

技術資料コード

開示区分

レポートNo.

N260 73-06

TN 260 73-06

この資料は 図書室保存資料です
閲覧には技術資料閲覧票が必要です

動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室

海外出張報告

OECD-NEA-CSNI 第1回会議

昭和48年12月

13 11 30

動力炉・核燃料開発事業団
高速増殖炉開発本部

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

OECD—NEA CSNI (Committee on Safety
of Nuclear Installations) 第1回会議 (1973
年11月13～15日, 於 OECD Headquarter, 2 rue
André Pascal, Paris 16^e) への出張報告書

東京大学工学部教授 内 田 秀 雄
動力炉・核燃料開発事業団 望 月 恵 一
日本原子力研究所 佐 藤 一 男

I. OECD—NEA の概要

II. CSNI 第1回会議 (含補足)

III. 会議に出席しての感想

IV. 配 布 資 料

ANNEX I - ANNEKE I

LIST OF PARTICIPANTS

LISTE DES PARTICIPANTS

(○ : Inaugural Meeting
* : Subcommittee on Licencing)

AUSTRIA
AUTRICHE

- * K. Schlosser Studiengesellschaft
Atomenergie, Vienna
- * P. Vychytil Bundesministerium f.
Gesundheit und
Umweltschutz, Vienna

AUSTRALIA
AUSTRALIE

- * W. Cawsey Australian Delegation
to OECD, Paris

BELGIUM
BELGIQUE

- * F. Leonard Centre d'Etudes
Nucléaires, Mol
- * G. Pennelle "

CANADA

- * J. Jennekens Atomic Energy Control
Board, Ottawa

DENMARK
DANEMARK

- P. Frederiksen Danish Atomic Energy
Commission, Roskilde
- W. Niels Holm "
- * M. Møller-Madsen "

FRANCE

- J. Bourgeois Centre d'Etudes (Chairman of
Nucléaires, (Inaugural Meeting)
Saclay

- A. Messiah "

- P. Tanguy "

- * D. Gueniat

GERMANY
ALLEMAGNE

- A. Birkhofer Ministère du Développement Industriel et
Scientifique, Paris
Technische Universität
München, Garching

- D. Lummerzheim Institute for Reactor
Safety, Cologne

- H.G. Seipel Bundesministerium für
Forschung und Technologie,
Bonn

- H. Schnurer Bundesministerium des
Inneren, Bonn

<u>GREECE</u> <u>GRECE</u>	○	N. Chrysochoides	Nuclear R.C. "Democritos" Athens
	○ *	J. Karangelos	Public Power Corpora- tion, Athens
<u>ITALY</u> <u>ITALIE</u>	○ *	O. Ilari	CNEN, Rome
	○ *	G. Petrangeli	CNEN, Rome
<u>JAPAN</u> <u>JAPON</u>	○ *	K. Mochizuki	PNC, Tokyo
	○	H. Satake	Japanese Delegation to OECD, Paris
	○ *	K. Sato	JAERI, Tokai
	○ *	H. Uchida	AEC of Japan, Tokyo
<u>NETHERLANDS</u> <u>PAYS-BAS</u>	○ *	C.J. van Daatselaar	Ministry of Social Affairs, Voorburg
	○	R.G. Schölvinnck	Reactor Centrum Nederland, Petten
<u>NORWAY</u> <u>NORVEGE</u>	○ *	K.P. Lien	IFA, Kjeller
<u>SPAIN</u> <u>ESPAGNE</u>	○ *	A. Alonso Santos	Junta de Energia Nuclear, Madrid
<u>SWEDEN</u> <u>SUEDE</u>	○	L. Carlbom	AB Atomenergi, Nyköping
	○ *	A. Hedgran	Atomic Energy Board Stockholm
	○	H.G. Thoren	AB Atomenergi, Nyköping
<u>SWITZERLAND</u> <u>SUISSE</u>	○ *	G. Prantl	Institut fédéral de recherches en matière de réacteur, Würenlingen
<u>TURKEY</u> <u>TURQUIE</u>	○	G. Agaoglu	TEK, Ankara
	○	S. Akbulut	TEK, Ankara
	○ *	N. Aybers	Technical University of Istanbul, Istanbul
<u>UNITED KINGDOM</u> <u>ROYAUME UNI</u>	○	J. Bowen	UKAEA, Warrington
	○	F.R. Farmer	UKAEA, Warrington
	○ *	R. Gausden	Nuclear Inspectorate, London

(Chairman,
Licensing
Subcommittee)

<u>UNITED STATES</u>	○ *	C. Beck	USAEC, Washington
<u>ETATS UNIS</u>	○ *	S. Levine	USAEC, Washington
<u>EEC</u>	○	K. Balz	EEC, Brussels
<u>CEE</u>	○	J.L. Lamy	EEC, Brussels
	○	H. Kottowski	CCR, Ispra
	○ *	W. Vinck	EEC, Brussels
<u>IAEA</u>	○ *	N. Wittenbrock	IAEA, Vienna
<u>AIEA</u>			
<u>NEA</u>	○	L. Boxer (part time)	
<u>AEN</u>	○ *	N. de Boer	
	○ *	K. Stadie	
	○	P. Strohl (part time)	
	*	C. Andreae	

要 旨

経済協力開発機構（OECD）傘下の核エネルギー機構（NEA）の1つの活動である原子炉施設安全委員会（CSNI Committee on Safety of Nuclear Installation）の第1回会議が1973年11月13～15日、パリOECD本部で開かれ、日本から3人出席した。この委員会はCREST（Committee on Reactor Safety and Technology）の改組されたものである。会議では過去1年間の此の委員会の活動と将来の活動計画及び各国の原子炉安全性及び審査や規制上問題点の紹介及び討議が行われた。

昭和48年12月

I OECD-NEA の概要

OECD-NEA には、日本は1972年正式に加盟し、全経費の20.2%を分担している。ちなみに、この分担率は、西独(19%)、フランス(17%)を凌いで最高である。(尚、OECDでは、日本は14%を負担し、米国の25%に次いで第2位である。) OECD-NEAには、現在、下記の正式加盟国および準加盟国がある。

オーストラリア	日 本
オーストリア	ルクセンブルグ
ベルギー	オランダ
デンマーク	ノルウェー
フランス	ポルトガル
ドイツ	スペイン
ギリシャ	スウェーデン
アイスランド	スイス
アイルランド	トルコ
イタリア	イギリス
以上正式加盟	
アメリカ	カナダ
以上準加盟	

