

海外出張報告

1976 ASME-ANS
INTERNATIONAL CONFERENCE
ON ADVANCED NUCLEAR ENERGY SYSTEMS 参加報告

1976年7月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N 960 76-06
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	

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

海外出張報告

報告者 一色 尚 次(東工大教授)
都 甲 泰 正(東大教授)
八 卷 秀 雄(日立)
小 杉 久 夫(動 燃)
阿 部 進(東 芝)
岸 田 公 治(三菱原子力)

要 旨 1976年3月に、米国において開催された "1976 ASME-ANS INTERNATIONAL CONFERENCE ON ADVANCED NUCLEAR ENERGY SYSTEMS" に参加し、日本の高速炉開発に関する現状を紹介すると共に、各国における新型炉開発状況について聞き討議を行った。

本報告書は、上記会議における高速炉関係の内容をまとめたものである。

目 次

1. まえがき	1
2. プログラム	2
3. LMFBR建設, 運転経験 (Session I)	7
4. LMFBR冷却系機器 (Session IV)	15
5. 増殖炉の安全性 (Session VI)	22
6. 増殖炉の敷地, 許認可, 防護に関するパネル討論 (Session VIII)	32
7. LMFBR原子炉系機器 (Session IX)	36
8. 商用LMFBRの設計 (Session XI)	42
9. あとがき	48

1. ま え が き

1976年3月15日から17日までの3日間にわたり、米国のピッツバーグ(ペンシルバニア州)において、米国機械学会(ASME)、原子力学会(ANS)共催で新型炉に関する国際会議(1976 ASME-ANS INTERNATIONAL CONFERENCE ON ADVANCED NUCLEAR ENERGY SYSTEMS)が開催された。

本会議は、高速増殖炉、新型転換炉、核融合炉等の新しい原子力システムに関し、各国の各分野の人々、即ち、官庁、電力、メーカ、建設等の人々が各国の開発の現状、関心事、問題点等を相互に認識し合い、より広いバックグラウンド、視野を持つのに資することを目的としたものである。

会議は2つのパネル討論を含む12のセッションからなり、そのうち半数が高速炉関係、残りの半数が新型転換炉、核融合炉、その他であった。

参加人数は約300名で、参加国は各セッションにおいて論文の発表のあったアメリカ、フランス、ドイツ、日本、イギリス、カナダの他、オランダ、スウェーデン、スイス等も参加していたようである。ソ連は参加するようentryしていたが、実際には不参加であった。

会議の詳細なプログラムは次に示すとおりであるが、高速炉関係においては、

LMFBRの建設、運転経験

” 冷却系機器の開発

” 原子炉系機器の開発

増殖炉の安全性

” 敷地、許認可、防護等に関するパネル討論

商用LMFBRの設計

の6セッションが持たれた。

本報告は今回の会議のうち、これら高速炉関係の各セッションにおける主要事項をまとめたものである。

2. プログラム

Session I	LMFBR建設, 運転経験	3/15 (月)	午前
II	熱中性子炉における開発	"	午後
III	新型炉の環境問題 (パネル討論)	"	夜
IV	LMFBR冷却系機器	3/16 (火)	午前
V	新型炉システム	"	"
VI	増殖炉の安全性	"	午後
VII	電力以外の原子力	"	"
VIII	増殖炉の敷地, 許認可, 防護 (パネル討論)	"	夜
IX	LMFBR原子炉系機器	3/17 (水)	午前
X	核融合炉計画	"	"
XI	商用LMFBRの設計	"	午後
XII	ガス冷却炉機器	"	"

FINAL CONFERENCE PROGRAM

JOINT ASME/ANS INTERNATIONAL CONFERENCE ON
ADVANCED NUCLEAR ENERGY SYSTEMS, MARCH 14-17, PITTSBURGH

(注: ×印は取りやめ)

MONDAY

- 0900 "welcome"; L. Bernath, SDF&E, USA
- 0905 INTRODUCTION: "U.S. Advanced Reactor Program"; Thomas A. Nemzek, ERDA, USA
- 0930 Session I: LMFBR Construction and Operating Experience
Chairman: T.A. Nemzek, ERDA, USA
Co-Chairman: E.A. Guthmann, IA, FRG
- 0930 "LMFBR Construction and Operating Experience"; J.M.MEGY, CEA, France
USSR
- × 1000 "BN-350 Operating Experience";
- 1030 "JOYO Construction and Preoperational Test Experience";
T. Hara and H. Kosugi, PNC, and S. Abe, Toshiba, Japan
- 1100 "Operating Experience With Experimental Breeder Reactor II";
R.N. Smith, W.H. Perry and G.C. WOLZ, ANL-West, USA
- 1120 "FFTF Construction Experience"; A. Squire, Westinghouse, USA R.C.Mairson
- 1140 "KNK Power Plant-Achievements and future Programs"; W. Marth, Gfk, FRG
- 1200 "SNR Construction Experience"; E.A. Guthmann, IA, FRG
- 1400 Session II: Advanced Developments in Thermal Reactors
Chairman: P. Margen, ASEA-ATOM, Sweden
Co-Chairman M. Levenson, EPRI, USA
- 1400 "Advanced Developments in BWRs": J.R. Calhoun & D.R. Patterson, TVA, USA
- × 1430 "High Temperature Gas Reactors"; V.S. Boyer, et al., PECO, USA
- 1500 "AGR Experience and Its Relevance to Future Gas-Cooled Reactors";
R.D. Vaughan, NNC, UK
- 1530 "Candu Systems"; W.G. Morison, Ontario Hydro, Canada
- 1600 "Coated Particle Fuel Element for PWRs"; W. Katscher, KfA, FRG
- 1630 "A Comparison of Advanced Reactor Potentials"; W.M. Pardue, R.S. Denning,
W.J. Madia, M. Pobereskin, J.D. Waddell & T.L. Willke, BMI, USA
- 1930 Session III: Environmental Aspects of Advanced Reactor Systems
USA Panel Discussion: Moderator, J.H. Wright, Westinghouse, U.S.A.
Panelists: S.I. Auerbach, HNL
B.A. Brunka, PMC

T.B. Cochran, NRDC
R.L. Hirsch, ERDA
M. Wiener, ERDA
W.D. Rowe, EPA

TUESDAY

- 0900 Session IV: LMFBR Coolant System Components
Chairman: W. Marth, GfK, FRG
Co-Chairman: R. Balent, AI, USA
- 0900 "SNR Coolant System Components"; H. Mausbeck, IA, FRG, A.H. de Haas van Dorsser, NERATOOM, Netherlands and E.A. Guthmann, IA, FRG
- 0930 "LMFBR Coolant System Components"; Y. Nakai, K. Mochizuki & T. Aoki, PNC, and H. Yamaki, Hitachi, Japan
- 1015 "U.S. LMFBR Coolant System Components"; R.E. Skavdahl, GE, J.J. Buggy, Westinghouse, and R.O. Barratt, Foster Wheeler, USA
- 1045 "Structural Analysis in Elevated Temperature Design"; D.S. Griffin, W-ARD, USA
- 0900 Session V: Advanced Reactor Systems
Chairman: K. Witrtz, GfK, FRG
Co-Chairman: P.R. Kasten, HNL, USA
- 0900 "Recent French Studies of the Gas Turbine-High Temperature Gas Reactor"; J. Bisbois, A.L. Patarin, J. Rastoin & T. Tilliette, CEA, & A. Chapelot, T-A, France
- 0930 "The development of the HTGR-GT Cycle in Germany"; H. Krämer and H.V. Schlenker, KfA, and E. Arndt, HRB, FRG
- 1000 "Gas Turbine HTGR"; N.J. Gerstein, ERDA, and J.M. Krase and J.M. Neill, GA, USA
- 1030 "The GCFR Program in the Federal Republic of Germany"; C.A. Goetzmann and H. Stehle, KWU, M. Dalle Donne, GfK, & S.D. Krawczynski, KfA, FRG
- 1100 "GCFR Program in the United States"; R.H. Simon, GA, USA
- 1130 "Recent Developments on Molten-Salt Breeder Reactors"; L.E. McNeese, HNL, USA
- 1400 Session VI: Safety of Breeder Reactors
Chairman: E.V. Gilby, UKAEA, UK
Co-Chairman: J. Graham, Westinghouse, USA

- 1400 "Super-Phenix Safety analysis"; A. Meyer-Heine, F. Penet, CEA, & A. Chalot, Cirna, France
- 1430 "Safety Design Criteria for LMFBRs"; R.W. Keaten, AI, and P. Bradbury, W-ARD, USA
- 1515 "Experimental Safety Research for LMFBRs"; J. Bailly, J. Petit, and P. Tanguy CEA, France; G. Kessler, GfK, FRG, and H. Teague, UKAEA, UK
- 1545 "Fast Breeder Reactor Safety"; R. Avery, ANL, USA
- 1615 "Gas-Cooled Breeder Safety"; J.A. Larrimore, GA, USA
- 1400 Session VII: Non-Electric Nuclear Energy
Chairman: Y. Togo, Univ. of Tokyo, Japan
Co-Chairman: C.L. Rickard, GA, USA
- 1400 "High Temperature Industrial Process Heat from Nuclear Fission"; R.B. Duffield, LASL, USA
- 1430 "Hydrogen Production by HTGR"; P. Courvoisier & J. Rastoin, CEA, France
- 1515 "Low Temperature Industrial Process Heat"; I. Spiewak and T.D. Anderson, HNL, USA
- 1545 "The Use of Heat from Nuclear Stations for Residential Heating"; P. Margen, ASEA-ATOM, Sweden
- 1615 "Nuclear Ships: Engineering a Future Transport System"; E. Schröder, W. Jager and H. Schafstall, GfSS, FRG
- 1930 Session VIII: Siting, Licensing and Safeguards for Breeder Reactors
International Panel Discussion: Moderator, A. Giambusso, ERDA, USA
Panelists: R.P. Denise, NRC, USA
E.V. Gilby, UKAEA, UK
H.G. Hübel, IA, FRG
P. Tanguy, CEA, France
Y. Togo, Univ. of Tokyo, Japan
P.S. Van Nort, PMC, USA
- WEDNESDAY
- 0900 Session IX: LMFBR Reactor System Components
Chairman: H.G. Hübel, I.A. FRG
Co-Chairman: J. Mangus, W-ARD, USA
- × 0900 "The Reactor System Components of SNR-300"; A. Brandstetter & J. Höchel, IA, FRG

- 0930 "Reactor System Components of Japan's Fast Breeder Reactors": Y. Nakai and Y. Hirasawa, PNC; K. Kishida, Mitsubishi, and H. Nakano, Fuji, Japan
- 1015 "Replaceable LMFBR Core Components"; E.A. Evans, HEDL, USA
- 1045 "Current USA LMFBR Reactor Assembly System Technology"; P.R. Pluta, G.E.; W.J. Rowan, W-ARD, and T.A. Mangelsdorf, HEDL, USA
- 1115 "CRBRP Fuel Handling"; K.W. Foster, AI, USA
- 0900 Session X: Fusion Reactor Programs
 Chairman: M.B. Gottlieb, Univ. of Princeton, USA
 Co-Chairman: R.W. Werner, LLL, USA
- 0900 "Fusion Reactor Programs"; K.H. Schmitter, Max Planck Institute, FRG
- 0930 "Fusion Reactor Development Program in Japan"; S. Mori, JAERI, Japan
- 1015 "Fusion Power Research and Development"; R.L. Hirsch, ERDA, USA
- 1045 "Engineering Aspects of Magnetic Confinement Fusion Power Plants"; C.C. Baker, GA, USA
- 1115 "Engineering Aspects of Laser Fusion Reactors"; L.A. Booth and T.G. Frank, LASL, USA
- 1400 Session XI: Commercial LMFBR Designs
 Chairman: C.P. Zaleski, EDF, France
 Co-Chairman: J.A. Kyger, ANL, USA
- × 1400 "BN-600 Construction Experience";
- 1430 "Super Phenix"; J. Megy, et al., GSP, France J. Leduc
- 1515 "Status of Preliminary Design of SNR-2"; E.A. Guthmann, IA, FRG
- 1545 "Introduction of Study of Commercial Fast Breeder Reactor"; N. Tanaka and T. Kojima, Tokyo Electric Power Co., Japan A. Kitano
- 1615 "U.S. Commercial LMFBR Designs"; L.E. Minnick, and J. Duffy, FPRI, USA
- 1400 Session XII: Gas-Cooled Reactor Components
 Chairman: R.D. Vaughan, NNC, UK
 Co-Chairman; R.F. Walker, PSC-Colorado, USA
- 1400 "HTGR Fuel and Fuel Cycle Technology"; A.L. Lotts and J.H. Coobs, HNL, USA
- 1430 "Prestressed Concrete Reactor Vessel"; A.J. Neylan, GA, USA
- 1515 "Design of Gas-Cooled Reactor Circulators"; E.A. Brass and E.J. Oakes, GA, USA
- 1545 "The Steam Generator for the Large Commercial HTGR": P.S. Hunt and W.G. Schuetzenduebel, GA, USA and M. Weber, Sulzer, Switzerland

