

# 日本の原電安全解析體制

The Nuclear Safety Evaluation System in Japan

桂木 學 (日本原研 東海研究所 副所長)

## 1. 概 要

原子力 安全性 評價의 目的은 政府의 原子力 施設에 대한 規制活動을 돕기 위함이다. 즉, 新 淸측의 安全性分析과는 별도로 原子力發電所의 審査分析을 시행하여 安全性面에서 本 發電所設計의 適合性을 확인하는 것이다. 이 目的에 맞 추기 위해 日本은 原子力安全性評價體制의 開 發에 상당한 노력을 기울여 왔다. 1972년 이래 原子力發電所의 安全性評價를 위한 컴퓨터 코드의 開發 노력에 계속되어 왔다. 1980년에는 外國코드들의 실행 뿐만아니라 BWR과 PWR 모 두의 LOCA/ECCS의 評價에 사용되는 여러 컴 퓨터코드들의 첫번째 版이 완성되었다. 앞의 코 드의 실행 연구와 並行하여 이 단계 동안에는 商用原子爐의 審査計算이 행해졌다. JINS<sup>®</sup> (日 本原子力安全解析所)가 1980년 9월 15일에 原子力 安全性評價에 대한 일들을 좀 더 효율적으로 수행 하기 위해 設立되었다. JINS의 주요 임무는 컴 퓨터코드의 마련과 개선작업에 근거를 둔 審査 分析을 하는 것이다.

이들 活動 외에 日本은 모델개발과 코드實行 評價에 응용되는 더 나은 資料基盤을 얻기 위 하여 大規模 實驗施設을 이용한 原子力發電所 的 安全性研究에 많은 努力을 기울였다. 이러한 研究들은 주로 JAERI(日本原子力研究所)에 의 해 행해졌다. 現在 日本에서의 原電安全解析體

制는 다음과 같다.

## 2. 安全解析體制

### 2.1 認許可節次

日本의 認許可節次에서 가장 중요한 구조적 특징은 「二重點檢體制」에 있다. 그림 1은 商用 原子爐 認許可節次의 概要圖를 보여 준다. 通商 産業省(MITI)이 商用原子爐의 모든 安全性規制 行政의 責任을 진다. 發電所의 安全性은 2단계 로 審査된다. 그림에서 보는 바와 같이 첫단계 審査는 MITI 自體에 의해 행해지고, 두번째 단 계는 NSC(原子力安全委員會)에 의해 이루어진 다.

첫번째 심사단계에서는 MITI가 原子力技術顧 問委員會의 지원을 받아 申請자가 제출한 原子 爐建設申請서를 검토한다. JINS는 MITI의 요청 이 있을때 申請자의 安全性分析에 대한 審査安 全性分析을 한다. 그러면 NSC는 MITI에서 신 청자의 檢討書를 받는다.

두번째 단계에서 NSC는 MITI가 작성한 報告 書를 原子爐安全審査委員會(CERS)의 지원을 받 아 檢討하고, 公聽會를 열어 그 檢討를 완료시 킨다. 또한 필요하다면 이 심사중에 NSC는 JI- NS에게 또 다른 審査計算을 의뢰할 수도 있다.

NSC와 AEC의 報告書 接受와 首相의 同意를 얻어 MITI長官은 原子力發電所設立許可를 한다.

따라서, 이중점검체제에 의하여 높은 수준의 原子力 安全性이 얻어진다.

2.2 安全解析體制의 技能

앞서 기술한 바와 같이 JINS<sup>2)</sup>는 日本의 原子力 安全性 評價에 매우 중요한 역할을 한다. 1980년 JNIS의 設立以前에는 JAERI가 安全性 分析 코드의 開發이나 實驗의 수행과 같은 安全에 관계된 많은 研究開發의 수행 뿐만 아니라, JINS의 임무까지도 맡고 있었다. 1980년부터는 이들 두 기구간의 安全性 評價 任務는 명백하게 분리되어 JINS는 政府를 위한 審査 分析을 하는 한편, JAERI는 安全性 研究 및 開發에 중점을 두게 되었으며 그림 2에서 보는 바와 같이 두 기구 간의 協力을 위한 同意가 이루어졌다.

