解説

シビアアクシデント研究に関するCSARP計画の成果

(日本原子力研究所)杉本 純, ((財)原子力発電技術機構)橋本 和一郎,
(日本原子力研究所)山野 憲洋, 日高 昭秀, 丸山 結,
上塚 寛, 更田 豊志, 中村 武彦, 早田 邦久, (科学技術庁)片西 昌司

日本原子力研究所(原研)は1982年以来, 米国原子力規制委員会(USNRC)が主催するシビアアクシデント研究に関するCSARP(旧称SFD)計画に参加し, 研究用原子炉を用いた大規模実験のデータやUSNRCが開発した詳細解析コード等を入手してきた。また, 入手するデータを分析・評価し, 解析コードを検証するため, 原研でも事故時格納容器挙動試験(ALPHA)計画などの実験を実施するとともに, 原研独自の解析コードの開発と検証を進めてきた。本稿では, これまでCSARP計画で得られた主な研究成果を中心に, CSARP計画の概要, 我が国への反映と我が国からの貢献について解説する。

I. はじめに

設計基準を大幅に超えて原子炉の炉心が重大な損傷を受ける事象をシビアアクシデントと呼んでいる。軽水炉のシビアアクシデントに関する研究は, 1979年の米国スリーマイル島(TMI)事故を契機として各国で開始された。米国では原子力規制委員会(USNRC)の主催により, 原子炉を用いた大規模な燃料損傷実験や詳細な解析コードの開発を中心とするCSARP(旧称SFD)国際協力計画を1981年より開始した。本計画は, 燃料損傷, 炉心溶融進展, FPソースターム挙動, 格納容器健全性, および関連する解析コード開発等, シビアアクシデントを広範囲に網羅していること, 世界のほとんどの原子力利用国が参加していることに大きな特徴がある。これに対し, ACE計画, PHEBUS/FP計画, RASPLAV計画など, その後開始したシビアアクシデント関連の国際協力計画は, CSARP計画と同様大規模な実験が主ではあるが, 研究対象は比較的限定したものが多く, CSARP計画には我が国からは1982年10月より原研が参加し, 大規模実験データや詳細解析コード等を入手・分析することにより, シビアアクシデント現象の把握と評価に役立てる一方, 関係機関にも情報を提供することにより, 我が国が実施する実験や解析などのシビアアクシデント研究や国レベルでのアクシデントマネジメントの検討にも役立ててきた⁽¹⁾⁽²⁾。

CSARP計画は, 1984~1990年のSFD第I~III期とそれ以降2000年末までのCSARP計画とよりなる。これまでの約15年に及ぶ活動では, 燃料の初期損傷過程の解明, FP放

出率の測定, 格納容器健全性, 解析コードの開発着手から始まり, 燃料の後期損傷・溶融過程, 压力容器健全性, FPソースターム挙動, 格納容器内挙動等の解明, 解析コードの高度化・高速化へと研究が大きく進展してきた。

CSARP計画から得られた知見は, 確率論的安全評価やアクシデントマネジメント対策ばかりでなく, 将来型炉の設計やソースターム評価など, 原子力安全の中核的な分野で応用されつつあることから, その内容について本稿で紹介することとした。以下, 第II章ではCSARP計画の概要と経緯について, 第III章ではCSARP計画で得られた主な研究成果について, 第IV章ではCSARP計画で得られた成果の我が国への反映と我が国からのCSARP計画への貢献について解説する。

(早田邦久)

II. CSARP計画の概要

本章では, CSARP計画の前身であるSFD計画を含むこれまでの経緯と各計画の概要, さらに今後の予定について解説する。

1. SFD第I~III期計画

SFD(USNRC Program of Severe Fuel Damage and Fission Product Source Term Research)計画は, シビアアクシデント時の燃料溶融進展ならびにFP(Fission Product)の放出移行過程を解明し, ソースタームの評価手法を確立することを目的として, 米国原子力規制委員会(USNRC)の主催のもとに第1表に示す13ヶ国および1機関が参加して開始した。第I期計画は米国の1982~83会計年度, 第II期計画は1984~86会計年度, 第III期計画は1987~90会計年度に相当している。第2表にSFDおよびCSARP計画で実施した主な研究項目と実施機関を示す。

SFD計画では, 当初の压力容器内の事象を対象とする実験およびコード開発から, 压力容器外の事象を対象とす

Findings from CSARP ; Cooperative Severe Accident Research Program : Jun SUGIMOTO, Kazuichiro HASHIMOTO, Norihiko YAMANO, Akihide HIDAHA, Yu MARUYAMA, Hiroshi UEZUKA, Toyoshi FUKETA, Takehiko NAKAMURA, Kunihisa SODA, Masashi KATANISHI.

(1996年 12月20日 受理)

第1表 CSARP計画参加国・機関

米 国(NRC)	スペイン(UPM/CIEMAT)
日 本(原研)	韓 国(KAERI/KINS)
ドイツ(FZK/GRS)	フィンランド(VIT, 1988年から参加)
英 国(AEA Technology)	フランス†(CEA)
カナダ(AECL)	ロシア†(RRCKI)
ベルギー(TRACTBEL)	チェコ†(NRI)
オランダ(ECN/KEMA)	ハンガリー†(VEIK)
イタリア(ENEA/AMPA)	台 湾(INER)
スウェーデン(SKI/VATTENFALL)	ヨーロッパ共同体†
スイス(PSI/HSK)	

†: CSARP計画と改称されてから加わった参加国・機関

第2表 主な研究項目と研究実施機関

(1) 燃料損傷・溶融進展	
PBFにおける燃料損傷実験	INEL
ACRRにおけるデブリ形成・後期溶融進展実験	SNL
NRUにおける燃料損傷・水素発生・FP放出実験	AECL
炉外溶融進展実験	SNL
高温におけるジルコニウム酸化	PNL
TMI炉心検査(NRC担当)	INEL
(2) 圧力容器健全性	
下部ヘッド破損実験および解析†	INEL, SNL
圧力容器内デブリ冷却性実験	RRCKI†, INEL
圧力容器外部冷却実験†	ペンシルベニア大†
(3) 格納容器内諸現象	
格納容器直接加熱(DCH)実験	SNL, ANL
溶融炉心/コンクリート相互作用実験	SNL
溶融炉心冷却材相互作用実験	SNL, ウィスコンシン大†
Zr/水反応実験†	ANL
水素挙動実験	SNL, BNL
水素再結合器実験†	SNL
(4) 格納容器健全性	
格納容器加圧破損実験	SNL
格納容器貫通部漏洩実験	SNL
(5) ソースターム挙動	
高温におけるFP放出実験	ORNL
事故後および高温FP化学	ORNL
FP/エアロゾル放出・移行・沈着	ORNL
(6) 解析コードの開発・検証	
SCDAP/RELAP5コード開発	INEL
MELPROGコード開発	SNL
TRAP/MELTコード開発	BCL
VICTORIAコード開発	SNL
CONTAINコード開発	SNL
MELCORコード開発	SNL
3次元格納容器内熱流動解析コード開発†	SNL
個別プラント詳細解析†	INEL