3. LMFBR建設, 運転経験 (Session I)

Chairman T.A. Nemzek (ERDA, USA)

Co-Chairman E.A. Guthmann (IA, FRG)

米国における Advanced Reactor Program が Introduction として紹介されたあと,

Phenix

高速実験炉「常陽」

E B R - II

F F T F

K N K

S N R

の建設, 運転経験について発表があり, 質疑応答がなされた。P F R, B N - 3 5 0 については当初計画では発表される予定であったが, 実際には発表されなかった。

夫々の主要な内容は以下のとおりである。

(1) U.S. Advanced Reactor Program

T.A. Nemzek, ERDA

今回の国際会議の Introduction として米国における Advanced Reactor Program の概要を紹介した。

開発計画の主要な点は以下のとおりである。

Completion of Technical Basis for Administrators

Decision (L M F B R)

Physics	1984年
Material	"
Chemistry	1985
Fuel	1986
Components	"
Safety	"
Fuel Recycle	"

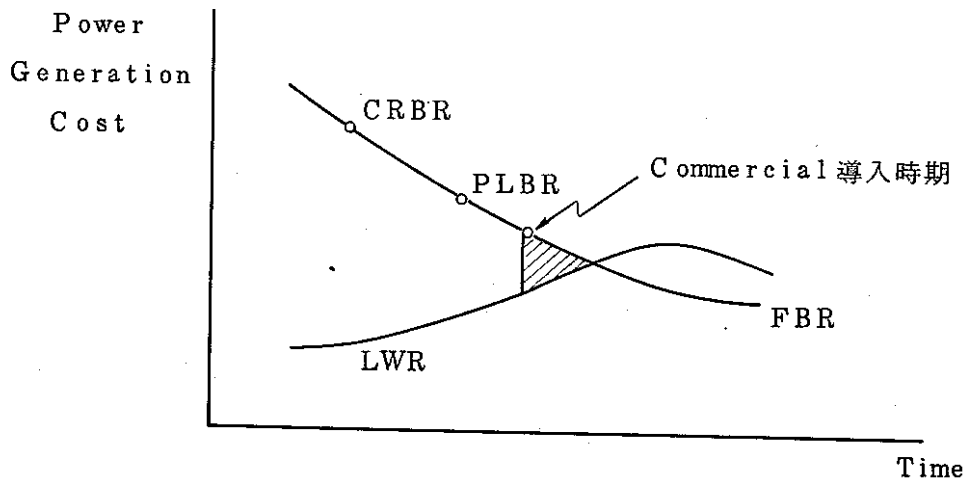
F B R の現状

F F T F 現在進捗率 65%
1979年臨界予定。

- CRBR 1983年臨界予定。
FBRの運転とメンテナンスを demonstrate する
であろう。
- PLBR 1978年 EPRI-ERDA 3 large plant の design
完了予定。
設計は民間で行い，政府の役割は経済的，技術的
support である。
- 1980年代 Util. order 予定。
1988年はじめ 臨界目標。

Resolution of Resources and Environmental Issue

U Resources	1980年
Safeguards	1982
Waste	1985
Health Effect	1986
Safety	1986



LMFBRの導入が遅れば遅れるほどエネルギーコストは高くなり，FBRの実用可能となる時期が社会へ与える impact は非常に大きい，最終的には public acceptance の問題である。

いずれにしても FBR は，Energy independence への key である。

(2) LMFBR Construction and Operating Experience

J.N. Megy

Head of the Reactor Operations-Department CEA, France

Phenixの建設および運転経験について1974年7月以降の本格的な運転経験を主体に比較的詳細な説明があった。

主な内容

- Pool conceptの power plant を実施した。
- High thermal inertiaにより非常に安定であることがわかった。停止中の安全性は勿論のこと、炉の制御も非常に容易、Availability factor 73%に達した。
- Pool Conceptでもメンテナンスに関する特別の問題なし。
- 低圧のためリークの可能性も少なく修理も容易
- 3 loopsの独立な2次系は運転に Considerable flexibilityを与えた。(2 loopsによる運転)
- 1975年12月末で maximum specific burn-up 65,000 MWD/tに達し、燃料交換に特に問題はない。
- Phenixは clean power plantであることを実証した。
廃棄物量が少なく熱効率が45%以上のため、thermal wastesも少ない。
- 水蒸気系にトラブルが多く、バルブのリークその他、SGへの water intake tubeの破損について説明あり(各 tubeの入口にある Control diaphragmの下流における erosionが原因)

質疑応答

1. Test S/Aには Carbide を含むか。
No.
2. 65,000 MWD/Tは何体達成したか。
数本達成している。
約10,000 MWD/T毎に1 S/Aを取出し検査している。
3. 燃料交換スケジュールは？
1/6 coreずつ 2カ月毎に refuel している。
4. SUSの growthは はかっているか。
Yes. 現在、統計 dataを集めている。

(3) JOYO Construction and Preoperational Test Experience

原 忠 (動燃, 高速実験炉部)

小杉久夫 (" ")

阿部 進 (東 芝)

常陽の建設の実績, および1975年当初から始まっている機能試験の1976年2月までの実績について紹介し, 建設, 試験を通じて得た経験, 問題点を説明した。

機能試験の内容としては, 常温空气中, 高温ガス中試験およびナトリウム中試験の主要項目, 特に炉心構成, 燃料取扱系試験, 炉体熱変位測定, 配管振動試験, ナトリウム純化試験等の実績を説明した。

経験, 問題点としては, ナトリウム機器構造設計指針の問題, 耐震設計上配慮した事項, 熱衝撃, 炉心圧損等の問題, 試験, 検査に関する問題等を挙げて説明した。

質疑応答

1. Design basis accident は何か。

再臨界事故である。

2. 設計地震加速度の値はいくらを採用しているか。

基礎底面において

原子炉建家 150 gal

主冷却機建家 180 gal

である。両者の数値のちがいは, 基礎底面の深さが異なることによるものである。

(4) Operating Experience with EBR-II

G.C. Wolz ANL, U.S.A.

13年以上安全に運転している。

Capacity factor	1971	66.1 %
	1973	49.9 %
	1974	58.7 %

45日サイクル, 4~5サイクル/yr. 7 days refuel, 初期のFBR demonstration から材料, Fuel, Sensor のテストベッドに目的が変ってきている。

最近の主要な問題

回転プラグ Cu Seal ring に酸化物蓄積, Access hole をあけて確認した。

原因はSealの設計不良, 修理には大小プラグのかなりのremovalを要した。

Sealへのaccessを設計において考慮すべき。

- 1 次主ポンプ 3 回 Na aerosol buildup
サイロで取出して cleaning した。
最近では改良してポンプを抜出さなくてもよくなった。
- CRD ベローズ 16 回メンテナンス実施。
- 2 次 EMP duct にクラックを生じた。その部分は溶接により修理した。
- 蒸発器 tube sheet area に pin hole を生じた。
1974 年にリーク検出器をつけた。

質疑応答

1. 炉室へ Ar ガスが漏れたときくが、どんな内容か。
Experimental sensor 取外し中に炉室へカバーガスがリークした。もれたのは炉室のみで、被曝上の問題は特になかった。
2. 軽水炉に較べて補修員への被曝はどうか。
特に多くはない。
Maintenance people 200~300 mrem/yr.
3. 回転プラグの seal metal は何か。
Bi-Sn 共融合金である。

(5) FFTF Construction Experience

R.C. Mairson, Westinghouse Hanford Co.

進捗状況 Project 65%, 建設 55%, 設計 95% 以上完了。

1976 年 Summer 1 ry system pressure test 予定。

1978 年 August Na fill 予定。

Major Component Test Program

ほぼ順調に進行している。

ほぼ試験を完了したもの IHX, Large Na 弁, Instrument tree,

Na Pump, Small Na 弁

現在進行中のもの

Dump HX, Pri. Na Pump.

Ex-vessel Handling Equipment

主冷却器 4 基中、1 基は試験中であり、まだ現地に据付けられていない。

主ポンプでは Shaft の bowing を防ぐため thermal baffle を入れた。

格納施設のサイズを機器の詳細がきまる前にきめなければならなかったため、scale mockup を作成し配管、ダクト、ケーブル等の配置を検討した。

格納容器内機材の量を 850 MWe の PWR と比較すると、

格納容器内容積 軽水炉に比し 1.05 倍

コンクリート量	軽水炉に比し	2.7	倍
Cable tray		1.1	倍
Steel		2.6	倍
Conduit		1.7	倍
Wire		2.1	倍

機器の水によるフラッシングや洗浄は考えていないので system cleanliness には十分留意し atmosphere control を行っている。

配管に関しては field weld を最小にし、しかも自動溶接を最大限に取入れている。1" ~ 28" まで自動溶接を実施している。

質疑応答

1. FFTF の wire, conduit 等が PWR に比して多いのは、FBR の本質的なものか或いは実験計装によるものか

1部は実験計装によるものであるが、trace heater 等 LMFBFR の特質によるものが多い。

(6) KNK Power Plant-Achievements and Future Programs

W. Marth GFK, FRG

10 Km 以内に Karlsruhe の都市があるため、licensing の要求が軽水炉等と同じ条件であった。Licensing の要求として 650 の条件が付された。

試運転経験

回転プラグに Na vapor が付着し、回転しにくくなった。

溶融除去法と機械的除去法の両者を試験し、両方法共 OK であったが溶融法の方がより良かったので溶融法を採用している。

SG リーク タービンまで汚染した。2 カ月間停止した。

1 次ポンプ, IHX は 40,000 hrs. トラブルなしで運転した。

KNK-II への改造計画

licensing requirement で emergency cooling system 追加

非常用 D/G 建家追加 (航空機事故想定による)

1976 年末運開予定。

現在約 50% 完了。

完成後の試験計画

計測器試験

ノイズアナリシス

Na 沸騰

炉内試験

燃料照射 (含カーバイド燃料)

吸収体 " (含ベント型)

Technical Na sampling
operation tests SG監視
Aerosol deposition test

(7) SNR Construction Experience

E.A. Guthmann IA FRG

現況 SNR-300は1973年春から西独Kalkerで建設中, licensing problemで当初の計画より遅れているが原子炉建家はコンクリート量で2/3完了。タービン建家はlicensingに関係なく進められ1975年来ほぼ完成。現在約1100人がsiteで働いている。当初1979年初め臨界予定であったが, 現在約1年半おくれ1980年半ば臨界, 1981年半ばfull powerの予定となっている。現在の遅れの理由はlicensing procedureにあり特にOriginal design requirementの変更, plantのmodification, これらのrequirementの立証等によるものである。

主要問題点

1. HCDA (Hypothetical Core Distructive Accident)
2. Core Catcher
3. Decay heat Curve ㄨ 20% safety factor 必要
4. Emergency cooling system の Modification

Component 製作

主要Componentはすべて発注済で製作中(特に問題なし)

