

第3次 原子力發電所 熱水力學 및 運轉에 관한 國際學術會議 報告

車 宗 熙

韓國 에너지 研究所

序 言

오늘날 原子力發電이 當面하고 있는 課題로서 安全性確保와 利用率 및 經濟性的 向上을 들 수 있는데 이를 위해서는 原子爐熱水力學 및 運轉에 관한 여러 技術도 계속 開發되어 나가야 할 것이다. 原子力發電所에서 熱水力學的 現象과 運轉은 매우 密接한 關係를 가지기 때문에 이들 分野의 專門家가 한 자리에 모여 研究結果 또는 經驗을 發表하고 討議하는 일은 매우 뜻이 깊다고 하겠다. 이런 觀點에서 지난 88년 11월 14-17일간 우리나라에서 열린 第3次 原子力發電所 熱水力學 및 運轉에 관한 國際學術會議는 原子力發電所 安全技術과 性能의 向上을 위한 活動에 큰 도움을 주었다고 본다.

이 國際學術會議는 美國, 캐나다 등 北美地域, 프랑스, 西獨등 西歐地域, 그리고 韓國, 日本 및 臺灣 등 아세아 地域의 原子力發電國의 原電 熱水力學 및 運轉에 관한 專門家들이 모여 이 分野의 最新 技術情報의 交換과 協力함을 目的으로 지난 84년 10월 22일에 第1次 學術會議가 臺灣에서 열리고 이어 86년 4월 15일에 第2次 學術會議가 日本 東京에서 開催된 바 있다. 臺灣에서는 200여명이 參加하여 94편의 論文이 발표되었으며 日本에서는 400여명이 參加하여 約 160편의 論文이 발표되었다고 한다. 第3次 學術會議는 第2次 學術會議 參加國들이 韓國을 다음 開催國으로 건의함에 따라 韓國原子力學會에서는 이 會議의 意義와 性格을 檢討한 끝에 1986년 7월 11日 第57次 理事會서 이 建議를 받아들여 第3次 學術會議를 韓國서 開催하기로 決定하고 그 準備責任者로 筆者를 指名하였다.

會議의 準備와 進行

筆者는 곧 18人으로 된 準備委員會를 構成하여 會議開催日字, 場所 및 發表主題등을 논의하기 시작하였는데 우선 定해진 것은 發表主題는 따로 技術分科委員會(Technical Program Committee, 略하여 TPC)를 構成하여 論議, 決定하기로 한 것과 또 學術會議와 並行하여 原子力展示會(Nuclear Power Exhibit)를 갖기로 한 것이다.

그 後 準備委員會서 추천받은 TPC 共同委員長인 田文憲(熱水力學分野), 盧潤來(運轉分野) 및 金宗紘(海外擔當)의 諸氏가 中心이 되어 TPC를 組織하여 熱水力學分野 10個主題, 運轉分野 11個主題를 發表主題로 定하였다. 한편 原子力展示會는 原子力産業會議의 金善和副會長을 展示 分科委員長으로 하여 原子力産業會議가 主管하기로 하였다. 準備委, TPC, 및 展示委間의 協議와 美國原子力學會(ANS)의 意向을 反映하여 87年 初頃に 學術會議開催日字를 88年 11月 14-17日(4日間)로, 場所는 Sheraton Walker Hill로 定하였다.

學術會議準備에서 가장 重要的 것은 發表論文의 募集이다. TPC서는 論文募集을 (1) Letter of intention(論文要旨包含)제출, (2) 論文原稿제출, (3) Camera-ready mats 原稿제출의 3段階로 하고 2段階에서 論文審査를 거치도록 하였다. 그리하여 TPC서는 論文募集廣告(call for papers)를 作成하여 우선 관련 各 學會에 보내고 또 ANS에서 發刊하는 Nuclear News誌에 1페이지 全面的 廣告를 실었다. 한편 EPRI의 金宗鉉博士의 手苦를 빌어 世界의 原電 熱水力學 및 運轉分野 專門家の data bank를 使用하여 論文을 써 줄만한 분에게 個人別로 原稿請託 편지를 냈다. 그리고 國內外 關聯 學術會議場마다 찾아 다니면서 論文募集廣告를 配布하였다. 論文 募集廣告는 1次로 87年 6월에 約 5000장 配布되고 같은 해 8월에 2次로 約 6000장이 配布되었는데 2次 때는 國內外에서 選定된 39人의 Advisory

Committee 名單을 記載하였다.

87年 7월에 TPC서는 各 主題別로 論文을 募集하고 論文이 제출되었을 때 審査를 主管하고 또 會議進行中 座長을 맡아 줄 分을 各 主題마다 定해줄 必要가 있어 各 主題마다 coordinator를 指名하였다. 87年 10月 이분들로부터 招請論文(invited paper) 著者의 추천을 받아 161人에게 招請狀을 發送하였다. 88年 2月初에 論文提出이 마감되면서 接受된 論文을 分類한 뒤 TPC委員들, 특히 科學技術院 核工學科教授가 中心이 되어 審査委員을 선정하여 論文 審査에 들어 갔다. 87年 4月末에 提出된 論文審査를 終了하고 한편 招請論文의 請託受諾을 마감한 즉 一般論文 179編, 招請論文 54編, 合計 251編이 發表論文으로 確定되었다. 此外에 4編의 keynote 강연도 定하였다. TPC서는 위의 論文發表를 위하여 7개의 Session을 並行으로 運營하여 3日間 進行하는 內容의 preliminary program을 作成, 印刷하여 88年 7월에 配布하였다.

學術會議의 實務的 準備와 進行을 위하여 開催日 3個月前에 事務局을 開設하였는데 事務局長에는 KAERI의 鄭堉克氏가 指名되어 KAERI, KAIST 등 기관에서 온 要員들과 함께 手苦해 주었다. 論文集(proceedings)과 Final Program은 TPC와 事務局의 共同努力으로 編輯, 印刷하여 開會以前에 完成하였는데 특히 2000페이지를 넘는 2卷의 proceedings은 그 間의 TPC의 勞力의 結實이라 하겠다. 事務局은 開會를 앞두고 登錄(registration), 귀빈영접, 産業視察, 弘報등의 여러가지 계획과 事前準備를 빈틈없이 해주었다.

會議日程의 첫날인 88年 11月 14日은 먼저 原子力 産業會議 主管의 原子力展示會의 tape cutting 이 午前 11時에 있었고 午後 2時부터 學術會議 參加者의 登錄이 開始되었으며 午後 6時에는 學術會議의 Reception이 열렸다. 論文의 應募數가 많았던 만큼 Reception 참석자도 많아 500名을 上廻하는 盛況을 이루었다. 여기에는 ANS 會長인 Gail de Planque 女史도 참석하였다.

本格的 學術會議가 시작되는 11月 15日 午前 10時에 開會式이 있었다. 먼저 大會長인 筆者의 「論文著者들의 寄與에 감사하고 모든 參加者들을 眞心으로 歡迎한다」는 환영사에 이어 李寬 科學技術處長官의 「原子力發電은 環境保存側面이나 化石燃料資源의 限定性을 감안할 때 우리 實情에 맞는 經濟的인 電力源」이라고 밝히고 이번 學術大會가

原子力發電의 安全性向上에 寄與되길 바라는 要旨의 祝辭가 있었다. 그리고 原子力學會長인 韓弼淳박사는 「이번 學術大會가 原子力發電所 熱水力學 및 運轉分野의 技術發展뿐만 아니라 原子力에 대한 Public Acceptance 增進에도 크게 寄與되길 바란다」는 祝辭가 있었고 끝으로 美國原子力學會의 Gail de Planque 會長은 「原子力分野의 發展을 위해서는 世界의 原子力國間의 유대가 重要」함을 강조하고 그런 뜻에서 이번 學術會議는 큰 意義가 있다는 要旨의 祝辭가 있었다.

開會式이 끝난 뒤 Plenary Session이 이어져 4분의 Keynote speech가 있었다. 첫번째 演士인 미국 MIT의 Todreas 教授는 “Reactor Thermal Hydraulics in Problem Selection”이란 演題에서 熱水力學의 問題들이 原子力의 進歩에 널리 미치고 있다고 전제하고 그러나 많은 問題가 그 우선순위의 制限으로 값있는 자료와 人力이 分散되어 있어 問題 선정에 실패하고 있다면서 그의 經驗에 비추어 問題 선정에서 集中되어야 할 分野를 例를 들어 밝히고 있다. 그는 原電運轉分野에서는 過渡現象解析 電算코드의 再構成, 新技術分野에서는 苛酷事故(severe accident) 豫防과 有關한 passive safety feature의 설계, 그리고 해야 할 것을 안하고 있는 技術分野서는 check valve disc의 hammering 問題등을 問題 선정의 例로서 들고 있다.

두번째로 日本原子力研究所의 Asaoka 理事는 “Current Status of Nuclear Development and Safety Research in Japan”이란 제목의 강연을 통해 熱水力學分野에 重點을 두어 日本에서의 原子力安全研究와 改良型 輕水爐의 開發現況을 소개하였다. 특히 安全 研究分野에서는 ROSA시설을 통한 SB-LOCA 실험, CCTF 및 SCTF시설은 이용한 Reflood 실험 現況과 改良輕水爐開發에서는 高轉換爐心개발活動의 現況 소개에 關心이 끌렸다.

세번째 演士인 臺灣電力의 Lin 副社長은 “Perspective of TPC Safety Research Program”이란 演題에서 臺灣電力에서의 安全研究계획을 소개하였는데 PRA관련 연구계획과 臺灣電力을 中心으로한 產學研 共同研究體制에 關心이 끌렸다.