他に、フィンランドがオブザーバーとして参加することがある。

OECD傘下の研究施設、研究計画等の中には、

- (1) イスブラ研究所
- (2) ドラゴン計画
- (3) ハルデン計画
- (4) ユーロケミー(ベルギー・モル)
- (5) サクレー研究所の一部

等がある。

II CSNI (Committee on Safety of Nuclear Installations) 第1回会議

CSNIの第1回会議は、1973年11月13日より3日間、パリのOECD本部において開催された。参加国は、日本、西独、米国、カナダ、イタリー、フランス、デンマーク、スウェーデン、ノルウェー、英国、スペイン、トルコ、ベルギー、オランダ、スイス、オーストリアで、これにECおよびIAEAの事務局が列席した。

CSNI設立の主旨は次の通りである。すなわちNEAでは、従来CRESTを通じて、原子炉の安全研究に関する情報交換、技術的討論を行つて来た。しかし、最近は、商業炉が多数運転を開始し、これに伴い規制上の問題も出て来た。そこで、安全性の研究の範囲も拡大し、かつこれを規制の面に反映させるべく、73年8月にCRESTを発展的に解消させて、CSNIを設立する運びとなつたのである。CSNIで行うべきことは、

- (1) 情報交換の活潑化、長期的計画作業への拡大(例へば、再処理の問題等)
- (2) 許認可問題の確立、フレームワークを作り、経験の少い所への情報の供給、安全評価の改善

等である。このCSNIの設立の趣旨は、既に先般事務局のStadie氏が来日した折に、関係各方面に説明された通りである。今回の会議は、この様にして新たに設立されたCSNIの第1回の会議である。以下にその議事の要約を記す。

11月13日

開会に当つて、NEAのBoxer氏が、出席者に対して歓迎の意を表し、CSNI設立、今回の会議に至つた経過について説明を行つた。

次いで議事に入り、次の順序で進行された。

1. Agendaの採択

既に出席者に配布されていたAgenda案(SEN/SIN(73)1)では、最初にCSNIの全体会議を開き、次に安全性研究と、許認可問題(Licensing questions)の2つのサブ・グループに分かれて討議を行い、最後に再び全体会議を開いてしめくゝるといふ議事日程になつており、全体会議では合計17議案、Researchのサブグループでは11議案(SEN/SIN(73)1, Annex 1)、またLicensingのサブグループでは6議案が提案されていた。これに対し、これでは、ResearchとLicensing双方の情報交流が十分に行えない恐れがあるので、全議案をシリーズに討議する方が良いと云う意見があり、採決の結果、後者が採択された。尚、日本は後者に賛成した。

2. 議長の選出

フランスのBourgeois氏が議長に選出された。

3. 副議長の選出

当初は、Research と Licensing の 2つのサブ・グループを司会するため、2名の副議長の選出が予定されていたが、前記の様に Agendaが変更されたので、副議長選出の必要はなくなつた。たゞし、議長の要請もあつて、議長及び事務局を援ける者として、Research 関係に Birkhofer 氏（西独）、Licensing に（ ）氏を充てることにした。

4. CSNIとCRPPH（Committee on Radiation Protection and Public Health）との協調

この提案の趣旨は、SEN/SIN(73)2 に記載してある。1973年2月に両委員会の合同小委員会が設立された。これにより、両委員会の協力をより弾力的にし、また情報交換を十分行うようにした。

放射線防護に関しては、CSNIは主として、技術的問題を取り扱い、CRPPHでは主として生物学的なことを取り扱う様にする。内容には、廃棄物処理、事故、サイト、licensing、原子炉解体、cost-benefit 評価、public acceptance なども含まれることになる。この件については事務局に於てさらに良く調整を行うこととした。

5. 原子力プラントの siting に関するシンポジウムをIAEAと共催する提案

(SEN/SIN(73)2)

このシンポジウムは、1974年9月、ボルドーに於て開催予定である。この提案に対し、西独は、siting は、安全性よりもまず熱汚染が問題になるのであると云う見解を述べていたが、結局、この提案は採り承された。たゞし、siting 問題は、その包含する問題が多岐に亘ること、しかもこれまで各所で何回も討論が行なわれているので、開催するとすれば、“Nuclear” を問題に限り、かつ新しく出て来た問題について行うと云うことにした。米国からは炉心溶融のような問題を出してはとの提案があつたが討論はなかつた。

6. 高温ガス炉の安全性に関するシンポジウムを開くことを提案した。これに対し、ガス炉全般について、IAEA等で会議を開く計画もある由で、特に安全性だけ取り上げる必然性があるかと云う疑問も述べられたが、ガス炉の場合は、例えば軽水炉等とは safety strategy がかなり異つているので、議論の価値はあるとの意見が述べられた。即ち、ガス炉の場合は、何が安全上考えなければならぬ点であるかと重要であり、十分議題を吟味し、また出席者の人数を制限して、実質的な討議にする必要があるとの意見もあつた。しかし、主要国の意向は、この問題は未だ時機尚早であるとのことで、結局75年以降に延期することになつた。

7. Public understanding と acceptance に関する活動への寄与

NEA当局よりこの件に関して、次の方針の説明があつた。

(1) 情報を直接流して、規制当局の活動を支援すること。

(2) 放射防護について、なし得る活動を勧告するための特別委員会を作り、活動を行うこと。

活動の内容は、

- (i) 各国の情報をネットワークを作つて流布する。ニュース誌を作り、質問に答える欄を作る。
- (ii) 各国の経験、とられた対策等の情報交換を行う。
- (iii) 技術上の問題のコンサルタントとこれによつて各国の意見の調整を図る。
- (iv) 地方規制官の教育訓練
- (v) 放射線防護安全施設の強化と調和

この説明に対し、2、3の国の状況（たとえば米国では影響力の大きい科学者グループの反対があることなど）が述べられた。本件はCSNIとCRPPHとの共同グループによつて、調和のとれた活動計画を作ることになった。

8. OECDの長期的エネルギー問題の研究：原子力発電所の許認可の遅れの影響

この議題については、NEAのBoxer氏より提案趣旨の説明があつた。即ち、OECDでは、1年半程前から長期的なエネルギー問題を取り上げている。OECDの作業目標は、過去、現在及び未来にわたつてのエネルギー問題の包括的なフレーム・ワークを作ることである。この中で、原子力の役割を評価するのに、licensing/regulatoryは、問題の一つの側面に過ぎないが、と云つて無視できないと考える。そこでCSNIに対し、このlicensing/regulatory impactを評価してもらいたい、と云うものである。

この提案は、その研究の意味があまり明確でもなく、さらには、「米国では、許認可手続きによつて、原子力発電所の建設が遅れているとは思わない」と云う発言が米国代表よりあつたりして、結局、この問題をCSNIで取り上げるのは適当でない、と云うことになった。

9. 情報と会合に関するCSNIの方針に関する討議 (Agenda #12)