JINS는 JAERI와 美國에서 開發된 코드와 資料들을 이용하여 앞서 기술한 것과 같은 分析에 쓰이는 코드의 作成 및 改善 作業을 해 왔다. 原子力 安全性에 관계된 JINS의 主要 活動<sup>2)</sup>은 그림 3과 같다. 過渡(Transient) 分析 分野에서 L- OCA/ECCS가 主要 項目이었는데, 美國에서 만들어진 WREM코드가 제공되어 審査 計算에 집중적으로 쓰여졌다. LOCA외의 기타 設計 基準 事故(DBEs)에 대해서는 RIA(反應도에 의해 유

발되는 事故)에는 EUREKA 코드가, ATWS(豫想되는 非常稼動中止없는 過渡)를 포함한 運轉 型的 過渡에는 RETRA/RELAP5를 이용한 技術이 거의 이룩되었다. 還境放射線量の 計算 分野에서는 EEDAR/CQDQ와 ANDOSE가 제공되어 敷地 評價에 이용되었고 또한 非常事態에 대한 實際時間 分析 體制가 준비중에 있다. 地震 安全性 分析의 분야에는 SAN系列의 코드들이 확립되었다.

表 1에 현재까지 日本에서 행하여진 審査 分析이 요약되어 있다. 1980년에 安全解析의 임무가 JAERI에서 JINS로 이전된 것이 명백히 눈에 띈다.

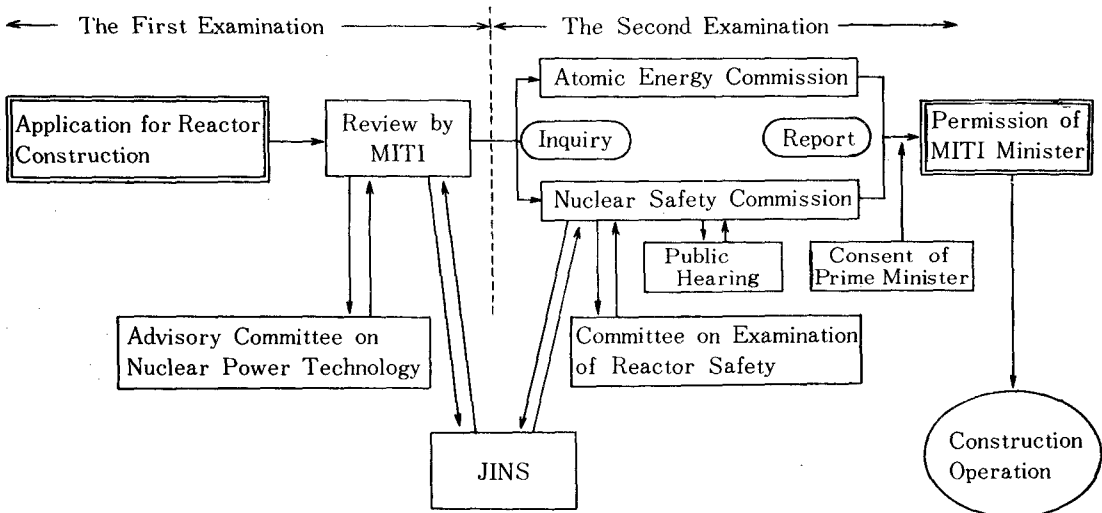
3. 安全性 分析에 대한 研究 및 開發

3.1 熱水力學 코드 開發

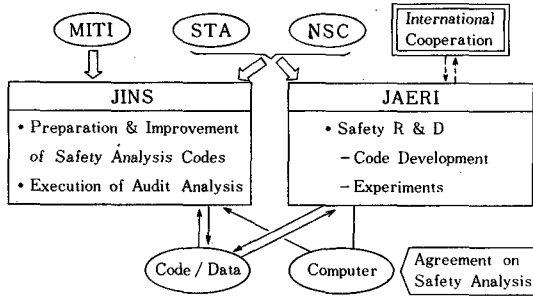
1972년부터 JAERI는 認許可檢討의 補助를 主要 目的으로 하여 輕水爐 安全性 分野의 컴퓨터 코드 開發 및 分析 作業을 해 왔다.

초기 10년 동안의 시급한 문제로서 LOCA時의 發電所 安全性 評價가 강조되었다. 이 기간 중에 사용된 코드들과 分析 方法들은 대부분 評價 모델(EM)에 맞춘 것이다. 또한 作業의 영역

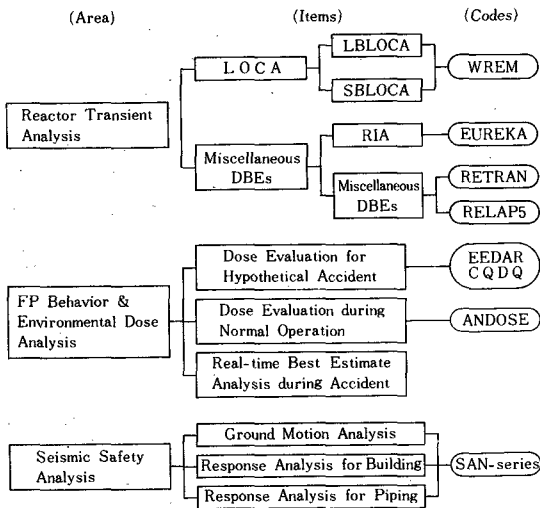
〈그림 1〉 原電認許可 節次 概略圖



〈그림 2〉 JINS와 JAERI間 協力



〈그림 3〉 JINS에서의 코드作成 및 改善



은 LOCA에서 부터 ATWS 뿐만아니라 다른 형태의 DBE들에 까지 확장되었다.