Ordering and Contract engineeringはINBのmother companyによってなされる。

炉容器, 昨年末耐圧テスト完了

SGはstraight-tubeとhelical coil typeの両方であるがstraight tubeの方は製作中(2基), helical coil(1基)は準備中。

Cost

建設の遅れとlicensing authoritiesの追加requirementで1972年にきめた予算から更に約\$300m上昇し, 現在全コストは\$1000mになるとみられる。

質 疑

1. Decay heat removalのdesign baseは強制循環か, 自然循環か?

通常は冷却系のpump speedを5%にした強制循環, 炉容器中のimmersed coolerを用いる時は炉容器内の自然循環である。

2. Inner Containment の設計圧力は？

0.25 bar である。

3. Molten fuel device について？

炉容器の外部，下部に保持，冷却構造（Nak）がある。

4. LMFBR冷却系機器 (Session IV)

Chairman W. Marth (GfK, FRG)

Co-Chairman R. Balent (AI, U.S.A)

以下の4つの論文が紹介された。

- (1) SNRの冷却系機器
- (2) 日本における冷却系機器の開発について
- (3) 米国における冷却系機器の開発について
- (4) 高温機器設計における構造解析

本セッションに関しても英国からの paper が当初計画には入っていたが最終プログラムにおいては取消されている。

(1) SNR Coolant System Components

A.H. de Haas van Dorsser (NERATOOM)

H. Mausbeck. (INTERATOM)

(Presented by E.A. Guthmann, IA)

1) 冷却系システム

各257MWの容量をもつた3ループからなり、各ループはホットレグ・ポンプと85.6MWの中間熱交換器を3ケずつもっている。

2次冷却系はコールドレグポンプで蒸気発生器は各ループが3ケの蒸発器と3ケの過熱器からなっている。

蒸気発生器は2ループ分が直管型、1ループがヘリカルコイル型である。

1次冷却系には各ループごと流量弁をもち、原子炉のスクラム後の熱衝撃を減少させるようになっている。

主冷却系で崩壊熱除去を行なうが、これとは独立に炉容器に挿入されている6ケの緊急冷却系をもっている。

2) ポンプ

Stork製のポンプを約6,000時間の耐久運転を行なった。条件は回転数960~50rpm, ナトリウム温度570~850Kである。

ナトリウム中で測定したQ-H曲線と室温の水中の結果を比較したところオーバーフロー量が多く、Q-H値とポンプ効率が小さくでた。

崩壊熱除去運転条件として50rpm, 250m³/h, 揚程0.23mで数時間の運転が要求されるため、ハイドロリック・ベアリングのギャップをナトリウム中のインダクション式ギャップ測定器で観察した。80rpmではメタル接触を生じたが120rpmでは生じないことが確

認できた。そのため50 rpmの条件に耐えるため、ベアリングに特別の考慮をした。

運転初期において、ポンプケーシング上部の半径方向の温度不均一が発見された。熱遮蔽のあるポンプ上部ケーシングで同一平面上で80度の温度差があった。原因は上部の冷ガスとナトリウム表面の温ガスの循環によるものである。

高温状態で2時間の停止をした後ポンプを運転した際、振動をはじめた。急にカバーガス圧が減少し、シールド・プラグ冷却系から、ナトリウムエアロガスが漏出したのでポンプを停止した。ポンプは通常のコーストダウンをせず数秒で急停止した。

ポンプを解体検査したところシャフトがシールドプラグを通過する全範囲にわたってキズがみられた。

SNR300のプラントポンプではガス領域での循環による温度差発生防止策をほどこし、さらに、シャフトとバフフル板とのギャップを大きくし、3.5 mmとした。また、30分以上の停止をしたあとで起動する場合は少なくとも1時間は定格の50%以下の回転数で運転することとした。

3) 中間熱交換器 (I H X)

(1) 75 MWプロトタイプ I H X

本モックアップ試験はTNOのHengeloにある50 MW試験施設で実施した。SNR300プラント I H Xと基本的に同じ設計である。

基本仕様は伝熱管本数666本・外径18 mm・肉厚1 mm・有効伝熱管長約7 m・管板厚さ105 mm・管一管板溶接は内面溶接 (I B W)。

伝熱管間隔60 mm, サポート間隔1130 mm。

中心管 (2次ナトリウム下降管) 周辺の伝熱管配列に苦心した。(むだ流量制限のため)、中心管と1次ナトリウムとの間には3層の熱遮蔽板を2次ナトリウム側にもうけた。

蒸気発生器破損事故を模擬した2次ナトリウム急速ドレンによる熱衝撃試験を行なった。予想外の大きな熱応力が発生した結果、解体後の検査で多くの曲った伝熱管が観察された。

上記の結果、SNRプラントポンプでは数個所の設計変更をした。

(2) 85 MWプラント I H X

プロトタイプから主な変更点は次の通りである。中心管 (2次ナトリウム下降管) と1次ナトリウムとの間にガス層からなる熱遮蔽をもうけた。下部管板まわりに熱衝撃緩和の対策を施した。伝熱管肉厚を1 mmから1.4 mmに増した。伝熱管サポートを強くし、かつ、間隔を短かくした。二重リップ溶接のフランジは普通のバットウエルに変更した。

これらの変更は十分検討されて行なったものであるが、プラント I H X の1号機が本年末に完成するので短期間のナトリウムによる確認試験を予定している。

4) 蒸気発生器

設計基準として、製作中の高度の品質管理・応答時間の短い漏洩検出器の開発・事故による圧力の放出系設計・補修の容易性等を特に注目した。

ナトリウム・水反応の基準は伝熱管1本の完全破損である。ラブチャディスクは各ユニット2ヶ、放出系にはサイクロン式分離器をもうけている。水素検出器は蒸気発生器下流の主配管にも2ヶもうけている。

(1) 直管型蒸気発生器

伝熱管本数は211本、管板溶接は内面溶接法であり、胴と管束との熱膨張差は胴側のベローによって逃れている。

Hengeloの施設で3000時間の試験を実施した。

当初の設計では再熱方式であったが、試験開始後まもなく、漏洩を生じ、その後これを除いて試験をした。

実測された熱伝達量は計算値に比べ蒸発器で20%少なく、過熱器で7%大きかった。前者の差の原因は管束と胴との間のギャップによるリーク流れのためである。

崩壊熱除去運転を模擬した低負荷試験においても水力学的不安定現象を生じなかった。これには水側の入口ノズルと出口ノズルとの間に大きなエレベーション差があることが役立っている。

解体試験の結果、シュラウドの取めネジの伸び、グリッドをおさえているタイロッドとシュラウドに変形がみられた。これは組立工程の終りに水平において1010Kで焼鈍したことにより生じたものである。

(2) ヘリカルコイル型蒸気発生器

Hengeloでの試験に使用したものは管板をもつ形式であったが、プラント蒸気発生器は伝熱管の胴側透過は各々サーマルスリーブによる方式に変更した。

伝熱特性は蒸発器で計算値より約25%良好な結果を得た。

わずかな不安定現象がみられたが、その場合の運転条件が、実プラントで170 barであるのに対し、130 barで試験を行なったことによるもので、SNR300ではその発生はないと考えている。

解体試験の結果、変形や損傷は見出されなかった。

結論として、直管型はナトリウムの側の流動に問題があるがヘリカルコイル型は運転初期から特性がよい。

直管型は小型でリーク検出が容易であり、さらにインサービスインスペクションに有利である。コストもヘリカルコイル型より低いと考えられる。

5) メインループバルブ

バタフライ弁が、1次冷却系のコールドレグ、IHXと炉容器の間にもうけられ、同じものが2次系にも設置される。2ループ運転は予定されていないので、これらのバルブは流調弁としてのみ使われる。

スクラム後の崩壊熱除去は熱衝撃の影響を小さくするため最低流量 $100\text{ m}^3/\text{h}$ まで下げることが要求されているが、ポンプスピードは定格の5%(50 rpm)で流量は $250\text{ m}^3/\text{h}$ となる。したがって流調弁が自動的に開度15%となり、期待の流量、 $100\text{ m}^3/\text{h}$ とする。

バルブの強制冷却フリーズシールの信頼性がテストされた。

2種類作ったプロトタイプ弁の中の1つ(Adams)は7000時間以上の耐久試験を完了している。

6) ナトリウム純化

SNR300のプロトタイプコールドトラップはKNKの1次系および2次系(Nb安定化 $2\frac{1}{4}\text{Cr-Mo}$ 鋼)の起動試験用純化でテストされ、2次系に設置されたコールドトラップは20,000時間の運転をした。

インターアトム社のテストループ(SUS 304, ナトリウム容量140トン)で約4年間の使用後解体検査をした。

SNR300では容積 1.95 m^3 , precipitation surface 220 m^2 ナトリウム流量 $10\text{ m}^3/\text{h}$ のものを1次系に4ケ, 2次系に3ケもうける。

7) ナトリウム流量計

永久磁石流量計を用いる。

大口径用流量計は電極の長さの制限から流量に対する信号の直線性がわるい。さらに、ナトリウム温度の影響を受ける。これらの対策として2対の電極をもうけ、これらの信号の差から流量を求める方式を開発し、ベンチュリ流量計と比較したところ、 $5000\text{ m}^3/\text{h}$ まで2%以下の直線性を得た。

この流量計は配管径 1000 mm まで利用できる。

質 疑

Q: ポンプの中で高圧プレナムと低圧プレナムの接点はどのようにつないだか。

A: ピストンリングの方式をとった。

Q: ポンプのキャビテーションをどのように検出したか。

A: 吐出圧が急速に低下するところを検出し、更らに、振動を開始する点を検出した。後者の方が早く検出できた。

Q: ヘリカルコイル型の試験をした際、過熱器も行なったのか。

A: 蒸発器しか行っていない。蒸発器では直管型とヘリカルコイル型では特性がことなるが、

過熱器では問題はない。プラントでは1ループは蒸発器と過熱器共にヘリカルコイルである。

Q：直管型蒸気発生器はコスト的にヘリカルコイルより安いと発表したが、どうして全システムに直管型を採用しなかったのか。

A：大型化した場合、管板の大きさとか、リーク検出の感度からモジュールの大きさが決まってくる。その影響は直管型とヘリカルコイル型で異なるので双方を採用した。

Q：KNKの蒸気発生器の事故はSNR300にどのように反映されたか。

A：管一管板の溶接法をかえ、検査も十分行なっている。

設計も変更した。

(2) LMFBR Coolant System Components Development in Japan

中井・望月・青木（動燃）

八巻（日立）

1) I H X

2MW伝熱流動試験装置の13MW再生熱交、常陽（50MW）、もんじゅ（238MW）の段階をえて、同形式のものを開発している。

水流動試験、熱衝撃試験を行なった。

2) $1\text{ m}^3/\text{min}$, $5\text{ m}^3/\text{min}$, $21\text{ m}^3/\text{min}$ （常陽）、 $100\text{ m}^3/\text{min}$ （もんじゅ）の段階で開発、常陽では実容量プロトタイプの試験を完了し、もんじゅ用プロトタイプは製造完了した。

3) 蒸気発生器

0.5MW, 1MW, 50MWのヘリカルコイル型蒸気発生器の試験に成功し、もんじゅ用238MWを設計中である。

4) 弁

常陽およびもんじゅ対象の隔離弁・流調弁および逆止弁を中心に、水試験・耐久試験・熱衝撃試験をすすめている。

質 疑

Q：配管の耐震サポートに特に工夫をしているか。

A：特別のものは開発していない、常陽ではオイルスナバーを使用したか、もんじゅでは放射能が強いためメカニカル方式を開発中である。

Q：機器への地震力はいくらか。

A：個々の機器についてはデータをもっていない。プラントは350Galで設計している。

Q：13MW HX でサインウェーブの伝熱管を使っているが、その後は直管に変更している。どのように対策したか。

A：中心管（2次ナトリウム下降管）と1次側との境界にベローをもうけた。解析の結果これで十分である。

Q：ガス予熱方式に問題があるとはどういうことか。

A：設備が大きくなることの外、大型機器では温度を一様に昇温するよう制御することがむずかしいからである。

(3) U.S. LMFBR Coolant System Components

R.E. Skavdahl (GE), J.J. Buggy (WH)