†: CSARP計画で開始した研究項目ないし加わった研究機関

INEL: アイダホ国立工学研究所
 SNL: サンディア国立研究所
 ORNL: オークリッジ国立研究所
 AECL: チョークリバー研究所
 PNL: パシフィックノースウエスト研究所
 BCL: バッテルコロロンバス研究所
 BNL: ブルックヘブン国立研究所†
 RRCKI: ロシアクランチフ研究所†

る研究に重点が移行した。第Ⅰ期および第Ⅱ期計画では、燃料の損傷から炉心の崩壊に至る過程での炉心溶融・水素発生・FP放出などについて調べる炉内実験がINELのPBF, ACRRおよびAECLのNRUの各研究用原子炉を用いて行われ、第Ⅲ期計画では溶融炉心/コンクリート相互作用および格納容器直接加熱に関する大規模炉外実験が行われた。SFD計画への参加各国は、大規模な実験を単独で実施することは予算的に負担が大きいため、SFD計画参加によって大規模実験データを入手し、国内では解析的研究に重点を置くというのが基本的な方針であった。このため、SNLなどには、日本、英国、ドイツ、イタリア、スウェーデン等から研究者が集まり、シビアアクシデント研究に関する国際協力の中心地となっていた。

解析コード開発に関しては、圧力容器内の事象を扱う総合的コードとしてMELPROG/TRAC, SCDAP/RELAP5およびBWRSAR, 圧力容器外の事象を対象とする総合コードとしてCONTAIN, ソースターム評価のためのMELCORコードの開発が進められたほか、溶融炉心/コンクリート反応、溶融炉心/冷却材反応、FP放出・移行に対してCORCON, IFCI, VICTORIAなどの各コードが開発された。

SFD計画末期の1989年に、USNRCは「シビアアクシデント研究計画(SARP)」を策定し、今後の短期および長期の研究課題を抽出した⁽³⁾。これは次節で述べるCSARP計画の基本方針となった。

2. CSARP計画

日本(原研)を含む参加各国におけるシビアアクシデント研究が進展したことにより、国際協力的性格をより一層強めるため、1991年9月にSFD計画はCSARP(Cooperative Severe Accident Research Program)計画と改名された。

CSARP計画のうち、USNRCが実施する研究項目は、原子炉を用いた大規模燃料損傷実験、FPソースタームに関する実験、格納容器の健全性に関する実験、解析コードの開発・検証とから構成される。実験については、実炉を用いた燃料溶融実験の他は格納容器直接加熱実験など、格納容器健全性関連の実験に重心が移行した。また、解析につい

でも、炉心溶融進展に関するSCDAP/RELAPなどの詳細コードや第2世代ソースターム総合評価コードMELCORの開発継続に加えて、実炉への適用を主眼としたスケーリング手法の開発を開始している。

CSARP計画協定は、1996年末の調印により2000年末まで延長することになったが、USNRCのシビアアクシデント研究関連予算はここ数年減額されてきており、実験の主体は従来の国立研究所における大規模実験から、大学等における小規模実験が中心に移行してきている。また、解析コード開発についても、類似コードの統廃合、既存コードの整備拡張あるいは特定モデルの検証に主眼が置かれてきている。特に解析コードの検証では、後述のMCAP計画やSR5CAP計画を新たに開始し、参加各機関の支援により国際的にコード検証を進めることとしている。

参加各国の研究としては、フランスのカグラッシュ研究所におけるFPの1次系内挙動に関する原子炉を用いたPHEBUS/FP計画など、欧州各国におけるシビアアクシデント実験の進捗、解析コードの開発が著しい。最近では韓国におけるシビアアクシデント研究計画も活発化しつつある。その中で、原研のALPHA (Assessment of Loads and Performance of Containment in Hypothetical Accident; 事故時格納容器挙動試験)計画、WIND (Wide Range Piping Integrity Demonstration; 配管信頼性実証試験)計画、VEGA (Verification Experiment of FP Gas/Aerosol Release; 照射済燃料からのFP放出実験)計画、解析コードの開発・検証および原子力機構の格納容器関連試験に対して、各国から高い関心が寄せられている。これらは、CSARP計画に参加する各国からの貢献として、毎年開催される技術検討会議にも報告され、会合における専門家間の情報交換も含め、CSARP計画参加国が共有する貴重な情報となっている。(杉本 純, 日高昭秀, 更田豊志)

III. CSARP計画で得られた主な成果

本章では、これまで約15年間にわたり実施されたCSARP計画(含むSFD計画)で得られた主な研究成果について、炉心の損傷・溶融過程、圧力容器の健全性、格納容器内の諸現象、格納容器の健全性、ソースターム挙動、および解析コードの開発と検証に分けて具体的に記述する。

1. 炉心の損傷・溶融過程

1979年にTMI-2事故が発生した直後は、炉心の損傷・溶融挙動についての知見は極めて不十分なものであった。このため、SFD計画の第I期および第II期計画では、燃料集合体の損傷・溶融過程を調べる総合実験が研究用原子炉を用いて精力的に実施された。また、それらを補うための分離効果試験も炉外で実施された。燃料集合体溶融実験としては、INELのPBF(Power Burst Facility)炉を用いたSFD実験^{(4)~(7)}、SNLのACRR(Annular Core Research Reactor)炉を用いたDF実験⁽⁸⁾⁽⁹⁾、カナダCRNLのNRU

第3表 燃料集合体を用いた炉内損傷・溶融実験

実験名	実施機関	集合体の規模(燃料棒数, 全長)
PBF-SFD	INEL	32本, 0.9m
ACRR-DF	SNL	16本, 0.9m
NRU-FLHT	PNL/AECL	25本, 3.6m
TMI-2 R&D	GPUNC	36, 816本, 4.0m

(National Research Universal)炉を用いたFLHT実験⁽¹⁰⁾が行われた(第3表)。燃料損傷に関する分離効果実験は、主に米国以外の協定参加機関(原研およびドイツFZK)で実施され、米国内ではPNLにおけるジルカロイの高温酸化試験⁽¹¹⁾が行われた。

PBF-SFD実験では4回の試験が行われ、SFD1-4実験⁽⁷⁾では、36GWD/tまで燃焼させたPWR型燃料棒26本、計装付き未照射燃料棒2本、およびAg-In-Cd制御棒4本から構成される集合体を用いた。この実験では、核加熱により集合体を2,200K以上の温度で1,200s程度保持し、集合体の約1/4は2,800K程度の高温に達した。第1図に試験後の集合体の下端から25cmの位置での断面を示す。膨れ・破裂あるいは溶融により変形した被覆管、上部から落下してきて流路を塞いだ溶融固化物質が認められる。PBF-SFD実験から、燃料集合体の損傷・溶融進展、ジルカロイ被覆管の酸化と水素発生、制御棒のふるまい、FPの放出と移行に関する基本的な知見を得て、シビアアクシデント時の燃料の損傷・溶融を集合体規模で評価解析するための解析コードの開発に役立てた。

