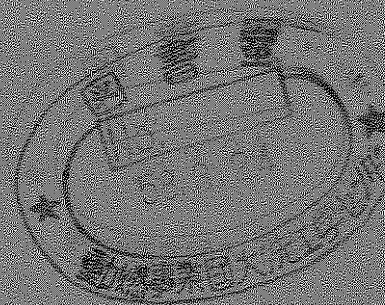


海外出張報告書

サーマルストライピング/ストラティフィケーションに関する日米専門家会議

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N 960 83-01 (vol.1)
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	

1983年2月



動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

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)

海外出張報告書

サーマルストライピング/ストラティフィケーションに関する日米専門家会議

要 旨

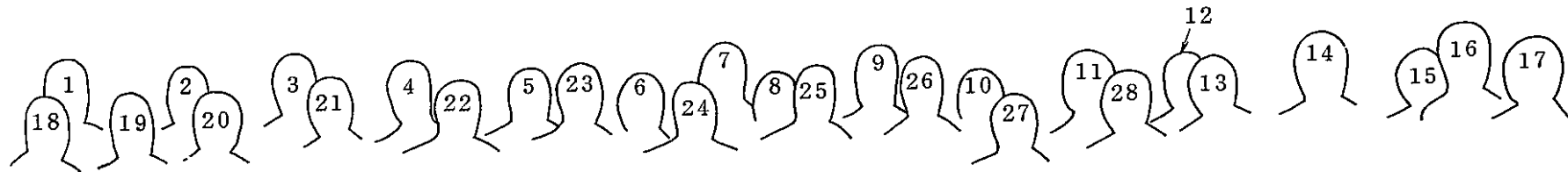
本報告書は昭和57年10月11日から10月15日まで、米国カルフォルニア州サニーベイル市のGE-ARSDで開かれたサーマルストライピングおよびサーマルストラティフィケーションに関する日米専門家会議についてまとめた海外出張報告書である。

この専門家会議は、日米高速炉協定に基づき、日米高速炉プラントシステム・コンポーネント・ワーキンググループが主催した「炉内流動伝熱」に関するもので、特に炉内で発生が予想されるサーマルストライピングおよびサーマルストラティフィケーション現象にテーマを限定して討議し、それらの試験研究、解析評価手法、実機設計対応ならびに今後のR&Dについて情報交換を行なった。

4日間に及んだ討議は終始活発なもので、日本にとって得られた成果も大きく今後のR&Dに十分反映できると考える。

昭和57年12月

大洗工学センター高速炉機器開発部構造物強度試験室	青木忠雄
高速増殖炉開発本部原型炉建設計画部機械課	仲村 喬
東京芝浦電気(株) 動力炉開発部 炉機技術課	笹沼克己
〃 原子力機器製造部 原子炉機器開発課	岸 茂
三菱原子力工業(株) エンジニアリング総括部 新型炉開発部 機器開発課	小澤正躬
三菱重工業(株) 神戸造船所 新型炉設計部機器一グループ	岡田敬三



- | | | |
|--------------------|---------------------|------------------|
| 1. I. C. REESE | 11. R. I. JETTER | 21. C. E. OCKERT |
| 2. J. ORAS | 12. J. F. MURDOCK | 22. S. C. ROSE |
| 3. J. G. GUPPY | 13. J. C. MILLS | 23. E. GLEUKLER |
| 4. W. T. SHA | 14. G. E. BERG | 24. K. SASANUMA |
| 5. M. D. WOODS | 15. D. R. DICKINSON | 25. M. OZAWA |
| 6. F. R. WILTSHIRE | 16. R. L. STOVER | 26. T. NAKAMURA |
| 7. R. YAHALOM | 17. C. MARTIN | 27. J. P. KUO |
| 8. P. M. MAGEE | 18. T. AOKI | 28. T. A. SHIH |
| 9. S. KISHI | 19. K. OKADA | |
| 10. J. MATTE | 20. J. P. WEI | |



目 次

第 I 章	ま え が き	1
第 II 章	会 議 議 事	2
II-1	概 要	2
II-2	会 議 の 覚 書	5
II-3	発 表 論 文	14
第 III 章	発表要旨と討議内容	16
III-1	セッション A THERMAL STRIPING	16
	• 米国側発表論文	16
	• 日本側発表論文	26
	• セッション A のまとめ	33
III-2	セッション B THERMAL STRATIFICATION	35
	• 米国側発表論文	35
	• 日本側発表論文	57
	• セッション B のまとめ	70
第 IV 章	施 設 見 学	73
第 V 章	そ の 他	81
	FFTFサーマルストライピング試験計画に関する打合せ	81
第 VI 章	あ と が き	103
付 録			
1.	米国側発表資料 (Vol.2)	
2.	日本側発表資料 (Vol.3)	

第 I 章 まえがき

本会議は1982年4月の第4回DOE/PNC Plant Systems and Components Working Group で開催が推奨され、5月のJoint FBR Coordinating Committee で承認された、「炉内流動伝熱に関する専門家会議」で特に、サーマルストライピングとサーマルストラティフィケーションにテーマを絞ったものである。会議は1982年10月11日から4日間、カルフォルニア州サニヴェイル市のGE-ARSD で日本から6名、米国から多数参加して盛大に開かれた。

この専門家会議は第3回のDOE/PNC PSCWG (1980年9月)で推奨され、1981年12月に日本で開催される予定であったが、「もんじゅ」の安全審査の準備の都合で延期されていたもので、米国側では充分Agendaが暖められていたと云える。

「もんじゅ」ではストライピング、ストラティフィケーションのいずれもR&Dが完了していたわけではなく、特に後者については、進行中であったためかなり忙がしく準備することになった。それでも6月下旬に日米会議準備会を設置し関係者の協力と努力で資料の検討が進められ、会議には米国側に劣らぬ資料を用意することができた。

会議は米国側から連日20名以上の専門家が出席し、活発な討論がかわされ、膨大な情報交換が行われ、十分な成果を収めた。

なお、本専門家会議で発表された日/米の資料は本報告書の付録としたので参照されたい。

第 II 章 会議議事

II-1 概要

1. 会議名 S/M on Reactor Thermal/Hydraulic Performance
2. 日時 1982.10.11~14
3. 場所 General Electric ARSD, Sunnyvale, Calif
4. 出席者

日本側	青木忠雄	動燃・大洗
	仲村喬	動燃・本社
	笹沼克巳	東芝
	岸茂	東芝
	小澤正躬	三菱原子力
	岡田敬三	三菱重工

米国側

DOE代表	C. E. Ockert	
発表者	D. R. Dickinson	HEDL
	M. D. Woods	W-ARD
	R. L. Stover	W-Hanford
	R. Yahalom	GE-ARSD
	W. T. Sha	ANL-E
	J. C. Mills	AI-ESG
	R. A. Markley	W-ARSD
	R. I. Jetter	AI-ESG
	J. C. Reese	W-ARSD
	J. J. Oras	ANL-E
	E. L. Gluekler	GE-ARSD
	J. G. Guppy	GE-ARSD
	S. C. Rose	GE-ARSD
	L. L. Eyler	PNL

オブザーバ (II-2 会議の覚書参照)

5. 議事日程

- 10月11日 炉内サーマルストライピングに関する検討
- 10月12日 午前) 炉内サーマルストライピングに関する検討
 まとめ
- 午後) 炉内サーマルストラティフィケーションに関する検討
- 10月13日 同 上
- 10月14日 同 上
 まとめ
 覚書の確認と調印
- 10月15日 午前) LDP用自然循環水試験装置の見学(GE)
 午後) FFTFにおけるサーマルストライピング試験計画の打合せ

6. 議事概要

目 的

- 1) LMFBFRのサーマルストライピングとサーマルストラティフィケーションに関する米国と日本の試験・解析をレビューする。
- 2) これらの問題についての知識を深める上で必要な開発計画のコンセンサスと優先度を求める。
- 3) 技術情報交換により日米双方のLMFBFRプラントの設計に役立てる。

合意事項

サーマルストライピングおよびストラティフィケーションに関する、日/米双方の知見を比べたところ、両者ともほぼ同様な経験を持っていることが明らかとなり、次の合意事項が確認された。

サーマルストライピング

- ① サーマルストライピング条件として支配的である温度ゆらぎの周波数、ゆらぎ幅、メタルの温度応答を実験的に把握するためには、実寸大試験により、流れの場を正しく模擬する必要がある。
- ② 水試験データは、ナトリウム試験に比べ設計上厳しい結果が得られるため、そのまま設計条件として適用する場合には、安全裕度が確保されることになる。
- ③ メタルの温度応答を支配する流体-メタル間の熱伝達係数については、現状では推定する方法しかなく、今後ナトリウム実験による確認と流動伝熱解析による

努力が必要である。

- ④ 将来炉についてもストライピングに関する実験は、解析計算による評価とあわせて必要であろう。
- ⑤ ストライピング条件を緩和するための設計手法として、Core Orifice で混合を良くしてゆらぎが下流に及ばないようにすること、Core Shuffling、新材料の適用等の対応が有効と考えられる。

サーマルストラティフィケーション

- ① 水試験とナトリウム試験には大きな差があり、水試験データの方が安全側となる。水試験結果を直接実機設計に適用（米国）する場合と、各試験により検証された解析コードを介して設計条件を作成し、応力解析を弾性解析ベースで行ない安全裕度とする場合（日本）があるが、いずれにしても設計余裕の評価については今後の課題である。
- ② スケール効果については、縮小モデルでストラティフィケーション事象の全てを同時に模擬することはできず、特にナトリウム試験にはスケール効果が顕著であり、注意を要し、そのまま実機に適用することは困難であり、解析用コードを介する必要がある。
- ③ 1次元コードにおけるストラティフィケーション事象の取扱いには、次の三通りがある。
 - 1) 現象が複雑な原子炉プレナム内を多次元解析コードで扱い、これとシステム全体を扱う1次元コードと直接カップリングする。
 - 2) 1次元コードにおけるプレナムモデルを多領域化し、事象を良くシミュレートできるようにする。
 - 3) 実験に基づくパラメータを導入し、プレナムモデルを簡素化する。
- ④ 炉容器以外の機器について、ストラティフィケーションを考慮する必要のあるものは配管、IHXであるが、現在までのところ構造強度上、特に問題無いものと考えられる。但し、自然循環時の配管内で発生が予想されるストラティフィケーションは配管圧損の増加の原因となるので、今後考慮する必要がある。

II - 2 会議の覚書

MEMORANDUM

DOE/PNC Plant Systems and Components W/G

Thermal Striping and Stratification Specialists Meeting

In accordance with the Record of Discussion of the Fourth Meeting of the DOE/PNC Working Group on Plant Systems and Components, signed April 22, 1982, a specialist's meeting was held in Sunnyvale, California, from October 11 through 14, 1982, on the subject of Thermal Striping and Stratification Effects in LMFBR reactors .

The agenda of the seminar and the list of participants are given in Appendices 1 and 2, respectively .

In accordance with the agenda for this meeting, 12 Japanese and 14 U.S. papers were presented and discussed . The agenda was organized to provide presentations and discussions in the following two areas:

- A . Thermal Striping
- B . Thermal Stratification

These presentations described experimental studies of thermal striping on the upper core structures of the Clinch River and MONJU reactors . Both water and sodium tests were reported . Experimental and analytical investigations of thermal stratification in LMFBR reactor plenums were also reported and discussed .

This exchange has been very useful in giving the participants a comprehensive understanding of each other's programs and their bases . Brief summaries of presentations for each session will be provided later .

It was agreed that the specialist meeting was very constructive and beneficial for both countries . A large amount of information was exchanged, indicating common agreement in many areas between the various experts at the meeting . Both sides are agreed that further exchange in this area could be quite beneficial, and that such exchanges should be negotiated as specific items through the Working Group as the need may arise .

For the United States
Department of Energy

For the Power Reactor and Nuclear
Fuel Development Corporation

Name: Carl E. Ockert
Carl E. Ockert

Name: 青木忠雄
Tadao Aoki

Title: Manager, Reactor Component
and Technology Development
Breeder Mechanical Component
Development Division
Office of Breeder Reactor
Technology Projects

Title: Manager, Structural
Engineering Section
FBR Components Development
Division PNC/OEC

Date: October 14, 1982

AGENDA

DOE/PNC SPECIALIST MEETING

ON

REACTOR THERMAL-HYDRAULIC PERFORMANCE

October 11-15, 1982

Monday, October 11, 1982

8:30 - 9:00 Welcome, Introductions

SESSION A - THERMAL STRIPING

9:00 - 10:00	Summary of CRBR UIS Bypass Thermal Striping Tests in the IRFM
10:00 - 11:00	MONJU Thermal Striping Design Concept
11:00 - 12:00	Summary of the CRBRP Full Scale, Seven-Assembly Thermal Striping Tests
12:00 - 13:00	Lunch
13:00 - 14:00	MONJU Thermal Striping Test Results and Evaluation
14:00 - 15:00	Evaluation of Sodium Thermal Striping Test Results at AI
15:00 - 16:00	High-Cycle Thermal Fatigue Analysis
16:00 - 17:00	Evaluation of Sodium Thermal Striping Test Results
17:00 - 18:00	Future Test Plan for Thermal Striping
19:00	Cocktails and Dinner at Anthony's Pier 9

Tuesday, October 12, 1982

SESSION A - THERMAL STRIPING (Continued)

- | | |
|---------------|---|
| 8:30 - 9:30 | FFTF Core Thermal Striping Benchmark Experiment |
| 9:30 - 12:00 | General Discussion and Consensus on Thermal Striping Issues |
| 12:00 - 13:00 | Lunch |

SESSION B - THERMAL STRATIFICATION

- | | |
|---------------|---|
| 13:00 - 14:00 | FFTF Outlet Plenum Transient Test Results and Evaluation |
| 14:00 - 15:00 | Thermal Stratification Design Concept for MONJU |
| 15:00 - 16:00 | Summary of Experimental and Analytical Evaluations of Plenum Stratification for CRBRP |
| 16:00 - 17:00 | Thermal Stratification Test Program for MONJU |

Wednesday, October 13, 1982

SESSION B - THERMAL STRATIFICATION (Continued)

- | | |
|---------------|---|
| 9:00 - 10:00 | Phase I Large Scale Prototype Breeder Outlet Plenum Test Results and Evaluation |
| 10:00 - 11:00 | Sodium Thermal Stratification Test with A 1/6 Model of MONJU Outlet Plenum |
| 11:00 - 12:00 | Phase II Large Scale Prototype Breeder Outlet Plenum Test Results and Evaluation |
| 12:00 - 13:00 | Lunch |
| 13:00 - 14:00 | Water Thermal Stratification Test with a Full-Scale 1/3 Sector Model of MONJU Outlet Plenum |
| 14:00 - 15:00 | Evaluation of FFTF Test Results and Influence of Upper Plenum Stratification using SSC |

SESSION B - THERMAL STRATIFICATION (Continued)

15:00 - 16:00	Sodium Thermal Stratification Test with A 1/10 Model of MONJU Outlet Plenum
16:00 - 17:00	COMMIX-1A Code Modeling and Evaluation of Thermal Stratification Effects
18:00	Cocktails and Dinner at Michaels

Thursday, October 14, 1982

SESSION B - THERMAL STRATIFICATION (Continued)

8:00 - 9:00	Comparison of Thermal Stratification in Sodium and in Water with 1/10 Models
9:00 - 10:00	Water Simulation Tests and Analyses at Natural Circulation Conditions
10:00 - 11:00	Analytical Evaluation of Thermal Stratification
11:00 - 12:00	Evaluation of Sodium Simulation Tests and Analyses
12:00 - 13:00	Lunch
13:00 - 14:00	Outlet Plenum Stratification Modeling for Plant Thermal Transient Analysis Code
14:00 - 15:00	Preliminary Test and Analysis Plan for Outlet Plenum Stratification of Large Scale Prototype Breeder
15:00 - 18:00	General Discussion and Consensus on Thermal Stratification Issues - End of Official Meeting

Friday, October 15, 1982

9:00 - 12:00	Tour and Demonstration of GE LMFBR Water Simulation Test Facilities at Natural Circulation Conditions
--------------	---

MEETING ATTENDANCE

October 11, 1982

<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>
S.C. Rose	GE-ARSD
D.R. Dickinson	HEDL
C.E. Ockert	U.S. DOE
M.D. Woods	W-ARD
J.P. Kuo	GE-NESD
S. Kishi	Toshiba
K. Sasanuma	Toshiba
K. Okada	MHI
M. Ozawa	MAPI
T. Aoki	PNC
T. Nakamura	PNC
J.G. Guppy	BNL
J. Matte	EPRI
B. Sha	ANL
J.P. Wei	GE-ARSD
R.L. Stover	W-Hanford
P.M. Magee	GE-ARSD
R.I. Jetter	Rockwell-ESG
G.E. Berg	EPRI-COMO
J.F. Murdock	CRBRP/PO
J.C. Reese	W-ARD
J.C. Mills	Rockwell-AI/ESG
R. Yahalom	GE-ARSD
J. Oras	ANL
C. Martin	CE
T.A. Shih	GE-ARSD
F.R. Wiltshire	GE-ARSD
M. Yamakawa	GE-ARSD (Hitachi)

MEETING ATTENDANCE

October 12, 1982

<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>
S.C. Rose	GE-ARSD
J.P. Kuo	GE-NESD
J.P. Wei	GE-ARSD
J.C. Mills	Rockwell - AI/ESG
B. Sha	ANL
D. Dickinson	HEDL
J.G. Guppy	BNL
T. Aoki	PNC
T. Nakamura	PNC
M. Ozawa	MAPI
K. Okada	MHI
K. Sasanuma	Toshiba
S. Kishi	Toshiba
J. Reese	W-ARD
C.E. Ockert	DOE
R.L. Stover	W-Hanford
P.M. Magee	GE-ARSD
S. Grewal	GE-ARSD
R. Yahalom	GE-ARSD
J. Oras	ANL
J.F. Murdock	CRBRP/PO
M.D. Woods	W-ARD
G.E. Berg	EPRI/COMO
R.I. Jetter	Rockwell-AI/ESG
L.L. Eyler	Battelle NW
M. Yamakawa	GE-ARSD (Hitachi)
C.B. Martin	CE

MEETING ATTENDANCE

October 13, 1982

<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>
S.C. Rose	GE-ARSD
R. Yahalom	GE-ARSD
C.E. Ockert	DOE
John Oras	ANL
J.P. Kuo	GE-NPSED
S. Kishi	Toshiba
K. Sasanuma	Toshiba
K. Okada	MHI
M. Ozawa	MAPI
T. Nakamura	PNC
T. Aoki	PNC
J.G. Guppy	BNL
F.J. Halfen	GE-ARSD
R.L. Stover	<u>W</u> -Hanford
D.R. Dickinson	<u>W</u> -Hanford
R.M. Singer	anl
B. Sha	ANL
J.C. Mills	Rockwell-AI/ESG
J.P. Wei	GE-ARSD
P.M. Magee	GE-ARSD
H.S. Bailey	GE-ARSD
J.F. Murdock	CRBRP/PO
J.C. Reese	<u>W</u> -ARD
L.L. Eyler	Battelle
M. Yamakawa	GE-ARSD (Hitachi)
F. Wiltshire	GE-ARSD
C.B. Martin	CE
S.S. Grewal	GE-ARSD
R. Yahalom	GE-ARSD
R. Markley	<u>W</u> -ARD

MEETING ATTENDANCE

October 14, 1982

<u>NAME</u>	<u>ORGANIZATION</u>
S.C. Rose	GE-ARSD
J.C. Mills	Rockwell-AI/ESG
C.E. Ockert	U.S. DOE
E. Gluekler	GE-ARSD
J.P. Kuo	GE-NESD
S. Kishi	Toshiba
K. Sasanuma	Toshiba
K. Okada	MHI
M. Ozawa	MAPI
T. Nakamura	PNC
T. Aoki	PNC
J.G. Guppy	BNL
F.J. Halfen	GE-ARSD
R.L. Stover	<u>W</u> -Hanford
D.R. Dickinson	<u>W</u> -Hanford
B. Sha	ANL
R.M. Singer	ANL
J.P. Wei	GE-ARSD
P.M. Magee	GE-ARSD
H.S. Bailey	GE-ARSD
G.E. Berg	COMO
J.F. Murdock	CRBRP/PO
R.A. Markley	<u>W</u> -ARD
R. Yahalom	GE-ARSD
C.B. Martin	CE
M. Yamakawa	GE-ARSD (Hitachi)
J.J. Oras	ANL
L.L. Eyler	Battelle NW
J.C. Reese	<u>W</u> -ARD

II-3 発表論文

セッションA : サーマルストライピング

(米 側)

No.	タ イ ト ル	発 表 者	所 属
1	IRFM(炉容器の総合流動モデル)によるCRBR炉心上部機構バイパスサーマルストライピング試験	M. D. Woods	WARD
2	CRBRP実寸大7本集合体によるストライピング試験	M. D. Woods	WARD
3	AI社でのナトリウム中サーマルストライピング試験結果の評価	R. I. Jetter	AI
4	ナトリウム中サーマルストライピング試験結果の評価	J. C. Reese	WARD
5	FFTF炉心サーマルストライピングベンチマーク試験計画	R. L. Stover D. R. Dickinson	W-Hanford HEDL

(日本側)

No.	タ イ ト ル	発 表 者	所 属
1	「もんじゅ」サーマルストライピング設計概念	仲 村 喬	PNC
2	「もんじゅ」サーマルストライピング試験の結果と評価	岸 茂	東 芝
3	高サイクル熱疲労解析	青 木 忠 雄	PNC
4	サーマルストライピング試験計画	青 木 忠 雄	PNC

セッションB : サーマルストラティフィケーション

(米 側)

No.	タ イ ト ル	発 表 者	所 属
1	FFTF炉上部プレナム過渡試験結果と評価	R. L. Stover	W-Hanford
2	CRBRPプレナムストラティフィケーションの実験と解析評価	R. A. Markeley	WARD
3	Phase I 大型原型炉の炉上部プレナム試験の結果と評価	R. Yahalom	GE-ARSD

No	タイトル	発表者	所属
4	Phase II 大型原型炉の炉上部プレナム試験の結果と評価	J. J. Oras	A N L
5	SSCコードによるFFTF試験と炉上部ストラティフィケーションの影響の評価	J. G. Guppy	GE-ARSD
6	COMMIX-1A コードによるモデル化とサーマルストラティフィケーション効果の評価	W. T. Sha	A N L
7	水による自然循環模擬試験と解析	E. L. Gluekier	GE-ARSD
8	ナトリウムによる模擬試験の評価と解析	J. C. Mills	AI-ESG
9	大型原型炉炉上部プレナムストラティフィケーションに関する予備試験と解析計画	S. C. Rose	GE-ARSD
10	TEMPESTコードによるサーマルストラティフィケーションと温度ゆらぎのモデル化	L. L. Eyster	Battelle-NW

(日本側)

No	タイトル	発表者	所属
1	「もんじゅ」サーマルストラティフィケーション概念設計	仲村 喬	P N C
2	「もんじゅ」サーマルストラティフィケーション試験プログラム	青木 忠雄	P N C
3	「もんじゅ」炉上部プレナム $\frac{1}{6}$ モデルによるナトリウム中サーマルストラティフィケーション試験	青木 忠雄	P N C
4	「もんじゅ」炉上部プレナム実寸大 $\frac{1}{3}$ セクターモデルによる水中サーマルストラティフィケーション試験	笹沼 克己	東 芝
5	「もんじゅ」炉上部プレナム $\frac{1}{10}$ モデルによるナトリウム中サーマルストラティフィケーション試験	青木 忠雄	P N C
6	$\frac{1}{10}$ モデルによるナトリウム中と水中のサーマルストラティフィケーション試験の比較	岡田 敬三	三菱重工
7	サーマルストラティフィケーションの解析評価	青木 忠雄 小澤 正躬	P N C 三菱原子力
8	プラント熱過渡解析コードによる炉上部プレナムサーマルストラティフィケーションのモデル化	小澤 正躬	三菱原子力

第Ⅲ章 発表要旨と討議内容

Ⅲ-1 セッションA THERMAL STRIPING

・米国側発表論文

A-1 SUMMARY OF CRBR UIS BYPASS THERMAL STRIPING TESTS IN THE IRFM

M.D. Woods (W-ARD)

要 旨

試験方法

- ・ CRBRの1/4スケール全体モデルを用いて水試験(定常運転)
- ・ $T_{HOT} - T_{COLD} = 12 \sim 40^{\circ}C$
- ・ Ri 数を合わせ, 流速はCRBRの20~30%
- ・ 約200本の熱電対(応答時間は60ms)を使用

試験結果

- ・ UIS/core leakage gapにおける温度ゆらぎは, 周波数 $> 1Hz$, 全振幅pk-pk $\approx 0.4 \Delta T$
- ・ Lower Plate上面(ミキシングチャンバ上板の上面)では, 周波数 $< 0.1Hz$, 全振幅pk-pk $\approx 0.25 \Delta T$

結 論

- ・ CRBRのブランケット燃料と周辺炉心燃料との平均出口温度差 $251^{\circ}F$ を ΔT として, 実機ストライピング条件を設定したところ, 炉上部プレナム内の全機器に対し許容しうるものであった。(一部の機器はAlloy 718ライナを用いる。

質疑応答

- (Q) サマールストライピング評価にあたり, サイクル数はどのように決めるのか?