R.O. Barratt (Foster Wheeler)

1) 配管

薄肉の配管で、熱衝撃を特に重視している。

R & Dとして、2次系の蒸気発生器まわりの高温と低温のナトリウムのミキシング・ティヤステンレス管とCr-Mo鋼の結合部の溶接も行なっている。

基準として、1592を採用している。FFTFはコールドレグに16B、ホットレグに24Bの配管を、CRBRはコールドレグに24B、ホットレグに36Bの配管が必要となるが、現在検討されているPLBRでは最大口径が約50Bとなる見込である。

2) 弁

FFTFでは1次系ホットレグに隔離弁、コールドレグに逆止弁をもうけており、CRBRではコールドレグに逆止弁をもうけている。

弁は低圧損と低リークを重視している。逆止弁の圧損は約50Psiである。FFTFとCRBRは同じ概念による設計で、すでに水およびナトリウム試験を実施した。

3) ポンプ

FFTFはWH社製で、シェル外径28インチで14,500GPM、ホットレグ(500℃)で使われる。ナトリウムおよび水試験を完了した。

CRBRの主循環ポンプは最大容量33,700GPM、揚程450ftで、B-J社で製造される。このポンプはシェルを小さく、シャフトを小さくするよう対策されている。Arカバーガス圧の自己制御により、ポンプ内ナトリウム液面の変動をおさえ、シャフトを短かくすることができた。1978年は水試験、その後LMECでナトリウム試験がおこなわれる。

4) IHX

FFTFは113MWの容量である。伝熱管は熱膨張の影響をさけるためサインウエーブ状のものを採用している。管-管板の溶接は内面溶接法をとっている。製作はF・W社。

CRBRのIHXは235MW、2352本の伝熱管をもっている。FW社が製造を担当するし、基本的にはFFTFの設計を踏襲しているが次の3点の変更をした。(1)伝熱管に直

管を採用・(2)管・管板溶接はフィレット溶接法・(3)伝熱管束は取り出し不要。

5) 蒸気発生器

ループ当り，1 過熱器と2 蒸発器からなるホッケイ・ステッキ型である。モジュールの数は経済性，保守，漏洩検出の点などから決められた。この型式はAI社が1973年に30 MWのプロトタイプが成功したことから決められた。

管-管板溶接は内面溶接法をとった。材料は $2\frac{1}{4}$ Cr-Mo鋼である。

1～数本の伝熱管による不安定性およびDNBの問題点の検討がおこなわれている。

ナトリウム・水反応に対しては7本の伝熱管のギロチン破断を設計基準としている。

質 疑

Q：蒸気発生器材料の脱炭について，なぜNb安定化材を使わないか。

A：Nb安定化材は実績がないので採用せず，脱炭についてはR&Dの結果問題がないことがわかった。

Q：地震についてどのように対策されているか，特に蒸気発生器について。

A：新地震力が最近だされたので検討中である。

Q：リーク検出器はどこにおいたか。

A：蒸気発生器の各ユニットの外に，ポンプと蒸発器との間の主配管にも設置する。

(4) Structural Analysis in Elevated Temperature Design

D.S. Griffin (WH.ARD)

LMFBRは従来の原子力プラントに比較して，非常に高い温度の冷却材を取扱うため，熱応力，熱衝撃が特に重要である。

高温構造解析についてASMEの基準との関連の解説をおこなった。

5. 増殖炉の安全性 (Session VI)

Chairman : E. V. Gilby (UKAEA)

Co-Chairman : J. Graham (Westinghouse)

増殖炉の安全性に関しては、以下の5つの paper が発表された。

- | | |
|-----------------------------|-----------|
| (1) Super-Phenix 安全解析 | フランス |
| (2) LMFBR に関する安全設計 criteria | アメリカ, WH |
| (3) LMFBR に関する安全実験研究 | 仏, 独, 英 |
| (4) FBR の安全性 | アメリカ, ANL |
| (5) ガス冷却増殖炉の安全性 | " , GA |

(1) Super Phenix Safety Analysis (Presented by A. Meyer-Heine, C.E.A.)

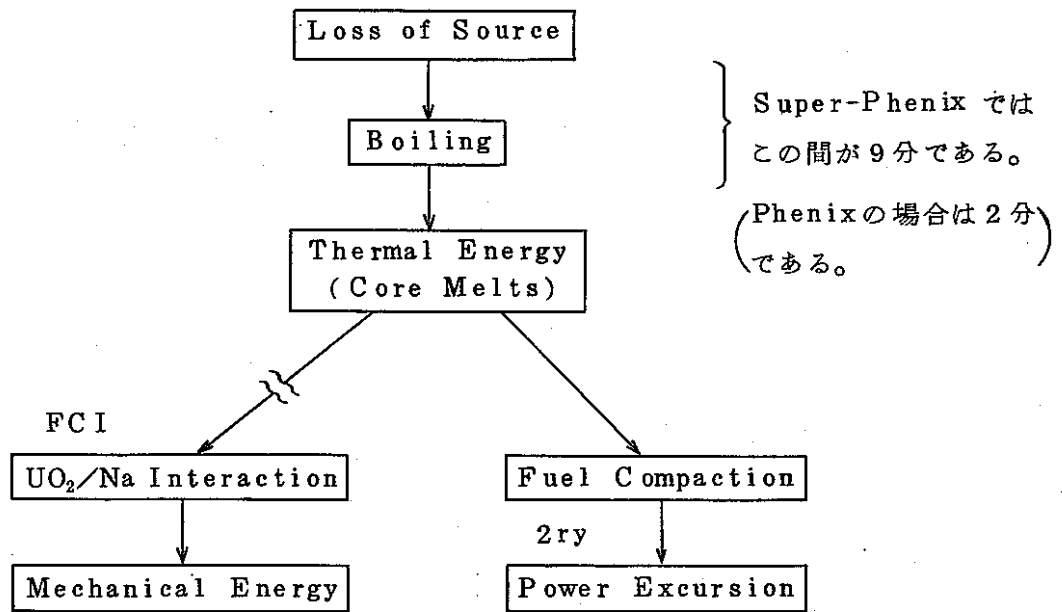
格納系 (Confinement System) に関する設計思想を述べたペーパーであり、先ず、格納系の設計基準となる事故としてどのようなものを選ぶかということが一番むづかしいことを強調した。

- a) スクラムさえ行なわれれば、格納系を定義づけるような事故にはならない。
- b) スクラムが起らないとすれば、炉心溶融は起り得ることである。

Super-Phenix には 21 本の制御棒と 3 本の補助停止棒系 (Complementary system) があり、Common mode failure を考慮して解析しても、この両系統が共に不作動ということとはあり得ないことであることが解っている。しかし、仮定として完全に両系統が不作動の規定をし、これに一次系の Coastdown を加え合せると炉心に最も厳しい事故となる。

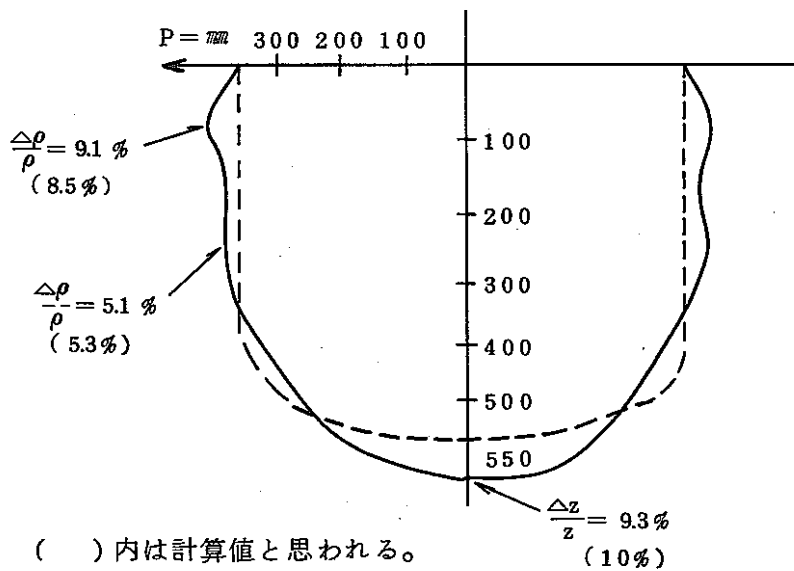
その他の事故として、気泡通過、制御棒の抜出し、一次系の連絡主パイプの破断等も検討したが、流量減少が最も厳しいから、これによって格納系を定義づけるものとする。

この事故の Consequence には高速炉特有の多くの問題がある。例えば Na-boiling によっても正の反応度が入るし、次の段階の Core compaction が起れば大きな反応度が入る。又、溶融燃料が Na と作用し、Na が急激に気化して大量の機械的エネルギーを放出する可能性もある。これらの Consequence は 2 通りあって、大体次の図のように考えられる。



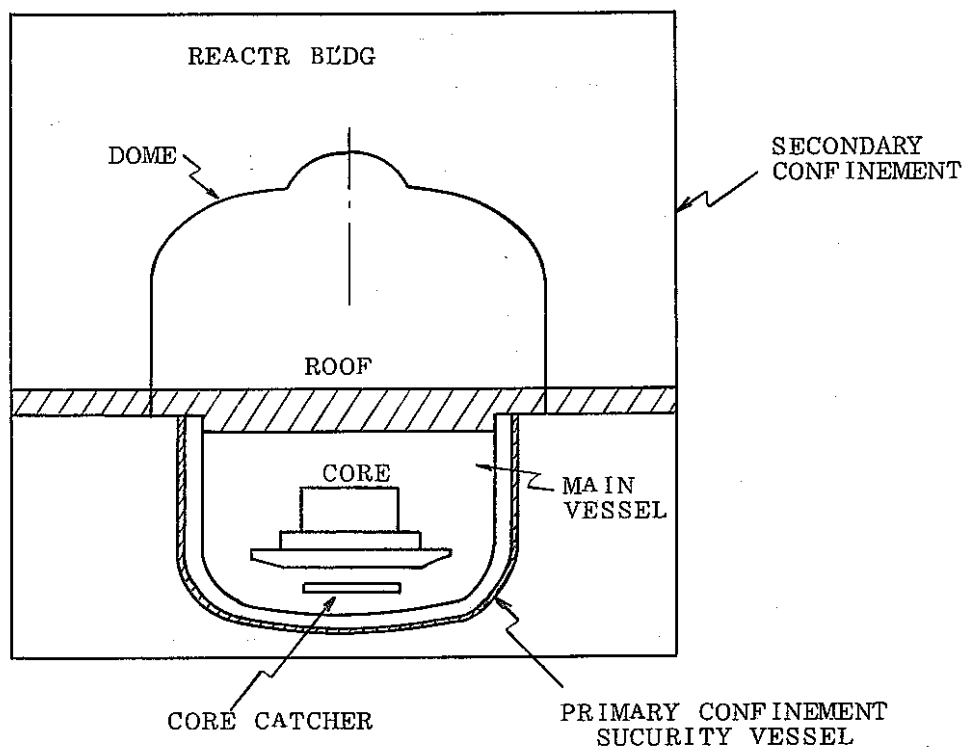
このいずれが生じるかは未だよく解っていないが、これらのエネルギー放出によって構造変形が生じる。格納系としてはいずれの場合に対しても健全であるように設計する。