表 2에 지금까지 개발되었거나 개발중인 컴퓨터코드들의 現況을 나타내었다.

表에서 보는 바와 같이 LOCA/ECCS에 대한 모든 컴퓨터코드들이 완성되었다. 코드개발은 原子爐 冷却系統과 爐心構造 그리고 ECC(非常爐心冷却)方法의 差異를 고려하여, BWR과 PWR에 대해 각각 개별적으로 수행되었다. JECCS-B2<sup>9)</sup>는 각기 다른 목적의 개별적 코드들이 연결되어 系統分析을 하도록 한 BWR用 코드系統이다. THYDE-P1<sup>10)</sup>은 blowdown의 시작부터 reflooding의 끝까지를 分析할 수 있는 PWR用 코드이다. 이 코드는 LOCA를 처음 시작부터 끝까지

〈表 1〉 施行된 審査分析

Reactor	Analysis	Organization	Year
Ikata-2 (PWR, 2L)	LBLOCA	JAERI	1977
Kashiwazaki-Kariha (BWR)	LBLOCA	JAERI	1977
Sendai (PWR, 3L)	LBLOCA	JAERI	1977
Takahama-3, 4 (PWR, 3L)	LBLOCA	JAERI	1978
Ohi-1 (PWR, 4L)	TMI Scenario	JAERI	1979
Tsuruga-2 (PWR, 4L)	LBLOCA	JAERI	1980
Fukushima-3, 4 (BWR)	LBLOCA	JINS	1980
Shimane-2 (BWR)	LBLOCA	JINS	1981
Tomari-1, 2 (PWR, 2L)	LBLOCA, SBLOCA, Dose Evaluation	JINS	1982
Genkai-3, 4 (PWR, 4L)	Dose Evaluation	JINS	1983
Shimane-2 (BWR)	Seismic Analysis	JINS	1983
generic	RIA Sensitivity Study for Guideline	JINS	1983

〈表 2〉 코드開發現況 (1984年10月 현재)

TYPE of EVENT	CODE NAME	FEATURES	STATUS / WORK SCOPE
LOCA/ECCS	JECCS-B2 ALARM-B2 THYDE-B1/MOD2 THYDE-B-REFLOOD SCORCH-B2	Code system for BWR ECCS (LBLOCA, SBLOCA)	Completed. THYDE-B1 has been applied to CS-NI ISP 6, 12. Released to NEA DATA BANK.
	THYDE-P1	Through cal. of PWR LOCA	Completed. Applied to LOFT L2-2, L2-3, CS-NI ISP 9, 10, 11, 12. Released to NEA DATA BANK.
	WREM-J2	JAERI improved version of WREM	Completed. Extensively used in licensing review.
MISCELLANEOUS DBEs	THYDE-W	Extension of THYDE-P1, Plant simulation code	Under development.
	MINCS	Characteristics of transient two phase flow	Under development

지를 分析할 수 있게 하는 다음과 같은 몇가지의 새로운 특징이 있다. 즉, 非平衡모델 (non-equilibrium model); 漂流流速 (drift-flux) 모델 그리고 非線型內在數值스킴 (non-linear implicit numerical scheme) 등이다.

最上評價 (BE) 코드에 관해서, 두가지의 主要事業이 進행중에 있는데, 그 하나는 THYDE-W 코드이고 다른 하나는 MINCS 코드이다. THYDE-W는 THYDE-P1의 확장으로 精確한 發電所模擬實驗을 目的으로 하고 있다. 이 목적을 위하여 부수적으로 特정한 것들이 研究중에 있는데 그 특징들은 發電所 2次側의 모델과 制御系統 모델 그리고 빠른 계산실행을 위한 방법 등이다.

MINCS 코드개발은 진보된 熱水力學的 모델에 근거를 둔 강력한 解析的 方法을 提供해 주며, SBLOCA에서 관찰되는 成層流動 (Stratified flow) 이나 BWR의 ATWS中에 나타나는 沸騰 등

과 같은 2相流動現象의 여러가지 형태에 응용될 수 있다. 試驗的 코드로서 MINCS/PIPE라 불리는 코드가 개발중인데 다음과 같은 목적을 가지고 있다.

