

《해 설》

SFD 研究 現 況

車 宗 熙

韓國에너지研究所
(1985. 7. 16 접수)

1. 序 言

SFD (Severe Fuel Damage) 研究는 美國原子力規制委員會(USNRC)가 主管하는 Severe Accident研究計劃의 主要部로서 TMI-2事故以後, 輕水爐에서의 設計基準를 超過하는 苛酷한 原子爐事故에 對한 政策的 規制決定을 내리기 위한 技術의 根據를 樹立하는데 그 目的을 두고 1982년부터 年次計劃을 가지고 遂行해 오고 있다.

이 研究計劃의 主要課題는 다음과 같다.

(1) 苛酷한 原子爐事故時 原子爐容器的 破損을 초래하는 爐心熔融過程과 溫度分布를 包含한 爐心の 物理的, 化學的 狀態의 究明

(2) 時期, 化學形態, 에어로솔(aerosol)形成 및 爐容器內 放射能減衰機構를 包含한 爐心으로부터의 核分裂生成物의 放出率測定

(3) 爐心으로부터의 水素放出率 및 放出時期測定

(4) 爐心損傷의 形態와 條件

(5) 苛酷하게 損傷된 爐心에 대하여 事故回復評價를 위한 冷却材供給 및 時期의 條件등을 包含한 冷却性的 限界.

이 研究를 통하여 設計基準를 超過하는 事故에 對한 規制上的 政策決定을 위한 資料는 勿論 Source Term의 再評價, 苛酷한 事故의 管理와 非常對策에 대한 計劃의 樹立, 資料를 얻을 수 있을 것이며 또 實際로 TMI-2에서 일어난 事故의 知識을 獲得할 수 있을 것이며 더나가 安全과 危險評價에서의 不確實性的의 減少, 爐容器內 舉動에 대한 工學的 解析의 展開와 그 實證을 얻게 될 것을 期待하고 있다.

이 研究計劃은 多國間 共同研究形態로서 推進하고 있는데 參加國은 美國을 위시하여 벨지움, 캐나다, 西

獨, 이태리, 日本, 韓國, 和蘭, 臺灣, 그리고 英國이다. 우리나라는 韓國에너지研究所가 主體가 되어 1984年 8월부터 1987年 8월까지 3個年間 參加할 計劃이다.

2. SFD研究計劃의 概要

SFD研究計劃의 主要項目은 다음과 같다.

(1) 綜合的 爐內試驗(Integral In-Pile Tests)

(2) 個別效果實驗(Separate Effects Experiments)

(3) TMI-2爐心檢査(TMI-2 Core Examination)

(4) 事故解析모델開發(Analytical Model Development)

各項目의 概要는 다음과 같다.

(1) 綜合的 爐內試驗

大規模試驗은 主로 PBF (Power Burst Facility) 및 NRU (National Research Universal) 試驗爐에서 遂行되고 있으며 一部 小規模試驗이 ACRR (Annular Core Research Reactor)에서 이루어지고 있다.

PBF에서의 一連의 4가지 大規模綜合 SFD試驗(SFD-ST, SFD1-1, SFD1-3, SFD1-4)은 SFD研究計劃의 核心部分으로서 約 2,500K까지의 溫度에서 爐心이 冷却材로부터 露出되는 事故條件下의 爐心の 舉動을 研究하는 것이다. 이 試驗은 0.9m 길이의 32棒束燃料를 68氣壓下에서 試驗한다. 試驗用 核燃料로서는 新燃料과 平均 burnup이 34.5~37.2 GWD/MTU의 既照射燃料를 使用한다. 이 試驗에서는 苛酷한 過渡狀態에서의 燃料內 溫度分布測定을 包含한 核燃料의 物理的 化學的 損傷狀態와 核分裂生成物의 放出狀態, 水素發生狀態등이 爐內實驗을 통하여 調査分析된다.

最近 캐나다의 NRU試驗爐를 使用한 4個의 綜合的 SFD試驗이 計劃되었다. 이 試驗은 PWR燃料과 같은 길이인 3.6m길이의 核燃料를 使用하는 것이 特徵이며

짧은 燃料를 使用하는 PBF試驗을 補充해 주게 된다. 처음 두가지 試驗인 HT-1, HT-2는 各各 2,100K 및 2,500K의 높은 溫度까지의 實證試驗을 갖게 되는데 이 試驗에서는 特히 被覆材酸化와 그 結果 發生하는 水素量測定을 重點을 두고 있다. 세번째의 H-max試驗은 爐心露出事故時 가능한 最大 Zircaloy酸化 및 水素發生을 測定하는 것이며 네번째의 既照射燃料를 使用할 ST試驗은 主로 Source Term 電算코드 實證을 위한 試驗으로서 가능한 高溫에서의 核燃料熔融進展, 核分裂生成物放出등이 測定될 것이다.