Containment Loadingに関しては下図のようなモデル実験を行なった。



内部構造物の影響は大きい。

FCIはFuelのdispersionによって終り、反応しなかった溶融燃料を保持するためにVesselの底にCore catcherを設ける。



上図に示す通り Super-Phenix は、2重格納構造である。

質議応答は次の通り

Q. Core retention system の進歩の状況について、溶融燃料の一部が Core catcher に保持されると思うがどの位の量が保持されて、自然循環で vessel 外部の 2 つの独立した冷却系で除熱されるのか？

A. 溶融燃料の量は約全炉心の 1/3 (約 30%)、除熱量は時間に依存する。

Q. Vessel の変形に対して設計上の Strain の limit は？ スライドでは 9%、5% 程度の Strain が示されていたが？

A. スライドは Super-Phenix そのものの実験ではない。Main vessel は Security vessel に触れないことで、plastic range である。(資料によれば、放出エネルギーの計算値の 1.5 倍の値に対して、5% 以下とあり、この回答は誤りと思われる)

Q. Super-Phenix の計算上の Available work はいくらか？

A. プラントの電気出力 MWe と同数値の M-J が対応するというのが一般であり、Super-Phenix は、1,000 MW-Sec である。

(2) Safety Design Criteria for LMFBRs

(Presented by R.W. Keaten, Atomics Inter'l)

ANS 発行の General Safety Design Criteria for an LMFBR の作成 Subcommittee の Chairman である Keaten が、10 CFR Part 50 A からの修正変更

の経緯を簡単に説明した。55の criteria は10 CFR Part 50Aから次の番号の指針を修正または消去して作られた。

5, 17, 26, 28, 29, 33, 35, 38~40,
44~46, 50, 52, 57,

なお、更に新しく8件の追加を予定している。

また、Regulatory GuideのLMFBRに対する applicabilityについては次のようになる。

37件 Directly applicable
30" Applicable with change in details
6" Major modifications required
21" Not applicable

DBAについては、反応度挿入事故、流量喪失事故等の起因事故を追って Probabilistic approach が試みられている。先の、Presentationで、Super-Phenix は制御棒のスクラム機能喪失と流量喪失との重ね合せて Containment の Design base としていることが示された。

安全設計としては次のようなことが検討されている。

1) Core Design

- Modular core
- Pan-cake type
- Parfait 型

2) Heat transfer systemの配管破断対策

- Flow diode または Check valve によるもの
- 自然循環除熱能力を強化する設計
- ループ数の増加 (ポンプ事故の場合にも有効)
- 原子炉容器のノズル位置を高く取ること、そして入口管を容器内部で下降させる設計 (SNR)
- ISI の導入 (主力は visual, 部分的に UT)

3) Shut down Devices

- Phenix, Super-Phenix で採用している方法
- SNR方式の Chain absorber
- Temperature sensitive magnet によって poison を自動的にリリースする方法 (ANL)
- 炉心の上部に小さな Poison balls を設置する方法 (Fluidized ball concept)

DBAについては未だ不確定要素が極めて多く、Probabilistic approach, Reliability criteria等について、今後の研究開発にまつところ大である。

質疑応答

Q. Decayheat Removal SystemのDesign baseについては、Diversity, Integration等に関してのCriteriaは定められているのか？

A. 現在用いられているCriteriaはただ一般的要求のみを示したものであり、Redundancy, Diversity等については、Guide-lineを与えているだけである。

Q. General Safety Design Criteriaは、ループ型のみを対案としたものか？

A. ループ型に対してSpecificなものであるが、多少の修正によってタンク型にも適用し得る。

Q. GSDCの作成にはNRCはinvolveされているのか？

A. NRCからは3人の代表が加わっており、このCommitteeは極めてdemocraticなものである。

(3) Experimental Safety Research for LMFBRs (Presented by P. Tanguy, CEA)

仏、独、英3ヶ国協力による炉心事故の研究開発に関する現状と将来計画を述べたものである。

燃料ピンバンドルによる閉塞、過出力実験の結果が列挙された。スライドにより、簡単な結果の説明がなされたのみなので充分記録できなかつたが、要点は次のとおりである。

1) SCARABEE Experimental Program

- Local blockage : 85% blockageでmeltingは検出されなかつた。
- Slower power transient : Nominal linear power 450W/cmに対して950W/cmまで与え、Cladの中心部が溶融した。
- Full blockage at channel inlet: 約60秒でCladとFuel centerが著しく溶融した。溶融した燃料はNaと接触したが、FCIの現象は認められなかつた。
- Pump coastdown at steady power (W/O scram) : 結果は次の通り。
 - ・ NaのSuperheatは検出されず、安定したNa-boilingが観察された。
 - ・ 次にmeltingが発生したが、High pressure peakは観察されなかつた。

2) Experiments on Whole Core Accidents

Whole core accidentsに関しては、次のような計画で実験が進められつつある。

項 目	場所(施設)	開始時期
・ Very Slow Transient	TOP-RCN	1978
・ Slow & Fast "	CABRI	1977

(60,000 MWd/tのfuelのfailure threshold)

• Very Fast Transient VIPER 1975

3) 今後の必要事項

- Single assembly failure の実験においては、今後はバンドルサイズを60～90 pins とし、かつ照射ピンによる実験が必要
- Whole core accident (Over power) の実験では、37 pins あるいはそれ以上のバンドルとし、かつ Fast flux による実験が必要
- Long term behavior of molten fuel に関して Outpile の実験に加えて、In-pile 実験が必要

質疑応答

Q. Whole core accident ではどのような実験をしているか？

A. SCARABEE では91 pin まで溶融させることができる。

CABRI では Single pin から7 pins までである。

Q. Transition phase accident についての考え方は？

A. 非常に興味ある idea であり、USA (ANL) とフランスは、協力して研究したいと思っている。

(4) Fast Breeder Reactor Safety (Presented by R. Avery, ANL-USA)

LMFBR との炉心特性上の相違を述べ、現時点では Hypothetical Core Disruptive Accident (HCDA) の起る確率が充分低いことを保証するまでには至っていないと述べ、HCDA に関する実験の状況と結果を分類整理して、その Key Consequence と今後の研究開発の指針を示した興味あるペーパーである。

LMFBR の Major design decision は、HCDA に対する考え方に依存している。したがってこの分野の問題が、高速炉開発の Potential hurdle であり、災害評価に関する安全上の問題の解決がなされるまで、LMFBR の本格的な産業規模の開発を見合せねばならない状況にあるというのが現状である。

HCDA の起因事故としては次のようなものが挙げられる。

- ① Loss of coolant flow without scram
- ② Transient overpower (reactivity ramp insertion) without scram
- ③ Loss of decayheat removal
- ④ Postulated pipe break (scram があっても partial core melt の可能性あり)
- ⑤ Fuel failure propagation (Pin-to-pin および Assembly-to-assembly で scram がある場合とない場合の両者)

これらの起因事故の分類においての問題は、Whole core event に至るか、Local core event であるかであり、Power failure は前者、Local blockage 等は後者である。

出力運転状態における Pump coastdown は 15 秒で Na-boiling を引き起す。この時間遅れは設計によって著しく異なるもので、Super-Phenix は 9 分となっている。Coast-down に起因する場合は、Whole core の場合と Local event の場合の両者が考えられる。溶融燃料は ejection によって散逸し、再臨界現象は生じないと考えられる。

HCDA に関する現在の知識は（数年後には違ってくるかもしれないが）次のように結論づけられる。

- 1) Pin-to-pin propagation は除外されるべきである。
- 2) Assembly-to-assembly propagation は起らないことを確証する必要がある。
- 3) Single assembly meltdown は適当な検出系によって低い確率にできる。
- 4) たとし、炉が急速にスクラムされない限り、起り得る。
- 5) かつ、この場合は Major core incident につながって行く。
- 6) Loss of flow と scram failure が重なると Whole core involvement になる。
- 7) これは、FFTF の大きさの系（炉心）でも事実であり、より大きな系においては一層明らかである。
- 8) スクラムなしの Transient overpower は炉心の一部の損傷は起しても Whole core event にはなりそうにない。
- 9) Inlet pipe rupture とスクラム失敗は炉心崩壊を引き起すが、この事故に対しては設計上の対策が可能であろう。また、この時は Pipe whip の問題もある。
- 10) Full core debris は Reactor vessel 内に保持されるべきである。この点では Pool type の設計の方が flexible であろう。
- 11) 炉心崩壊によって大きなエネルギー放出はありそうもないが、これを証明する必要がある。
- 12) たとし、大きな正の Na-void coefficient が存在する場合は大きなエネルギー放出の可能性が*ある。*)
- 13) 少なくとも酸化物燃料系においては、激しい FCI は除外できるように思われる。
- 14) 炉心溶融が激しくない場合は、全炉心 inventory に対する debris についての考慮が必要である。
- 15) FFTF の場合は、debris は R/V 内に保持できるであろうが、CRBR の場合はできないかもしれない。
- 16) 従って、より大きな炉心体系では、R/V 内の保持はできない。

*) 必要ならば、正の Na-void coefficient は炉心設計によって解消させることができる。

以上により、大きなエネルギー放出も、激しい FCI も設計によって防ぎ得るものと考えられる。また、Core debris の問題も工学的な手段によって、必要とあらば解決できると思われる。

れるから、確率の低い HCDA に対しても公衆災害の問題はない。

上述の項目に基づいて、解決すべき主要事項を述べる。

- 1) Rapid pin-to-pin failure は、除外できるであろうが、Slow blockage は除外できるか？
- 2) 燃料集合体計装によって、Assembly-to-assembly の溶融伝播は防止できるかという問題
- 3) Transition phase による燃料逸散によって再臨界現象は除外できるか？また、この問題は酸化炉心とカーバイド炉心が同じに扱えるか？
- 4) Fuel と Na が広く接触している場合でも激しい FCI を防止することができるか？
- 5) 正の Na-void coefficient の炉心で Overpower transient が生じた場合、Fuel vapor pressure あるいは FCI によって大きなエネルギー放出が生じないように void coefficient を適当な値に抑えられるかという問題。
- 6) もし、炉心溶融に対して、Core debris retention system が設計上の要求となった場合、炉内または炉外のこのシステムの設計ができるか？
- 7) もし、HCDA が高い確率で設計から除外できるとした時、設計の簡素化が計れるであろうかという問題もある。

これらの問題の究明のために、理論解析、実験の両面の研究が行なわれており、コードとしては SAS-code system, 構造物応答の REXCO-code system 等が開発された。実験面では、Prototypical scale experiments, Flowing sodium 中での実験、In-pile 実験等が進められつつある。燃料集合体の実験は、36 pins のものが終り、61 → 169 pins のバンドルの集合体の4体について実験の予定である。

結論として、いくら研究結果が安全であると言っても Public acceptance が得られるような Demonstration ができなければ意味がない。もし研究開発の結果が充分満足でない場合は Design option がある。例えば Core catcher であり、コスト面の問題はあるかもしれないが、本質的に高速炉の発展を阻害するものではない。

質疑応答は次の通り

Q. 再臨界の防止のために、炉心の下に Dispersed poison を設ける手段はどうか？

A. 下へ溶け落ちるまでに、他の何らかの形の再臨界が成起する可能性がある。そのようなアイデアは、イギリスにおいては既に15年前に研究済みである。(Gilby)

Q. ステンレス鋼と Na との反応は問題にならないか？

A. 除外できない問題であろう。

(5) Gas Cooled Breeder Safety

(Presented by J.A. Larrimore, GA.)