- (a) 구조적 관련을 포함하여 1VIT에서 2V 2T까지 다양한 2相流動모델의 基本特性 調査.
- (b) 모델間의 比較를 통해서 실행 요구에 맞는 모델선택에 대한 情報提供.
- (c) 기초실험의 分析을 통해 相互關係開發에 도움을 줌.

### 3.2 LOCA實驗的研究프로그램

#### (1) ROSA試驗프로그램

1974년에 PWR의 LOCA동안의 1次冷却水系統의 熱水力學的 舉動을 연구하기 위해 ROSA-II 프로그램<sup>7)</sup>이 시작되었다. 프로그램의 주요 목적은 다음과 같다.

(a) ECCS의 效果에 특별히 관심이 있는 사고의 시나리오를 確認하기 위한 PWR LOCA의 模擬實驗 실행.

(b) 大型 PWR의 LOCA에 대한 應答을 예견하는데 현재 사용되고 있는 解析的 方法의 適合性 評價와 改善에 필요한 資料提供.

1978년 4월에 BWR에 관련된 유사한 研究 프로그램이 ROSA-III 프로그램으로 시작되었다. BWR의 LOCA/ECCS의 시나리오를 포괄적으로 연구하고, LOCA分析에 이용된 컴퓨터코드들을 評價하기 위한 매우 광범위한 實驗資料基盤이 ROSA-III 프로그램에서 얻어졌다. 破損面積을 變數로 하는 일련의 試驗들이 0, 1, 2, 5, 15, 25, 50, 75, 100 그리고 200%의 破損面積들에 대하여 시행되었다. 관찰된 PCT는 0에서 부터 200% 사이의 全破損범위에 대해서 640에서 930K사이였는데, 그림 4에서 보듯이 이것은 安全性의 限界인 1473K보다 아주 낮다. LOCA中の 爐心冷却을 위한 ECCS의 效率性이 입증되었다.

5%破損試驗實行 NO. 912가 BWR LOCA에 관한 최초의 OECD/NEA-CSNI 國際標準問題(I-

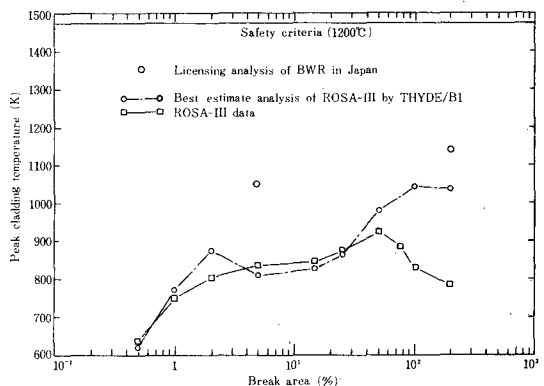
SP-12)로 선택되었다. 여덟의 참여자가 計算結果를 제출했다. 그들은 미국, 스위스, 스웨덴, 네덜란드 등 外國 참여자 넷과 國內 참가자 넷이었다. 計算된 系統壓力過渡(system pressure transient)들이 그림 5(a)와 5(b)에서 측정된 결과와 비교되었다. 系統壓力의 傾向은 대부분의 참가자들에 의해 잘 계산되었다. ISP-12는 BWR LOCA分析用 코드의 評價에 상당한 기여를 했다.

小破損實驗과 實驗資料分析用 컴퓨터코드의 개발 必要性이 TMI事故에 뒤이어 널리 인식되었다. 1982년에 특별히 PWR의 少破損 LOCA를 연구하기 위해 ROSA-IV 프로그램<sup>13)</sup>이 시작되었다. 이 프로그램은 코드開發, 小規模定常狀態 2相流動試驗施設(TPTF)에서의 개별적 效果試驗 그리고 大規模 過渡試驗施設(LSTF)에서의 試驗 등 세부분으로 구성되어 있다. TPTF는 컴퓨터코드의 解析的 모델開發을 위한 개별적 效果試驗에 사용되고, LSTF는 大型 PWR을 模擬하여 少破損 LOCA用 컴퓨터코드의 評價에 필요한 實驗資料를 提供하기 위한 少破損 LOCA의 實驗에 이용된다.

