

## 原子力發電所 一次系統의 構造的 健全性에 관한 研究現況

### Review of Studies on Structural Integrity of Primary Pressure Boundary of Nuclear Power Plants

孫 甲 憲 · 宋 達 鎬\*

韓國에너지研究所  
(1982. 4. 30 접수)

#### 1. 머 리 말

原子力發電所의 一次系統(primary system)에는 原子爐容器(reactor vessel), 蒸氣發生器(steam generator), 加壓器(pressurizer)등의 壓力容器類와 이들을 連結하는 一次配管系統(primary piping system), 펌프 및 밸브 등의 部品(component) 및 構造物들이 包含된다. 이들은 發電所에 있어서 가장 重要的 核心的인 部品들로서 内部에 包含하고 있는 放射性物質을 外部로 漏出시키지 않는 障壁(barrier)으로서의 機能을 맡고 있다. 일단 稼動후에는 放射能으로 인하여 接近(access)이 制限되기 때문에 修理, 代替 등은 技術的인 面에서나 經濟的인 面에서 많은 어려움이 따른다. 그러므로 이들 部品들을 建設할 때에는 高度의 構造的 健全性(structural integrity)維持가 全 壽命期間동안 필히 保障되도록 設計 · 製作되어야 한다. 뿐만 아니라 이러한 構造的 健全性的 確保는 막대한 初期 建設投資를 고려할 때, 安全性的 결여로 인한 發電所 停止期間을 줄여 稼動率을 향상시킴으로써 經濟性을 높인다는 點에서도 매우 重要的 것이다. 따라서 一次 壓力境界(primary pressure boundary)의 健全性을 確保하는 것은 放射性物質의 漏出을 防止하여 公衆에 대한 放射能의 위협을 除去하는 安全性的 目的은 물론 持續的인 發電所運轉을 기하고자하는 經濟的인 目的을 가지고 있음을 간과해서는 안된다. 이러한 目的을 達成하기 위하여 다음과 같은 분야에서 많은 노력이 경주되고 있다. 즉

1) 각 部品 및 系統에서의 安全餘裕(safety margin) 및 設計 保守性(conservatism)의 精確한 評價—設計의

信賴性 및 經濟性提高.

2) 각 部品 및 系統의 製作 또는 修理 工程에 있어서 技術의 開發 및 改善—部品 및 材料의 品質向上과 고장 및 劣化방지.

3) 缺陷이 있는 部品 및 系統의 修理 및 代替 또는 繼續 使用 與否에 대한 빠르고 信賴할 만한 判斷을 내릴 수 있는 技術을 確保하고 일단 修理 · 代替가 要求될 때를 對備하여 그 技術的인 節次를 確保한다—構造的 健全性的 確認 및 回復

現在 우리나라의 原子力發電은 1976년에 古里 1號機의 稼動과 더불어 後續機들이 繼續 建設에 돌입함으로써 급격한 增加추세를 보이고 있다. 또한 앞으로의 發電所의 建設計劃과 더불어 이에 使用될 部品들과 設計 · 엔지니어링 등을 段階的으로 國產化하려고 計劃하고 있다. 따라서 이들 部品들에 稼動中에 發生하는 問題點을 把握하고 解決方案을 모색하며 品質높은 部品の 生産 및 建設을 위한 技術開發 및 研究計劃은 꼭 필요하다고 하겠다. 이에 本稿에서는 現在海外에서 遂行되었거나 되고있는 原子力發電所 一次系統의 構造的 健全性에 관한 研究現況을 살펴봄으로써 앞으로 國內에서의 研究方向을 設定하는데 도움이 되고자 한다. 이러한 研究는 광범위한 分野에 걸쳐 있어서, 여기서 수많은 研究主題들에 대한 자세한 現況, 研究結果를 記述하는 것은 어려우며, 다만 美國과 日本에서 遂行되었거나 進行中인 主要한 研究題目들을 개괄함으로써 어떠한 研究들이 一次壓力境界의 健全性을 위하여 遂行되어야 하는가를 파악하고자하는 것이다. 더욱 자세한 事項을 파악하는데 도움을 주기위해 本稿 마지막에 관련 參考文獻들을 수록하였으니 參考하기 바란다.

\* Mechanical Engineering Department of Lehigh Univ.

## 2. 外國의 研究現況

一次系統의 構造的 健全性에 관한 外國의 研究 現況으로써 美國 및 日本의 경우에 대하여 살펴보기로 한다. 美國에 있어서는 美國原子力規制委員會(United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC), 電力研究所(Electric Power Research Institute), 壓力容器研究委員會(Pressure Vessel Research Committee) 등이, 日本에서는 日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute) 및 기타 機關 등이 이러한 研究를 主導해오고 있다. 이하에서는 이들 研究機關에서의 研究現況을 소개한다.

### 2.1. 超厚鋼技術計劃(Heavy Section Steel Technology Program)

美國原子力規制委員會(USNRC)의 前身인 美國原子力委員會(United States Atomic Energy Commission)는 原子力發電所 一次系統의 構造的 健全性을 確保하기 위한 努力으로 다음과 같은 大型 研究課題들을 主導하였다.

1. Primary Coolant System Rupture Study(General Electric, 1966~1974)
2. Experimental and Analytical Investigation of Nozzles(ORNL, 1966~1973)
3. Experiments on Initiation of Ductile Pipe Rupture(Battelle Columbus Laboratory, 1966~1973).
4. Effects of Neutron Irradiation on the Properties of Reactor Structural Materials(Naval Research Laboratory, 1965~1975).
5. Design Criteria for Piping, pumps and Valves (ORNL, 1967~1975)(Joint AEC-Industry Program).
6. Stress Corrosion Cracking of Sensitized Stainless steel in Oxygenated High Temperature Water(Battelle Columbus Laboratory, 1970~1972).
7. Heavy Section Steel Technology Program(ORNL, 1967~1975).