ACRR에서 遂行되고 있는 一連의 小規模 SFD試驗(DF-1~4, DFI-1~2)은 苛酷한 事故時의 核燃料損傷, 核燃料液化, 損傷核燃料破片的 再配列등과 核分裂生成物 및 에어로솔放出등이 實驗的으로 調査된다.

各 爐內試驗의 日程과 主眼點은 다음과 같다.

PBF

SFD-ST	82.10	低加熱率, 高速蒸氣流動, 急冷
SFD1-1	83.9	高加熱率, 低速蒸氣流動, 徐冷
SFD1-3	84.8	高加熱率, 低速蒸氣流動, 徐冷(既照射燃料使用)
SFD1-4	85.2	高加熱率, 低速蒸氣流動, 徐冷(既照射燃料 및 Ag/In/Cd制御棒使用)

NRU

HT-1	85.1	2,100K까지 爐心露出
HT-2	85.6	2,500K까지 爐心露出
H-max	86.	最大水素發生
ST	87.	Source Term 實證試驗

ACRR

DF-1	84.4	低初期酸化(10%) 條件에 대한 酸化, 液化, 再配置시험
DF-2	84.10	中初期酸化條件에 대한 燃料損傷, 再配置, 閉塞形成比較
DF-3	85.	中初期酸化條件에서의 損傷에 대한 低系統壓力 및 被覆材 ballooning의 영향 조사
DF-4	85.	高初期酸化(40%) 條件에 대한 燃料舉動시험 및 가능한 制御棒材料試驗
DFI-1	86.	核分裂生成物 및 에어로솔放出
DFI-2	86.	核分裂生成物 및 에어로솔放出

(2) 個別效果實驗

SFD研究計劃에서 個別效果實驗은 ACRR를 使用한 爐內實驗과 爐外實驗으로 大分된다. 爐內實驗은 主로 核分裂生成物の 放出率과 損傷爐心の 冷却性を 實驗的으로 調査하는 것이고 爐外實驗은 主로 美國과 西獨의 여러 研究所에서 遂行되고 있는 實驗室規模의 各種 個

別效果實驗이 包含된다.

ACRR를 使用한 爐內實驗은 ST (Source Term) 實驗과 DCC (Degraded Core Coolability) 實驗으로 나누어 지는데 ST實驗은 核燃料熔融溫度條件까지의 苛酷한 事故에 對하여 非揮發性を 包含한 에어로솔의 形成, 核分裂生成物の 放出率, 化學的 形態등의 Data Base를 마련하는 것이 그 主目的이고 DCC (DCC-1~3)實驗은 損傷된 爐心에서 여러가지形態의 破片의 發生에 따른 爐心冷却效果를 實驗的으로 調査하는 것이다. 2個의 ST實驗이 85年末까지 遂行될 豫定이고 約 6個의 ST實驗이 86~87年間에 遂行될 것이다. DCC實驗은 2個(DCC-1, DCC-2)는 이미 84년에 完了하였고 나머지 하나(DCC-3)는 85年 5월에 施行되었다.

(3) TMI-2 爐心檢査

TMI-2 爐心の 破片檢査가 苛酷한 事故條件下에서의 核燃料舉動의 貴重하고도 唯一한 基準資料를 마련하기 위해 遂行되고 있다.

(4) 事故解析모델開發

輕水爐에서의 苛酷한 事故를 模擬하여 時間에 따른 爐心の 損傷狀態, 原子爐容器的 破損狀態를 비롯하여 核分裂生成物, 水素의 格納容器內 放出量등을 豫測하기 위한 解析모델의 開發과 이에 根據한 電算프로그램의 作成이 그 內容이다. 現在 다음의 2個의 大型 電算코드가 開發되고 있다.

- SCDAP(Severe Core Damage Analysis Package)
- MELPROG(Melt Progression Model)

SCDAP은 回復이 가능한 事故解析用으로 主로 事故初期段階豫測에 使用된다. 이 코드는 事故時 核燃料損傷進展에 따른 酸化, 水素發生, 核分裂生成物放出, 核燃料液化, 破片形成과 그 冷却등에 대한 계산이 可能하다.

MELPROG는 回復할 수 없는 事故를 分析하는 것을 目的으로 作成되었으며 苛酷한 事故時 爐心熔融進展에 따른 爐內構造物, 容器에 대한 衝擊, 爐內에서의 核分裂生成物 및 에어로솔舉動등이 計算되며 爐心熔融과 原子爐容器破損에 따른 格納容器健全性解析의 初期條件을 決定해 준다.

다음에 綜合的 爐內試驗, 個別效果實驗 및 事故解析 電算코드開發등에 대한 現況을 要約해 보기로 한다.