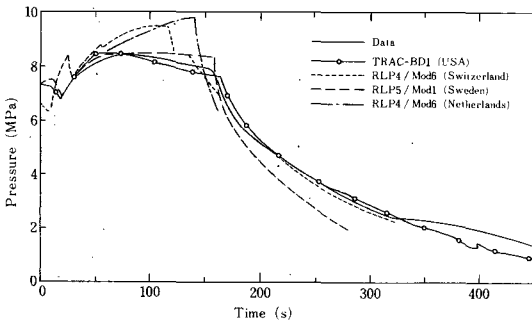
#### (2) Reflood 試驗프로그램

1979년 이래로 PWR LOCA의 Reflood 단계에서의 熱水力學的 舉動을 大規模試驗施設인 CC-

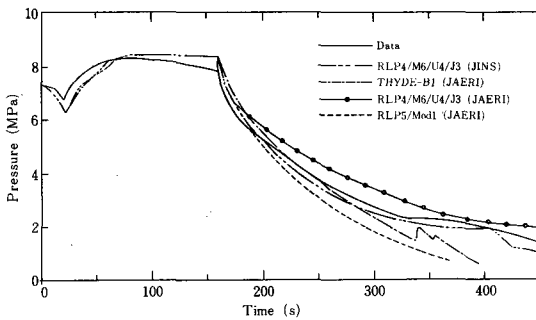
〈그림 4〉 規定된 安全限界와 測定된 被覆材温度比較



〈그림5 (a)〉 計算된 系統壓力過渡와 ISP-12 資料와의 比較(外國)



〈그림5 (b)〉 計算된 系統壓力過渡와 ISP-12 資料와의 比較(日本)



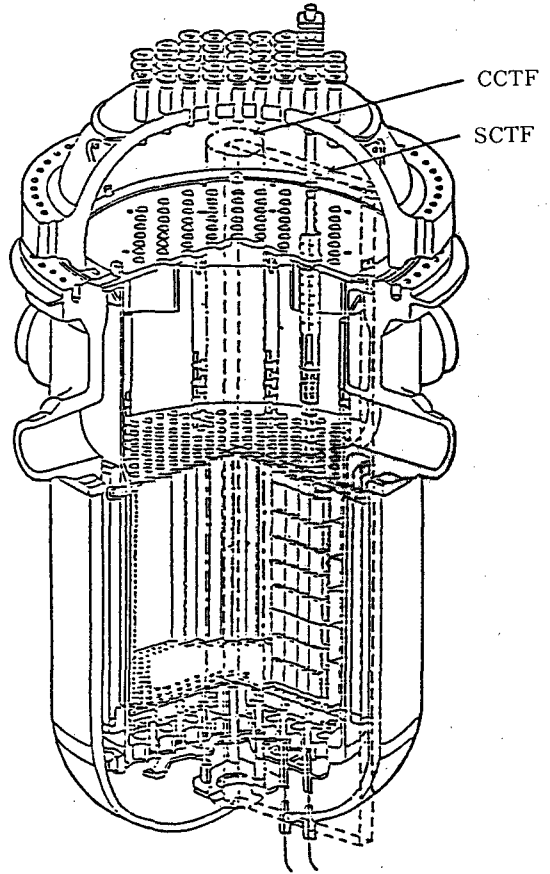
TF와 SCTF를 이용하여 研究해 왔다. CCTF/SCTF와 PWR 壓力容器 間的 比較가 그림6에 나와있다. CCTF와 SCTF의 높이는 PWR의 그것과 같다. CCTF는 系統效果를 연구하기 위하여 爐心中央部를 圓柱型으로 模擬하며, SCTF는 放射方向의 平板으로 잘라서 模擬한다.

그림 7에서는 最大出力密度位置에서 被覆材 表面溫度를 CCTF의 결과와 現存의 評價모델코드(WREM과 WRAP)에 의한 豫상치를 比較하고 있다. WREM과 WRAP 모두 서로 비슷한 溫度歷史를 豫見하며, 그 값들은 豫정치보다 매우 크다. 따라서 評價모델코드들은 주로 그들의 爐心熱傳達모델에 의해 充分한 保守性 또는 安全性 餘裕를 가지고 있음이 입증된다.

### 3.3 RIA研究프로그램

1975년 부터 豫상되는 RIA 동안의 核燃料舉動에 관한 爐內實驗研究가 JAERI의 原子力安全

〈그림6〉 CCTF 및 SCTF의 PWR과의 比較



性研究原子爐(NSRR)<sup>3</sup>에서 行해졌다. 600회 이상의 試驗結果를 基반으로 하여 NSC는 1984년 1월부터 效力을 發生하는 規制指針書를 發간했다. 그 指針書는 核燃料設計의 許容限界, 壓力波動을 일으키는 核燃料破損의 限界 그리고 물에 의한 燃料棒破壞에 뒤이은 機械的 에너지發生 등의 基準를 규정한다.