PNLは、カナダのNRU炉で実炉燃料と同じ長さの燃料集合体を用いて5回のFLHT(Full Length Heat Transfer)実験を実施した。この実験から得られた最も重要な成果は、ジルカロイ溶融後の大量の水素発生についての知見である。燃料の昇温過程でジルカロイの水蒸気雰囲気下での酸化に伴って水素が大量に発生することは、TMI-2事

第1図 PBF/SFD1-4実験後の燃料集合体断面図

故でも大きな関心と呼んだが、大半の水素は燃料集合体の昇温過程で発生し、燃料の熔融崩落後には発生は抑制されると考えられていた。しかし、この実験結果などにより、燃料の崩落後にも多量の水素が発生する可能性のあることが明らかになった。

この他、SNLでは燃料の損傷過程を明らかにするための実験として、DF (Damaged Fuel) 実験シリーズ4回を行った。うち1回の実験ではBWR燃料集合体の損傷過程を調べ、PWR燃料集合体で観察されたような燃料の熔融過程に及ぼす制御棒の影響と同様の現象がBWR燃料でも生じることを明らかにした。すなわち、 B_4C 制御材が存在する場合には、燃料の熔融に先行して制御棒材料間の反応(B_4C /ステンレス鋼反応、ジルカロイ/ステンレス鋼反応)により生成する液相が周囲の燃料の熔融を促進するというものである。

分離効果試験としては、PNLではジルカロイの高温酸化挙動を調べた⁽¹¹⁾。それ以前には1,700 K程度までの温度領域での研究例は数例あったが、PNLは円盤状の試料をレーザー加熱することで、ジルカロイの融点を大幅に上回る2,673 Kまでの温度範囲で反応速度データを取得した。このような高温領域でのデータは現時点でも唯一のものである。また、水素/水蒸気混合気中でのジルカロイの酸化機構に関して、高水素濃度雰囲気では、水素の化学的な効果ではなく、水蒸気欠乏により酸化が抑制されるという原研データを支持する結果も得られている⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

TMI-2事故では、崩落した炉心デブリが崩壊熱のため再熔融し、約19tの熔融物質が下部ヘッド上へ移動したことが炉心の調査で明らかになっている。このような崩落後の炉心の挙動(後期炉心熔融進展)を調べる2回のMP (Melt Progression) 実験をACRRを用いてSNLで実施した。第2図にテスト部の概念を示す。模擬燃料集合体の上部に人工の熔融固化物(クラスト)を作り、その上に UO_2-ZrO_2 のデブリを載せて加熱し、熔融移動の過程を調べた。MP-2実験では、制御棒および金属構造材料で作られたクラストを用いた。金属クラストは UO_2-ZrO_2 のデブ

リが熔融して形成する熔融物プールによって溶かされ下方に移動した。一方、熔融物プールはデブリの周囲が固化して形成したクラストにより保持された。SNLでは実験とともに、デブリベッドを多孔質物質として扱う解析モデル(DEBRISモデル)を開発しており、MP実験をかなり良く再現できるまでになっている。

SNLでは現在、BWRにおいて自動減圧系が作動して水位が低下し、水蒸気発生量が少ない場合での炉心構成金属の熔融移動とそれらによる炉心下部閉塞の可能性を調べる炉外実験を実施している。

一方、原研では、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor: 原子炉安全性研究炉)を用いた燃料損傷実験や高温冠水実験⁽¹⁴⁾を実施するとともに、燃料や被覆管と炉心構成材料との高温反応実験を実施してきた⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

燃料の損傷・熔融過程については、SFD計画で実施した各種実験、TMI炉心の調査、ドイツやフランスおよび原研の実験等により、すでに多くの知見が得られており、これらに基づいた解析コードが開発されている。その検証が現在も続けられてはいるが、シビアアクシデント研究では比較的不確実性の少ない分野となってきたといえる。

(上塚 寛, 片西昌司, 山野憲洋)

2. 压力容器の健全性

压力容器の健全性に関し、SNLでは熱負荷と圧力負荷に起因する压力容器下部ヘッドの破損を約1/5規模で模擬したLHF (Lower Head Failure) 実験を開始している。これまでに、圧力10 MPaで压力容器下部ヘッドの頂部から60°の高さ部分までを10~20 kW/m²の熱流束で一様に加熱する実験を実施した。解析によって実験を精度よく再現するためには、温度および応力の時間微分を考慮したクリープ構成式が必要であること、広範囲の歪みが貫通損壊を伴う压力容器変形を起こす可能性があることが示唆されている。

前述のように、TMI-2事故では約19 tの熔融物質が下部ヘッド上に移動したが、下部には冷却材が十分あったこともあり、熔融炉心は十分冷却され、下部ヘッドは健全であった⁽¹⁵⁾。しかしながら、OECD主催のTMI-VIP計画⁽¹⁶⁾で明らかになったように、この熔融炉心の冷却メカニズムは既存の熱伝達モデルでは十分説明ができなため、压力容器内の熔融炉心冷却材相互作用として、この冷却メカニズムを明らかにするための実験が計画されている。

熔融炉心が压力容器内にある場合に原子炉キャビティに水を導入することにより、压力容器を外部から冷却して压力容器の健全性を確保する外部冷却方式がフィンランドの原子炉や将来型炉で検討されている。この手法の有効性を調べるための実験および解析が、ペンシルベニア大学で実施されている。これまでに、冠水した下部ヘッド外表面の局所限界熱流束を評価するスケーリング則を開発している。

Modifications from MP-1 to MP-2

第2図 後期炉心熔融進展挙動を調べるMP実験のテスト部

外部冷却については、OECD主催のRASPLAV計画において、最大200 kgのコリウム(酸化ウラン、ジルコニアを含む溶融炉心模擬物)を用いた実験をロシアのクルチャトフ研究所で開始している。

一方、原研においては、ALPHA計画の中で、最大50 kgまでのアルミナを用いた压力容器内溶融炉心冷却性実験を開始し、下部ヘッドと固化した溶融炉心間のギャップ幅を超音波を用いて測定することにより、溶融炉心の下部ヘッド内冷却メカニズムのモデル開発のための知見を提供している⁽¹⁷⁾。

压力容器内の溶融炉心冷却性については、TMI事故で残された最大の課題として、現在各国で精力的な研究が行われている。(杉本 純)

3. 格納容器内の諸現象

CSARP計画では、シビアアクシデント時に格納容器内でどのような現象が生じ、格納容器に対してどの程度の負荷を与えるか、その負荷に対して格納容器の健全性が維持され得るかどうか、を評価することを主目的とした多くの研究を積極的に実施してきた。以下に主要な格納容器内諸現象に関する研究の現状について記す。