이들 중에서도 HSST計劃이 가장 큰 研究計劃으로 매년 \$100만 정도가 研究費로 지출되었다. HSST計劃의 主要關心은 輕水爐 原子爐容器로서 出力上昇중, 運轉중, 冷却중, 事故狀態에 있어서의 缺陷, 材料의 不均一, 不連續의 影響에 중점을 두고있다. 이것은 容器들에는 작지만은 缺陷, 不連續 등이 先天的으로 存在하는데 비해 40년에 걸친 壽命期間중 적용될 수 있는 稼動中檢査(In-service Inspection)方法이 여전히 開發을

필요로 한다는 사실에 기초를 둔 것이다. 결국 原子力發電所의 運轉壽命중의 壓力容器의 파괴, 특히 公衆에 재해를 끼칠 우려가 있는 破局的인 破壞(catastrophic fracture)에 대한 安全餘裕를 精確히 예측하기 위한 信賴性 있는 方法을 確立하기 위한 것이었다고 말할 수 있다.

HSST計劃에서 使用된 材料는 美國의 輕水型爐의 原子爐容器 鋼材인 ASTM A533 Gr.B, Class 1의 板材와 이에 相當하는 ASTM A508, Class 2의 鍛造材였고, 熔接方法은 주로 submerged arc 熔接과 被覆 arc 熔接이 사용되었는데, 특히 ASTM A533 Gr.B, Class 1의 submerged arc 熔接에 중점을 두었다. HSST計劃에 의한 研究·開發은 광범위한 分野에 걸쳐있고, 각 分野간에도 相互關係가 많았으므로 폭 넓은 研究基盤위에서 研究計劃이 進行되었다. 關聯分野로는 破壞力學, 理論 및 實驗的 應力解析, 材料特性, 非破壞檢査, 金屬組織學, 破壞舉動에 관한 一般分野, 環境의 影響, 用水化學등이 包含된다.

日本熔接協會에서는 1972년 10월경 超厚鋼調査委員會를 構成하여 1974년 9월까지 약 2년에 걸쳐 HSST計劃의 研究結果 및 당시의 現況을 자세히 調査·評價한바 있다.

이 超厚鋼調査委員會는 3개의 分科會, 즉 材料分科會, 破壞舉動分科會 및 機器分科會로 構成되어 있었으며, 각 分科會에는 각각 27人, 31人, 32人의 專門家 또는 大學教授들이 參與하여 235편의 報告書를 參考로 하여 作業을 遂行하였음을 볼 때, 이 調査·分析作業이 철저했음을 짐작할 수 있다. 다음에서는 이들의 調査報告書<sup>(1),(2)</sup>를 中心으로 하여 HSST計劃에 대하여 記述하고자 한다.

#### (가) 材料分科(材料特性 및 照射舉動)

이에선 HSST厚板의 基本的인 材料特性 및 破壞靱性과 이에 미치는 中性子 照射의 影響에 관한 研究가 包含된다.

##### 1) 照射前 特性의 研究

HSST 厚板의 製造法과 熱處理方法에 대하여 研究하였으며, 化學成分 分析, 金屬組織 觀察, 引張試驗, 韌치가 있는 引張試驗, 파괴衝擊試驗 및 落重試驗(drop weight test) 등을 통하여 母材 및 熔接이음부의 基本特性을 파악하였다. 또한 厚板材의 遷移溫度(transition temperature)를 알기 위하여 落重試驗, 破壞靱性(K<sub>1c</sub>)試驗 및 dynamic tear test를 하였다.

##### 2) 中性子照射脆化特性 研究

母材 및 熔接이음부에 있어서의 中性子照射의 影響에 대해서 研究하였다.

• 基本材料特性으로서 照射에 의한 引張特性和 파괴 衝擊特性을 試驗하였다.

• 照射損傷에 대한 中性子에너지 依存性을 評價하기 위하여 照射損傷函數(damage function)에 대해서 研究하였다.

• 照射後 材料特性의 回復을 위한 熱풀림處理에 대하여 풀림處理溫度 및 時間의 영향과 照射時 溫度가 脆化의 程度, 熱풀림處理의 效果에 미치는 影響을 研究하였다.

• 厚板의 化學的 組成 및 殘留元素가 照射脆化에 미치는 影響과 그 mechanism을 연구하였으며, 金屬組織(ferrite, bainite)과 加工方向(壓延 또는 壓延直交方向)에 따른 照射脆化 感受性을 研究하였다. 또한 電子顯微鏡 및 Auger顯微鏡에 의한 破面觀察를 통하여 照射脆化 mechanism을 해명하고 微視的 照射脆化모델을 검토했다.

• 照射脆化에 의한 破壞靱性( $K_{Ic}$ )의 變化를 評價하고 이에 따른 原子爐容器의 信賴度에 미치는 影響을 평가하였다. 또한 大型衝擊試驗片을 이용한 落重試驗으로 size effect를 包含한 吸收에너지에 대한 연구와  $K_{Ic}$  및  $K_{Ia}$  試驗法에 대한 研究를 하였다.

#### 나) 破壞舉動分科

非照射材의 脆性破壞特性和 疲勞特性에 對한 研究分野를 主로 調査하였다. 脆性破壞特性의 究明은 遷移溫도와 破壞力學의 方法에 의하고 있다.

##### 1) 遷移溫도에 關한 研究

衝擊試驗(특히, dynamic tear test)에 의하여 試片의 크기 및 板두께가 破壞에너지, 無延性遷移溫度(nil-ductility transition temperature)의 變化 및 破壞靱성에 미치는 效果(size effect)를 究明하였으며, 板두께方向으로의 金屬組織上의 變化를 觀察하였다. 또한, 파괴衝擊試驗 結果와 破壞靱性과의 關聯性을 研究하였다. 즉,

• upper shelf energy領域에서 파괴吸收에너지와  $K_{Ic}$ 와의 關係

• 低溫 및 遷移溫度領域에서의 파괴吸收에너지와  $K_{Ic}$  및  $K_{Ia}$ 와의 關係

• 遷移溫도와 破壞靱性과의 關係 등을 研究하였다.