끝으로 韓國電力의 李宗勳副社長은 “Nuclear Power Operations in Korea”라는 演題에서 韓國에서의 原子力發電所 運轉經驗을 소개하면서 특히 運轉과 有關한 當面문제들, 즉 安全對策, 核燃料供給, 放射性廢棄物對策, 人力訓練, Public Acceptance

活動 및 國際技術協力등의 경험과 展望을 이야기 하였다.

이날 午後부터 17日 午後까지 7個의 論文發表場을 同時에 運營하여 총 35個 Session을 통해 技術論文이 豫定대로 發表되었다. 많은 論文을 著者들이 直接發表하였는데 한가지 에피소드는 UC Santa Barbara의 Theofanous 教授는 膽石症 病患中에도 不拘하고 無理한 旅行을 하여 約束된 時間에 나와 發表해 준 일이다.

16日 저녁의 Banquet은 예정된 人員이 모두 參席하여 盛況을 이루었다. 이날 저녁 韓電의 全完永 박사의 東洋의 陰陽說 풀이로 시작된 흥미로운 Banquet Speech는 분위기를 한층 즐겁게 해 주었다. 15日과 16日의 點心은 特別히 Westinghouse 社와 C-E 社가

각각 Sponsoring해 주어 參加者들로부터 人氣를 얻었다. 이들 sponsor들에게 깊이 感謝드린다. 會議終了後에 있는 月城原子力發電所 見學을 目的으로 한 Industrial Tour도 즐겁고 有益하게 끝났으며 여기 서만찬을 마련해 준 AECL 측에게도 謝意를 表한다. 이번 國際學術會議는 韓國原子力學會, 美國原子力學會 및 韓國原子力産業會議가 主管해 주었고 日本原子力學會, 캐나다原子力學會, 美國機械學會 (ASME) 및 大韓機械學會가 後援해 주었음을 附記하고 이들 團體들에게 깊이 감사드리는 바이다. 표1은 學術會議의 Session別 제목, 發表論文數 및 座長하신분의 姓名을 表示한 것이고 표2는 國別 論文表와 參加者(登錄者)數를 表示한 것이다.



開會式場全景

표 1. Session 별 논문수 및 좌장명단

Session 번호	Session 제목	논문 수 (한국측)	좌장
1	Fundamentals of Heat Transfer	5	장순홍
2	Plant Transients, Accidents Analysis and Testing(I)	10	한기인
3	Steam Generator Thermal-Hydraulics	10	김무한
4	Advances in Measurements and Instrumentation	6	정문기
5	Radioactive Waste Management	7	이건재
6	Plant Diagnostics and Monitoring	10	박 용
7	Applications of High Technology : AI, Expert Systems, Robotics and Others(I)	5	유건중
8	fundamentals of Heat Transfer(II)	6	전기동
9	Load Follow Strategies	6	이은철
10	Applications of HighTechnology AI, Expert Systems, Robotics and Others(II)	5	조성재
11	Fundamentals of Heat Transfer(III)	9	이영환
12	Plant Transients, Accidents Analysis and Testing(II)	8	김효정
13	Fundamentals of Single-and Two-Phase Hydrodynamics(I)	9	현재민
14	Mathematical and Computational Methods(I)	5	심윤섭
15	Scram Reduction	8	임만성
16	Plant Operation, Retrofitting and Maintenance Experiences(I)	7	한봉운
17	Steam Generator Operation and Maintenance(I)	8	이철용
18	Plant Operating Life Extension	5	강창순
19	Plant Transients, Accidents Analysis and Testing(III)	8	김동수
20	Fundamentals of Single-and Two-Phase Hydrodynamics(II)	8	유정원
21	Mathematical and Computational Methods(II)	6	노희천
22	Thermal-Hydraulics of Advanced Reactors(I)	6	임창생
23	Plant Operation, Retrofitting and Maintenance Experiences(II)	7	은영수
24	Steam Generator Operation and Maintenance(II)	7	한승호

25	Severe Accidents and Degraded Core Thermal-Hydraulics	9	석수동
26	Plant Transients, Accidents Analysis and Testing(IV)	9	이상용
27	Current Topics:Water Hammer, Natural Circulation and Others(I)	9	채성기
28	PRA Applications to Plant Operation(I)	7	홍승렬
29	Thermal-Hydraulics of Advanced Reactors(I)	6	김병규
30	In-Core Fuel Management	8	이상희
31	Steam Generator Operation and maintenance(III)	7	박상기
32	Containment Analysis and Experiment	8	신재원
33	Current Topics:Water Hammer, Natural Circulation and others(II)	6	김상녕
34	PRA Applications to Plant Operation(II)	5	조남진
35	Plant Simulators, Analyzers and Operator Training	6	임재호

표 2. 국별 논문수 및 참가자수

국 명	논 문 수	참가자수
한국	45	403
미국	78	69
캐나다	34	27
일본	33	38
프랑스	20	21
자유중국	16	10
서독	13	13
영국	5	5
이태리	3	1
스웨덴	1	3
스위스	1	1
필란드	1	1
유고	1	0
계	251	592

다음에 각 주제별로 發表內容을 간추려 소개한다.

主題別 發表論文 概要

A. 原子力發電所 熱水力學分野

이 分野에서는 一般論文 108編과 招請論文 38編이 發表되었다. 熱傳達와 流體力學에 관련된 論文으로는 아직도 CHF와 Post-CHF에 관련된 것이 壓倒的이어서 이 현상이 原電設計에 미치는 重要性을 말해준다. 가장 많은 論文이 集中된 分野는 原電서의 過渡現象解析 또는 安全解析에 관련된 것으로 이 分野의 높은 關心度를 나타낸다.

이 中 最適計算의 檢證에 관련된 것이 많으며 最適코드에 관한 論文中에는 RELAP5 / MOD2의 評價에 대한 것이 大部分을 차지해 이 코드의 比重이 큰을 보여 준다. 一般추세에 비추어 보아 severe accident의 熱水力에 관한 論文數가 비교적 적은데

이것은 상당수의 論文이 이미 發表되었기 때문으로 보여 진다.

A 1. Single and Two-Phase Hydrodynamics (Session 13 및 20)

이 主題에 대해서는 17編의 論文이 發表되었다. 日本 Kyoto大學의 Serizawa 교수는 bubbly two-phase 流動中の turbulence reduction 現象에 대하여 實驗的研究를 하여 이를 論理的 解析을 통하여 說明하고 있다. 日本 PNC의 Ninokata氏는 basic two-fluid model을 사용하여 pin bundle에서의 sodium boiling에 의한 二相流動實驗을 解析하고 있다. 같은 PNC의 Sugawara氏는 three-fluid model을 사용하여 droplet deposition과 entrainment 實驗한 것을 numerical simulation과 比較하고 있다. 韓國科學技術大學의 양교수는 蒸氣發生器 tube rupture時의 liquid carryover에 대한 論文으로 모형실험을 통하여 droplet entrainment에 따른 liquid carryover의 測定이

발표되었다. 日本 東京工大의 Inoue教授는 heated particle bed內서의 two-fluid flow에 대한 實驗的研究結果와 理論의 解析을 발표하였고 대전기계장의 이태호박사는 높은 Reynolds數 流動中の droplet vaporization에 미치는 表面運動의 영향에 대한 理論的 計算結果를 제시하였다. KAERI의 심윤섭박사는 PWR 燃料束에서의 壓力降下에 대한 實測値와 計算値의 비교를 보여 주었고 KAIST의 田文憲教授는 水平의 air-water 流動에 있어서 sudden contraction 部分의 entrance shape의 영향을 實驗的으로 측정하고 기존의 解析모델과 비교하고 있다. 또한 田教授는 다른 論文에서 二相流動시 壓力降下計算에 있어서 새로운 補正方法을 發表하고 있다.

美國 RPI의 Lahey 教授는 多次元 二相流動을 解析하는데 적용되는 相保存方程式의 closure를 위한 界面傳達法則을 보다 적절한 方法으로 記述함으로서 多次元 二流體模型이 相分確 및 側面 相分布現象들을 잘 예측할 수 있음을 보여 주는 review paper를 發表하고 있다. 같은 RPI의 Podowski教授는 review paper를 통해 線型 및 非線形 模型들에 대한 沸騰채널 및 loop들에서의 安全性 解析方法들을 論議하였다. 日本 JAERI의 Hirano氏는 몇개의 샘플 計算을 통하여 void波 傳播과 관련된 一次元 二流體模型을 사용한 解析에서의 數值的 問題點들을 제시하였다. 美國 NRC의 최운태 박사는 PWR의 爐心 및 下部 plenum으로 부터의 蒸氣流動이 있을때와 없을때에 非常爐心冷却材의 penetration 時間 計算모델을 개발하고 이를 LOFT등 실험 data와 비교하였다. 日本 Tsukuba 大學의 Ansari교수는 二相流動解析 코드인 MINCS를 사용하여 空氣와 물의 二相流動을 數值的으로 해석한 결과를 발표하였으며 英國 CERL의 Gardner氏의 論文을 Coney氏가 대신 발표한 내용은 Sizewell B PWR를 $1/9$ 로 縮小한 模型 장치에서의 小型破斷 LOCA 實驗을 소개한 것이다. 日本 Himeji 工大의 Murai 教授는 chugging에 따른 壓力振動을 연구하기 위한 模型實驗結果를 發表하고 캐나다 McMaster大學의 Rummens교수는 37棒의 燃料束內에서의 二相流動領域 遷移 과정에 대한 實驗的 結果를 발표하였다.