이러한 모든 基準들은 核燃料設計變數와 冷却條件의 變化에 따른 效果에 대한 實驗的 感受性 研究 등을 포함한 NSRR試驗의 結果에서 부터 직접 나온 것이다. 예를 들면, 그림8에는 單一 燃料棒 지오메트리에서의 核燃料設計 許容限界와 核燃料破損限界 사이의 關係가 나타나 있다. 그들間的 差이는 燃料棒 結束構造에서의

核燃料破損限界的 縮少 및 安全性 餘裕에 관한 因子들을 포함한다.

3.4 確率의危險度評價(PRA)方法開發과 應用

PRA方法의 開發프로그램은 1980년에 JAERI에서 시작되었다. 그 活動의 주요 목적은 國內의 필요에 가장 부합되는 規格化된 定量的 危險度評價方法의 開發과 그 應用을 助長하는 것이다.

原子力發電所에 대한 Level 1과 2 PRA 라고 불리는 것에 사용될 여러 가지의 컴퓨터코드들이 國內 이용을 위해 開發되어 發行되었다. 豫備部品の 故障과 人間的 실수에 대한 資料들이 公衆에서 부터 收集되었다. 개발된 컴퓨터코드의 배치도가 그림 9에 나와있다.

1985會計年度에는 地震危險度分析에 중점을 둔 外的 事件에 대한 集合的 方法의 開發에 대해 新 5 個年 프로그램이 시작될 것이다.

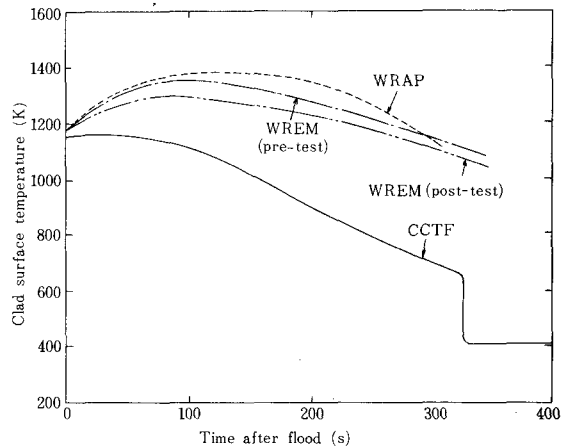
3.5 核燃料損傷에 대한 研究프로그램

1979년 TMI-2事故 이후로 核分裂生成物의 周邊環境으로의 流出을 유발하는 심각한 사고에 많은 관심을 기울여 왔다. JAERI는 이 分野의

研究를 막 시작했다. 이 研究計劃에서는 國際的 協力이 특히, 大規模集積試驗資料에 관해서 중요한 역할을 한다. JAERI는 小規模의 個別的 效果試驗 및 코드의 開發에 노력을 집중하고 있다.

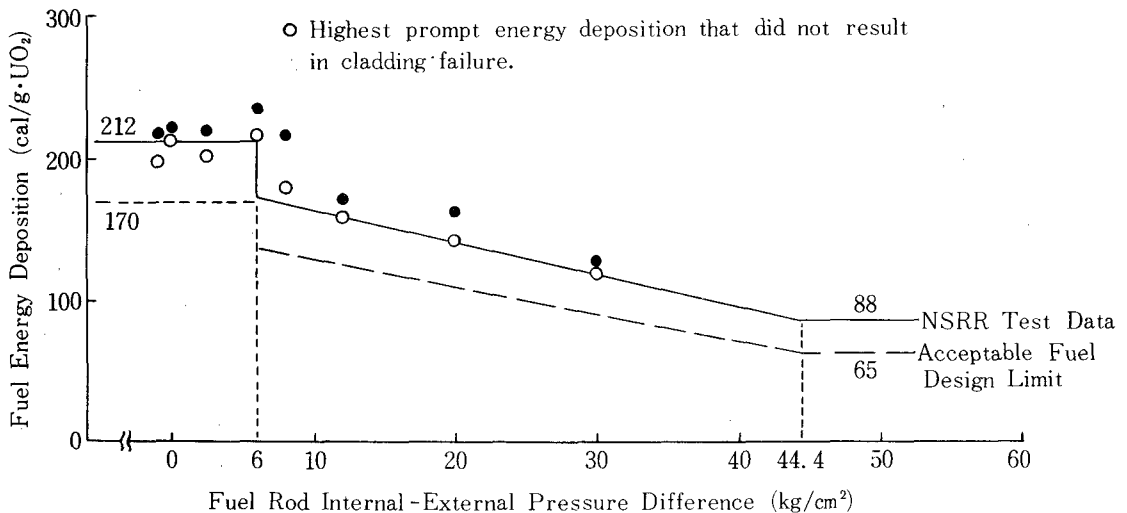
그림 10에 현재 개발중인 重大事故分析을 위한 컴퓨터코드들이 나와 있는데, 그것들은 熱水力學分析코드와 核分裂生成物舉動코드 두가지 부문으로 구분지어 질 수 있다. THALES는 質低下