##### 2) 破壞力學의 研究

• 破壞力學에 있어서 彈塑性 解析

破壞試驗片의 彈塑性 應力-變形度 解析을 하였으며 龜裂을 가진 圓筒 shell 및 球形 shell에 있어서 shell 두께와 龜裂크기에 따른 破壞양상에 대한 研究와 三次元 龜裂 彈塑性 解析을 하였다.

• 破壞靱性試驗方法의 研究(특히 豫備龜裂 加工方法)

全變形度(gross strain)方法, 等價에너지方法(equivalent energy method) 및 J-積分에 의한 方法으로 破壞靱性을 實驗하였다.

• 動的 破壞靱性( $K_{Id}$ ) 및 龜裂停止特性에 미치는 變形速度의 影響.

##### 3) 疲勞龜裂傳播特性

HSST厚板(A533B, Cl 1)의 表面部, 中心部, 熔接部 및 熱影響部에서의 疲勞龜裂傳播試驗과 容器 model에서의 實證試驗을 하였으며, 高溫水 環境 및 中性子 照射가 疲勞特性에 미치는 影響을 研究하였다.

##### (다) 機器分科(機器·構造)

여기서는 施工 및 檢査方法上의 諸 問題點, 壓力容器의 安全性 評價와 解析方法(有限要素法의 應用)에 關한 研究들을 다루고 있다.

##### (1) 施工上의 問題點

여기서 主로 問題로 삼고있는 것은 under clad cracking으로서 龜裂의 發生狀況 및 그 原因의 究明, 龜裂의 發生을 極小化하는 施工方法의 開發, under clad cracking의 危險度 評價, 壽命期間동안의 龜裂進前의 評價 및 最惡條件下에서의 脆性破壞의 可能性 등을 研究하였다.

##### (2) 檢査方法에 關한 研究

이는 原子爐容器의 稼動中檢査(In-service Inspection)와 關한 研究로서, 1967年 Edison 電氣研究所(EEI)와 TVA에 의해 選定되어, 그 이듬해 1968년부터 始作되었는데 이에 는 다음과 같은 것들이 包含되어있다.

• 原子爐冷却材系統의 運轉條件, 缺陷의 探知 可能性, 缺陷의 크기 및 方向등에 대한 電力會社의 經驗을 調査하였다.

• 非破壞檢査 裝備의 開發

• Acoustic Emission(AE)시스템의 開發 및 이를 原子爐의 連續監視에 適用하기 위한 研究

• 超音波探傷試驗에 의한 原子爐檢査의 信賴性 및 再現性 向上을 위한 研究

• 두꺼운 壓力容器 內部的 缺陷을 視覺化하기 위한 acoustic holography方法의 開發

##### (3) 壓力容器의 安全性 評價에 關한 研究

• 應力集中部(노즐部位 등)에 있는 缺陷의 應力擴大係數(K)를 決定하기 위한 光彈性實驗

• 散亂光 光彈性法(scattered light photoelasticity)에 의한 3次元 應力解析

• 壓力容器 試驗-龜裂形狀과 壓力容器의 遷移溫度와의 關係 및 實物 두께의 厚板에 있어서 荷重, 溫度, 龜裂形狀에 따른 延性 및 脆性破壞條件의 把握.

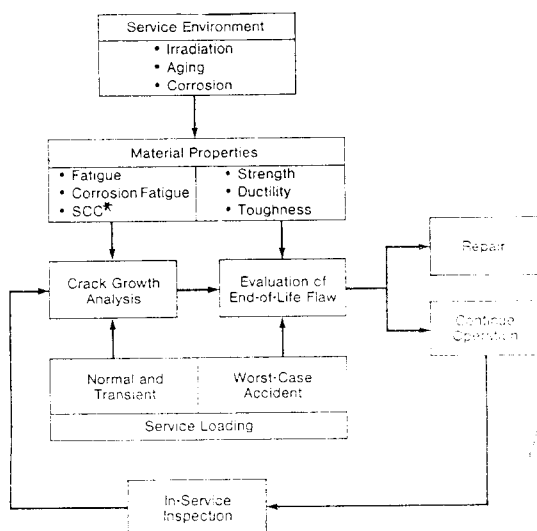
##### (4) 有限要素法의 應用

三次元 構造物 解析을 위한 電算프로그램(COPATS)의 開發

## 2.2. 電力研究所(Electric Power Research Institute: EPRI)의 研究現況

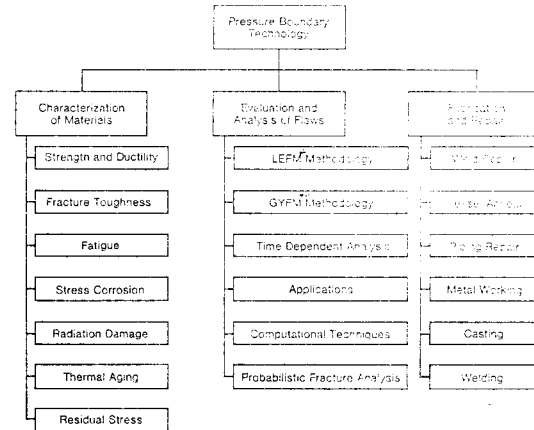
EPRI에서는 1974年初부터 “The Pressure Boundary Technology Program<sup>4)</sup>”으로써 一次壓力境界의 構造的 健全性(structural integrity)에 관한 研究를 시작하여 그 이후로 이 分野의 研究・開發 活動이 계속 伸張되어 오고있다. 여기서는 이 計劃을 中心으로하여 EPRI에서의 이 分野의 研究活動을 살펴보기로 하겠다.