压力容器内部が高圧の状態下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が格納容器の原子炉キャビティに噴出する高温融体放出(HPME: High Pressure Melt Ejection)が起こる。溶融炉心は、続いて噴出する水蒸気等により微細化されて格納容器雰囲気へ運ばれる。压力容器からのブローダウ

ン、微細化された溶融炉心から格納容器雰囲気への効率的な熱伝達、溶融炉心に含まれる金属成分の酸化と水素の燃焼による発熱等により、格納容器雰囲気が急激に加熱され圧力が上昇する、いわゆる格納容器直接加熱(DCH: Direct Containment Heating)が生じる。DCHに関する実験は主にSNL⁽¹⁸⁾⁽¹⁹⁾およびANL⁽²⁰⁾で実施してきた。ウェスティングハウス社製PWR(Zion炉およびSurry炉)を対象とした実験は終了し、現在コンパッションエンジニアリング社製のPWRに関する実験を進めている。SNLでは、第3図に示すSURTSEY施設およびCTTF施設を用いた1/10または1/6スケールの実験を実施している。ANLの実験では1/40スケールのCOREXIT施設を使用した。原子炉キャビティから飛散する溶融炉心の量、溶融炉心の微細化、格納容器内雰囲気の温度および圧力履歴、水素発生量等が、溶融炉心模擬物の組成、溶融炉心を噴出させる水蒸気の圧力および温度、原子炉キャビティでの凝縮水の有無、格納容器雰囲気の初期組成等にどのように依存するかを評価した。これらの実験結果や実験に基づき開発したモデルを用いた解析により、Zion炉およびSurry炉のHPME/DCH現象を総合的に評価した。その結果、1次系を減圧すれば原子炉キャビティから格納容器雰囲気へ運び出される溶融炉心の量を大幅に減らせること、サブコンパートメント内の構造物により雰囲気中への溶融炉心の飛散が制限されること、1次系の減圧はかなりの確度で可能なこと等から、HPME/DCHにより両原子炉の格納容器が破損する確率は極めて小さいとの結論を得た⁽²¹⁾⁽²²⁾。

第3図 SNLにおけるHPME/DCH実験で用いられたSURTSEY施設の概要

熔融炉心が格納容器の床上に落下した場合、構造物であるコンクリートとの熔融炉心コンクリート相互作用 (MCCI: Molten Core-Concrete Interaction) が生じる。MCCIによりコンクリートが侵食され、FPを含むエアロゾルや、水素、CO、CO₂等の非凝縮性あるいは可燃性の気体が生成される。SNLでは、ステンレス鋼あるいはUO₂およびZrO₂を主成分とした実炉心構成物質を用いて熔融炉心を模擬し、種々のコンクリートとの相互作用を調べるSURC実験を実施した⁽²³⁾⁽²⁶⁾。コンクリートの侵食速度が、熔融炉心内にZrが存在すると倍近くに増大すること等が明らかとなった。MCCIが進展すると、格納容器床の熔融貫通、非凝縮性気体の蓄積による格納容器の過圧破損等が懸念される。そこで、アクシデントマネジメント方策として、熔融炉心を水で冷却しMCCIを終結させることが考えられている。熔融炉心上への注水の効果を見るために、SNLにおいてSWISS実験⁽²⁷⁾およびWETCOR-1実験⁽²⁸⁾が実施された。第4図にWETCOR-1実験で用いられた相互作用容器の構造を示す。これらの実験では、注水によるコンクリート熔融侵食の抑制は見られなかった。実験装置が小さいため、固化した熔融炉心模擬物の表面部分が相互作用容器壁に固定化され、冷却水と熔融炉心との有効な熱伝達を阻害したためと解釈されている。

高温の熔融炉心と冷却水との接触による熔融炉心冷却材相互作用 (FCI: Fuel-Coolant Interaction) では、条件によっては水蒸気爆発を引き起こす恐れがある。水蒸気爆発はその大きな破壊力のため、压力容器内および格納容器内の両方で発生が問題となり得ることが指摘されている。格納容器内では、熔融炉心が压力容器から放出された時に、格納容器の床上に十分な深さの冷却水プールが形成されている場合に激しい水蒸気爆発が発生する恐れがある。SNLで行われたEXO-FITS実験⁽²⁹⁾およびFITS実験⁽³⁰⁾

では、テルミット反応で生成したアルミナとFeとの混合溶融物を水中に落下させ、水蒸気爆発の発生条件(周囲雰囲気圧力、冷却水温度等)、発生規模、爆発時に形成される微細化物の粒径間の関係を明らかにした。また、ウィスコンシン大学では、水蒸気爆発に伴い溶融物の有する熱エネルギーがどの程度機械的エネルギーに変換されるか、いわゆるエネルギー変換効率を精度よく評価することを目的に、溶融したスズあるいはステンレス鋼を用いたWFCI実験を実施している⁽³¹⁾。ANLでは、小規模ではあるがUO₂を主成分とした溶融物を使用したFCI実験を実施したが、この実験では水蒸気爆発の発生は確認されなかった⁽³²⁾。最近になって、溶融したジルカロイを用いたFCI実験をANLで開始した。Zrの酸化熱が爆発のエネルギーに加わることが特徴で、これまでに行われた実験において大規模な水蒸気爆発の発生を確認している。これまでの研究により、水蒸気爆発の現象に関してはかなりの知見が得られているものの、メカニズムの詳細やモデル化については未だに不明確な点が多く、今後の研究に残された課題が多いといえよう。

水素燃焼に関しては、爆ごう (Detonation) を起こす水素濃度範囲や、爆燃爆ごう遷移 (DDT: Deflagration-to-Detonation Transition) について主に調べた。SNLのHDT実験⁽³³⁾では、水素/空気、水素/空気/水蒸気、水素/空気/CO₂の混合気体を用いて、温度、圧力および希釈気体 (水蒸気およびCO₂) の混入が及ぼす爆ごう特性への影響を調べた。希釈気体の混合により爆ごうの激しさを示すセルサイズ (小さいほど激しいことを示す) が増大することが明らかとなった。同じくSNLでは大規模実験施設FLAME⁽³⁴⁾を用いた実験を実施し、経路内に存在する障害物および流路断面拡大部が水素/空気混合気体のDDTに及ぼす影響を明らかにした。BNLでは、原子力機構との共同研究により、高温での水素/空気/水蒸気混合気体の爆ごうおよびDDTについて、混合気体の温度、組成、障害物および流路断面拡大部の有無等をパラメータとした幅広い実験を実施している⁽³⁵⁾。流路断面拡大部で爆ごうが阻害される等の結果が得られている。HPME/DCH時の状況を模擬した水素燃焼実験がカリフォルニア工科大学で進められている⁽³⁶⁾。この実験では高温の水素/水蒸気混合気体ジェットを低温の水素/空気/窒素または水蒸気混合気体中に吹き込み、ジェットの安定性、混合気体の燃焼挙動等を調べている。混合気体の組成、ジェット径などにより水素の燃焼限界が変動することが確認されている。格納容器スプレイ作動下での水素燃焼を明らかにするための実験をSNLで実施した。スプレイ作動に伴う水蒸気凝縮のため水素の相対濃度が増大し、爆ごう領域に至ることを想定した場合においても、水素は可燃領域で断続的に燃え、大きな圧力上昇は見られなかった。水素燃焼に関する研究と併せて、米国が次世代型軽水炉で採用を検討している受動的自触媒水素再結合器の有効性確認試験をSNLのSUR-