まず、これまでの専門家会議では、余りに参加者が多すぎて、専門家間の実質的討議が必ずしも十分には行なわれていない傾向が指摘された。出席者の数を適当なものにするため、いくつかの試みがなされて来たが、あまり効果はなかつた。特に主催国 (host country) の出席者が多くなるので、今後は会議の性質に照らして、たとえば論文提出者のみの出席を認めるなど、適当に人数を制限するのが望ましいと云うことになった。

次に、会合で得られた情報の配布については、Research関係のものは従来通りとして良いであろうが、national authorityの関するものは、公表 (publish) することの是非が論ぜられた。米国からは、米国ではこれら情報を公表しないでおくことは困難であるとのコメントがあつたが、結局情報は、加盟国と参加者のみにしぼることにし、参加者が得た情報をそれぞれの国でしかるべく配布する責任を負うと云うことになった。

10. 第8回CREST会議報告 (Annex 1, #1)

事務局より簡単な報告があり、採択された。

11. 軽水炉の安全性 (Annex 1, # 2)

11.1 軽水炉燃料要素安全性専門家会議の報告¹⁾ (73年10月於サクレー)

(この会には三島, 武谷両氏が出席している) (Annex 1, # 2.1)

フランスより報告があつた。30編程論文が提出され, 正常時, 事故時(LOCAを含む)の挙動が論ぜられた。テーマが広過ぎた感があり, 正常時と異常時の挙動は分けて取り扱うべきだつたとの反省が述べられた。

11.2 CREST-ECC専門家会議の報告(Annex 1, # 2.2)(SEN/SIN(F3)5)

フランスから報告された~~経~~即ち rewetting や, CHFの問題が討議され, 提出された critical review には, 11の問題点が指摘されており, これらについて follow up を今後進めて行くことが勧告されている。これが採用されることを望む旨, 事務局から紹介があつた。この会議には原安協派遣の内田教授グループが参加している。

11.3 BWR格納容器に不活性ガスを利用する安全対策(Annex 1, # 2.3)

BWR格納容器内に不活性ガスを入れる方式に関し, まず米国より現在, 米国では, LOCA時のZr-H₂O反応に関して2つの基準即ち

① Zr-H₂O 反応は, 炉心のZrの1%以内

② 格納容器内の水素濃度は4%以内

がある。②は, 水素による爆発を防止するためのものである。古い型のBWRでは, ②が満足されないものがあるので, これらには格納容器内に不活性ガスを入れることにしている。との発言があつた。これに対して, この方式は, 簡単な修理, 点検のために技術員が入るのに不便であると云うコメントが日本及び米国から出された。さらに西独は, Zr-H₂O反応よりも放射線分解による水素の発生の方が重要である(この場合には, 酸素も同時に発生するので, 単に不活性ガスを入れただけでは意味がない)との意見を述べた。

11.4 鋼製機器の安全に関する機械的, 材料的問題に関するエキスパート会議の報告²⁾

(Annex 1, # 2.4)

ECとNEAの共同ワーキング・グループができ, 厚肉の圧力容器製作上の機械的, 材料的問題を検討し, 安全審査担当者の利用できる情報を提供することになり, このグループの第4回会合(1973年6月15~16日於ブリュッセル)の概要の報告書が提出された。

この報告書中, O'Neilの論文の紹介の中で圧力容器の材質にもとづく破局的破壊の確率が 3×10^{-5} /year・vesselと記載されていた点につき, 西独から, この記述では普通の一般工業用圧力容器も含めてあるので大きい数字になつている。必ずしも正確に伝えておらず, 誤解を招く恐れがあるので再検討すべきであるとの意見が出された。英国は, この論文は, 個々の検査さえ十分に行なえば, 現存の圧力容器は $10^{-5} \sim 10^{-6}$ /year・vesselと云う基準を満たしているとの意見が出された。米国は, 現在

10⁻⁶ と評価しているが、公表していないが、実際はもつと小さいだろうと述べ、フランスは原子炉容器への新しい基準を準備中であることを示唆した。

今後この方面の会議に、日本を始めとする各国がエキスパートを派遣されたいとの要望がなされた。

11.5 軽水炉安全性ワーキング・グループの今後について (Annex 1, # 2.5)

ワーキング・グループの今後については、特別委員会を作つて検討することになつた。

12. 動力炉の故障、事故の報告^{3~7} (Agenda # 13)

日本より、大きな被曝事故はないが、その他の故障、事故等をリスト・アップした資料等を配布し、その中から美浜発電所の蒸気発生器、J P D Rの配管亀裂、漏洩の報告を行つた。これについて、漏洩発見の端緒、漏洩開始から発見までの時間等の質問があつた。西独からは Wurgassen の蒸気配管漏洩の報告があつた。米国からは

- ① ある BWR のブローダウン実験中、給水等に誤動作があり、運転員の適切な処置で事なきを得た。設計と運転方法の変更をした。
- ② 2 つの BWR で、ポイズン・カーテンの振動が起つた。冷却水の流路を調整してなおした。
- ③ 2 つのオフガス処理系で爆発が生じた。1 つは落雷によるものであるが、他の 1 つは雷によるものではない。原因は接地がホールド・アップ系に対して十分でなかつたことによる。
- ④ 1 次圧力バウンダリは、衝撃波にも耐える様になると云う基本的な要求を満たさないプラントがあり、配管ルートを変更した。
- ⑤ 燃料の焼きしまり (densification) などの事例が報告された。

最近の Nucleonics Week の記事に関する質問に答えて、停電時、一旦ディーゼル発電機の起動に成功したが、電源回復直後に再停電した際、リセット・リレーが元に戻らず、ディーゼル起動に失敗した例が報告された。フランスは、

- ① シノンの Ed F-3 で 1 次配管に亀裂
 - ② マルクール炉では、炭酸ガス配管に亀裂 (この炉は解体する)
 - ③ ブーリエ炉は、被覆表面に沈着物が生じて温度上昇、これは冷却材中の酸素量を増して対処
 - ④ フェニックスは順調で、超音波透視器が活躍中
- などの報告を行なつた。質問に答えて米国は、米国でも S L-1, Hallam 等の解体を行なつたが、一般に退役した炉は、火力発電に変更するとか、燃料は取り出すが、別の用途に使うことなどを考慮すると答えていた。

トルコよりこの様な事故例を取りまとめて編集してほしいとの要望があつた。これは、IAEA で既に作業中であるが、CSNI としても、日本が提出した様なリストを各国でま

とめることとした。また英国より、事故の詳細な説明は、なるべく専門家会議でやるべきで、本会議では、それには入らない様な事例を取り扱う様にすべきだとコメントがあつた。

11月14日

1.3. 原子力プラントの防護における人工的衝撃 (man-induced impacts) の考察

(Agenda # 14)

