

PREDICTIONS AND EXPERIENCE OF CORE DISTORTION BEHAVIOUR
—発表論文の要約集—

IWGFR SPECIALISTS MEETING 1-4 Oct. 1984
SOUTH MANCHESTER, ENGLAND

1984年12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下さい。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

計画管理部技術情報室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Information Service

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo, Japan



1984年12月

PREDICTIONS AND EXPERIENCE OF CORE DISTORTION BEHAVIOUR
—発表論文の要約集—

IWGFR SPECIALISTS MEETING 1-4 Oct. 1984
SOUTH MANCHESTER, ENGLAND

池上哲雄* 中川雅俊** 碇本岩男***

要 旨

IAEA / IWGFR 主催の「炉心変形挙動に関する予測と経験」に関する専門家会議が10月1日から4日間にわたって英国において開催された。

本専門家会議には、9か国から22名の参加者があり、日本からは、池上（PNC）、中川（NAG）、碇本（MAPI）の3名が参加した。

会議には合計27件の論文が発表された。これらの論文は追って正式に印刷されたものが発行される予定である。しかしながら、論文の数が多く、量的にもかなりなものになるため、ここに、各論文の要約集を作成した。

この要約集を読んで、興味のある論文についてはより詳細に、フルペーパーを読む、という手順を踏むと時間及び労力の節約になると想え、本要約集を作成した。また、本要約集だけでも、この分野における、現在の世界的な動きや進展状況が理解できるはずである。

関係者の一助になれば幸いである。

* 大洗工学センター高速実験炉部

** 日本原子力事業㈱、NAG総合研究所

*** 三菱原子力工業㈱

目 次

1. 論文リスト	1
2. 論文要約	6
3. 専門家会議の結論	82
4. 専門家会議としての提案	83
5. 付録 炉心拘束法の分類	84

1. 論文リスト

SESSION 1: OVERVIEW OF NATIONAL PROGRAMMES

- 1-1. UK Overview Paper — R. G. Anderson
- 1-2. "Overview of the Design of Core Restraint Systems"
(De Be Ne Review Paper)
— J. Heinecke
- 1-3. "Presentation of the Studies of the Mechanical Equilibrium of a French Fast Reactor Core"
— A. Bernard, J. P. Van Dorsselaere
- 1-4. "An Overview of the Indian Programme Related to Fast Reactor Core Mechanical Behaviour"
— S. Govindarajan et al
- 1-5. "Prediction of PEC Core Mechanical Behaviour"
— F. Cecchini et al
- 1-6. "Review of the Activities in Japan"
— T. Ikegami
- 1-7. "Overview of Core Designs and Requirements/Criteria for Core Restraint"
— W. H. Sutherland
- 1-8. USSR
— Yu. K. Buksha et al

SESSION 2: CALCULATION METHODS FOR CORE DISTORTIONS AND MECHANICAL BEHAVIOUR

2-1. ARKAS : A Three-Dimensional Finite Element Code for the Analysis of Core Distortion and Mechanical Behaviour

— M. Nakagawa

2-2. "Calculational Methods for Core Distortions and Mechanical Behaviour"

— W. Sutherland

2-3. "Development and Application of the CRAMP code for Fast Reactor Core Assessment".

— J. C. Duthie

2-4. "Presentation of the Calculation codes of the Mechanical Equilibrium of a French Fast Reactor.

— A. Bernard, J. P. Van Dorsselaere

2-5. R. Di-Francesca/A. Martelli

2-6. USSR

— Yu. K. Buksha et al

SESSION 3: VALIDATION AND QUALIFICATION METHODS

3-1. "A review of the UK Core Mechanics Experimental Program"

— W. D. Barnes

3-2. "Experimental Validation of the HARMONIE Code"

— A. Bernard/J. P. Van Dorsselaere

3-3. Bench mark calculations

— R. G. Anderson

SESSION 4 : DESIGN AND EVALUATION OF CORE STYLES

4-1. "Design Implications of Core Mechanical Behaviour"

— S. Govindarajan

4-2. "Evaluation of Core Distortion in FBR"

— I. Ikramoto

4-3. "Design of the SNR 300 Core Restraint System"

— J. Heinecke

4-4. "CDFR design and the performance implications of extended fuel
burn-up"

— W. D . Barnes

4-5. R. Di-Francesca/A. Martelli

4-6. "Parametric Studies on the Core Mechanical Equilibrium"

— A. Bernard/J. P. Van Dorsselaere/
E. Francillon

SESSION 5 : OPERATING EXPERIENCE

5-1. "Experience on PHENIX in the field of the Core Mechanical Equilibrium"
- A. Bernard/J. P. Van Dorsselaere

5-2. Bowing Behaviour of Sub-Assemblies in the Experimental Fast Reactor-
"JOYO"
- T. Ikegami

5-3-1. "A review of PFR Core Distortion Experience"
- R. G. Anderson

5-3-2. "

5-4. Preventive Measures for Avoiding Handling Problems from the Operator
Jiew

5-5. USSR

2. 論 文 要 約

No.	1 - 1
-----	-------

題名	UK Overview Paper		
著者	R. G. Anderson	国名	英 国

- core support system は次の 3 つに分類される。
 - ① fairly loose arrangements allowing free distortions
.....例 PFR
 - ② tight arrangements with low distortions and substantial restraint loads例 FFTF
 - ③ intermediate "natural" restraint 例 Phenix series
- 8 a/o burn up までは比較的 swelling の大きい材料でも達成されている。
低 swelling 材の開発が進めば 15 a/o burn up までは達成されるだろう。
- CDFR は passive restrained
- 計算コードは "CRAMP" 検証のため out pile で "CHARDIS" , "CRUPER" の rig を用いて実験している。
- Bench Mark problems を提案したい。

No. 1 - 2

題名	Overview of the Design of core Restraint systems De Be Ne Review Paper	国名	西独
著者	J. Heinecke		

- KNK-II (loop, 58MW) パッド位置: 3, 拘束リング: 1
- SNR-300 (loop, 762MW) パッド位置: 2, 拘束リング: 2
- SNR-2 (pool, 3420MW) パッド位置: 炉心燃料: 1 拘束リング無し
反射体: 2
- Pool type の場合 shielding (軸方向, 径方向共) が必要となる。
 軸方向 shielding 集合体が長くなり, 頂部の変形が大きくなる。
 径方向 " 拘束リングをつけるのがむつかしくなる。
- KNK-II/SNR-300 の設計クライテリヤ
 - 集合体頂部最大変位 10/17 mm
 - 最大永久曲がり 8.3/25 mm
 - 最大パッド荷重 3600/3600 N
 - 最大引抜荷重 20000/20000 N
 - 出力係数 負
 - reactivity jump 1 \$ 未満
- 計算コードとしては
 - FIAT: 2D KNK-II, SNR-300 の設計に使用
 - DDT : 3D 実際にはあまり使われていない
- load pad stiffness と出力係数の関係のサーベイ結果では load pad stiffness が key parameter となることが分った。
- SNR-300 では duct dilation により duct と duct の接触が生じるとの解析結果が出た。これは燃料交換等でしおう予定。

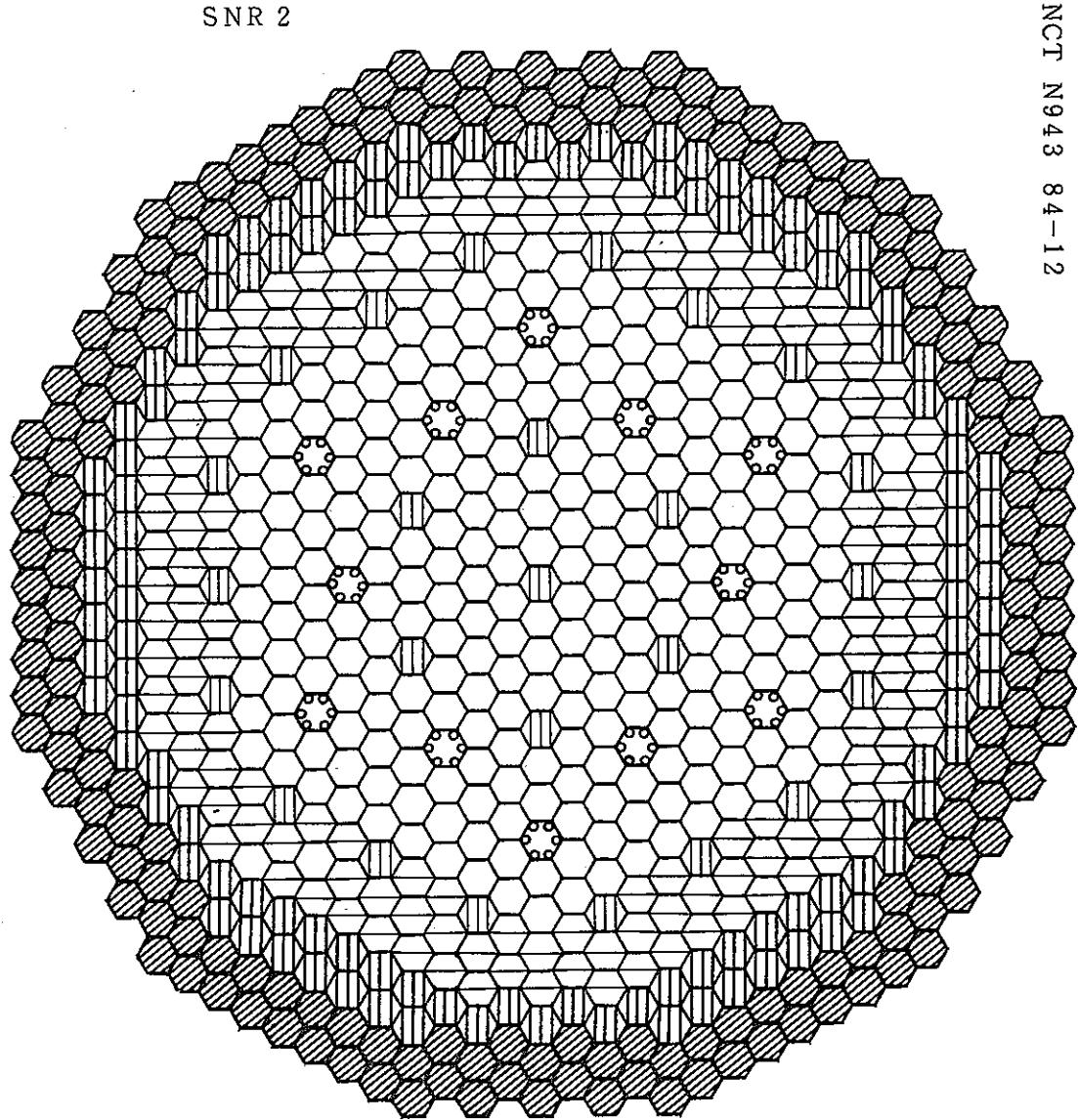
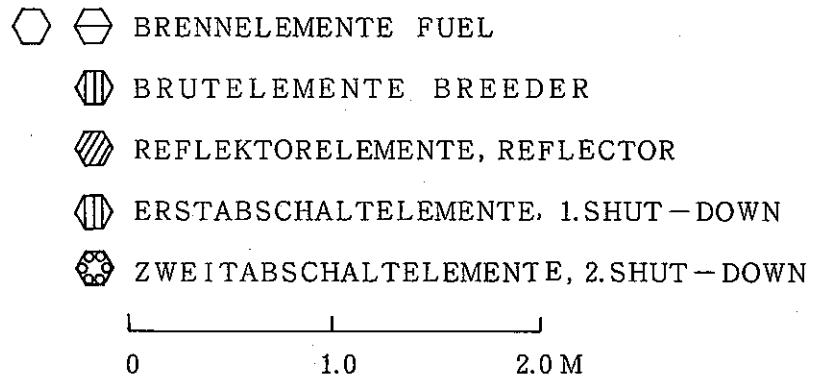