第4図 WETCOR-1実験における相互作用容器の概要

TSEY施設を用いて開始した。

BWR Mark-I 型格納容器の床上に落下した溶融炉心が拡がりライナーに接触して破損させる問題については、主に解析的な手法によりその発生可能性を検討した⁽³⁷⁾。推定される溶融炉心の組成、温度等を考慮した検討から、格納容器の床上に冷却水がないドライな条件では溶融炉心が格納容器壁に到達し得る可能性は大きいものの、水が存在すれば溶融炉心は格納容器壁まで拡がらず、格納容器の破損確率はほとんど無視できるとの結論を得た。

MCCI および MCCI 時の溶融炉心冷却性については、EPRIが主催するACE計画の中で大規模な実験を実施している。FCIについては、JRC イスプラのFARO実験を始め、大学も含めて各国で精力的な研究を実施している。

以上の格納容器内諸現象に関する実験研究から得られた知見は、MCCI、FCIおよび水素燃焼を対象とした解析コード、CORCON⁽³⁸⁾、IFCI⁽³⁹⁾、HECTR⁽⁴⁰⁾等の開発や検証に活用されている。原研では、ALPHA計画の中でFCIおよびMCCIに関する実験を実施し、CSARP計画から得られる知見と併せて現象の評価や解析コードの開発と検証に役立てている⁽⁴¹⁾。(丸山 結)

4. 格納容器の健全性

格納容器は設計基準事象に対しては、余裕を持って健全性を維持できるように設計されているが、シビアアクシデント時の負荷に対しては、貫通部が破損したり、格納容器本体の変形により貫通部のシールから多量の漏洩(リーク)が発生し、格納機能を失う恐れもある。このため、シビア

アクシデント時の格納容器の健全性を調べる一連の研究をSNLで実施した。

鋼製格納容器の静的内部荷重に対する挙動を調べるため、1/32および1/8スケールの格納容器モデルを窒素ガスで加圧する実験を行った⁽⁴²⁾。1/8スケールの試験体は、支持部を兼ねる底部(設計圧13.9MPa)を除き、本体部は実際の格納容器を模擬して0.38MPaで設計された。第5図に試験体の概要を示す。貫通部周辺の変形によるリークへの影響をみるため、機器搬入口や運転員エアロックの周辺には歪ゲージや変位計等を多数配置した。試験では、実機の格納容器のように健全性試験、総合漏洩検査を実施した後、高圧試験を行った。窒素により内圧を段階的に上げたところ、1.45MPaで破裂し、12個以上の破片となり、最も遠いものは約400m離れた地点まで破片が飛んだ。測定結果や試験後の破片の検査等から、機器搬入口周囲の補強部材が胴部周囲の水平補強部材と溶接される付近で最初の亀裂が入ったと考えられている。

強化コンクリート製格納容器については、1/6スケールの試験体を用いて同様な試験を実施した⁽⁴³⁾。試験体は高さ約11.1m、内径6.6m、設計圧0.42MPaであり、8層の鉄筋を入れ、鋼製ライナーをアンカーによりコンクリートに固定するなど、極力実物を模擬している。また、2つの機器搬入口、2つの運転員ハッチ、配管群なども含まれている。試験体の写真を写真1に示す。試験は窒素により段階的に加圧して実施した。1.03MPaで漏洩量は明らかに増加を始め、1.1MPaで多量の漏洩で圧力を維持できなくなったため実験を終了した。実験後には1つの機器搬入口のスリーブが大きく楕円状に変形しているのがみられたが、漏洩の主原因は写真2にみられる配管貫通部の強化部付近の約56cm長の亀裂とされている。他にも、0.3mmから1.2mmの亀裂が数箇所で見つかった。前述の大きな亀裂を含め、亀裂がいずれもスタッド(ライナーアンカー)の近くにあることから、スタッドが亀裂発生に大き

第5図 鋼製格納容器1/8縮小モデル試験体

写真1 強化コンクリート製格納容器1/6縮小モデル

写真 2 配管貫通部強化部分周辺の亀裂

な役割を果たしたと考えられている。

実際の格納容器はより複雑な構造をしていることから、上記の試験結果を直接実機格納容器挙動の評価に用いるのは適当ではなく、解析手法の妥当性を評価するためのデータを提供することが試験の目的である。原研は、有限要素法コード ADINA を用いて、強化コンクリート製格納容器実験を解析し良い再現結果を得た。また、これに基づき BWR や PWR 用格納容器のシビアアクシデント時の挙動評価も実施した⁽⁴⁴⁾⁽⁴⁵⁾。現在、原子力機構と USNRC が共同で SNL において、プレストレストコンクリート製格納容器について同様な実験を準備しており⁽¹⁾、その結果を用いる国際解析計画も進行中である。

格納容器本体とともに、電線貫通部⁽⁴⁶⁾、運転員エ

ロック⁽⁴⁷⁾、および、それらに用いられるいろいろな種類のシール⁽⁴⁸⁾⁽⁴⁹⁾について、シビアアクシデント時に予想される高温高圧条件下での挙動やリーク開始機構を調べる一連の実験も SNL で実施した。原研では、SNL の実験を参考にしつつ、我が国の原子力発電所で用いられている電線貫通部について、漏洩挙動を調べる実験を ALPHA 計画で実施している⁽⁵⁰⁾。

(山野憲洋)

5. ソースターム挙動

シビアアクシデント時のソースタームを評価するためには、損傷燃料からの FP 放出、放出された FP の原子炉冷却系内や格納容器内での移行や沈着等の挙動を調べる必要がある。CSARP 計画においては、このうち主に燃料からの FP 放出挙動と原子炉冷却系内での挙動に注目した炉内実験および炉外実験を実施するとともに、解析コードの開発を行ってきた。