- (A) 時刻歴のアナログデータを直接使用しているために、特にサイクル数をカウントしていない。試験データ評価にあたり、Re 数をいろいろふって比較的安全評価を行っており、そのまま実機にも適用できると考えている。

実験結果として、流体側最大温度差 251°F に対して構造材側最大温度差は 80°F であり、解析評価基準の許容範囲内にある。

UIS SKIRT LINER(リング)底面における LEAKAGE GAP からのコールドナトリウムの漏れが重要で厳しい温度ゆらぎを生じている。

- (Q) 解析コードとして何を使用したか?

- (A) 出口プレナムの温度分布の解析(定常状態)には、VARR-II, TEMPESTを使用し1部バツテル社(BNWL)にて解析を行った。

注) VARR-II, TEMPESTはいずれも多次元コードであるが、バツテル社で開発された TEMPESTの方が精度が良いと言われている。

GE社においても TEMPEST, COMMIXを使用しており、特に TEMPESTを高く評価している。

- (Q) 熱電対の応答は?

- (A) $\tau=60\text{ms}$ と長い測定対象の周波数が $1\sim 5\text{Hz}$ であるから問題ない。約200本使用しており、ノイズについては相互キャンセルにより低減している。

注) ANLの考えから 10ms を使用しており、 60ms ではないかとの意見があった。

- (Q) LEAKAGE FLOWのTOTAL(MIXING CHAMBERを通過する以外のFLOW)はいくらか?

- (A) 15%である。

- (Q) 温度ゆらぎの評価手法は?

- (A) TEMPEST) 等の多次元コードにより流速分布を求め、これより Film 熱伝達係数を決める。

この値を定数として、温度ゆらぎの実測値(アナログデータ)を

INPUT条件としてFEMによる時刻歴解析を実施し、メタル内部の温度分布、応力分布を計算により求める。

この際、流体温度とメタル温度の差が重要である。

(Q) 支配的な周波数成分は？

(A) 特にない。

(Q) 相似則はどのように適用しているか？

(A) Ri数をあわせるために流速を20~30%下げる。このためRe数は実機の1/100となっている。

注) Re数ではなくRi数であわせるのは流れの場だけでなく温度場も考慮するためか？

(Q) スケール効果をどのように考えるか？

(A) 1/4スケール~実寸大で4つのスケールサイズで試験を実施したが周波数も振巾も同じであり、またRe数を変えて見ても同様であった。

A-2 SUMMARY OF THE CRBRP FULL SCALE, SEVEN-ASSEMBLY
THERMAL STRIPING TESTS

M. D. Woods (W-ARD)

要 旨

試験方法

- CRBRの実寸大7本集合体モデルを用いて水試験
- 2種類の形状で試験
 - 1) 集合体上に Instrumentation Post を設置
 - 2) " Lower Shroud Tube "(PCRDは全引抜状態)
- 炉心の種々の場所に対応した流動パターンで試験

試験結果

- Instrumentation Postでは、フィン領域の条件が最も厳しく、その全振幅pk-pkは0.794T
中心にある集合体流量に対するShroud Tube流量の比が0.9~1.3のとき、最大のストライピングが発生。
集合体頂部とShroud Tube間のギャップは、2inの場合より0.8inの場合の方が厳しい。
- Mixing Chamber Liner PlateとChimney Spiderにおけるストライピングは低い。

結 論

- CRBRの炉心直上機器はAlloy 718製あるいはAlloy 718でライニングされており、最悪のストライピング条件を考慮しても設計は成立している。

質疑応答

- (Q) 最大温度振巾は？
- (A) 最大値で $\Delta T=79\%$ 場所によって異なり $50\sim 60\%$ である。また応答時間が遅いと狭い Spike 波の場合の方が非安全側となる場合がある。
- (Q) 出口ノズル部における温度振巾 ΔT は？
- (A) 今、データを持っていない。
- (Q) メタル温度の最大振巾は？
- (A) 流体側温度振巾 320°F に対してメタル温度振巾は 279°F となりインコネルを使用することにより設計は成立する。
水→Na 低減効果は 20% 位であり日本側と同じ結果である。
- (Q) リークエッジギャップはどのくらいか？
- (A) CORE~UIS 間で Min 0.8 in である。この場合は最大温度差を生じるものとする評価値であり、熱膨張、照射効果を考慮した値であり、それよりもギャップサイズが拡がると定常運転時の外から UIS 内部への吸込みが小さくなり安全側となる。
- (Q) 実験として7本バンドルで十分と言えるか？
- (A) Integral Reactor Flow Model で19本バンドルをやっており問題ないことを確認している。
- (Q) クロスフロー効果については？
- (A) 最大温度差 ΔT を緩和する方向に行くから OK である。
注) もんじゅも同様の考えである。
- (Q) シュラウドチューブの解析について？
- (A) 2次元 EMF 解析を行っており、許容 $\Delta T=345^{\circ}\text{F}\times 0.95=328^{\circ}\text{C}$ が設定されている。使用する熱伝達係数は $\alpha=5\times 10^4\text{ BTU Film Drop}$ (α の効果) により構造材の ΔT は約 4% 低減するものとしているが、実際にはもっと低減するはず。
注) α の算出は実験的にもむずかしい作業である。
- (Q) データのサンプルの方法は？
- (A) 1秒で50ケのデータを採取、グラフ上4秒間で200データポイントとなる。

A-3 EVALUATION OF SODIUM THERMAL STRIPING TEST RESULTS
AT AI

R.I. Jetter (Rockwell-AI)

要 旨

試験方法

- 高温及び低温 Na 入口の直上に試験片を設置。($\Delta T = 0 \sim 400^\circ\text{F}$)
- 試験片は、振幅 ± 2 in, 周波数 $0.1 \sim 2$ Hz の振り子運動をする。

試験結果

- 予備試験によれば、流体の温度分布は全く安定しており、高温と低温流れのインタラクションは局所的である。
- ミキシングあるいは高温流れがより優勢なため、試験片表面の流体の ΔT は $1/3$ に減衰する。
- ミキシング領域における流体の ΔT は、バランスした流れの場合と比べバランスしていない流れでは $1/2$ 以下になる。
- 周波数 1 Hz のとき、金属表面の ΔT は隣接する表面流体の ΔT の $1/3$ になる。

結 論

予備試験結果によれば、厳しいサーマルストライピング環境においても、ある条件下ではステンレス鋼が使用できる程度まで材料温度応答が減衰する。

質疑応答

(Q) Fig 3 では Crack が入っているようだが SUS は CRBRP でどう考えるか？

(A) SUS ではストライピングに対して持たない。

(Q) 試験条件として流速は？ 周波数は？

(A) 10 Foot/sec である。ダイナミックテストでは 0.1~2 Hz。

(Q) 表面温度の測定はしているか？

(A) 表面 40 mils の位置でしており, 1 Hz でのメタル AT の振巾は流体の 1/3 であった。

A - 4. EVALUATION OF SODIUM THERMAL STRIPING TEST RESULTS

J.C. Reese (W-ARD)

要 旨

試験方法

- 試験体……直径 4 in, 板厚 3/8 in の円筒
- 上記試験体を周期 $\omega = 0.1 \sim 10$ Hz の範囲で回転させ試験体の両側より高温 Na 及び低温 Na の噴流をあてる。
- Na の平均温度は 700°F, 温度差は約 600°F まで可能。

試験結果

- 1 Hz, $\Delta T = 450^\circ\text{F}$ ($950^\circ\text{F} - 500^\circ\text{F}$), 5×10^5 cycle の条件で試験体の表面にクラックが発生している。
- 試験体の温度変化を測定するための実験を行い試験結果と解析結果は良く一致することを確認。
- 周波数が大きくなる程, 試験片の表面温度の ΔT は小さくなる。
- 試験体表面の Film Coefficient は 0.2 Hz で $6500 \text{ BTU}/\text{Hr} - \text{Ft}^2 - ^\circ\text{F}$, 5 Hz で $5200 \text{ BTU}/\text{Hr} - \text{Ft}^2 - ^\circ\text{F}$

結 論

- 構造材と境界層の熱慣性によって試験体表面の ΔT は変化する。
- 試験片の疲労歪は境界層の影響を考慮する必要がある。

質疑応答

(Q) クラックはどこから発生するのか?

(A) Jet Nozzle 噴流があたる近傍からである。

注) 本試験においてはストライピング条件として温度波形として非常に厳しい(スパイク波, サイン波よりも)台形波を使用しており, その結果生じたクラックは DOE にとっては迷惑なデータと言える。

A - 5. FFTF CORE THERMAL STRIPING BENCHMARK EXPERIMENT

R.S. Stover(W-Hanford)

要 旨

DOEより日本に対してサーマルストライピングに関する共同試験の提案があり、実験計画について具体的な説明が行われた。

○ 目 的

- ・高サイクル疲労データを提供する。
- ・水試験及びNa試験でのストライピングデータ提供。
- ・FFTFの制御棒ガイドチューブ及び計測ツリのストライピングデータ提供。

○ 試験装置

- (1) HEDELで実寸大の7集合体水試験
- (2) FFTFのROWの位置(反射体の手前)にストライピング用の集合体を設置する。

○ スケジュール

約3年間(37ヶ月)で実施する。FFTF内の実験は3サイクル行われる。

質疑応答

(Q) 中性子照射効果は疲労強度にとって重要と考えるか?

(A) FluxにもよるがFFTFでは 10^{19} 程度であり問題とならない。むしろ浸炭効果の方が問題と考える。

注) オランダのデータでは 10^{19} でも効くとの評価であり、米国の真意は分らない。

(Q) ストレンゲージは何を使用するのか?

(A) 名前は忘れた。

- (Q) (浸炭の問題の無い) INCONEL 718 をなぜ使用しないのか？
- (A) 特に理由はない。
- (Q) Rodiation Monitoring を行うことを考えているか？ 例えば
バシメータ等。
- (A) 特に考えていないが可能である。
- (Q) 疲労回数として 10^7 までのデータが必要だと思うか？
- (A) 3 サイクルでは無理だ。続けてやればできる。

・日本側発表論文

A-1. MONJU THERMAL STRIPING DESIGN CONCEPT

仲 村 (動 燃)

要 旨

もんじゅ炉心出口における各集合体間に存在する温度差が引き起す温度ゆらぎ現象については、特に炉心出口噴流が直撃する炉心上部機構に対して設計上の配慮を行っている。

水及びNaを使用した各種体係による実寸大実験が実施され、炉心上部機構の設計条件となるデータが得られた。設計評価方法としては、流体側温度変化幅として炉心燃料と制御棒間に存在する最大温度差180℃を基準とし、温度変化の特性として波形をSIN波とし、周波数を応力解析上最も厳しくなる支配的な値を選ぶことにより設計余裕として評価を行っている。その結果熱疲労強度の向上のため必要と考えられる箇所にはインコネル718材の使用により構造対応を行っている。

質疑応答

(Q) Na-水変換係数、 $\beta=0.8$ で良いのか？ アメリカでは場所によって変えているが？

(A) β 値は物性値の差を補正するものであり、場所によらず皆偏性のある値として考えている。ただし、 $\beta=0.8$ は暫定値であり、7本バンドル試験によるNaと水の比較を行って決定する。

(Q) サーマルストライピングを解析的に取扱ったことがあるか？

(A) 現在は解析手法が確立されておらず、実験結果に依っている。

注) TEMPESTによる解析がセッションB-9で紹介されているが、
検証はなされていない。

(Q) 評価として周波数と振巾は何を使用するのか？

(A) 周波数は0.8~5Hzの間で最も支配的な値を、振巾は工学的安全余裕を考慮した最大温度差としている。

(Q) それにはいったいアメリカで採用している時刻歴法に比べどの程度の保守性があるのか？

(A) 時刻歴解析を実施しておらず不明である。将来実施した場合はいずれか保守的な値の方を採用する。

注) この日本の考え方はあまりに保守的過ぎてアメリカでは採用できないとの意見あり。

(Q) Film 熱伝達係数はいくらか？

(A) (3000~4000?)
 $\alpha=5000\sim6000$ の値を採用しておりかなり大きめである。
ストライピングの場合は通常熱伝達に比べ高目の値でサチレートする傾向がある。

(Q) INCONEL718ははたして最適材料と言えるか？ その他の材料で FATIGUE に耐えるものを考えたことはあるのか？

MONJU で材料選定するにあたりどのくらいの期間をかけたのか？

(A) 現状では 718 が BEST であると考えている。

選定には 3~4 年かけたが、もんじゅ工程も考慮し今使えるものに絞り決めた。サーベイの時期は終了しており、今は材料強度確認のフェイズにある。(現在 Fatigue, Creep データを採取中である)

(米) 我々も 718 が BEST であると考えている。CRBRP も同様 使えるものを使いたい。

注) DOE は Clinch River 以降のことを考えており具体的には熱処理等で逃げられないかと考えている。

INCONEL をさける理由として COST が高いことをあげているがそれにかわる材料の開発費の方がもっと高くつくとの意見が米国側の一部から出された。

注) PFR, Phenix, S-Phenix においては INCONEL を使用していない。

注) サーマルストライピングにより発生するクラックが、進展し貫通するものかどうか米国内でも議論が分かれていた。

A - 2. MONJU THERMAL STRIPING TEST RESULTS AND EVALUATION

笹 沼 (東 芝)

要 旨

• 試験装置

定常状態における「もんじゅ」炉上部プレナム内温度ゆらぎ，特に UCS (炉心上部機構) 周辺のサーマルストライピング設計条件を決定する目的で以下の試験装置を使って実験を行った。

- (1) UCS 実寸大モデルの水流動試験装置
- (2) 「もんじゅ」炉上部プレナム実寸大 1/3 セクターモデルの水流動試験装置
- (3) 水とナトリウムのジェット流を使った簡易試験装置

• 試験結果

- (1) 温度ゆらぎのピークからピークの値は，燃料と制御棒の温度差 ΔT の 80% で周波数は，整流筒下部で 0.8~5 Hz であった。
- (2) 周波数については水とナトリウムとで有意差はないが，ナトリウムでの振巾はピークからピーク値で水の約 80% であった。

質疑応答

(Q) 使用熱電対の応答時間は？

(A) 1/3 セクターフルスケールモデルで時定数 $\tau_c = 66 \text{ ms}$ Jetflow Test で $\tau_c = 10 \text{ ms}$ である。

(Q) 水←Na 換算比 $\beta = 80\%$ を得た時の τ_c は同じ値か？

(A) そのとおり。

(Q) 周波数はどのように設定したか？

(A) スペクトルアナライザーを使用し解析を行った。

- (Q) 振巾の計算方法は妥当か？ 80%の根拠は
- (A) $3\sigma \times 2 = 79.8\%$ より求めた。実際のPeak to Peakの最大値と比べた場合30 secで 2.5σ 程度であるから安全側の評価である。
- (Q) 周波数の速度効果はあるか？
- (A) 0.2 m/s, 0.5 m/s, 1 m/s の3ケースについて実験しており速度依在性が見られなかった。実機条件5 m/sには外挿できると考える。
- (Q) ストレングージを使用しているか？
- (A) 今は使っていない。将来は考えている。
- (Q) 原子炉出口ノズル部でのストライピングは測定しているか？
- (A) 測定している。

注) CRBRではチムニータイプであるため出口ノズルでストライピングが厳しい。もんじゅではミキシング領域にあるため小さい。

A-3. HIGH CYCLE THERMAL FATIGUE ANALYSIS

青木(動燃)

要 旨

LMFBR 炉心領域の上の炉上部プレナム内における高サイクルナトリウム温度ゆらぎは、プラントの供用寿命前に高サイクル疲れて損傷するかも知れない。“サーマルストライピング”と呼ばれるこの現象は「もんじゅ」設計上の問題の一つであり、構造材表面をまもるために高サイクル疲れて強いインコネル718による被覆材を使うことを検討している。

このレポートでは、温度ゆらぎによる熱応力をクラッド材付平板モデルを使って解析した結果を報告している。解析結果は応力表にし、それを使ってピーク応力と2次応力をSUS316とインコネル718について求めることにより構造材の予想寿命が容易に評価できる。

質疑応答

- (Q) クラッド材はぴったりと接触しているものとしているか？
- (A) 接触しているものと想定している。
- (Q) 何んのためのクラディングか？
- (A) ストライピング緩和のためである。
- (Q) もし、実機でライナーが母材に対して離れているならば、これらの解析手法はあまりに保守的過ぎないか？
- (A) その通りであり、全てをINCONELとした場合を評価している。
- 今回の解析はパラメータサーベイのために実施したのであり、もんじゅ実機設計評価用ではない。

A-4. FUTURE TEST PLAN FOR THERMAL STRIPING

青木(動燃)

要 旨

「もんじゅ」炉心上部機構(UCS)の下端部の詳細設計データを得るためにナトリウム中でのサーマルストライピング試験が計画されている。

試験体は実寸大部分モデルで「もんじゅ」の7本燃料集合体、整流装置付きの模擬UCS、計装フィンガとサーマルシールドから成っている。試験は大洗工学センターの熱衝撃試験ループを一部改造して行う。この試験の目的は以下の通りである。

- (1) 温度ゆらぎ(周波数と振巾)とナトリウム流速との関係を得ること。
- (2) 温度ゆらぎとナトリウムの温度差との関係を得ること。
- (3) ローカルな温度ゆらぎデータから構造材表面でひずみが最大である場所を探ること。
- (4) ナトリウム中と水中の試験データを比較し、水とナトリウムとの相関を把握すること。

この試験結果と別途材料試験で得る高サイクル疲れデータを使って、原型炉高温構造設計基準により「もんじゅ」UCSの構造健全性を評価する。

質疑応答

(Q) WHの様な材料試験をするのか?

(A) 本試験は、Na-水換算比 β の値をはっきりさせることが大きな目的の一つである。

従って、WHの様な材料試験をするのではなく設計手法妥当性を確認するために行う。

注) 米国の考え方は、水でやれば安全側でありそれで設計が成立するのならば何もNaまでやることはないだろうという気持であ

る。しかし、米国内でも日本側の「最終確認のためにやるのだ」という考え方に同意するものもあり、特に CRBRP の許認可のためには必要だとの意見もあった。

(Q) 可動（トラバースタイプ）な熱電対はあるか？

(A) できたらやりたい。高さについては 3～4 ステップで変えられる。

(Q) 周波数は可変か？

(A) 周波数はコントロールできない。WH 社のような材料試験とは違う。

(Q) 大スケールでの Na 試験は非常に高くつくと思うが？

(A) しかし、水試験と同じスケールが必要であり、 β の値が直接決定できるメリットがある。

注) 本試験の場合、新たに製作するのは試験体（7 本バンドル）のみであり、決して高くない。

(Q) 次期プラントにこれらの結果を使うつもりか？

(A) 十分役立つものとするし、そのようにしたい。形状がもんじゅと異なれば直接データを使用できないが、基本的考え方については利用できる。

• セッション A のまとめ

General Discussion and Consensus on Thermal Striping Issues

司会の Mr Rose から次の項目についてコンセンサスを得ようとの提案があった。

- (1) How prototypic do we need the test geometry and test condition to be to obtain valid thermal striping test data ?
- (2) How do we relate water test data to sodium conditions ?
- (3) How do we determine the surface heat transfer coefficient?
- (4) How do we process the test data to evaluate the material fatigue damage ? Is there simplified yet not overly conservative method in place of the costly time history analysis ?
- (5) What future experiments are needed ?
- (6) What future analyses are needed ?
- (7) How do we design to avoid thermal striping ?
- (8) Need to understand frequency mechanism ?