1974年 以後로 현재까지 수많은 研究課題들이 여러 研究機關에 의해서 遂行되어 이미 完了되었거나, 現在도 계속되고 있다. 이 計劃의 궁극적인 目標은 發電所의 信賴度(reliability)와 稼動率(availability)을 增大시키는데 있으며 그 方法으로서 1) 材料의 性質에 관한 資料와 信賴度 높은 解析方法 등, 壓力境界部品の 安全餘裕를 精確하게 評價할 수 있는 方法을 提供하여 不必要한 修理에 의한 休止期間을 除去하고 2) 使用도중 缺陷이 發見되었거나 部品이 劣化되어 修理가 요구될 때 改善된 技術을 개발함으로써 短期間에 修理를 完了하여 休止期間을 最小化하는 것이다. 이것은 바로 一次 壓力境界 構造物의 健全性을 確保하는 것과 直結된 問題이다. EPRI에서는 構造的 健全性(structural integrity)을 評價 解析하는 plan을 그림 1에서와 같이 보여주고 있으며, 이를 위하여 必要한 研究로서 다음의 3가지 主要分野를 고려하고 있다. 즉 1) 材料性質의



\*SCC: Stress Corrosion Cracking

그림 1. 구조적건전성 해석 개략도



\*LEFM: Linear Elastic Fracture Mechanics

\*\*GYFM: General Yielding Fracture Mechanics

그림 2. 압력경계기술계획의 범주

究明 2) 缺陷(flaw)을 가진 構造物의 評價 解析 3) 製作 및 修理技術의 改善 및 開發에 관한 研究가 그것이다. 이 研究프로그램의 全般的인 內容은 그림 2에서 보는 바와 같다. 이들 각각에 대해서 좀 더 자세히 보기로 하자.

### 가) 材料性質의 究明

構造的 健全性(structural integrity)을 解析하는데 있어 각종 材料들의 諸般 性質들이 필요하기 때문에 이 分野의 研究가 遂行된다. 즉 降伏強度, 引張強度, 破壞靱性, 疲勞舉動 등 材料의 特性과 이들 材料特性들이 壽命期間 동안 使用環境의 영향(예: 中性子 照射의 영향, 高溫의 影响)에 의한 變化를 追跡하는 것이다. 具體的인 研究課題로는 다음과 같은 것들이 있다.

#### 1) 壓力容器 鋼材의 破壞靱性 研究

壓力容器鋼材와 그 鎔接이음部 및 볼트材, 즉 SA 533 B class 1 板材, SA 508 class 2 段造材, SA 302-B 板材 및 SA 540 볼트材의 破壞靱性的의 측정과 龜裂 停止(crack arrest)特性을 研究한다.

#### 2) 疲勞研究

• 多軸荷重 및 時間에 따라서 變하는 荷重狀態하에서의 疲勞舉動 研究

• 壓力容器 鋼材의 腐蝕疲勞舉動 研究

#### 3) 殘留應力의 測定

製作工程 도중에 생긴 構造物의 不連續部에서의 殘留應力 測定 技術을 開發한다.

#### 4) 中性子 照射脆化 研究

• 原子爐容器 材料의 照射脆化 研究

• 照射脆화된 原子爐容器的의 열풀림처리(thermal annealing) 方法의 開發 및 그 有効性的의 評價

• 照射脆化에 미치는 殘留元素(residual elements)의 영향에 대한 基本研究

• 照射된 材料의 龜裂停止 破壞靱性(crack arrest toughness,  $K_{Ia}$ ) 資料의 蓄積

나) 缺陷을 가진 構造物의 評價·解析

製作도중 또는 使用中에 構造物內部에 缺陷이 생기는 것은 불가피한 일이다. 따라서 構造의 健全性(structural integrity)을 評價함에 있어서 이들 缺陷이 構造物의 耐荷重能力(load-carrying capacity)이나 安全性에 미치는 영향을 고려하여야 한다. 이러한 缺陷評價에 대한 研究課題로는 다음과 같은 것들이 있다.

1) 彈性理論에 의한 龜裂解析

이 彈性解析 方法은 ASME코드 및 연방法規등에 適用되고 있는 것으로서 現在의 研究課題는 龜裂의 始發(crack initiation)과 이의 傳播 및 停止特性(propagation and arrest characteristics)에 관한 것이다.

• 龜裂의 始發(crack initiation)\*

2次元, 3次元에 있어서 새로운 經濟的인 應力擴大係數 계산방법(Boundary Integral Generated Influence Functions(BIGIF)에 의한 方法)의 개발.

• 龜裂의 傳播 및 停止(Crack propagation and arrest)\*\*

龜裂이 傳播하고 있을 때의 舉動과 이것이 停止할 條件에 관한 研究.

• 파괴 試驗의 電算解析

小形 試驗片( 파괴 試驗片)을 이용하여 照射脆화된 壓力容器 鋼材의 破壞靱性を 구할수 있는 解析的인 方法의 開發.

•  $K_{Ic}$ 와  $J_{Ic}$ 關係의 立證

小形試驗片의  $J_{Ic}$ 試驗法으로 平面變形度 破壞靱性( $K_{Ic}$ )을 測定하는 方法의 開發.

2) 延性破壞의 解析(ductile fracture analysis)

실제의 構造物·材料는 상당한 塑性變形을 同伴하면서 破壞되므로 線形彈力性破壞力學의 適用에는 여러가지 短點이 있다. 따라서 이를 보완하기 위해서는 延性破壞解析方法의 開發이 必要하며, 이러한 延性材料의 破壞解析을 위해서는 龜裂의 安定成長(stable extension)과 龜裂始發후의 構造의 不安定(structural instability)에 대한 知識을 가져야만 正確한 安全餘裕를 評價할 수 있다.

• 塑性破壞力學에 대한 研究

큰 塑性變形下에서의 龜裂始發 및 傳播條件의 開發, 構造物 및 그 龜裂끝에서의 彈-塑性 舉動을 記述할 수 있는 方法에 대한 實驗研究을 들 수 있다.

• 간편한 彈塑性 破壞 예측 方法의 開發.

• 不安定條件 및 크기 效果(size effect)에 대한 研究.

• 延性破壞의 微視的 모델링(micromechanical modelling)

全般的인 破壞條件과 局部的인 物理的 現象사이의 관련성을 규명한다.