A 2. Fundamentals of Heat Transfer (Session 1, 8 및 11)

이 주제에 대해서는 3 session에 걸쳐 20編이 發表될 豫定이었으나 2編이 不參하여 18編이 발표되었다. 캐나다 Ottawa 大學의 李 英教授는 非對稱의

熱的 境界條件에서 單相의 內部 流動 및 外部 流動, pool 核沸騰 및 pool 膜沸騰에서 나타나는 conjugated heat transfer문제를 流動의 非對稱性을 나타내는 두가지 無次元變數를 導入하여 解析하고 있다. 스위스의 Yadigaroglu 教授는 post-CHF 熱傳達양식과 rewetting 現象에 관한 機構해석 모델을 소개하고 LWR의 安全해석에 사용되는 大型熱水力 코드에서의 모델과 비교하고 있다. 日本 Hokkaido 大學의 Sugiyama 教授는 LMFBR의 設計와 관련하여 水平으로 놓여진 튜브束을 sodium이 흐를때 나타나는 熱傳達特性을 數值的으로 해석하고 있다. KAIST의 장순홍 교수는 upstream 및 local effect를 고려한 transient CHF map를 제시하고 이를 기준으로 하여 豫測方法을 개발하고 있다. 캐나다 CRNL의 Groeneveld 박사는 CHF 예측법에 있어 기존방법보다 許容限度가 넓고 또한 간단한 geometry의 값을 이용하여 단지 correction factor를 사용함으로써 쉽게 복잡한 bundle의 값을 예측할 수 있는 方法을 제시하고 있다. 日本 Nippon Atomic Industry Group의 Mitsutake氏는 模擬 BWR 8X8 fuel assembly를 사용하여 critical power 實驗을 하고 그 結果를 COBRA-A/BWR 코드에 의한 計算結果와 比較하고 있다. 自由中國 INER의 Lee氏는 INER에서의 high-quality와 subchannel boiling의 경우의 CHF 研究現況이 소개되었고, 日本 PNC의 Sakai氏는 日本에서 개발된 Advanced Thermal Reactor에 사용되는 실제 크기의 燃料束을 써서 downward flow의 경우의 dryout power를 측정하고 이를 既存의 實驗式과 비교하고 있다. 美國 ANF의 Macduff박사는 BWR의 thermal margin 分析에 필요한 여러 實驗 data를 하나의 correlation으로 연관시키는 效果의 절차를 발표하였고, 日本 東京工大의 Inoue 教授는 high conversion LWR에 적용되는 spiral wire spacer가 있는 경우와 없는 경우의 narrow annular channel에서의 沸騰熱傳達, CHF, 壓力降下등을 측정하여 實驗式을 얻고 있다.

日本 Kyoto大學의 Sakurai 教授는 큰 無次元直徑을 갖는 水平板에서의 液體窒素에 대한 pool에서의 飽和 및 subcooled 膜沸騰 熱傳達에 관한 實驗結果를 발표하였다. 陸士의 尹 鎭석박사는 subcooled water column이 팽창하는 蒸氣에 의해 위쪽으로 加速될 때 Rayleigh-Taylor 不安定性에 의한 entrainment의 測定內容을 발표하였고, 日本 東京電力 Anegawa 氏는 현재의 BWR에서 잠재적인 運轉餘裕度를 利用

할 목적으로 넓은 BWR 運轉條件에서 rewetting 現象에 대한 實驗의 연구결과를 발표하였다. 東京電力의 Muto氏는 BWR의 再循環펌프 trip사고를 모의하기 위해 4×4 燃料棒束에서의 急激한 流動 coastdown 過渡現象에 대한 實驗을 소개하고, 또 그는 다음 發表에서 BWR의 實際運轉狀態와 같은 出力, 壓力 그리고 流動狀態에서 變化가 있을때 rewetting 現象을 해석하고 있다. 일본 Hiroshima大學의 Kikuchi 교수는 PWR에서의 LOCA時 非常冷却水を 注入할 때 沸騰이 일어날 수 있는 最低限界를 實驗的으로 얻고 있다. 英國 National Nuclear Co.의 Trow氏는 PWR에서 LOCA時 rewetting으로 봉쇄된 subchannel에서의 물방울의 움직임의 영향을 찾는 電算코드의 개발을 발표하였고, KAERI의 이종근氏는 물속에서 水平板들을 垂直配列하였을 때의 自然對流現象에 관한 實驗의 연구결과를 발표하였다.

A 3. Mathematical and Computation Methods (Session 14 및 21)

여기서는 2개의 Session에 걸쳐 11編의 論文이 發表되었다. 캐나다 AECL의 Carver氏등은 drift-flux 모델을 사용하여 重力의 영향이 存在하는 水平核燃料束에서의 流體特性을 해석할 수 있는 熱水力코드 ASSERT에 대한 內容을 발표하고, 미국 CE社의 심박사는 完全히 發達한 單相亂流流動에서의 二次的 流動現象을 解析할 수 있는 三次元 電算코드 FEMOTH의 數學的 모델 및 계산 特性을 발표하였다. KAERI의 임인철氏 등은 fin이 붙은 研究爐用 燃料體의 熱傳導現象을 解析하기 위해 有限差分法에 基本을 둔 電算코드 TEMP2D의 妥當性을 論하였으며, 프랑스 EDF의 Cog氏등은 原子爐心, 蒸氣發生器등과 같은 管다발에서 核沸騰 離脫, 腐蝕 또는 振動등을 방지하기 위해 流動特性을 解析할 三次元 電算코드 THYC의 內容을 소개하고 있다. KAIST의 이궁진氏는 複雜한 構造에서 自然對流와 強制對流가 複合된 流動문제를 finite element法과 body fit法을 사용하여 數值的으로 比較해석하여 finite element法이 精密함을 밝히고 있다.

美國 EG&G의 Ransom박사는 multiphase fluid dynamics에 있어서 discrete modeling에 대해 그가 오래동안 개발해 온 安全解析코드의 經驗에 바탕을 두어 綜合的으로 論하였다. 自由中國 INER의 Liao 박사 대신 그의 同僚인 Kao박사는 原電에서 급작스런 流動喪失이 생길때 voiding rate의 豫測에 대한 해석적 연구결과를 발표하였다. 캐나다 AECL의

Richards氏는 假想的 LOCA 또는 運轉中 過渡現象을 解析할 수 있는 best-estimated 熱水力코드인 CAT HENA 에 대해 論議하였고, 日本 PNC의 Mochizuki박사는 補助冷却系統이 연결된 一次冷却系統에서 過渡現象을 해석하기 위해 flow distribution function이라는 새로운 數值解析法의 도입을 발표하였다. 서울大學의 S.C.Lee氏는 1-D H-E모델에 기초를 두고 개발한 熱水力코드인 SACSNU의 構成과 計算例를 발표하였고, KAIST의 노희천교수는 古里1號機(2-loop, PWR)를 대상으로 퍼스날 컴퓨터를 利用한 real-time simulator 코드인 FISA-2/PC를 발표하고 실제 古里1號機에서의 事故 data와 比較 검증하고 있다.

A 4. Thermal Hydraulics of Advanced Reactors (Session 22 및 29)

이 主題에서는 12編의 論文이 제출되었으나 1編이 不參하여 11編이 發表되었다.먼저 日本 JAERI의 Sobajima 氏는 高轉換率의 輕水爐등에 사용되는 tightpitch 核燃料 集合體에 대하여 含有에너지, 冷却水 流量, 溫度등을 變數로 하여 核燃料 破損限界 實驗結果를 발표하였다. 美國 Argonne 研究所의 신용우박사는 液體金屬을 冷却材로 사용하는 原子爐에서 自然對流로 熱除去하는 安全設備能力을 COMMIX코드를 써서 熱水力學的 解析을 하였는데 특히 輻射熱傳達이 重要性을 계산으로 立證하고 있다. KAERI이 노태선氏는 原子爐心の 熱水力解析에서 porous body 解析法의 電算코드인 THERMIT를 사용하여 wire spacer를 가진 核燃料 集合體에 대해 計算을 하고 이를 實驗値와 比較하고 있다. 캐나다 AECL의 shim 박사는 AECL서 開發한 MAPLE 原子爐內의 流速分布를 MAPL3D 코드로 計算하고 自然循環에 의한 熱除去能力을 SPORT-S-M 코드로 解析한 內容을 발표하였고, 같은 AECL의 Dimmick氏는 SLOWPOKE 原子爐內 熱水力特性을 조사하기 위해 縮小模型에 의한 實驗과 各種 電算코드에 의한 計算과의 比較를 발표하였다. 스웨덴 ABB Atom의 Babala氏는 SECURE 原子爐의 熱水力學的 安全性 立證을 위한 ATLE Test Loop 實驗과 이 實驗値를 RIGEL 電算코드와 比較검토한 內容을 발표하였다.