Gas Cooled Fast Breeder Reactor (GCFR) の炉心の特長としては、次のものが挙げられる。

- ・ Inert gas の Coolant を使用すること。
- ・ 本質的に反応度挿入は小さく抑えられる特性であること。
- ・ Elements の間は熱的に結合されていないこと。
- ・ Debris は自動的に除去されること。

GCFR においては、Radial core restraint は不要である。又、Vented fuel の採用が容易である。

GCFR の安全上の問題としては Depressurization accident が挙げられるが、この時の燃料挙動は軽水炉の場合と類似であり、もし集合体内で溶融が生じたとしても集合体としての Geometry は保持することができると思われる（計算上は、Hot spot で 670 C?）

しかし Depressurization accident は、GCFR における重要な DBA として今後共研究開発を続けねばならない。

Probabilistic Safety Analysis は安全性研究の重要な課題として、研究し、最近著しい進歩を示した。

炉心冷却の問題については、別の Session で詳細が報告されているが、MIT にも研究を依頼し、次のような状況にある。

- 1) GCFR の炉心冷却における Reliability は、LWR と Comparable であり、favorable な結果が得られている。
- 2) Loss of coolant のような Major accident types は、公衆災害の観点から、LWR に比して重大性は少ないと考える。
- 3) 安全性に関する実証研究のために \$50 million の Experimental programs が計画されており、過渡時の Circulator performance の研究、事故時の燃料バンドルの Geometry の研究が計画されている。
- 4) 炉心溶融事故が生じたとしても、LWR あるいは Fermi と同程度の Containment によって、公衆への影響はほとんどない。

質疑応答

Q. GCFR に Radial core restraint の必要でない理由は？

A. 炉心は Top mounted であり、制御棒も上部から支持している。すべてのメカニズムが上部グリッドに装着されているから、運転中といえどもずれの心配はない。

Q. GCFR は一種の Tight core ということか？

A. 燃料集合体間には、 $1/4$ " のギャップがあり、Tight ではない。

6. 増殖炉の敷地，許認可，防護に関するパネル討論 (Session VIII)

Moderator : A. Giambusso ERDA, USA
 Panelists : R.P. Denise NRC, "
 E.V. Gilby UKAEA, UK
 P. Tanguy CEA, France
 Y. Togo Univ. of Tokyo, Japan
 P.S. Van Nort PMC, USA

Moderator のイントロダクションの後，各パネリストが5～7分の時間制限内で各国の現状，特徴，ポイント等の要旨を説明し，続いて1時間以上にわたって会場からの質疑を含めた討議が行われた。

(1) A. Giambusso (moderator) の introduction

一国の今日の問題は，明日の他国の問題でありうる。各国の国情に応じて，安全に対する考え方も必ずしも同じとは限らない。また overconservative, 実証の問題もある。これらについて議論したい。

(2) R.P. Denise NRC, U.S.A.

LMFBR に関する知識は限られているが，軽水炉の知識が利用できる。LMFBR に unique な問題については，知識が十分でないため conservative になっている。

安全の基準に関しても，あるものは very conservative であると思う。

Core disruptive accident は class VIII または class IX であるか否かをきめる必要がある。

CRBR が $10^{-6}/\text{yr}$ を目標としているのは適当と思う。

Designer, Developer, Regulatory が重複しては Regulation の independence が損なわれるのではないか。

(3) E.V. Gilby UKAEA, UK

Magnox 炉は技術進歩により，もつと人口に近いところにもつて来ることが出来ると考えている。

LMFBR についても，Commercially developed LWR と同じようになることは疑いがない。技術進歩により，炉を site にマッチさせるようになるであろう。

PFR は Commercial process をへないので，最初はウインフリスに設置するつもりであったが，political reason により Dounreay にもつていった。CFR は commercial の thermal reactor が設置できるのであれば，どこでも設置可能である。

Commercial FBR の licensing には quantitative risk assessment は designer がどの程度取入れられるか疑問である。balance judgement によるのが良い。

他の hazardous industry の standard にくらべて原子力は非常に high safety な standard である。

FBR においても diversity, redundancy の採用の決定は reliability できめられるべきであると考える。我々はエネルギーが必要であるので、我々は certain risk は accept すべきである。

(4) Hübel IA, FRG

ドイツにおいては licensing organization が Federal government と local と 2 重になっており夫々 consultant をもっていて複雑かつ severe である。

licensing procedure も建設中 6~7 steps に亘って行われる。

SNR-300 では core catcher を設置する等現状では licensing risk が too large である。

SNR-2 では flexibility and safety margin が design philosophy である。

commercial FBR に関しては次の 2 の major points がある。

- (1) Physical understanding of core rupture accident
- (2) Experience of SNR-300
- (3) Can ACDA be prevented or emergency release be reduced?

(5) P. Tanguy CEA, France

Phenix については other reactor と同じ licensing procedure であった。

Operator が safety evaluation を知っていることが大切である。

Super Phenix に関する許認可手順

Provisional safety guide	end. 1972
Approval of safety criteria	mid, 1973
PSAR	early, 1974
Safety evaluation report	Dec. 1974

Technical basis for PSAR approval

Pool concept (thermal inertia)

3 levels of containment design

{ primary confinement
secondary "
intermediate "

Shutdown system : 2 main + 1 secondary

Safety recommendation for Super Phenix

core catcher については committee に present したが, experimental results

Safety evaluation の結果により最終的にきめる。

(6) Y. Togo Univ. of Tokyo, Japan

日本の立地指針、もんじゅのMA、HAの概要を紹介した後、高速炉の安全設計へのコメントとして、以下の点を指摘した。

- (1) 安全設計 philosophy に関しては各国の情報交換を密にして明確にすることが望ましい。
- (2) 安全系統の確率計算は、LWRの経験でも systematic failure があるのでむずかしいであろう。
- (3) 1次系配管、炉容器等の破断確率についても LWRと同様 FBRでも努力する必要がある。
- (4) LMFBRの ISIは LWRよりさらにむずかしいであろうが、技術的な可能性、どの程度完全に出来るか等検討が必要であろう。

(7) P.S. Van Nort PMC, U.S.A.

Resources, siting 等の面から考えて将来 LMFBR が best になることは当然であろう。

Commercial plant では land use, transmission も考慮して site を選定する必要がある。

LMFBR の licensing の要点は inspection, operation を含めて reliable かつ maintenance しやすいものであるべきであると考えるが、chain of escalation があるのではないか。

各パネリストが以上の各点を指摘したあと会場を含めた討論に入った。主要な質疑応答は以下のとおりである。

1. 確率のベースとして possibility of common mode failure をどう取扱うか。
every common mode failure をさけるように配慮すべきである。炉停止系が2系統でよいか、3、4系統必要かといわれた場合定量的にアプローチしないと何ともいえない。
2. バックアップ Shutdown system を考えているか。
Bottom entry C/R や、liquid Li なども考えたことがある。Liquid Li は1次系ほど応答が早くなく、failure なしでも quick action は期待できない。(gilby 回答)
3. 確率論によるアプローチをどう考えるか。
確率論によるアプローチはあくまでも道具であって、奴隷いになってはならない。
4. Super Phenix において some of safety system を将来なくすことは考えられるか。
Safety system はサロメの7ペールズのようなもので、全部とってしまうのはよくない。2~3枚は残しておくべきでしょう。Phenix ではドームはなく、Super Phenix ではまたつけたが、あるいはまたとるかもしれない。(Tanguy 回答)
5. 米国の licensing の現状は overregulating ではないか。overregulation であるか

否かを如何に実証できるかが問題である。

6. Super Phenix は米国あるいはドイツにおいて licensable と考えるか。
具体的に apply してみないとわからないが、sound criteria であると思う。(Denise)
仏では、2年運転後 re-evaluate することを要求している。
西独では over-regulation であると思う。これは逆に fundamental safety を損う恐れがある。(Hübel 回答)
7. Core catcher の capability について見通しはどうか。
loss of flow without scram を考えると炉心全体ではないが、或る割合がとける。それをうけるのに core catcher の capability については calculation と outpile experiment を行い、2～3年以内にその能力が評価される。(Tanguy)
8. Containment の今後の方向についてどう考えるか。
CFR に関して technical expert を集め、policy committee で検討した。問題として提起されたことは3つある。
 - (1) S/A 計装により fuel failure を検出できるか。
 - (2) PSC タンクおよびその蓋が FSI に withstand できるか。
 - (3) Containment integrity を評価する方法が arbitrary である。
 - Sudden flow stop without scram の時どうなるか。
 - Fuel failure propagation はどうか。
 - Core や control rod の distortion ?等であり、これらのことを考慮してきめる必要がある。
9. 英、仏が licensing 問題に関して政府と設置者がうまくいっているのは、電力を政府が運営しているからではないか。
そういう事情も或る程度は影響しているのであろう (Gilby)。
むしろ政府機関の方が安全に配慮している (Tanguy)。
10. 日本では ISI の定義をどのように考えているか。
ISI には広義、狭義の解釈があるが、私が説明したのは広義の意味であり、運転開始後の供用期間中の検査全てを含めている。(都甲教授)

7. LMFBR原子炉系機器 (Session XI)

Chairman H.G. Hübel (I.A.)

Co-Chairman J. Mangus (Westinghouse)

下記4件の paper について報告，討議が行われた。

- (1) 日本の FBR の原子炉系機器について
- (2) Replaceable LMFBR Core Components
- (3) 米国における LMFBR 原子炉系機器技術の現状
- (4) CRBRP の燃料取扱系

当初計画においては，英国，ソ連からの paper も予定されていたが最終プログラムからは削除されていた。

また，SNR-300 に関する paper については最終プログラムには入っていたが取消しとなり，発表はなかった。

- (1) The Reactor System Components of SNR-300

本論文は取消，発表なし

- (2) Reactor System Components of Japan's Fast Breeder Reactors

(Presented by K. Kishida, Mitsubishi)

原子炉構造全般について“常陽”と“もんじゅ”の相違を述べ，各部の設計については主として“もんじゅ”を対象に設計上の要求，具備すべき機能を挙げ，それを実現し確性するために実施された R & D の結果とその評価および今後の問題等について述べた。

取上げられた主なテーマは，燃料および炉心内の流動の問題，炉心拘束機構の開発状況，HCDA に対する炉容器の設計と耐爆実験および制御棒駆動装置・燃料交換系機器の開発の状況である。

質問は次の6件であった。

Q：入口配管の破断に対してはどういう思想を取っているか？内管の破損時にガードパイプは耐えるという考え方か？

A：R/V および一次系の配管がもし破損したとしても G/V および G/P 等によって液面は炉心上面以上に保たれ，炉心は保護されるという考え方である。G/P の問題はむしろかしい問題の一つであるが，R/V および配管も破損しないように設計されており，G/V や G/P は，更に2重保護の目的で設けられているものである。

Q：単回転プラグ，固定アーム方式は商用大型炉にも適用されると考えるか？

A：“もんじゅ”の大きさの炉については，この方式が適していると判断された。

商用炉については，三重回転プラグ方式，パンタグラフ方式等も併せてサーベイを行な

い Trade off study 中であり、どれが適しているかは未だ解らない。

Q : Hydraulic shutdown mechanism には極めて狭い間隙があるが、この間隙は数ミル～数十ミルか？もしそこへ crud が詰まったらどうなるか？

A : 間隙はそのように狭い必要はなくミリメートルのオーダーであり、スラグ等によって blockage を生じるようなことはあり得ないと思う。

Q : 制御棒の misalignment に対する値として約 5 cm を取った根拠は何か？

A : これは最終的に決まったものではなく、未だ建物や格納容器の設計も変りつつあるから床応答も変ってくる。現在は地震による変位と、据付誤差および熱変形等を考慮して最大 5 cm 程度と考えている。

Q : 遅い火薬による炉容器モデルの耐爆実験の場合のエネルギー放出率はどのようにして求めたか？

A : “もんじゅ” の available work energy は 200～400 MW-S の範囲と計算されており、現在のところ機械構造設計としては 400 MW-S を取っている。火薬実験に際しては火薬の燃焼特性が解っているので、これに基いて 400 MW-S に相当する火薬量を決定した。

Q : スライドに R/V および G/V の半径方向サポートが示されていたが、そのサポート点のクリアランス、据付法等はどうなっているか？

A : サポートの詳細は未だ決定されていないが、複数個のキーが設けられ、それぞれのキーには半径方向に適当なギャップがあつて R/V の熱膨張は逃がすことができるが全体としての横振動は防止できる構造である。

(3) Replaceable LMFBR Core Components

(Presented by E.A. Evans, HEDL U.S.A.)