3) 時間에 의존하는 破壞양상의 解析

• 疲勞 및 應力腐蝕龜裂의 發生과 成長에 미치는 殘留應力の 영향

Type 304 스테인레스鋼의 非彈性變形(inelastic deformation) 모델의 開發

4) 實際問題에의 適用

• 圓周龜裂을 가진 銳敏화된 스테인레스鋼 配管의 破壞豫測

• 비등수형 원자로 給水 노즐의 不安定解析.

5) 改善된 計算方法의 開發

構造物의 非彈性舉動(inelastic behavior)을 解析하기 위한 技術을 開發한다.

다) 製作 및 修理에 관한 研究

構造物의 缺陷은 대부분 製作 또는 修理 時 발생 하는 것이기 때문에 實際의 製作 및 修理上의 節次나 方法은 壓力境界部品の 健全성에 큰 영향을 미친다. 따라서 製作 修理上의 技術을 향상시킴으로써 構造物內部에 발생할 수 있는 缺陷이나 材料 尖化의 可能性을 極小化 시켜야 한다.

1) 노즐部의 修理熔接

• 새로운 修理熔接方法의 開發

• 熱영향부와 熔接金屬의 材料性質에 관한 資料의 축적.

• 熔着部의 殘留應力 測定

• 修理溶接部의 破壞靱性 實驗

2) Type 304 스테인레스鋼 配管의 새로운 熔接方法의 開發.

3) 照射脆화된 原子爐容器의 熱풀립처리.

• 破壞靱性 回復에 미치는 풀립處理 時間 및 溫度의 영향에 대한 研究.

• 풀립處理後의 脆化敏感度(embrittlement sensitivity)에 대한 研究

\* 여기서 crack initiation이라고 하는 것은 일반적으로 말하는 龜裂의 發生을 의미하는 것이 아니고 이미 存在 하는 龜裂이 傳播하기 시작하는 것을 의미한다.

\*\* Crack propagation은 龜裂이 傳播하고 있는 動的인 狀態를 의미하며 crack arrest는 傳播하고 있는 龜裂이 停止하는 것을 의미한다.

• 폴립處理 節次의 有効性 및 불리한 副作用의 評價.  
 以上에서 본것이 1974년부터 1978년까지 EPRI의 主  
 導下에 遂行되어온 壓力境界의 研究計劃이었다.

이 外에 1979년에 시작된 研究로는 照射脆化에 대한  
 研究의 擴大, 비등수형 原子爐(boiling water reactor)  
 의 配管系統의 龜裂의 영향解析등 配管系統 健全性에  
 관한 것들이 있다.

### 2.3. Welding Research Council (WRC)의 Pressure Vessel Research Committee (PVRC)의 研究現況

壓力容器에 관한 研究를 推進함에 있어서 企業, 政  
 府등 모든 相關機關의 相互協同을 위하여 1945年 WRC  
 는 PVRC를 構成하였다. 그 以後 PVRC는 壓力容器에  
 관한 研究를 主導해 오고 있으며, 이 研究課題들은  
 PVRC의 壓力容器 研究에 대한 “Long-Range Plan”에  
 의하여 計劃 推進되어 오고 있다. 이 “Long-Range  
 Plan”은 WRC Bulletin으로서 發刊되는데 1966年 첫  
 번째 版이 나온후 매 3年마다 定期的으로 새 版을 發  
 刊하여 그 當時의 各 研究課題에 대한 問題點, 研究現  
 況을 檢討하고 次後의 研究方向 등을 設定하고 있다.  
 여기서 설명할 PVRC의 研究現況은 1978年 9월에 發刊  
 된 Long Range Plan<sup>5)</sup>에 의한다.

壓力容器에 관한 研究課題는 材料(materials), 設計  
 (design), 製作(fabrication)에 관한 것으로 크게 3 가  
 지로 구분되어 있다.

가) 材料(materials)에 관한 研究課題

1) 壓力容器 鋼材 및 그 支持構造物 鋼材의 破壞力  
 學的 性質研究.

• 壓力容器 鋼材의 破壞靱性(K<sub>IC</sub>)에 관한 研究.  
 • 彈塑性破壞力學(J-積分, COD, R-曲線)에 의한 破  
 壞靱性 試驗法 研究.

• 動的 破壞靱性(K<sub>Id</sub>)에 관한 研究.  
 • 두꺼운 壓力容器 鋼材에 있어서의 두께에 따른 材  
 料性質의 變化 및 缺陷의 影響에 관한 연구.

• 부품스커트, 빔, 트러스 등 支持構造物 鋼材의 破  
 壞靱性 研究

2) 壓力容器 鋼材의 中性子照射의 影響 研究

• 速中性子照射에 의한 破壞靱性低下 및 遷移溫度上  
 昇에 관한 研究.

• 熱풀립處理(thermal annealing)에 의한 材料性質의  
 回復에 관한 研究.

• 照射脆化에 미치는 殘留元素(銅, 燐 등)의 影響.  
 • 原子爐容器 材料의 監視試驗(surveillance test)資  
 料의 利用.

3) 高强度 壓力容器 鋼材에 대한 研究

• C-Mn鋼에 Nb, V를 첨가하여 高强度, 高靱性이며  
 熔接성이 좋은 材料를 開發하여 壓力容器用으로의 使  
 用可能性에 대한 研究.

• 高强度鋼을 壓力容器 鋼材로 사용하기 위해서 材  
 料性質에 관한 資料를 蓄積한다.(破壞靱성과 强度와의  
 關係를 究明).

• 壓力容器的 破損形態(failure mode)에 미치는 降伏  
 强度 및 變形硬化의 影響에 대한 研究.

4) 材料의 脆化 研究

• 壓力容器 鋼材 및 오스테나이트 스테인레스鋼 熔  
 接部의 水素脆化現象(hydrogen embrittlement)의 研究.

• 壓力容器 鋼材의 뜨임 脆化現象(temper embrittl-  
 ement)에 관한 研究.