前記項目については、メンバーが完全には合意に達しなかつたものが多いので、以下にその議論の内容を示す。

(Mr Roseからも、ストライピングについてコンセンサスを得るのは無理かもしれないとのコメントがあった。)

〔解析によるアプローチについて〕

Mr Sha から、「実験的方法では形状や流況が変わったときサーマルストライピングを正しく予測することができない。Naの振幅が水の80%になる理由も今はわかっていない。我々は、すでに開発した乱流理論(k, ϵ, g モデル)で解析できるはずである。」とのコメントがあった。

これに対しては、「もんじゅやCRBRPは日程上実験的な方法で手取り早く確認する必要がある。」という意見が出た程度で、特に反論はなかつた。『確かに、このアプローチは将来計算機費が安くなることを考慮すれば魅力的ではあるが、その場合でも実験による検証は不可欠であろう。』

〔もんじゅ及びCRBRPのアプローチについて〕

日本側から、「もんじゅのサーマルストライピング条件は実験から推定される最大振幅とドミナントな周波数で決まる正弦波を用いる予定である。」と述べたのに

対し、米国側は「実験の生カーブを用いて、Time History Analysisを行う予定である。(ただし、解析費がかさむ。)」ことがわかった。

Mr Ockert(DOE)は、「次世代のFBRはIN-718より安い材料を使いたい。」と述べたのに対し、これ程R&D費用がかかるなら、全部IN-718で作った方が安いのではないかという冗談めかした発言も出た。

〔材料の許容 ΔT について〕

日本側の質問に対し、Mr Wood から「厚板の場合、SUSは90°F、IN-718は200°F」との回答があった。

〔サーマルストライピング対策について〕

次の方法が考えられる。

- (1) Core Orificing による流体 ΔT の低減
- (2) Core Shuffling "
- (3) 新材料等(D9材, 表面熱処理, ……)の開発
- (4) 温度ゆらぎをMain Streamに導出するような構造

〔ただし、実現するためには、それぞれ十分な事前検討が必要と思われる。〕

〔Future Experiments & Analysis について〕

次の4項目が必要である。

- (1) Fundamental Approach →実験及び解析
- (2) Prototype Test (Water)
- (3) " (Sodium) →film coefficientによる緩和を確認するため。
- (4) Material

Ⅲ-2 セッションB THERMAL STRATIFICATION

・米国側発表論文

B-1. FFTF OUTLET PLENUM TRANSIENT TEST RESULTS AND EVALUATION

R.L. Stover (HEDL)

試験方法

- ・スクラム試験 (1980年12月, 1981年11月 実施)
75%, 100% 出力, →ポニーモータ blow
- ・自然循環試験 (1981年3月)
75%, 100% 出力
- ・FFTFのプレナム内に熱電対を設置し, 温度応答測定
PTP (Proximity Test Plug)
TLLM (Temperature Liquid Level Monitor)

試験結果

- ・定常状態においてストラティフィケーションを示している。
液面は炉心周囲に比べ40°F高い。
反射体上面温度は, 上部プレナム温度に比べ70°F低い。
- ・スクラム試験, 自然循環試験共にストラティフィケーション発生。
- ・スクラム試験において, プレナム内下部はポニーモータ運転により十分ミキシングされている。
450分後のプレナム上下の温度差は約150°F

評 価

- ・FFTFの熱過渡条件は0.268スケールの水試験をベースにした解析コードによって設定しており実際のFFTFの現象に比べて十分安全側である。

質疑応答

(Q) ポンプ再起動後の試験をやったか?

- (A) これからやりたい。
- (Q) 定常時のストラは？
- (A) 60~70℃のストラが生じている。
- (Q) トリップ時に、炉心を逆流するような再循環流はあったか？
- (A) 特に測定していない。
- (Q) 出口ノズルにおける温度差は？
- (A) 自然循環時に、上下で最大50°Fの温度差があった。
- (Q) その温度差は長時間継続するか？
- (A) 上部はRTDで測定しているが、下部はTracy(Manual)なので測定していない。
- (Q) ポンプ停止までの時間は？
- (A) ボニーモータ切替 75秒
ポンプ完全停止 125秒
- (Q) 軸方向温度分布による応力は？
- (A) 評価していない。

B-2 SUMMARY OF EXPERIMENTAL AND ANALYTICAL EVALUATIONS
OF PLENUM STRATIFICATION FOR CRBRP

J.C. Reese (WARD)

要 旨

CRBRP出口プレナム内におけるストラティフィケーション現象を実験的に評価する目的で、ANL及びBCLにおいて各種スケールモデルにより水、Na試験が実施された。

スクラム後のストラティフィケーションは長期間プレナム内に存在したが、出口ノズル部の熱過渡条件はDEMOコード解析結果よりゆるやかであり、Na試験結果と水試験結果はほぼ同様であった。多次元流動伝熱解析コード(VARR, TEMPEST, COMMIX)もあわせて開発され、これらの試験モデルにより検証が行われ、本セッションにおいては主にVARR-IIの解析結果とANLデータの比較が紹介された。

質疑応答

(Q) 界面上昇速度は？

(A) 調べていない。界面の厚さは時間と共に増大する。

(Q) ストラはCRBRPの設計に影響するか？

(A) 影響しない。(R/Vに対して)

(Q) スケールを変えてテストする計画はあるか？

(A) ない。

(Q) Fig 7 について

(A) Ri 数を合わせた1/10モデル試験の結果である。

UISのチムニ出口から液面まで1ft。

横軸はフルスケールが2時間。

縦軸の高温側は、ホットチャンネル温度を100%としている。

T/C Aの初期温度は85%。

(Q) Fig 5において, VARR-IIによる解析が実験と合わない理由は?

(A) 流量配分の違い, トリップのタイミングの違いによるものだろう。

(Q) メッシュサイズは?

(A) Fig 8 の縦横軸の目盛りがメッシュを示している。

(径方向26×高さ方向22)

B-3 PHASE I LARGE SCALE PROTOTYPE BREEDER OUTLET
PLENUM TEST RESULTS AND EVALUATION

R. Yahalom (GE-ARSD)

要 旨

LDP 出口プレナム内における流動伝熱状況を調査する目的で 1/144 スケールモデル水試験が実施された。主な対象は、炉スクラム時のプレナム内混合効果とストラティフィケーション挙動であり、PHASE I では UIS 上部フローホールから出口プレナムに流出するモデルで行った。Na 温度変化を模擬するために HOT (180°F) と COLD (80°F) が使用され、浮力効果については Ri 数で実機への相似則を適用している。実験結果として、UIS 出口ホール以下の領域は良く混合されるが、それより上部では層状化して数時間 HOT な流体が滞留、その境界面は UIS 出口ホール位置もしくは炉容器出口ノズル位置 (DIP TUBE) いずれかの高い方に形成されることになる。出口ノズル部における最大温度降下率は 0.84°F/sec であり、これは UIS 出口ホール以下のプレナム容積に対して約 70% (ANL のデータも考慮する。63%) の実効ミキシング率が期待できる。

質疑応答

(Q) mixing volume の取扱いはどのように行っているか？

(A) 温度境界面から下部を mixing volume と考える。

注) 日本と比べかなり ROUGH な考え方をしている。

(Q) UIS について試験実施時と現在の設計は違っているか？

(A) dip tube (出口ノズル) と UIS の flow hole の位置によって stratification のレベルが異なってくる。現在は CRBRP をそのまま反映しており、実験での形状とは異なる。

(Q) cooling rate, mixing rateについて値が出ているが設計からの要求はあるのか？

(A) 特になくて、実験により定めている。

CRBRP, FFTFは $4^{\circ}\text{F}/\text{sec}$ である。LDPでは炉内構造物が厳しいので $1.5^{\circ}\text{F}/\text{sec}\sim 2^{\circ}\text{F}/\text{sec}$ を目標にしている。(場所は出口ノズル, ただし炉内構造物一般の値としても使われている)。

注) 日本の計画はプログラムの検証を優先させている。

(Q) 実験値から実機の値の算出方法について？

(A) time constantを0.2として実機の時間に修正している。

(Q) stra の設計上の問題は？

(A) 設計上は問題ないと考えている。むしろstripingの方が非常に問題である。

(Q) Ri 数について？

(A) この試験のRi 数は238で、実機のプレナム径に合わせている。

B-4 PHASE II LARGE SCALE PROTOTYPE BREEDER OUTLET
PLENUM TEST RESULTS AND EVALUATION

J.J. Oras (ANL)

要 旨

PHASE I に引き続き LDP 出口プレナム内における流動伝熱状況の調査が行われた。

PHASE II では 1/12 スケール (プラスチック) モデルが使用され、UIS の形状及びギャップ部漏洩とプレナム内ミキシングとの関係に注目し、水試験が実施された。試験条件は Ri 数により相似させ、可視化により内部流動状況が把握された。UIS より出た COLD の流体は炉心 FLOOR に下降し、短時間のうちに出口ノズル以下のプレナム領域を満してしまう。温度境界層が形成され、ゆっくりとプレナム上部へと移行して行くに従って、境界層の温度勾配はゆるやかになり、境界層の厚さは増加して行く。

出口ノズル部における最大温度変化率はトランジェント初期に発生し、 $1.0 \sim 1.5^\circ\text{F}/\text{sec}$ であった。2 領域モデルである PLENUM-2A 計算コードによる計算結果は出口ノズル部における温度変化に関しては実験結果と良い一致を示したが、温度境界層の位置については一致しなかった。

質疑応答

- (Q) 炉心出口の流速、温度はどのようにモデル化しているか？
(A) F/M, Blanket 各々について温度、流速を考慮している。

Striping を気にしている。

Ri 数 > 0.15 以上だと温度境界層は UIS Chimney 上にある corn table に届かない。上昇が線型である高さ以上では上昇速度が遅くなるが上までゆっくりと上昇していく。corn table は通常だけでなく、scram 時にも効果がある。(しかし、corn table が存在することによって下向に流れ問題になることが指摘された。)

- 本試験の特徴は、自由液面がないことと、blanket と炉心を分けていることである。
- 境界層の上昇速度は従来0.1mm/sでUIS上にflatなtableを設置したことにより0.08mm/secになった。
- 本試験はPLENUM-2Aで解析を行っている。

B-5 EVALUATION OF FFTF TEST RESULTS AND INFLUENCE
OF UPPER PLENUM STRATIFICATION USING SSC

J.G. Guppy (GE-ARSD)

要 旨

SSC-L (the loop version of the Super System Code) は 1981年に実施された FFTF 実験データのシミュレーションに用いられている。SSC-Lでは、条件により上部プレナムを2領域に分割しており、(ただし、1次元モデル)、領域の区分は炉心より出るジェットの高さにより決定される。FTTFのデータと比較した所、よく一致している事が確認された。

ただし、現状の1次元2領域モデルでは、ボニーモーターフロー迄の forced flow condition におけるトランジェントの解析については、十分可能であるが、以下の様な事象や取扱いについては問題がある。

- i) 浮力支配の現象 (自然循環)
- ii) 内部構造物の流体に対する抵抗の取扱い
- iii) プール型または、大型のループ型プラントの様に上部プレナムが大きく多次元的な取扱いが必要なプラントの解析
- iv) DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling Systems) を含む場合

そのため、現在コードの改良を行っている。

質疑応答

- (Q) コードの改良とは2次元のことか。
- (A) 将来2次元にしたいと考えている。ただし、主流は1次元である。
(ただし、上記に関しては本来プラント動特性 code であり複雑にしても意味がないとの反論があった。)

- (Q) FFTF の pump は特性をもっており，例えば GD^2 などそれらの値を入れたのか？
- (A) FFTF を解析した時は，実験値に合うように定めた。
- (Q) 実験データに合うように定めると，ブラントを予測するコードにはならないのではないか？
- (A) FFTF は4つのパラメータを設置した。（文献あり）

B-6 CODE MODELING AND EVALUATION OF THERMAL STRATIFICATION EFFECTS

W.T. Sha (ANL)

要 旨

COMMIX-1Aは、熱移動を伴う圧縮性流体の、定常及び非定常現象を扱う、単相3次元解析コードCOMMIX-1の改良版である。

改 良 点

従来の porous media (volume-porosity, distributed resistance, distributed heat source) に加えて distributed heat sink 及び形状の関数である surface permeability を採用している。

特に surface permeability により、非等方性モデルでの速度及び温度等の改良を行っている。

また、このコードは surface permeability を含む、新しい porous-media に基づいた質量、運動量、エネルギー保存則を空間については境界値問題として、また時間については初期値問題として解いている。

結 論

R/V における混合及び自然循環モードにおける実験データとの比較を行っている。

- R/V 内機器間の強い thermal-hydraulic coupling が観察された (特に上部ブレナムと炉心との間に)
- 現在の計算では、炉心と上部ブレナムとを分離して解析しているが、妥当ではない。再循環領域が上部ブレナムと炉心との境界面で生ずるため、境界面において適切な境界条件を与える事は難しい。
- EBR-II 実験におけるブランケット領域での流れの逆転は、COMMIX-1A で再現できる。
- 構造材の熱容量については、熱過渡現象 (特に混合、自然循環) を解析する場合、考慮する必要がある。

COMMIX-IHX, SGはDOEがsponsorとして作成したものであり, COMMIX-IHXの評判は良かった。ただし, 金がかかりすぎる。

開発費→200~300M\$

質疑応答

(Q) どのくらいの解析時間が必要か?

(A) EBR-IIの解析では, 600メッシュで1Hr, FFTFは3次元で2500メッシュで10Hrを要した。ただし, creyの計算機を使えば4~5倍速く解析できる。将来を見込んで判断してもらわないとこまる。

B-7 WATER SIMULATION TESTS AND ANALYSES AT NATURAL CIRCULATION CONDITIONS

E.L. Gleukler (GE-ARSD)

要 旨

LMFBRの設計において、自然循環条件下の炉心冷却を正しく評価することは、安全裕度を実証するために重要なことである。

よって、GEにおいては、DOE shutdown heat removal R&Dプログラムの一貫として水によるシミュレーション試験シリーズを担当した。

目的は、現象の把握とコードの検証である。

装置は、大型ループタイプ LMFBRの1/8スケールモデルであり、八角形の可視化モデルである。

スケジュールは4段階に分れており、概略以下のとおりである。

Phase -I, II ; ~1983年3月終了→流況を調べるのみ。

Phase -III ; ~1982年12月設計終了
~1983年 3月製作計装完了 →装置の製作

Phase -IV ; 1983年9月~1984年4月終了
→流況と熱の影響を加える。この時はDHRSを模擬する。

現在、実施中の試験は以下のとおりである。

(1) 試験条件は、予備解析により決定している。

解析に使用したコードは、3次元のCOMMIX-1A である。

(2) Phase-I, II は、流況のみに着目した試験であることから計測の方法も以下に示す如く色々取り入れている。

(a) レーザードップラー流速計

(b) Hz 法

(c) ホットワイヤー

(3) いくつかのケースについて、初期温度と流速の結果は得られているが、予備解析との比較はまだ実施していない。

(4) 検証するコードは、COMMIX-1Aの他にTEMPESTも考えている

模様である。

計測の方法

flow visualization measurement に加えて

- Laser Doppler Velocity Measurement (LDV)

アルゴンガス使用, 青と緑の2つのスペクトラムで4本のビーム使用

- Hz method

↓
難しい, Lexanのpolarizationで
かなりの失敗有

- Hot wire

Euler Number

- Euler Na は flow resistance が効いているため, 重要な Number である。(Mr Dickinson のコメント)
- Euler Na は 炉心の流れについて, 実機と合わせる。

Pe Number

- Pe を合わせるためには水実験では, V を相当遅くする必要があるので, このテストでは実機 Pe と合わせていない。

Simple geometry water test

- Electrolyte (電解溶液) を用いて行っている。(blue)
- Scaling は行っていない。

質疑応答

(Q) Test Schedule は?

(A) Phase I, II ; ~1983年 3月終了

Phase III ; ~1982年12月設計終了

; ~1983年 3月製作, 計装が終了

Phase IV ; 1983年9月~1984年4月(終了)

- Phase I~III ; 流況を調べるのみ

- Phase IV ; 熱の影響を加える。

このときには DHRs をできるだけ模擬したい。

注) 「スケジュールが遅すぎるのではないかと」のQに対しては、
LDPのスケジュール自体が決っていないため、仕方がないと
のAであった。

(Q) 何の目的でこの実験を行うのか？

(A) ①コード検証のため

②現象を把握するため

注) Reactorの設計自体も決っておらず、今後どんどん変わっていく
とのこと。

(Q) TEMPESTとCOMMIXとの差はどう考えるか？

(A) 今後検討する。

(Q) 実験の人数は？

(A) 実験4人，解析2人である。

B-8 EVALUATION OF SODIUM SIMULATION TESTS AND ANALYSIS

J.C. Mills (AI/ESG)

要 旨

3段階の炉外ナトリウム試験プログラムは、崩壊熱除去運転に伴う自然循環に焦点を置き計画したものであり、各Phaseの位置付け及びスケジュールは、以下に示す通りである。

- Phase-I ● 1982～1984年に実施
 - 形状が単純な小型装置（容器径 ϕ 3ft）を用い、静止ナトリウム中で試験を実施する。
 - 試験の目的は、現象の把握及び解析コードの検証にある。
- Phase-II ● 1984～1986年に実施
 - Phase-Iよりスケールアップした装置（容器 ϕ 10ft；将来ヒータを投入するため）を用いナトリウム試験を行う。
 - 目的は、現象をシステムテストとして行うこと及びコードの検証にある。
- Phase-III ● 1986～1990年に実施
 - 実寸大（プロトタイプ）装置により、水を使用して試験を実施する。
 - プラントにおける現象の最終確認をするためのものであり、ライセンスのサポートとなる。

また、解析に使用したコードは、COMMIX(2D)及びTEMPEST(3D)であり、本実験により検証されている。

- COMMIX(2D) ○ 解析事象時間；0～1000 sec迄実施
 - ノード数 ; 423
 - 使用計算機 ; IBM (3時間)

- TEMPEST(3D) ○ 解析事象時間；0～80 sec迄実施
 - ノード数 ; 2500
 - 使用計算機 ; CDC-6300 (0.5時間)

*水とナトリウムの相互比較について

A Iにて実施しているナトリウム試験は，GEの水試験（ナトリウム試験と同一形状，条件にて実施）と並行して実施しており，実事象の比較を行っている。

また，解析コードの検証についても，同一コードを使用して行っている。

この2つの試験結果の比較より，自然循環時の実験的モデル化に関する知見を得ようとしている。

質疑応答

(Q) T/Cの time constantは？

(A) $\tau_c = 50 \text{ m sec}$

(Q) Phase I～IIIの位置付け，及びスケジュールは？

(A) Phase I ; 1982～1984, small scale テスト (Na)

- 現象の把握 が目的
- Code の検証

Phase II ; 1984～1986

- 現象をシステムテストとして行う。
- Code の検証

Phase III ; 1986～1990: 実寸大プロトタイプ (水)

- Licensing のサポート

(Q) コード解析は行ったか？

(A) COMMIX (2D) ; 0～1000 sec 迄解析，メッシュ 9×47

IBM 使用 (3 hr)

TEMPEST (3D) ; 0～80 sec 迄解析，メッシュ node 2500

CDC-6300 使用 (30分)

注) 将来はヒータを入れて実験を行う予定有。

(さらに小さい装置で基礎試験—名称は資料中に有)

B-9 MODELING THERMAL STRATIFICATION AND THERMALLY
INDUCED OSCILLATIONS WITH THE TEMPEST COMPUTER
CODE

J.L. Eyler (PNL)

要 旨

LMFBRの熱流動に関する数学的モデル化は、U.S.DOEの依頼により、
パッテル社がTEMPESTコードの開発を担当した。

TEMPESTコードは、3次元のコンピュータコードであり、固体間の熱
移動あるいは、固体一流体間の熱移動を取扱うことができる。

このコード自体は、一般的なものであり、LMFBRの設計解析に応用す
るために開発されたコードである。

検証は、流量データ、解析結果、そして、他のコンピュータコードとの
比較等広範囲に渡り実施されている。

また、数多いユーザーオプションや操作モードは、以下を含んで利用す
ることができる。

- 3次元XYZまたは3次元円筒座標系で取扱える。
- 流力のみ、伝導のみ、あるいは熱流力と組み合わせで使用することが
できる。
- 物性値は、ユーザー入力または、コードに内蔵されたライブラリー
(流体は11種類、気体は12種類)のいずれかを使用することができる。
- 層流または乱流が扱える。
- 壁面における熱移行は、熱伝達係数を入力値であたえることもできる
し、コード内で計算して与えることもできる。
- 壁面における摩擦係数は、入力値またはコード内で計算して与えるこ
ともできる。
- 流量や温度の境界条件は入力値として与える。
- タイムステップは、自動または一定で取扱える。

また、TEMPESTコードは、一般に応用できるLMFBR設計解析手段で

あり、コード検証も各事象（ストラティフィケーション、熱の移動による振動、フラクチエーション）で行われている。

その結果LMFBRで予想される基本的流れの現象を予測することが可能であることが示されている。

また、さらにコードを確立するため新しい実験結果との比較をすることが必要と述べている。

特に、thermal striping問題である。

質疑応答

(Q) VAR-IIとどの様な差があるのか？

- (A) ○ VAR-IIは2D, TEMPESTは3D(2Dはoption)
○ VAR-IIはメッシュサイズ均一, TEMPESTは可変
○ VAR-II; $K \sigma$ モデル, TEMPEST; $K \epsilon$ モデル
○ 構造材の熱容量; VAR-II X, TEMPEST; OK

(Q) TEMPESTのセールスポイントは？

- (A) ○ TEMPESTではストラ以外にも色々な解析が行える。
○ time stepはautomaticに決める。
○ 非常に使いやすく, userにとって親切である。

(COMMIXは使いにくい)

(Q) free surfaceは取扱い可能か？

- (A) 以前, 検討したことがあるが, まだまとめていない。

(現在は, 扱えない)

(Q) どの様な現象の解析を行ったか？

- (A) ○ pipeの中のストラティフィケーション
○ LDPにおける H_2 ガスの挙動etc

(Q) 熱伝導(構造材を通しての~), 輻射の扱いは可能か？

- (A) 熱伝導は可, 輻射は簡単なモデル(平行平板etc)のみ可能。

(Q) Down Commer Piping や Plenum 内の挙動についての解析は行ったか？

(A) Eylinder は経験はない。→ GE, WH は経験あるはず。

(GE) : TEMPEST を用いてプレナム内の解析を行った。

Mr. Rose (GE) の意見 (公式の場での発言ではない)

GE としては今後 COMMIX よりもむしろ TEMPEST を推したい。

(Q) TEMPEST を他国へ売ることについてどの様な制約があるか？

(A) (DOE. Mr. Ockert)

① 等価な物との交換ならば可能性有。(Equitable basis)

② バッテル社へ業務を委託して TEMPEST で解析することは可。

USA としては相当の費用をつぎ込んでいるため、他国へ簡単には渡さないだろう。(DOE の上層部の意見)

TEMPEST は、理論的に確立された実験、事象により検証されている。COMMIX よりはるかに多くのケースで検証が済んでいる。

Ockert 個人としては、FBR の開発のために、他国へ渡すことは何の抵抗もないが、上記の理由で難しい。

B-10 PRELIMINARY TEST AND ANALYSIS PLAN FOR OUTLET
PLENUM STRATIFICATION OF LARGE SCALE PROTOTYPE
BREEDER

S.C. Rose (GE-ARSD)

要 旨

Large Scale Prototype Breeder (LSPB) における熱的成層化の影響についての将来の計画は、小型縮尺モデルによる水及びNa 実験 (例 1/4 Scale 360° セクター水試験, 低流量における熱流動水試験 (DRACS がある場合の自然循環への影響), 低流量域における一連の小型 Na 試験), 及び多次元熱流動解析コード (TEMPEST, COMMIX-1A) の開発, 検証をベースとしている。

大型ナトリウム試験は、上記試験, コードでカバーしきれない不確定要素がある場合に、実施する可能性がある。

質疑応答

(Q) スケジュールはどの様になっているか？

(A) LDP のスケジュール自体が決っていないため、本件に関しても未定。また、ストラだけではなく、Plenum内のThermal-hydraulicテストを考えている。