美國 MIT의 Golay 教授대신 Kazimi教授는 原子爐 格納容器的 基本目的, 즉 外部에서의 事故時 内部保護를 위한 格納容器的 健全性, 爐心熔融事故時 放射性 物質放出防止를 달성하기 위한 熱水力現象에

대한 研究動向의 發表가 있었다. 美國 Brookhaven 研究所의 Kroeger 박사는 미국 DOE지원아래 개발 중인 Advanced HTGR에서의 冷却材喪失事故 및 爐心過渡現象 등에 대한 安全性評價를 발표하고 있다. JAERI의 Ishida氏는 原子力船 Mutsu의 原子爐에 대하여 heaving이나 rolling과 같은 배의 運動에서 일어나는 熱水力學的 過渡現象을 RETRAN-O2 / MOD 2-GRAV 코드를 써서 解析한 내용을 발표하였다. Westinghouse의 Kemper氏는 AP 600PWR의 10CFR 50.46에 따른 LOCA 解析結果를 발표하였는데 BASH평가 모델로 解析한 결과는 peaking factor가 2.4이고 C_p 가 0.4 및 0.6일때 DECLG破斷時 peak clad temperature가 각각 1061K 및 1018K로 나타났다고 말하고 있다. 캐나다 Whiteshell 研究所의 McGee氏는 CANDU 原子爐에서 熱水學的 安全性을 더욱 높인 CANFLO라는 새로운 一次系設計概念을 소개하였다.

A 5. Plant Transients, Accidents Analysis and Testing(Session 2, 12, 19 및26)

本學術會議서 가장 論文이 많이 제출된 主題로서 제출 論文 35編中 33編이 發表되었다. 먼저 自由中國 Tsing-Hua大學의 Pei教授는 定格出力으로 운전중의 대만의 Maanshan2號機에 터빈트립이 發生하였을 때의 사고를 RELAP5 / MOD2와 RETRAN-O2 / MOD2를 써서 模擬計算하여 이들 전산코드 能力을 평가한 내용을 발표하였다. INER의 Wang氏는 대만의 Chinshan BWR2에서의 稼動試驗결과를 사용하여 RETRAN-O2 / MOD3 코드모형을 평가한 내용을 발표하였으며, 臺灣電力의 Yuann氏는 대만의 Kuosheng BWR-6에서의 外部電源喪失事故와 터빈트립事故가 同時에 일어났을 대의 安全解析을 RETRAN-O2와 COBRA III-C코드를 써서 수행한 내용을 발표하였다. INER의 Yi-Bin Chen박사는 대만의 Kuosheng BWR-6에서의 主蒸氣管隔離 밸브의 急速閉鎖에 따른 水位變化를 RELAP5 / MOD2로 모의 계산하고 이를 試驗結果와 比較하고 있다. 이태리 CEC-JRC의 Addabbo氏 대신 Avitabile氏는 LOBI-MOD2 試驗시설을 이용하여 蒸氣管破斷事故를 모의하여 主로 蒸氣發生器內 carry-over現象을 究明한 試驗結果를 發表하였다. 서울大學의 Y.S.Lee氏는 RELAP5 / MOD2를 사용하여 古里1號機에서의 station blackout 事故를 모의 계산하여 實際와 比較하였고, KAERI의 석수동박사는 severe accident sequence analysis의 견지에서 古里1號機에서의

station blackout 事故를 RELAP5 / MOD2 및 SCD-AP / MOD1 코드를 써서 解析하고 있다. INER의 Wang박사는 RETRAN O2 / MOD3의 檢證작업의 일환으로 대만의 Maanshan2號機의 시운전시험을 모의 계산한 결과를 발표하였다.

西獨 GRS의 Wolfert氏 등은 過渡現象 및 LOCA 解析용 系統解析토드인 ATHLET의 開發現況, 코드의 應用範圍 및 정밀도 등에 대하여 발표하였다. JAERI의 Tasaka氏는 小型破斷 LOCA解析에서 冷却材喪失을 야기하는 破斷部位의 位置에 따른 喪失流量 및 flow quality에 대한 민감도 解析을 TRAC-PF1 / MOD1 코드를 이용하여 수행한 내용을 발표하였고, 美國 C-E社의 Cleary氏는 한국의 영광 3,4號機에 대한 小型破斷 LOCA 解析結果를 발표하였다. 英國 CEBG의 Coney氏는 大型 및 小型判斷 LOCA에 대한 試驗資料를 이용하여 TRAC-PF1 / MOD1, RELAP5 / MOD2, WCOBRA-TRAC 및 NOTRUMP등 코드의 正確性을 비교검토했었다. INER의 Liang氏 등은 대만의 Kuosheng BWR-6의 再循環펌프 吸收板에서의 小型 LOCA에 따른 系統舉動을 RELAP5 / MOD2 코드를 써서 解析한 결과를 발표하였고, KAERI의 최한림氏 등은 小型破斷 LOCA時 破斷크기에 따른 高壓安全注入流量의 核燃料 peak clad temperature에 미치는 영향을 RELAP5 / MOD2코드를 써서 계산한 결과를 제시하였다. 또 KAERI의 J.H.Choi氏 등은 小型破斷 LOCA時 爐心內平均채널과 高溫채널에서 cross flow에 따른 爐心流量分布를 RELAP5 / MOD2 코드를 써서 계산하여 熱水力學的 舉動을 評價하고 있으며, 西獨 Siemens의 Frei氏 등은 2-loop PWR에서의 小型破斷 LOCA 解析을 RELAP5 / MOD2 코드를 써서 얻은 결과를 발표하고 있다.

日本 JAERI의 Murao 박사는 2D / 3D project의 일환으로 日本의 CCTF 및 SCTF施設을 사용하여 LOCA時 reflooding과정에서 PWR 爐心內의 熱水力學的 舉動을 試驗한 內容을 발표하고 冷却效果가 豫想値보다 優勢했음을 示唆하였다. 西獨 Siemens의 Weiss氏 등은 1:1 規模의 UPTF 施設에서 PWR의 LOCA를 모의하여 blowdown, refill 및 reflood 과정 중의 熱水力學的 現象의 조사결과를 발표하였고, 또 Siemens의 Bland 박사 등은 PKL施設에서의 PWR 大型破斷 LOCA에 대한 새 試驗系列인 PKL III의 概要를 소개하고 있다. 特히 二相自然循環의 特性이 소개되었다. 캐나다 Whiteshell 研究所의

Ingham氏등은 CANDU 原子爐의 LOCA 試驗施設인 RD-14 施設을 소개하고 blowdown과 安全注入과정에서의 試驗結果를 발표하였으며, KAERI의 정장환氏는 Whiteshell 研究所의 R-12 試驗施設에서의 blowdown 시험결과를 CATHENA코드를 써서 비교 평가하고 있다. 自由中國 INER의 Horng氏등은 低壓에서 加熱된 垂直管에서 流出되는 二相流動의 void fraction, 壓力 및 溫度의 測定值를 RELAP5 / MOD2에 의한 계산과 비교하였고, Finland의 Vuorio氏등은 loop seal에서의 相分離實驗結果를 RELAP5 / MOD2와 SMABRE코드에 의한 계산결과와 비교하여 相當한 差異가 있음을 示唆하였고, 英國 UKAEA의 Ardron氏등은 水平 成層流動과 逆流 flooding의 個別試驗結果를 써서 RELAP5 / MOD2코드의 評價를 한 내용을 발표하고 있다.

美國 MPR Assoc.의 Estrada氏는 여러가지 upset, 特히 蒸氣需要와 主給水에서의 upset가 PWR의 反應에 미치는 민감도를 分析하여 OTSG를 갖는 PWR와 Recirculation SG를 갖는 PWR 間에는 固有의 차이가 있음을 발표하였다. 美國 GE의 Dix박사는 BWR LOCA 解析코드로부터 얻어진 重要한 結果와 이 기술은 BWR 過渡現象解析에 擴張하여 얻어진 結果들을 발표하고 있다. Westinghouse의 Cadek氏등은 設計 및 licensed margin이 PWR 性能에 미치는 影響과 이들 margin이 PWR 性能을 增進시키는데 어떻게 사용될 수 있는가에 대하여 論하였다. 美國 INEL의 Duffey 박사는 系統解析은 定常制御에서 苛酷事故까지 模擬할 수 있게 되었다고 전제하고 앞으로의 安全餘裕 및 事故管理戰略의 向上을 위해 自動裝置, procedural action 및 人間因子등 重要因子를 包含한 過渡現象의 最適評價方法에 대하여 論하였다. 美國 CE社의 Bajumpaa氏등은 CE社의 2825 MW version에 대한 LOCA 및 non-LOCA 解析結果를 3817 MW version과 比較하여 安全餘裕가 增加되고 있음을 示唆하였다. 美國 TU電力의 Husain氏등은 미국 TU電力에서 사용하고 있는 原電 熱水力解析方法을 소개하였으며, 프랑스 EdF의 Miraucourt氏등은 EdF에서의 原電에 대한 非常運轉節次 및 運轉員訓練의 改善을 위해 CATHARE 코드개발, BETHSY 계획서의 實驗, 및 새 simulator SIPA의 개발등 努力에 대하여 발표하였다. KAERI의 백현종氏등은 原電의 熱設計에서 Monte-Carlo法을 適用한 結果 System Moment法에 比해 熱的餘裕가 增加하였음을 보여 주었고, Westinghouse의 Ray氏등은

Revised Thermal Desing Procedure를 소개하였는데 이것은 Improved Thermal Desing Procedure에 DNB 관계식의 不確實性을 포함시켜 一部保守性을 제거한 것으로 DNBR에 있어서 약 8%의 追加 margin을 가져다 주었다고 하였다.