5) 壓力容器 鋼材에 미치는 環境(aggressive environ-  
 ment)의 影響.

• 應力腐蝕 및 應力腐蝕 cracking에 대한 研究.

• 腐蝕疲勞에 대한 研究

나) 設計(design)에 관한 研究課題

1) 壓力容器 頸板(head)의 解析

• 頸板部의 彈性應力解析

여러가지 shell과 head 形態에 適用될 수 있는 엄밀  
 方程式을 구하고 이를 풀기 위한 電算 프로그램과 간  
 편한 data 表現方法을 開發하고 아울러 實證實驗을 遂  
 行한다.

• 주발形 頸板(dished head)의 彈塑性 應力分布 및  
 變形의 解析.

• 內壓 또는 外壓下에서의 頸板(head)의 安定性(sta-  
 bility)解析.

2) 外壓을 받는 튜브의 設計에 관한 研究.

3) 確率論的인 方法(probabilistic methods)을 利用한  
 壓力容器的 設計.

確率論的 設計(probabilistic design)概念을 확립하고  
 이 概念을 壓力容器的 設計 및 解析에 適用한다.

4) 多孔板(perforated plate)에 대한 研究

• 正四角形 hole pattern을 가진 平板의 간편 設計  
 節次의 開發.

• 多孔殼(perforated shell)의 設計方法에 미치는 셸  
 曲率(curvature)의 影響에 대한 研究.

• 三角形, 正四角形 pattern을 가진 多孔板의 塑性設  
 計方法의 開發.

• 多孔板의 高溫에서의 크리프變形研究.

• 多孔板의 熱應力解析.

5) 開口部(opening) 및 노즐(nozzle)부에 대한 研究

• 보강된 開口部(reinforced opening) 및 노즐 연결

部(nozzle connection)의 設計 節次의 開發.

內壓, 外力, 모멘트 또는 熱荷重(過渡狀態 또는 定常狀態)이 作用하는 경우의 壓力容器 shell 및 head의 보강된 開口部와 노즐 연결部의 彈性舉動에 適用되는 設計節次의 開發.

• 壓力, 熱荷重 및 外荷重이 複合의으로 作用하는 노즐 附着部(nozzle attachment)의 塑性解析. 셀 교차부 즉 노즐-容器, branch-run pipe교차부 등에서의 破壞荷重을 定義함으로써 許容 應力限界(stress limit)를 구한다. 破壞荷重에는 限界荷重(limit load), ratchetting, 荷重-變形 相互作用에 의한 破壞荷重 등이 있다.

• 硬壞力學의 方法을 이용한 노즐 附着部에서의 疲勞壽命의 決定.

#### 6) 플랜지(flange)부의 研究.

• 플랜지 가스켓(gasket)에 대한 研究 가스켓 계수(gasket factor)의 再評價 및 大型 가스켓 플랜지의 高溫反復荷重下에서의 舉動研究.

• 非圓形 플랜지 設計를 위한 간편법의 開發.

• 外荷重을 받는 플랜지부의 應力解析.

#### 7) 配管, 펌프, 밸브의 設計情報의 開發.

• 配管의 經濟의이고 간단한 設計方法의 開發.

• 原子力用 펌프의 解析方法의 開發.

• 原子力用 밸브의 應力指數(stress indices) 및 解析方法의 開發.

#### 8) 高溫에 대한 設計上의 問題點.

• 高溫 設計 解析.

高溫에서의 反復荷重 및 時間에 의존하는(time dependent) 非彈性舉動에 대한 解析의인 方法의 研究.

• 高溫에서의 破壞양상(failure mode)에 대한 研究.

#### 9) 壓力容器와 配管部品에 있어 壓力過渡狀態의 解析

• 壓力過渡 問題를 解析하는 方法의 開發

• 壓力過渡 問題-양상(mode)의 定義

• 配管部品(펌프, 밸브)들의 動的 舉動이 壓力의 變化에 미치는 영향-water-hammer, steam hammer의 解析.

• 壓力過渡 荷重下에서의 配管系統의 時間 履歷(time history) 動的 解析 技術의 開發.

#### 10) 壓力容器 및 配管部品에 作用하는 비산물 충격(missile impact)의 解析.

• pipe whip 解析技術의 開發.

• pipe missile impact에 대한 研究.

#### (1) 壓力容器 및 配管부品の 耐震解析.

다음의 主題들을 檢討하여 이들에 대한 實驗여부를

決定한 후 實驗 計劃을 수립한다.

• 地面應答 스펙트럼(ground response spectrum)의 定義

• 토양-構造物 相互作用.

• 壓力容器, 配管 및 機器 등의 모델링.

• 合成時間履歷(synthetic time history)의 開發.

• 應答 스펙트럼(response spectrum)의 開發.

• 감쇄(damping)

#### 12) 構造物의 塑性 舉動의 規明.

• 塑性 舉動에 대한 資料의 綜合의인 分析.

• 限界荷重(limit load)과 塑性 崩壞 荷重(plastic collapse load)을 定義하고 이들을 決定하는 節次와 標準(codes & standard) 및 設計 條件에의 適用節次를 確立.

(3) 開口部 및 branch연결부의 設計에 있어서 shake-down 概念의 適用에 관한 研究.

다) 製作(fabrication)上의 問題點 研究

1) 製作工程이 鋼材의 性質에 미치는 영향.

• 冷間成形 또는 熱處理가 壓力容器 鋼材의 應力 破斷(stress-rupture)에 미치는 영향.

• 成形過程이 炭素鋼 및 低合金鋼의 韌性에 미치는 영향.

• 製作 또는 運轉中の 高溫노출(exposure to elevated temperature)에 의한 壓力容器 鋼材 및 熔接部の 脆化 現象.

2) 熔接後 熱處理(postweld heat treatment)에 관한 研究.

• 熔接後 應力除去 熱處理가 要求되는 條件을 定立하여 不必要한 熱處理作業을 배제하여 이에 의한 材料의 劣化를 防止한다.