3. 綜合的 爐內試驗

PBF에서의 SFD系列試驗은 EG&G가 主管하며 施設의 制約을 감안하여 試驗用 核燃料은 PWR型의 0.91m 길이, 32棒束으로 만들어지고 있으며 新燃料, 또는 既

照射燃料과 적절한 個數의 新燃料을 混合한 것을 使用하고 있다.

이 試驗의 目的은 輕水爐에서의 苛酷한 爐心事故時 核分裂生成物の 放出, 蓄積 및 傳播 등의 觀察, 水素發生의 測定, 에어로솔發生의 測定, 그리고 溫度變化를 包含한 損傷核燃料의 舉動 및 그 冷却性的 調査 등이다.

첫번째 試驗인 SFD-ST(Scoping Test)는 1982年 10月 29日에 施行되었는데 여기에는 6.2% 濃縮의 UO_2 와 zircaloy 被覆材를 使用한 燃料棒 32個를 6×6 配列로 하여 爐心을 構成하고 있으며 이것은 17×17 配列의 PWR型 核燃料棒束을 模擬한 것이다.

試驗은 처음 核燃料棒 被覆材最高溫度가 1,700K에 이르기까지 徐徐히 加熱(0.16~0.18K/S)한 다음, 最高溫度 2,400K에 이르기까지 急速히 加熱(0.6~15K/S)한 後 冷却材로 reflood, 急冷시키고 있다.

試驗中 各部位의 溫度變化와 核分裂生成物の 放出量과 水素發生量이 測定되었으며, 試驗後 破壞 및 非破壞試驗(中性子레이디오그래피, 토포그래피 등)에 의하여 損傷核燃料의 物理, 化學的 特性이 觀察되었다.

報告에 의하면 試驗中 Xe-135, I-135, Cs-138, Rb-89, Te-132 및 Te-134 등 30種의 核分裂生成물이 氣體 및 液體中에서 檢出되었으며, 또 試驗中 總量 375g의 水素放出이 測定되었다.

試驗過程中的 相當한 核燃料體의 崩壞가 觀察되고 있다. 被覆材는 많은 塑性變形과 酸化, 熔融이 일어나고 있으며 UO_2 는 分解, 再配置되고 있었고 核燃料棒은 破碎되고 있었다.

두번째의 SFD1-1試驗은 1983年 9月 8日에 完了되었다. 여기의 試驗爐心은 SFD-ST에서 使用한 것과 같은 것이며 다만 그 試驗條件이 相異할 뿐이다. 이 試驗에서는 처음 0.44K/S의 속도로 1,300K까지 加熱한 다음, 1.3K/S의 比率로 1,700K에 이르고 다시 核燃料被覆材의 酸化熱로 加熱率은 30K/S로 增加하여 最高溫度 2,400K에 도달한 後 出力을 減少시켜 알칼가스로 淨化徐冷한 다음 reflood시키고 있다. 이 過程은 小型破斷의 LOCA를 橫擬한 것이다.

이 加熱過程中 1,100K에서 核燃料棒의 balloon現象이 일어나기 시작하여 1~2.5分後 核燃料棒의 破損이 나타나고 있음을 觀察하고 있다. 또 reflood前에는 Cs-137이 많이 檢出되고 있고 reflood中에는 Cs-137, I-131 등이 많이 檢出되고 있다.

檢出된 主要核分裂生成物로서는 Xe-133, Cs-137, I-131, Ra-103, Ba-140, Zr-96 등이다. 水素의 最高放出率은 0.1g/s이며 이 과정중 發生된 總水素量은 64g인데 이것은 1.37kg(30%)의 zirconium의 酸化에 해당

된다.

試驗後 나타난 結果로서 特記할 만 한것은 核燃料의 液化現象이 觀察된 것과 棒束에서 破片등으로 最高 90%以上の 流動封鎖가 일어난 事實이다.

SFD1-3試驗은 1984年 8月 3日에 完了되었으며 그 爐心은 幾何學的 構造는 前의 것과 같으나 核燃料構成은 26個의 既照射燃料棒과 2個의 新燃料棒, 그리고 4個의 guide tube로 되어 있다. 이 試驗은 非常爐心冷却(ECC)이 없는 小型破斷 LOCA條件下에서 SFD1-1과 類似한 加熱方式에 의하여 2,500K까지 加熱하고 있다. 加熱後는 알칼가스에 의해 徐徐히 淨化冷却시키고 있다.

이 試驗에서 觀察하고자 하는 것은 核分裂生成物の 核種別 放出比率, 水素放出의 時期와 그 量, 그리고 核燃料棒損傷의 特性이다.

試驗中 放出된 核分裂生成物中 主要元素의 放出比率는 Iodine 11%, Cesium 10%, Barium 1.5% Tellurium 1.4×10^{-2} % 등인데 이값은 미국 NRC Model에서의 기대치보다 적은 값이다. 試驗의 全過程中 Zr의 酸化에 의한 水素發生量은 55g인데 이것은 總 Zircaloy材의 25%酸化(1,254kg)에 해당되며 또한 이 값이 SFD1-1의 값보다 적어진 것은 새로 설치된 shroud insulating 材料가 우수했기 때문이라고 보고 있다.