(Q) 鳥んじ側では (1/1 水, 1/6 Na, 水, 1/10 Na, 水) と実験を行っているが実証炉に対して、更にストラに関する実験を行う予定はあるのか？

(A) 実証炉を鳥んじ側の延長と考えた場合、形状が大きく変らない限り特に必要ない。ただし、Outlet Plenum設計にはThermal-Hydraulicの色々な実験を行うことが必要であり、その中で確認のためにストラの実験を行うことはあるかもしれない。

(Q) これまで、USAではCRBRP etcでストラに関して色々実験が行われているが、LDPでNaのLarge Scaleテストが必要であるのか？

(A) LDPではDRHSがあり、ヒートソース、ヒートシンクがある。
(CRBRPではない)

そのため、まだ不確定要素が残っているならば、NaのLarge Scale Testは必要になる。

(Q) なぜLDPに対して、色々な実験を行う必要があるのか？

今迄FFTF, CRBRP etc 多くのデータがある筈である。

(Mr. Stover)

(A) Outlet Plenumの設計についてはThermal Hydraulicが重要であり、ストラはその中の1つの問題にすぎない。

(日本と同じ考え方を述べている)

(Q) LDPについては、プール、ループ双方の試験計画があるのか？

(A) ループが主体である。

● 日本側発表論文

B-1 THERMAL STRATIFICATION DESIGN CONCEPT FOR MONJU

仲 村 (動 燃)

要 旨

原子炉スクラム時等，ポンプコーストダウンによる流量の減少を伴った炉心出口温度の急激な温度変化は，原子炉上部プレナム内部にストラティフィケーションという層状化現象を発生させ，プラント熱温度，及び炉容器内部温度分布等の観点より設計上考慮する必要がある。

このため，もんじゅ体系を模擬した各種スケールモデルによる水及び Na 試験が実施され現象の理解及び設計評価手法の検討，計算・解析用コードの開発がなされた。

現象の理解として，プレナム内流況，温度分布が把握されプレナム混合効果への影響，温度境界層の挙動等に対して考察がなされた。また，実験結果を実機に外押すためのスケール効果，物性値効果についても考察がなされた。

実機設計評価にあたっては多次元流動・伝熱コードによる解析結果に対して適当な設計余裕を考慮して設計条件化する予定である。

今後の課題として，プレナム内における非対称流動事象を実験的・解析的に評価する計画である。

質疑応答

(Q) 水，ナトリウム試験で1/6スケールを採用した理由は？

(A) 1/3セクタモデルや1/6ナトリウム試験モデルは，もともと他の目的のためにつくられたものをストラティフィケーション試験に用いただけであって特別な意味はない。

(Q) 炉容器のYジャンクションとは何か？

(A) (概念図で簡単に説明。)

(Q) SKORT-II, THAUPR, NAGAREをどのように使い分けているか？

(A) 前二者は設計用, 後者はそのクロスチェック用。

B-2 THERMAL STRATIFICATION TEST PROGRAM FOR MONJU

青木 (動燃)

要 旨

「もんじゅ」設計におけるサーマルストラティフィケーションの研究は、ほとんどが炉容器上部プレナムを対象としている。実寸大モデルによるナトリウム中試験は望ましいもののコストの観点から不可能なため1/6と1/10スケールモデルによりナトリウムと水を使って実施してきた。更にスケール効果の最終チェックのため実寸大1/3セクターでの水中試験を行った。

一方、実験研究と並行して、伝熱流動コードを使って試験データの解析・評価も行っている。ここでは、「もんじゅ」プロジェクトの範囲内でのサーマルストラティフィケーション試験計画について概要が説明されている。

質疑応答

(Q) 「もんじゅ」に Suppressor Plate はあるか？

(A) ある。

(Q) 縮小モデルについて、定常状態では Re 数の違いは問題とされないが過渡時においては層流になる可能性があるので注意する必要があるか？

(A) 過渡時においても、実機・モデル共乱流である。

(Q) 過渡時に、内筒内外に大きな温度差がつくが、応力は問題ないか？

(A) 板厚が薄いので問題ない。

(Q) 内筒の目的は？

(A) 定常運転時の上部プレナムのミキシング促進。

サーマルバッフル。

HFDA 対策。

(Q) CRBRPでは、ストラによるインパクトはなかった。日本でこのような大規模な試験を行っているのは、やはりインパクトがあるからなのか？

(A) (OHPに示した3つの目的を再説明)

B-3 SODIUM THERMAL STRATIFICATION TEST WITH A 1/6
MODEL OF MONJU OUTLET PLENUM

青木（動燃）

要 旨

通常スクラム後の過渡時の温度挙動について、「もんじゅ」炉上部プレナムを対象に 1/6 スケールモデルを使ってナトリウム中試験を行った。リチャードソン数（浮力と慣性力の比）を変化させてその効果を評価した。データの比較の手段として相対リチャードソン数 R'_i （=10% コーストダウン流量におけるモデルと実機とのリチャードソン数比）を使った。

サーマルストラティフィケーションは $R'_i > 0.2$ の領域で観察された。ストラティフィケーションが発生すると、上部プレナム内のナトリウム温度は、軸方向にほぼ直線状に分布しており、はっきりした境界層は形成されていない。 $R'_i = 1$ では、プレナム内のナトリウム混合状況は予想以上に良好で実効混合係数は 60% 程度であった。

質疑応答

- (Q) R_i 数をパラメータとしているがその考え方は？
- (A) R_i 数では相似則として成り立たないことがわかっているので、パラメータとして取扱った方がよい。解析コードの検証のためには有効で、後で R_i 数が明確になればピックアップできる。
- (Q) 内筒での伝熱は内筒の温度分布に対して影響あると思うが？
- (A) 解析コードでは考慮している。
- (Q) Re 数はどの程度か？
- (A) 全領域、乱流領域である。
- (Q) フローホールの大きさ、数はどのように決定したか？
- (A) LOPI 策を考慮して決めている。

- (Q) 実証炉に対して内筒をつけるのか？
- (A) 検討の対象としている。内筒はMixingを促進し，出口ノズルに対してバッフルの効果，HCDA に対しても効果がある。
内筒があることによつて，「もんじゅ」では100%に近いミキシングが可能。
- (Q) フローホールの流量については他のFrictionも考慮しているか？
- (A) 解析コードでは考慮している。
- (Q) 乱流モデルについて？
- (A) Stra.に限れば乱流モデルは効かない。計算ではK-ε モデルを使っている。(米側納得した)
- (Q) No.14, No.19について初期条件が異なるのに結果が同じなのはなぜか？
- (A) 実験でも解析でも初期条件が影響しない結果が得られている。
(米側；良い情報である)
- (Q) ブランケットの流れをどう考慮しているか？
- (A) 炉心は一様な流速として扱っている。実験でも確めたように初期条件は影響しない。
- (Q) 解析コードの検証にだけ着目しているようだが？
- (A) 炉内の流動のメカニズム，解析コードの検証後，実機の評価をやっている。(日本の試験計画はVery Good! であると言われ，きちんとLogical にやっている印象を与えたようである。)

B-4 WATER THERMAL STRATIFICATION TEST WITH A FULL-SCALE
1/3 SECTOR MODEL OF MONJU OUTLET PLENUM

笹 沼 (東 芝)

要 旨

電源喪失等によるスクラムの過渡時においては、FBR出口プレナム内でストラティフィケーションが発生することが予想される。この時の温度分布は炉容器や炉心上部機構を設計する上で必要な情報である。

したがって、各種過渡条件下でのストラティフィケーション現象を明らかにすることが重要となる。このレポートではFBR出口プレナム内のストラティフィケーションについて実施した試験研究成果を報告している。

実験では水、温水、塩水を使っている。また、相対リチャードソン数を基に各種試験条件を決定した。

試験の結果、以下のことが明らかとなった。

- 1) 炉上部プレナムの実寸大 1/3セクターモデルでは以下の条件でストラティフィケーションが発生した。

$$R'i = 0.25 \sim 1.35$$

$$R'e = 0.28 \sim 0.58$$

- 2) 密度境界層の上昇速度は、フローホールからの流出流量に依存する。
3) スクラム後、プレナム内の各エレベーションでの温度ゆらぎを測定し、以下の結果を得た。

エレベーション	周波数 (Hz)	振巾 (%初期ΔT)
UCS 下端	1/5	30
UCS 下部	1/30	10
出口ノズル	1/5	25

- 4) 炉容器と内筒との間では密度境界層は出口ノズルの所に停滞していた。
試験結果は軸対称計算コード THAUPR での結果と比較されたが良好一致がみられた。

質疑応答

(Q) Density Interface が内筒を越えたか？

(A) t^* が 0.7 までなので内筒上端まで行かない。

(Q) 出口ノズルの温度分布について？

(A) 出口ノズルの配管部は必ずしも実機を正確に模擬していない。そのため温度ゆらぎも多少変わる可能性はある。

ただし、1/10 モデルでは正しく模擬している。

Na 実験では温度ゆらぎを生じておらず、実機でもないことが予想される。

(Q) 出口ノズル温度分布の非対象性について？

(A) ここで示した値は瞬間値であり、平均すれば対象になる。

(Q) 「もんじゅ」の Rising Speed はどの程度か？

(A) 実機で10分で内筒上端に達する。

(Q) 配管内の Stra. は生じているか？

(A) 「もんじゅ」ではないものと考えている。

(Q) Yピース模擬しているか？

(A) 模擬していない。

B-5 SODIUM THERMAL STRATIFICATION TEST WITH A 1/10
MODEL OF MONJU OUTLET PLENUM

青 木 (P N C)

要 旨

「もんじゅ」炉上部プレナムで通常スクラムのような過渡時に発生する温度の成層化(サーマルストラティフィケーション)挙動を把握するため、1/6モデルに続いてさらに小さい1/10モデルを使ってナトリウム中試験を行った。試験の主目的は、実機の設計解析または評価に使用する多次元伝熱流動解析コードの検証にある。その他、同寸法の水試験結果との比較による物性値効果の検討、1/6との比較によるスケール効果の検討も含まれる。

これらの目的を考慮して以下の点に着目した。

- (1) 温度分布の軸対称性
- (2) ストラ界面の上昇速度
- (3) プレナム内有効ミキシング容量
- (4) フローホール流出流量とストラ界面の上昇速度との関係
- (5) ストラの消滅時間

質疑応答

(Q) 2次元モデルでシュミレートする場合何が重要か？

(A) 乱流モデルは効果ない。メッシュサイズについては実験でどこを細かくすれば良いのかわかってくる。水ではFineメッシュが必要であるがNaではそれ程必要とならない。一方、Ri数とPe数が重要でありMomentumからRe数、Ri数が求まりエネルギー式よりPe数が求まる。ただし、Momentumから求まるRe数はDesipation関数とCoupleとなっているので、その項を無視しているためRe数は効いてこない。ただし、Pe数は効いてくる。ここではDominantと考えられるRi数を選択した。

B-6 COMPARISON OF THERMAL STRATIFICATION IN SODIUM
AND IN WATER WITH 1/10 MODELS

岡 田 (三菱重工)

要 旨

1/10 スケールモデルにおいて、条件を同一とし(初期プレナム内スタグナント, $Q=60 \ell/\text{min}$, $Ri^* \doteq 0.83$ (実機比)), 水実験(MHI), Na実験(PNC)を行い, その結果を比較した。

水実験においては, I/B内及びI/Bより上において明確な成層界面の形成及び上昇が観察されたが, Na実験では明確な成層界面は観察されず, 軸方向温度勾配も緩やかであった。

I/B内の挙動については, 水, Na実験共そのメカニズムはほぼ同一であると考えられる。(水; マスバランス, Na ; マスバランス+I/Bを介しての熱交換)

I/Bより上の界面の挙動については, 水, Naの物性の差に大きく影響される。すなわち, メカニズムは水; 熱伝導+流れによるキャリーオーバー, Na ; 熱伝導のみと考えられる。

質疑応答

(Q) 流速分布をどう測定しているのか?

(A) 測定は行っていない。レーザーは難しい。

全体を通して日本の試験計画は“Very Good”と再三言われた。

B-7 ANALYTICAL EVALUATION OF THERMAL STRATIFICATION

青木(動燃), 小澤(三菱原子力)

要 旨

2次元伝熱流動解析コード「SKORT-II」が「もんじゅ」設計用に開発された。これとは別にPNCで開発された同様なコード「NAGARE」は、実験の評価と共にSKORT-IIのクロスチェックにも使われる。これらの解析コードは「もんじゅ」炉容器上部プレナム内のサーマルストラティフィケーションを予測するのに活用するためには、各種の実験検証が必要である。

この論文では、「もんじゅ」上部プレナム 1/6モデルでのサーマルストラティフィケーションナトリウム中試験に関するSKORT-IIとNAGAREによる評価と比較の結果について述べている。

質疑応答

(Q) コードのベースは何か。なぜ2つものコードをもっているのか？

(A) ○ 双方共 SOLA (ANL) ベースである。

○ SKORT-II (MAPI) ; 実機の設計に使用する。

NAGARE (PNC) ; 設計条件の妥当性チェック用。

計算時間は多少早い。

(Q) Turbulence Model が2つのコードで多少異っているが問題はないか？

(A) 2つのコード共ベースはほとんど同じである。

ストラに関しては、NAGARE は有効なコードであり、ストラの場合、Turbulence Model はほとんど影響ないことが、NAGARE の解析で明らかになった。そのためメーカーに対しては Turbulence Model を使う必要がないことを提案した。

- (Q) 構造材の熱容量は考慮しているか？
- (A) 今回の解析では考慮していない。
現在検討中の項目の1つであり、その他自由表面の取扱いについても検討する予定である。
- (Q) SKORT-II と NAGARE の実機解析結果が異ったらどうするのか？
- (A) もしも異った結果が出たならば、その原因について十分検討するつもりであるが今までの検討結果は良好な一致を得ているため、問題ないと考えている。現在、実機解析の準備中である。
- (Q) NAGARE では出口ノズルについては、実験結果と良く合っている。SKORT-IIでは他の部分では良く合っているが、出口ノズルについては実験結果と少し異っている。この差はなぜか？
- (A) メッシュサイズ、境界条件等が多少異っているためと考えられる。コードの差ではない。
- (Q) アニュラス部において、フローホールから出た Na が出口ノズルへ向って周方向に廻り込むがその影響は問題ないのか？
- (A) NAGARE-3D を使って問題ないことを確認している。
2Dで十分である。
- (Q) 2Dと3Dとの比較は行ったか？
- (A) 検証済。実験及び解析で2Dで十分であることを確認している。
- (Q) 3Dの必要性は？
- (A) 例えば、出口ノズルにおける逆流の様に、事象そのものが3次元である時に使用する。
- (Q) PNCですべての事象（設計条件）についてクロスチェックするのか？
- (A) 重要な事象についてのみ行う予定である。すべて行うつもりはない。
- (Q) この様な研究の目的は何か？（今までに2度質問有）（3回目）
- (A) ① 現象の理解
② Code の検証・確認
③ ①，②をベースにしてコードを用いて実機条件を評価する。

B-8 OUTLET PLENUM STRATIFICATION MODELLING FOR PLANT
THERMAL TRANSIENT ANALYSIS CODE

小 澤 (三菱原子力)

要 旨

「もんじゅ」プラントにおいて、原子炉トリップ時に炉上部プレナム内にストラティフィケーション現象が発生し、通常出力運転状態と比べて流体混合状態が悪くなる。

プレナム内での混合状況は、プラント熱過渡を支配する炉容器出口ノズル部温度変化に強く影響するため、プラント熱過渡解析コードのプレナムモデルは、ストラティフィケーションによる混合状態の変化を適確にとらえる必要がある。

このような観点で、プラント熱過渡解析用の1次元簡易プレナムモデルを開発した。

開発したモデルは、1/6 Naストラティフィケーション試験結果を用いて検証した。

質疑応答

(Q) 出口ノズルについては、安全側で妥当な結果を与えているが、Natural Circulation については、取扱いはどの様にしているのか？

(A) N.C.はコードの式の中(B領域)にすでに考慮して組込んである。チェックは行っているが、今回はその結果はもってきていない。

(Q) 実験的パラメータはどれだけあるのか？

また、どの様に定めているのか？

(A) パラメータは ○ζ (Pressure Loss Factor) →実験的に確認
(1.75~1.9)

○プレナムボリューム(各領域)→実際のVolume

- (Q) 新しい現象に対して、このコードを使用することはできるのか？
多次元コードによる検証が必要になるのではないか？
- (A) 新しい現象に対してはそのまま適用することはできないが、考え方は同じで、パラメータは上記の2つである。
(このコードは出口ノズルにおけるトランジェントを解析するためのコードである。)
なお、プール型の様に体系が異なる場合、PTTA(1次元コード)を作るためには、多次元コードの使用が必要である。
- (Q) このモデルにおいては、各領域が重要な意味をもっており、各領域の中における流れの状況が重要であろう。
実験的な検討を行えば、簡単な1領域モデルコードとすることができるのではないか？
- (A) 過去はPTTAは1領域モデルであった。(COPD)
しかし、実験により現象の把握を行い、1領域では現象を十分模擬できないことが確認されたため、多領域モデルを作った。
すなわち、ミキシングが支配的な領域、拡散(Diffusion)が支配的な領域 etc に分けている。

● セッション B のまとめ

General Discussion and Consensus on Thermal Stratification
Issues — End of Official Meeting

- (1) What are the major conclusion from evaluating sodium and water test ?
- (2) What are the major modeling / test uncertainties ?
 - scaling
 - water V.S. sodium
 - T/H coupling to core
 - Free surface effects
- (3) What further experiment are needed ?
 - Is there a minimum number of water / Na test required for each design ?
- (4) Are water tests adequate to provide data for computer code validation ?
- (5) What are the major uncertainties in one dimensional and multi-dimensional thermal - hydraulic computer codes ?
- (6) What is the status of 2-D and 3D code validation ?
 - What remains to be done ?
- (7) What future analysis are needed ?
 - Are the necessary analytic tools in place ?

Consensus (問題点と番号は対応している)

- (1) ◦水とNaとでは大きな差がある。
◦各々のデータはCode Validationのために使用される。
◦実機においては、Codeにて条件を作成する。

↓

(CRBR) (WH)

- 水実験の結果をそのまま実機に適用している。

(スクラム時 $do/dt = 4^\circ\text{F}/\text{sec}$)

水データは非常にConservativeであるが、設計側はそれを一応受けいられている。

ただし、Upper Plenumの機器はほとんど非弾性解析使用。

(DOE) (Mr. Ockert)のコメント

- 日本では、応力解析は、弾性解析ベースであるが、その方がむしろ安全裕度は確保できるかもしれない。

- (2) ◦ステーリングについては、水、Naでは完全に実機を模擬できないため、実機条件はCodeで定める。

- Na VS 水 ; 大きな差がある。

- T/H Coupling to Core ;

USA, LDPではMid Plenumが大きい (RV $\phi 40\text{ ft}$, CORE $\phi 20\text{ ft}$)

ため、Natural Circulationによるストラへの影響大

「もんじゅ」ではMid Plenumはさほど大きくないため問題ないであろう。

- Free Surfaceについては特に問題ない。

- (3) USA LDPについては、DHRSがあるため、実験が必要になる可能性有。

日本の実証炉も同様

- (4) 上記のDHRSの問題があるため、Na Large Scaleテストが必要になる可能性有。水テストも当然必要である。

日本でも同様であり、Code Validation及び現象の把握のために、水,Naテスト双方共必要である。

(5) 1次元コードについて

USA ; 多領域モデルの様に複雑にするつもりはない。

ただし、日本の考え方は、それでよいと考えられる。

TEMPEST(1D), COMMIX(1D)とSSC(アメリカのPTTAコード)を比較している。

(対象はLDPにDHRSを入れた場合, 1980 BNL)

多次元コード; 特になし

(6) USA; PIPE内のストラをTEMPESTで行った。(4年前)

日本; 現在のプログラムを進める。

(7) 特になし。USA, 日本共すでにCodeを持っている。

(その他)

- ① Mr.Oras(ANL)の実験ではストラが早く解消するのに対し、Mr.Yahdlom(GE)の実験では、長い間残っている。

↓

この差はANLはModel Timeであり、実機とのTime Scaleは0.43である。(2500 sec(model) → \approx 6000 sec(実機))

GEは実機時間に換算しているため、一見大きな差がある様にみえる。

また、GEの実験は5000 secまでであり、最上部の温度はおちる手前である。

- ② CRBRPの設計条件について質問したが、回答は得られなかった。

ストライピング ; 水のデータをそのまま使用

ストラティフィケーション ; //

(VAR-IIの結果も併せ考えていると推定される)

- ③ 「非弾性解析を行うならば、R&Dをなぜ多く使うのか?」との質問(日本)に対しては

(A) 「マージンを少しでも減らすため」(WH)

- ④ R/V以外のComponentのストラは?