Hanford における燃料および制御棒等のいわゆる炉心要素の研究開発の現状と将来の目標等をまとめて、報告したものである。内容として興味ある点を要約すると次の通りである。

- 1) いくつかの種類のパンを併せて合計 2000 本以上のパンが EBR-II によって照射され、その中約 750 本は、FFTF または CRBR の設計条件に見合うものである。BU (Burn-up) としても 100,000 MWd/t を越えるものを含んでいる。クラッドの破損に至るまでの照射も行なったが、激しい破損ではなく、主たる原因は Thermal creep によるものと思われる。
- 2) Fuel-clad interaction に関しては、照射実験の結果クラッド内面温度に敏感であり、730℃まで指数関数的に増大する。また、燃料の O/M 比の影響も大で、FFTF の燃料は 1.94～1.97 に決められた。
- 3) Transient overpower tests は 20～50% 熔融を起させたものものもあり、破損限界は燃焼度に依存することが解った。しかし、FFTF, CRBR の設計条件、安全保護系の作動条件によれば、このような破損条件に至るまでには十分なマージンが存在し、問題にならない。

- 4 混合酸化物燃料による LMFBR の将来の B.R. (Breeding ratio) は 1.3 ~ 1.35, D.T. (Compound doubling time) は 15 年以下と目指すべきであり, そのためには燃料として次のような方向の研究が必要である。

Fuel volume ratio の増大

Pin diameter の増大

クラッド厚さ

P/D 比の減少

Fuel smear density の増加

EBR-II では smear density 90%, クラッド厚さ 0.25 mm のピンが 60,000 MWd/t まで照射された。

今後は, 炉心構造材の量を 7%, Na の量を 4% 減じて燃料体積比を 47% 程度に持って行き, D.T. を 15 年以下とすることが目標である。

- 5) 被覆管材料, ラッパ管材料については, 中性子吸収が少なく, スエリングおよびクリープ特性の優れた advanced alloy の研究が進められている。これらの材料特性の現状と将来の目標は次の通り。

Design Parameter	Current Status	Goal
Ductility	0.1 % (1200 °F)	>3 % (1,200 °F)
Thermal	10^{-4} /hr	$<10^{-7}$ /hr
Creep rate	(20,000 psi, 1,200°F)	(20,000 psi, 1,200 °F)
Irradiation	10^{-5} /hr	$<10^{-6}$ /hr (10^{16} nvt)
Creep rate	(20,000 Psi, 1,200°F)	(20,000 psi, 1,200 °F)
Swelling	18 % max (Goal fluence)	<5 %
Corrosion rate	0.0015"/yr (1,200 °F)	<0.001"/yr (1,200 °F)

- 6) 制御棒吸収材としては, B_4C が適当であり, Burnup, ガス放出率, スエリング等について EBR-II による照射実験が行なわれ, そのデータに基づいて解析コードも開発された。

CRBRP 用として更に照射実験が進められつつある。

- 7) FFTF 用の最初の 2 炉心分の材料の購入は今年中に完了する。燃料, 材料に関しては, FFTF, CRBRP 共に満足なデータが得られたが, 今後の特性改善, 製作コストの低減および Pu 取扱に関する Safeguards の問題が残されている。

質疑応答

Q : Peactor operation temperature と Fuel performance の関係は ?

A : 複雑な感じのする問題のひとつであり (mixed emotion), 今後, Trade off を重ねて行かなければならない。Carbide fuel は 2 倍位の出力が取れる可能性がある。

Q : 燃料開発のポイントとして, Economics, Safeguards, Safety, Processing を挙げていたが FFTF については何が問題か?

A : Large facilities が必要である。accurate measurement を行なわねばならぬ。

Q : 燃料支持板の erosion による流動特性の変化などがあるがこのような炉心支持系の inspection はどうするのか?, 又 integrity に対するの確認は?

A : FFTF では Surveillance specimen である程度確認できる。

その他次のような質問があつたが回答はよく聞き取れなかつた。

Q : 大型炉では制御棒の数が増すが, 燃料方式の制御棒によって D. T. を改善することができるか?

Q : Oxide fuel によって D. T. を 15 年程度にすることが可能であるのか?

(Presentation 中にこの説明は充分なされている)

(4) Current USA LMFBR Reactor Assembly System Technology

(Presented by P.R.Pluta, G.E.)

FFTF と CRBR の原子構造, 機器についてスライドによつて, 構造説明が行なわれたのみであり, 内容としては既知の事項であつて新しい情報に関するものはほとんど見出されなかつた。

報告内容中より幾つかを列挙すると次の通りである。

1) FFTF 関係

- 炉心のオリフィスゾーンは, 炉心燃料部が 3 ゾーン, 反射体部が 4 ゾーンである。
- Reactor vessel の壁温は 900 °F 以下に保つ必要があるので内側に 2 ~ 3 " のギャップを隔てて厚さ $2\frac{1}{2}$ " のライナーを設け, ギャップに Cold Na を通して温度上昇を抑える。
- Core - restraint mechanism は最初は Positive な方式であつたが, 最終的には, Passive restraint である。
Restraint yoke は高さ方向に 2 カ所, 円周方向には角辺一カ所で 6 組のメカニズムがある。
- メカニズムの取付は, ほとんどピン止めである。
- 各燃料集合体には 3 本の T / C と 1 コの Flowmeter が配備されている。これらの目的は原子炉停止系として使用するものではなく, operator information のためである。
(CRBR の場合は違ひ。)

2) CRBRP 関係

- Reactor vessel wall の冷却は FFTF の場合と同じで制限温度 900 °F 以下に保つ。

○ Reactor vessel の寸法は

高さ	57 ftH
直径	21 ft ϕ
肉厚	2 $\frac{3}{8}$ in th

○ Upper internal structure は, Jacking mechanism により, 4本の柱を介して上下に動く構造である。

○ Core restraint は Core barrel の内面に2つの Core restraint former rings があり, これによつて passive restraint を与える。

○ 燃料および制御吸収体の設計

各ゾーンの濃縮度	16%, 22%
燃料集合体当りのピン数	217 pins/ass'y
P/D比 炉心	1.24
ブランケット	1.48
制御棒集合体当りのピン数	
1 ry rod	37 pins/ass'y
2 ry rod	61 "

○ CRDM の型式

1 ry : 外部にあるステータの磁界によつて内部のロータのナットを廻す Roller-nut screw 方式

2 ry : 流体式スクラム方式

(両者共 1 rnd-stuck 考慮)

質疑応答は次の2件であつた。

Q : Core と Blanket の出力分担はどの位か?

A : Blanket の分担率は, 私の記憶する概略の値は

 サイクル初期で 3~4%

 サイクル末期で 12%

Q : ISI の見地から Instrument Tree や Control rod は replaceable であるか?

A : 大部分の機器は30年のライフに耐えるものであり, あまり replaceable なものは多くない。

(5) CRBRP Fuel Handling

(Presented by K.W. Foster, Atomics Inter'l)

CRBRP の燃料取扱系について比較的詳細な報告が行なわれた。要約すると次の通り。

- 1) CRBRP では Spent fuel の炉内貯蔵は行なわず, 炉内には, 一時的な置場が 4 positions あるのみである。この中の 2 positions は燃料を貯蔵することもできる。

- 2) 集合体当りの出力は20 KWであり、他の炉に較べて5倍の発熱量である。炉心およびブランケット燃料の総数は約650本であり、燃料交換系はこれらをすべて取扱うことができるものである。
- 3) 燃料被覆管の許容温度は次の通り (at 20KW)
- 炉停止後炉内にある時 ~400°F
 - 燃料取扱中の通常時 <1250°F
 - " " Emergency Condition <1500°F
- (Blower 故障時)
- 4) 崩壊熱減衰後の取扱いには、ポット内のNaがfreezeするという逆の問題もあり、4 KW以下になった場合は電気加熱を行なう。
- 5) 燃料取扱系内における燃料検査は、outside inspectionのみである。
- 6) 180本の集合体の交換に要する日数は20日である。
- 7) Shippingまでには345日間の貯蔵、冷却を行ない、発熱量は4 KWとなる。
- 8) IVTMのシール部はDynamic seal, EVTMは厚いしやへいを施してあるがFFTFのものより小型化されている。
- 9) 将来の大型炉の集合体の発熱量は40 KW位になるであろう。

質疑応答は次の通り

Q: Shippingに際してはNaをクリーニングするのか?

A: プラントにNaクリーニング設備はない。

Q: EVTM中には、60分の滞在ということだが、事故によって長時間滞在の時、冷却のRedundancyはあるのか?

A: 60分は取扱い時間のTime studyの値であり、EVTM中の事故時には次の2段構えの冷却方式が備えられている。

① Redundant coolersがある。

② 電源喪失時にはannulusを通してNatural Convection Coolingが行なわれ、被覆温度は1500°F以下に保たれる。

Q: EVTM所要時間60分と、180本で20日間の関係は?

A: 60分はEVTMの片道の時間であり、1体当りの1サイクルは約120分で、180本だと約14日間である。これに停止後の準備時間1.8日と再起動時の準備時間3.5日が必要であることがWestinghouseから示されており、合計約20日となる。

Q: Rotating Plugsのシール方式は?

A: Inflatable sealsで、その間にgas purgeをする方式である。更にNa-dip-trap-sealがあり、これはXeのシールを目的とするものである。

8 商用LMFBRの設計 (Session XI)

Chairman C.P. Zaleski (EDF, France)

Co-Chairman J.A. Kyger (ANL, U.S.A.)

当初計画には英国、ソ連の報告も予定されていたが最終プログラムでは除外されていた。

従って Super-Phenix, SNR-2, 日本, PLBR の4件の報告があった。

海外の報告内容は特に目新しいものの紹介はなかったと思われる。Super-Phenix は Phenix から仕様変更点を中心とした概要説明, PLBR は設計作業の現況報告, SNR-2 は今年初めに Conceptual design phase を終えて次の Step に進むためにそれらの結果を検討中であるが、この内容についてやくわしい紹介があった。

日本からは、東京電力から従来まで行なわれていた大形炉の研究成果を base にして日本の FBR の将来を指向した報告があった。

日本からこの分野の発表は初めての試みであり出席者に日本の FBR 開発を印象づけたようである。

(1) Super-Phenix

J. LEDUC CIRNA FRANCE

Super-Phenix の設計について Phenix からの変更点を中心にしてプラントの概要説明があった。

基本的には Phenix の外挿であるが経済性、及び技術的な面から変更の予定である。

主要項目は次の通り。

- 蒸気発生器については Phenix は小容量のモジュールの組合せであったが経済面を考慮して 750MWt ループに once-through の large SG を計画している。
- ナトリウム純化装置は Phenix は Vessel の外にあったが Super-Phenix は Vessel 内に入れる予定である。
- 2 rotating plug を用いる。
- 最高被覆管温度は Phenix の 650°C から 620°C に下げる予定。

この他に補助停止系、格納容器等も追加しており、Core Catcher についての設計も検討している。

質疑応答

Q. 燃料棒径を 5.5 mm から 7.0 mm に太くした理由は？

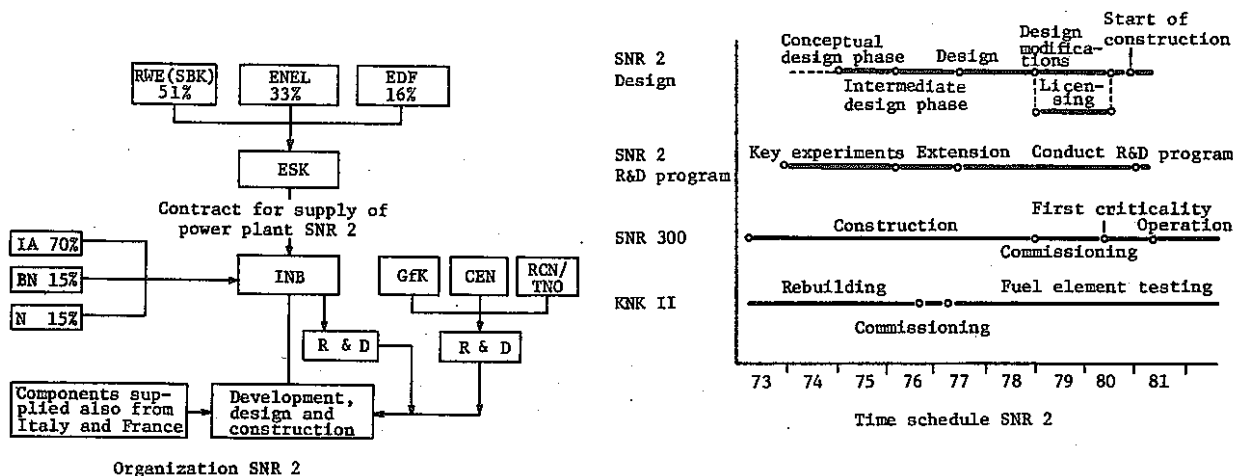
A. 燃焼度を 70,000 MWD/t にしたので太くした。

- Q. large SGを採用した場合Hydrogen Detectorが1ケでよいのか？
- A. SGの中のFlow distributionによるから2～3ケ必要であろう。
- Q. Phenixから燃料交換系を変えた理由は？
- A. Super-Phenixは燃料集合体が大きくなり、燃料交換の時間を短くするためである。時間短縮のため2 transfer machineを用いる。
- Q. Domeが追加されたがPumpとIHXのメンテナンスはどうするのか？
- A. Pumpはnormal maintenanceのみでありIHXは何か問題があった場合にmaintenanceする。
- Q. SGの材質は？
- A. ShellはSS, tubeはIncoloy 800, no tube-sheet.