PBF에서의 마지막 試驗인 SFD1-4는 1985年 2月 7日에 施行되었다. 이 試驗은 SFD 1-3과 같이 ECC없는 小型破斷 LOCA過程에서 SFD 1-1과 類似한 加熱方式으로 2,400K까지 加熱하고 그 後는 알칼가스로 徐徐히 淨化冷却하고 있다. 爐心構成은 SFD 1-3에서와 같이 既照射燃料 26個, 新燃料 2個가 장진되었는데 전과 다른점은 4個의 Guide Tube內에 Ag-In-Cd制御棒을 使用하고 있는 것이다. 이 試驗의 目的은 SFD 1-3과 같이 同一하며 다만 計測에 있어 가스試料採取 및 모니터장치를 強化하였고 特別히 設計된 on-line 에어로솔 濃度測定裝置가 使用되었으며 또 40個의 Deposition Coupon을 설치한 것 등이 特徵이라 하겠다. 試驗結果는 現在 分析中이다.

다음 표 1에 PBF에서의 SFD系列 試驗의 파라미터 概略值를 表示하였다.

캐나다 CRNL(Chalk River Nuclear Laboratories)에 있는 NRU試驗爐를 使用한 SFD試驗은 PNL(Pacific Northwest Laboratory)가 主管하여 1985年 3月에 HT-1(最高到達溫度 2,100K), 1985年 6月에 HT-2(最高到達溫度 2,500K)의 2個試驗이 施行되어 그 結果가 分析中에 있다.

이 試驗은 3%濃縮, 17×17 , PWR型의 Full-Length

표 1. PBF-SFD試驗의 主要 파라미터 概略值

파라미터	SFD-ST	SFD 1-1	SFD 1-3	SFD 1-4
· 核燃料棒數 { 未照射 既照射	32	32	2	2
	0	0	26	26
· 制御棒	0	0	0(4個의 guide tube)	4(Ag-In-Cd)
· 系統壓力(MPa)	6.9	6.9	6.9	6.9
· 冷却材流量(g/s)	16	0.6	0.6	0.6
· 加熱率(k/s)	0.16	{ 0.44(1,300K까지) 1.3(1,700K까지)	左同	左同
· 最大燃料棒束出力(kW)	{ 98(核分裂出力) 134(總出力)	35	34	34

核燃料 12개로 구성된 集合體를 使用하여 LOCA와 安全注入을 模擬한 過渡現象의 試驗中 核燃料體의 變形, 被覆材의 酸化, 水素發生등의 觀察과 함께 試驗結果에 의한 SCDAP, MELPROG 電算코드의 妥當性을 立證 하고져 하는 것이다.

PNL는 이 試驗에 앞서(1981~1984年間) 一連의 MT (Materials Test)試驗(MT-1, 2, 3, 4, 5, 6A, 6B)이 遂行 되었는데 여기서는 1,035~1,200K範圍의 溫度에서의 燃燃料棒束의 熱水力學的 舉動과 核燃料棒의 機械的 變形이 觀察되었다. 1984年 5월에 施行한 MT-6A, MT-6B試驗에서는 核燃料棒의 zircaloy被覆材의 ballooning現象의 特性과 被覆材의 破損時期 및 溫度, 그리고 ballooning 에서의 燃料集合體의 冷却性등이 觀察된바 있다.

SNL(Sandia National Laboratories)가 主管하는 ACRR를 使用한 SFD試驗은 2가지, 即 4個의 DF(Debris Formation)試驗과 2個의 DFI(Debris Formation Irradiated)試驗이 計劃되고 있다. DF系列試驗은 主로 苛酷한 爐心事故時 損傷된 爐心の 破片(debris)의 形成과 再配置, 그리고 核燃料體의 液化, 熔融의 進展狀態등의 觀察을 主目的으로 하고 있으며 DFI系列試驗은 苛酷한 爐心事故時 主로 核燃料體로부터의 核分裂生成物 및 에어로솔放出狀態를 調査코져 하고 있다.

1984年 4월에 施行된 DF-1試驗에서는 길이 50.5cm의 非照射, PWR型 核燃料棒 9個를 集合體로 하여 실험용 캡슐(capsule)內에 장진한 것을 使用하여 高溫蒸氣流動下에서 核反應으로 加熱, 事故狀態를 模擬하여 試驗하였다. 이 試驗에서는 25K/S의 加熱條件에서 急速酸化가 일어나고 2,525K의 溫度에서 核燃料體의 液化, 再配列, 流路封鎖 등 一連의 破損現象이 일어남을 觀察하고 있다.