• 壓力容器 鋼材 熔接金屬(weld metal)의 構造 및 性質에 미치는 長時間의 應力除去 作業의 영향.

#### 3) 熔接上의 問題點.

熔着部(weldment)에 미치는 熔接不連續部의 영향.

• 炭素鋼 및 低合金鋼에 있어서 熔接變數와 引張 및 충격 特性과의 관계.

• 熔接金屬의 delayed cracking과 熔接變數 및 水素 와의 관계.

• 高溫에서의 Cr-Mo熔接金屬 및 스테인레스鋼 熔接金屬의 性質.

• 稼動中の 原子爐容器 熔接 修理를 위한 最適의 節次를 개발한다.

• 熔着部の 强度.

熔接金屬 및 熱 영향부의 機械的 性質을 說明한다.

#### 4) 疲勞 및 크리이프舉動

- 高溫에서의 疲勞—크리이프 相互作用에 대한 研究
  - 應力集中과 疲勞強度 減少係數(fatigue strength reduction factor)와의 關係의 糾明.
  - 熱사이클링의 研究
- 熱疲勞(thermal fatigue)와 等溫疲勞와의 關係 糾明.
- 疲勞強度에 미치는 平均應力과 平均變形度의 影響.
  - 低사이클疲勞에서의 損傷의 累積에 관한 研究.
- 5) 兩軸應力狀態(biaxial stress condition)下에서의 疲勞 및 破壞舉動에 대한 研究.

#### 2.4. 日本의 研究 現況

日本에 있어서 이 分野의 研究는 日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute; JAERI)를 中心으로 하여 이루어지고 있다. 따라서 여기서는 JAERI의 研究現況<sup>6,7)</sup>을 中心으로 살펴보기로 하겠다.

(가) 原子爐 構造材料에 관한 研究

- 1) 小型 試驗片을 이용한 J<sub>1c</sub>破壞靱性 試驗法의 확립.
- 2) 오스테나이트 스테인레스鋼 SUS 304의 腐蝕環境下에서의 J<sub>1c</sub>試驗 및 應力腐蝕破壞靱性(J<sub>1sc</sub>)試驗法의 開發.

3) 原子爐容器 鋼材의 照射脆化에 관한 試驗研究

1977年 부터 國際原子力機構(International Atomic Energy Agency)共同研究로 시작하여 A533 Gr. B Cl. 1, A508 Cl. 3의 母材 및 그 熔接部의 照射脆化에 대한 研究를 수행하고 있다. 이 共同研究에는 美國, 英國, 獨逸, 프랑스 등 9個國에서 13개 研究機關이 참여하고 있다.

(나) 配管信賴性에 관한 試驗研究

1) 配管 基礎 試驗

熔接殘留應力 및 熱應力에 의한 오스테나이트 스테인레스鋼 熔接部의 龜裂傳播試驗과 龜裂傳播에 의한 殘留應力의 變化를 追跡하기 위한 實驗 및 解析.

2) 一次 冷却系配管의 實證試驗

- 一次 冷却系配管의 龜裂傳播 實證試驗
- 순간 破斷(guillotine fracture)에 관한 實證試驗.

配管의 순간 破斷의 可能性을 評價하기 위하여 材質 過大荷重 및 龜裂의 양상등을 評價한다.

• 配管 순간 破斷에 의한 분사流 및 분사反力에 의한 配管 구속 構造物(restraint)의 舉動에 관해서 實證試驗을 하고, 配管 휘임(pipe whip)에 관한 모델 實驗 및 解析方法을 研究한다.

• 配管 疲勞試驗 및 破斷試驗 結果를 解析 結果와 比較하기 위하여 汎用 電算 code를 整備하고 있다.

(다) 壓力境界 材料의 腐蝕에 관한 研究

1) 腐蝕疲勞 및 應力腐蝕에 의한 龜裂成長

高溫高壓水 環境下에서의 應力波形, 交番應力 등이 龜裂成長에 미치는 影響의 實驗.

2) 腐蝕疲勞 龜裂成長의 AE(acoustic emission)에 의한 監視技術의 開發.

3) 腐蝕龜裂의 金屬組織學的 要因의 檢討 및 그 防止法의 研究.

(라) 비산물(missile)事故에 의한 荷重의 調査, 研究.

1) 비산물의 發生源 및 그 種類別 發生빈도의 調査.

2) 假想 비산물 事故의 解析 技術에 대한 研究.

(마) 其他

自然現象(地震, 旋風, 洪水) 및 폭발 등의 假想 事故가 構造物의 安全性에 미치는 影響의 研究.

### 3. 國內의 必要研究分野

지금까지 美國과 日本에 있어서의 一次壓力境界의 構造的 健全性에 대한 研究分野들을 살펴보았다. 이것은 본 바와 같이 原子力發電所의 安全性과 經濟的 運營에 直結되는 重要한 研究分野로서, 材料의 特性, 缺陷의 解析·評價, 設計 및 製作상의 問題點등 광범위한 分野를 包含하고 있음을 알았다. 이들을 간추려 綜合해 볼 때 앞으로 國內에서 關心을 가져야 할 分野로는 다음과 같은 것들을 들 수가 있을 것이다.

1) 材料特性 試驗·研究

• 原子爐容器 鋼材의 中性子 照射脆化 研究 및 監視試驗(reactor vessel irradiation surveillance test)의 國內 遂行能力 確保.

• 主要 構造材料의 破壞靱性試驗 및 疲勞龜裂成長試驗과 함께 기존 材料特性 資料의 綜合·整理. 이에는 平面變形度 破壞靱性(K<sub>1c</sub>), 龜裂停止 破壞靱性(K<sub>1a</sub>), 動的 破壞靱性(K<sub>1d</sub>), 應力腐蝕 cracking에 대한 破壞靱性(K<sub>1sc</sub>) 및 疲勞龜裂成長特性(da/dN-ΔK 또는 da/dt-ΔK 關係)이 包含될 것이다.