A 6. Severe Accidents and Degraded Core Thermal Hydraulics(Session 25)

이 주제에 대하여 9編의 論文이 發表되었다. 美國 EPRI의 Sehgal 박사는 原子爐容器內의 主要 熱水力現象을 爐心加熱段階, 爐心熔融 및 下降段階 및 原子爐容器 下端部の 破損등 3段階로 區分하고 各段階에서의 主要現象에 관한 實驗 data 및 解析모형을 論하였다. MIT의 Kazimi교수는 原電 格納容器的 破損을 招來할 수 있는 熱水力負荷現象中 core-concrete interaction과 BWR Mark-I의 steel liner의 熔融破損問題에 대한 最近 研究動向을 소개하였다. 미국 UC Santa Barbara의 Theofanous교수는 不確實한 苛酷事故現象에 대한 專門家意見을 educated guess, engineering judgement 및 uncertainty analysis로 區分하고 risk 評價를 위해서는 educated guess는 不適合하며 最小限 engineering judgment가 이루어져야 한다고 하였다. UCLA의 Kastenber교수는 最近 그 自身이 委員長으로 活躍한 NUREG-1150研究의 peer review panel의 主要結果를 要約하고 risk 評價上 重要한 苛酷事故現象의 不確實分野의 處理方法 및 影響을 설명하였다. EPRI의 Sehgal박사는 ANL의 Domanus 및 Sha를 대신하여 Westinghouse, 3loop plant에서의 電源喪失事故시 自然循環效果를 COMMIX 코드를 써서 解析한 結果를 발표하였으며, 미국 JAYCOR의 Chan氏는 苛酷事故時 原子爐容器內에서의 自然循環現象과 debris bed quenching에 대한 二次元 解析을 MIRTH코드를 써서 수행한 結果를 발표하였다. KAERI의 박춘경氏는 苛酷事故解析코드인 SCDAP의 改善, 檢證을 위해 FLHT-4 實驗결과와 比較하여 계산한 結果를 발표하였으며, KAERI의 조성원 박사등은 STCP(Source Term Code Package)를 사용하여 古里1號機의 電源喪失事故 및 RCP seal 냉각수상실사고를 모의 계산한 結果를 발표하였다.

A 7. Steam Generator Thermal Hydraulics (Session 3)

여기서는 9編의 論文이 발표되었다. 프랑스 EdF의 Cog박사는 蒸氣發生器內의 instability thresholds, oscillation, hysteresis 效果등에 대한 MERCEDES

實驗結果를 equilibrated homogeneous 모델을 사용한 SICLE 코드에 의한 計算과의 比較를 발표하였다. 프랑스 FRAMATOME의 Pascal氏 등은 蒸氣發生器의 二次側의 熱水力學의 特性, 특히 downcomer 및 tube sheet의 溫度變化를 얻기 위해 수행된 ADABIO 實驗에서 얻은 主要內容을 발표하였다. KAIST의 J.Y. Lee氏는 蒸氣發生器의 water level algorithm을 實驗하기 위하여 全體의 動的 特性을 만족할 수 있는 scaling 方法을 研究하고 또한 縮小模型에 의한 실험결과를 발표하고 있다. 미국 JAYCOR의 Masiello氏 등은 ATHOS3 三次元 二相流動의 전산코드를 사용하여 CE社 Model 67 蒸氣發生器 二次側流動을 定常狀態에서 解析한 결과를 발표하였다. 美國 Science Application Int'l Co의 Munis氏 등은 OTSG에서 counter current flow flooding 現象에 관한, 특히 subcooled auxiliary feedwater의 擴散, tube wetting의 特性 및 water droplet emtrainment에 대한 實驗結果를 발표하였다. KAIST의 이재영氏는 U-tube 蒸氣發生器內에서 腐蝕에 영향을 주는 冷却水의 pH分佈를 계산하기 위해 two-fluid formation을 사용하여 volatile species의 分佈에 對流傳達이 미치는 영향을 分析하고 있다. 美國 Texas A&M 大學의 Hassan교수는 RELAP5 / MOD2 코드를 사용하여 Westinghouse의 Model E 蒸氣發生器에서의 給水喪失등의 경우에 대하여 解析하여 RETRAN-02에 의한 計算과 比較하고 있다. 프랑스 CEA의 Campan氏는 Advanced 蒸氣發生器 解析코드의 開發을 위해 現在 프랑스에서 실시하고 있는 CLOTAIRE 實驗계획에 대하여 소개하였다. 끝으로 Texas A&M 大學의 Blanchat교수는 RELAP5 / MOD2 코드를 사용하여 OTSG의 熱水力解析을 하여 熱傳達向上案을 제시하고 있다.

A 8. Containment Analysis and Experiment (Session 32)

이 주제에서는 제출논문 8編中 6編이 발표되었다. 美國 Michigan 大學의 Kerr교수는 TMI事故以後 熔融核燃料의 原子爐容器로부터의 漏出이 일어나는 苛酷事故를 原電設計에 고려하여야 할 것이라고 하면서 이에 대한 研究開發이 더욱 集中되어야 한다고 力說하였다. 美國 Stone & Webster의 Metcalf氏 등은 TMI-2형태의 苛酷事故에 대하여 既存의 設計基準事故 解析方法을 적용하여 格納건물의 健全性을 解析하였다. 西獨 Battelle 研究所의 Wolf 박사는 一次冷却系統事故時 格納건물의 健全性檢討 및

解析모델 開發을 위하여 現在 西獨서 운영되고 있는 Battelle+Frankfurt Model Containment 및 Heibdamft Reaktor Containment 實驗施設에서의 試驗結果를 評價하였다. 美國 Wisconsin大學의 Corradini교수는 경수로에서 苛酷事故의 進行에 따른 여러가지 物理的 現象, 即 核燃料의 熔融, 漏出에 따른 格納건물내 大氣加熱, 蒸氣爆發, 콘크리트와의 反應, 水素의 燃燒등에 대한 위험요소를 論하였다. 浦項工大의 김무한 교수는 종래의 single volume model 대신 multi-volume model을 써서 Sandia Surtsey 試驗에서의 direct containment heating 문제를 해석한 결과 좋은 결과가 얻어졌다고 보고하였다. 끝으로 KAIST의 田文憲 교수는 LOCA時 格納건물내 壓力 및 溫度上昇을 억제하기 위한 凝縮過程解析에 있어 熱傳達境界면에서 波動境界를 고려하여 非凝縮性氣體의 存在時의 凝縮熱傳達모델을 開發하고 있다.

A 9. Advances in Measurement and Instrumentation (Session 4)

이 주제에 대하여 6編의 논문이 發表되었다. 캐나다 McMaster大學의 Chang교수는 氣液 二相流系統에서 發生되는 liquid level, 時間平均 void率, interfacial area를測定하는 ultrasonic 技術을 소개하였다. 캐나다 Ontario Hydro의 Chan氏는 二相流 質量流速을測定하기 위해 특별히 設計된 5 pitot tube rake 와 multi-detector gamma densitometer를 複合한 장치로 실제 측정한 결과를 발표하였다. Ontario Hydro의 Sion氏는 캐나다 Darlington발전소의 CANDU 原子爐에서 發生하는 tritium을 제거하기 위한 施設의 設計와 機能에 대해 발표하였고, 또 Ontario Hydro의 Kenchington氏는 CANDU 原子爐의 annulus gas system으로 漏洩되는 濕氣에 대한 dew point 反應을 해석하기 위한 dew point 모델의 개발에 대해 발표하였다. 日本 電力中央研究所의 Ushijima氏는 位置에 따라 심한 溫度差가 생길 수 있는 non-isothermal coaxial water jet에서의 溫度 및 流速등을測定하고 이를 coaxial jet의 數值解析과 比較하고 있으며, 美國 Texas A&M 大學의 Hassam 교수는 大部分 單相流에만 적용되어 온 multiparticle imaging 技術이 二相流에도 적용가능함을 보여주고 이를 위해서는 迅速한 single處理 기술 및 specklegram 處理를 위한 computer aided image 分析이 要求된다고 하였다.

A 10. Current Topics : Water Hammer, Natural Circulation and Others(Session 27 및 33)

여기서는 자연循環에 관한것이 9編, waterhammer에 관한것이 5編 합하여 14編의 論文이 발표되었다. 美國 Maryland 大學의 Hsu교수는 小型破斷 LOCA의 模擬實驗에 적합한 장치의 scaling 原理를 비교적 상세하게 論하였다. 美國 Arizona 원자력사업의 Reid氏는 미국 Palo Verde 原子力發電所에서의 外部電源喪失時 自然循環試驗의 結果를 分析하여 발표하고 있다. KAERI의 차중희 박사는 小規模實驗裝置에서 非凝縮性氣體가 自然循環에 미치는 영향을 조사한 結果를 발표하였고, Maryland 大學의 Massoud 교수는 UCMP 2×4 施設에서 定常狀態의 單相流動 自然循環實驗을 수행한 結果를 발표하였다. 캐나다 McMaster 大學의 Girard교수는 LOCA의 후반기 熱傳達과 관련되는 逆流凝縮現象을 Nusselt의 모델을 擴張하고 flooding의 凝縮膜流動을 線型化하여 解析한 結果를 간단한 實驗과 함께 발표하였다. 日本 Kobe 大學의 Fujii 교수는 船舶에 사용되는 PWR의 5가지 冷却循環장치에 대하여 自然循環現象을 實驗의 및 理論의으로 究明하였고, 이태리 Pisa 大學의 D'Auria교수는 西獨의 4-loop Biblis PWR를 모의한 LOBI-MOD2 시험장치를 써서 二相流動 自然循環을 實驗의으로 高찰하였다. 그중 不安定流動現象은 RELAP5 / MOD2 코드에 의한 계산과 비교되었다. KAIST의 이상용박사는 窒素, 물 및 Freon-113에 의한 二相流動에서 발생하는 振動現象을 實驗하고 이를 理論的으로 解析하였고 KAERI의 이보옥박사는 KMRR 원자로에서의 自然循環現象을 RELAP5 / MOD2코드에 의해 解析하고 있다.