Fig. 1 LAYOUT OF KNK II SNR 300 UND SNR 2

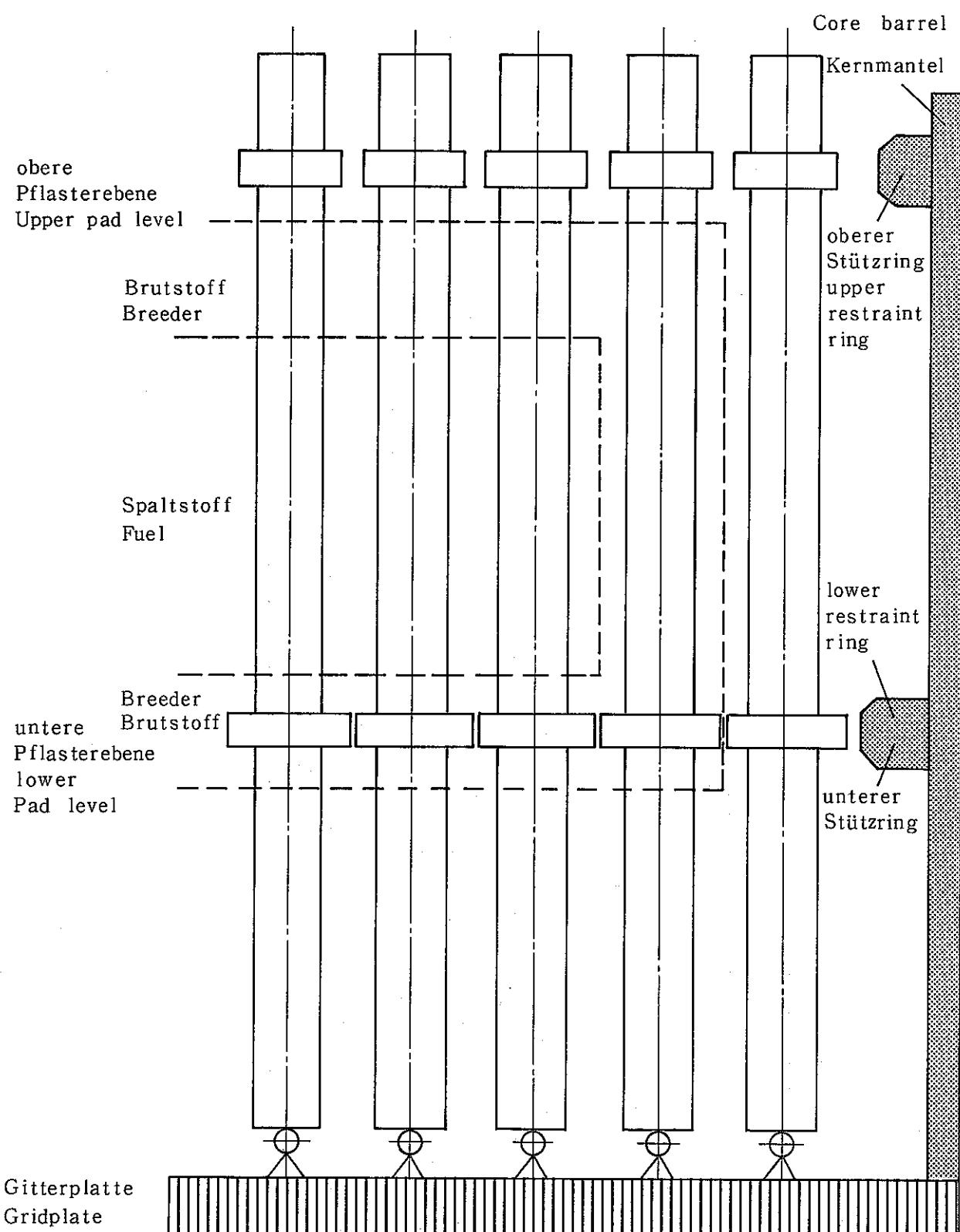


Fig. 3 SNR 300 CORE RESTRAINT SYSTEM

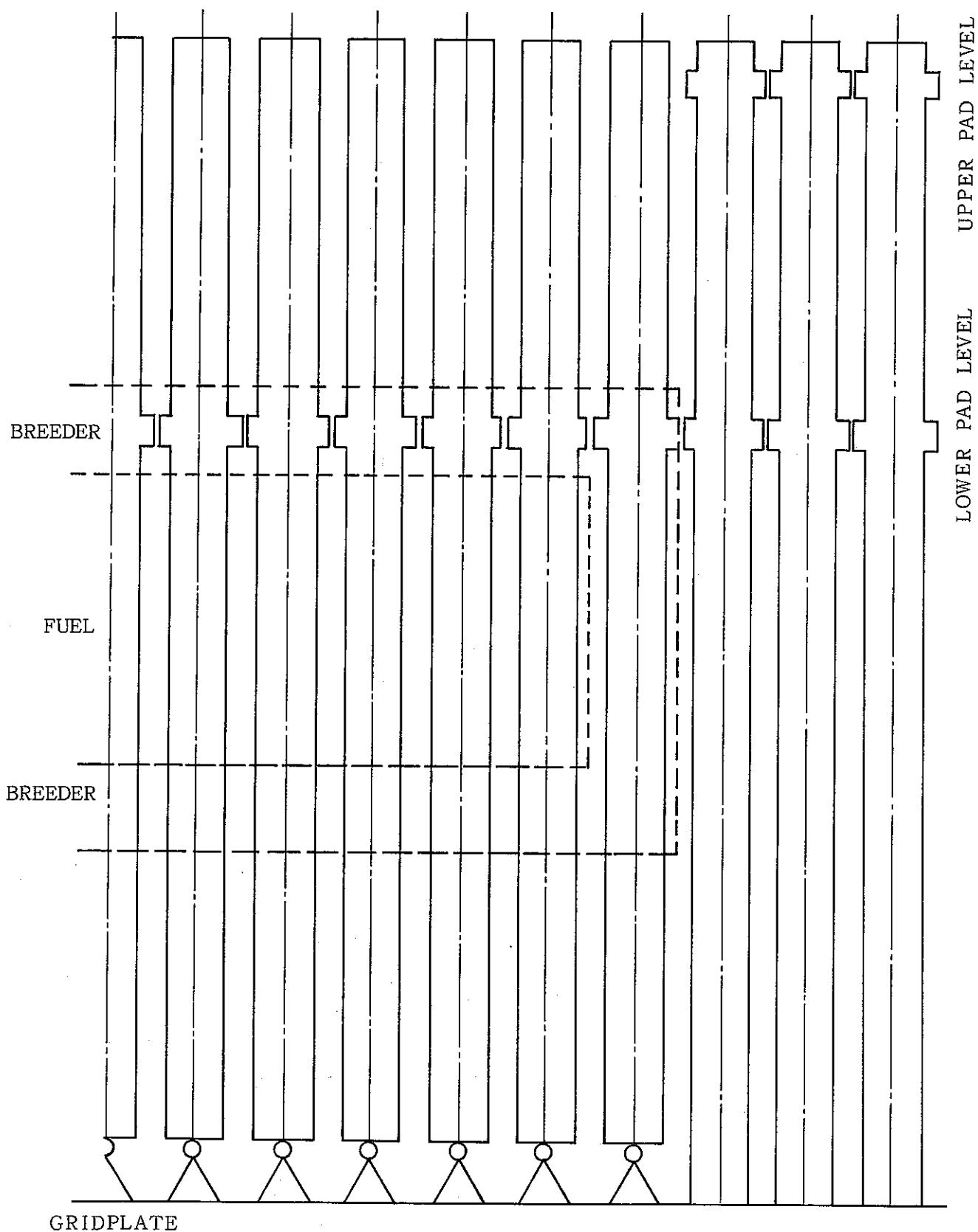


Fig. 4

SNR2

CORE RESTRAINT SYSTEM
PRELIMINARY DESIGN

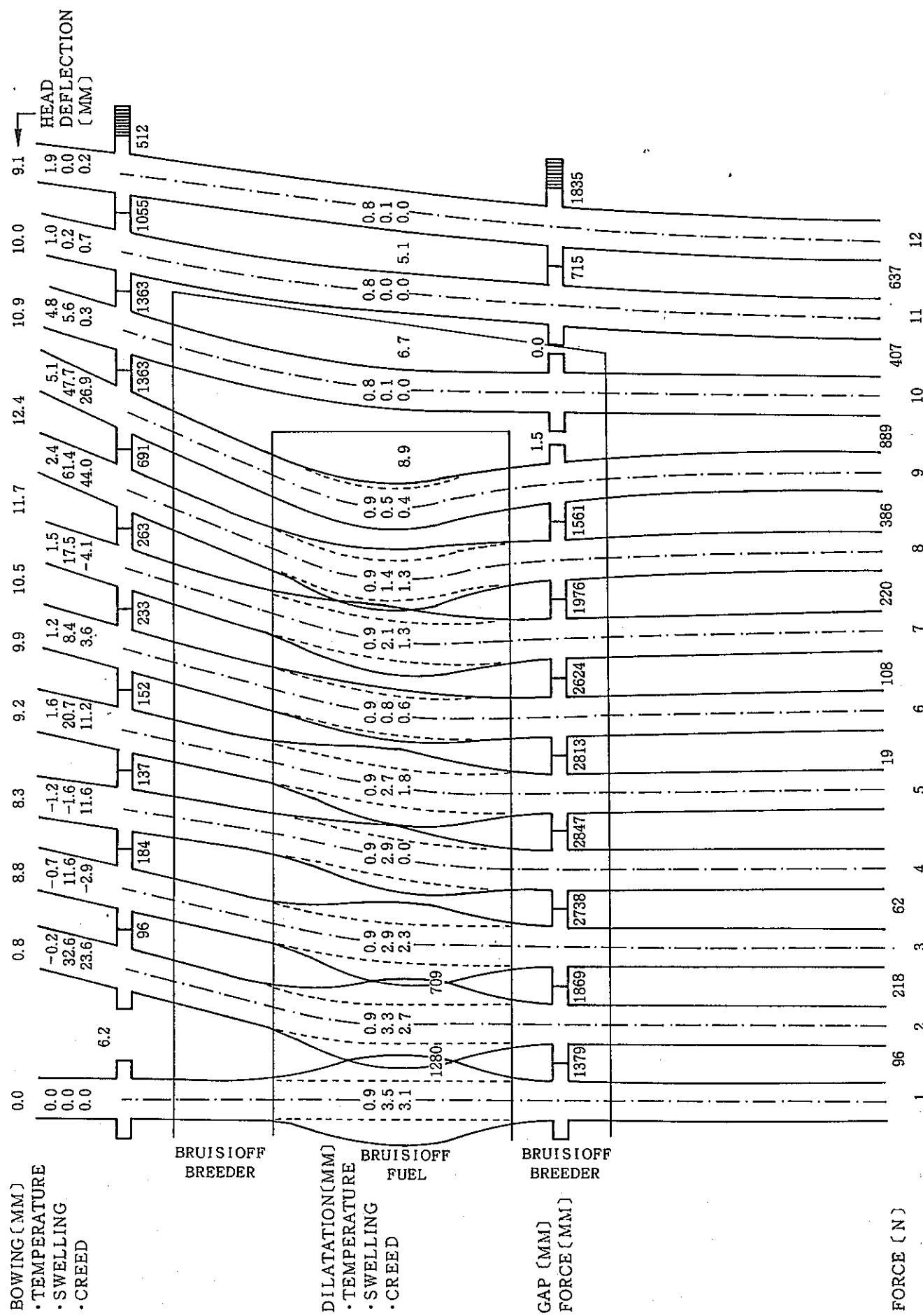


Fig. 7 SNR 300 Mark Ia EOL 100 % POWER

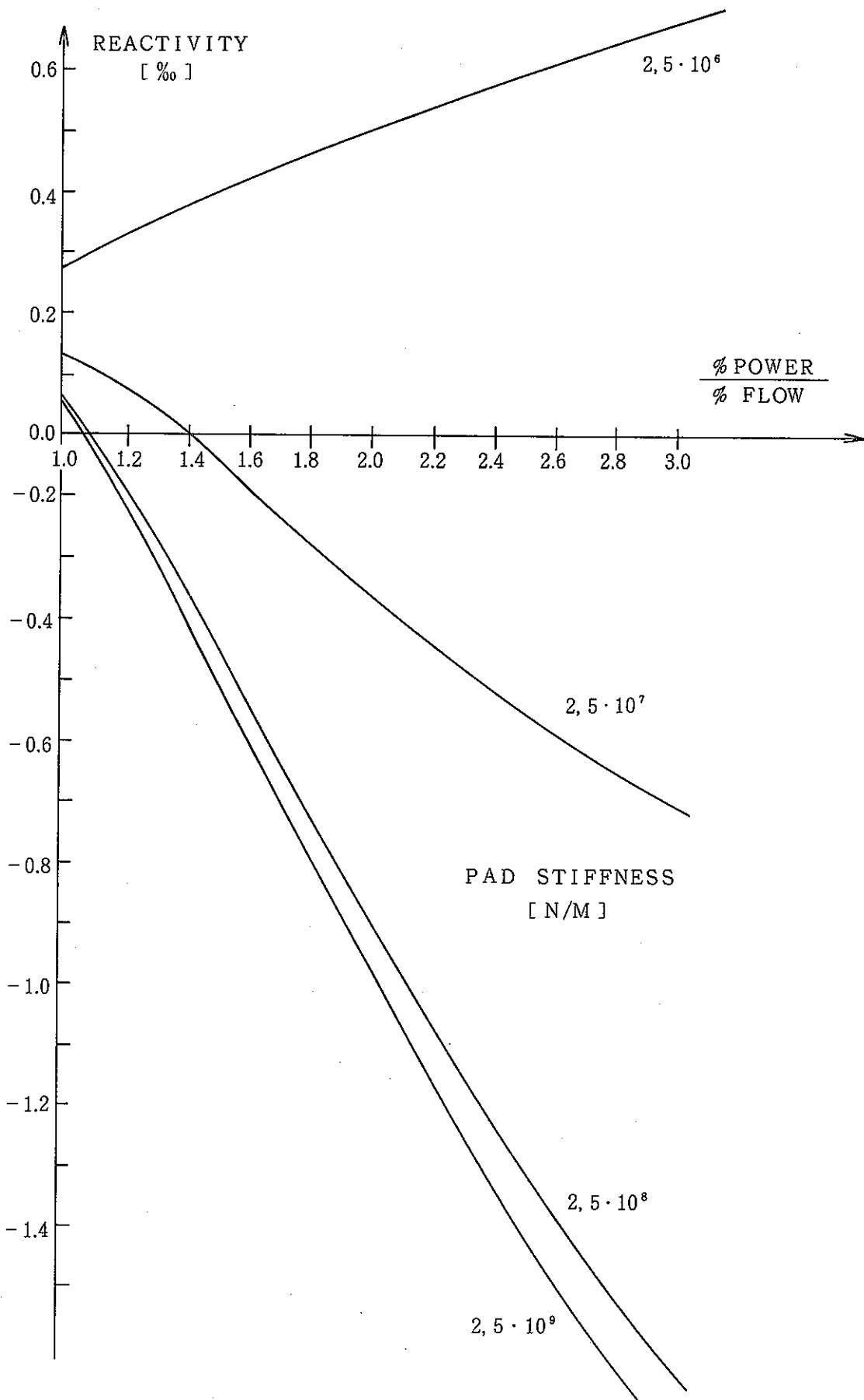


Fig. 8 SNR2 INFLUENCE OF PAD STIFFNESS

No	1 - 3
----	-------

題名	General Presentation of the core Mechanical Behavior Approach in France	
著者	A. Bernard, J. P. Van Dorsselaere	国名 仏

- RAPSODIE free flowering, パッドは炉中心位置
経験 ラッパ管の曲がり, パッドのへこみ, 内圧によるラッパ管のバルジング, 燃交時の頂部変位
- PHENIX 計算コード (ARGO, ORGUE (2 D)) が available となり,
Rapsodie の経験も加えて設計された。
3D code の必要性が強調された。
- SPX-1 frce flowering, パッド位置は 1 つで core のすぐ上,
Ti stabilised 316 cold work 材, 計算コードは
HARMONIE (3 D)
- SPX-2 Phenix シリーズの主な特徴 (下記) はそのまま
 - 支持板に強力な foot (E/N) で挿入されている。
 - パッド位置は炉心上部に 1 つだけ
 - ブランケットやシールディング集合体による "natural" restraint
(= free flowering)
 - SPX-1 との主な違いは shorter spikc (foot が短い) → SPX-2 の集合体の方が stiffer (約 50 %)
 - 最初は 1150 EFPD (~ 3 年) で 180 dpa とするが, 最終目標は 1400 EFPD (4 年) で 220 dpa.
 - SPX-1 は power flattening core
 - SPX-2 は dpa. flattening core

TABLE 1
**GEOMETRICAL SPECIFICATIONS OF FUEL SUBASSEMBLIES
 (SPX1 and SPX2)**

	SPX1	SPX2
Distance between flats	173 mm	178.3 mm
Wrapper tube thickness	4.6 mm	4.6 mm
Total length	5.4 m	4.85 m
Spike length	1.15 m	0.6 m
Pads plane height above diagrid	2.6 m	2.75 m
Height of the end of hexagonal section	3.9 m	4 m
Pads gaps	0.4 mm	0.4 mm

TABLE 2
CORE PERFORMANCES

	SPX1			SPX2		
	LIFE TIME	DOSE	NUMBER OF CYCLES	LIFE TIME	DOSE	NUMBER OF CYCLES
Fuel	640 EFPD	127 dpa	2	1400 EFPD	220 dpa	4
Blankets	960 EFPD 1600 EFPD	75 dpa	3/4/5	1750 EFPD	~ 160 dpa	5

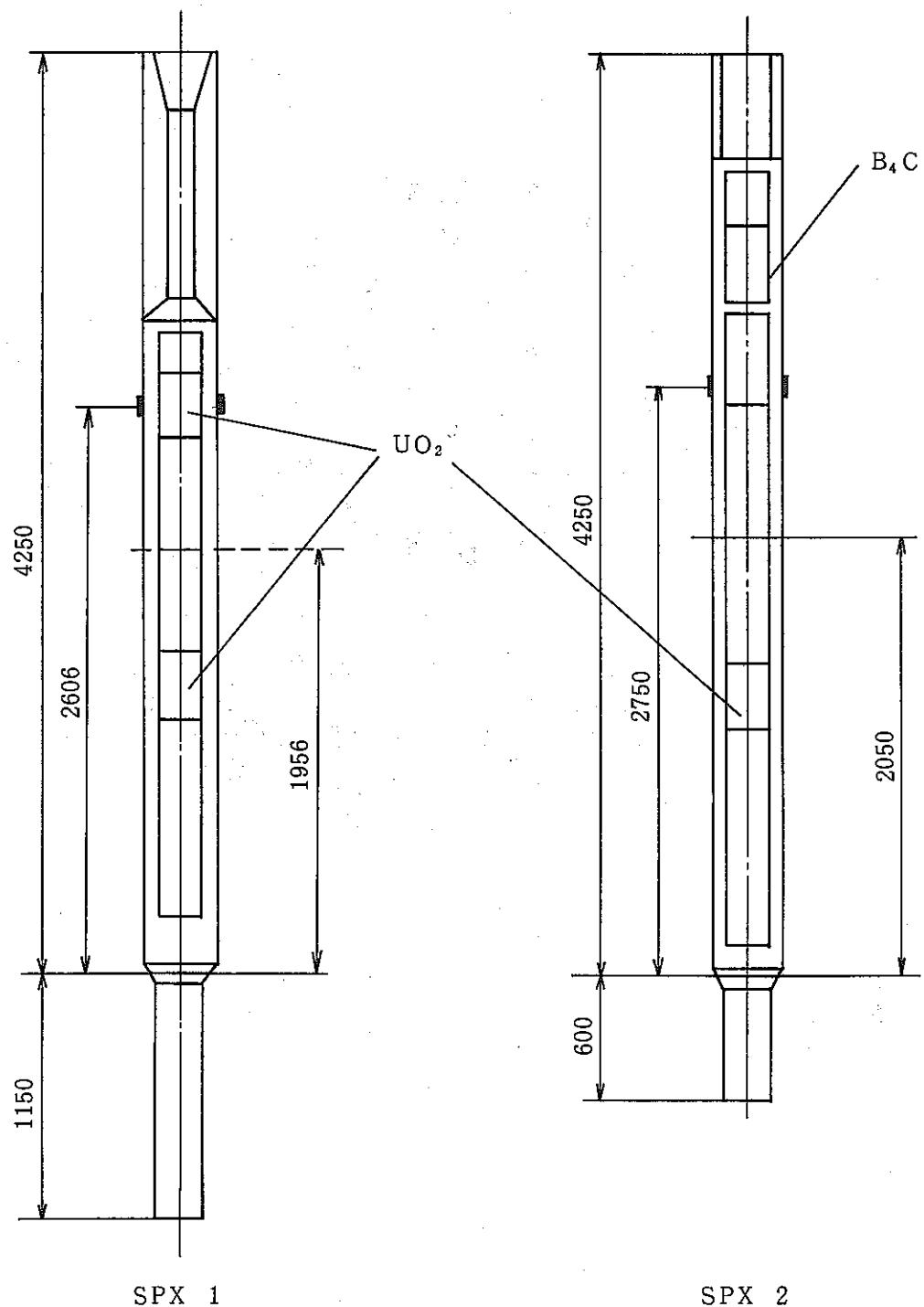
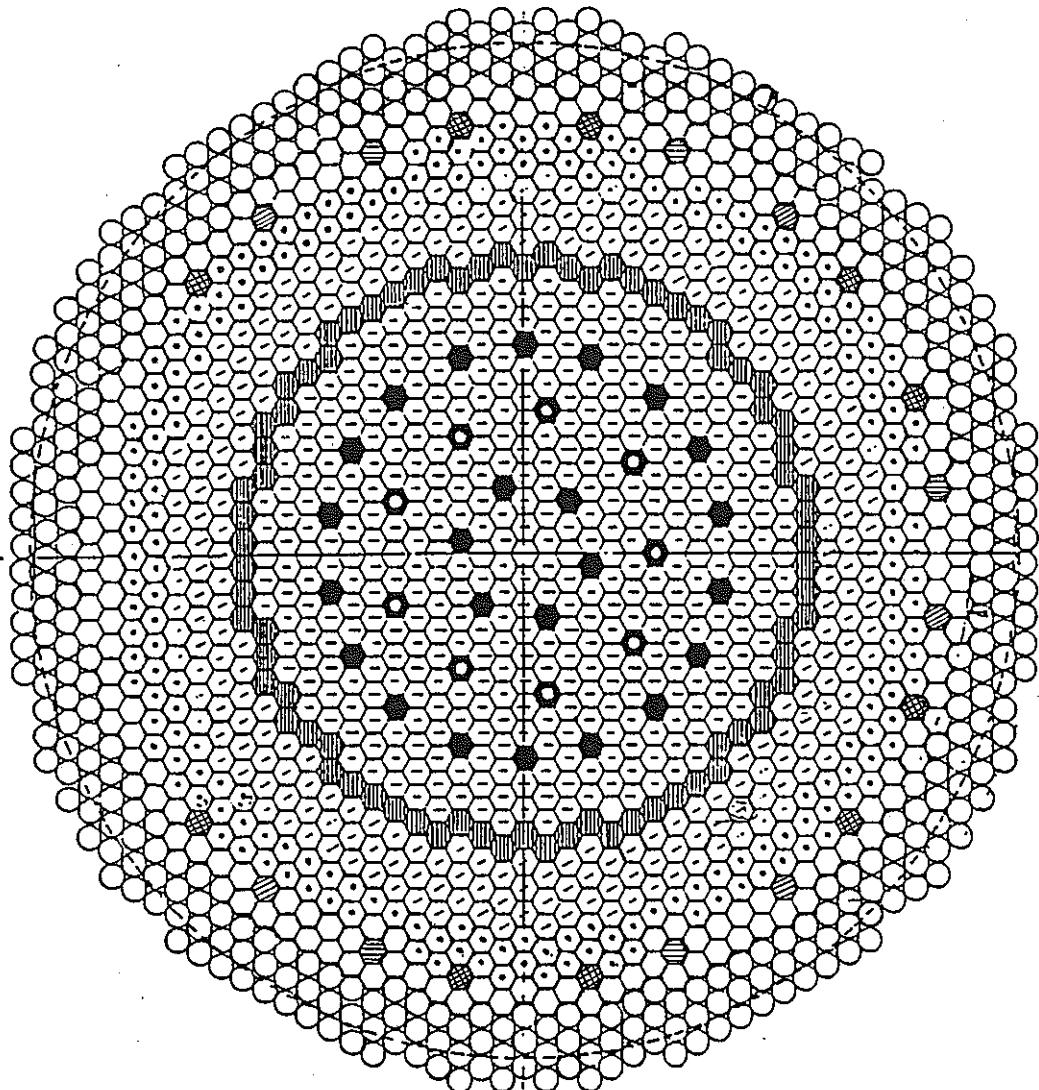


Fig. 1 SUBASSEMBLIES COMPARATIVE DESIGN



DIAGRID	◆◆	24	1147
	◆◆	9	
	○○	388	
	◆◆◆◆	78	
	○○○○	270	
	○○○○	200	
	◆◆◆◆	10	
	◆◆◆◆	5	
	◆◆◆◆	5	
	○○○○	158	
LATERAL SUPPORT	○	396	396

Fig. 2 SPX 2 CORE

No.	1 - 4
-----	-------

題名	An Overview of the Indian Program Related to Fast Reactor Core Mechanical Behavior	
著者	S. Govindarajan et al.	国名 インド

- FBTR (Fast Breeder Test Reactor) 40 MW
French know-how で 1985 年に臨界予定
- PFBR (Proto-type Fast Breeder Reactor) 500 MW
peak flucnce $\sim 1 \times 10^{23}$ n/cm²
材料: 15 Cr-15 Ni-Ti Steel
- 計算コード "BOW" (2 D相当)

No. 1 - 5

題名	Overview of PEC Core Design and Requirements for PEC Core Restraint Systems		
著者	F. Cecchini et al.	国名	イタリア

- P E C (ループタイプ実験炉) 120 MW設計, 建設段階
- anti-seismic design が重要である。
- フランスと協力関係にある。

No	1 - 6
----	-------

題名	Review of the Activities in Japan	
著者	T. Ikegami	国名 日本

- JOYOでの出力係数には出力依存性がみられた。
- 湾曲解析を試みたところ、この出力依存性は湾曲によるものと判明した。
- その他 JOYO では PIE や引抜き荷重の測定が行われている。
- MONJU では設計当初 movable core restraint system の導入が検討されたが、その後炉心変形挙動が明確になってきて、結果的には JOYO と同じ passive 型となった。また、計算コードとしては 3 D もあるが設計計算には 2 Dの方が practical であることから 2 D が主体になっている。
- 大型炉は概念設計の段階だが同じく passive 型でパッド位置、パッド間ギャップを変えたパラメータサーベイを行っている。
- 計算コードとしては DEFLECT (2D), HIBEACON, RAINBOW (以上 3 D) があり更に近年 ARKAS が開発された。これは substructure method を適用しており計算時間の短縮に成功している。

No. 1 - 7

題名	Overview of Core Designs and Requirements/Criteria for Core Restraint Systems		
著者	W. H. Sutherland	国名	米国

◦ 炉心拘束機構の機能的 requirement として以下の 4 項目がある。

(i) 反応度制御

- 全出力レベルで出力係数が負
- ステップ投入反応度は燃料ピンの損傷に対するリミット以下

(ii) 燃料交換条件

- 引抜き、挿入荷重が設計リミット以下
- 燃料交換機がその操作可能範囲で位置決めできること。

(iii) インターフェース条件

- 制御棒の下部案内管と上部案内管にズレを生じさせない。
- ハンドリングヘッドと炉上部機構内整流筒にズレを生じさせない。
- 制御棒下部案内管の湾曲を抑える。

(iv) 設計寿命

- 炉心構成要素に対する寿命
- 炉内に永久滞在する拘束機構に対する寿命
- 燃料交換頻度

◦ 炉心拘束機構には 3 つのタイプがある。

① leaning post concept PFR

下部軸ブランケット部にパッドがあるだけでそれより上部は free になっている。

集合体寿命は燃料交換機の位置決め制限できる。寿命を延ばすためには集合体を時々回転させて曲がりを伸ばすか。低 swelling 材の開発しかない。

② free standing core restraint concept EBR-II, Rapsodie, Phenix shield assemblies がソフトスプリングの役目をする。

集合体寿命はスペーサでの荷重リミット及び大型炉ではスプリングタイプの boundary では集合体配列が乱れる可能性があることによる。

③ limited free bow core restraint concept FFTF 他

• core former (拘束リング) を持ちスペーサーは集合体頂部と上部軸ブランケット

部にある。

- ・最適な拘束機構として水圧ピストンを core former に使う（燃交時はゆるめる）可能性も考えられる多くの R & D が必要
- ・この方式では低 swelling 材でなくても高 burn up が達成できる可能性がある。

◦ 寿命に対するフライテリヤ

(i) duct length change : 第 1 0.65 ~ 0.75 inch 燃交上の制限
第 2 1.0 inch 炉上部機構との干渉

(ii) duct bowing : 残留曲がりに対して 0.9 inch

(iii) duct dilation : 集合体を引抜けるかどうかが limit になる。

隣接する集合体のパッド部を通り抜けるために 0.07 inch がひとつの制限となる
が隣接集合体が低 burn up の場合は 0.13 inch

◦ 集合体寿命を見きわめるため (core-wide single assembly analysis
core-restraint system analysis)

を行っている。

◦ 運転データや PIE データにより計算コードの validation も行われているが、種々の uncertainty があるため、直接の比較はむつかしい。定量的に合わなくても、定性的に合えば良しとすべし。