当初の事務局の計画は、プラント内部から生ずるミサイルについて討議する計画であつた。英国からは資料を集める時、放射性事故にならぬものは扱わない方が良いと意見が出た。話題はむしろプラント外部からの衝撃に集中した。まず西独は、格納容器の設計に当つて、飛行機墜落、近隣のガスプラント爆発、ガス・クラウド爆発(近くを航行中のLPG船が衝突するなどして、引火性のガスの雲を生じ、これが原子力プラント附近に移動して爆発する様な事例をさす。)、タービン・ミサイル、サボタージュなどあらゆるスペクトルをカバーする様にする方針であると述べた。フランスは、内部ミサイルはその発生確率は小さく、しかも軌道はかなり良く予測できるので、対策も比較的容易である。外部ミサイルは、軽飛行機等であるが、原子炉建家、及び炉外補助施設等に、何等かの処置が必要となると述べた。⁸⁾

一方米国は、1958年の「いかなる事象も安全系を破壊してはならぬ」と云う基準に基づき、Regulatory Guide No. 14に定めた線に沿つて重回転機器や、主蒸気管の支持、通路等を再調査中である。タービンの回転軸の方向については、未だGuideに取り入れるに至っていない。

外部ミサイルとしては、むしろ暴風、竜巻等の自然現象に着目している。航空機については、 10^{-6} 以下の確率であることを求めており、実際は空港から10マイル以遠であれば何らの措置を取っていないと述べた上、特に空港に近い4つの例(空港から4.5~3マイルのプラントで措置は不要か、もしくはあつても小型機に対するものにすぎない。)をあげて、規制の実態を明らかにした。サボタージュについては、ハードウェア、運転要領等で防止対策を要求しているが、これらの規制は公表はされない。サボタージュの問題は、核燃料の逸散防止と関連があり、両者併行して新しい要求を作成中である。カナダは、ミサイル等については、Physical separationを徹底することによつて対処しようとしている模様である。また、ピカリング炉は、空港から20マイルほど離れていたのであるが、最近、数マイルの地点に大飛行場を作る計画があり、目下運輸当局と相談している所であると云う。日本は、タービン軸方向については、未だ結論に達せずにおること、また使用済燃料プールへの飛来物落下も考慮していると述べた。

英国は、様々の衝撃についての対策は、一応考慮し得るとしても、ガス・クラウド爆発の問題は解決が難かしいのではないかとコメントした。米国は、工業施設の近くに原子炉を設置する場合について未だ結論を得ていないとしながらも、原則的には、非居住地、低人口

地域によつてかゝる事故を防止するとの立場であると述べた。(尚、付言して、低人口地帯の人口が次第に増加することがあり、困るとコメントしていた。)これに対して、西独は、重ねてその規制の方針を述べ、さらに、コンクリート構造物に鉄骨の補強をした場合の耐衝撃強度を論じた。カナダは、格納施設の耐衝撃、耐火等を論じ、さらに衝突の方向を考慮して、2つの保護回路を直角に配置するなどの方法を述べた。

カナダは航空機の墜落を考えると、炉の火災を防ぐことは無理であると発言あり、ドイツはわが意を得たりと、だからドイツはコンテナで航空機墜落を防ぐようにしたと言っている。(但しドイツは戦争による航空機墜落問題を取り上げているらしいと言うことで他国から従来反論がある。)

最後に議長が、航空機については

① 定期航空便の航空機 これらは事故は確率論的計算がし易く確率は小さいが、大型でかつ燃料も多量である。

② その他の航空機 これらは事故の確率は小さくはないだろうが、一般に小型軽量(13トン以下)である。これには、軍用機、一般民間機を含む。

の2通りに分けて考えるのが妥当であろうと述べ、この問題については、ワーキング・グループあるいは専門家会議等を検討する様、事務局に要請した。各国はこれに、コメントを提出することを求められている。

1.4. 格納施設の研究の進展 (Annex 1, # 3)

スエーデンはマルビケン計画における実験結果を示し、また昼食時に映画を上映した。注目すべきことは、ウエット・ウエル液面に振動が出ている点である。報告の内容は、1973年のANS Topical Meeting に提出されている論文の内容そのままであるので、省略する。

注目する点はコンクリート構造物の熱吸収が予想以上に大きかつたこと、即ち壁面での凝縮が大きく、質量バランスがCONTENT-PSのコードではうまく合わぬ。コンデンサー内の温度分布が深さによつてかなり有り、ミキシングがうまくないとゆうことであつた。西独は、マルビケン計画にも積極的に参加している(最大の出資国である)。一方、国内における格納施設の研究状況を、バツテル・フランクフルト研究所、ミュンヘン工科大学等の研究を中心に詳細に紹介した。特に注目すべきものは、アイス・コンデンサ型格納施設の実験を5回も行なつた(ミュンヘン工大40m高さ)。氷の実効的熱伝達係数が求められたとしている点である。水コンデンサでは多量の蒸気がパイプを通ることの難しさや、振動を経験したと言ひ。コンテナの高さは9m、径20mで、 $\frac{1}{4}$ モデルであつた。同じく、GKSSでは、船舶用の圧力抑制型格納容器の研究を行なつている。

フランスは、漏洩を検出する方法として、6弗化硫黄(SF₆)をトレーサとして用いるのが有効であると、資料を配布して説明した。⁹⁾ また、日本は、格納容器内での事故時の

分裂生成物の挙動、特に沃素の分配係数 (partition factor) が重要であると指摘した。

米国は、最近、AEO内に原子炉安全性を研究する部門が独立して設置され、研究活動が一段と強力になると前置きして、米国はマルビケン計画にも参加しており、さらにLOFT計画は、格納容器を含んだ実験であると述べた。

1.5. 圧力容器等の供用中検査 (Annex 1, # 4)

カナダは、1974年には、この問題に対するカナダのアプローチを示すことができるだろうと述べたに止つた。英国は、様々な計測機器を開発しており、超音波法、Acoustic emission、レーザー・ビームによるホログラフィー (これは写真を示すなどして、印象が深かつた。) 渦電流法などの説明があつた。フランスは、超音波法、音響ホログラフィー、超音波スペクトルによる欠陥の大きさ、特性を検出する方法、Acoustic emission等について述べた。¹⁰⁾ 日本は、JPDRの圧力容器ヘアクラックの経験と、環境安全専門部会の答申に基く今後の研究方針を紹介した。

これに対して、米国は、1次系圧力バウンダリ (圧力容器を含む) 等の使用前及び供用中検査には、極めてシステムティックなアプローチを行なっていることを強調し、Regulatory Guide 1.51 (1973年) 及びASME Codeの規定について説明した。また、新たな基準として、脆化を測定するサンプルは、必ず容器内に置き、中性子照射と、環境の影響の双方が容器母材の条件と同じくなる様に定めたと述べた。