• 高溫에서의 材料舉動研究.

2) 龜裂의 破壞力學的 評價

• 脆性破壞에 대한 理論的 및 實驗的 解析·評價技術의 研究.

• 延性破壞에 대한 構造物 不安定解析

• 構造物內 缺陷의 成長舉動 糾明 및 實證實驗

3) 損傷解析(failure analysis)技術 研究.

• 破壞原因 및 mechanism의 糾明과 破壞豫防.

4) 應力解析技術開發

• 既存 應力解析能力(電算解析 및 實驗應力解析)의 再評價 및 技術能力의 擴大

• 構造物 不連續部(노즐부, 플랜지부, 曲管部)의 應



力解析기술 確保.

- 2次應力(熱應力, 殘留應力)의 解析 및 實驗.
- 配管 健全性 解析 · 評價 技術確保.

#### 5) 耐震解析 技術

- 耐震解析 入力運動 決定에 關한 研究.
- 耐震解析 modelling研究

#### 6) 非破壞檢査技術의 確保 및 開發

#### 7) 熔接技術 및 熔着部의 材料 特性研究.

#### 8) ASME Code Sec. III 및 Sec. VIII의 이해.

設計, 試驗 · 檢査 및 評價節次의 習得과 함께 이들이 健全性에 미치는 影響의 把握.

### 4. 끝맺음

이分野의 研究活動에 있어서, 우리나라의 現實情은 그동안 많은 發展이 있었다고는 하나, 美國 · 日本 등과 比較해 볼 때 아직 거리가 먼 감이 있다. 이것은 全般的인 科學技術水準이 낮고, 研究施設, 人力 등이 떨어져서, 原子力發電에 대한 經驗이 짧은 國內 現實을 생각할 때 當연한 일이라 할 수 있을 것이다.

그러나 安全한 原子力發電을 꾀하기 위해서는 어려운 現實속에서도 이分野의 研究活動의 發展시켜, 知識 및 技術能力을 蓄積해 나가야 하는 것이 當面課題인 것이다. 따라서 國內의 諸般 研究여건이 先進國의 경우보다 떨어짐을 고려할 때 이러한 目的을 達成하기 위해서는 다음과 같은 點에 특히 노력하여, 보다 效率的인 研究가 이루어지도록 해야 할 것이다.

(1) 先進國의 研究現況에 대해서 좀 더 깊은 분석을 하여, 이들의 研究結果를 잘 活用할 수 있도록 해야 할 것이며, 研究現況의 變化에 대해서도 계속 관심을 가져야 할 것이다.

(2) 國內의 技術 및 研究現況을 綜合 · 評價하여 現在의 水準을 確認함으로써 次後의 研究計劃 및 研究結果의 活用을 效果의으로 한다.

(3) 國內의 專門研究機關, 各 大學, A·E會社, 電力會社, 部品生産會社 및 原子力規制機關 間의 情報소통을 원활히함으로써 問題點의 파악 및 解決을 效果의으로 할 수 있을 것이다.

### 참 고 문 헌

1. 原子爐用 超厚鋼技術(HSST)調査報告書, 材料特性 · 照射舉動 編, 日本熔接協會, HSST 調査委員會, 1974. 9.
  2. 原子爐用 超厚鋼技術(HSST)調査報告書, 破壞舉動 編, 日本熔接協會, HSST 調査委員會, 1974. 9.
  3. 原子爐用 超厚鋼技術(HSST)調査報告書, 機器 · 構造 編, 日本熔接協會, HSST 調査委員會, 1974. 9.
  4. *Pressure Boundary Technology Program: Progress 1974 Through 1978*, EPRI NP-1103-SR, March, 1979, Electric Power Research Institute.
  5. Long-Range Plan for Pressure-Vessel Research, 5th Edition, Pressure Vessel Research Committee, WRC Bulletin 241, September, 1978.
  6. 原子力安全性 研究의 現狀, 3章 “原子爐壓力バウンダリに 關する 研究” 1979年, 日本原子力研究所
  7. 原子力安全性研究의 現狀, 3章, “原子爐壓力カバウンダリに 關する 研究”, 1980年, 日本原子力研究所.
- 기타 參考資料
1. An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessel, Reported by a Study Group under the Chairmanship of Dr. W. Marshall, United Kingdom Atomic Energy Authority Oct. 1976.
  2. Water Reactor Safety Research Program—A Description of Current and Planned Research, NUREG-0006, Feb., 1979, U.S. NRC.
  3. Status Summary Report—Water Reactor Safety Research, NUREG-0135 Vol. 3, No. 1, April, 1979 U.S. NRC.
  4. 宋達鎬, 朴根培, “一次 壓力境界의 健全性 解析—技術現況分析報告書”, KAERI/361/AR-117/80, 韓國原子力研究所, 4月, 1980.
  5. 孫甲憲, 朴根培, 宋達鎬, “一次壓力境界內 缺陷의 破壞力學的 解析—技術現況分析報告書”, KAERI/4961/AR-132/80, 韓國原子力研究所, 10月, 1980.
  6. “Reactor Operational Experiences and Safety Research Results”, Paper Presented at KAERI on March, 20, 1981 by L.S. Tong, U.S. NRC.
  7. L.S. Tong, “Water Reactor Safety Research”, Progress in Nuclear Energy, Vol. 4, pp. 51-95, 1979.
  8. C., Chan, “Electric Power Research Institute Research in Structural Design and Analysis”, Nuclear Engineering & Design, Vol. 50, p. 17-22, 1978.
  9. B.S. Browzin, “Regulatory Research in Structural Design and Analysis of Nuclear Power Plants”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 50, p. 23-32, 1978.

10. "Reactor Safety Research Program", Proc. of Topical Meeting on Thermal Reactor Safety p. 1-98~1-213, July 31-August 4, 1977, San Valley, Idaho.
11. *Structural Integrity Technology*, Proc. of the Conference on Structural Integrity Technology, Washington, D.C., May, 9-11, 1979.