No. 1 - 8

題名	An Analysis of Fast Reactor Fuel Assembly Performance Taking into account Their Mechanical Interaction in the Core and Refuelling Line Capabilities (USSR Overview Paper)		
著者	Yu. K. Buksha et. al	国名	ソ連

BN350とBN600について

- passive restraining を採用
- スペーサパッドは上部に1個所だけ
- 集合体間ギャップ ~ 2 mm
パッド間ギャップ 0.4 mm

高燃焼度化のために

- 集合体間ギャップ 3.5 ~ 5.5 mm
パッド間ギャップ 0.4 mm (変化なし)
- ブランケットや storage の外周には neutron screen がある。
neutron screen shield であり且つ拘束機能を持つ。
steel rods (BN - 350)
shells (BN - 600)

◦ パッド間ギャップ (0.4 mm) は熱膨張分 (swelling は考慮していない様子) で、定格運転時に反応度ゆらぎが生じないようにしている。

- BN - 350 と BN - 600 の運転経験を通して passive restraint 方式が充分満足のいくものであることが確認された。

No	2 - 1
----	-------

題名	ARKAS : A Three-Dimernsional Finite Element Code for the Analysis of Core Distortion and Mechanical Behaviour		
著者	M. Nakagawa	国名	日本

ARKAS コードは、有限要素法を用いた 3 次元炉心湾曲解析コードである。

内容としては、計算コードのモデル化の説明及び、計算例として 2 体及び 7 体組体型での摩擦テスト計算と大型炉 1/12 セクター（106 集合体）の運転時解析の結果が記載されている。

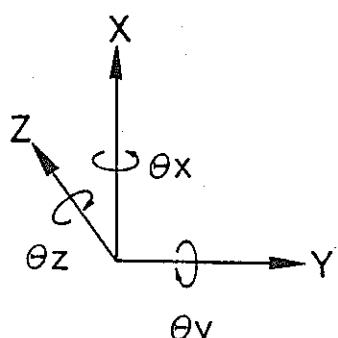
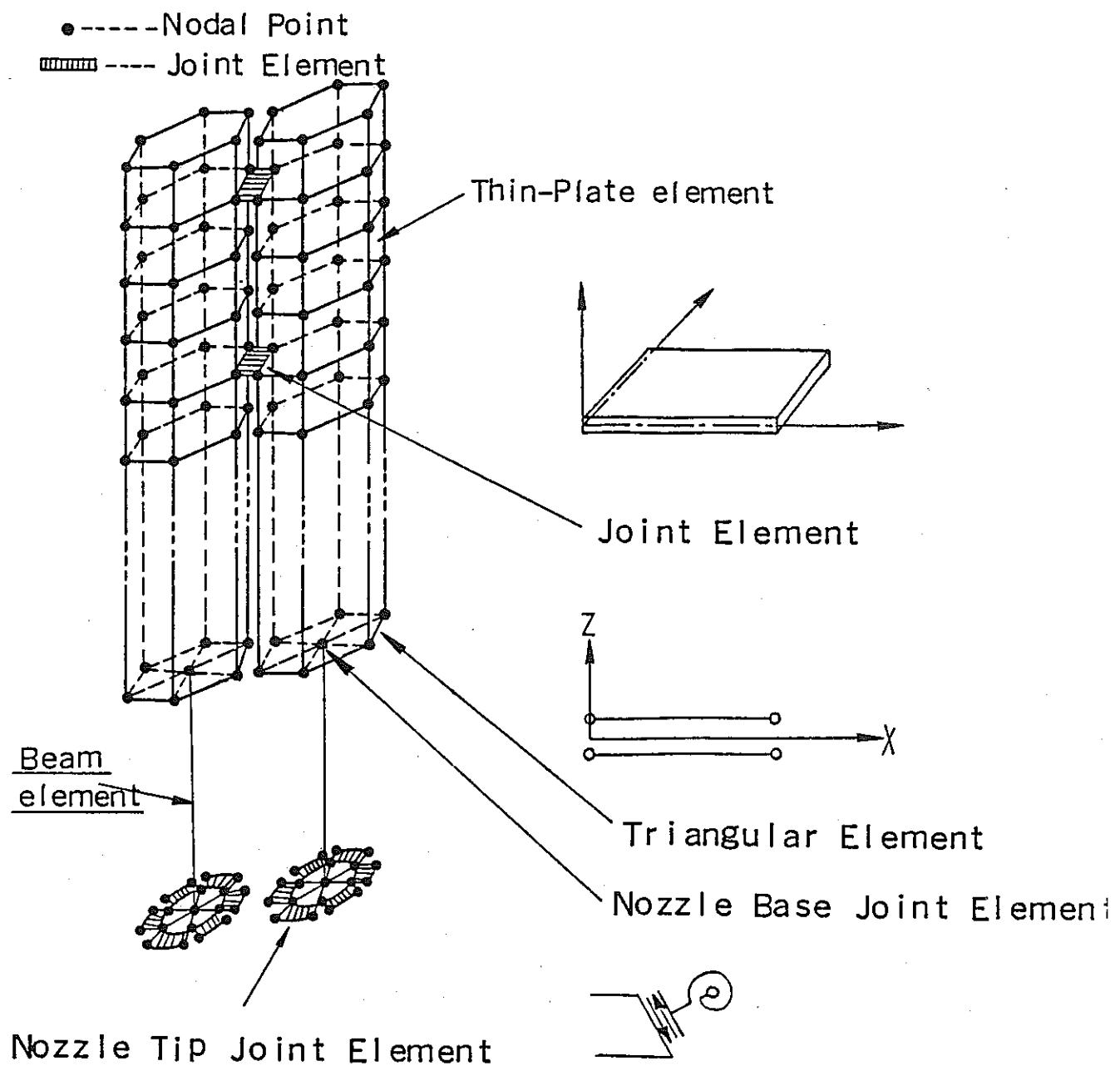
計算モデルは六角形状ラッパ管にシェル要素を用いた folded plate structure model をエントランスノズル部にねじり効果を含む beam model を採用している。集合体間接触部には、接触・分離による非線形剛性を表わす為に joint element を用いている。この element は摩擦を考慮する事が出来、また部分接触（接触面の傾斜した接触）を取扱う事が出来る。エントランスノズル先端部と支持構造物間のギャップ部、及びエントランスノズル球面座と支持構造物円錐座の接触部分にも joint element を適用しており、集合体の回転と傾きを考慮する事が可能である。本モデルでは部分接触を考慮しているので、集合体ねじり効果も含まれている。

数値計算は、計算時間とメモリーの節約の為にサブストラクチャー法を用いている。これは接触・分離の非線形計算時に接触・分離を起す部分の節点のみの方程式を解く方法で、全節点の方程式を解く場合と数学的に完全に一致する手法である。

計算コードは 260 体までの炉心組に対して、燃料交換とシャッフリングを考慮した燃焼時の解析が可能である。炉心組は自由に設定出来、境界条件としては固定、反射、ペリオディック、free が準備されている。集合体間接触軸断面の数に制限はない。主な output は変位、接触力（含、摩擦力）燃料引抜力である。

計算例では、摩擦係数の違いによる集合体組の変位と接触力の差について計算結果が示されている。また大型炉を対象とした解析では、集合体引抜力の計算結果も示されている。

Finite Element Model



FINITE ELEMENT MODEL

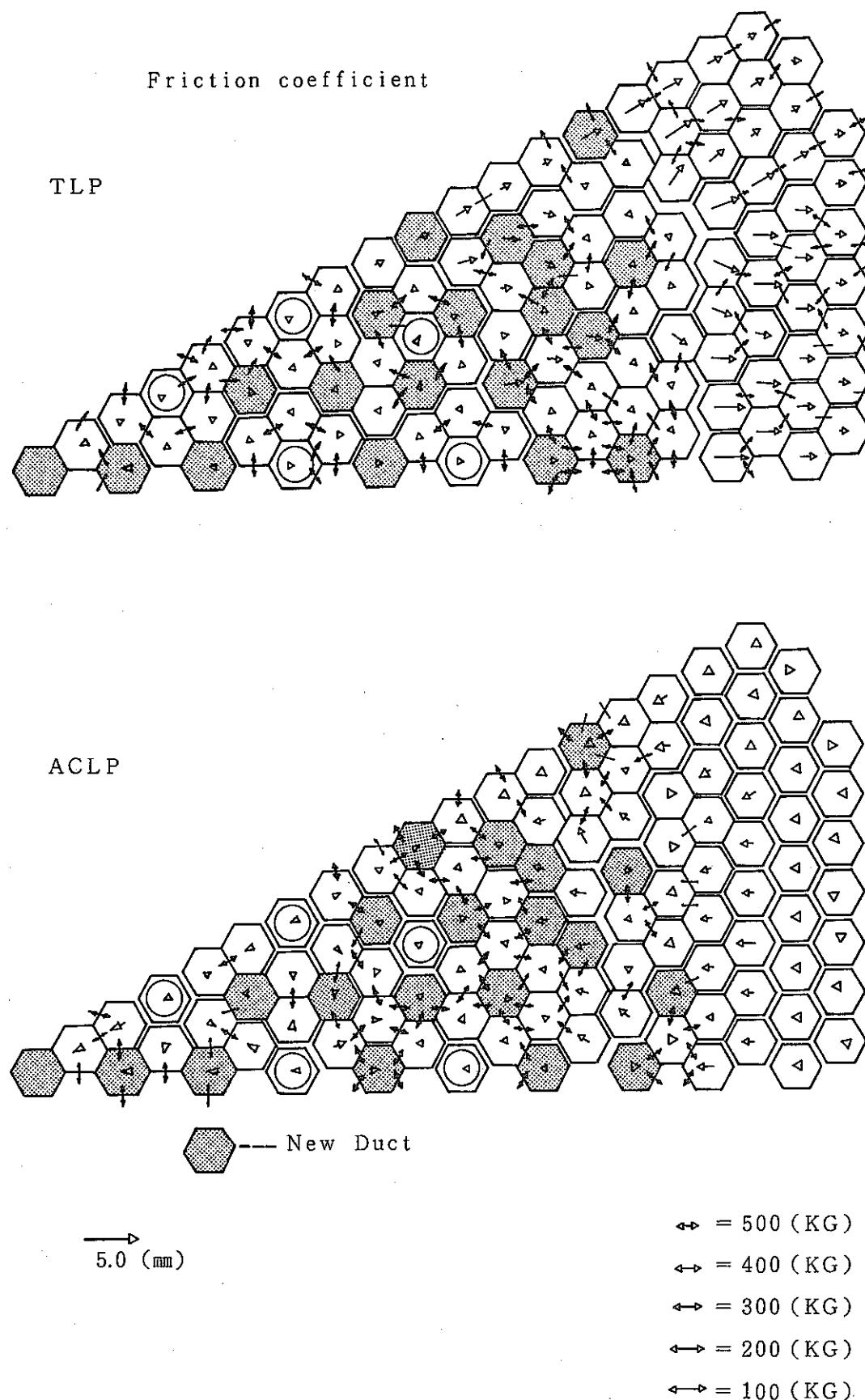


Fig. 16 Displacement and Forces at the Beginning
Full-power of the Second Fuel Cycle

No.	2 -- 2
-----	--------

題名	Calculation Methods for Core Distortions and Mechanical Behaviour	
著者	W. Sutherland	国名 アメリカ

ABADAN コードは、汎用有限要素法コード ABAQUS の一部を改良して、専用の炉心湾曲コードとした 3 次元有限要素法コードである。

内容としては、計算コードのモデル化の説明及び、計算例として FFTF 炉心この列群（6 集合体）と 1/6 セクター（21 集合体）の 4 サイクル運転時解析の結果が記載されている。

計算モデルは、六角形状ラッパ管の曲がりに対しては、ねじり効果を含まない beam 理論による Finite element を用いた簡単なモデルを採用しているが、load pad 部は六角管コーナー部 6 点に node を配した詳細なモデル化になっている。FFTF の上部 load pad 部は Floating Collar 構造となっており、これを radial gap element と light stability spring でモデル化している。またこのコードでは Creep dilation による六角管の変形と、これによる集合体間の接触も考慮出来る様になっている。load pad 部及び dilation 部での接触は摩擦を考慮出来る。この formulation には、接触分離に関しては ラグランジの未定係数法を、摩擦についてはせん断剛性を用いた stiffness method を用いている。

本コードはモデルが比較的詳細であるにもかかわらず Substructure 法を用いていないので、長い計算時間を必要としている。従って計算可能な集合体数に制限がある。

計算例では Dilation 部でのラッパ管同志の接触、集合体頂部の変位について計算結果が示されている。また 1/6 セクターを対象とした解析では、集合体引抜力の計算結果が詳しく議論されている。

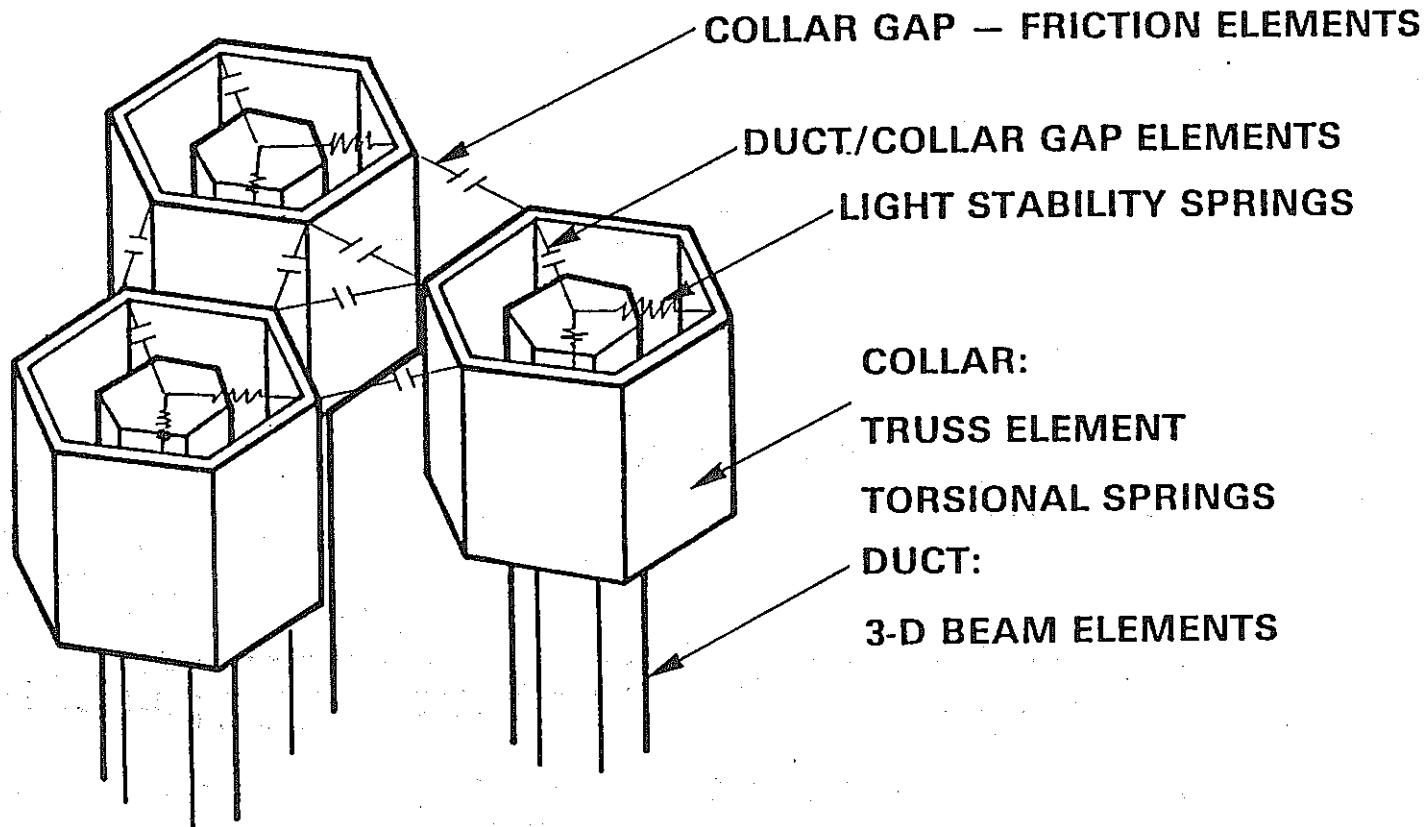


Fig. 3 Floating Collar and Load Pad Gap Model. P 13692-1

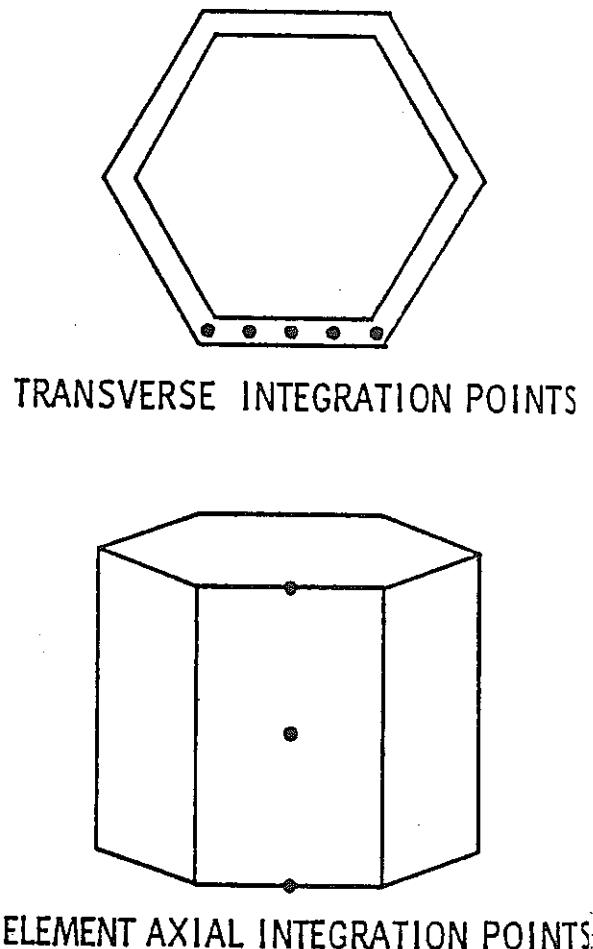
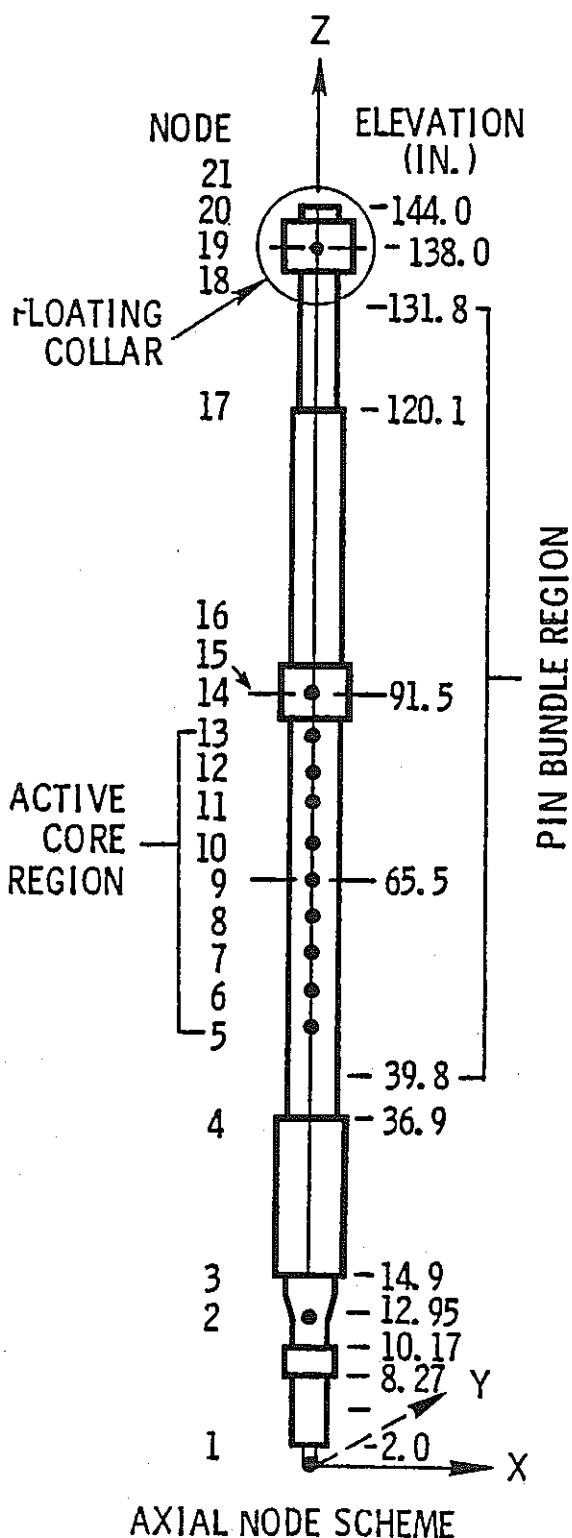