西独は、様々な非破壊検査の方法が開発されつつあるが、破壊力学の計算に使えろ様なデータを得ることは極めて困難なのが現状であること、このため、多様な検出方法を用い、そのデータを処理する高度なソフトウェアが必要であると指摘した。また、HDRが近く停止解体するので、これで種々な検査もできようとして述べた。フランスは、質問に対して、FBRでは薄肉でかつ高温であるため、ASMEに定める様な供用中検査は困難であるが、超音波探傷法等で、何らかの検査を実施していると答えた。

1.6. 高温ガス炉の安全技術 (Annex 1, # 5)

事務局より標記の件に関し、情報の交換をコーディネートする提案があつたが、各国共時期尚早の意見で、明年のCSNIで改めて討議することにした。

1.7. 圧力管型重水炉の安全技術 (Annex 1, # 6)

事務局より、これに関するテーマとしては、i) ブローダウンとECC実験、ii) LOCAの解析 iii) 供用中検査などがあると指摘した。カナダは、この件に関しては、日本と情報交換を行なつて来たとして述べた。日本は、この問題は、日本にとつて重要ではあるが、これをCSNIで取り上げるか否かは、カナダ、英国、イタリー等が同意し、同等の討議をすると云う条件が満たされることが必要である。この条件が満たされるならば、次回に、更に具体的に提案できようとして述べた。議長及び事務局は関連諸国が協議の上、次回の会議に報告して欲しいと要請した。尚、会議終了後、日本は英国及びカナダとこの件について個々に話し合

つた。11)

18. FBRの安全技術 (Annex 1, # 7)

18.1 大型高速炉の反応度事故 (Annex 1, # 7.2)

フランスは、現在250 MWeのPhenixが初回起動中で、これに関連して、1200 MWeのSuperphenixの検討をしているが、大型炉の反応度事故は、i) 事故のリスク、ii) モニタリング、iii) 災害評価、の3つの観点から論ずべきだとした。まず、大型炉では、1燃料集合体当りの反応度が小さくなるから、リスクは小型炉より小さくなるであろうし、モニタリングの計測器の数も相対的には小さくなる。災害評価では、事故の連鎖を理論的に考察して、拡大防止を考えることになる。仮想事故としては、燃料溶融-核暴走が起きた時を考えると、反応度挿入率は、Phenixは80 \$/sec、1200 MWe炉では60 \$/sec程度になる。この差は、炉心が大きくなれば燃料の量も多くなるが、Na-燃料反応率は変らないことによる。機械的エネルギーは、炉心の大きさに比例するから、高出力炉では格納施設(原子炉容器)が大切で、特にタンク炉の場合、上方スラブにかかる動圧に対抗できる様にしなければならない。と述べた。

西独は、フランスの意見に同意しつつ、SNR300では2種類の事故を仮想していることを紹介した。米国は、DBAの考え方を歴史的に述べて、LMFBRでは、内側格納施設としての原子炉容器と、火災等に対する外側格納容器とで、事故が適切に収束される様考慮していると説明した。日本は、原型炉、大型炉に適用できる様、既存の解析コードの改良を進めていることを報告した。

18.2 高速炉燃料の炉内実験 (Annex 1, # 7.1)

西独は、Pettenでの過出力過渡実験、独仏共同のGABRI実験、DFRでの照射実験、MOLでのインパイル試験、MOL-7Cの局所閉塞実験などを紹介した。

フランスは、資料を配布して、SOARABEE計画について、次の如く述べた。¹²⁾ 即わち、流量喪失や局所閉塞時にスクラムが動作しない場合のナトリウムインパイル実験を実施中で、既に1ピン試験は終了し、7ピンを73年から74年にかけて行ない、その後91ピンで事故の伝播を含む実験を行なう予定である。これまで、冷却材の沸騰挙動、被覆や燃料の破損挙動について調査した。Na-燃料相互反応は確認されていない。これまでの結論は、今回の試験は定性的に確認され、また燃料の計測器は保守的に作られていることの2点である。日本は、GETRを利用したピンの挙動実験、SIL実験及びNSRRの計画を説明した。

18.3 Na-UO₂ 相互反応の理論的解析の比較検討 (Annex 1, # 7.3)

担当のMr. Gilby(英)が欠席しており、討論できなかつた。尚、事務局より、グループの会合を近く開きたいとの意向が示された。

18.4 液体金属沸騰ワーキング・グループ^{13~16)} (Annex 1, # 7.4)

各国のプログラムのまとめが紹介された。各所の実験装置が異つているため、実験を一

致させるのが難かしいので、流体力学の問題にしぼり、過熱に対する流速の影響について一連の実験を行なうための組織体制、及び次回のワーキング・グループの紹介があつた。

1.9. 各国の安全研究 (Annex 1, # 8)

この項目では、スウェーデン、西独、日本、米国、フランス、イタリー、英国、スイスから、それぞれの研究の概要が報告された。スウェーデンは、主要項目として、

- ① PSコンクリート圧力容器
- ② ECOS (8×8 集合体についての実験を74年に開始、さらにマルビケン第2期計画)
- ③ 分裂生成物の分布、挙動
- ④ 燃料の焼きしまり
- ⑤ 環境問題 (population dose, 都市接近, 地域暖房との関連, 等)

ストックホルム近くで熱併給発電の地域暖房を原発で行なうことについて、火力、原子力の比較をした。20 km以内に近づける場合は従来方式(火力)の方が経済的である。をあげていた。西独は、特に最近、綿密な計画の下に研究を推進しつつあり、最近の主要テーマとして次のものをあげている。

- ① 圧力容器の安全性 (HDRを解体するので、破壊検査も可能になるう。)
- ② パイプ等の振動解析
- ③ ブローダウン実験 (LOFT Semiscale 級と云うことである。)

日本は、軽水炉に関しては、環境安全専門部会の案に基き、11項目の主要テーマをあげ、さらに高速炉については、資料に基き、 UO_2 のレーザービームによる実験、エアロゾル実験、耐衝撃、耐震、大型Na-水反応実験、さらにコードの開発等について報告した。

米国は、前述した様にAEO内の安全研究部が独立し、一貫した態度で安全研究を統括することができる様になつたことを紹介した。FBR、HTGRについては、いくつかの研究機関に、独立に安全性評価を行なわせており、やがてこれらが集大成されて、統一的な安全評価手法が確立されることにならう。軽水炉については、従来の研究を一層推進、拡充していくことになるが、主要なテーマとしては、