1984年 10월에 遂行된 DF-2는 DF-1과 같은 試驗燃料體에 대하여 비교적 낮은 蒸氣流動率(0.025g/s·rod)

표 2. ACRR-DF試驗의 主要 파라미터 概略值

파라미터	DF-1	DF-2	DF-3 (計劃)
· 核燃料棒數	9	9	8
· 制御棒數(Ag-In-Cd)	0	0	1
· 蒸氣壓力(psi)	40	220	≥100
· 核燃料棒內部壓力(psi)	<1	15	440
· 蒸氣流量(g/s/rod)	0.05	0.025	≤0.10
· 加熱率(1,200°C) (°C/s)	4	1	2
· 最大原子爐出力(MW)	1.5	1.5	1.5

과 높은 系統壓力(20atm), 그리고 最高到達溫度 2,500K (最大加熱率 10K/S)의 試驗條件을 가졌다. 이 試驗의 目的은 被覆材酸化學動, 核燃料損傷過程, 水素發生率등의 調査이다. 15%의 初期酸化和 被覆材 熔融溫度到達後 水素發生率이 急히 降下하고 있음이 觀察되고 있다. DF-3는 1985年 6월에 施行되었으며 比較的 높은 蒸氣流動率과 系統壓力(30atm)에서 主로 制御材料의 損傷過程이 試驗되었다.

표 2에 ACRR에서의 DF1~3試驗파라미터概略值를 紹介한다.

4. 個別效果實驗

ACRR에서의 爐內 ST(Source Term)實驗은 SNL主管下에 1985後半부터 시작하여 1987년까지 포함 8個의 實驗이 計劃되고 있다. 이 實驗은 苛酷한 原子爐事故條件下에서 過熱, 損傷된 照射核燃料로부터 放射性核種이 어떻게 放出되어 나가는를 實證하려는 것이다. 이 實驗에서 얻어진 結果로부터 原子爐事故時의 Source Term計算에서의 不確實性을 減少시키고져 하는 것이다. 이 實驗에서는 核燃料液化狀態, 核燃料破片의 構成, 放射性核種의 化學形態, 에어로솔形成, 그리고 核分裂生成物의 放出率限界등이 調査된다. 現在 考慮되

고 있는 實驗變數로는 系統壓力이 2~170atm範圍, 流速이 0.001~1.0m/s, 最高溫度 2,900K, 그리고 核反應에 의한 加熱率이 10K/S등이다.

ACRR에서의 爐內 個別效果實驗의 다른 하나는 DCC (Degraded Core Coolability) 實驗으로서 이것 역시 SNL이 主管하고 있다. 첫번째 實驗인 DCC-1(가느 粒子的 debris bed使用)은 1983年 9월에 遂行되었고 두번째의 DCC-2(굵은 粒子的 debris bed使用)는 1984年 4월에 完了되었으며 나머지 하나인 DCC-3(垂直方向으로 成層된 debris bed 使用)이 1985年 5월에 遂行되었다. 이 實驗은 損傷된 爐心の 冷却性, 即 dryout 熱流束의 限界를 實驗적으로 觀察하는 것으로 이미 高速爐 安全研究에서 얻어진 debris冷却의 모델을 輕水爐의 條件에 대해 實證코져 하는 것이다. 輕水爐에 대하여 實證코져 하는 것은 170atm까지의 壓力範圍, 깊은 debris bed, 비교적 굵은 粒子的 debris bed, 冷却材流入條件 등에 대한 것이다.

比較의 굵은 粒子的 輕水爐 debris를 模擬한 첫 두 實驗(DCC-1~2)에 의하면 가느 粒子的 debris bed에 대한 Lipinski 1-D dryout 모델(1983)에 비하여 壓力增加에 따른 dryout 熱流束의 變化는 약간 增加하는 傾向을 나타내 주고 있다. 다음에 특히 DCC-2實驗에 대하여 要約해 보기로 한다.

DCC-2의 實驗패키지(package)는 DCC-1과 거의 同一한 것으로서 直徑이 10cm, 높이가 50cm의 debris bed는 約 1.42mm 直徑 크기의 UO_2 粒子和 少量의 Gd_2O_3 로 구성되어 있다. UO_2 는 10.6%濃縮 核燃料이며 Gd_2O_3 는 熱中性子 毒作用 役割을 한다. debris bed의 무게는 24kg이며 porosity는 38.4% 정도이다. 이 UO_2 의 debris는 2重壁으로 熱絕緣된 도가니內에 water bath (9.8kg의 증류수)와 함께 收容되어 있으며 bed의 壁面과 壁面은 斷熱境界條件을 갖는다. 또 一次境界의 破損으로 核分裂生成物의 流出을 防止하기 위해 이 一次容器를 二次格納容器로 完全히 쌓고 있다. 이 實驗패키지는 ACRR의 中央照射部에 설치하여 核分裂 加熱하게 되며 發熱은 따로 설치된 헬륨(helium)冷却루우프에 의해 冷却된다.