Pipe, IHXで観察している。ただし、Pipeで50°Fであり特に問題ない。

応力解析も行った。またIHXも特に問題ない。(FFTF Mr.Stover)

第Ⅳ章 施設見学

1. 場 所

GE-ARSD (San Jose) 自然循環試験施設

2. 日 時

10月15日(金) 9.00～10.30

3. 参加者

日 本 : 青木, 仲村, 笹沼, 岸, 小澤, 岡田

米 国 : (GE) S. C. Rose, S. Grewal, 他

(HEDL) D. R. Dickinson, (W-Hanford) R. L. Stover

4. 内 容

GE-ARSD Thermal Hydraulic Section 所管の自然循環試験施設内の3つの装置を見学した。

- “SIMONE” Facility (SIMONE)
- Simple Geometry Natural Convection Test (SGNCT)
- Shut Down Core Coolability Model Test (SDCCMT)

この内, SIMON と SGNCT は本会議で発表されたもの。(B-7 参照)

(1) SIMONE (図Ⅳ-1, Ⅳ-2)

定常時および炉停止時の炉内熱流挙動を CRBRP の後の LDP を対象に実験的に把握するとともに, 解析コードの検証も行うことを目的としている。設計の進展に合わせて実験段階に分け, 現在は DHR (Decay Heat Removal) 無し of 体系で行なっている。また, ループ有り, 無しも自然循環力評価のパラメータとしていること等, 幅広く安全評価の観点から構造選定の妥当性が確認されていくプロセスが印象的であった。

計装測定機器 :

- (a) LDP (Laser Doppler Probe) (流速測定) DISA 製 (オランダ)
 - Ar ガスレーザー (4本ビーム 青, 緑の2種類) Power 4 watt
 - 安全に Computer Control されており, 1分間に2ポイント測定する。各ポイントの測定値は, 30秒間の平均値により求めている。
(出力 2 KHz \Rightarrow 流速 20cm/s に対応)

- 位置決め精度 誤差±0.01 mm
- 炉心(8ゾーンで各々独立)の中は1方向流速のみ測定
プレナム内は2方向流速を測定する。
- (b) Hot wire (流速測定)
- (c) H₂ method (流況観察)
- (d) T/C (温度測定) 解析結果と対比するためT/Cマトリックスを挿入している。

質疑応答

(Q) Heat Boundary の断熱は問題ないか？

(A) 問題ない。

(Q) 炉心のヒーターは replace 可か

(A) replace 可 (ヒーター容量 420~500 kW)

(Q) 実験期間は (DICKINSON)

(A) 現在は2年を予定している

(Q) LDP 装置の価格は？ (JAPAN)

(A) システム込みで150~200 \$

(注) G.EはLDPで今迄に、数多くの失敗を経験しており、今回の装置についてもDISA社と共同開発したらしい。そのため価格も非常に安いものと考えられる。

(2) SGNCT (図IV-3)

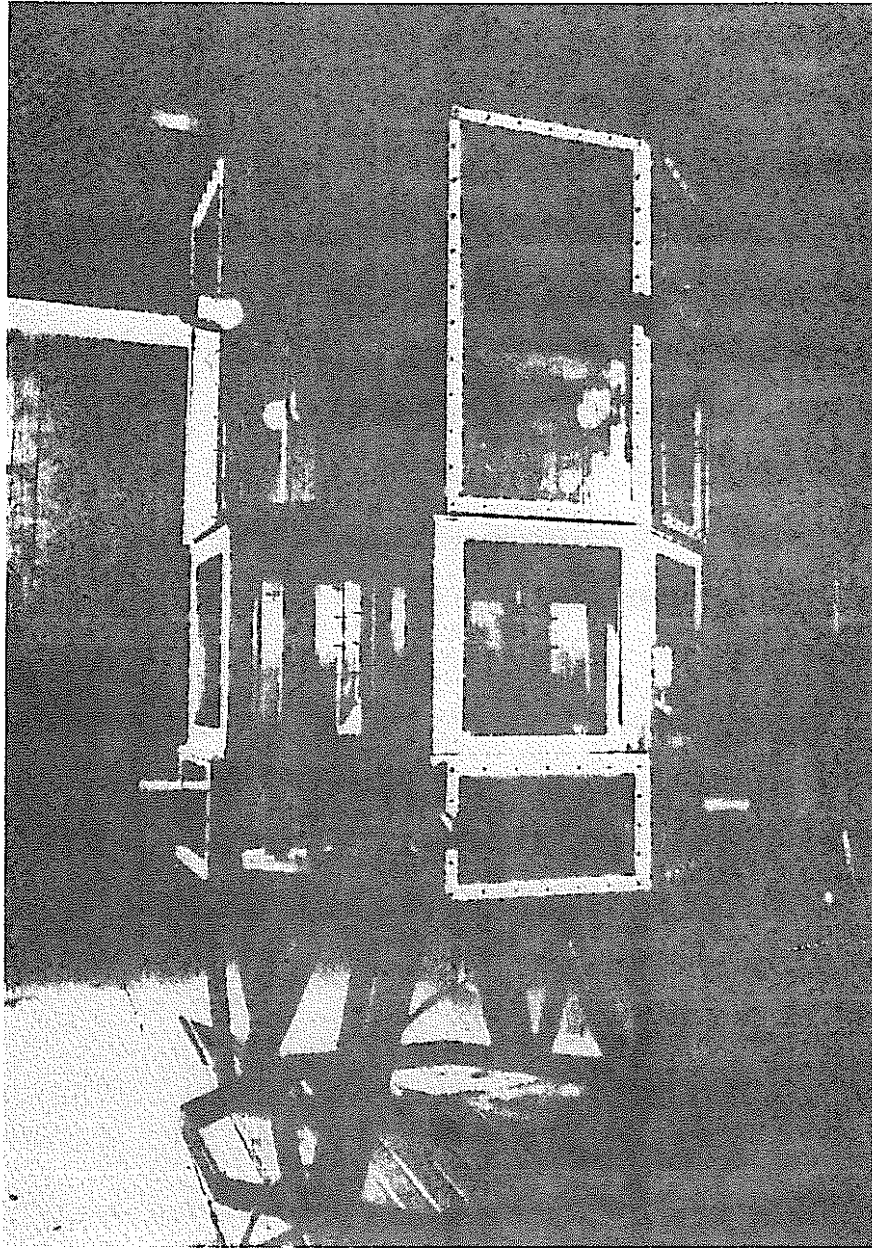
きわめて簡単なモデルで取扱いも容易である。パラメータとしてヒータ出力を変化させた時の流れの状態が、水+電解液(サーモブルー:オレンジ色濃度0.01%, pH 6.3)を利用(ワイヤーに電流を通すと廻りの流体が濃い褐色に変る)して観察することができ、速度も測定できる。

COMMIX, TEMPEST コードによる解析結果は、温度場、流れの場とも良く一致しており、解析モデルの妥当性が容易に確認できる。基礎的な現象把握のために有効であり、これに続く関連試験(AI-ESGでナトリウムによる大型試験を計画中)に対し貴重な情報を提供するものである。

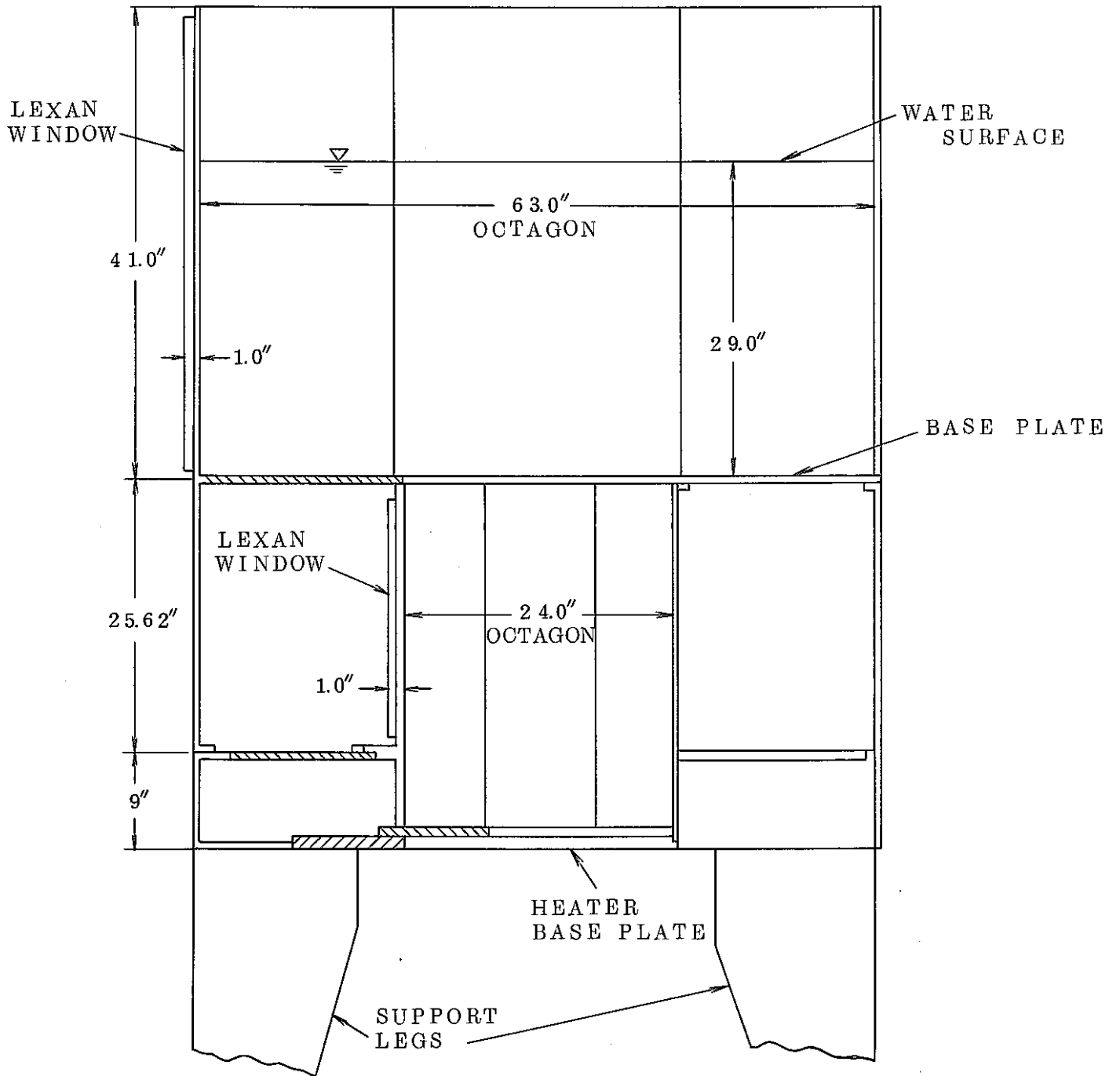
(3) SDCCMT

自然循環時の燃料相互の流量再分配を取扱って有名な試験であり、日本国内ではこのような実験はなされていない。今後、自然循環解析コードの信頼性を高める意味で必要な実験であり、注目していた。現場制御盤には本試験結果から得られた流量再分配に関するデータが表示されており、添付資料（図Ⅳ-4～Ⅳ-7）にこれを示す。実験では炉心部とブランケット部に相当する模擬燃料部のヒータ出力比をパラメータとし、原子炉スクラム時に相当する流量コストダウンを起した時の、各燃料部の流量再配分状態を調査している。

結果として、出力比がある値を超えるとブランケット部に不安定流動現象が発生し、出口温度が炉心部を超えて上昇する可能性があること、すなわち自然循環時の流量再配分現象を把握する必要性が指摘された。他のプレナム試験を $\frac{1}{15}$ 程度の縮小モデルで実施している当試験スタッフが、本試験に限って実物大で実施していることについて、大いに教えられることが多い。



☒ V-1 SIMONE FACILITY



☒ N-2 Schematic of the SIMONE Facility, Phase I

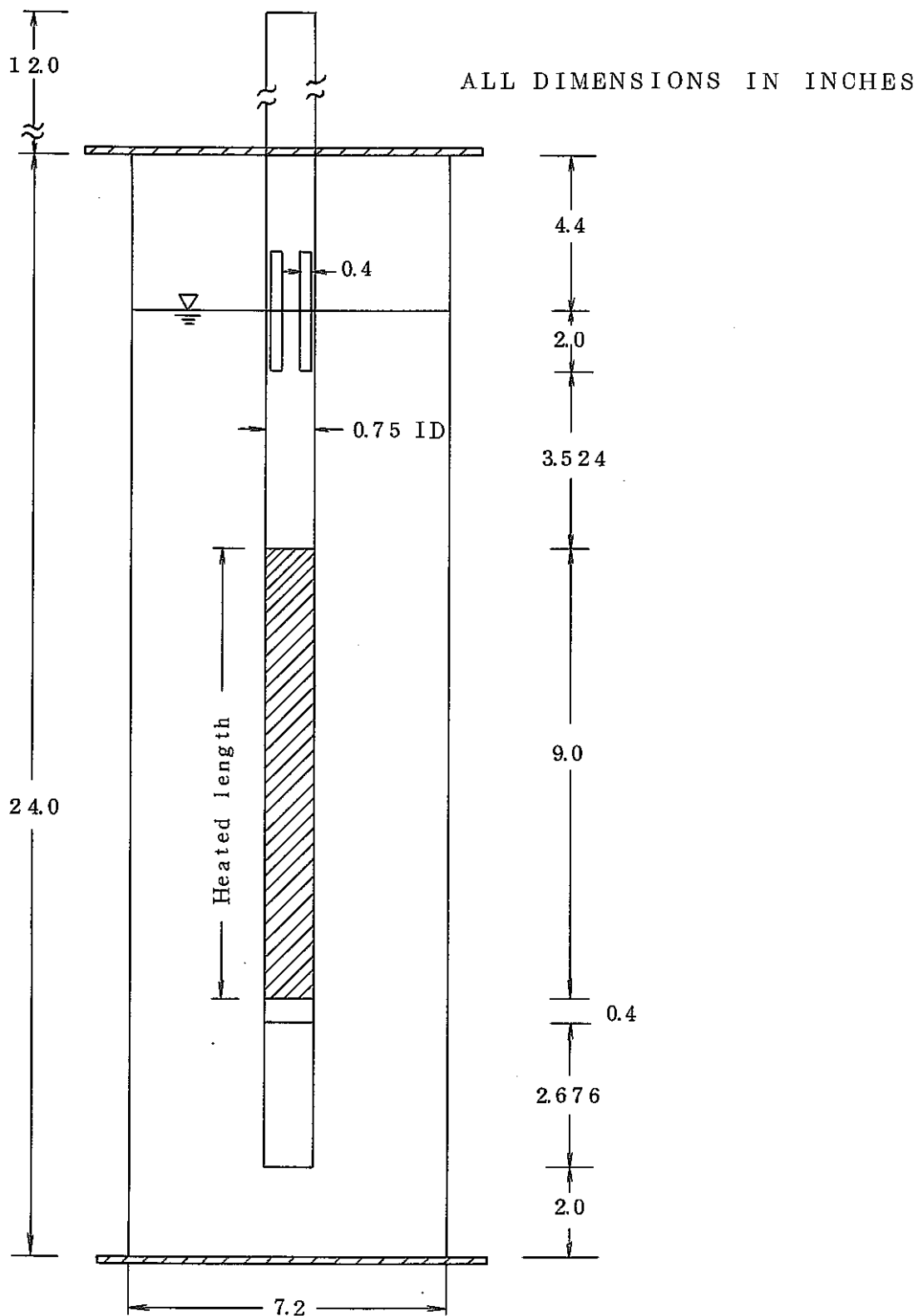
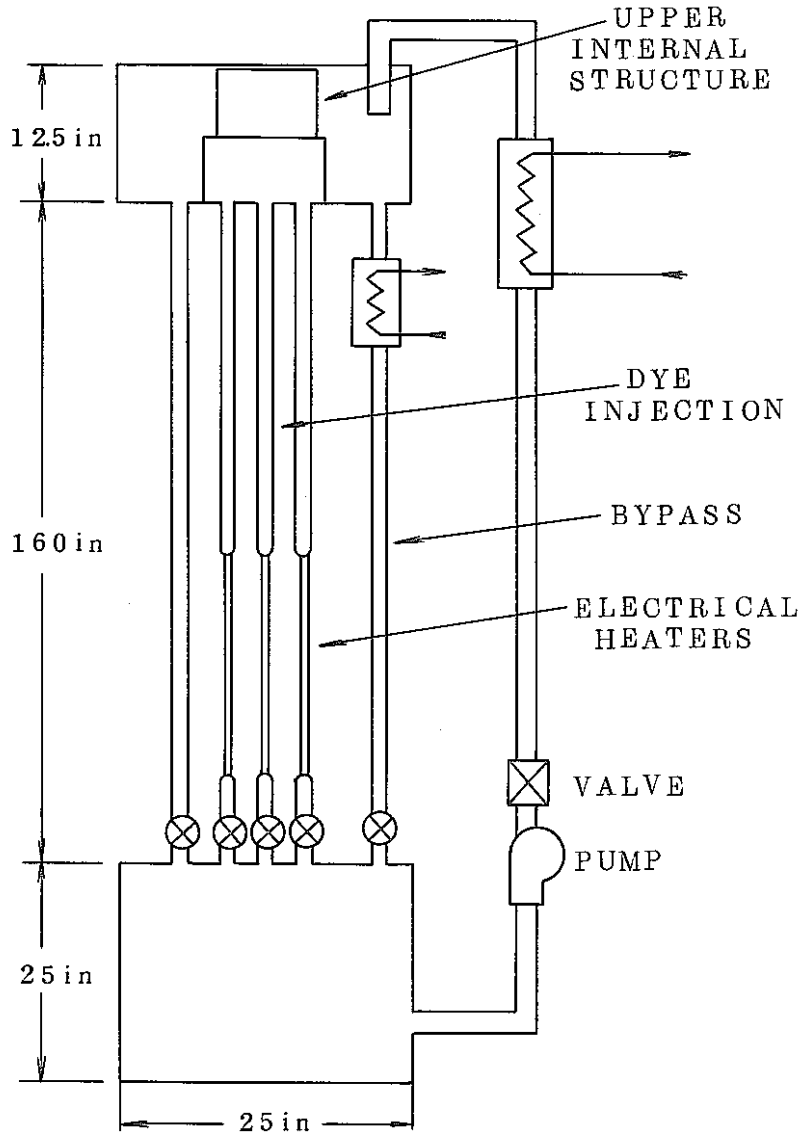
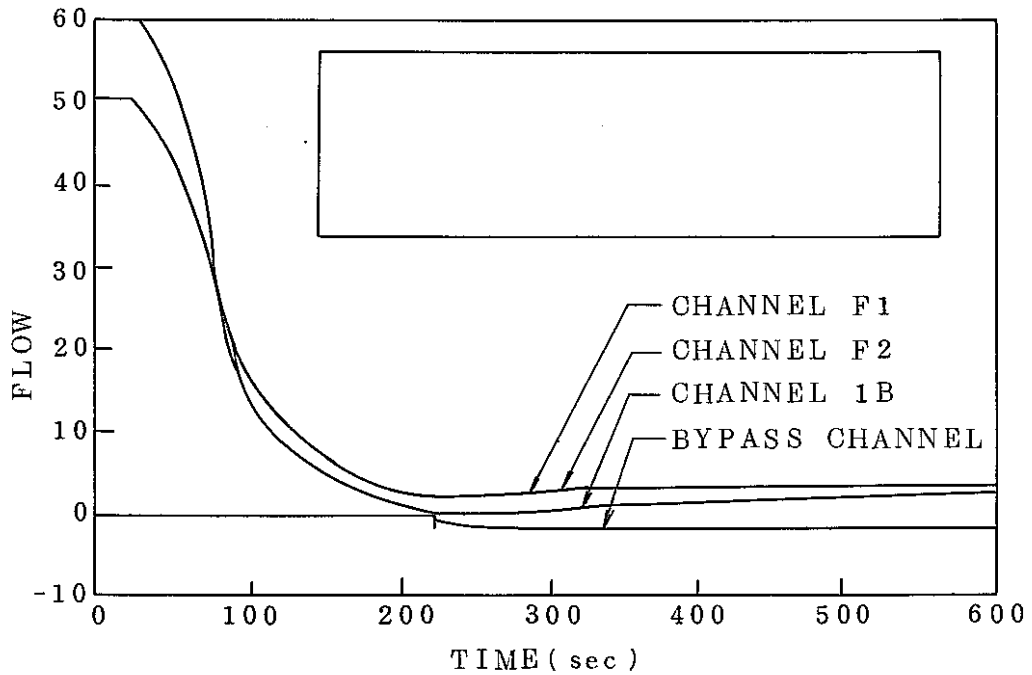


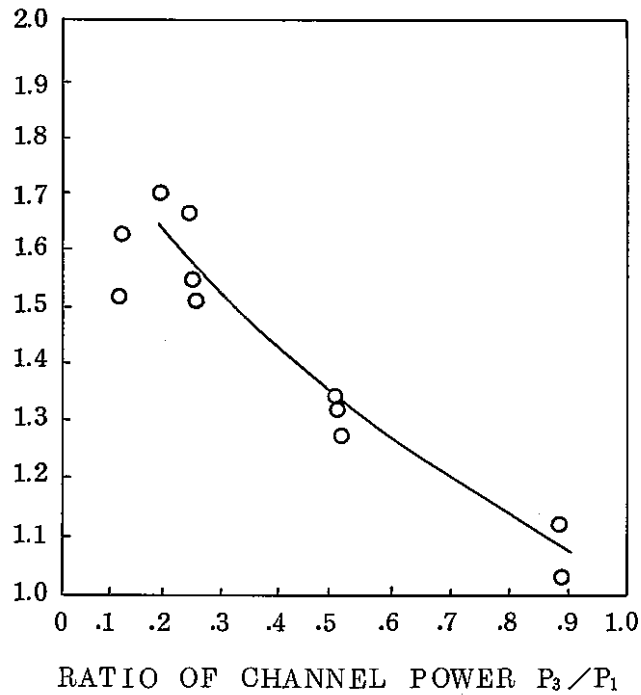
FIGURE 3 THE SCHEMATIC OF THE SIMPLE GEOMETRY WATER TEST MODEL



IV-4 SCHEMATIC OF THE TEST LOOP



IV-5 PUMP COASTDOWN IN 200sec
BYPASS CHANNEL OPEN IN 200sec



P_i = POWER IN THE i TH CHANNEL
 T_p = POST TEMPERATURE
 T_o = INITIAL TEMPERATURE

FIGURE N-6 CORE COOLABILITY MODEL TESTS
 TEMPERATURE RISE VS. POWER

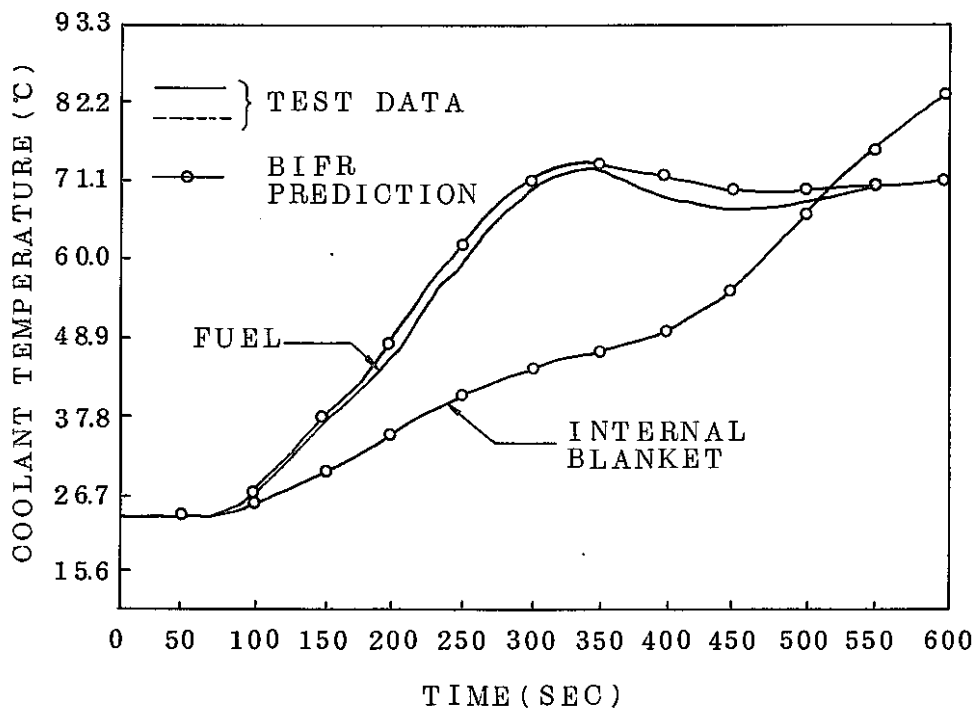


FIGURE N-7 TRANSIENT COOLANT TEMPERATURES AT THE END OF
 THE HEATED LENGTH

第 V 章 その他

FFTFサーマルストライピング試験計画に関する打合せ

日 時 / 1982.10.15 (金) 11.20~14.30 (DOE/PNC SM 終了後)