- ① 現在のECOSの再評価 (場合によつては再設計)
- ② 海上原子炉 (floating reactor)
- ③ 確率論的研究 (特にLOCAに関して)
- ④ 炉心溶融時のFP挙動の大規模実験
- ⑤ 燃料挙動 (出力暴走時の挙動、被覆の酸化等)
- ⑥ 圧力容器の健全性 (熱衝撃、高サイクル疲労等)

等をあげていた。フランスは、資料を配布したのみであつたが、¹⁷⁾ 主要テーマは、

- ① 定量的安全解析 (含信頼性研究)
- ② 格納容器安全研究

③ 原子炉容器安全研究(E C C S解析コード, S A S の改良, S C A R A B E E, C A B R I 等)

④ その他, ナトリウム火災等々

である。イタリーは,

軽水炉関係

① L O C A 時の燃料の挙動

② スプレーによる F P 挙動の変化

③ 配管破断の研究

高速炉関係

④ ナトリウム沸騰(沸騰ループを建設する)

⑤ 事故の波及, 拡大

⑥ Na - 燃料相互反応

さらに

⑦ 耐震設計(可動試験ステーションを製作したとの紹介があつた。)

イギリスは

F B R 関係

① 熱的干渉

② 燃料集合体強度試験

③ 格納(原子炉)容器の動的応答

④ UO_2 の高温特性(レーザー・パルスを利用)

鋼材料関係

⑤ 非均質性の研究

⑥ 高応力勾配の研究

在来炉型関係

⑦ コンクリート構造の研究(ライナーを通しての漏洩の影響等)

⑧ 化学的爆発対策(ガスクラウド等)

⑨ L O C A のブローダウン時の高温水のリザーバー

H T G R 関係(1971年11月に報告以来, 特に変化はない)

⑩ F P 化学

⑪ 余熱除去系の信頼性

等を報告した。最後に議長はこれらの研究に関し, 注目すべき結果, あるいは計画の変更等を, 次回に報告されたいと要請した。

20 原子力安全研究インデックス(Annex 1, #9)(SEN/SIN(73)6)

この様なインデックスを作成して行くことの重要性と, 事務局がこの線に沿って作業を進

めることは異議がなかつたが、提案に指摘されている様に、この作業は、データ・シートを標準化し、項目分類のシステムを良くすることで、さらに改善されると考えられる。分類システム作成については、各国意見を出してもらふことにし、さし当つてE Oで実施中のものがあるので、一応E Oが案をまとめることになつた。発行ずみのものが日本のどこかに来ていると思われるが不詳である。これに関連して、計算コードの協調の必要性から、OECDイストラ研究所で、世界のコードを集めようとしており、また毎年セミナー（2日間、最高50人）を開いて接触を深めていることが紹介された。NEA Computer Program Libraryには原研の石川寛氏が参加している。米国は、ANLプログラム・ライブラリと良く接触を保つ様にコメントした。

2.1 OSNI主催の将来の活動に関する提案 (Annex 1, #10)

2.1.1 会合の準備状況 (Annex 1, #10.1)

- ① Na-UO₂ 反応専門家会議 (73年11月21~23日, 3セッション, 26論文)
- ② 信頼性工学の開発と原子炉プラントへの応用 (74年, 明年1月に論文選考)
- ③ 空間・時間動特性専門家会議 (AEGRPと共催, 74年6月以降)
- ④ 液体金属沸騰ワーキング・グループ (74年4月22, 23日)

以上4件について、準備状況の報告があつた。それぞれ着々準備中の様であつたが、③はベンチ・マークについての各国の反応が余りなく、難航している模様である。

2.1.2 (Annex 1, #10.2) 異常の早期発見 (異常診断)

延期と決定した。

2.1.3 (Annex 1, #10.3) 原子炉機器の超音波検査

延期と決定した。

2.1.4 (Annex 1, #10.4) 耐震設計:理論モデルの比較の専門家会議

米国より、耐震の研究には、地震波の伝播、建物の共振等々、極めて異なる分野が包含されており、従つて会議を開く場合には十分にテーマをしぼつて、最も適当な専門家を集める必要があるとのコメントがあつた。

2.1.5 (Annex #10.5) Na-UO₂ 相互作用:計算モデルの比較

2.1.6 (Annex 1, #10.6) E O動作中の異なるプロセス (専門家会議)

これは、ワーキング・グループを作ることにした。

2.2 将来の活動 (Annex 1, 11)

スペインより、今回各国の安全研究プログラムが報告されたので、これについて各国が意見を出し、討議してはどうかと提案があり、事務局で次回会合において議題とすることを検討することになつた。

日本は、たとえば高速炉について計画をたてる場合には、IAEAのIWGFRと良く協調してもらいたいこと、また public acceptance に関しては、utility の意見も十分採り入れる様に提案した。

CSNIは年1回会合し、今回は明年11月5日からの週と決定された。

1. 1月15日(Licensingサブグループ) 議長 氏

2.3. 加盟国の原子炉施設の規制当局の構成、組織の集収(Annex 2, #1,

SENISIN(73)7)

日本に於ける許認可の組織については、前日既に組織図とその説明を配布していた所であるか、各国、各機関から、どのような情報が提出できるか、あるいは準備中であるかについて報告があつた。米国はこの様な作業が必要な時期であると思うが、各国の方式を正確に把握する様なフォーマットを作ることはかなり困難であること、またIAEA等の他の機関の作業と重複しない様にすべきこと等のコメントを述べた。これに対し、議長及び事務局より、各国の方式を比較することは当面意図しておらず、情報交換と、開発途上国に対する教育的意味が含まれるとの説明があつた。討議の結果、動力炉にしぼつて、明年4月1日までに各国が事務局に情報を提出することが決定された。

2.4. 加盟国での原子力施設の立地、設計、建設、検査、品質保証のための規格、基準、実施要綱の集収(Annex 2, #2, SENISIN(73)7)

この作業の意義について、前項と同じく、各国がその共通点、相違点を認識し、理解を深めて行くことが必要であることが認められた。ECより、軽水炉に関して、EC諸国の規格基準を集収中であるとの報告があり、当面話題を軽水炉にしぼり(たゞしこれにはカナダが異論を述べた。)ECの作業結果を次回会議前に配布してもらい、各国がこれにコメント、あるいは寄与をして欲しいと云うことになつた。事務局より特に日本、米国を取り上げたいとの希望が述べられた。尚、スペインから、原子炉を自から開発していない国では、この様な規格、基準を作成することは困難であるとのコメントが出された。また他の意見として各国で仮想事故の仮定のおき方、計算法も変り、およびその解釈が変り、まとめが難しいと言うのも出た。

2.5. 原子炉の設計・建設のための実施要綱、設計基準(Annex 2, #3)

(SEN/SIN(73)8)