Fig. 6 ABADAN Single Assembly Geometrical Model. Neg 8005598-2

No 2 - 3

題名	Development and Application of the CRAMP code for Fast Reactor Core Assessment		
著者	J. C. Duthie, R. C. Perrin, J. Adamson	国名	イギリス

CRAMP コードは AERE (the Atomic Energy Research Establishment) Harwell で作成された 3 次元炉心湾曲解析コードである。

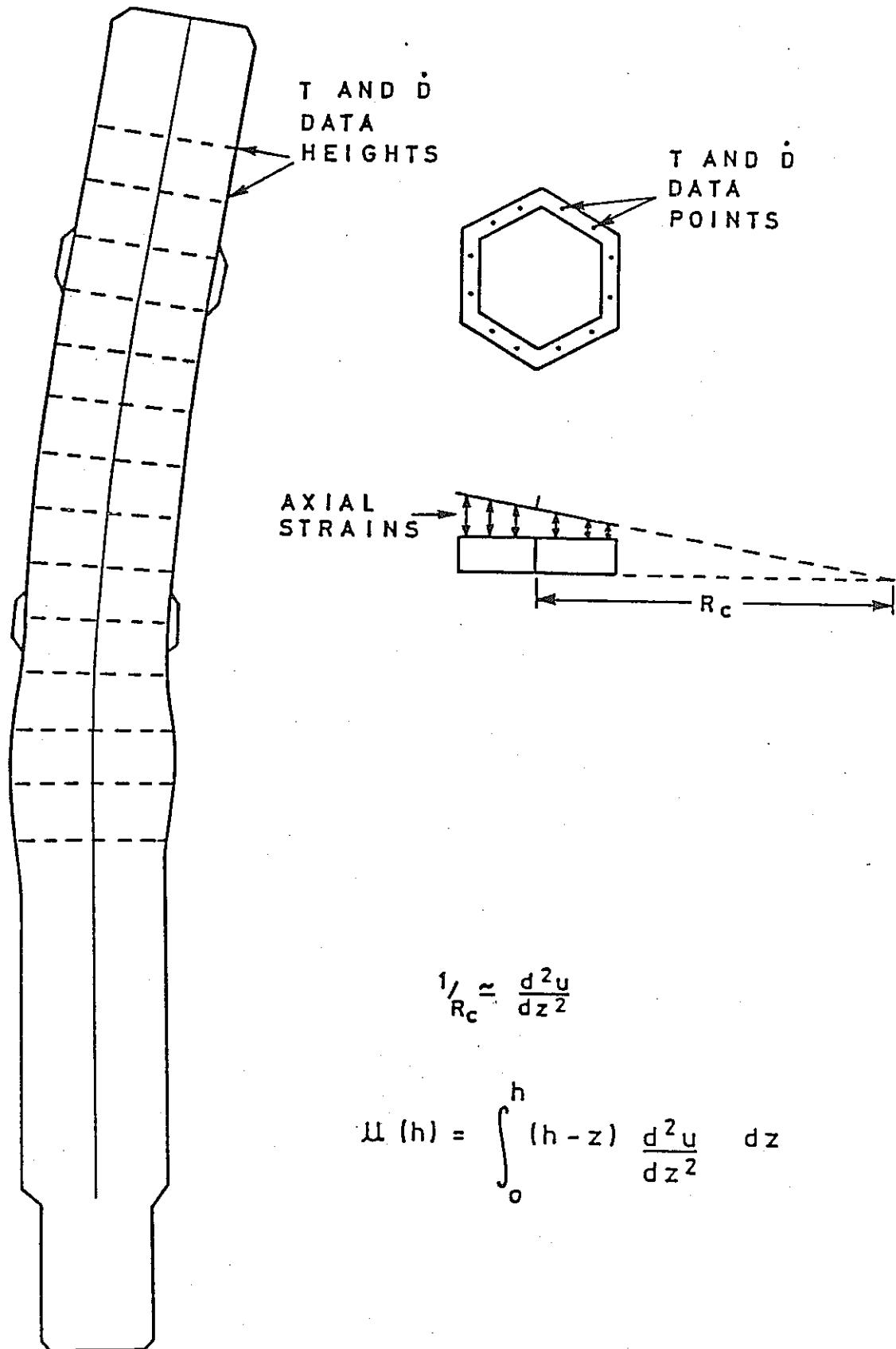
内容としては、計算モデルの説明と CRAMP の開発の経緯及びこれからの開発計画が記載されている。

計算モデルは、六角形状ラッパ管の曲がりに対しては beam model (ねじりは含まない) を採用しているが、load pad 部は接触力が負荷された場合の六角形状ラッパ管の変形を考慮出来る詳細な model を採用している。このラッパ管の変形を表す剛性マトリックスは、別途有限要素法計算により作成されたものを用いており、ラッパ管の 6 面の変位がカップリングしている事が大きな特徴となっている。またこのコードでは creep dilation による六角管の変形と、これによる集合体間の接触も考慮出来る様になっている。load pad 部及び dilation 部での接触は摩擦を考慮出来る。集合体下端は回転バネ固定としている。

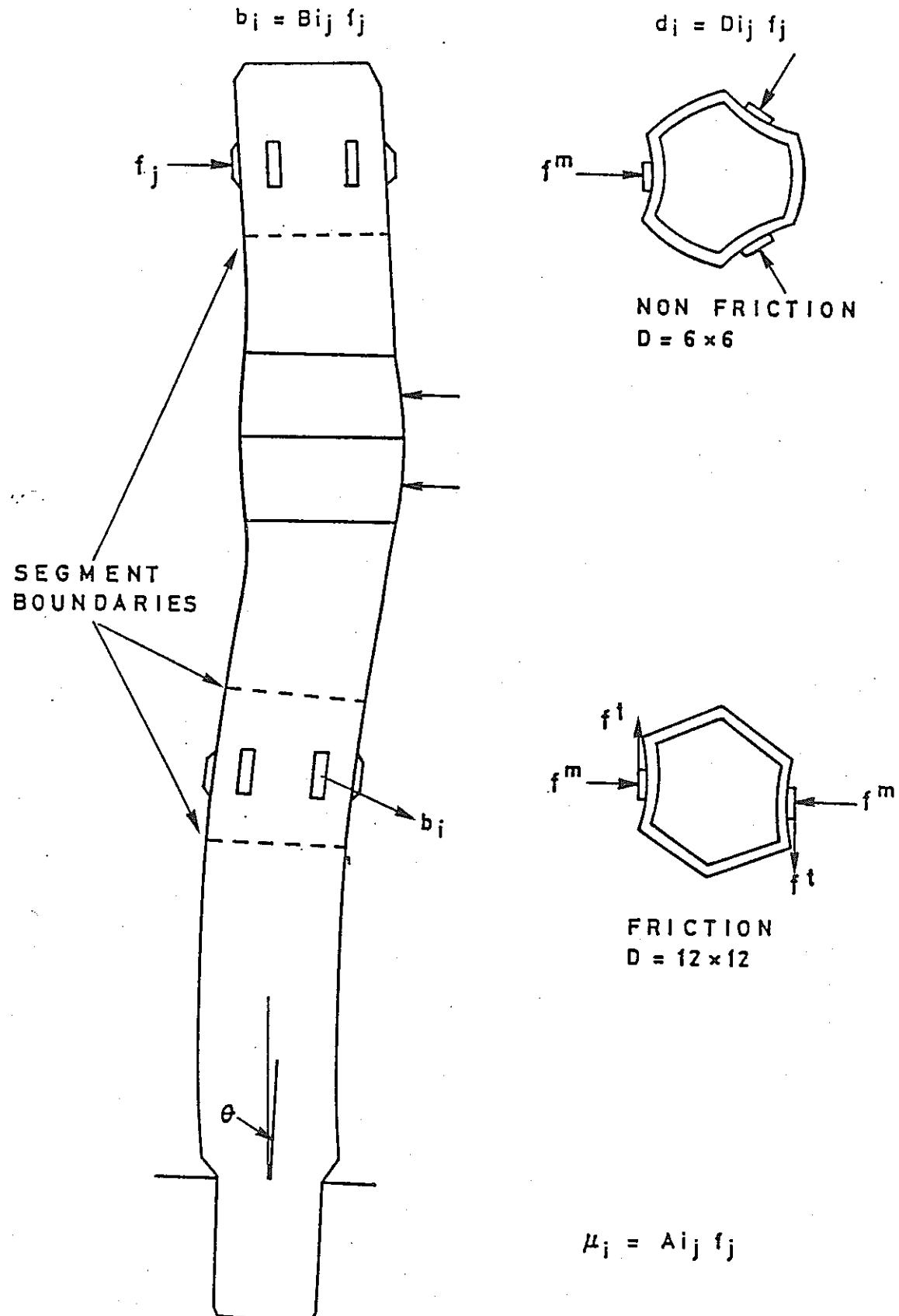
本コードは、集合体組の非線形計算では load pad 及び dilatron 接触部のみの節点からなる方程式を解く様に工夫されており、計算時間の短縮化を計かっている。

NNC では現在、設計研究に本コードを用いている。PFR の全炉心（約 250 集合体）計算は、PFR の燃料交換計画と PIE の結果の比較に用いられている。

SNPDL (Spring fields Nuclear Power Development Lab.) では 1983 年以来 CRAMP の開発を行なっているが一つの大きなテーマは、接触部の摩擦による炉心組み状態の不安定性である。現在、この効果を考慮出来る様にコード拡張中であり、炉心組み状態の不安定性に引き続き、引き起こされる瞬時の集合体移動による反応度変化の計算に用いる予定である。もう一つのテーマは CRAMP コードの verification と validation である。この目的で CHARDIS rig での実験結果が用いられ、CHARDIS II rig での結果が用いられる事になっている。また CRUPER rig (uniplaner な装置) 及び PFR の PIE と under-sodium viewer による測定値との比較により validation がなされる事になっている。



SUBASSEMBLY BOWING AND DILATION



ELASTIC RESPONSE OF A SUBASSEMBLY

No. 2 - 4

題名	Presentation of the Calculation codes of the Mechanical Equilibrium of a French Fast Reactor	
著者	A. Bernard, J. P. Van Dorsselaere	国名 フランス

炉心湾曲解析コードはSOLO（単体解析コード），HARMONIE（炉心組3次元解析コード），TRACAR（プロッター，燃料引抜力計算コード），HARMOREA（3次元反応度計算コード）の4つからなっている。

内容としては、これらコードの概要（主にSOLOとHARMONIE）と改良の予定が記載されている。

SOLOコードは、各集合体単体での熱，スウェーリング，クリープ歪及び点荷重による duct dilation を含んだ変形計算を行う。この計算結果から、HARMONIEコードで使用する elastic influence flexion coefficients (Maxwell coefficients) と， creep velocity matrix を作成する。計算モデルはbeam model を採用している。本コードは現在、照射条件（温度，中性子束）及び集合体の炉内装荷位置と（ラッパ管壁の向く）方向の時間的変化を考慮出来るように改良中である。また軸方向の膨脹と点荷重による creep bowing の組込みを予定している。

HARMONIEコードはあらかじめ指定された高さ位置（通常 load pad 面にとる）での集合体組の変位と接触力の分布を求める3次元コードである。本コードはこれらの高さ位置で定義される Maxwell coefficients を用いる事により得られる matrix 方程式を解く手法を用いている。このコードは、計算高さ位置でのラッパ管対面間距離の変化量と自由湾曲量（この中には照材クリープ bowing の線形モデル化されたものも含む）をSOLOコードから受け取る必要がある。本コードは現在、集合体エントランスノズルと支持構造物間のギャップを考慮出来るように改良中である。また集合体同志の接触部での摩擦を考慮出来るモデルを組み込む予定である。

No. 2 - 5

題名	Prediction of PEC Core Mechanical Behaviour		
著者	F. Cecchini, R. Di Francesca, J. Mc Loughlin, P. Neri	国名	イタリア

炉心湾曲解析コードは SISCO (単体解析コード) , HARMONIE (炉心組 3 次元解析コード) からなっている。HARMONIE はフランスで開発したコードであり、イタリアでは SISCO のみ開発している。

内容としては、炉心湾曲解析コードシステムの概要と、SISCO コードの説明及び他の解析コードとの比較について記載されている。

炉心湾曲解析のアプローチはフランスとほとんど同じである。即ち SISCO で各集合体単体での変形計算を行い、この結果の情報を HARMONIE に入力して、炉心組の変形解析を行う。SISCO コードは炉心全体の neutron damage data を得るために CITATION コードと、炉心構成要素の 3 次元温度分布を得るために THECA コードと自動的にデータの転送が行なえるようになっている。しかし、現在の所 SISCO コードと HARMONIE コードの間のデータの自動転送はまだ出来ない状態である。最近になって CEA より TRACAR コードを入手した。このコードは HARMONIE コードの計算結果を入力として、燃料引抜力の計算とプロッターの処理を行うものである。SISCO コードは、温度分布データ neutron displacement damage 及びスウェリング式を用いて単体の燃料あるいは制御棒集合体の自由変形計算を 3 次元的に行うコードである。この時変形要因としては温度分布差と neutron damage によるスウェリングを考慮している。

但し、現バージョンは照射クリープによる変形は考慮出来ず、現在この効果を考慮出来るように改良中である。本コードの計算モデルは beam モデルを採用している。本コードの Validation は汎用有限要素法コード BERSAFE IIa の計算結果との比較により行なった。その結果 PEC 炉心の熱変形に関して両者の結果は良く一致した。

No. 2 - 6

題名	An Analysis of Fast Reactor Fuel Assembly Performance Taking into account their Mechanical Interaction in the Core and Refuelling Line Capabilities		
著者	Yu. K. Buksha, L. M. Zabudko, I. N. Kravchenko, L. V. Matveenko, M. N. Meshkov	国名	ソ連

炉心湾曲解析コードとして2次元のコードと3次元のコードを開発している（コード名は明記されていない）。

内容としては、2次元コードの概要と、3次元コードの必要性と概要及びBN-350とBN-600での適用例が記載されている。

FBR 炉心の安全な運転を保証する為に、ラッパ管のスウェーリングとクリープによる非弾性歪と、ラッパ管同志の接触力の動力学（kinetics）を知る必要がある。この問題を解く第1ステップとして、軸対称条件を用いた簡略化された2次元コードを開発した。計算モデルは上部と下部の diagrid plate (load pad) に hinge を有する beam モデルを採用している。このコードでは3次元効果を模擬する為に、beam の rigidity を炉心中心からの距離が増えるに従い大きくしている。接触部での摩擦と、集合体のねじれは無視している。

この2次元コードは大きな計算機メモリーを有さない等のメリットを有するが、FBR の非均質性を考慮出来ないという大きなデメリットがある。この非均質性は、炉心内に、曲げ剛性中性子束、温度の点で炉心燃料集合体と大きく異なる制御棒集合体が多数存在する事と、燃料交換による非均質な発熱分布が存在する事により生じている。この理由から、集合体同志の接触力、集合体変形量、及び集合体引抜力を完全な形で解く3次元コードを開発した。集合体の計算モデルは2次元コードと同じく beam モデルを採用している。集合体組の湾曲平衡状態は最小ポテンシャルエネルギーの原理に基づいたラグランジの変分原理を用いて求めている。

BN-350とBN-600を対象とした3次元炉心湾曲解析からburn-up の限界クライテリアは集合体間ギャップの（スウェーリングとクリープによる）消失による事が失されている。

No.	2 - 7
-----	-------

題名	Session 2, Discussion	
著者		国名 各 国

Session 2 に関して、広範囲に議論し、次の Key Points が確認された。

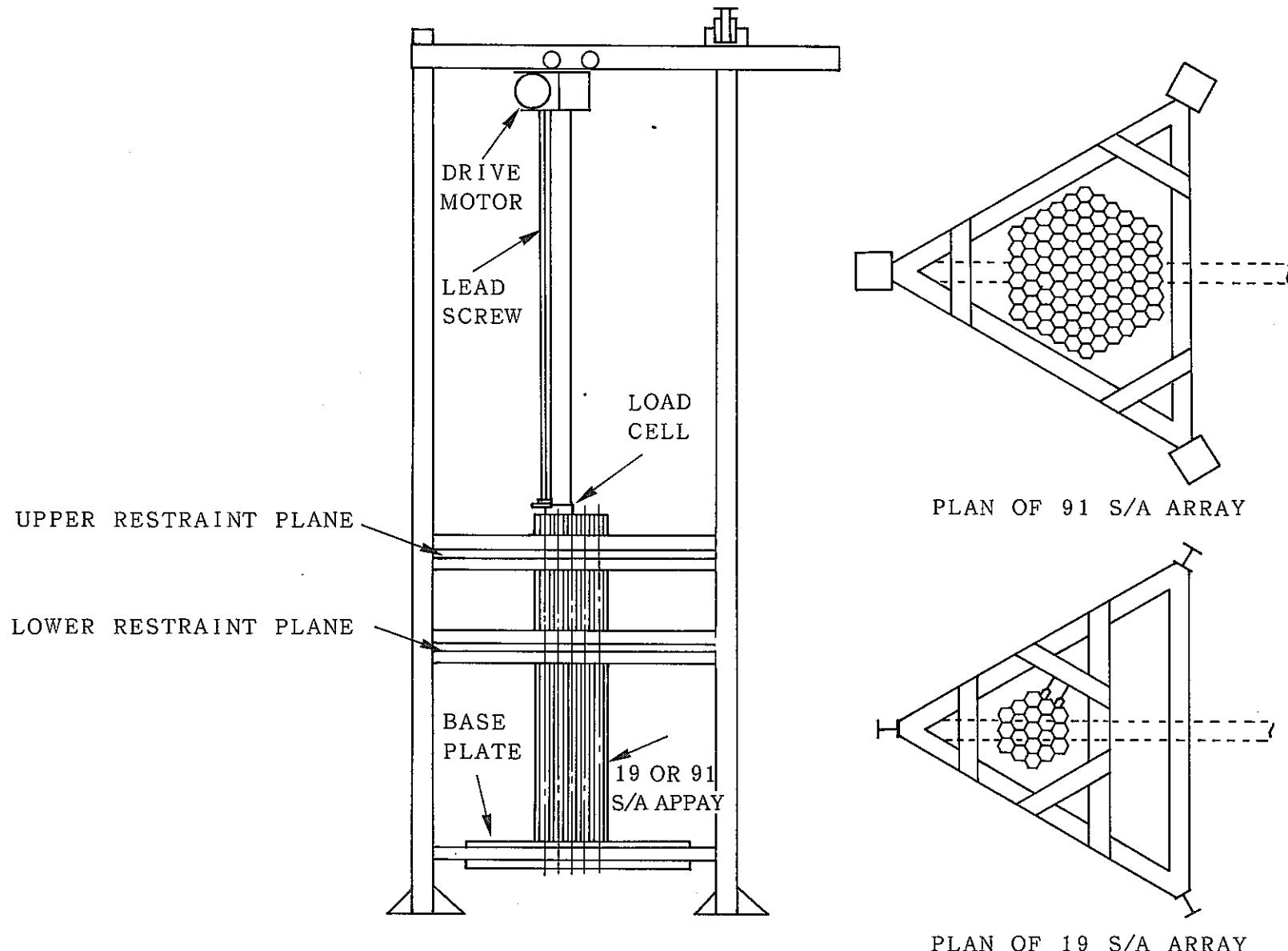
- 1) 3次元コードは operational management に対して必要である。
一方 2次元コードは設計用コードとしてはたぶん十分であろう。
- 2) サブストラクチャー法は計算時間と計算機メモリーを節約する上で重要な手法である。
- 3) 集合体間の接触のモデル化についてのコードの感度を確認する必要がある。
- 4) 摩擦は、現在の所、その重要性の level についてまだ不確ではあるけれども、一般にはコードに含めるべき重要な機能と考えられる。Passive な炉心拘束を有する炉心（常陽、もんじゅ）の設計に於ては free standing な炉心（スーパーフェニックス）の設計の場合に比べると、解析コードに摩擦を考慮出来る機能を有する事がより強く要求されるのは明らかである。
- 5) 集合体の（エントランスノズルと炉心支持板の間のギャップにより生ずる）非線形剛性を考慮する事は free standing な炉心の計算の場合により重要である。これは特に地震状態の計算で重要となる。
- 6) 反応度計算は、湾曲コードによる集合体変形の計算結果から、比較的簡単に得る。

No. 3 - 1

題名	A review of the UK Core Mechanics Experimental Program	
著者	W. D. Barnes	国名 イギリス