場 所 / GE-SUNNYVALE 会議室 (DOE/PNC SM 会 場)

出席者 / 米 側-R. L. Stover (W-Hanford), D. R. Dickirson (HEDL)

日本側-青木, 仲村 (PNC), 笹沼, 岸 (東芝), 小澤 (MAPI), 岡田 (MHI)

打合の目的

PEWG (日米プラント経験W/G) の1981.11の会議で米側から提案されたFFTFサーマルストライピング日米共同試験計画の内容を詳しく知るとともに、「もんじゅ」実機設計への反映がどの程度期待できるか検討する。

打合の概要

(1) 試験装置の説明 (米側)

1981.11のPEWGで日本側に提出した資料(概要については添付資料参照)に基づいて, 水中試験装置(FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP試験装置)ならびにFFTF炉内試験位置について説明があった。同資料の補足として, 以下の資料の配布を受けた(添付)。

FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP-321 BUILDING

FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP MAIN FLOW DIAGRAM

FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP (HCM) 0.285 SCALE MODEL

INLET PLENUM FEATURE MODE (IPFM) OF THE CRBR

(2) 試験方法の基本的考え方

- FFTF炉内の試験場所(FUEL ASSYとREFL ASSYとから構成される炉心)に, 改造した計装管(IT)を挿入してストライピング状態を測定する。
- FFTF炉内の試験場所を模擬した7本集合体の供試体を作り水中試験を行う。炉内試験と同等のITを使って水中でストライピング状態を測定し, 炉内のデータと比較する。
- 水中のITは炉内でキャリブレーションされたことになる。

- 以後水中試験の供試体についてのストライピングデータは、キャリブレートされた I T によって測定されるので、即炉内データに変換可能となる。

(3) 「もんじゅ」実機設計への反映

- I T の炉内でのキャリブレーション法は、F F T F は勿論、形状が酷似の C R B R への適用は有効である。
- 「もんじゅ」の炉心出口上部の構造は F F T F と大分異なるので、周辺流れに大きな違いがあり、I T の炉内キャリブレーションは適用できない。(この点については米側も認めている)
- F F T F HYDRAULIC CORE MOCKUP 試験装内に、「もんじゅ」の 7 本集合体供試体を挿入することは可能だろう(詳細寸法については確認を要する)。従って水中試験データは得られるが、実機雰囲気へのデータ変換はできない。水中試験については、すでに 7 本集合体で実施済み(於:東芝)。また、58 年度には同等形状での Na 中試験が大洗で計画されている。
- 「もんじゅ」実機設計で熱中性子照射効果(耐用年数 30 年で $2.8 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2 - E > 0.1 \text{ Mev}$ と仮定)のインパクトがどの程度か不明なので、F F T F 炉内試験に期待をかけたが、F F T F では U I S 近傍でせいぜい 10^{19} であり、効果は期待できない。

結 論

F F T F サーマルストライピング試験は、「もんじゅ」実機設計の観点からは有意な反映は期待できないと思われる。

ただし、ストライピング現象は重要な研究テーマであるので、今後将来炉への反映を考えて独自の研究開発に取り組むことが必要であろう。

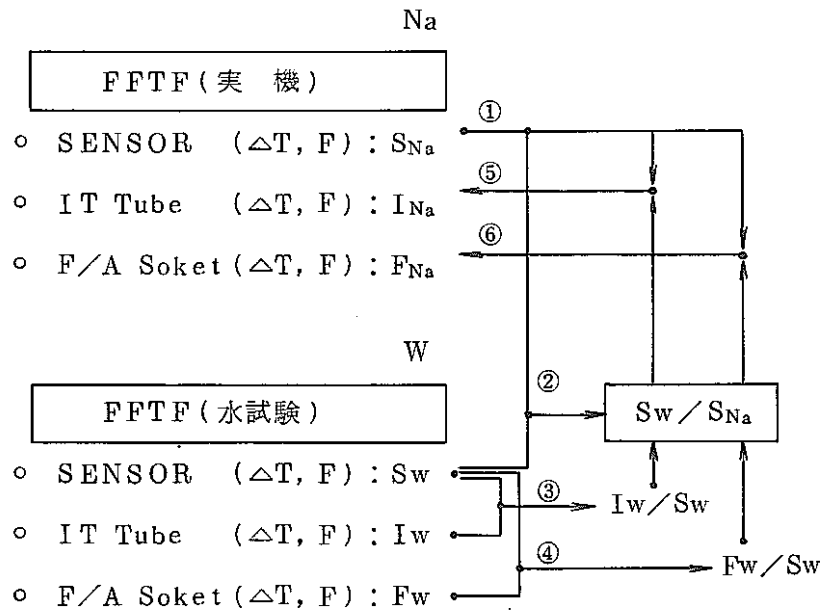
(補 記)

FFTF実機のスライビング条件(温度振巾 ΔT , 周波数 F)を確認するロジックは次の通り。

- ① 実機 IN REACTOR試験より, センサー位置におけるスライビング条件 S_{Na} を計測する。
- ② 実機を模擬した水試験より, センサー位置におけるスライビング条件 S_w を知り, S_w との比 S_w/S_{Na} を求める。
- ③, ④ 水試験より設計上注目するポイント IT Tube, S/A Scket 位置におけるスライビング条件 I_w, F_w を知り, S_w との比 $I_w/S_w, F_w/S_w$ を求める。
- ⑤, ⑥ 実機 IT Tube, S/A Scket 位置におけるスライビング条件 I_{Na}, F_{Na} を次式より求める。

$$I_{Na} = (I_w/S_w) \times (S_w/S_{Na}) \times S_{Na}$$

$$F_{Na} = (F_w/S_w) \times (S_w/S_{Na}) \times S_{Na}$$



もんじゅ実機に, 上記ロジックを適用する際の問題は次の通り。

- FFTF (実機) 試験部は, もんじゅ形状を模擬していないため流れの場が異なり, ⑤, ⑥の計算が成立しない。すなわち, 本試験より得られるのは, もんじゅ(実機)のセンサー位置におけるスライビング条件のみで, その他の注目する箇所(UCS 下端, S/Aハンドリングヘッド部等)については知ることができない。

詳細打合せ : 質疑応答は次の通り。

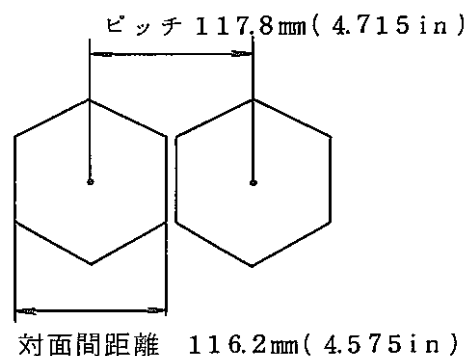
- (Q) F F T F に関し既レポートがあれば欲しい。
- (A) わたせるものがあるか調べるから待ってくれ。

(水試験に関して)

- (Q) もんじゅの形状をどこまで模擬できるか？
- (A) 日本側の要求通りに行なえる。又 IN Water 試験の状況を見て, IN REAC-TOR 試験のやり方を再検討する。
- (Q) もんじゅ 7本 S/A が F F T F 用試験装置に入るか？
- (A) F F T F の S/A 形状は cold の状態で次の通り。

※これに対しもんじゅはピッチ
約 115mm であるから, 多分問
題ないだろう。

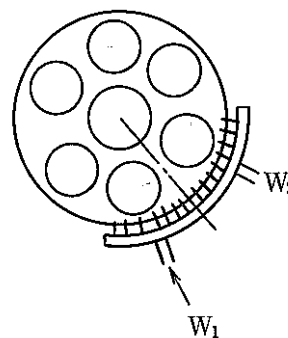
→別途もんじゅ条件を F F T F
に渡し検討してもらい予定。



- (Q) クロスフローはどのように与えられるか？
- (A) W_1 , W_2 を個別に調節することにより行なう。

- (Q) 出口ノズル 2 箇所での流量配分は可能か？
- (A) 今はできないがやることは可能。

- (Q) 各流域ごとの流量, 温度の調節はできるか？
- (A) 現在はできないが, ニーズがあれば行なうようにする。



- (Q) 計測関係は？
- (A) T/C (60ms) が 250 本
流量計は, 入口 7 箇所 + 出口 1 箇所

(Q) データ処理装置は？

(A) 240点/secの読み込み可能

- ルートミールスケラー, Peak to Peak 平均, NORMALize に換算し, 5分後にタイプアウト, 磁気テープへはアナログでロギング
- 温度分布, ホットスパイク箇所の表示

(Q) SAMPLING間隔は？

(A) 5点~50点/sec (日本の実験では, 100点/secであったが?)

センサー温度測定用として, サーモメータ(HEDLが開発したもので短い)を使用……………U.Kで実績あり。

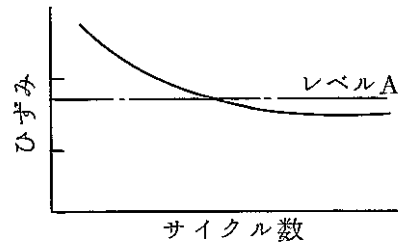
(FFTF IN REACTOR試験に関して)

(Q) ひずみゲージは付けるか？

(A) チューブ内側に設置, 疲労強度評価に使用する。

(Q) FFTF温度差条件 $0.8\Delta T$ で, 疲労強度試験として十分な応力レベルが得られるのか？

(A) 右図レベルA位のストレスが得られるために, 強度試験として有意なデータが得られる予定。



(Q) 試験位置は？

(A) PIOTA (5箇所)のうち, ストライピング条件の厳しいROW 6, 7の3箇所を予定している。

(Q) もんじゅ条件をどこまでシュミレートできるのか？

(A) FFTFではF/A, UCSいずれも, もんじゅをシュミレートすることはできず, ただ水試験と同じセンサーを使用するのである。

(Q) センサー(水試験)ーセンサー(FFTF)を比較できたからと言って, センサー以前, センサー以降のストライピング条件については, もんじゅとFFTFでは体系が異なり, 水試験の結果からもんじゅ実機を推定することは無理なのではないか？

(A) その通りである。もんじゅを推定できるのは、センサー位置だけである。

(Q) もんじゅとFFTFとでは、F/Aのハンドリングヘッド部の形状が異なるため流速すなわち、各Componentにおける α の値がシュミレートできないのではないか？

(A) その通り。

(Q) 中性子照射効果についてどう考えるか？

(A) FFTFはUCS近傍でせいぜい 10^{19} であり、中性子照射効果は問題とならない。又、もんじゅ条件 1.6×10^{21} をFFTFで照射することはできない。

(Q) 新材料D-9について、どう思うか？

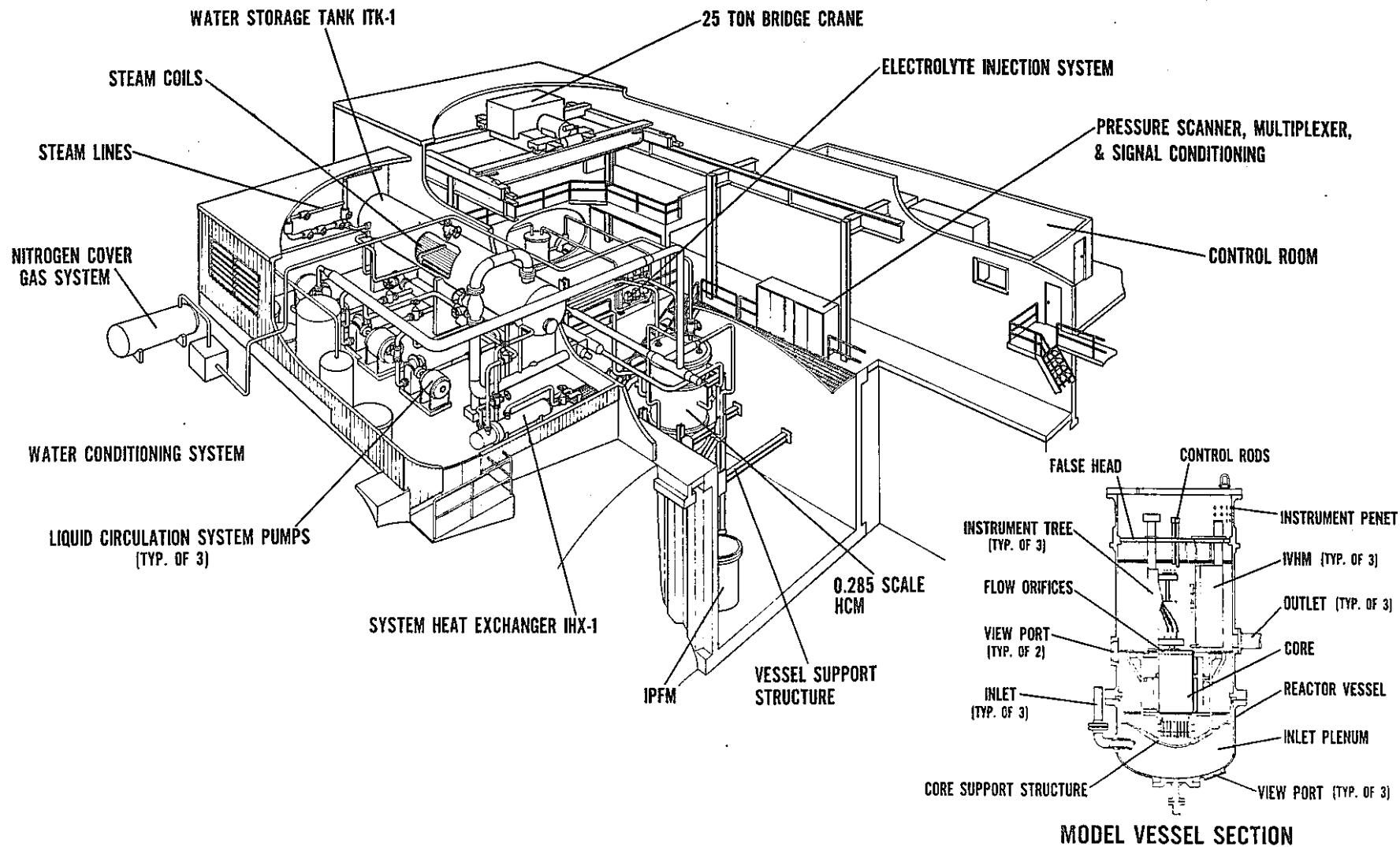
(A) わからない。

(今後の作業について)

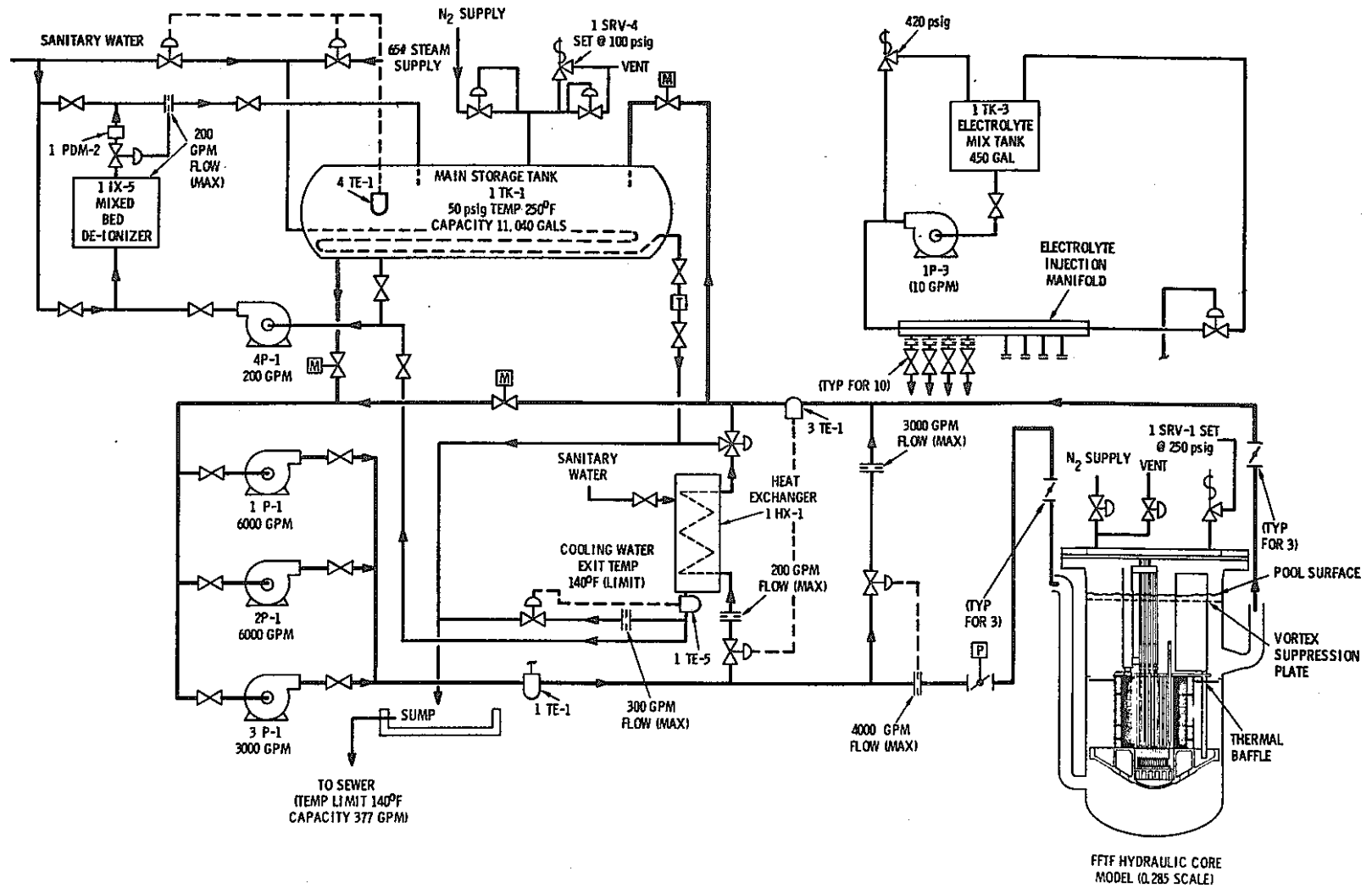
今回の調査結果を日本に持ち帰り、野本氏に報告を行なう。

日本側検討結果は、今年中に野本氏 \leftrightarrow リゾー氏の間で連絡をとる予定。技術的取扱いについては、青木 \leftrightarrow R.L.Stoverとの間で適宜行なう。

FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP - 321 BUILDING

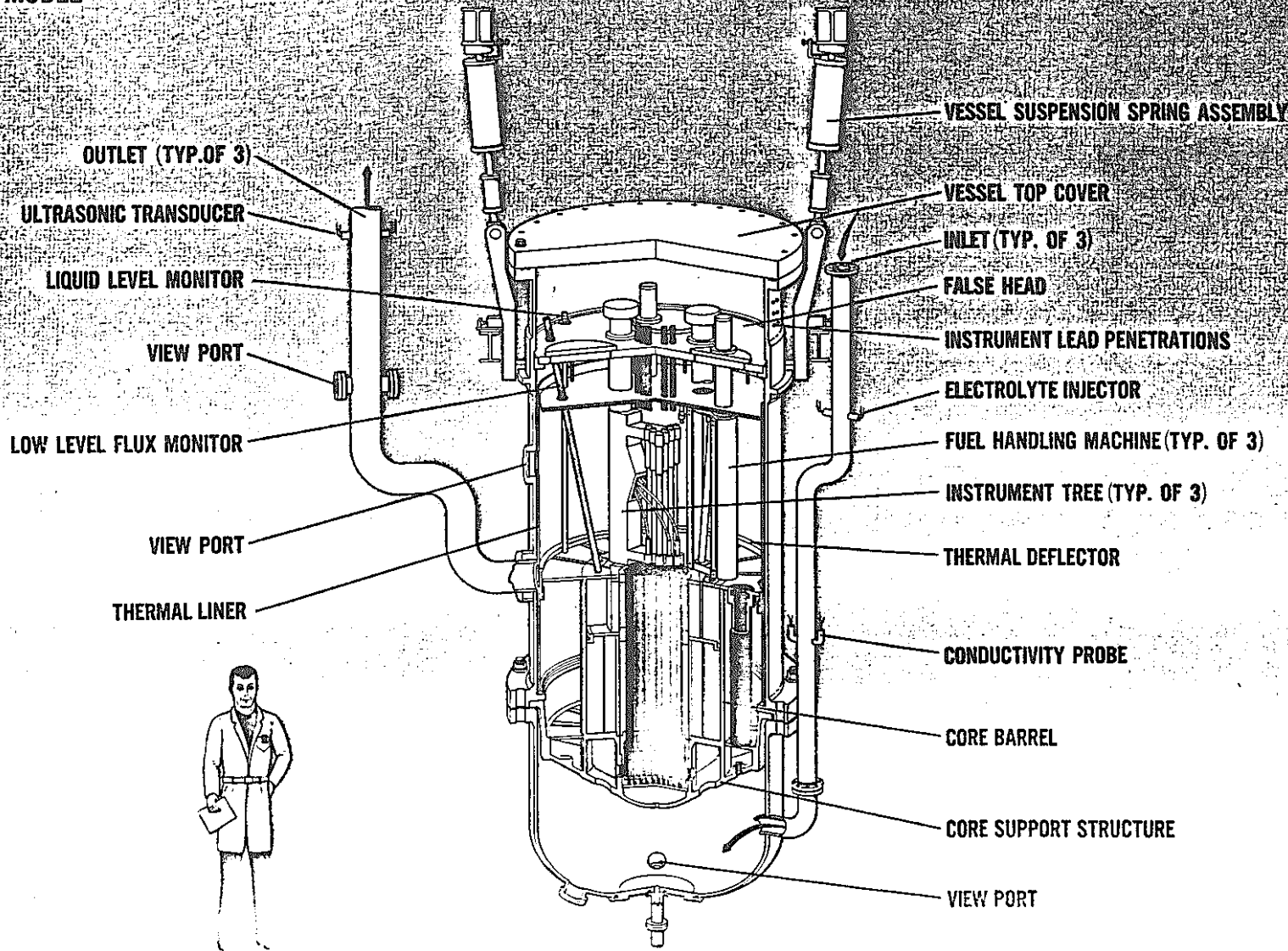


FFTF HYDRAULIC CORE MOCK-UP MAIN FLOW DIAGRAM



FFTF HYDRAULIC CORE MOCKUP (HCM)

0.285 SCALE MODEL



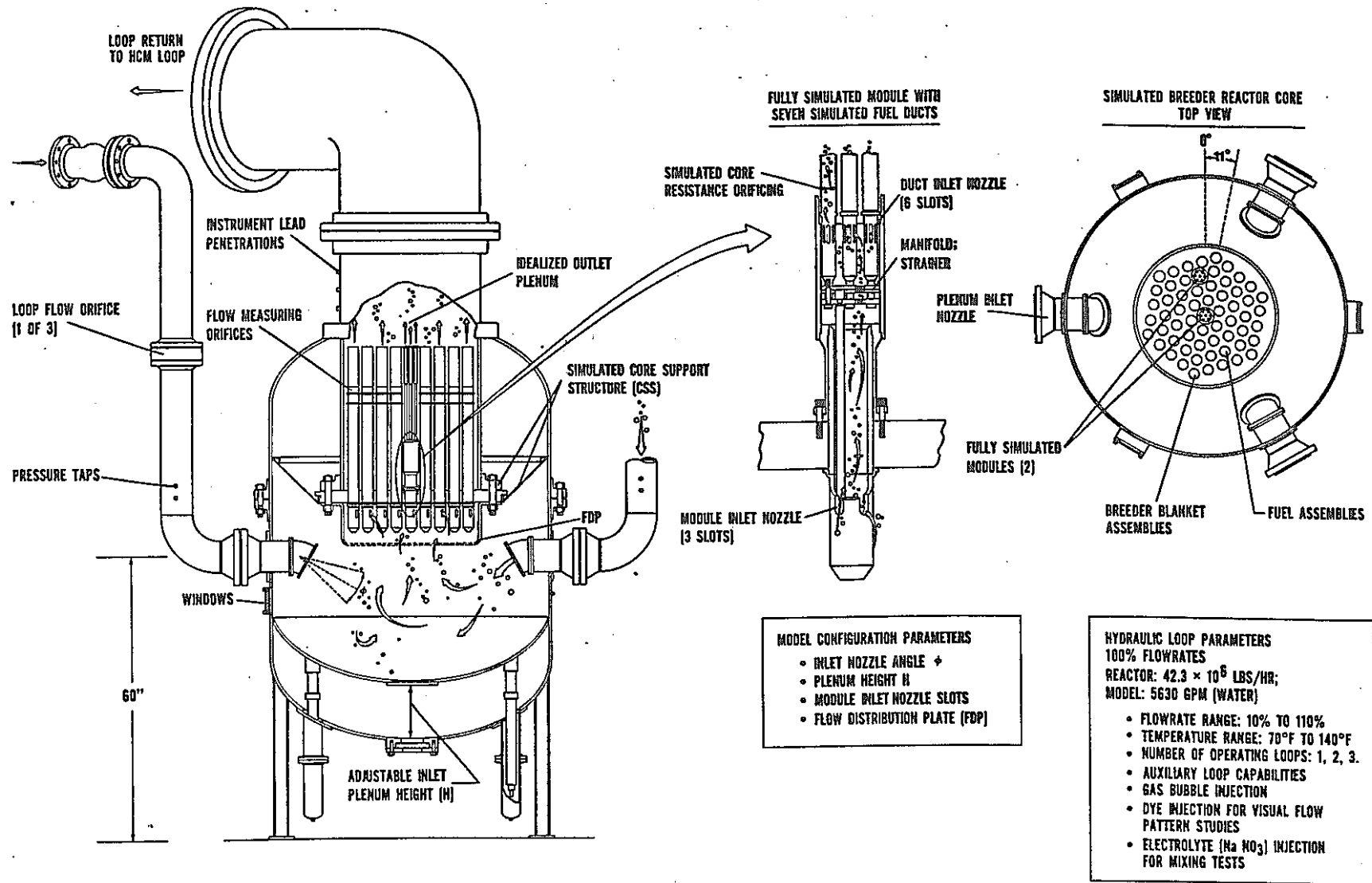


FIGURE 2.1. Inlet Plenum Feature Model (IPFM) of the Clinch River Breeder Reactor (CRBR).