(그림 7) 最大出力密度位置에서의 被覆材表面溫度

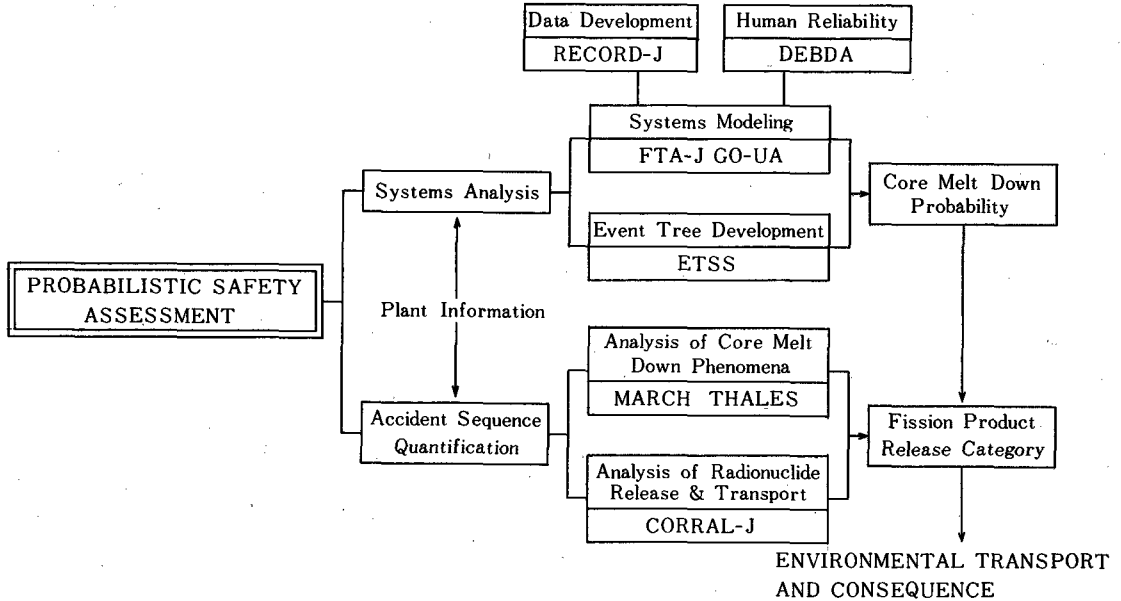


(그림 8) 核燃料棒內外 壓力差의 被覆材破損限界

- Lowest prompt energy deposition that resulted in cladding failure.
- Highest prompt energy deposition that did not result in cladding failure.



〈그림 9〉 PRA를 위한 컴퓨터코드



〈그림 10〉 重大事故分析용으로  
開發中인 코드體制

	THERMOHYDRAULICS			FP BEHAVIOR	
	JAERI	USNRC/ASTPO		JAERI	USNRC/ASTPO
CORE + REACTOR VESSEL	MUFLAR	M	SCDAP	H	COMRAD DCHAIN
		A		O	
		R	MELPROG		CORSOR
PRIMARY LOOP				R	
				N	PATRAP
CONTAIN- MENT					TRAP/MELT
					NAUA-4 ICEDF
			CONTAIN	REMOVAL	SPARC CORCON VANESA

爐心分析 및 格納容器分析의 능력을 가진 熱水力學分析用 코드系統이다. MUFLAR코드의 示範코드가 개발되어 美國에서 실행된 PBF-SFD 實驗의 分析에 이용되었다. 重大事故동안의 核分裂生成物舉動의 연구에 관해서는 HORN코드가 1次循環路와 壓力容器 내에서의 核分裂生成物舉動分析을 위하여 개발중이다. REMOVAL은 格納容器에서의 에어로졸 유치와 휘발성 核分裂生成物の 除去에 대한 계산을 하는 코드이다.