DCC-2實驗의 重要的 目的은 爐內 核反應加熱에 의하여 dryout熱流束과 壓力間의 關係를 얻는 것이다. 實驗結果에 의하면 pre-disruption 領域에서는 dryout熱流束(global 및 local)은 Lipinski 모델(1983)보다 낮으며, 壓力增加에 따라 약간 增加하는 傾向을 나타내고 있다. post-disruption領域에서는, 특히 global dryout熱流束은 Lipinski 모델보다 높으며 100atm까지의 範圍에서 壓力增加에 따라 增加하고 있다. 이 實驗에서의 最高熱流

束은 $10^6 w/m^2$ 정도이다.

몇가지 爐外 個別效果實驗이 美國內 여러 研究所에서 進行되고 있다. 爐外個別效果實驗은 주로 UO_2 , zircaloy, 水蒸氣間의 相互反應과 照射燃料로부터 放射性物質의 放出, 傳播 등에 관한 研究이다. 다음에 몇가지 主要課題를 列舉하여 보기로 한다.

(a) 高溫에서의 Zr 酸化研究(High Temperature Zr Oxidation Studies)

PNL에서 遂行하고 있으며 Zircaloy-4의 熔融點以上인 1,900~2,200°C 範圍에서의 酸化率과 水蒸氣/水素混合物과의 1,560~1,800°C範圍에서의 反應을 調査하는 것이다.

(b) 高溫에서의 核分裂生成物 放出研究(High Temperature Fission Product Release from Fuel)

ORNL(Oak Ridge National Laboratory)에서 遂行되고 있으며 輕水爐에서의 苛酷한 爐心事故時 高溫狀態에서 나오는 核分裂生成物의 放出率을 測定하는 課題이다. 여기서 試料로서는 트레이서(追跡子)材料, 擬態核燃料 및 實際 照射된 商用 核燃料가 使用된다. 트레이서로서는 Cs-134 I-131, Cs-137OH, 및 Te-129m 금속이 使用되고 擬態核燃料에는 Ag-110m, Sn-113, Sb-124, Te-129m 및 Cs-134이 包含되어 있으며 實際 照射核燃料로서는 Robinson, Peach Bottom, Oconee 등 發電爐로부터 나온 것을 使用하고 있다. 實驗例로서 Robinson 核燃料(PWR)의 세번째 實驗(HI-3)은 burnup이 25MWD/kgU, 溫度 2,000°C, 蒸氣流量 0.3l/min의 條件에서 放出된 核分裂生成物은 Kr-85가 59.3%, Cs-137이 58.8%, I-129가 35.4%이며 그중 에어로솔이 4.3g/m³發生하고 있다.

(c) 事故後 核分裂生成物 化學(Post Accident Fission Product Chemistry)

苛酷한 原子爐事故結果推定을 위한 Iodine의 揮發性, 有機 iodide形成率 및 iodine/Te 可溶性등의 研究로서 ORNL에서 遂行되고 있다. 특히 事故時 格納容器內의 有機物質과 揮發性 iodine의 相互作用으로 이루어지는 有機 iodide 形成實驗에서는 두가지 페인트, 即 vinyl copolymer인 Amercoat-232와 epoxy coating인 Sol-Sikagard-621와 그밖에 methane, hypalon 電線絕緣材, 潤滑油등이 선정되고 있다.

(d) 核分裂生成物/에어로솔 移動 實證研究(Verification Studies on Fission Product/Aerosol Transport)

ORNL에서 遂行되고 있으며 現在 iron oxide aerosol 實驗에 이어 zinc aerosol의 發生, 收集, 堆積 등 實驗이 進行되고 있다.

(e) 高壓에서의 核分裂生成物의 放出(High Pressure

Fission Product Release)

熔融狀態의 Te 및 蒸氣狀態의 Te와 Zircaloy와의 接觸實驗이 完了되고 核燃料中の Ba의 化學形을 定하는 研究가 始作되고 있으며 BCL(Battelle Columbus Laboratories)에서 遂行되고 있다.

(f) 高溫에서의 核分裂生成物의 堆積(High Temperature Fission Product Deposition)

SNL에서 遂行되고 있으며 첫번째 實驗은 水蒸氣中の CsI蒸氣가 Silver 및 Stainless Steel에 堆積되는 現象에 關한 것이며 두번째 實驗은 CsI蒸氣와 Stainless Steel과의 相互作用에 關한 것이다.