添 付 資 料

サーマル・ストライピングに関する日米共同研究
(DOE提案)

本提案はS. 56年11月に開かれたDOE/PNCプラント経験W/Gで米側から出たもので、S. 57年9月末日までに返答することになっているもの。

1. 概要および背景

- 試験は計装管を改造し、FFTFの炉心に挿入して行う。
- サーマルストライピングの状態はオンラインで測定(応答性の良いT.C, 歪計を使用)
- 照射後金属表面検査を行なって計装管内の材料損傷を調査する。
- 別途水中試験を行い,
 - 水中とNa中とでの比較をする。
 - FFTFのInstrument tree guide tubesでのストライピング状態を測定する。
 - LMFBRの制御棒案内管でのストライピング状態を確認する。
- サーマルストライピングによる損傷が生じる状態(典型的な例)
 - ΔT (Na) $\cong 100^{\circ}\text{F} \sim 300^{\circ}\text{F}$ ($55^{\circ}\text{C} \sim 167^{\circ}\text{C}$)
 - ΔT (金属表面) $\cong 100^{\circ}\text{F} \sim 200^{\circ}\text{F}$ ($55^{\circ}\text{C} \sim 110^{\circ}\text{C}$)
 - f $\cong 1$ Hz
 - 寿命サイクル \cong 月～年のオーダー
- サーマルストライピングが心配される箇所
 - ミキシングティール, O/R案内管, 計装ポスト(又はtrees),
 - 燃料集合体ハンドリングソケット部, 炉容器出口ノズル, 汲上げノズル

2. 試験目的

2.1 LMFBR一般用

- サーマルストライピングによるひずみとステンレス鋼の疲労寿命に関する炉内実験データを提供する。
- Na中のサーマルストライピングへの、水中データの適用性に関する情報を提供する。
- CRBRPのC/R案内管でのストライピング条件を示す。

2.2 FFTF用

- 燃料集合体の高速流域上部の計装 tree 案内管でのストライピング条件を示す。

2.3 パラメータ

- 冷却材のゆらぎの時間的变化
- 表面ひずみの時間的变化
- 冷却材の流速
- 疲労損傷の程度

3. 共同研究の内容

3.1 DOEが提供するもの

- 試験施設 (FFTFおよびHYDRAUUCS/MECHANICS LAB)
- FFTFのドライバーF/A
- エンジニアリング設計
- データ解析

3.2 PNCが提供するもの

- 製作および試験コストの援助
- 設計とデータ解析への参加

3.3 共同作業

- 試験計画のレビュー (PNCのコメントは取入れる)
- 水中試験のレビューと、それぞれで行なう解析の比較
- 各サイクル毎の炉内試験データのレビュー
- 試験後の破壊解析結果のレビュー
- 試験データの合同評価

3.4 経費分担

1 年 目	D O E		P N C	
	\$ 1.3 M	¥ 3.25 億*	\$ 0.55 M	¥ 1.375 億*
2 "	4.8	12 "	0.30	0.75 "
3 "	3.5	11.7 "	0.22	0.55 "
4 "	0.2	0.67 "	0	0 "
5 "	0.1	0.25 "		
TOTAL	\$ 9.9 M	¥ 24.75 億	\$ 1.07 M	¥ 2.675 億

* 1 \$ = ¥ 250 で換算

経費分担の詳細内訳 (工程ベース)

作 業	工 程 (月)	D O E	P N C	
水中試験モデルの仕様完成 (7本バンドル)	0 - 2	\$ 0.05 M	\$ 0.035 M	¥ 8.75 百万
水中試験モデルの製作	2 - 4	0.04	0.075	18.75
水中試験の完了	4 - 7	0.55	0.05	12.5
OTA改造設計の完成	0 - 9	0.35	0.2	50
OTAコンポーネントの製作	9 - 15	0.16	0.28	70
OTAの組立	15 - 21	0.05	0.1	25
F F T F N サイクル照射, データ解析, 報告	23 - 27	2.9	0.11	27.5
" N + 1 "	28 - 32	2.9	0.11	27.5
N + 2 "	33 - 37	2.9	0.11	27.5
計	37ヶ月	\$ 9.9 M	\$ 1.07 M	¥ 2.675 億

(注1) OTA = Open Test Assembly

(注2) 1 サイクル 4ヶ月 { 3ヶ月 - 照射
1ヶ月 - 降温

(注3) 実質的な照射期間は11ヶ月

4. 実験設計

4.1 試験装置

- (1) 水中試験 — HEDLのHYDRAULIC/MECHANICS LAB
供試体 ① LMFBRのC/R案内管, ② FFTFの計装 tree 案内管
- (2) 炉内試験 — FFTF (Fig. 1)

4.2 C/R案内管の水中試験 (Fig. 2)

- 計装管を改造して模擬
- 炉内 Na 中試験データとの比較から水中との相関をとり, 炉内条件でのC/R案内管のストライピング条件を把握する。
- CRBRPの実寸大7本アッセンブリを使う。 (Fig. 3)
- CRBRPのC/R案内管は周辺のF/Aからの高温Naによってストライピングが誘発されるので, 計装管は冷水に入れる。
- 温度測定は炉内試験と合わせる。
- 流速を測定 — C/R案内管でのストライピングは, 案内管とF/Aの流速比に大きく左右される。

4.3 計装 tree 案内管の水中試験 (Fig. 4)

- FFTFの実寸大7本アッセンブリは, CRBRPの7本アッセンブリで使用した計装管と同じものを使う。
- 計装管は高温水に位置する — FFTFでは, 計装 tree案内管の周辺のダミー集合体からの冷たいNaによってストライピングが誘発される。
- 2種類の計測を行う [計装管の有る場合と無い場合] (Fig. 5, 6)
 - 計装管によって誘発される振動を考慮するため。
- 温度をトラバースする。

4.4 改造した計装管 (Fig. 7)

- 改造したOTA計装幹 (F/Aの上にはまる) から成る。
- 7列目の反射体の次の6列目に位置する。

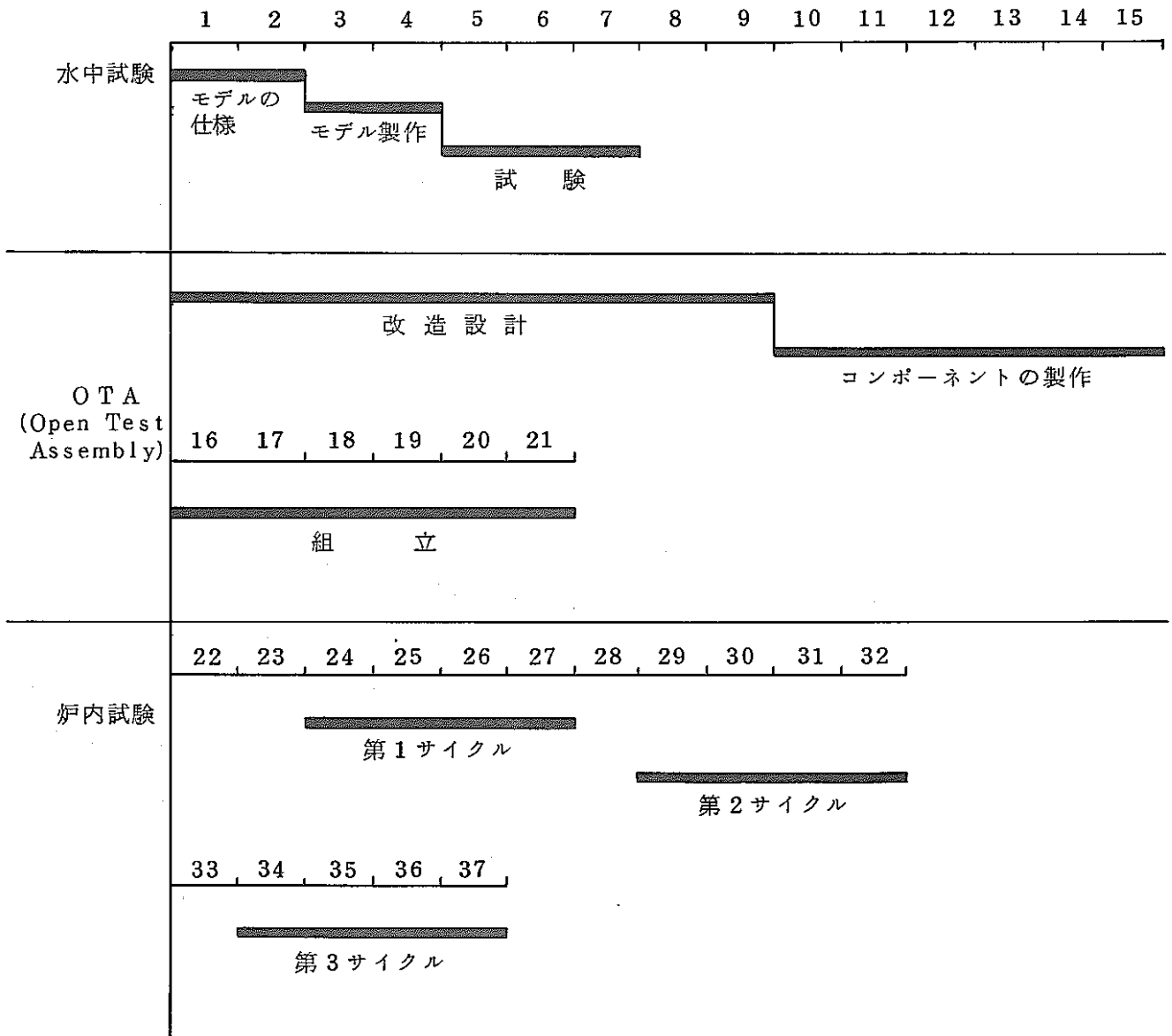
4.5 センサー

- T.C (10本) — 応答時間 50ms
- 誘導式温度計 (3本) — バンド巾 50Hz
- 誘導式流量計 (3ヶ)
- 歪計 (10本) — 高周波応答

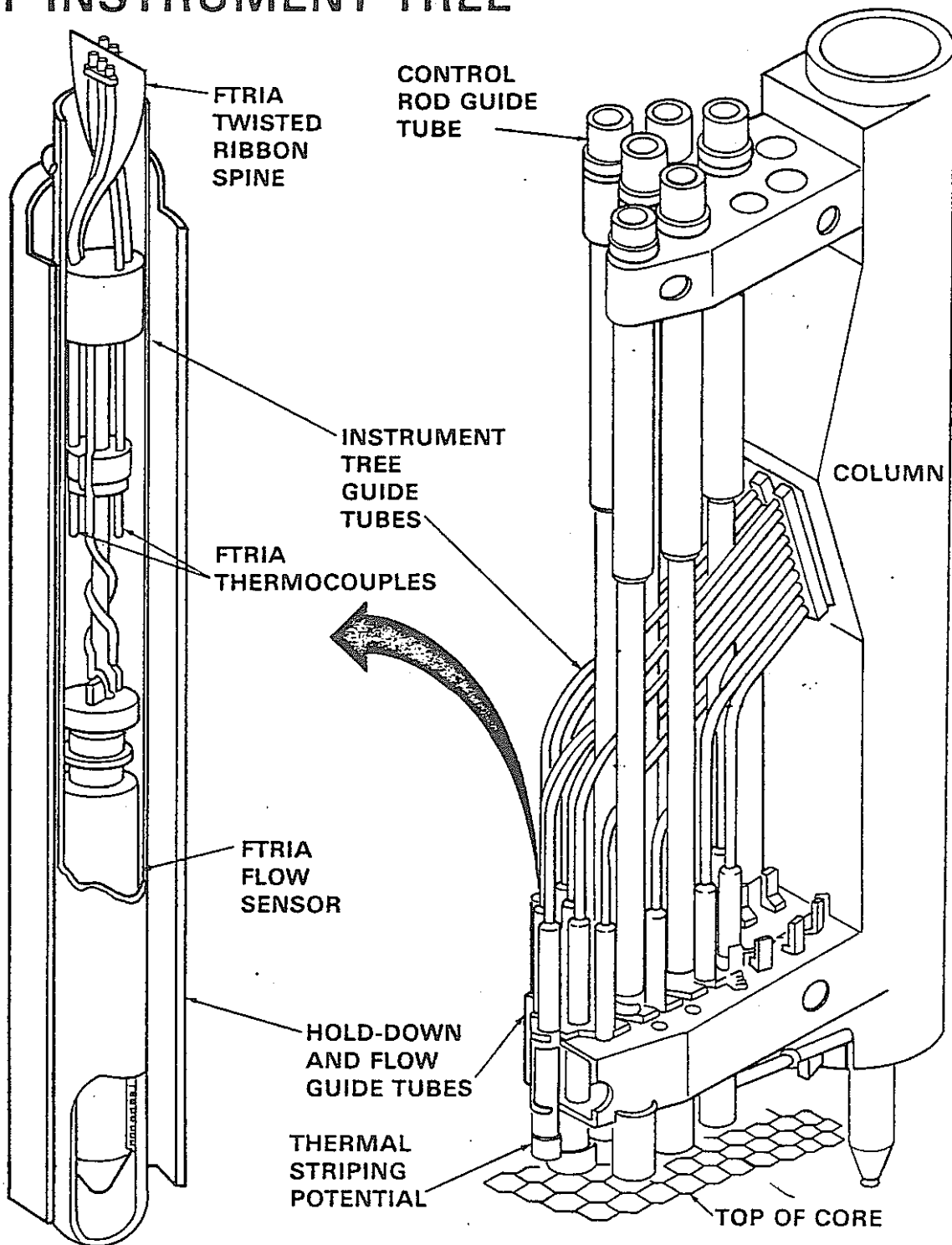
4.6 データ集録

- オンライン
 - 巾広いバンド巾を持つ誘導式温度計 (50Hz)
 - 温度とひずみデータの実時間スペクトル解析
- オフライン
 - Staek の端部やダクト表面の金属表面検査

5. スケジュール (作業開始からの月数)



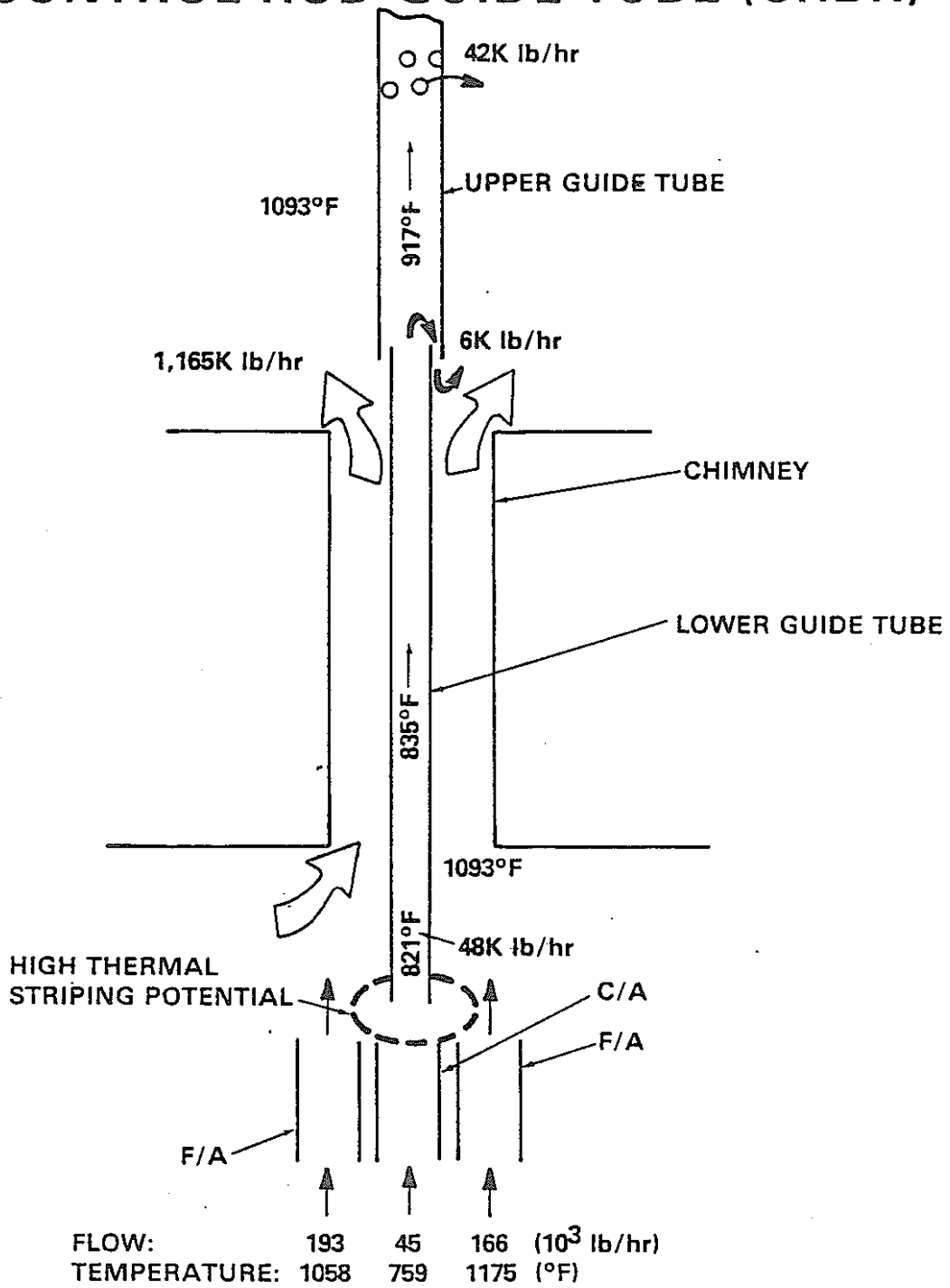
FFTF CORE THERMAL STRIPING BENCHMARK EXPERIMENT FFTF INSTRUMENT TREE



HEDL 8105-188.11

Fig. 1

FFTF CORE THERMAL STRIPING BENCHMARK EXPERIMENT CONTROL ROD GUIDE TUBE (CRBR)



F/A - FUEL ASSEMBLY
C/A - CONTROL ASSEMBLY

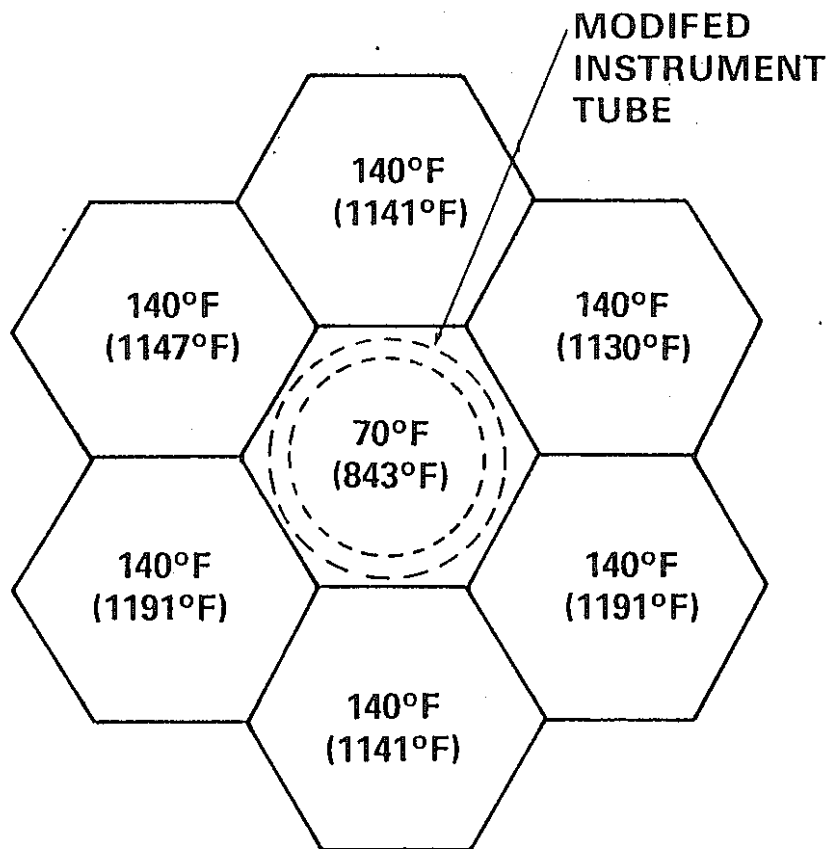
POTENTIAL $\Delta T \approx 300^\circ\text{F}$ TO 400°F