IAEAのパネルで作成した原案に検討を加え、74年8月に最終版にすると云う計画が、IAEAから説明があつた。米国は、この種の基準は、そのレベルをどこに設定すべきか、と難しい問題であるが、この様な作業がなされねばならない時期であると述べ、トルコは、この基準は安全上の問題点の解決法を示すと云うよりは、何が問題なのかを示す性質のもので、その意味で有用であると述べた。IAEAパネルに参加している国は、直接その意見をパネルに提出すれば良いので、パネルに参加していない国でコメントがあれば事務局に提出することにした。(尚、日本はパネルに参加している。)

2.6. USAECの新基準の影響の報告

ここでいう「新基準」とは、as low as practicableの原則に従つて、軽水炉の平常時周辺線量を5 mr/年としたことを指す。米国の説明によれば、この5 mr/年は“Design Goal”を示すもので、実際のプラントで、これを若干超えても、それは許される。ただし、この値の2倍を超える様な場合には、何らかの措置が求められよう。また、沃素（ある化学形の）や希ガスについては、モニターされない放出も考えられ、その検出は困難なので、15 mr/年位にする必要があるかも知れない。5 mr/年、あるいは15 mr/年と云う値を周辺で測定するのは事実上不可能で、従つて放出口での測定値から周辺被曝量を計算することになる。この計算モデルは現在も作業中である。また Backfit については、Backfit に原則として case by case と云うのが一般であるが、この5 mr/年の基準は全プラントに適用されると述べた（例えばドレスデン BWR では新しい機器がとりつけ、放出率が下るまでは出力を下げておくなど）。

カナダからは、米国の5 mr em/年 には未だ不明確の点が多い事およびカナダとしては未だ新しい基準を制定しようとはしていないが、これまでの実績は、ICRP 勧告の1/100 以下であること、またこの被曝量は、計算モデルに様々な保守性が含まれていることを考えれば、さらに下がると述べた。またイタリーは、この様な基準は、米国の様に多数の原子炉がある国のためのもので、イタリーでは、as low as practicable の原則に従つて case by case に判断しており、実際には1~90 mr/年に分布している。米国の5 mr/年は、preliminary screening figure と考えると述べた。

この新基準とMCA（あるいはDBA）の線量との関連についての質問に対し、MCAの線量はサイトの大きさを判定するための一つのめやすであつて、平常時はもちろん、事故時にも実際に起り得る線量の上限を定めたものではなく、今の所これを改定する予定がないことを明らかにした。イタリーは、公衆の全リスクを評価するには、確率論的考察を取り入れる必要があると述べたが、イタリーがこの新しい手法を採用しようとしているのかどうかは疑問である。ECは、DBAの許容被曝量を決めるために生物学的評価のできる人をNEAの中に入れてどうかを提案した。さらにECは、MCA許容線量は、医学的面と経済的な面とを考慮して政策的に決定される（もちろん、そのための技術的な判断資料は必要であるが）のではないかと指摘した。

2.7. スクラムなしの予想される過渡状態 (Annex 2 #5)

いわゆる ATWS の考え方について、米国は基本的な考え方を説明した。その内容は、WASH 1270 (1973年9月) に述べてあるので、* 詳細は省略する。質問に答えて、

脚注 米 スクラムが働かなくても次のガイドラインを満足すること、即ち1) 予想される過渡時の災害がDBAを越えない。2) 1次系の設計圧力限界値以上に圧力がならぬ。3) 過渡圧力上昇が燃料を壊さない。4) この時平均燃料エンタルピーは280 cal/gをこえない。5) コンテナはその設計圧力を越えない。6) 停止系をこわさず安全動作をさまたげない。7) スクラム系改造の場合 common mode failure は越えない。

BWRでは再循環ポンプ停止ですべて満足かどうかは検討中であると述べた。

いわゆる common mode failure の考え方(この結果、安全系は冗長性のみならず、多様性も要求される)は、従来の「独立事象」的な考え方を変更するものか、またこの common mode failure をたとえば E C C S にまで適用しようとしているかとの質問に対し、米国は、common mode failure は、従来も地震、停電などの例から判る様に全く考えていなかったと云うのではなく、その意味で原則を変えるものではないこと、この様な事故のモードについては、現在も研究中で(たとえば Rasmussen の論文を見よ)、必要に応じて段階的に前進して行く方針であると答えた。

2.8. 将来の活動 (Annex 2 #6)

カナダから国内の原子炉については十分な安全上の管理を行うとしても、輸出した原子炉については、輸出国の規制当局は何もできないと云う問題提起があつた。スペインは、この問題は単に機器のみでなく、土木建築関係も同様であると指摘し、売手国と買手国が、国家間の問題として意思の疎通をはかることはできないかと述べた。米国は、この問題は売手国、買手国双方からのアプローチが必要であろう、また I A E A などが、この様な問題で、適切な活動を行うべきだと述べた。

これに関連して、ソ連の原子炉を東独に設置される(この炉は西欧型の安全装置を持っていない由)ことについて、スウェーデンの科学者が反対していると云う話題が提供された。

I A E A はこの件についてまだ何等詳細情報を入手しておらないが、関係国を招いて会合を開くことはできる。但し、現状で規制できるのは、核燃料のみである、と答えた。

次いで、日本からヨーロッパ各国の様に互いに国境を接している所で、国境附近の原子炉の規制をどうするかとの質問が出された。E C は、EURATOM Treaty 第37条でこの問題は既に考えられており、加盟国の専門家会議を開く、尚この他様々の産業活動、衛生問題等についても、同様に規制を行つていと述べた。またカナダは、五大湖附近の炉について、米国と情報交換を行つており、オランダもドイツ、ベルギー等と情報交換をしているとの答があつた。規格、基準等が異つたらどうするかと云う日本からの重ねての傾向に対し、E C は2国間の協議によると答え、オーストリアはスイスが建設中の炉について未だ合意に達していないと答えた。デンマークは、北欧諸国は現在協議中で、合意に達しそうであると報告した。スペインはポルトガルとの間に河の使用で問題があると報告した。この問題は今後次第に重要となつて行くであろうことが認識された。

さらに将来活動として、各国から提示された事故、故障報告の評価をしたり、重大な事故が発生した場合には、その報告を聞くと云う提案があり、当事国の同意を要すると云う条件を付して承認された。