(2) Status of Preliminary Design of SNR-2

E.A. Guthmann IA FRG

1) 体制とスケジュール



SNR-2のConceptual design WorkはINB (Project management organization)を通じてINTERATOM, BELGONUCLEAIRE, NERATOOMに発注された。今年初めに初期段階の検討結果がまとまり、現在はCustomerがreviewしているところである。関連R&Dは並行して行なわれている。

2) Boundary Conditions and reference data

- Power output 1200~2000MWe

- Reference site SNR-300と同じKalkarと仮定
- Primary arrangement 4ループ(ループ型)
- Reactor outlet temp. ~550°C
- " ΔT ~170°C
- Steam conditions 165 bar/495°C
- Core
 - Subassemblies ~600
 - Fuel pin dia 7.6 mm (SNR-300 later Coreと同じ)
 - Breeding ratio ~1.2 (to 1.35)
- 燃料交換 年1回
- Safety Criteria
 - 外部からの要因による事故防護
 - Sudden primary pipe rupture with simultaneous failure of pump shutdown.
 - SNR-300と同じくDecay heat removal, ISI requirements
 - HCDA

3) Conceptual design work の現況

- Core design
 - Core dia 4.3 m, Core height 1.2 m
 - Fuel element 564 (271 fuel rod)
 - 2 enrichment zones,
 - Burn up 80,000MWD/t (max.)
 - 49 Control and safety rods (内19本 back up)

○ 原子炉構造

Reference designはSNR-300と同形式(入口配管がVessel内)このTypeはVesselの中にdecay heat removal coolerを入れ易いがVesselとTop shieldのdiaが大きくなる。

Alternativeとして入口配管がVesselの下部を貫通するtypeを検討している。dia 4m縮少, Shop fabricationが可能, しかしこのtypeを採用する場合入口配管の健全性を証明しなければならない。Reactor vessel wallの外側にVisual ISI systemをつける。この外にguard vesselがある。

Reactor vesselの中にmolten fuelの保持装置をつける。

Top shieldはSNR-300と同じ3重回転プラグ。

○ 冷却系

一次冷却系は Conceptual design phase の最重要検討対象である。次の二つの loop concept を検討

Ⓐ Components on non-rigid mounting interconnected by short, rigid piping.

Ⓑ Flexible piping between the components (SNR-300 の改良)

Concept Ⓐ は有望だが Component の mounting に問題があり現在は reference design に出来ない。

Concept Ⓑ は SNR-300 の 1 次冷却系の改良で KNK と SNR-300 の経験が反映できる。SNR-300 から SNR-2 への外挿の主要問題点は large, thin-walled piping の thermal expansion である。Piping の dia を大きくしないため流速を上げる点を検討中。

Bensberg の $5000m^3/hr$ pump loop test facility で $350mm$ piping とバルブで Na flow test を行なった ($13m/sec$ まで)。現在までの結果良好で更に数ヶ月 test を続ける予定。

SNR-2 は $9m/sec$ に上げている。(SNR300 は $6m/sec$)

Suction pipe の velocity は $6.3m/sec$

冷却系機器は SG, IHX 共 SNR-300 の外挿で検討中。IHX は straight tube 型 1 ループ当り 4 基 ($3125MW/基$) と coiled-tube 型 IHX 1 ループ当り 2 基 ($625MW/基$) の両方について検討した。

SG は leak detection の問題で約 $200MW$ の Unit size 以上にはならぬだろう。

そうすると、 $8\sim 12$ modules/each loop が考えられるが型式と共に未決定。

1 次系はループ毎に Vessel に入れてその外側から予熱保温することを検討した。これは ISI を容易にする。

4) Parametric Cost studies

SNR-300 を base として power size の上昇により main system の Cost 傾向を検討した。

Power の上昇に従って、

- All heat transport system (含タービン) は strong increase.
- Electrical, auxiliary and fuel handling system は strong decrease.
- Reactor vessel, Containment system は light decrease.
- Na と水の補助系はほぼ一定。

5) その他

次の Preliminary design phase に入るために Customer ESK と discuss 中であ

るが groundrule 上では出力の問題が主要点である。

1500MWe までは 1 turbine で行ける。1800MWe 以上は 2 turbine となろう。

SNR-2 の power output は licensing risk の点もあり 1300~1600MWe の間に選ばれるだろう。

質疑応答

Q : SNR-300 から Design philosophy で何が変ったか？

A : Na 出口温度を高くするのに固執する必要はないので 10~20℃ 下げるかもしれぬ。

Q : spent fuel storage の capacity は？

A : 未だ決めていない。

Q : BR が 1.35 は高くて非常に興味ある点だが……

A : Heterogeneous Core の場合その potential があるようだから次の step で更につめて検討たい。

Q : immersed cooler に対して HCDA のあとでもクレジットをとるのか？

A : immersed cooler が HCDA に対してもつように設計する。

Q : immersed cooler で冷却している時 Core の中の自然循環は？

A : Gfk で確認試験をやった。

(3) A Study of the Commercial Fast Breeder Reactor in Japan

(東電) 田中副社長・小島所長

(北野駐在員代読)

○日本の原子力発電の計画と FBR の意義について

資源の有効利用, プルトニウムの有効利用, 経済性の面から展望した。

○大型 FBR の preliminary Design Study

設計研究のグランドルール

主要設計諸元

ターゲット FBR のための R & D 項目

○高速炉の商業化に当つてのユーザの関心事項

商業炉の建設コストターゲット

Plant performance and Reliability

R & D

質疑応答

Q : ループ型, タンク型について耐震上の有利性は？

A : タンク型についての検討は行っていない。

(4) US Commercial LMFBR Designs

James Duffy (EPRI)

PLBR (Prototype Large Breeder Reactor) の設計について現況の紹介があった。
体制 ; EPRI と ERDA の equal sponsored project 3 project team で実施して
いる。

WH - Stone & Webster

GE - Bechtel

AI - Burns & Roe

各 team の予算は \$ 10 m で合計 \$ 30 m

現在の設計作業は 1975 年 12 月から 1978 年 5 月の 2 年半である。

RLBR の臨界は 1988 年を目標としている。

RLBR Power plant について integrated design をして licensable なそして
economical な power plant をまとめることをめざしている。

HCDA 問題はもし可能なら除くか或は minimize する。

耐振条件は 0.3 g でこれが大きな問題。

power plant の size 800 MWe ~ $\left(\frac{1500}{1600}\right)$ MWe

loop arrangement 2 ~ 3 ~ 4 loops

Reactor sodium outlet temp. 825 °F ~ 1000 °F

Steam Condition 556 °F 1100 psi saturated steam

}

900 °F 2400 psi super heater steam

蒸気条件は低い方に興味をもっており、再熱器は多分つけない方向となろう。

設計が始まって間もないのでまだあまり決めてない。

質疑応答

Q : Doubling time はどの位か ?

A : 現時点では大して関心事でないので定量的検討はしていない。

Q : 蒸気条件を低くすることは将来の FBR のボーナスが減ってしまわないか ?

A : 原子炉が安全に、信動性を持って運転されることが大切。thermal efficiency を上げるとか RH をつけるといったようなことは plant が複雑になり availability をおとすことになる。

Q : CRBR も温度条件を下げるのか ?

A : むずかしい問題だが下げることも考えられると思う。

9. あ と が き

本会議は、高速増殖炉、新型転換炉、核融合炉等の新しい原子力システムに関して、各国における開発の現状、経験、問題点、関心事等を相互に紹介し、認識することに主眼をおいたものであった。

従って、内容は現在進行中のプロジェクト、開発項目に関するものが大部分であり、かなり up to date な情報が多く、また、上述のプログラムや各 Session の内容にもみられるようにテーマの選定も妥当であり、会議としても比較的良くまとまっていたと思う。

主催国であるアメリカは勿論のこと、フランス、ドイツ、日本が積極的に参加していたのに対し、イギリスからは殆んど発表論文がなく、また entry していたソ連も不参加であった。しかしながら、各論文に対して活発な討論が行われ、夜間までもセッションが組まれて熱心な討論が続き、この種の会議としては参加者の積極的な態度が印象に残った。

日本からは、12 Session のうち 7 Session で発表があり、積極的に contribute したという印象を与えたのみならず、着実に各国の仲間入りをしていると受取められているように感じた。

この会議の主催は ASME-ANS であるが、ERDA が積極的に参加し、指導しているようであった。これは、うがった見方をすれば米国が FFTF、CRBR、さらには PLBR と、かなり手広く FBR の開発に取り組んでいる割に安全設計に関する議論で手間どっているため、このあたりで各国の現状を整理して進むべき方向を見定め、さらには FBR においても世界の主導権を取戻したいというようにも受取ることができる。

それはともかくとして、時々このような場において世界の現状をふり返り、また各自のプロジェクトの位置づけを確認しておくことは、ひとり米国のみならず各国の参加者もその意義を感じているものと思われる。

また、なんといっても安全性に関する設計、考え方、関連 R & D 等に議論が多く、今後の主要課題であることもあらためて印象づけられた。

今回の会議では、各論文の予稿集もなく、大部分スライドを使用して短時間で発表されたため、細かい部分についてはわかりにくい点もあったが、本報告は報告者各人のメモを総合したものであり、ほぼ要点は網羅しえたものと考えている。

なお、本会議の論文集は昭和 51 年秋には発行され入手できる予定であるので個々の論文の詳細についてはそれまで待たざるを得ないが、各発表者との contact により下記の論文は入手しているので参照可能である。

1. Phenix Construction and Operating Experience

J.M. Megy, CEA, France

2. FFTF Major Component Testing Experience and Plant Construction Experience
R. C. Mairson, Westinghouse, U.S.A.
3. SNR Construction Experience
E.A. Guthmann, IA, FRG
4. A Comparison of Advanced Reactor Potentials
W.M. Pardue, BMI, U.S.A.
5. SNR Coolant System Components
H. Mausbeck, IA, FRG
6. Safety Analysis of the Fast Breeder Reactor Component Main Problems—Application to Super Phenix
A. Meyer Heine, CEA, France
7. Replaceable LMFBR Core Components
E.A. Evans, Westinghouse, U.S.A.
8. Current U.S.A. LMFBR Reactor Assembly System Technology
P.R. Pluta, GE, U.S.A.
9. Status of Preliminary Design of SNR-2
E.A. Guthmann, IA, FRG

また、ナトリウム加熱蒸気発生器に関しては、本会議における討議内容および米国における開発の現状を別途

米国における「高速炉蒸気発生器の安全性研究開発の現状調査のため」の出張報告（東工大一色教授）

にまとめてある。本資料は大洗工学センター、高速炉安全性試験室にて管理しており参照可能である。