HEDL 8105-188.10

Fig. 2

FFTF CORE THERMAL STRIPING
BENCHMARK EXPERIMENT

7-ASSEMBLY TEST MODEL FOR CRBR

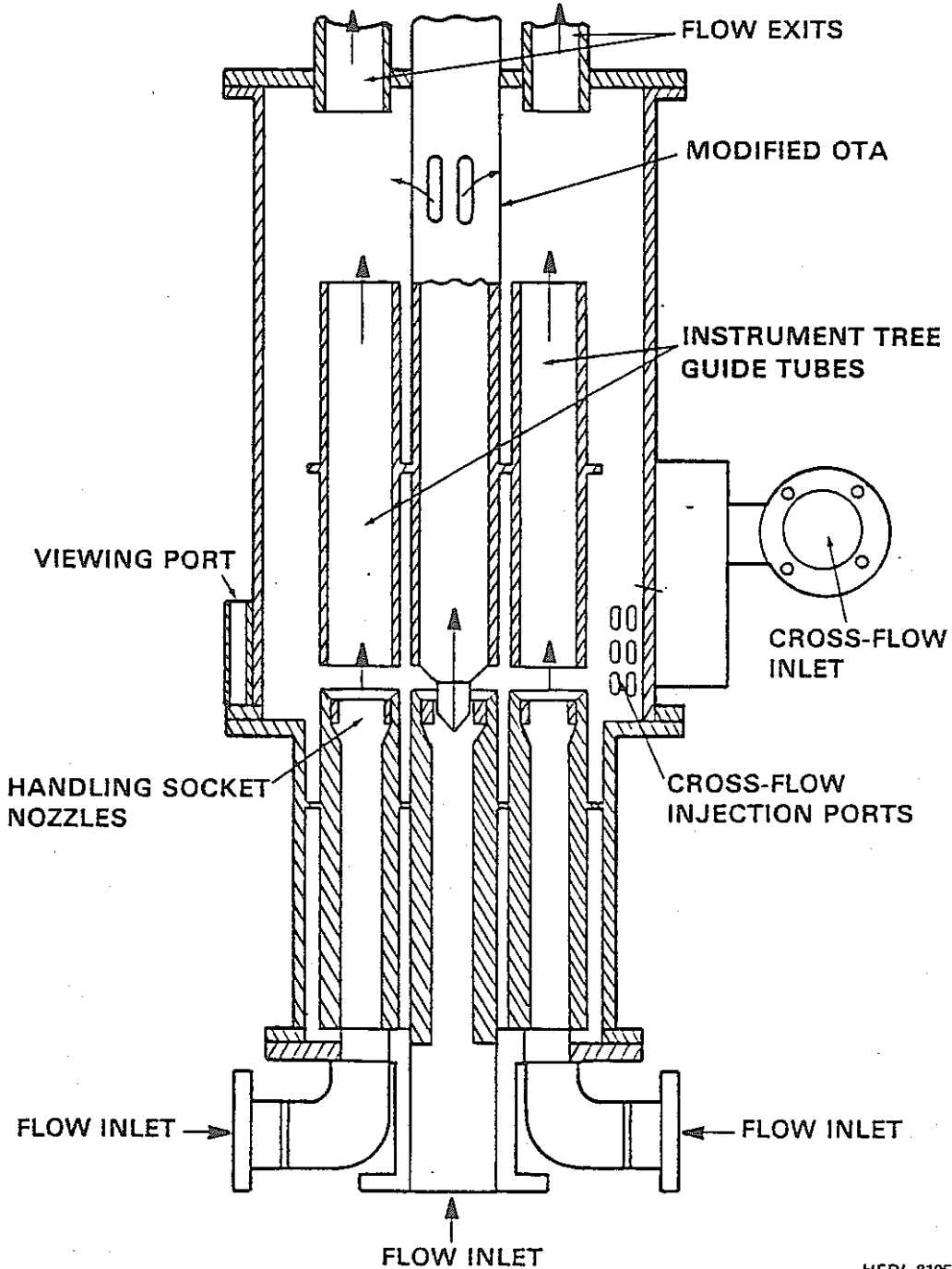


XXX°F - WATER TEST TEMPERATURES
(XXX°F) - TYPICAL SODIUM TEMPERATURES IN CRBR

Fig. 3

FFTF CORE THERMAL STRIPING
BENCHMARK EXPERIMENT

FULL SCALE 7-ASSEMBLY TEST MODEL
FFTF MODEL

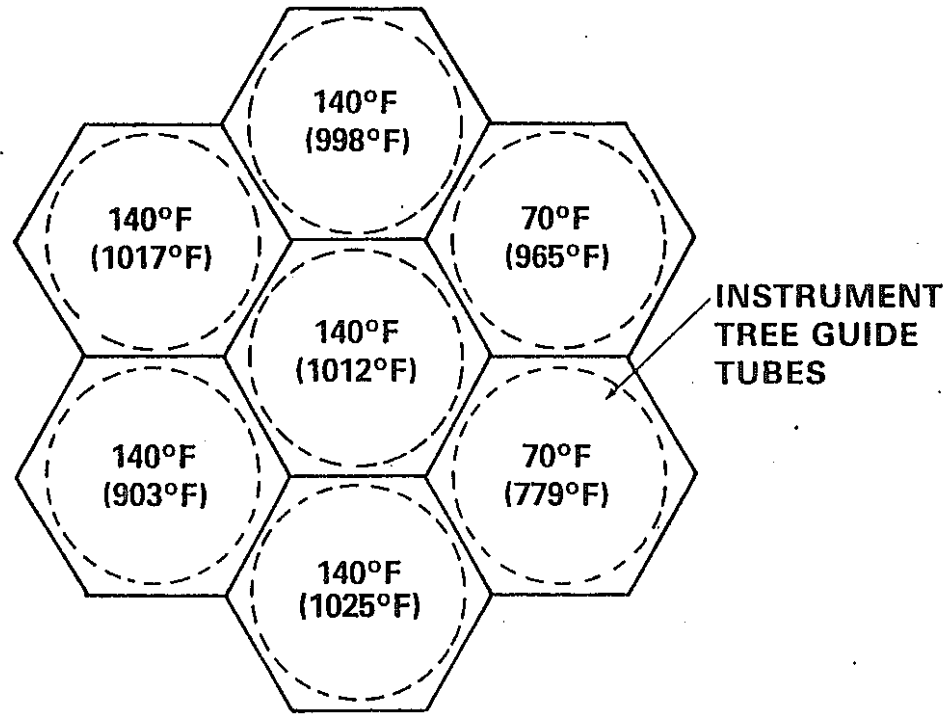


HEDL 8105-188.12

Fig. 4

FFTF CORE THERMAL STRIPING
BENCHMARK EXPERIMENT

**7-ASSEMBLY TEST MODEL FOR FFTF
WITHOUT INSTRUMENT TUBE**



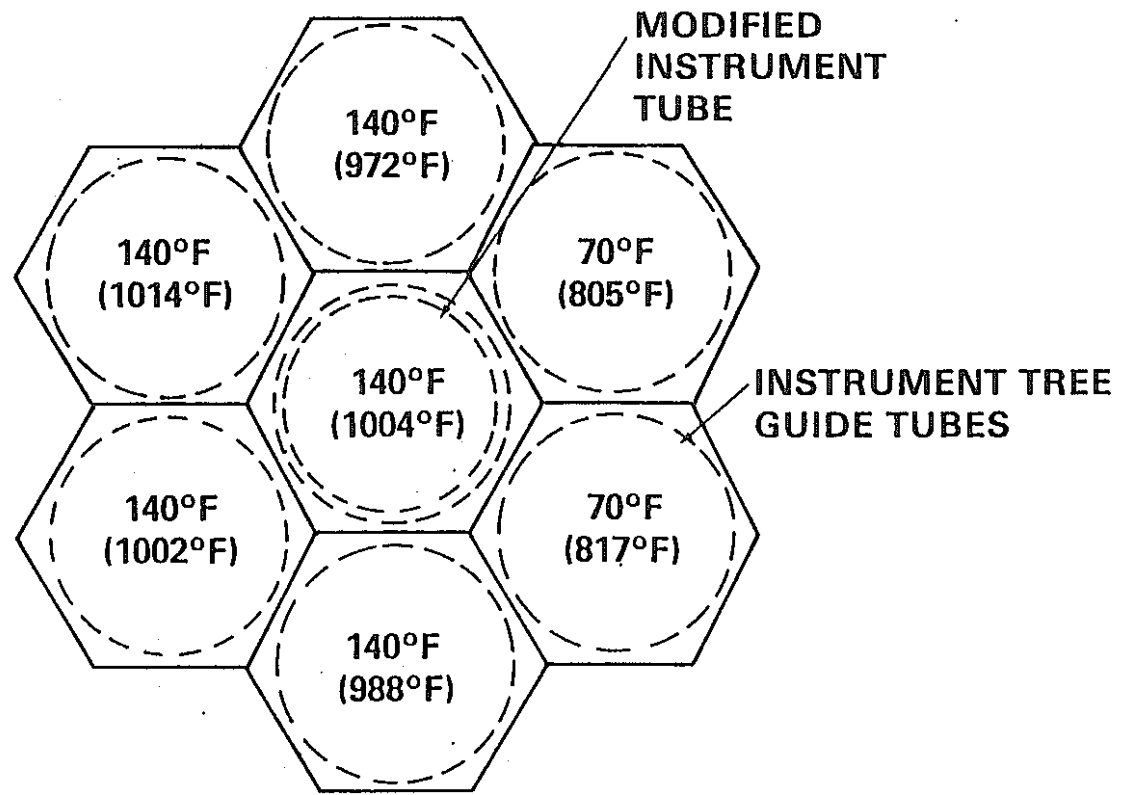
XXX°F - WATER TEST TEMPERATURES
(XXX°F) - TYPICAL SODIUM TEMPERATURES IN FFTF NEAR CONTROL ROD LOCATIONS

HEDL 8105-188.15

Fig. 5

FFTF CORE THERMAL STRIPING
BENCHMARK EXPERIMENT

**7-ASSEMBLY TEST MODEL FOR FFTF
WITH INSTRUMENT TUBE**



XXX°F - WATER TEST TEMPERATURES
(XXX°F) - TYPICAL SODIUM TEMPERATURES IN FFTF AT TEST LOCATION

Fig. 6

HEDL 8105-188.14

FFTF CORE THERMAL STRIPING
BENCHMARK EXPERIMENT

MODIFIED INSTRUMENT TUBE (OTA) AXIAL LOCATION

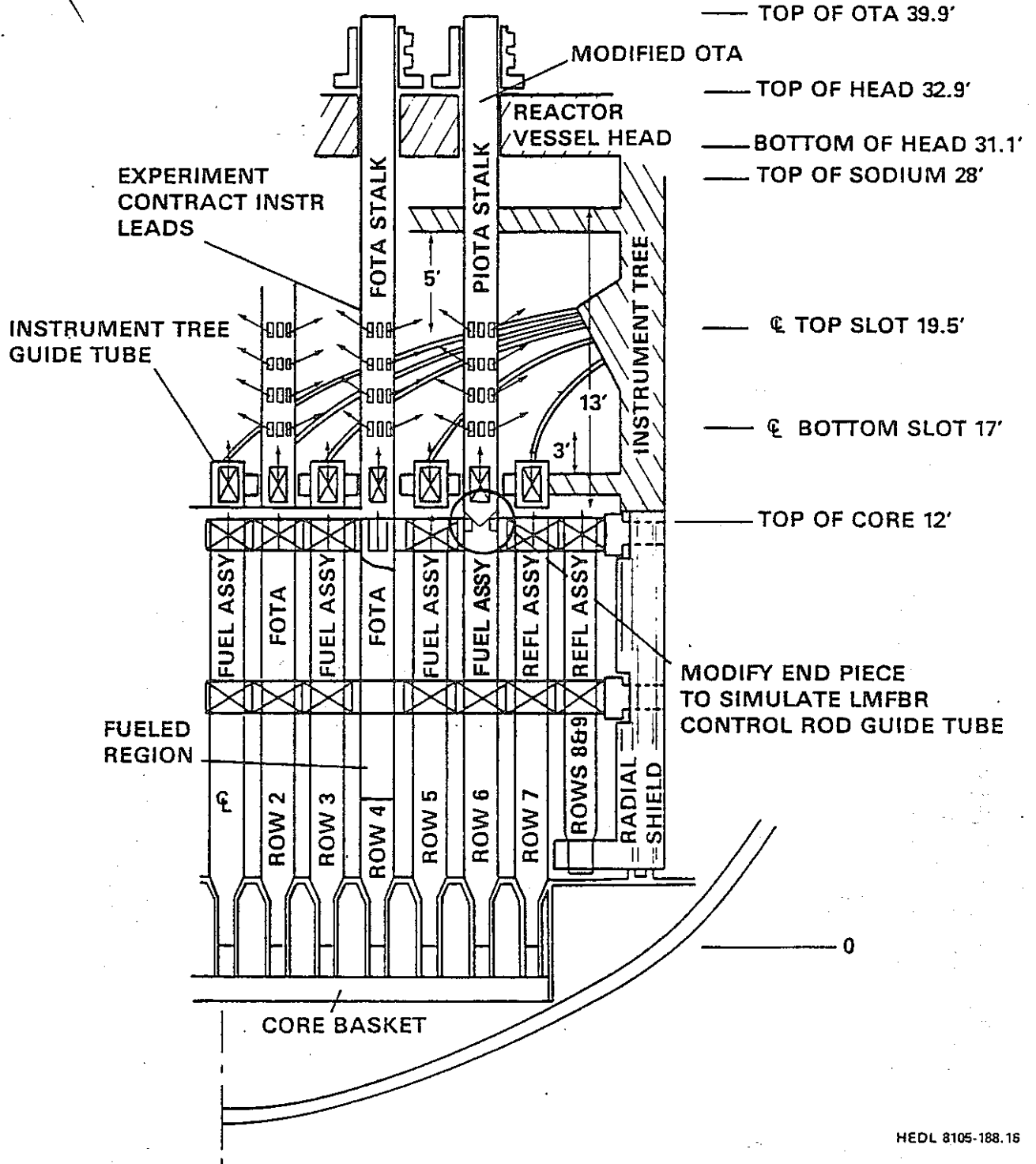


Fig. 7

HEDL 8105-188.15

あ と が き

高速炉設計には他の原子力設備に比べ数々の相違点があり、その代表的なものに冷却材として伝熱性能のすぐれたナトリウムを使用していることがあげられる。ナトリウム流動伝熱に関する基礎研究は、「常陽」、「もんじゅ」に係わる研究開発の一環として、過去10余年間広範囲に推進されてきており、ナトリウムの特性に起因する流動伝熱挙動については、現象の理解および解析評価手法が飛躍的に進展し、下記の如く実機への適用が可能な状態となってきた。

- 「常陽」の運転状態を詳細にわたり把握するための解析手法が整備され、設計手法の妥当性を再評価
- 「常陽」の安全設計に対する裕度の確認および安全評価技術の確立
- 「もんじゅ」の設計条件の詳細化および最適設計化
- 「実証炉」の設計概念の妥当性の検討

今回の会議においては、流動伝熱現象のうち構造設計へのインパクトが大きく、各国原子炉設備設計で重大な関心が払われている原子炉容器内サーマルストライピング^{注1)}およびサーマルストラティフィケーション^{注2)}に関し検討がなされた。表1には、討議の結果得られた日一米間の共通点および相違点を示す。

注1) ここに言うサーマルストライピングとは、原子炉定格運転時において炉料出口部に存在する大きな温度差が原因となり、原子炉上部プレナム内に位置する構造物に対して、疲労強度上問題となる大きな温度ゆらぎを引起す現象である。将来炉(LDP)の炉心上部機構として、チムニータイプを示向している米国は、現在サーマルストライピングに対し大きな関心を払い各種研究開発に着手している。

注2) サーマルストラティフィケーションとは、原子炉スクラム時等の非定常時、燃料出口温度の大きな低下がもたらす原子炉上部プレナム内部の層化流動現象である。この状態はプレナム内部に生ずる不均一温度分布のみならず、システム全体の熱過渡条件に対して大きな影響を持つものであり、設計条件の合理化を行なうため、「もんじゅ」は現在重大な関心を払っている。

これらの現象は、いずれも炉心に形成される高温度・高温度差という高速炉に特徴的なものであり、又将来炉においてもループ型、プール型のいかんを問わず共通した問題である。設備設計上、構造強度信頼性を高め、一方では設備コストを低減するために、解析評

価技術の向上をはかりることが今後とも必要となろう。

現在までの日本、米国における関連試験研究の特徴は、次の様であった。

- (1) 現象の理解のためにスケール効果、流体物性値効果等の支配因子のパラメータサーベイが実施された。
- (2) 相似則の適用により実験結果の実機設計への適用が検討された。
- (3) 現象解析用の多次元流動伝熱解析コードが開発され、^{注3)}解析モデル化手法も含め検証が行なわれ、設計用コードのチェック用コードとしての機能を持つに至った。
- (4) 実機設計用の多次元流動伝熱解析コードが開発され、^{注4)}検証・整備がなされた。

注3) チェックコードとして米国ではCOMMIX，日本ではNAGARE，COMMIXがある。

注4) 設計コードとして米国ではVARR-II，TEMPEST，日本ではSKORT-II，THAUPR等がある。

現在ある各種流動伝熱解析コードのベースとなったSOLAコードが、米国ロスアラモスで開発された10年前、プレナム内の流動伝熱状況を解析的に知る手段を持たず、モックアップ実験結果に外挿性を持たせ実機に適用していたのが実情である。当時は試験過程において構造最適化のための変更が必要となった場合等、再度試験モデルの変更を行なった上で試験が行なわれると言った時間的にもコスト的にも自由度のない状態であった。ところが、「もんじゅ」の詳細設計段階においては、計算機の飛躍的進歩に合わせて流動伝熱関係の数値解析が設計に取り入れられ、今日に至っている。

今後の実証炉関係の設計においては、構造の選定、設計条件の決定、安全設計評価等あらゆる設計フェイズにおいて、計算解析による評価が利用されることが予想されるが、以上の観点から今後の研究課題を以下に示す。

- (1) 解析コードの汎用化をはかり、概念設計段階における構造最適化のための手段を提供する。
- (2) 自然循環等複雑な流動伝熱現象を詳細にわたり把握することができるようコードの整備を進めるとともに、関連基礎試験を並行して実施し、モデル化手法を確立し、その信頼性を高める。

又、今回の日米間のコンセンサスを基にして、より広範囲な分野での国際交流をはかり、情報の活用を行なうことが望ましく、特に安全評価の分野においては国際的視野に立ったコンセンサスが早急に必要であり、それが高速炉実用化への最も効率的なアプローチになるものと考えられる。

	サーマル ストライピング		サーマル ストラティフィケーション	
	日 本	米 国	日 本	米 国
(3)設計対応 対象設備	「もんじゅ」	「FFTF」「CRBRP」「LDP」	「もんじゅ」	「CRBRP」「LDP」
評価対象	炉心上部機構下端部	炉心上部機構(UIS)全域 燃料集合体上端部 炉容器出口ノズル部	炉容器出口ノズル部 炉容器胴部 内筒 炉心上部機構胴部	炉容器出口ノズル部 配管 IHX
原因	燃料-制御棒間の温度差のある流れ衝突	LEAKAGE GAP からの下部漏洩	スクラム時の流量及び燃料出口温度の低下	
構造パラメータ	形状：燃料集合体出口部，炉心上部機構の構造		内筒高さ，フローホール形状	VIS-COREギャップ
構造対応	INCONEL-718	INCONEL-718(FFTF, CRBRP) D9, SUS熱処理材(LDP?)	内筒高さ，フローホールパターン の最適化等	ギャップ寸法の制限
評価内容	各位置における，温度振幅 ΔT ，周波数F，熱伝達率 a		出口ノズル部温度変化率 炉容器軸方向温度分布 ストラ界面における温度ゆらぎ	出口ノズル部温度変化率
評価手法	実験より各位置におけるストライピング条件(ΔT , F)を定め，温度ゆらぎをSIN波として想定し，適当な a を設定しメタル内部温度分布の計算を行なう。この時の ΔT は統計的に処理されたもの，Fは応力が最大となる支配的な値を選ぶ	TEMPEST, VARR-II等の解析コードより流速場を求め a を設定する。この値と，水試験より得られた温度ゆらぎのアナログデータを直接入力条件とし，FEM時刻歴解析を実施し，メタル内部温度分布を計算により求める。	実験結果により検証された解析コードにより実機熱過渡特性を計算により求める。これに安全裕度を考慮してヒストグラム化を行ない，各位置における設計条件を作成する。	水試験の結果(温度・流速)を直接設計条件として採用

	サーマル ストライピング		サーマル ストラティフィケーション	
	日 本	米 国	日 本	米 国
(1)現象の理解				
基礎試験	実物大・部分モデルによるNa・水試験	実物大・部分モデルによる水試験	実物大及び縮小モデルによるNa・水試験	縮小モデルによる水試験
相似則	形状・流速・温度差	形状, Ri数	Ri数(部分的にPe数)	Ri数(部分的にPe数, En数)
スケール効果	縮小モデルより実機への外挿性無し(流れの場をシミュレートする必要があるため)		実機への外挿は困難	支配因子を標準化させ実機に外挿している。
Na-水効果	水の方が厳しい条件となる (水-Na換算係数を考慮する)	水の方が厳しい条件となる (水のデータをそのまま使用する)	縮小モデルの場合は水試験の方が良くシミュレートする。 Na試験の場合は実物大モデルに限る。	
(2)評価手法の確立				
解析コード	無し	1部簡単な形状に対しTEMPESTによる解析経験有り	チェックコード: NAGARE, COMMIX 設計コード: SKORT-II, THAUPR等 動特性コード: COPD, 等	VARR-II, TEMPEST COMMIX SCC
検証状況		未実施	実施済みもしくは計画中	VARR-IIはあまり良くないようである。TEMPESTは広範囲に検証がなされてきており, COMMIXは1部実施されている。
乱流理論	設計に利用できる程に信頼できる解析手法は無い	K ϵ -Gモデルが有効である (COMMIX)	乱流(K ϵ)モデルは特に必要では無い	
応力評価	全て弾性解析	内部構造物については非弾性解析も採用	全て弾性解析	内部構造物については非弾性解析も採用