5. 事故解析電算코드開發

(1) SCDAP

美國의 EG & G가 主管하여 開發한 SCDAP Code는 苛酷한 爐心事故時 核燃料棒, 制禦棒構造와 debris 舉動등의 計算, 熱水力 및 物質傳達計算, 그리고 放射性核種의 堆積 및 減衰計算部分으로 構成되며 이들의 連結에 의하여 熱發生, 溫度分布, 核分裂生成物의 發生, 水素發生, 被覆材酸化, 核燃料體液化現象등이 時間의 函數로서 計算할 수 있다.

이 SCDAP Code의 모델은 최근의 TM1-2의 檢査結果와 SFD試驗結果로부터 얻은 資料에 의하여 補完되어 그 精密度를 向上시키고 있다. 特히 PBF에서의 試驗結果로 부터 사고시의 Zr-O-U 再配置와 核分裂生成物 放出率 등의 計算이 向上되고 있다.

計算範圍의 精密度를 向上시키기 위해(PWR 및 BWR에 대하여) 종래의 RELAP 및 TRAP Code를 統合시킨 SCDAP/RELAP5/TRAP-MELT가 最近 完成되어 그 試驗計算을 끝내고 있다. 한편 TRAP-MELT 모델에 대해서는 蒸發/凝縮의 同時解, 化學的 吸收 및 에어로솔의 거동에 대한 修正이 必要하며 또 核分裂生成物의 崩壞熱, 冷材媒體의 一般化, 蒸發凝縮에 대한 粒子크기의 分布, Zr 또는 Stainlets Steel 등에 대한 修正도 要求되고 있다.

SCDAP Code 全般에 대해서도 3,100K 以上에서의 물의 性質, component 모델과 熱水力 모델間의 接解部分計算, 熱水力 모델등에 대하여 修正이 要求되고 있다. SCDAP Code는 SFD1-1, 1-3 및 1-4試驗結果解析에 有用하게 使用되고 있다.

(2) MELPROG

이 電算 Code는 SNL와 LANL(Los Alamos National Laboratory)가 共同開發한 것으로 苛酷한 原子爐事故時 爐心の 正常構造를 喪失하는 破損과 熔融現象, 爐

心支持構造物에 미치는 충격, 熔融體와 冷却材間의 反應, 그리고 原子爐容器的 破損등을 解析하는 能力을 가지며 現在 MELPROG-PWR/MOD-O version이 完成되고 있다.

MELPROG는 SCDAP이 事故初期의 核燃料 乃至 爐心の heat-up phase의 重點을 두어 다룬 것에 比하여 事故全般에 걸친 現象을 다루고 있으며 既存의 TRAC Code와 結合하여 事故時 爐心, 冷却系統, 容器등의 熱水力學的 舉動을 상세히 解析할 수 있다.

MELPRCG의 主要 計算모델은 原子爐容器內 熱水力 및 爐心加熱, 原子爐心材料의 液化와 熔融, 核燃料, 被覆材, 制禦棒 및 構造材의 冷却과 固化, 液化 및 固化材料의 破碎와 再配置, 爐心支持物 및 壓力容器등 主要構造物의 應力發生 및 除去, 崩壞熱과 化學反應을 包含한 熱發生過程, 傳導, 對流, 輻射, 水蒸氣爆發, 流體流動등 熱傳達과 物質傳達, 核分裂生成物의 放出, 移動, 堆積과 關계되는 綜合的 熱化學過程등이다.

MELPRCG는 다섯개의 基幹 module, 즉 FLUIDS, PINS, RADIATION, STRUCTURES 및 DEBRIS로 構成되며 最少限 세개의 補完 module인 IFCI, VICTORIA 및 EJECT를 連結시킬 수 있다. 各 module의 役割은 다음과 같다.

FLUID는 原子爐容器內에서의 multi-component, multi-field 流動과 熱傳達을 다룬다. 이것은 一次元 모델이며 液體, 蒸氣 및 破片의 세 field를 다룰 수 있다. PINS는 核燃料 및 被覆材의 熱發生, 熱傳達, 熱化學, 液化, 熔融을 다루며 被覆材의 機械的 反應, 核燃料棒의 破損도 다룬다. RADIATION은 爐心和 爐容器內에서의 輻射熱傳達을 다룬다. STRCTURES는 爐容器內 모든 構造物의 機械的 熱的 舉動을 解析한다. 構造物은 板, 柱, 圓筒殼등 一般의 構造形을 다루며 構造物間의 熱傳達은 一次元의 傳導, 對流, 相變化가 다루어 진다. DEBRIS는 爐容器內의 debris bed形成을 다룬다. 일단 debris bed가 形成되면 DEBRIS는 FLUIDS와 연결하여 冷却材의 沸騰, dryout, reflooding 및 quenching등의 熱傳達을 다룬다.