〈表 3〉 JAERI參與國際協力研究프로그램

Research Items	Project Name	Host Organization	Research Objectives
Engineered Safety Features of LOCA and Transients	OECD/LOFT	OECD	PWR safety evaluation under LOCA and transient
	2D/3D Reflooding	JAERI, BMFT, USNRC	Thermo-hydraulic behavior in refill and reflood phase of LOCA
	ROSA-IV	JAERI	Thermo-hydraulic behavior in small break LOCA and transients
Fuel Behavior under Accident Condition	PNS	KFK	Fuel behavior under LOCA and severe accident
	PHEBUS	CEA/Cadarache	Fuel behavior under LOCA
	NSRR	JAERI	Fuel safety research under reactivity initiated accident
Severe Accident	SFD	USNRC	Fuel behavior in severe fuel damage accident and FP source term
	TMI-2 R & D	USDOE	R & D related to TMI-2 core examination and plant recovery

### 3.6 國際協力

表 3에서 보는 바와 같이 JAERI는 原子力安全性에 관한 여러가지의 國際協力研究프로그램에 참여하고 있다. 더불어 日本과 미국, 독일, 프랑스 등의 양국 정부간에는 輕水爐安全性研究의 情報交換協約이 맺어져 있다. 이 協約에 근거하여 日本과 관련된 나라들 사이에는 技術情報交換이 이루어져 왔다.

한편 JAERI는 OECD-NEA의 原子力施設安全性委員會나 USNRC의 國際週期的破裂成長率委員會(International Committee on Cyclic Crack G-

rowth Rate) 등을 포함한 原子力 安全性에 관한 여러 專門家 會合에 참가하고 있다.

#### 4. 結 論

우리는 지금까지 原子力 安全性 評價를 위한 여러 컴퓨터코드를 개발하고 신청자의 安全性 評價와는 별개인 監査計算에 대한 경험을 축적하여 현재의 확고한 原子力安全解析體制를 이룩했다.

현재 진행중인 광범위한 原子力 安全性 研究의 결과에 의해 資料基盤은 修正되고 擴大되기 때문에, 전에 있던 코드들에 대한 더 나은 改善과 아직까지는 고려되어지지 않은 다른 형태의 문제들을 評價하기 위한 코드의 開發에 노력이 기울여져야 한다. 또한 安全性 規制에 관계된 여러 資料 및 情報의 收集과 原子力 安全性 評價에 쓰이는 資料銀行의 設立등이 필요하다.

#### (參 考 文 獻)

- 1) JINS/NUPEC, "Outline of Institute of Nuclear Safety, Japan" (in Japanese) (July 1984).
- 2) JINS/NUPEC, "JINS News No. 3" (in Japanese) (Aug. 1984).
- 3) JAERI, "Progress of Nuclear Safety Research" (in Japanese) (1984).
- 4) A. Kohsaka, "Computer Code Development on Thermal Hydraulics," 1st LWR Safety Workshop on thermal Hydraulics (Mar. 1984).
- 5) A. Kohsaka, et al., "The JAERI Code System for Evaluation of BWR ECCS Performance," JAERI-1283 (Dec. 1982).
- 6) Y. Asahi, "Description of the THYDE-P Code," (Preliminary Report of methods and Models), JAERI-M 7751 (July 1978).
- 7) H. Adachi, et al., "ROSA-II Experimental Program for PWR LOCA/ECCS Integral Tests," JAERI-1277 (1982).
- 8) Y. Anoda, et al., "ROSA-III System Description," JAERI-M 9243 (1980).
- 9) K. Tasaka and M. Shiba, "ROSA-III Program at JAERI for BWR LOCA/ECCS Integral Tests," Proceeding of the ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, April 6-9, 1980, Tennessee, JSA, pp472-435.
- 10) K. Tasaka, et al., "The LOCA/ECC System Effects tests at ROSA-III changing the Break Area as Test Parameter," Propceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, NUREG/CP-0027(Aug. 1982).
- 11) Y. Anoda, et al., "Experiment Data of ROSA-III Integral Test RUN 912 (5% Split Break Test without HPCS Actuation)," JAERI-M 82-010 (1982).
- 12) K. Tasaka, et al., "Comparison Report for C-SNI International Standard Problem 12 (ROSA-III RUN 912)," JAERI-M 82-120 (1982).
- 13) K. Tasaka, "ROSA-IV Program for the Experimental Study on Small-Break LOCA's and the Related Transients in a PWR," Tenth Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, USA, Oct. 12-15, 1982.
- 14) Y. Murrao, et al., "Experimental Study on System Behavior during Reflood Phase of PWR-LOCA Using CCTF," Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 19, No. 9 pp. 905~719, (Sept. 1980).
- 15) H. Adachi, et al., "SCTF Core I Reflooding Test Results," NUREG/CP-0041, Vol. 1, pp287
- 16) Y. Murao, et al., "Evaluation Report on CCTF CORE-I Reflood Test CI-19 (Run 38)-Experimental Assessment of the Evaluation Model for The Safety Analysis on The Reflood Phase of a PWR-LOCA," JAERI-M 83-029 (Feb. 1983).
- 17) Nuclear Safety Commission, "Regulatory Guide on Reactivity-Initiated Events of LWR" (in Japanese) (Jan. 1984).