美國 GE社의 김흥태박사는 GE서 開發한 流體系統의 water hammer 解析코드를 소개하고 이 코드를 써서 BWR의 高温冷却水注入系統의 펌프 吸入側 check valve에서 經驗한 water hammer 理象을 計算한 結果를 발표하였다. 캐나다 Ontario Hydro의 Pshyk氏는 PTRAN 및 WH-CHV 진산코드를 써서 Pickering A 발전소의 非常冷却材注入회수 系統에 대한 water hammer 現象을 解析하여 이를 改善한 事例를 발표하였다. 美國 Bechtel社의 Safwat氏는 原電에서 系統別, 現象別 및 經驗을 토대로 water hammer 現象의 종합적 診斷法을 제시하고 이를 BWR의 爐心 spray 系統에 적용하여 water hammer 診斷을

위한 expert system의 現實性을 시험한 結果를 발표하였다. 美國 Southern California Edison Co.의 Chong Chiu 박사는 原電의 系統에 被害를 줄 수 있는 二相流를 동반한 water hammer 現象을 check valve를 갖는 系統의 급격한 조작에 의한것, water slug의 加速으로 인한 것, 및 凝縮에 의한 것으로 分類하여 이들의 原因과 對策을 제시하였다.

B. 原子力發電所 運轉分野

이 分野에서는 一般論文 94編과 招請論文 24編이 發表되었다. 이 分野에서는 蒸氣發生器 運轉 및 保守에 대한 主題가 22編, 發電所 運轉經驗에 대한 主題가 17編으로서 이들 主題가 原電運轉에 큰 比重을 차지함을 알 수 있다. 이와 關聯하여 運轉에서 야기되는 문제의 해결을 위한 尖端技術, 또는 技法에 관한 論文이 12編, 運轉中 發電所에서의 重大事故 및 그에 의한 危險測定과 設計 및 運轉條件의 最適化에 관한 論文이 13編 發表되었다. 그 밖의 負荷追從戰略, 發電所 停止減少, 爐心管理, 시뮬레이터 및 運轉要員訓練등 主題에 대하여도 많은 論文이 發表, 討議되었다.

B 1. Load Follow Strategies(Session 9)

이 主題에 대하여 6編의 論文이 發表되었다. 먼저 日本 Hokkaido大學의 Tsuji교수는 PWR의 日間負荷追從을 수행하기 위하여 여러가지 可能한 運轉制御方式을 分析할 수 있도록 개발된 電算코드의 內容을 발표하고 이것으로 急速한 出力過渡現象도 다룰 수 있다고 하였다. 日本 Mitsubishi社의 Hakata氏는 PWR의 負荷追從能力을 增進시키려는 努力의 一環으로 主로 冷却材溫度를 出力과 時間에 따라 變化시킴으로서 最適反應度 調節方法을 얻은 內容을 발표하였다. KAERI의 하영준氏는 한국의 영광 3,4號機 原子爐系統에서 改善된 負荷追從能力의 設計를 論하였고, 月城原子力發電所의 박종원氏는 CANDU 原子爐의 周波數制御能力이 優秀함을 두가지, 即 normal mode 운전 및 alternate mode운전의 負荷追從운정을 통해 立證하고 있다. 캐나다 AECL의 Keil氏는 CANDU 原子力發電所의 負荷追從 運轉特性을 一般的으로 論하고, 프랑스 FRAMATOME의 Bruyere氏는 既存의 原子力發電所의 效率를 增進시키는 方法으로 設計餘裕度를 다시 계산하거나 爐心保護系統과 監視系統 또는 制御系統의 設計를 修正補完하는 方法을 論하였다.

B 2. Scram Reduction(Session 15)

여기서는 8編의 論文이 발표되었다. 美國 INPO의 Weise氏는 미국에서의 scram 減少에 대한 努力이 어떠한 方向에서 시작되어 그 間 수행해온 措置들이 어떠한 것인가를 소개하고 이 努力의 結果 單位號機當 scram數는 1985年의 4.3에서 1987년에는 2.7로 減少되었다고 하였다. 프랑스 EdF의 Pitner氏는 프랑스의 900MW級 PWR들의 1978년부터 1987년까지의 scram data를 통하여 그 主要原因을 分析하고 그 改善을 위한 系統의 變更內容과 成果를 발표하였다. 自由中國 Tsing-Hua 大學의 Yu 교수는 RETRAN-02코드를 써서 best estimate transient analysis를 하여 蒸氣發生器 level과 터빈 trip에 대한 trip setpoint를 변경하여 scram을 減少시키는 可能性을 論하였고, 캐나다 AECL의 Popovic氏는 600MW級 CANDU 原子爐에서 Programmable digital comparator를 사용한 digital computerized trip에 의해 지난 5年間 현저한 scram 減少를 가져 왔다고 발표하였다. 美國 CE社의 Simoni氏는 CE社의 scram 減少를 위한 設計인 reactor power cutback system과 extended range feedwater control system을 소개하고 그 實績을 Palo Verde 發電所의 data를 통해 立證하고 있다. FRAMATOME의 Bruyere氏는 原電의 unavailability의 主要原因인 spurious reactor trip과 spurious safety injection을 줄이기 위한 5가지 改善方案을 제시하였다. 西獨 Siemens의 Huempfer氏는 BWR를 대상으로 한 scram 減少 계획을 소개하고 그 간의 scram data를 토대로한 解析과 設計검토를 통하여 critical system을 밝히고 그 改善方案을 論하였다. 美國 Southern California Edison Co.의 Chong Chiu박사는 原電에서의 scram의 상당한 겨우가 人間誤謬와 機器故障에 起因된다고 지적하고 이들에 대한 改善方案을 論하였다.

B 3. Radioactive Waste Management(Session 5)

이 주제에 대하여 7編의 論文이 發表되었다. 日本 JAERI의 Ishikawa박사는 BWR 實證爐인 JPDR의 廢爐計劃을 說明하고 이를 위한 技術開發로서 dismantling을 위한 遠隔操縱에 의한 破碎器具의 開發에 重點을 두고 있음을 말하였다. 프랑스 CEA의 Cregut氏는 1976년부터 프랑스가 계획해 온 短期 및 長期 廢爐戰略을 관련 機關의 業務分擔과 함께 說明하였다. 캐나다 AECL의 Liederman氏는 廢爐經費算定에 관하여 幅넓게 說明하고 關聯因子 및 變數

들의 多樣性을 論한 다음 方法論에 있어 4가지 類型의 經費 그룹을 定義하고 單位經費因子를 도입한 AECL-DECOM 전산코드의 開發을 說明하였다. 西獨 Siemens의 Riess 박사들은 Siemens-KWU에서 개발한 除染方法中 化學酸化還元에 의한 方法과 電氣化學의 方法인 ELPO에 대하여 說明하였다. 美國 ORNL의 박신행 박사는 3%까지 濃縮된 우라늄을 輸送할 때 假想事故時 일어나는 火災에 의한 overpack의 安全設計에 대해 發表하였다. AECL의 Liederman氏는 乾式方法의 하나로써 콘크리트통을 사용한 使用後 核燃料 貯藏의 商業的 應用에 대하여 발표하고, 마지막으로 Westinghouse의 Doncals氏는 高準位放射性廢棄物을 元素變換法에 의해 放射性 actinide 廢棄物을 감소 및 除去시키는 方案을 제시하였는데 이 方法에 의하면 40機의경수로부터 나온 高準位廢棄物을 1機의 高速爐에서 태울 수 있다고 하였다.

B 4. Plant Operation, Retrofitting and Maintenance Experience(Session 16 및 23)

이 주제에 대하여 14編의 論文이 발표되었다. 臺灣電力의 Cheng氏는 대만의 Maanshan 原電에서의 經驗資料를 土台로 冷却水系統의 熱交換器 振動과 그에 따른 安全性에 관련되는 熱交換器에 적용되는 log decrement value를 제시하였고, 같은 臺灣電力의 Lin氏는 原電의 冷却水 供給系統의 流體 過渡現象을 分析하고 適正 補正值를 算出함으로써 流體流動 相關문제의 해소는 물론 熱交換器 出口流速減少로 밸브의 부식, pump에서의 진동등이 해소되었다고 하였다. FRAMATOME의 Callot氏는 프랑스의 原電 보수를 위해 지난 10年間 robot장치를 개발하고 運轉自動化裝置와 그 운영을 위해 人工知能의 中樞가 되는 expert system과 人間活動을 結合시키는 方案등을 例示하여 原子爐 運轉의 最適化方法을 제시하였고, 같은 FRAMATOME의 Donald氏는 프랑스의 PWR를 中心으로 安全性向上을 위해 補助給水系統과 過壓防止系統의 改善을 하고 또 稼動率向上을 위해 蒸氣發生器 水位制御系統의 改良等內容을 발표하고 있다. 캐나다 Ontario Hydro의 Talbot氏는 Pickering 발전소에서의 壓力管交替作業과 그 후의 試運轉 및 100% 出力까지의 過程을 소개하였다. 미국 CE社의 Chari氏등은 CE가 開發한 稼動率向上 및 時間短縮을 위한 初期 및 再裝璜試驗計劃을 發表하였다. KOPEC의 김재근氏는 原電 稼動率 算定의 主要因子인 LP터빈 回轉子의 信賴性

向上을 위한 設計改善에 대하여 CE社와 Westing-house 社의 設計修正動向을 검토하고 또한 이의 故障減少案을 제시하고 있다.

