。近年來，日本 PWR 機組之興建已愈來愈少，但因舊的 PWR 核電廠紛紛需要更換蒸汽產生器，故尚能維持公司之正常營運，惟目前此項業務亦已大致全數完成。此外，北海道電力公司泊(Tomari)核電廠 3 號機(PWR)興建之主要設備亦由三菱重工提供，已於 2009 年商轉。神戶造船所目前仍進行部份運轉中 PWR 核電廠之爐心筒(Core Barrel)更換作業，並開發電子束銲接法，即使較厚之物件亦不需要開筒，可一次銲接完成。



圖 75 設計開發中心大廳附近之 PWR 展示模型

三菱重工的除役技術介紹內容摘要：

日本的除污和拆除(D&D)技術現況說明：將已通過日本原子力規制委員會(Nuclear Regulation Authority, NRA)核准，確定永久停機後直接除役的核電廠臚列如下：

- ✓ 壓水式反應器(PWR)：美濱(Mihama)核電廠的 1、2 號機組；玄海(Genkai)核電廠的 1 號機組；依方(Ikata)核電廠的 1 號機組，共計 4 部機組。
- ✓ 沸水式反應器(BWR)：濱岡(Hamaoka)核電廠的 1、2 號機組；敦賀(Tsuruga)核電廠的 1 號機組；島根(Shimane)核電廠的 1 號機組；福島(Fukushima Daiichi)核電廠的 1 - 6 號機組，共計 10 部機組。

三菱重工目前已建置核設施除役所需之除污、輻射量測、取樣分析、3D 工程模擬、切割拆除等技術與設備，並研發具有攝影監控、鑽心取樣、管線切割等功能之遙控機器人，使用於核設施事故處理。在系統除污方面，將採用法國 AREVA 公司的 CORD (Chemical Oxidation Reduction Decontamination)全系統除污(full system contamination, FSD)技術，應用於美濱(Mihama)核電廠 1、2 號機組和玄海(Genkai)核電廠 1 號機組之除役作業。經 FSD 後，接著會進行反應器壓力槽(reactor pressure vessel, RPV)內部和周邊的取樣分析，以確認輻射分布和污染狀況(依方(Ikata)核電廠的 1 號機組因為長期處於安全貯存(safety storage)狀態，故目前並未規劃做 FSD)。整體而言，可綜合歸納如下：電廠在停機後會先進行系統除污，接著再做具代表性位置的取樣分析，待燃料完全退出爐心後，再進行廠房設備的拆解作業。圖 76 為三菱重工開發應用於福島核電廠事故之遙控機器人，圖 77 及圖 78 為紀念品致贈及參訪人與廠方人員之合影照片。



圖 76 三菱重工研發之遙控機器人介紹

<http://www.mhi.com/news/story/1402201775.html>



圖 77 核研所李振弘副組長致贈紀念品予簡報者 Toshiyuki Mizutani 先生



圖 78 三菱重工神戶造船所參訪人員合影

三、心得

我國於近年將面臨商用核能電廠之除役，目前已完成核一廠之除役計畫，亦正在規劃核二廠之除役計畫，透過許多國外除役相關資料研閱及蒐集、國外實地除役技術參訪及參訪經驗累積等，均顯示我國除役計畫所規劃之內容與國外之實際執行經驗一致，此次之台日核能專家會議亦確認此點，應繼續朝此方向邁進。

本次的台日核安研討會除了實質的技術交流與討論外，亦於會場中安排相關除役廠商擺攤說明，包含 Hitachi GE、帝國纖維株式會社、AECOM、CANTEC 等公司；以 Hitachi GE 為例，詢問其有關係統除污或組件除污之相關經驗或技術時，其均能有效率地答覆我方的問題，且即時透過電郵提供相關參考文件，顯示本研討會對於除役技術交流之重要性與幫助。

透過實際參訪日方除役之相關業者，可以更加瞭解除役實務工作及其細節。舉例來說：第一 Cutter 公司實際展示其鑽石索鋸乾式切割及鋼筋混凝土鑽孔取樣技術，更勝過書面或簡報之說明；濱岡核電廠之參訪，全員均須遵照日方核電廠輻射管制之要求，確實換裝及備齊防護裝備進入管制區域，此輻防管制之徹底值得我國借鏡；三菱重工由造船涉足到核反應器製造、核電廠除役，相關經驗值得我國相關工程公司參考，用以發展國內核電廠除役產業鏈。

四、建議事項

- (一)本屆台日核安研討會的內容包含台日核電的現況介紹、除役實績與今後規劃、廢棄物盤點與管理等諸多議題，雙方建立技術交流平台與溝通聯繫管道，對於除役計畫的執行極有助益，建議本所未來應持續參與此一類型的會議。
- (二)日本目前已獲日本原子力規制委員會(NRA)認定，在福島事故後符合新管制標準的 12 部 PWR 核能發電機組中，有 5 部 PWR 機組已經獲得重啟，建議台電公司未來可以設法去汲取這些核電廠與民眾溝通的寶貴經驗。而在現今 2025 年非核家園之政策下，亦可借鏡日本已經除役(或是正在除役)之 14 部核電廠機組的執行經驗，並將其應用至我國核電廠除役作業。
- (三)日本低微污染之廢棄物數量龐大，日本容許將該些 L3 廢棄物以太空包裝載後進行地表掩埋處置，可大幅度降低廢棄物金屬容器數量及相對經費需求，建議可探討在國內採用的可行性。同時應由政府單位(原能會或物管局)或研發單位(核研所)，訂定除役時金屬廢棄物之盛裝容器標準，以因應未來我國 6 部核電機組除役、蘭嶼貯存場及核研所廢棄物，在進行最終處置時之盛裝及運送使用。
- (四)除役時預估產生大量清潔廢棄物，可參考日本外釋經驗，在符合法規要求及獲得民眾及廠商之信任下，將其做最有效之利用(不論是否於核能工業)，也是解決大量廢棄物貯存壓力之最好方法。其偵測技術與方法應獲得管制單位之核准，並進行謹慎之量測後，方能考慮釋出核電廠外，以避免引起民眾之疑慮。
- (五)日本的三菱重工神戶造船所起初主要是在銷售壓水式反應器(PWR)、核動力發電機組等，但透過此次的參訪後發現，其亦開始建立自己的除役本土化技術，與我國目前的發展趨勢一致，未來建議本所可以持續透過參訪等形式來與其進行技術交流和切磋。