燃料からの FP 放出と冷却系内の沈着、移行を総合的に調べるため、第Ⅲ-1 節でも記述したように、INEL の PBF 炉を用いた SFD 実験、SNL の ACRR 炉を用いた ST 実験、CRNL の NRU 炉を用いた FLHT 実験等の炉内実験を実施した。第 6 図に PBF/SFD1-4 実験の系統図を示す⁽⁵¹⁾。実験の結果、約 50% の希ガス FP、10~50% の揮発性 FP (I, Cs, Te)、1% 以下の中低揮発性 FP (Ru, Sb, Eu, Ba, Ce)、0.01% 以下のアクチニド元素 (U, Pu, Am, Cm) の放出が観測された。このような総合実験から、FP の放出・移行挙動に関して、炉心の温度(分布)変化、崩壊挙動の効果を含めたデータを得ることにより、炉心損傷挙動およ

P668 DAP-888-37

第 6 図 PBF/SFD1-4 実験における実験体系と FP の測定系統

びソースターム評価コードの検証データとして役立ててきた。

しかしながら、こうした総合実験は、実験体系が大きいことから、放出されたFPの質量バランスを正確に評価することが困難なため、FP放出量の評価誤差は10～100%と大きい。また、ソースターム評価モデルを開発するためには、重要な個々の現象について、種々のパラメータの影響を把握する必要がある。特に、燃料からのFPの放出挙動に関しては、燃料温度、燃焼度、雰囲気、燃料の酸化・金属との溶解反応の有無等のパラメータが影響を与えと考えられ、おのおののパラメータの影響を分離して個々に観測できる炉外実験が必要となる。

このため、ORNLにおけるHI/VI実験、CRNLにおけるFP放出実験が実施された。HI/VI実験⁽⁵²⁾では、15～20 cm長の照射済燃料(燃焼度100～47 GWd/tU)をホットセルの中に設置し、誘導加熱により試料全体が均一温度になるようにして最高2,700 Kまで加熱して、放出されたFPをフィルタ等で捕集して放出挙動を調べた(第7図)。事故条件を模擬した水蒸気、水素あるいは空気雰囲気中に保ち、燃料の酸化、燃料と熔融被覆管との反応等がFP放出挙動に与える影響を調べた。実験の結果、希ガス、ヨウ素等の揮発性FPの放出は、燃料が被覆管に包まれた条件では雰囲気の影響をほとんど受けず、温度の関数として簡単な拡

散モデルで整理できることが分かった。この他、TeやSbは燃料からは放出されても金属被覆管と反応するため、被覆管がほとんど酸化するまで放出が遅れること、水素による還元性雰囲気ではEu、SrおよびBaの放出が大きいこと、Ruの放出は逆に水蒸気あるいは空気による酸化性雰囲気大きいこと等を明らかにした。これら中低揮発性FPおよびアクチニド元素の放出挙動については、測定精度、データ数が揮発性FPに比べて劣るものの、放出速度の違いを揮発性FPと相対的に考慮して、拡散モデルにより評価することを可能とした⁽⁵³⁾。

後述するように、これらの実験データを基に、各種のFP挙動やソースターム評価コードが開発されている。USNRCは、主にCSARP計画より得られた実験的知見と解析コードを基に立地評価で用いる想定ソースタームの改訂を行っている⁽⁵⁴⁾。FPのうちで最も重要な核種の一つであるヨウ素の化学形は、従来は主に単体ヨウ素(I_2)としていたが、最新の評価では、少なくとも95%はヨウ化セシウム(CsI)であるとしている。

CSARP計画で実施された総合実験や個別効果実験により、FP挙動の理解が進み、ソースターム評価モデルは大きく進歩した。しかしながら、燃料の融点を越える高温からの放出挙動、放出および移行挙動への圧力の影響、短半減期FPの挙動、さらには沈着FPの再蒸発挙動等これまでの

第7図 ORNLでのVI実験装置系統図

実験では調べ得なかった領域も依然残されている。

原研では、このうち燃料の融点以上の高温下での燃料からのFP放出挙動や、1MPaまでの周囲圧力の与える影響を調べるため、VEGA計画⁽⁵⁵⁾を進めるとともに、WIND計画の中で配管内における再蒸発などのFPエアロゾル挙動に関する試験を進めている⁽⁵⁶⁾。(橋本和一郎, 中村武彦)

6. 解析コードの開発と検証

CSARP計画で開発された計算コードの一覧を第8図に示す⁽⁵⁷⁾。各解析コードの概要は以下の通りである。

STCP⁽⁵⁸⁾： シビアアクシデント時の熱水力、FP挙動から環境中へのFP放出までを計算する簡易計算コードシステム。6つの解析コードから構成されており、MARCH3コードは事故進展全体にわたる熱水力挙動および燃料挙動、TRAP-MELT3コードは原子炉冷却系から格納容器に流出するFPエアロゾル量、VANESAコードは溶融炉心/コンクリートにより放出されるFPエアロゾル量、NAUAコードは格納容器内のFPエアロゾルの移行・沈着過程、SPARCおよびICEDFコードは、それぞれBWRのサブレーションプールおよびPWRのアイスコンデンサによるエアロゾルの除去を計算する。STCPは既存のコードを集めたもので、コード間のバランス等に問題があったため、MELCORコードを開発し始めた1990年には開発を中止した。

MELCOR⁽⁵⁹⁾： 確率論的安全評価(PSA)に使用することを主目的に、STCPの後継コードとしてSNLで開発しているソースターム解析コード。原子炉圧力容器の内外現象および熱水力とFP挙動を同時に首尾一貫して解析することができる。感度解析/不確かさ解析が容易であり、計算時間が短い等の特徴を有している。1993年4月にMCAP(MELCOR Cooperative Assessment Program)が組織され、解析モデルの検証が国際協力のもとで行われている。

SCDAP/RELAP5⁽⁶⁰⁾： シビアアクシデント時の燃料の溶融進展過程を詳細に解析するSCDAPコード、原子炉

冷却系内のFP移行沈着過程を解析するTRAP-MELTコードおよび原子炉冷却系内の熱水力現象を詳細に解析するRELAP5コードを結合して作成した。INELで精力的に開発が行われ、現在では、炉心溶融後期事象(溶融プール形成、クラストの形成と破損による溶融物の下部ヘッドへの落下、下部ヘッド内での溶融デブリの熱的挙動、圧力容器の破損)を詳細に計算する能力を有している。1996年10月より、SR5CAP(SCDAP/RELAP 5 Cooperative Assessment Program)が開始され、解析モデルの検証を国際協力で行うことになった。

VICORIA⁽⁶¹⁾： FP(ガス状、エアロゾル状)について、燃料からの放出、圧力容器内および1次系配管内の移行、沈着をできるだけ機構モデルに基づき解析しようとするコードで、SNLを中心に国際協力により開発を続けている。ガスとエアロゾル間の熱化学平衡、沈着したFPの再蒸発、崩壊熱発生量の計算等多くの詳細モデルを含む。

CONTAIN⁽⁶²⁾： SNLで開発した格納容器内の熱水力、FP挙動に関する詳細解析コード。FPエアロゾル挙動、水素の拡散と燃焼、格納容器直接加熱、溶融炉心コンクリート相互作用等の多くの現象に対する詳細モデルを含む。