炉心湾曲コード CRAMP の validation を目的とした実験プログラムの概要が述べられている。炉心湾曲過程と集合体間の相互作用メカニズムは非常に複雑なのでコードに組める数学的モデル化の可能な現象の数に、実際上制限がある。また、現象が分かっていても予測不可能な variability を有するデータ（例えばスウェーリング率、摩擦係数）もあり、入力の難しさも存在する。したがって、炉心設計者は計算コードの予測が必ずしも正確ではないという認識に立って、計算コードの精度と使用限界を知っておく必要がある。この観点から UK の Experimental program は立てられており、PFR の利用、炉外実験装置 CHARDIS、同 CRUPER、Supporting test について記載されている。

PFR では、集合体にかかる（接触）荷重条件は CDFR のそれよりも一般に楽なので（CDFR で発生する）現実的な複雑な応力状態下での照合実験を PFR で実施している。CHARDIS (charge/discharge) rig は UKAEA の Springfields にあり CDFR の full size の集合体を炉心組みにしたもので、最外周の 2 つの軸断面に可動な拘束面を有している。初期の装置は 19 本組で現在は 91 本組となっている。本装置の目的は 2 つあり、第 1 は燃料の装荷・引抜の確性試験であり、第 2 は CRAMP コードの予測値と比較する為の炉心組拳動実験である。第 2 の目的の実験では炉心組最外周部での変位と荷重、及び中心集合体の荷重パッド部での接触荷重が測定されている。実験値と CRAMP との比較は、これから行なわれる予定である。CRUPER rig は NNC にあり、CDFR の下部パッド部 600 mm の長さの集合体を炉心組みにしたもので、91 本組となっている。本装置の目的は、接触パターンと接触力の発生に着目しながら六角集合体組の圧縮過程を試べる事である。測定は全集合体のパッド部でのギャップ幅と最外周圧縮面の変位と荷重である。CRAMP の計算結果との比較では reasonable な一致を見ている。



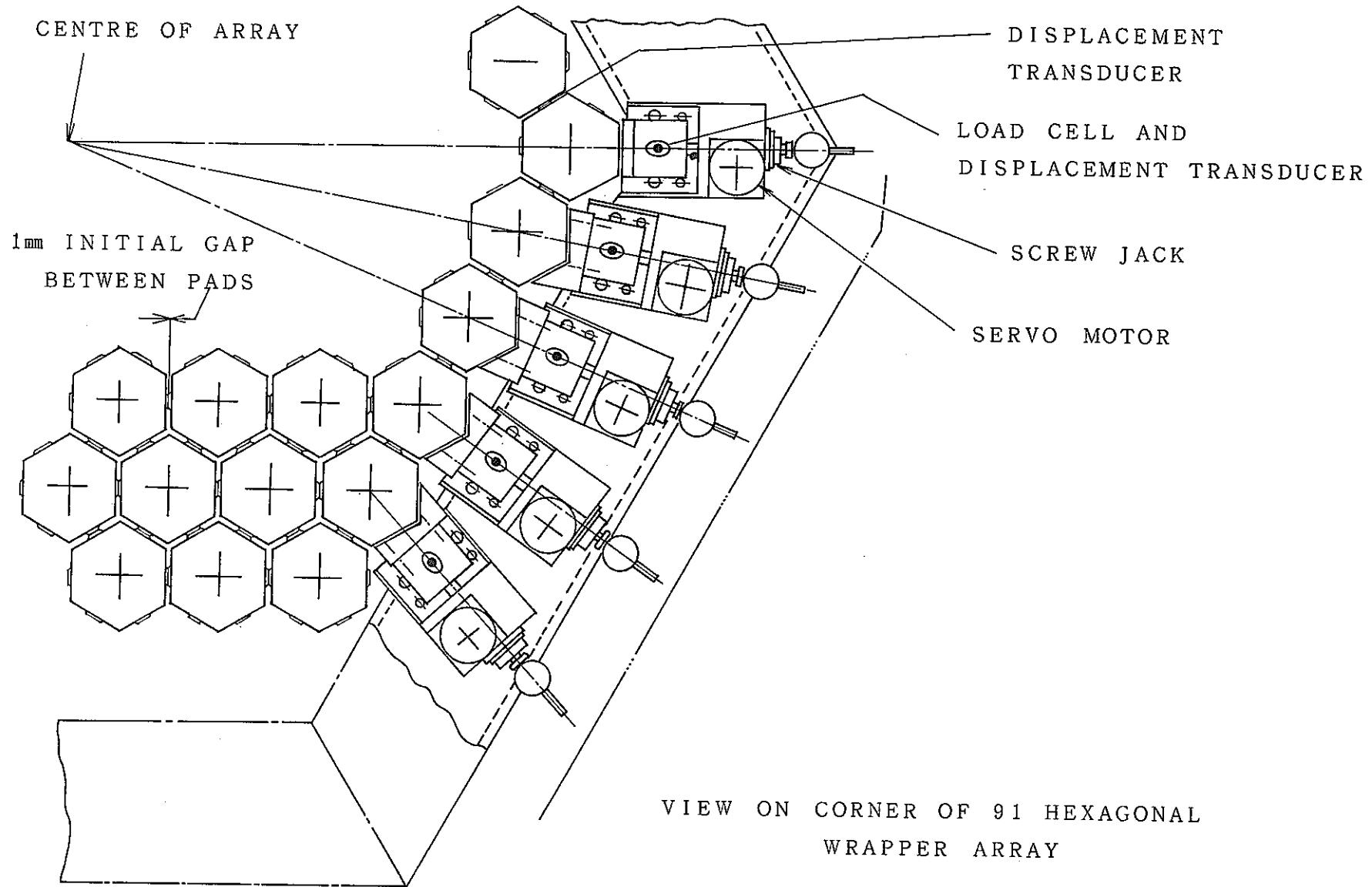
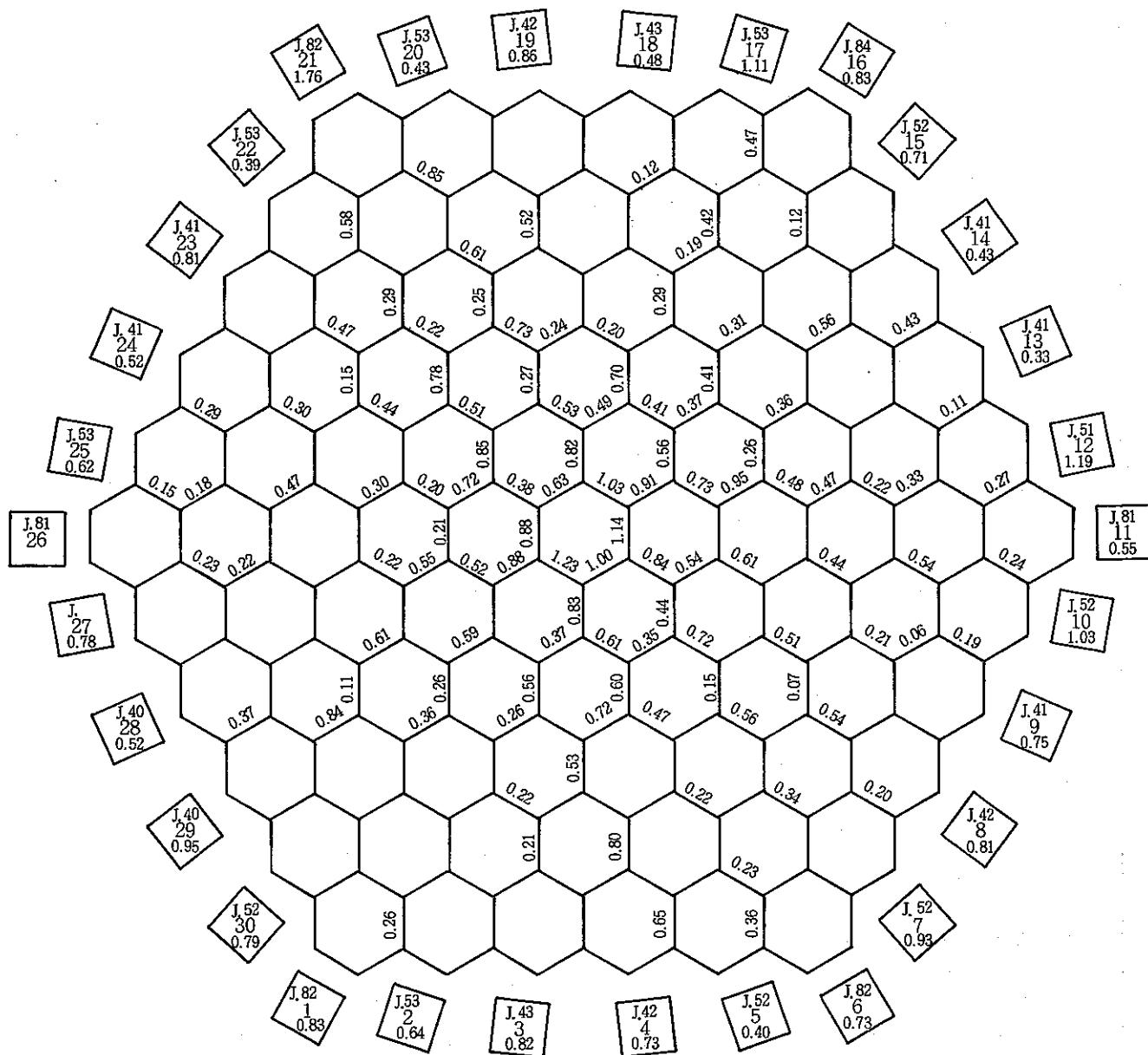


Fig. 2 CRUPER RIG



KEY (INTERVAL 5)

RAM DATA

SAB - ASSEMBLY DATA

RAM DISPLACEMENT (mm)
 RAM IDENTIFICATION NUMBER
 RAM LOAD (kN)

J.43 3 0.82

PAD CLEARANCE (mm)
 PAD CONTACT

0.36

Fig. 3 CRUPER RIG-OBSERVED DATA

No.	3 - 2
-----	-------

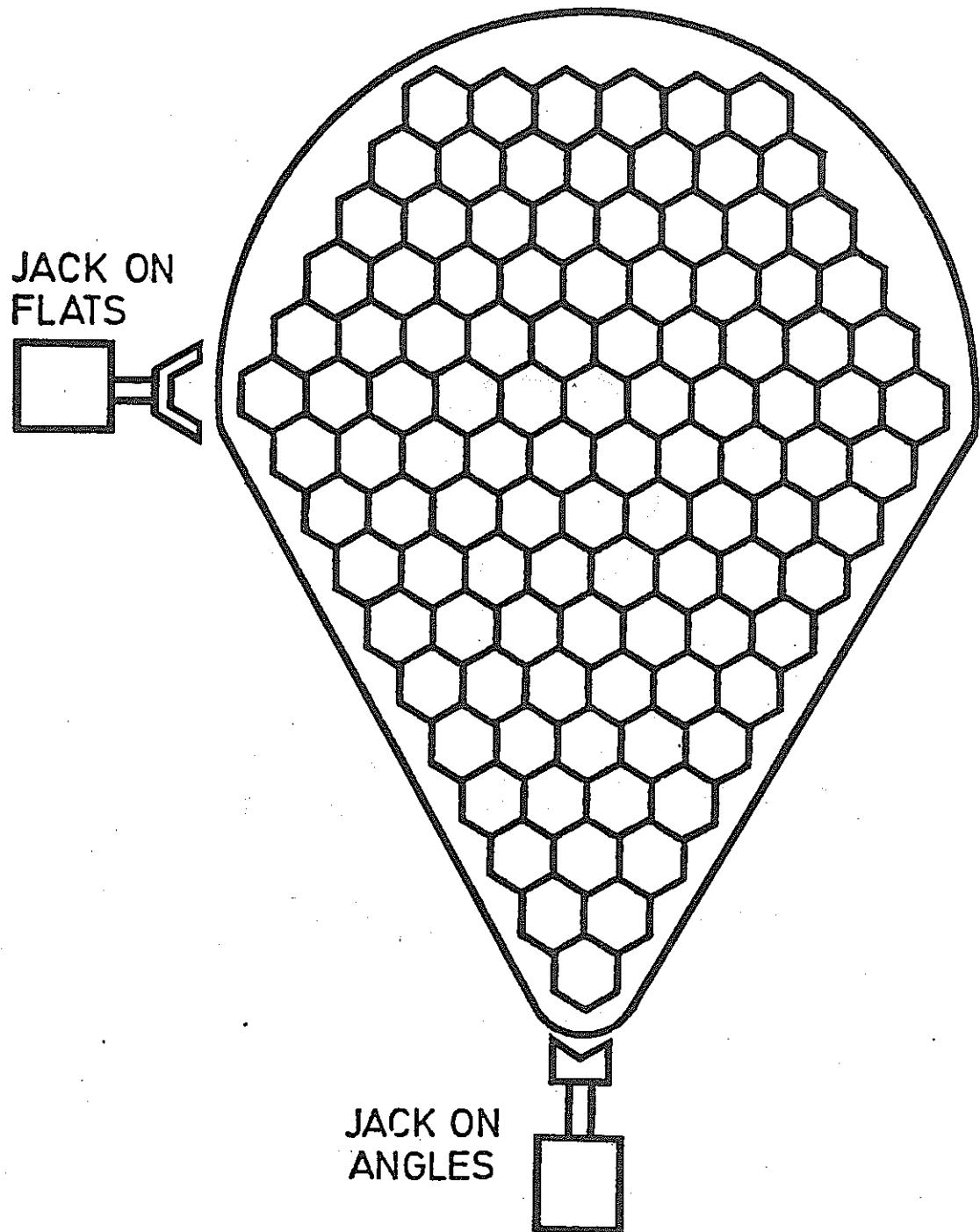
題名	Experimental Validation of the HARMONIE Code	
著者	A. Bernard, J. P. Van Dorsselaere	国名 フランス

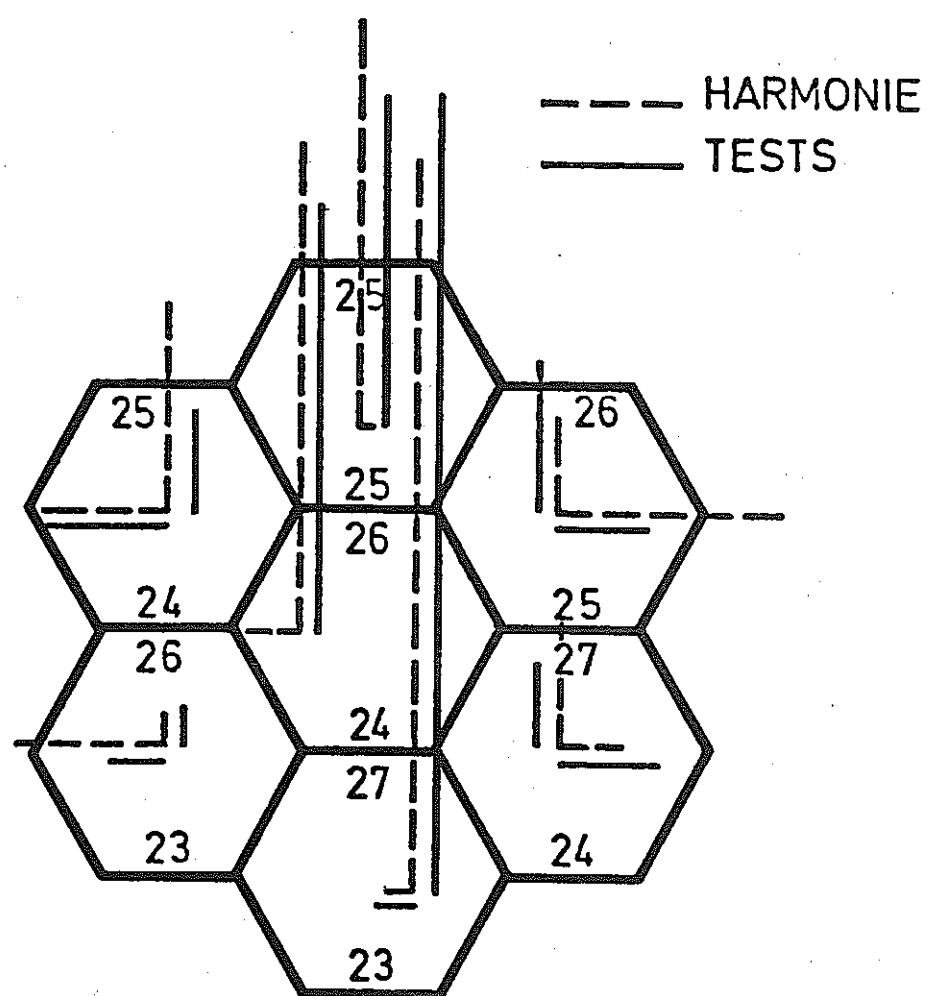
炉心湾曲コードHARMONIEのvalidationを目的とした炉外実験と実験値と計算値の比較の概要が述べられている。

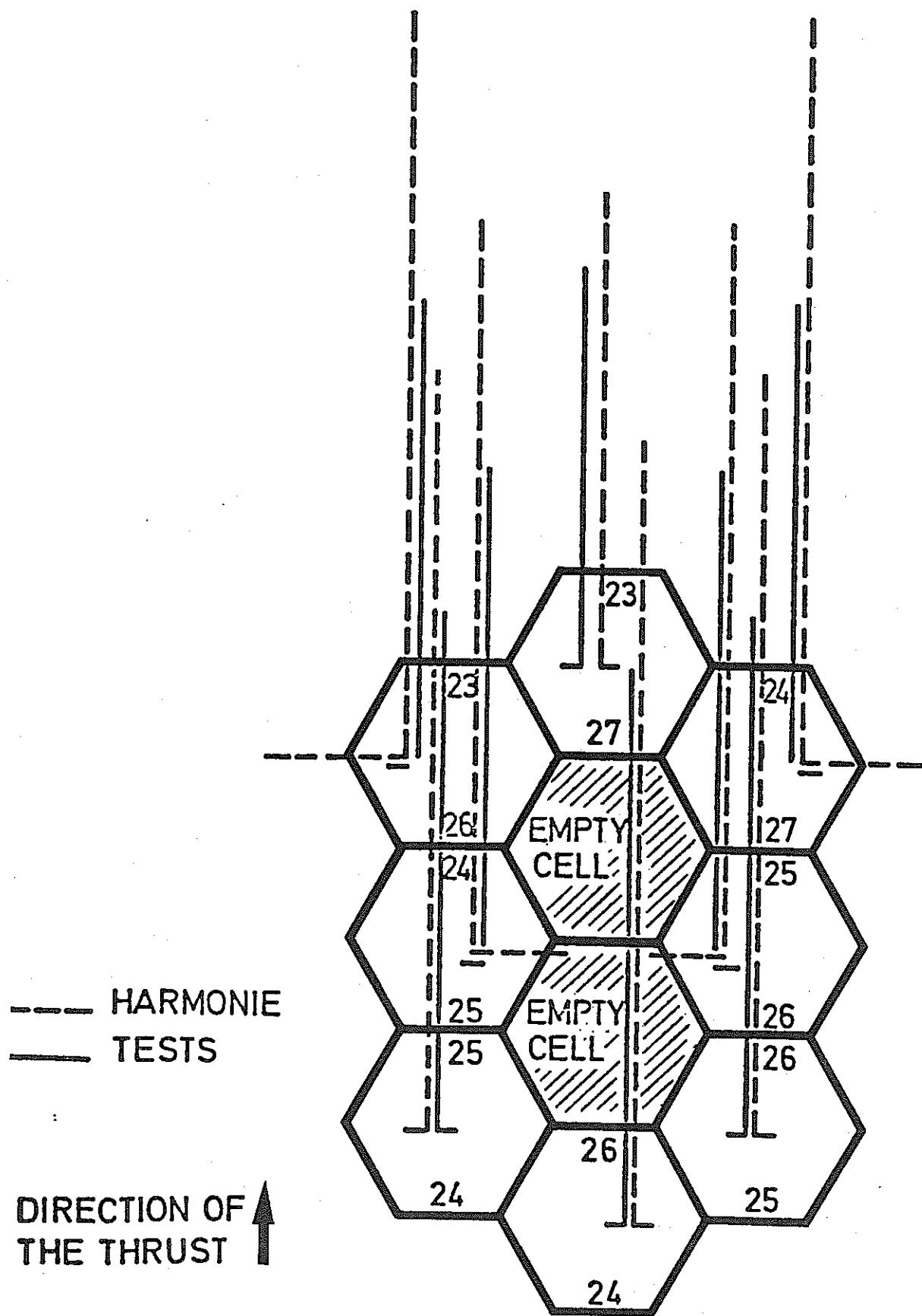
Validationのアプローチはイギリスとほぼ同じである。炉外実験装置R106はスーパーフェニックス1のfull sizeの集合体を炉心組にしたもので、SPX-1炉心の1/6セクターを模擬した106集合体組まで組む事が出来る。最外周には可動な圧縮装置として、集合体1体のラッパ管面を圧縮するJackが2台、多数本の集合体を同時に圧縮するJawが1台設置されている。計測は圧縮による集合体頂部の変位を測定している。但し集合体間の接触力は計測していない。実験は集合体組の本数と圧縮方向を変えた多数のケースについて行なわれている。この中には集合体組の中の集合体を1本あるいは2本引抜いた体型での実験も含まれている。また接触部の摩擦を減らす目的で、小数本組の実験では接触面にグリースを塗った状態での測定も行っている。