美國 Sulzer Bingham Pumps의 Morton氏등은 原子爐冷却材펌프의 shaft seal의 設計缺陷으로 인한 過多한 冷却水 漏出의 解決方法을 經驗을 토대로 體系的으로 상세히 說明하였다. CE社의 Hung氏등은 digital computer를 사용한 原子爐心保護系統에서 software 修正에 의해 그 機能을 變化시킬 수 있음을 CE가 經驗한 variable overpower trip 機能등으로 例示하였다. 또한 CE社의 Nazareth氏등은 原子爐保護系統을 토대로 한 digital computer 사용에서 再裝填週期를 위한 始運轉시험의 時間短縮을 위하여 CEFast코드를 사용한 Fast Power Ascension Program에 대하여 발표하였다. 캐나다 AECL의 Fournier氏는 原電에서 scram을 감소시키고 信賴性을 높이기 위해 BWR에서 給水制御, 그리고 CANDU爐에서 保護系統에 digital computer retrofit시킨 實例를 들고 있다. Ontario Hydro의 Hink氏는 Pickering 발전소에서 ion chamber와 N-16 測定信號를 結合하여 高出力에서 原子爐停止를 시키는 高中性子停止系統에 대하여 說明하였다. CE社의 McGarry氏는 Salem原子力發電所에서 既存의 RTD bypass 系統을 除去하고 새로 設計, 設置하여 좋은 結果를 얻었음을 보고하고 있다. 韓國電力의 강양구氏는 國內 原電에서의 一次 및 二次系統 冷却水の 陽이온 및 陰이온의 濃度分析에 사용되는 Graphite Furnace와 Ion Chromatograph의 應用에 대하여 발표하였다.

B 5. Plant Diagnostics and Monitoring(Session 6)

이 주제에 대하여 10編의 論文이 發表되었다. 미국 Advanced Energy Tech의 강창무박사는 한국에서 Incident Response Data Link Sytem의 개발을 통해 原子力發電所와 大田에 있는 Incident Operation Center와의 資料相互交換이 될 수 있음을 說明하고 그 構造와 利點들을 제시하였다. AECL의 Burjorjee氏등은 PWR에서 요구되고 있는 Anticipated Transient Without Scram Mitigation System Actuation Circuitry(AMSAC)를 運轉中の 原子爐에 設置하여 좋은 結果를 얻고 있음을 발표하였다. CE의 Stofko氏등은 plant monitoring 장치로서 CE에서 開發한 computer를 사용한 Critical Function Monitor System(CFMS)에 대하여 說明하였다. KAERI의 유성식氏는 原電運轉員의 能力向上을 위해 CE와 共同開發한

Advanced Data Acquisition Recording System(DARS)의 概要에 대하여 發表하고, 미국 MOVATS의 Charbonneau氏는 發電所에서 多數를 차지하고 있는 motor operated valve와 check valve의 效率의 點檢方法인 non-intrusive testing 方法을 소개하였다. 臺灣電力의 Yuann氏등은 현재 Maanshan 發電所에서의 運用되고 있는 電算機와 연계된 診斷系統에 대하여 說明하였고, 西獨 Siemens의 Kastner氏등은 오늘날 原電뿐만 아니라 모든 工學分野에서 큰 문제가 되고 있는 浸蝕과 腐蝕에 대한 經驗의 解析모델을 제시하였다. AECL의 Cecco氏는 기본적 eddy current testing의 原理를 說明하고 이를 蒸氣發生器에 적용할때의 문제점을 지적하고 있다. Ontario Hydro의 Singh氏는 Pickering발전소에서 壓力管의 漏洩試驗을 보고하였고, CE社의 Simoni氏등은 영광 3,4號機에 대한 過渡現象과 이에 대한 制御系統의 能力을 評價하는 내용을 발표하였다.

B 6. Applicatons of High Technology : AI, Expert System, Robotics and Others(Session 7 및 10)

이 주제에서 10編의 論文이 발표되었다. 美國 Michigan 大學의 이재승교수는 原電의 過渡現象 診斷용 專門家시스템 開發의 하나로써 過渡現象의 記錄 data base로부터 shallow knowledge의 體系的導出을 위해 entropy minimax algorithm을 利用하는 方法을 발표하였다. 日本 Toshiba社의 Fujii氏등은 原電 運轉員에게 運轉에 적절한 情報를 제공하기 위한 電算化된 運轉支援시스템 MMS-NPP를 人工知能技術을 이용하여 개발한 내용을 발표하였다. 日本 Hitachi社의 Nishizawa氏등은 原電의 補修作業效率을 向上시키기 위한 補修作業節次 및 工程樹立作業을 支援하기 위한 專門家시스템의 開發에 대하여 발표하였고, FRAMATOME의 Castelnau氏는 PWR 蒸氣發生器에서의 腐蝕과 管支特部위에서의 振動과 마멸에 의한 破損을 袞결하기 위하여 이들에 대한 모든 data base를 개발, 活用하여 蒸氣發生器 補修를 원활히 할수 있는 專門家시스템 MPGV에 대하여 發表하였다. 日本 電力中央研究所의 Yoshimura 氏는 人工知能技術을 이용한 새로운 原電 運轉員의 教育시스템 개발에 대하여 發表하였다. 日本 Nippon Atomic Ind. Group의 Sekimizu氏는 現在 開發中에 있는 事故의 診斷과 綜合, 그리고 이에 대한 自動制御등의 知識을 토대로 한 高度로 自動화된 原電의 監視制御에 대하여 發表하였다.

AECL의 Popovic氏は 캐나다에서의 原電運轉의 補助를 위한 人工知能 專門家시스템 및 로보틱스의 應用現況을 발표하였다. 미국 PLG의 Frank氏は 不確實성이 存在하는 複雑한 機械故障의 基本原因을 診斷하기 위하여 Bayes의 理論을 이용한 專門家시스템의 開發을 論하였다. KAIST의 나만규氏は adaptive 制御의 새로운 方法을 蒸氣發生器의 水位制御에 適用하는 內容의 제안을 발표하였고, 또 KAIST의 최기용氏は 原電事故診斷 專門家시스템의 개발에서 直面하는 時間에 따라 變化하는 動的變數의 處理를 rule modification method 와 performance-index 를 使用하여 이루는 方法을 제시하였다.

B 7. Plant Operating Life Extension (Session 7)

이 주제에 대하여 6編의 發表가 있었다. KOPEC의 신재인박사는 한국에서의 NUPLEX(Nuclear Power Plant Life Extension)계획의 必要性을 말하고 이를 技術的, 經濟的側面에서 分析하였다. Westinghouse의 Kaushansky氏は 原電의 主要部分의 老化의 見地에서 現況을 把握하고 앞으로 남은 壽命을 豫想하여 壽命延長을 위한 對策을 수립하는 內容의 Westinghouse의 PLEX계획을 발표하였다. 그는 또 다른 發表에서 日本에서 적용한 PLEX(Plant Life Extension) 계획의 決定過程을 몇가지 案을 가지고 評價하였는데 結論으로 最大限 모든 部品을 적절히 交替하면서 운영한다면 現壽命을 2배까지 延長할 수 있다고 하였다. AECL의 Liederman氏は CANDU-300의 壽命은 100年以上으로 豫想하며 어떠한 老化된 機器도 90日以內에 交替할 수 있다고 믿는다고 하였다. Ontario Hydro의 Talbot氏は Pickering 발전소에 대한 檢査結果 그 壽命을 40年으로 保障하고 그 以後의 壽命延長도 고려하고 있다고 하였다. 미국 ANL의 정희목박사는 壽命延長의 問題를 材料退化의 견지에서 관찰한 內容을 발표하면서 高速中性子照射와 溫度의 結付는 매우 심각하다고 하였다.

B 8. Incore Fuel Management(Session 30)

이 주제에 대하여 8編의 論文이 발표되었다. 먼저 西獨 Siemens의 Boehm氏は 低漏洩裝填(low leakage loading)모델의 채택으로 核燃料의 燃料度를 높이고 混合酸化物(MOX)燃料을 並行使用함으로써 核燃料의 利用率을 向上시키는 한편 核計測의 高度化로 爐心監視機能을 높혀 安全餘裕를 쉽게 確認하는

事例를 소개하였다. 또 Siemens의 Gruen氏は 爐心の 連續監視機能에 근거한 運轉餘裕度 確保와 制御棒 驅動戰略의 單純化로 負荷追從性能을 改善함으로써 核燃料利用率을 向上시키는 內容을 발표하였다. Westinghouse의 Nguyen氏は 輸送理論을 도입한 格子計算코드인 PHOENIX-P와 三次元 nodal코드인 ANC를 組合하여 여러가지 臨界實驗資料와 比較計算한 結果를 발표하였고, 또 Westinghouse의 Chao氏は 既存의 static nodal코드인 SPNOVA에 時間變數 stiffness confinement法을 組合하여 精密度는 그대로 유지하면서 計算速度를 50~100倍 증가시킨 內容을 발표하였다. 미국 ANF의 Staut氏は 모든 Spacer와 mixing grid를 지르코늄材로 바꾸어 DNBR가 10~30% 向上된 새로운 PWR 核燃料의 設計를 소개하였다. 臺灣電力의 Chen氏は 臺灣 原電에서의 爐心週期調節事例 및 使用後 核燃料의 貯藏, 處分等에 대한 努力을 소개하였다. KAERI의 김시환 박사 등은 그間 西獨의 KWU社와 共同으로 遂行한 國內輕水爐 核燃料 및 爐心の 豫備設計內容을 소개하고, CE의 Brown氏등은 KAERI와 CE가 共同으로 CE의 System-80^R의 設計方法에 따른 영광 3.4號機의 初期爐心を 豫備設計한 內容을 소개하였다.