MELPROG⁽⁶³⁾： SNLで開発していた圧力容器内の事故進展に関する詳細解析コード。熱水力解析コードTRACと結合して1次系内を総合的に解析し、燃料の溶融進展、圧力容器内の構造物挙動、FPの放出および沈着、圧力容器底部の溶融破損、格納容器内に放出されるデブリの状態等を計算して、CONTAINコードへ入力を提供することを目指した。しかし、コード開発方針の見直しにより開発は中止され、SCDAP/RELAP5がその機能を果たしている。現在は一部のモジュール(後期炉心溶融進展解析のDEBRIS、溶融燃料と冷却材の相互作用IFCI)が単独で使用されている。

一方、原研では、リスク評価解析用ソースターム計算コードTHALES-2⁽⁶⁴⁾およびそのFPエアロゾル挙動解析モジュールART⁽⁶⁵⁾⁽⁶⁶⁾、格納容器内FPエアロゾル挙動解析

(1) ソースターム総合解析コード

(2) 詳細メカニスティックコード

第8図 USNRCが開発したシビアアクシデント解析コード

コード REMOVAL, 水蒸気爆発解析コード JASMINE 等の独自の解析コードを開発するとともに, CSARP 計画から入手したコードをその比較参照コードとして用いたり, アクシデントマネジメント解析に適用している。

BWR 小破断 LOCA + 全給水喪失時のソースタームを THALES-2, STCP, MELCOR コードを用いて解析した結果を第 9 図に示す⁽⁶⁷⁾。ヨウ化セシウム (CsI) の環境中への放出割合は, 原子炉冷却系からの FP の再蒸発をモデル化した THALES-2 と MELCOR は全放出量の数%であるのに対し, 再蒸発をモデル化していない STCP では 10⁻³% であり, FP 再蒸発現象がソースタームに及ぼす影響が大きいことを明らかにした。また, SCDAP/RELAP5 コードを用いて Surry 炉の全交流電源喪失事故時にポンプシールが破損するシーケンスに関してアクシデントマネジメント解析を実施し, 格納容器直接加熱(DCH)の防止に対する 1 次系圧力減圧の有効性を定量的に明らかにした⁽⁶⁸⁾。

(日高昭秀)

IV. 我が国への反映と貢献

本章では, CSARP 計画で得られた成果がどのように我が国の研究や規制等に役立てられているか, また, 逆に我が国から CSARP 計画へどのような貢献があるのかについて記述する。

CSARP 計画に参加することにより, シビアアクシデント時の燃料損傷, 炉心溶融進展, 压力容器健全性, FP 挙動および格納容器挙動に関し, 我が国では実施が困難な大規模実験を中心とする貴重な知見を数多く得た。これには NRC が発行した NUREG など 400 編を越す報告書類のほか, 実験生データ, 技術情報も含まれている。また, 開発に数多くの専門家と莫大な資金を必要とする十数種の解析コードも入手して, 国内外の実験や実炉の解析を行うことにより, シビアアクシデント挙動に関する定量的な理解を深めるとともに, アクシデントマネジメントの有効性の評価にも役立てた。さらに, 原研の ALPHA 計画や VEGA 計画など実験計画の立案, 実施, 評価, また原研が独自に開発しているシビアアクシデント解析コードの開発と検証にも役立てた。これら CSARP 計画に関連した研究の成果

は, 百数十件にのぼる原研報告書, 数十件に及ぶ学会誌論文, 二百数十件以上の学会, 国際会議の場において発表している。また, CSARP 計画に基づき INEL, SNL, ORNL など米国研究所へ延べ 11 名の研究員を派遣し, 現地における研究にも貢献した。

国レベルにおいても, 原子力安全委員会が実施したチェルノブイル事故⁽⁶⁹⁾の調査, シビアアクシデント対策の検討⁽⁷⁰⁾, 安全研究年次計画の策定⁽⁷¹⁾, 立地やソースタームに関する規制や指針類の検討等においても, 我が国で得られた研究成果とともに, CSARP 計画で得られた成果が有効に利用されてきた。

原研の研究委員会を通じて, 大学, 国内研究機関, 産業界へ提供した CSARP 計画技術検討会議等で入手した技術資料や解析コードは, 各界における実験や解析コードの開発・検証など, シビアアクシデント関連の研究やアクシデントマネジメントの有効性評価等に役立てられている。

原研は, SFD 第 I ~ III 期計画においては, 大規模実験データや詳細解析コード等の情報を NRC から入手し, その分析や解析と評価を行うことに重点を置いていたが, 1991 年の CSARP 計画発足以降は, 原研の成果である ALPHA 実験や独自の解析コードに関する情報を NRC に提供することにより, CSARP 計画に貢献している。CSARP 計画は, 压力容器の健全性に関する実験など新しい研究項目を充実させることにより, 2000 年 12 月末まで協力を延長することで 1996 年末 NRC と協定を改訂した。延長計画では, 原研も VEGA 実験や JASMINE コードなど新しい情報も提供することとし, これまで以上に CSARP 計画へ国際的な貢献を果たすこととしている。(杉本 純)

V. おわりに

米国 NRC の主催する CSARP 計画は, TMI 事故を契機として, 原子炉を用いた大規模実験と同時に詳細大型解析コード開発を目指したこと, ロシアも含む世界の原子力利用国がほとんど参加しているシビアアクシデント関係では最大の国際協力計画であること, 技術検討会議の場で各国と重要な情報交換が可能なことなどに主な特徴がある。原研は 1982 年より CSARP 計画に参加してシビアアクシデントに関する知見を得ることにより, 我が国のシビアアクシデント研究の発展と国レベルのシビアアクシデント関連の検討にも有効に役立ててきた。

最近の米国における予算減少に比べ, ヨーロッパや我が国におけるシビアアクシデント研究もここ数年は盛んになってきたものの, CSARP 計画は現在でもシビアアクシデント研究の中核的な存在であり, 我が国にとっても貴重な情報を提供し続けている。シビアアクシデント研究は, 近年大きな進展が見られており, 各国において確率論的安全評価やアクシデントマネジメント策の整備などにもその成果が適用されつつあり, また将来型炉の設計への反映も試みられている。CSARP 計画は, 新しい研究課題も追加

第 9 図 BWR 小破断 LOCA 時 CsI 分布のコード間比較

して2000年末まで継続することとなっており、我が国を含む参加各国の今後の研究成果とCSARP計画以外の国際研究協力の成果も踏まえ、シビアアクシデント問題の終結と将来型炉の設計に向けた研究成果の総合化が大いに期待されている。

(早田邦久)