実験値と計算値の比較では定性的には良い一致を示している。しかし定量的に見ると、少くとも19本集合体組までは良い一致を示している様に思われる（相対差20%以下）が、多数本組になると実験値と計算値の差が大きくなる。特に集合体組の中の1部集合体が引抜かれている体型の場合にこの差は大きく、最大のケースで相対差50%である。実験値とHARMONIEの計算値の差の主なる原因是、測定誤差と接触部の摩擦効果と考えられる（HARMONIEコードは接触部の摩擦は考慮出来ない）。

フランスではスーパーフェニックス2のfull sizeの集合体を用いた同様の計画を現在スタートさせている。







No.	3 - 3
-----	-------

題名	Bench mark calculations (OHPのみ)		
著者	R. G. Anderson	国名	イギリス

炉心湾曲解析の計算コードの verifying と validating を目的としたベンチマーク研究 (multi-participant bench mark studies) が提案された。炉心湾曲解析上の Key problems として接触非線形性、六角形状ラッパ管のモデル化、多体問題、接触部摩擦による breakdown 等がある事が示され、これらの Key problem を念頭に置いて verifying / validating して行く場合の問題の level が提案された。即ち①1体問題、②7体問題、③単列問題、④19体問題、⑤Prototype reactors (~100体)、⑥Commercial reactors (>500体) の6段階であって、これらはコード間の比較 (verification) 及びコードと実験値との比較 (varidation) の両方に適用される。

この提案に対して各国の委員達は基本的に賛成した。少くとも第1ステップとしてコード間の比較を行う事が確認された。ソ連と日本とUKの委員は、実験結果とコード計算結果の比較を行う事に賛成した。一方、他のUKの委員とアメリカの委員は実験結果の解釈 (interpreting) の難しさを指摘した。UKのオブザーバー (PFRのoperator 関係者) は validate されたコードの必要性を述べ、これ故に正確に特性を引き出せ得る実験データと、計算コード結果との比較をするべきである事が述べられた。

Bench mark studies の提案に対して賛成が得られた事を記録にとどめ今後の検討のために IWGFR に伝達される事が確認された。Bench mark test のより詳細な提案は IWGFR に伝達する為に UK 委員により準備される予定である。この提案は proceedings の中に含まれ、各國委員に配布される。IWGFR の代表委員はこの bench mark studies を IAEA により設定する可能性を調査する事に同意した。

SIX PROBLEM LEVELS

1. SINGLE SUB-ASSEMBLY

Reactor rig

2. 7 SUB-ASSEMBLIES

Reactor, rig, fiction breakdown

3. SPOKE MODELS

Reactor

4. 19 SUB-ASSEMBLIES

Reactor, rig, fiction breakdown

5. PROTOTYPE REACTORS

LARGE RIGS

~ 100 SUB-ASSEMBLIES

Reactor, rig, fiction breakdown

6. COMMERCIAL REACTORS

> 500 SUB-ASSEMBLIES

Reactor

No	4 - 1
----	-------

題名	Design Implications of Core Mechanical Behaviour		
著者	S. Govindarajan, P. Puthiyavinayagam, S. B. Bhoje	国名	インド

2000年ぐらいの運転を目標としている500MW(e)FBR(PFBR)を対象とし、炉心変形の観点から、燃料の構造材料の選択についての報告である。

現在、一般的に使用されているSUS316 20% CW材とこれにTiを含む15Cr-15Ni-Ti鋼とについての比較結果が炭化物燃料及び酸化物燃料の場合、それぞれ示されている。

(TABLE I & II : 「BOW」コードの計算結果)

PFBRは燃料集合体180体、制御棒20体、ブランケット180体、反射体、しゃへい体で炉心が構成され、酸化物燃料集合体は217 pin(pin径6.4mm) 炭化物燃料集合体は127 pin(pin径8.8mm)で構成されている。

この燃料集合体のラッパ管と被覆管の温度差によるスエリングの違いにより、集合体の圧損が増加し、流量が減少することについて解析結果が示しており、この流量減については15cr-15Ni-Ti鋼材同士のラッパ管と被覆管の組合せが最も良いと報告している。(但し、15cr-15Ni-Ti材は照射データが少く、スエリングの温度の依存性にも信頼性がないとの説明がある)

又、炉心上部の構造物のしゃへいの為に集合体内にしゃへい体を設けなければならないが、この長さが集合体の長さに関係するので、曲がり量に影響するとのことでしゃへい体の長さをパラメータに解析した結果が示されており(TABLE III) しゃへい体の長さが500mm以上となると曲がりの量は飽和すると報告している。

(注) PFBRの炉構造、燃料集合体の構造図は示されなかった。

TABLE I

 MAXIMUM WRAPPER DILATION (mm) FOR A TARGET BURN-UP OF 50 MWD/kg

Control Subassembly		Maximum rated outer zone subassembly		
	Oxide	Carbide	Oxide	Carbide
20% CW 316	6.7	9.7	5.3	8.1
20% CW 15 Cr— 15Ni-Ti steel	3.2	4.9	2.5	4.1

TABLE II

RESULTS OF BOWING CALCULATIONS FOR PFBR CORE
FOR A UNIFORM RESIDENCE TIME OF 400 DAYS
FOR OXIDE CORE AND 500 DAYS FOR CARBIDE CORE

Maximum deflection at top during operation	Maximum deflection during shut down	Maximum bend in subassembly	Maximum interaction force
--	--	--------------------------------	------------------------------

mm.

mm.

mm.

mm.

CW 316	—34.1*	—26.4	44.4	8660
--------	--------	-------	------	------

Carbide

CW 15 Cr— 15 Ni-Ti	—27.8	—18.3	52.6	7660
-----------------------	-------	-------	------	------

CW 316	—25.5	—18.8	34.6	6800
--------	-------	-------	------	------

Oxide

CW 15 Cr— 15 Ni-Ti	—20.8	—12.5	41.6	6620
-----------------------	-------	-------	------	------

* (--) sign indicated outward movement

TABLE III
EFFECT OF AXIAL SHIELDING ON BOWING
DEFORMATIONS IN CARBIDE CORE

Length of Top Axial Shielding	Maximum bowing during operation	Maximum band
mm	mm	mm
0	-26.2	40.4
500	-34.4	44.5
800	-34.1	44.8

No.	4-2
-----	-----

題名	Evaluation of Core Distortion in FBR		
著者	碇本岩男 大久保良幸 田中昌子	国名	日本

炉心変形解析の目的は大別すると(1)これから設計する炉を対象に、機器の設計条件を定めることを目的とする。(2)運転炉を対象に炉心特性を把握することを目的とする。2つに分けられるとして、(1)の場合の、解析結果の評価項目内容と関連機器との関係を示した。

又、(2)の目的で実施する炉心変形解析では可能な限りの正確な予測が必要だが、(1)の目的の場合は、機器の設計条件として不合理にならない範囲で保守性を有す解析結果であれば良いことから、機器の設計条件を設定する為の解析の手法を説明した。(Fig. 6)

具体的には、保守性を有する為には、炉心変形解析の影響因子(Table 1)を知り、かつこの因子の解析結果への影響を予め検討しておく(Fig. 4)必要があるとの説明である。

解析コードについては、(1)の目的であれば基本的には2次元コードで対応できると報告し、例として“もんじゅ”的2次元解析の試計算例を示した。(Fig. 9, 10)

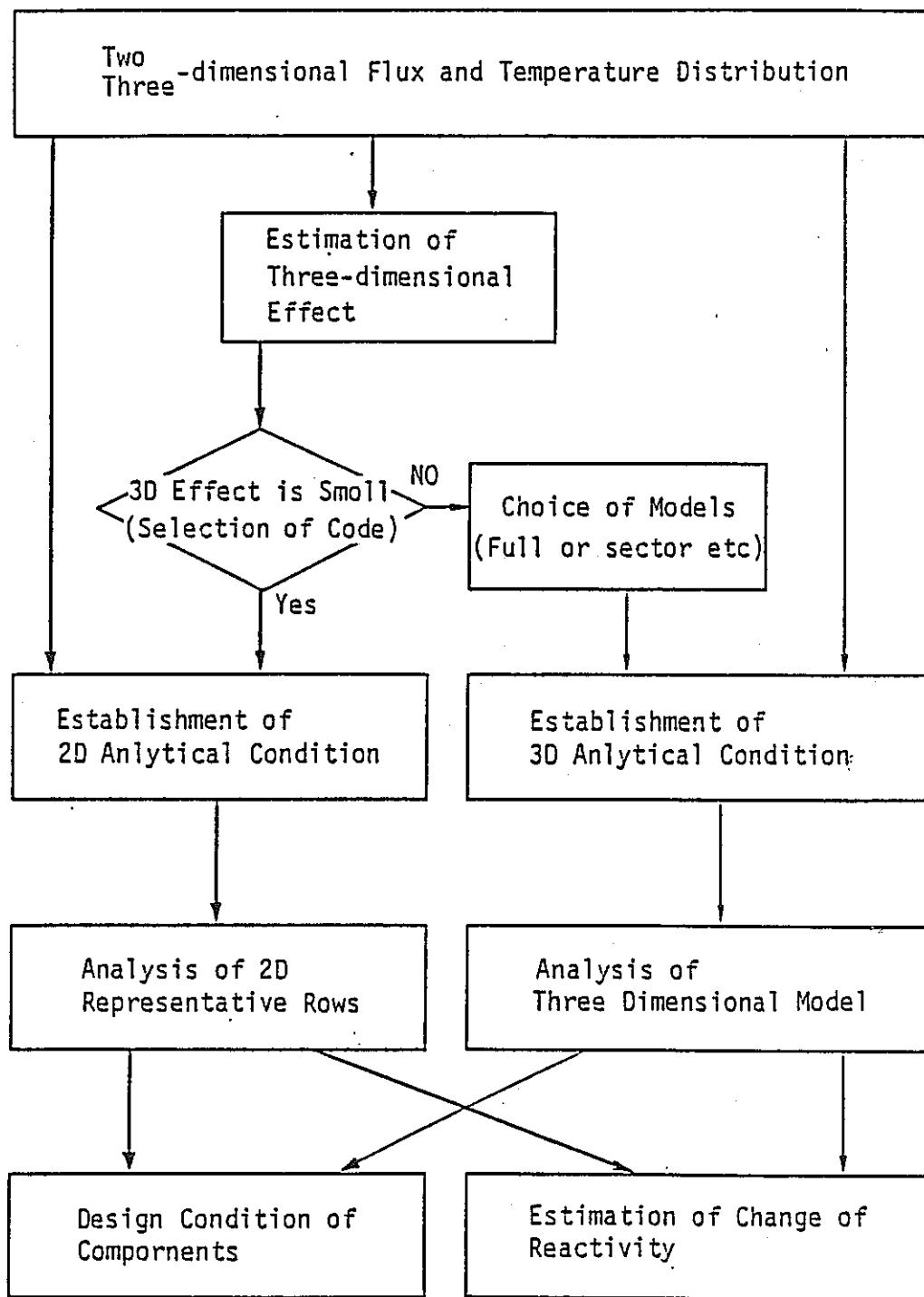


Fig. 6 DIAGRAM OF EVALUATION FOR CORE DISTORTION

Table 1 INFLUENCE FACTORS

	Influence Factors
Properties	<ul style="list-style-type: none"> • Swelling • Creep • Coefficient of Thermal Expansion • Modulus of Elasticity • Coefficient of Friction <p>(The Above Respective Accuracy)</p>
Shapes & Sizes (include its Scatter)	<p>Core Assemblies</p> <ul style="list-style-type: none"> • Distances between the Opposite Side at Pads and Heights of Pads • Nose Pieces • Wrapper Tubes etc. <p>Supporter (Core Support Structure)</p> <ul style="list-style-type: none"> • Receptable Tube • Core Former • Core Support Plate (Pitch)
Environments	<p>Neutron Flux Distribution (include its Accuracy)</p> <p>Temperature Distribution (")</p> <p>Pressure Distribution (")</p> <p>Initial Charge State of Core Assemblies</p> <p>Irradiational Period of Fuel and Plane of Exchange</p> <p>Location of Core Assemblies</p>
Analytical Conditions	<p>Core Model</p> <ul style="list-style-type: none"> • Full, Sector (Three-Dimension) • Representative Rows (Two-Dimension)

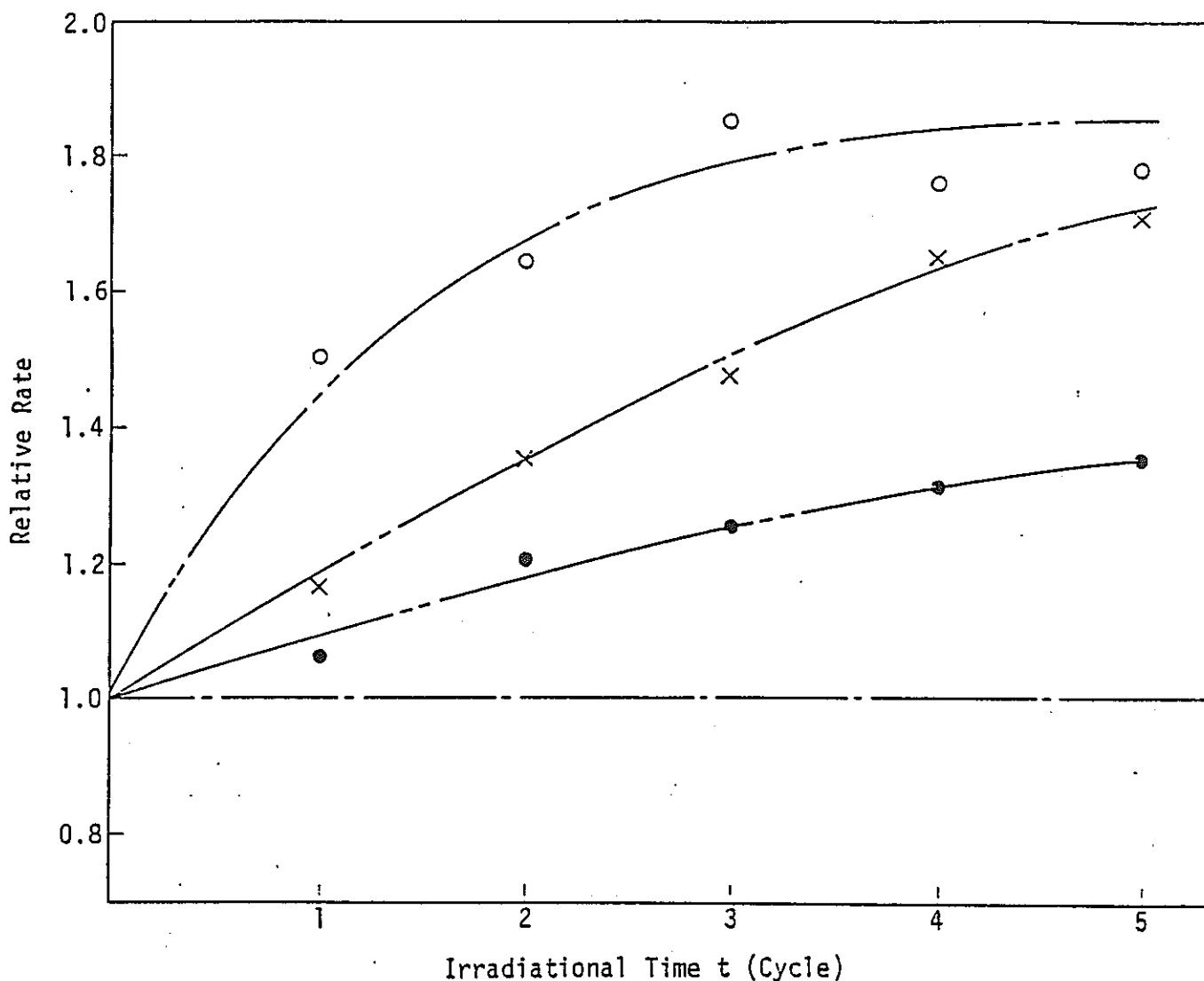


Fig. 4 THE EFFECT OF EQUATION FOR CREEP ESTIMATION
(IN THE 8TH ROW)

- Force at pads of top
- × Residual deviation
- Deviation at core center level

Fig. 20 THE EFFECT OF EQUATION FOR CREEP ESTIMATION
(IN THE 8TH ROW)

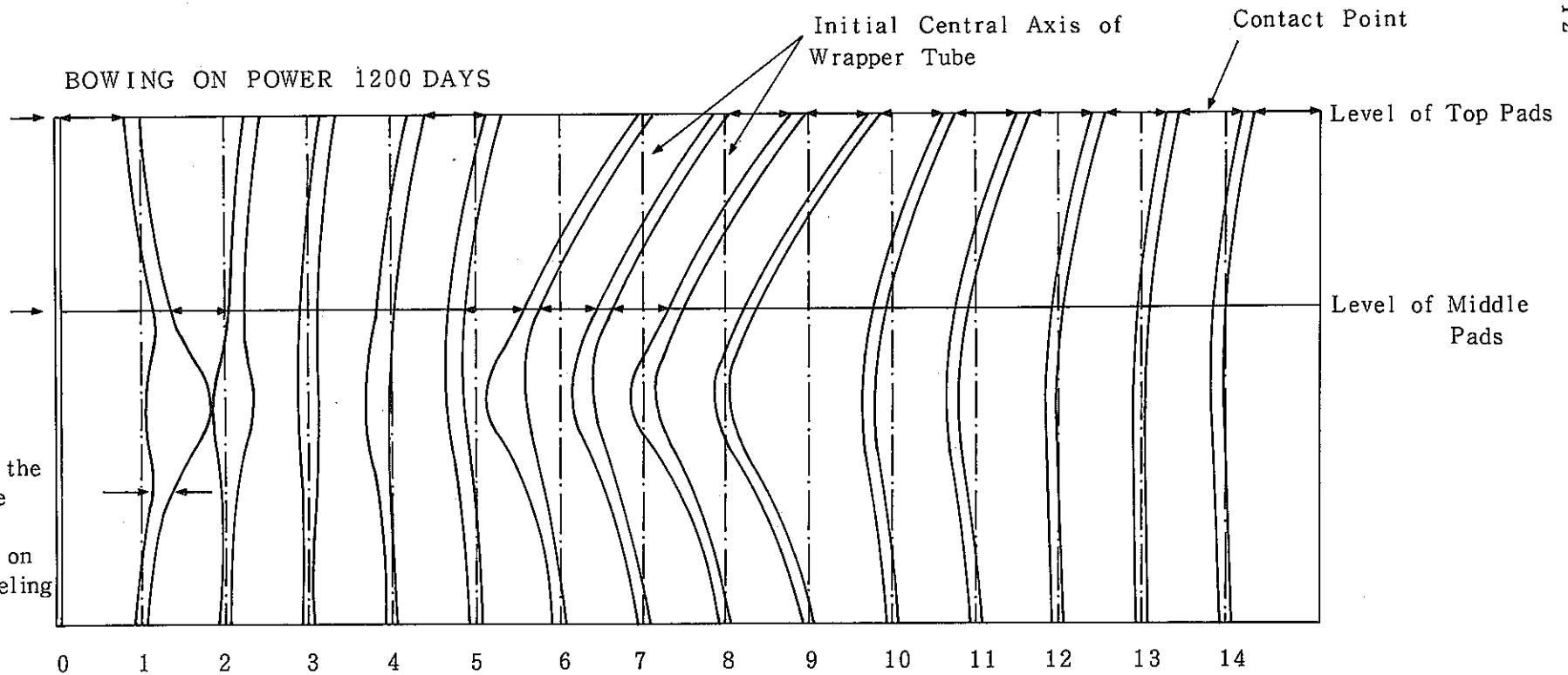


Fig. 21 THE CORE DISTORTION

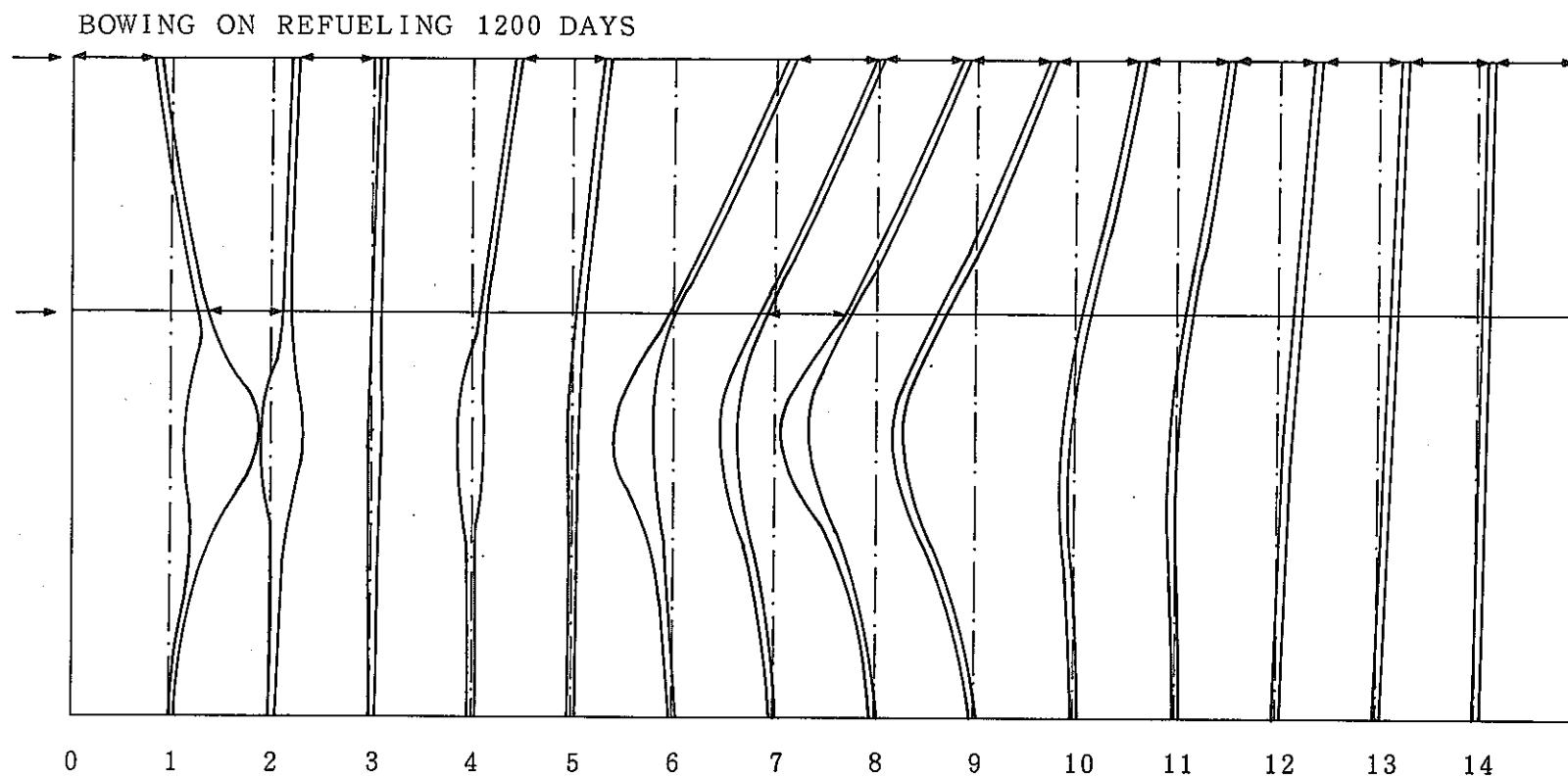


Fig. 22 THE CORE DISTORTION (on refueling)