B 9. Steam Generator Operation and Maintenance (Session 17. 24. 및31)

세 Session에 걸쳐 발표된 이 주제에 대한 論文은 21編이다. 먼저 Japan Power Eng. Insp. Co의 Yas-hima氏は 日本 PWR 蒸氣發生器 튜브의 損傷形態와 그 間의 經驗을 소개하고 이의 防止對策을 設計, 製作段階와 水處理등 運轉保守段階에서의 實際의 面에서 論하였다. FRAMATOME의 Bruyere氏は 運轉中の 蒸氣發生器 使用壽命增加를 위하여 튜브 損傷의 診斷, 最大許容 plugging level의 決定 및 一次系 溫度가 減少될때의 使用壽命延長등을 分析하였다. B&W Canada의 Smith氏は CANDU발전소에서의 再循環型 蒸氣發生器의 設計, 運轉 및 補修經驗을 소개하였고, 프랑스 EdF의 Procaccia氏は 프랑스의 1300MWe PWR 蒸氣發生器(Model 68/19)의 性能向上을 위한 現場試驗計劃과 그 結果分析을 보고하였다. 또 EdF의 Ting氏등은 프랑스의 첫 1300MWe級 原電인 Paluel발전소 蒸氣發生器에 대하여 그 性能을 立證하고 3-D 熱水力코드 CAFCA의 評價 data마련을 위한 熱水力測定結果를 발표하였다. 日本 Mitsubishi社의 Ueno氏등은 蒸氣發生器의 튜브와 튜브 支持板間 vice로 浸入하는 硼酸

의 투과율을 研究하여 IGA(Intergranular Attack)를 가진 運轉中の 蒸氣發生器에서의 最適 硼酸 soaking 節次를 얻고있다. KOPEC의 한성호氏는 한국의 PWR 蒸氣發生器의 二次側 腐蝕防止를 위하여 主로 水化學處理의 見地에서 그간의 經驗을 종합하였으며, 韓國電力의 이철용氏는 한국 PWR 蒸氣發生器의 運轉經驗을 ECT檢査와 水化學의 見地에서 論하였다.

美國 CE社의 Fink氏는 C-E System 80TM의 蒸氣發生器에서의 不純物除去와 關連하여 blowdown時 內部流動特性을 化學追跡子를 써서 實驗한 結果를 分析하고 있다. 西獨 Siemens의 Riess 박사는 Siemens가 開發한 PWR 蒸氣發生器에 蓄積된 腐蝕生成物의 除去를 위한 化學的 洗滌法의 現場에서의 適用을 論하고 있다. 미국 ANCO Eng.의 Spencer氏등은 原電 蒸氣發生器의 튜브와 튜브支持部間에 堆積된 腐蝕生成物을 機械的으로 除去하기 위한 pressure pulsation technique의 解析과 實際 適用結果를 發表하였고, 미국 GEBCO의 Brobst氏는 蒸氣發生器의 不純物을 除去하고 調節하는 指針을 소개하고 이를 위한 여러가지 권고사항을 제시하였다. 미국 EPRI의 Williams氏등은 PWR 蒸氣發生器에서 給水로부터 堆積되는 sludge의 除去技術의 確立을 위해 sludge의 物理的, 化學的的特性을 論하고 한편 實際 sludge 檢査와 除去문제도 다루었다. CE의 Berte氏등은 CE서 開發한 SAM(Strategic Assessment Model) 코드를 소개하였는데 이것을 NDE자료등의 macroscopic 모델과 局所環境자료등의 microscopic 모델로 구성되고 運轉모드에 따라 蒸氣發生器 튜브의 損傷상태를 예측할 수 있다 한다. 프랑스 EdF의 Hutin氏는 EdF에서의 蒸氣發生器 튜브損傷探知技術開發의 努力에 대하여 發表하였다.

Westinghouse의 Curlee氏는 蒸氣發生器의 運轉中 熱水力學의 性能에 대한 상세자료를 수집하기 위해 미국 Wolf Creek 발전소 Model F 蒸氣發生器에 대한 現場 性能 data를 얻고 있다. 또 그는 다른 論文에서 PWR 蒸氣發生器의 熱水力學의 性能評價에 사용될 ATHOS코드의 內容과 실제 試驗結果와의 比較를 發表하였다. 프랑스 EdF의 Agnoux氏는 EdF가 發電所 過渡現象의 解析을 위해 개발한 BABEL코드를 소개하고 이를 사용하여 Paluel 1號機 및 Bugey 3號機에서의 過渡現象과의 比較를 發表하였다. MIT의 Todreas 교수는 水平型 蒸氣發生器의 設計概要를 소개하고 그 熱水力學의 性能을 評價하였다.

B 10. Plant Simulators, Analyzers and Operator Training(Session 35)

이 주제에 대해 6編이 발표되었다. 미국 INPO의 Hollinger氏는 主制御室 시뮬레이터 訓練의 改善을 위한 문제점으로 運轉員의 資質, 講師要員의 技法, 訓練教材 및 시뮬레이터 性能등을 들고 이에 대한 意見을 제시하였다. FRAMATOME의 Rousset氏는 PWR의 real-time 事故模擬에 사용되는 熱水力 解析코드 TRACAS의 內容을 소개하였으며, FRAMATOME의 Calamand氏는 여러가지 多樣한 발전소 事故에 따라 非常訓練을 어떻게 전개하느냐에 대하여 說明하였다. 미국 RPI의 Podowski교수는 BWR에서의 過渡現象을 數值的으로 模擬하는 일을 High Speed Interactive Plant Analyzer를 사용한 內容을 發表하였다. KAERI의 심봉식氏는 KMRR의 原子爐出力制御 algorithm의 개발에 대하여 論하였고, 韓國電力의 김병수氏는 原子力發電所의 設計와 運轉을 위한 real-time simulation program에 關하여 論하였다.

B 11. PRA Applications to Plant Operation (Session 28 및 34)

이 주제에 대하여 12編의 論文이 발표되었다. 미국 BNL의 Bari박사는 苛酷事故에 대한 危險度를 줄이기 위해 PRA結果를 어떻게 利用할 수 있는가를 그 間 遂行된 PRA事例를 들어 說明하였고, 日本東京大學의 Heki교수는 強한 地震이 發生한 狀況下에서 發電所를 安全하게 自動停止시키고 後續措置를 取할수 있는 seismic trigger sysem에 대하여 論하였다. 臺灣電力의 Hwo氏등은 Kousheng 발전소 PRA 遂行後 導出된 취약점에 대해 再評價하고 必要한 措置를 취한 內容을 發表하였고, 韓國電力의 홍승열 박사는 한국에서의 PRA現況과 展望에 대하여 전반적으로 소개하였다. KAERI의 한상훈氏등은 電算코드를 써서 自動的으로 fault tree를 作成하는 automated fault tree construction 方法을 發表하였고, 또 KAERI의 정광섭氏등은 PRA技術向上에 寄與할 수 있는 人工知能技術과 二段階 Bayesian法을 이용하여 信賴度 data를 處理하는 技法을 發表하였다. KOPEC의 박구원氏는 發電所 設計에서 安全系統 最適化를 위해 어떻게 PRA를 應用하는가를 여러가지 方案에 대해 定量的으로 比較하면서 說明하였다.

KAERI의 금오현氏등은 CANDU 安全系統에 대하여 fault free와 availability 分析을 結合하여 最適

試驗保護를 찾는 方法을 제시하였고 韓國電力의 이종호氏등은 고유의 unavailability와 人間誤謬를 사용하여 原電 安全系統의 最適 試驗 頻度의 모델링을 발표하였다. 캐나다 AECL의 Rennik氏등은 CANDU 原子爐系統의 安全性과 運轉을 向上시키기 위한 PRA의 遂行과 利用에 대하여 전반적으로 소개하고 있다. 臺灣電力의 Yu氏등은 Kuosheng 발전소의 PAR結果를 이용하여 ECCS의 試驗頻度和 許容補修時間을 여러가지로 變化시켜가며 系統의 availability에 미치는 영향을 定量化하고 있다. KAIST의 조남진박사는 安全目標과 같은 上位基準과 一貫성이 있는 原電 安全系統의 unavailability와 같은 中位性能基準을 定하는 方法에 대한 研究 發表가 있었다.

結 言

今番國際學術會議에서參加者中의어떤분은 topical

meeting으로서는 paper數가 좀 많았다는 評도 있었지만 우리나라에선 처음 열리는 이分野의 學術會議이고 또 實際 많은 論文發表의 應募가 있었기 때문에 豫想外로 많은 論文이 收容 되었던 것이다. 그러나 論文의 質에 있어서는 決코 뒤지지 않았다고 自負한다.

學術會議의 進行에 있어서 높은 率의 發表者의 出席, 發表場을 메운 聽衆의 參加, 그리고 치밀한 會議運營등으로 所期의 成果를 거두었다고 본다. 이제 우리도 이만한 規模의 國際會議는 自信있게 開催할 수 있는 經驗을 얻은 것이다.

이번 國際學術會議의 結果가 이分野 研究에 더욱 活力을 넣고 또 原子力發電所 運轉技術向上에 寄與하게 될 것을 期待하면서 이 글을 맺는다.