次回(74年11月上旬)も、前半の研究関係の後に引き続いて Licensing の問題を取り上げることにした。

Ⅲ 感 想

1. 最大の出資国として日本はNEAを今後積極的に活用すべきである。
2. CSNI会議自体はかなりピッチの早いものであり、従つて、かなり活潑に日本も意見を開陳すべきよう準備も怠りなくしておくべきと考える。
3. ヨーロッパには、IAEA, OECD, EURATOMと3つの同じような団体があり、これらに対し各国がどのように分担して参加しているかと思つたが、IAEAとOECDでは前者がやゝ研究開発側、後者がやゝ審査規制側である事が米英独仏については言える事が判つた。但しOECD側でも勿論研究作業もある。
4. 然し高速炉に関しては、今まで相当IAEAの中のIWGFR (International Working Group) がやつており、今後3団体の間の調整をそれぞれの事務局で緊密にとる必要があると思えた。
5. 今後 Specialist 会議, Working Group などえもその道のエキスパートで而も出来るだけ会話の出来る人を沢山出すべきである。
6. 各国が今回の会議で共同研究をしようと言う意向を出しているのでわが国もそれが効果的なら海外での共同研究に参加する事がよいであろう。
7. この方面のIAEA, NEA, EURATOMなど国際会議の開催日程はかなり事前から判つている筈であり、わが国から派遣する計画について事前に十分計画をたて、国費で参加するより予算化すべきである。また連続的に積極的に参加し、会議の様子を follow できるようにしておくことが必要である。

IV 配布資料

SEN/SIN(73)1 (プログラム)

SEN/SIN(73)2 Co-ordination of the Activities between the Committee on Radiation Protection and Public Health

SEN/SIN(73)3 Proposal for co-sponsoring the IAEA Symposium on the Siting of Nuclear Power Plants, Bordeaux, 1974

SEN/SIN(73)4 Proposal for a Symposium on the Safety of High Temperature Gas-cooled Reactors in 1975

SEN/SIN(73)5 Critical Review of the Emergency Core Cooling Meeting in Munich, October 1972

SEN/SIN(73)6 Nuclear Safety Research Index

SEN/SIN(73)7 Proposal for a compilation of the structure of the national authorities responsible for the licensing and inspection of nuclear installations, as well as a compilation of the standards, codes and practices applied

SEN/SIN(73)8 Code of Practice, Design Safety Criteria for Safe Reactor Design and Construction

1. COMPTE RENDU DE LA REUNION DE SPECIALISTES SUR LA SECURITE DES ELEMENTS COMBUSTIBLES POUR REACTEURS A EAU, TENUE A SACLAY DU 22 AU 24 OCTOBRE 1973 par H. VIDAL (軽水炉用燃料専門家会議) (仏)

2. 1116/III/73-F MECHANICAL AND MATERIAL PROBLEMS RELATING TO THE SAFETY ASPECTS OF STEEL COMPONENTS IN NUCLEAR PLANTS, Fourth Meeting Brussels, 15-16 June, 1973

(鋼製機器の機械材料問題) (EC)

3. Significant Malfunctions & Accidents in Japanese Nuclear Facilities
(日本の事故故障記録リスト)(日)
4. Mihama Unit #1 Steam Generators (美浜蒸気発生器)(日)
5. CRACKING IN REACTOR PRIMARY SYSTEM PIPING OF JPDR PLANT (JPDR 1次系亀裂)(日)
6. Safety, environment and licensing problems of nuclear power plant in Japan by H.Uchida (日本の安全, 環境, 規制問題)(日)
7. REACTOR SITING CRITERIA IN JAPAN (敷地選定基準)(日)
8. SURETE MISSILES, EXPOSE DE SYNTHESE POUR LA CONFERENCE DU COMITE SUR LA SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES par. A. SOKOLOVSKY (ミサイル防衛, CSNI用総合報告)(仏)
9. REUNION DU COMITE SUR LA SECURITE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES DE L'AGENCE POUR L'ENERGIE NUCLEAIRE, MESURE DE L'ETANCHEITE D'UN CONFINEMENT PAQ EMPLOI DE TRACEURS R.RZEKIECKI, 2 Nov. 1973 (トレーサーを使用した格納施設の漏洩測定)(仏)
10. DEVELOPPEMENT EN FRANCE DES TECHNIQUES UTILISEES DANS L'INSPECTION EN SERVICE DES CUVES METALLIQUES SOUS PRESSION par. A. PROT (仏国の圧力容器インサービスインスペクション技術の開発)(仏)
11. Pressure Tube Reactor Safety Technology by J. H. Bowen, UK
(圧力管型炉の安全性)(英)
12. ENSEIGNEMENT GENERAUX DES EXPERIENCES SCARABEE SUR L'ETUDE EN PILE DU COMPORTEMENT DU COMBUJTIBLE DES REACTEURS RAPIDES EN CAS D'ACCIDENTS DE REFROIDISSEMENT J.PETIT
(高速炉冷却材喪失事故の燃料挙動インパイル研究 SCARABEE 経験)(仏)

13. LIQUID METAL BOILING WORKING GROUP (CREST/LMBWG)
PROGRESS LETTERS (9th issue) October 1973 ISPRA
(LMBWG プロGRESSレター) (NEA)

14. INFORMATION ON THE ORGANISATION OF THE COMPARISON
EXPERIMENTS REGARDING THE INFLUENCE OF THE RE-EFFECT
OF SUPERHEAT Ispra Nov 10, 1973
(過熱に対する流速効果を比較実験する組織体) (NEA)

15. LIQUID METAL BOILING WORKING GROUP, Next Meeting Ispra
10.11.73 (LMBWG 次回) (NEA)

16. Information on the organization of the next "Liquid Metal Boiling
Working Group" meeting in Grenoble given by the C.E.A.Lab., CEN-
GRENOBLE, C.C.R.-Lab., EURATOM Ispra Nov. 10, 1973
(次回 LMBWG計画) (NEA)

17. LE PROGRAMME FRANCAIS D'ETUDES DE SURETE RELATIVES AUX
REACTEURS J.L.CALLY (仏国原子炉安全研究計画) (仏)

追 記

下記文献類が送付されて来た、すべて72年10月ミュンヘンで行われたCREST
Emergency Core Cooling Meeting の論文である。

1. Critical Heat Flux (Burn-out) in Transients : Remarks on the Available Information by A.Hassid
2. Review of Comparisons between theoretical and experimental simulations of blowdown and ECC presented at the CREST specialist meeting on ECC at Munich, October 1972
3. CREST SPECIALISTS MEETING ON EMERGENCY CORE COOLING OF LIGHT WATER REACTORS ; POST DRY OUT HEAT TRANSFER CONDITIONS by M.COURTAUD
4. Review of "The Mechanism of Rewetting" by A.R.Edwards
5. PWR core reflooding : a review of the experimental data presented at the CREST Specialist Meeting, Munich 1972
6. PERMISSIBLE LOADS ON WATER COOLED-MODERATED REACTORS FUEL ELEMENTS
7. CRITICAL REVIEW OF PAPERS PRESENTED AT THE CREST SPECIALISTS MEETING ON EMERGENCY CORE COOLING FOR LWR(OCTOBER 1972) WITH RESPECT TO BLOWDOWN CODES
by H. Karwat