— 参 考 文 献 —

- (1) 秋山 守, 他: 原子力誌, 35(9), 762(1993).
- (2) Sugimoto, J.: *Proc. Int. Semin. Heat and Mass Transfer in Severe Accidents*, Cesme, Turkey, (1995).
- (3) USNRC: NUREG-1365, (1989).
- (4) Hofmann, P.: NUREG/CR-5119, (1988).
- (5) Cronenberg, A. W., et al.: NUREG/CR-4866, (1987).
- (6) Martinson, Z. R., et al.: NUREG/CR-5354, (1989).
- (7) Petti, D. A., et al.: NUREG/CR-5163, (1989).
- (8) Gasser, R. D., et al.: NUREG/CR-4668, (1990).
- (9) Gaunt, R. O., et al.: NUREG/CR-4671, (1989).
- (10) Lombardo, N. J., et al.: NUREG/CR-5876(1992).
- (11) Prater, J. T., Cortright, E. L.: NUREG/CR/4466, (1986).
- (12) Uetsuka, H., et al.: *Proc. IAEA/NEA Int. Symp. Severe Accidents in NPPs*, Vol. 2, 99 (1988).
- (13) Uetsuka, H., et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, 26(2), 99 (1989).
- (14) Katanishi, S., et al.: *Nucl. Eng. Des.*, 132, 239 (1991).
- (15) Broughton, J. M., et al.: *Nucl. Technol.*, 87(1), 34 (1989).
- (16) Wolf, J. R., et al.: NUREG/CR-6197, (1994).
- (17) Maruyama, Y., et al.: *Proc. PSA '96*, Vol. 3, 1367 (1994).
- (18) Allen, M. D., et al.: NUREG/CR-6044, (1994).
- (19) Blanchat, T. K., et al.: NUREG/CR-6152, (1994).
- (20) Binder, J. L., et al.: NUREG/CR-6168, (1994).
- (21) Pilch, M. M., et al.: NUREG/CR-6075, (1994).
- (22) Pilch, M. M., et al.: NUREG/CR-6109, (1995).
- (23) Copus, E. R., et al.: NUREG/CR-4794, (1990).
- (24) Copus, E. R., et al.: NUREG/CR-4994, (1989).
- (25) Copus, E. R., et al.: NUREG/CR-5443, (1992).
- (26) Copus, E. R., et al.: NUREG/CR-5564, (1992).
- (27) Blose, R. E., et al.: NUREG/CR-4727, (1987).
- (28) Blose, R. E., et al.: NUREG/CR-5907, (1993).
- (29) Mitchell, D. E., et al.: NUREG/CR-2145, (1981).
- (30) Mitchell, D. E., et al.: NUREG/CR-3983, (1986).
- (31) Park, H. S., et al.: *Proc. of NURETH-7*, (1996).
- (32) Spencer, B. W., et al.: NUREG/CR-6133, (1994).
- (33) Stamps, D. W., et al.: NUREG/CR-5525, (1991).
- (34) Sherman, M. P., et al.: NUREG/CR5275, (1989).
- (35) Ciccarelli, G., et al.: NUREG/CP-0149, Vol.2, (1995).
- (36) Ross, M. C., et al.: *California Inst. of Tech. Rep.*, (1996).
- (37) Theofanous, T. G., et al.: NUREG/CR-6025, (1993).
- (38) Bradley, D. R., et al.: NUREG/CR-5843, (1993).
- (39) Davis, F. J., et al.: NUREG/CR-6211, (1994).
- (40) Dingman, S. E., et al.: NUREG/CR-4507, (1986).
- (41) Yamano, N., et al.: *Nucl. Eng. Des.*, 155 [1~2], 369 (1995).
- (42) Blejwas, T. E., et al.: NUREG/CR-3412, Vol.2, (1986).
- (43) Horschel, D., et al.: NUREG/CP-0095, p.325 (1988).
- (44) Isozaki, T., et al.: NUREG/CP-0076, p.463 (1986).
- (45) Isozaki, T., et al.: NUREG/CP-0095, p.523 (1988).
- (46) Clauss, D. B.: NUREG/CR-5334, (1989).
- (47) Julien, J. T., et al.: NUREG/CR-5118, (1989).
- (48) Brinson, D. A., et al.: NUREG/CR-5096, (1988).
- (49) Parks, M. B.: NUREG/CR-5394, (1989).
- (50) Yamano, N., et al.: *Nucl. Eng. Des.*, 145 [3], 365 (1993).
- (51) Petti, D. A., et al.: *Nucl. Technol.*, 94, 313 (1990).
- (52) Osborne, M. F., et al.: *Nucl. Safety*, 33 [3], (1992).
- (53) Lorenz, R. A., et al.: NUREG/CR-6261, (1995).
- (54) Soffer, L., et al.: NUREG 1465, (1992).
- (55) Nakamura, T., et al.: *Proc. IEQES-96*, Mito, Japan, (1996).
- (56) Igarashi, M., et al.: *Proc. ICONE-4*, New Orleans, Vol.3, p.193 (1996).
- (57) USNRC: NUREG-1365, Rev.1, (1992).
- (58) Gieseke, J. A., et al.: NUREG/CR-4587, (1986).
- (59) Summers, R. M., et al.: NUREG/CR-6119, (1995).
- (60) Allison, C. M., et al.: NUREG/CR-6150, (1993).
- (61) Heames, T. J., et al.: NUREG/CR-5545, (1992).
- (62) Murata, K. K., et al.: NUREG/CR-5026, (1989).
- (63) Dosanjh, S. S.: NUREG/CR-5193, (1989).
- (64) Kajimoto, M., et al.: *Proc. Int. Topical Mtg. on Safety of Thermal Reactors*, Portland, p.584 (1991).
- (65) Kajimoto, M., et al.: To be published in JAERI-Code report.
- (66) 石神 努, 他: JAERI-M 88-093, (1988).
- (67) Hidaka, A., et al.: *Proc. National Heat Transfer Conf., HTC-Vol.6*, p.408 (1992).
- (68) Hidaka, A., et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32(6), 527 (1995).
- (69) 原子力安全委員会, ソ連原子力発電所事故調査報告書, (1987).
- (70) 原子力安全委員会, 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について, (1995).
- (71) 原子力安全委員会, 原子力施設等安全研究年次計画(平成8年度~12年度), (1996).

第9回 学協会共通問題に関する討論会 21世紀へ向かって学協会の生きる道 講演記録集

B5判, 84p, 1997年1月発行, 日本工学会.
定価 2,000円(〒240円)

申込先 (株)日本工学会
(TEL 03-3475-4621; FAX 03-3403-1738)

第2回青少年科学技術フォーラム(1996年11月2日) 山形大会記録VTR貸出します(収録時間28分)

第1部 講演「自然の楽しみ」—熱とエネルギー—

講師 (前東大総長)有馬朗人

第2部 シンポジウム「科学技術への夢と魅力」

有馬先生と高校生のトーク

第3部 アトラクション「サイエンス・クイズ」

希望者は本会事務局へ。