IFCI는 綜合的 核燃料/冷却材間의 作用을 계산하는 모델로서 熔融體와 물과의 爆發, 非爆發反應을 다룬다. VICTORIA는 爐容器內에서의 核分裂生成物의 放出 및 移動과 에어로솔의 形成을 다루게 된다. EJECT는 여러가지 爐容器破損形態에 따른 容器로부터의 物質의 放出을 다룬다. 이 module은 모든 壓力條件에서 blow-down되는 熔融破片을 포함한 모든 放出形態를 計算할 수 있다.

MELPRCG는 앞으로 二次元熱傳達, 二次元流體流動

등으로 向上되는 MOD-1 version, BWR用등으로 發展되어 갈 것이다.

其他 美國 NRC가 開發한 Severe Accident와 相關한 電算 Code는 다음과 같은 것이 있다.

- 熱水力 Code : MARCH, TRAC, MERGE, RELAP5
- 核分裂生成物放出 Code : CORSOR, FASTGRASS, VICTORIA, VANESA
- 核分裂生成物の 移動 및 堆積 Code : TRAP/MELT
- 에어로솔舉動 Code : NAUA-4, MAEROS(CONTAIN 內藏)
- 原子爐캐비티모델 : CORCON, MEDICI
- 水素舉動 Code : HECTR(CONTAIN 內藏)
- ESF Code : SPARC, ICEDF(CONTAIN 內藏)
- 格納容器모델 : CONTAIN

6. 結 言

SFD研究는 美國外에도 캐나다, 日本, 및 西獨등 國家에서도 國際共同研究參與外에 그나라 獨自의 研究計劃에 의하여 推進되고 있다. 特히 캐나다는 AECL傘下 CRNL를 中心으로 1983~1990年間に 걸친 CANDU 爐에 대한 SFD研究計劃이 樹立되어 苛酷한 原子爐事故時의 核燃料의 舉動, 核分裂生成物の 放出등에 대하여 意欲的 研究가 始作되고 있다. 日本, 西獨도 美國과의 共同研究에 積極 參與하면서 JAERI, KFK등 研究所를 中心으로 獨自의인 SFD研究 프로그램을 가지고 進行하고 있다. 이와같이 原子力發電을 推進하는 나라들은 TMI-2事故와 같은 苛酷한 爐心事故에 대하여 充分한 技術的 理解와 이에 대한 對備를 함으로서 公衆에 대한 安全을 보다 向上시키는데 最善을 다하고 있다.

우리나라의 SFD研究計劃의 參與는 國際原子爐安全 研究舞臺에의 進出로 우리나라의 原子爐安全에 대한 努力을 對內外에 表示하게 되며 實質的으로는 當面課題인 發電爐設計 및 核燃料技術의 土着化를 위한 技術蓄積에 보탬이 될 것이다.

한편 SFD研究를 통하여 高溫狀態에서의 輕水爐 核燃料 및 被覆材의 舉動에 대하여는 貴重한 學術資料가 續出되고 있어 核燃料本質研究에 크게 寄與하게 될 것이며 또한 苛酷한 爐心事故時의 核分裂生成物 및 水素의 發生, 移動, 堆積등 實驗結果는 오늘날의 關心事의

하나인 Source Term決定에 크게 功獻할 것으로 본다.

附 記

이 글은 1984年 10月末에 있었던 美國 NRC主催 SFD 研究事業 進度報告會서의 講演노트, 그 當時 配布된 研究報告書草案과 그後 入手한 中間研究進度報告등을 根據로 記述한 것임. 따라서 充分한 參考資料를 紹介하지 못함을 諒解바람.

參 考 資 料

1. Nuclear Power Plant Severe Accident Research Plan, NUREG-0900, USNRC, 1983.
2. R.W. Wright, M. Silberberg, and G.P. Mario, Status of the Joint Program of Severe Fuel Damage Research of the USNRC and Foreign Partners, Presented at the Severe Fuel Damage Program Review Meeting, Gaithersburg, Maryland, October 29-31, 1984.
3. K.R. McCardell et al., Severe Fuel Damage Test Series, Severe Fuel Damage Scoping Test Quick Look Report, EGG-2234, EG & G Idaho, Inc., Dec. 1982.
4. R.J. Gehrke et al., Results of the Severe Fuel Damage Test 1-1, Effluent System Sample Analysis, Draft Preliminary Report for Comment, FIN No. A6321, EG & G Idaho, Inc., Feb. 1985.
5. R.W. Miller et al., Severe Fuel Damage Test 1-3, Quick Look Report, Draft Preliminary Report for Comment, FIN No. A6321, EG & G Idaho, Inc., Oct. 1984.
6. W.J. Camp et al., MELPROG-PWR/MOD-O: A Mechanical Code for Analysis of Reactor Core Melt Progression and Vessel Attack under Severe Accident Conditions, Draft Preliminary Report for Comment FIN No. A-1342, Sandia National Laboratories and Los Alamos National Laboratory, 1985.
7. R.J. Lipinski, A Model of Boiling and Dryout in Particle Beds, NUREG/CR-2648, 1984.