No. 4 - 3

題名	Design of the SNR 300 Core Restraint System		
著者	J. Heinecke, E. Königsdort	国名	ドイツ (ベルギー)

SNR 300 についての炉心変形に関する全般についての報告である。

1. 炉心拘束システム

SNR 300 の炉心拘束のシステムは Fig. 1 のようになっている。このシステムの特徴は炉心槽の支持枠の材料がフェライト系のステンレス鋼 (Nr. 1.6770) であることで、これはフェライト系がオーステナイト系より熱膨張率が小さいので、運転中はタイトに燃交時は緩くなるよう配慮したものである。

2. 解析方法

炉心変形解析は総て 2 次元コード (FIAT) で行っており、反応度計算用は BIER コードで行っている。2 次元変形コードの妥当性は Fig. 3, 4 に示す中性子束分布、温度分布の双方が、径方向の向きに分布していることで実証されたとしている。

3. 変形解析結果及び検討

Fig. 7 は 441 EFPD^{*} 後即ち寿命末期の変形解析であり「パット部以外では接触させない」という基準を満足していない。(* 3 サイクル)

これを解決する方法として以下のように集合体を取扱うことがある。

- 1) 1 サイクル、2 サイクル運転後取替える列を 6 列目ではなく 2 列目にして 2 列目の集合体を 6 列目を持っていく。
- 2) 8, 9 列目の集合体を 2 サイクル後 180° 回転させる。

このようにした場合の解析結果を Fig. 8 に示した。かなり良くなっているのが分る。燃交時の状態は 1), 2) のようなことを行えば良くなるが、行わなくても引抜力は 3860 N < 20000 N, 頂部変位 12.6 mm < 17 mm, 残留変位 20.8 mm < 25 mm でありいずれも許容値を満足している。

反応度変化については、初期、末期の場合を Fig. 11 に示す。

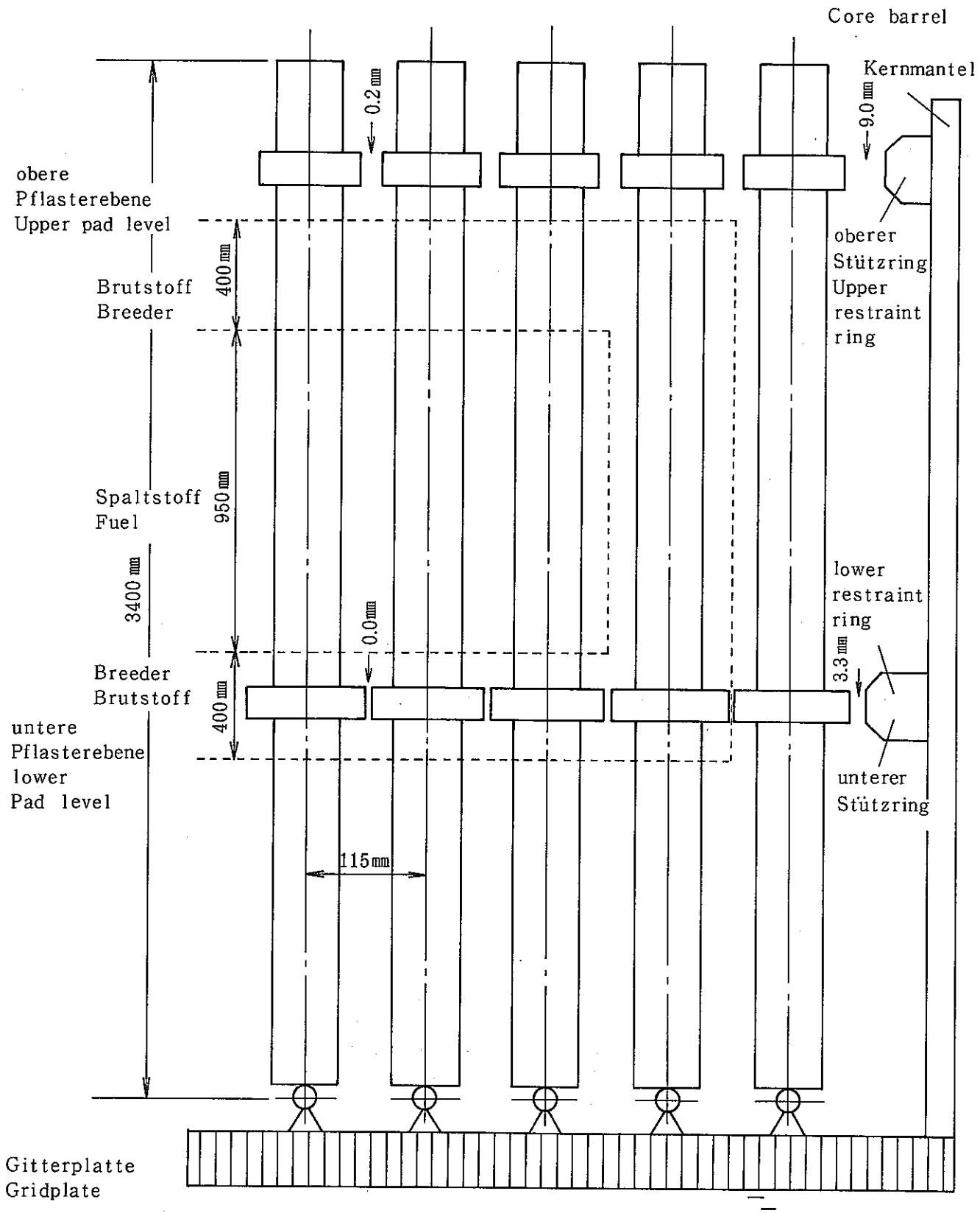


Fig. 1 SNR 300 CORE RESTRAINT SYSTEM

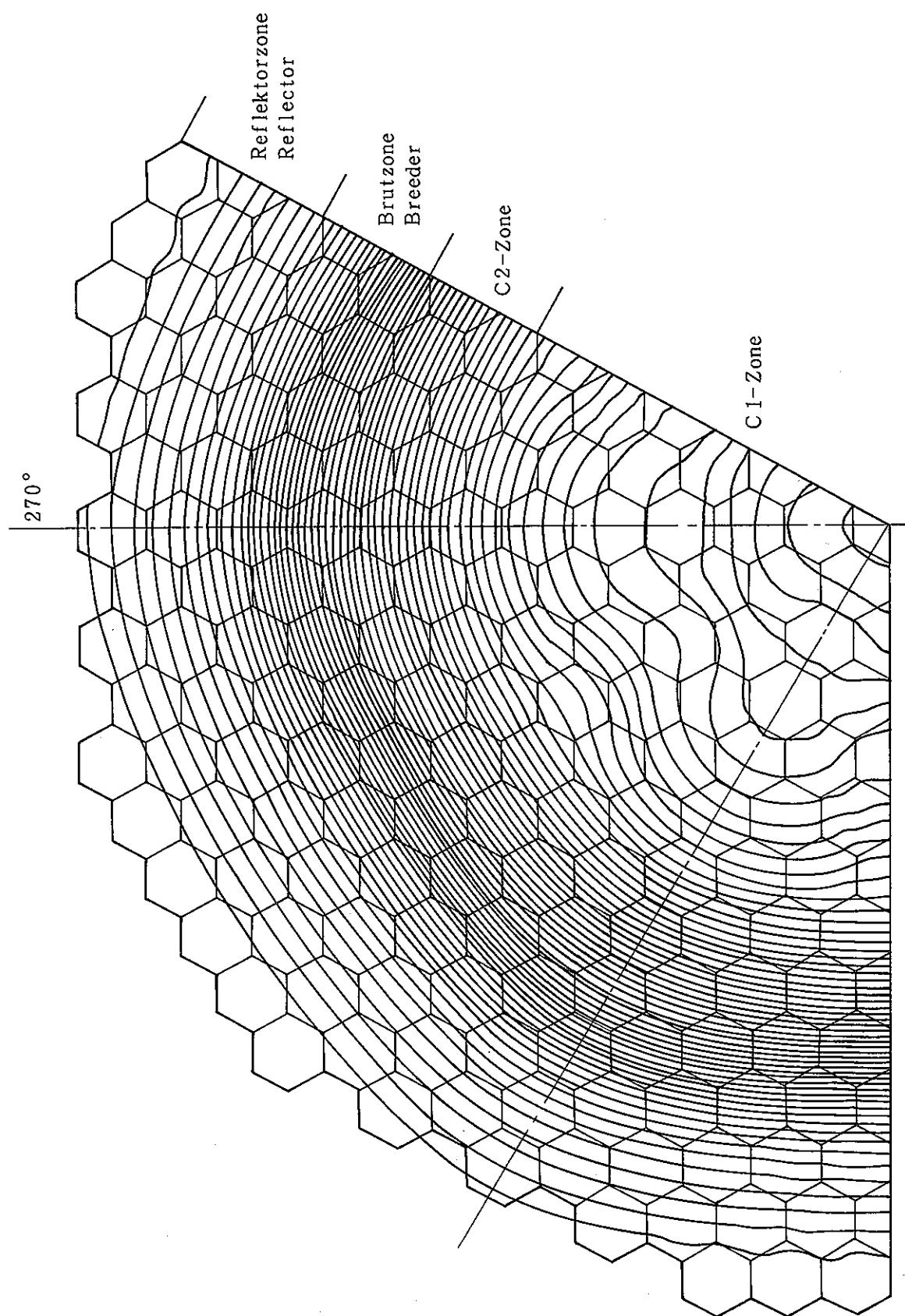


Fig. 3 SNR 300 Markia ISO FLUX LINES

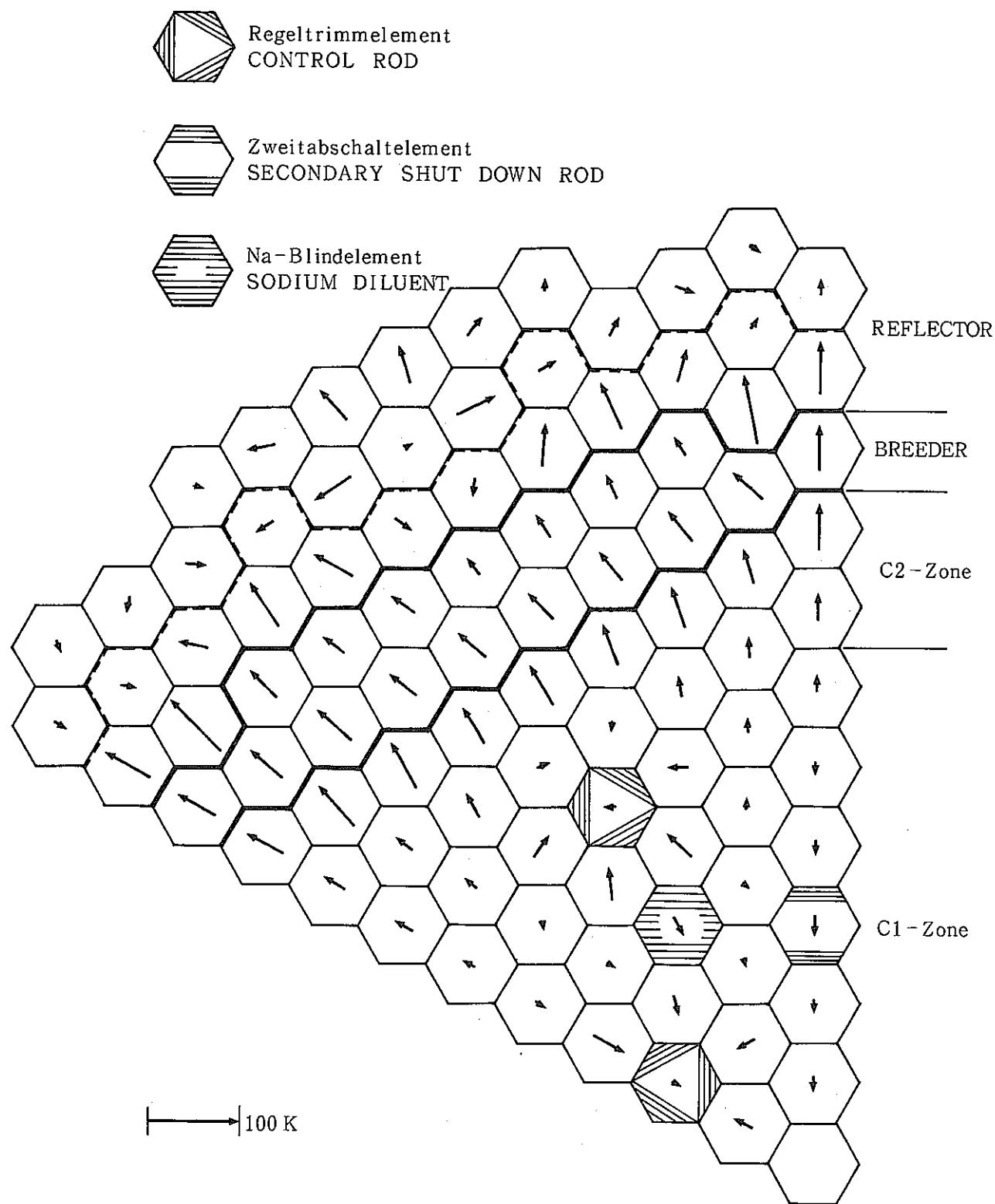


Fig. 4 SNR 300 Mark Ia WRAPPER TEMPERATURE DIFFERENCES

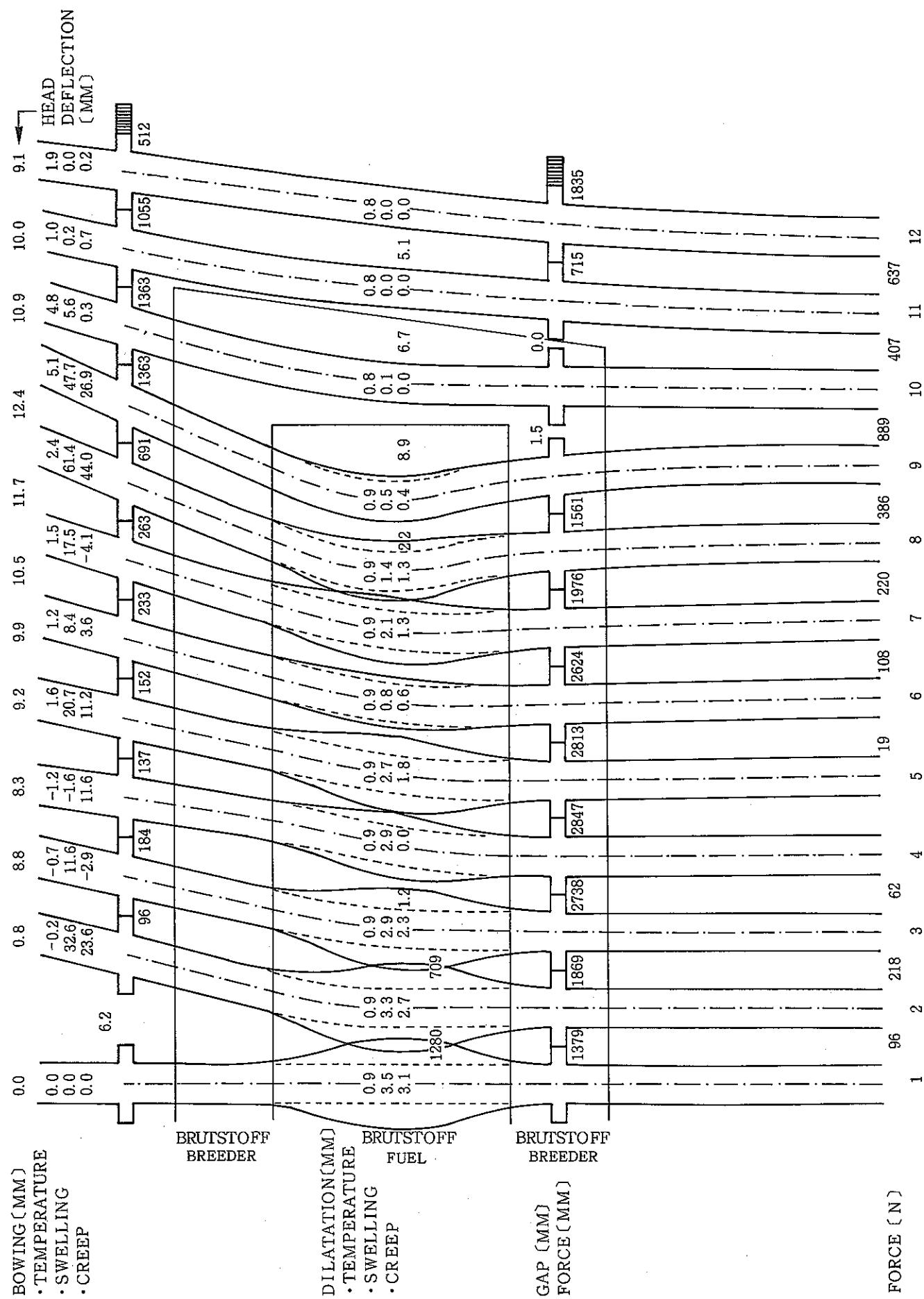


Fig. 7 SNR 300 Mark Ia EOL 100% POWER

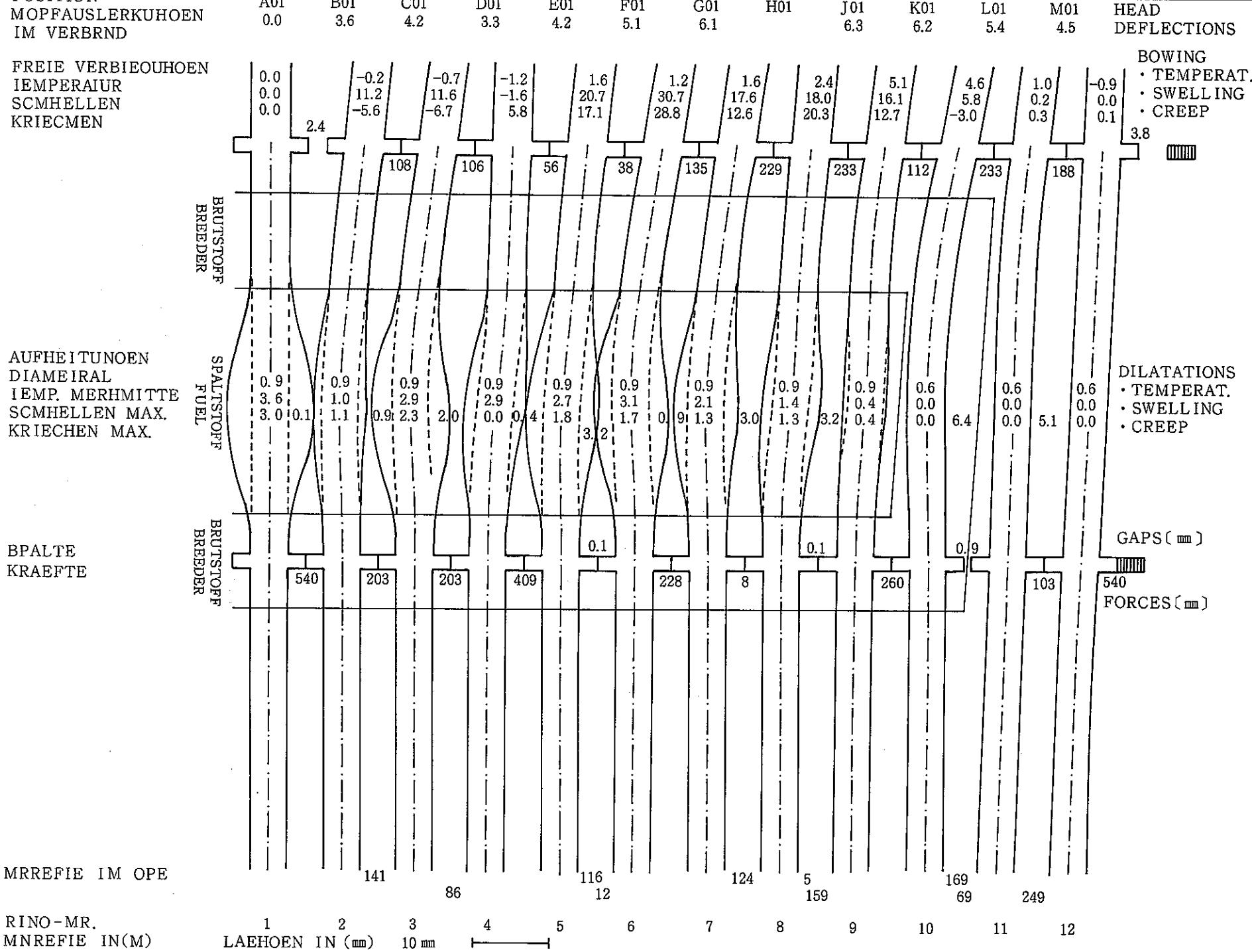


Fig. 8 SNR 300 Markla WITH MANAGEMENT 441 EFPD 100% POWER

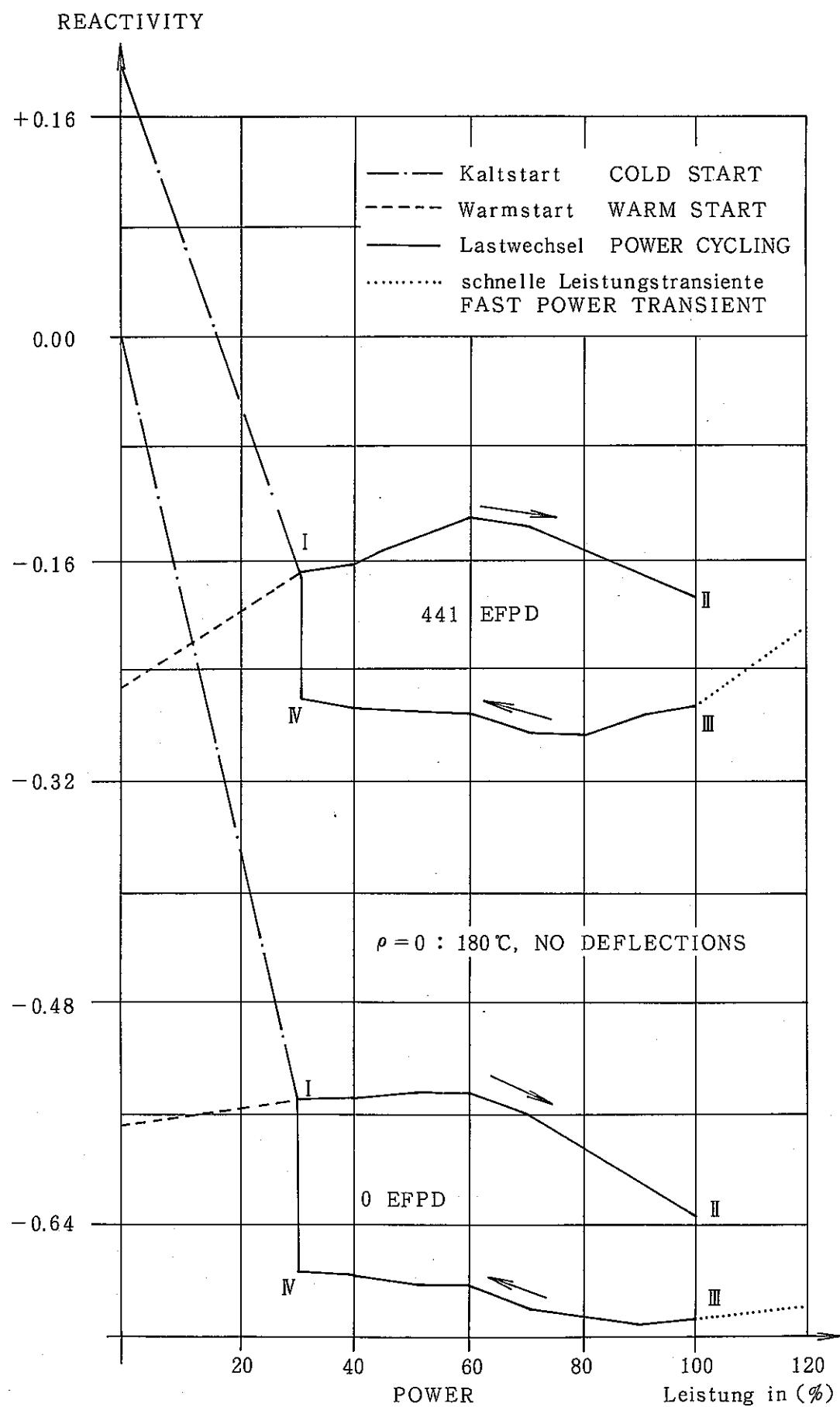


Fig. 11 SNR300 MarkIa BOWING REACTIVITY PERFORMANCE

No. 4 - 4

題名	CDFR Design & Performance Implications of Extended Burn-up		
著者	W. D. Barnes	国名	イギリス

CDER の炉心拘束に関する構造の説明と考え方及び燃焼度 (peak) を 10 % から 15 % に更に 20 % 迄上げることを目的とした CRAMP コードを使用しての計算結果が示されている。又、この結果に基き、燃焼度を上げる為の方法が検討されている。

1. 炉心構造

Fig. 1 に炉心配置、Fig. 2 に炉心拘束に関する構造を示す。

フラー型を採用しないで拘束リングを設けている理由は以下による。

- 地震に対しての優位性
- 集合体頂部の変位を小さくできるので、燃料交換機での操作の信頼性が高い。
- 拘束することにより、クリープが大きくなるのでスエリングと相殺され、残留変位が小さくできる。

集合体は拘束リングと、支持管 (support tube) で支持され、この支持管は、損傷などがあった場合には交換が可能である。集合体先端のスパイク (Fig. 4) は、集合体全長を短くするような配慮で決められた長さで、かつ、ジョイントにより、曲げモーメントに対し拘束されない構造になっている。

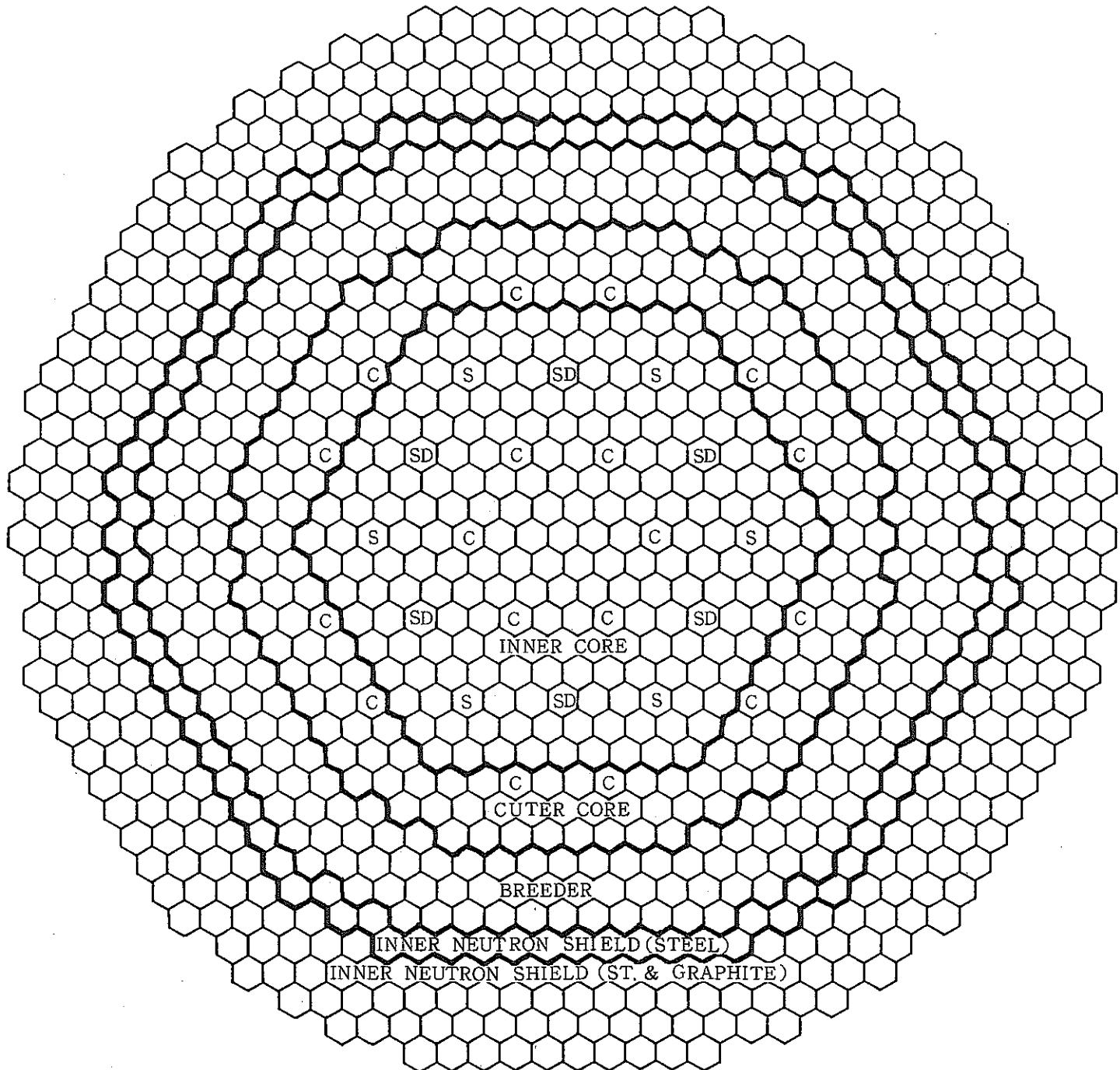
2. 炉心変形解析結果

表 2 に解析結果を示す。表に示されるように 10 % → 15 % に燃焼度を上げても、炉心に装荷中は拘束リングにより頂部変位が制限され、又引抜後の残留変位もスエリングとクリープの釣合で著しく大きくなることはない。引抜力が大きくなるのは Fig. 5 に示すように 3 点接触が生じるからだが、CHARG CHUTE の内径を大きくすることで解決できる。但し、パッド部以外のラッパ管部の膨張による干渉を避ける為には 6.5 mm 以下としなければならないが PE 16 の材料では表 2 に示すように 8.1 mm であり、条件を満足していない。

3. 高燃焼度の為の設計

ラッパ管の干渉を避ける為に、配列ピッチを大きくするのは、炉心の大型化、炉心密度の低減等をもたらすので採用できない。

PE 16 材をフェライト系材にするならば高燃焼炉心 (~20 %) は可能であり、フェライト系ラッパ管について既に 20 の集合体の照射準備がされている。



Inner Core	199 Sub-Assemblies
Outer Core	150 Sub-Assemblies
Breeder	234 Sub-Assemblies
Inner Shielding	90 Rods (Steel)
Inner Shielding	366 Rods (St. & Graphite)

-  C Operating Rods
-  SD Alternative Shut Down Devices
-  S Shut Off Rods

Fig. 1 PREFERRED HOMOGENEOUS CORE FOR C.D.F.R.

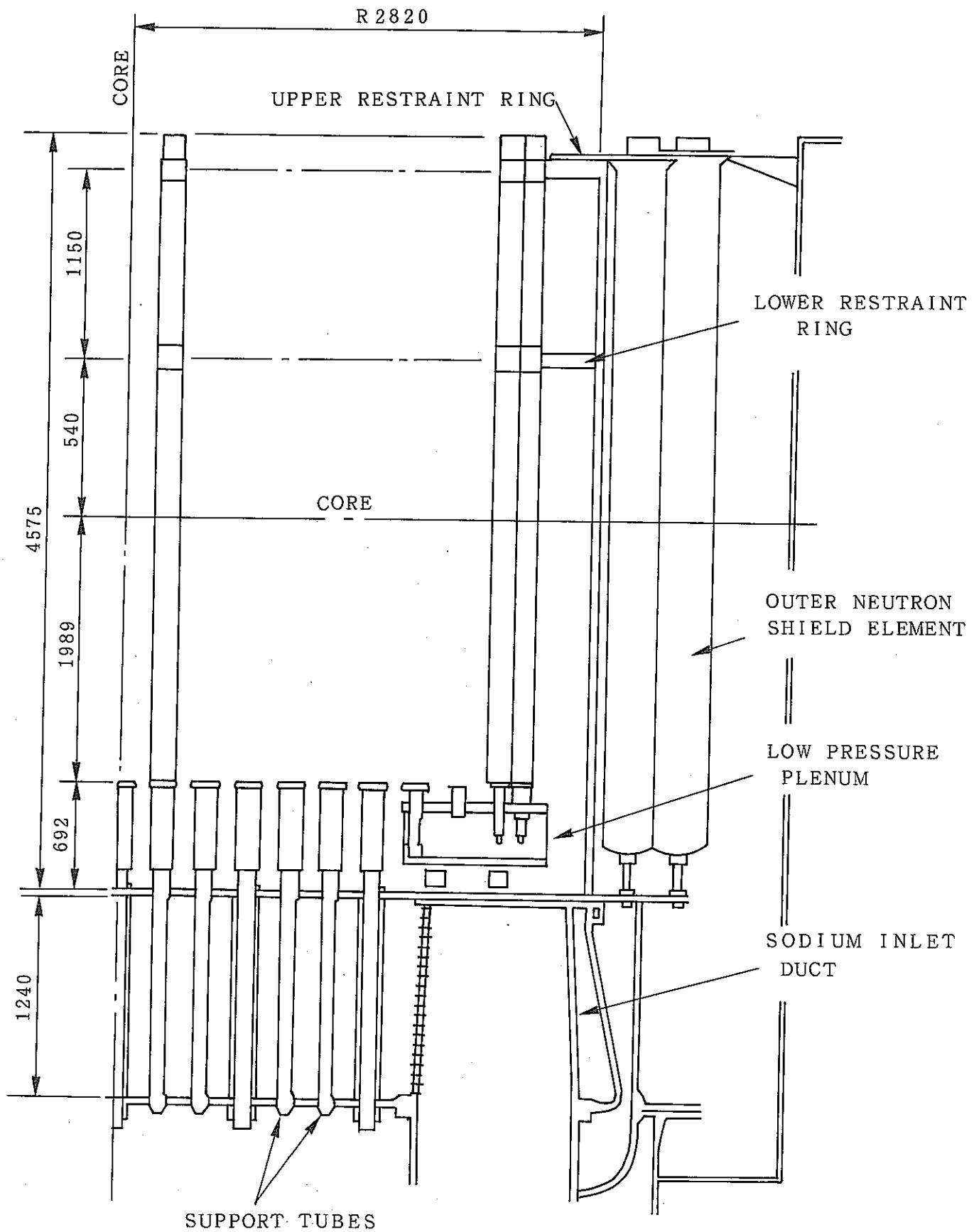


Fig. 2 CROSS SECTION THROUGH RESTRAINED CORE

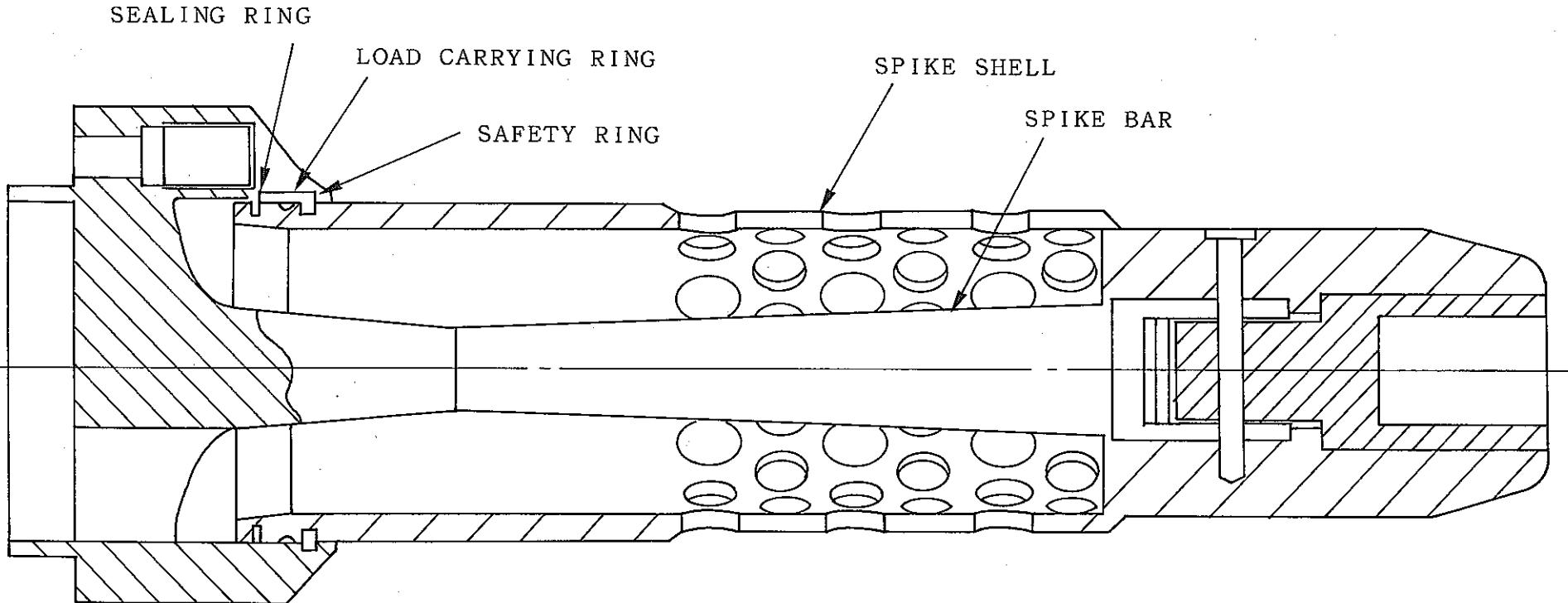


Fig. 4 SECTION THROUGH FLEXIBLE SPIKE

TABLE 2 CRAMP PREDICTIONS

	PASSIVE RESTRAINED CORE			
MATERIAL Wrapper Thickness (mm)	PE 16 2.6	PE 16 2.6	Ferritic 3.2	Ferritic 3.2
Burn-up	10%	15%	10%	15%
Max Pad loads (LRP) Kn	3.4	3.8	1.2	1.3
Max Head BOW In Core mm	< 1.0	< 1.0	1.4	1.5
Max Head BOW Unrestrained mm	13.5	15.0	6.5	6.5
Max dilation (diametral) mm	5.7	8.1	3.2	4.5
Initial Refuelling Load Kn (excluding S/A weight—u=1.0)	2.7	4.0	1.5	1.7

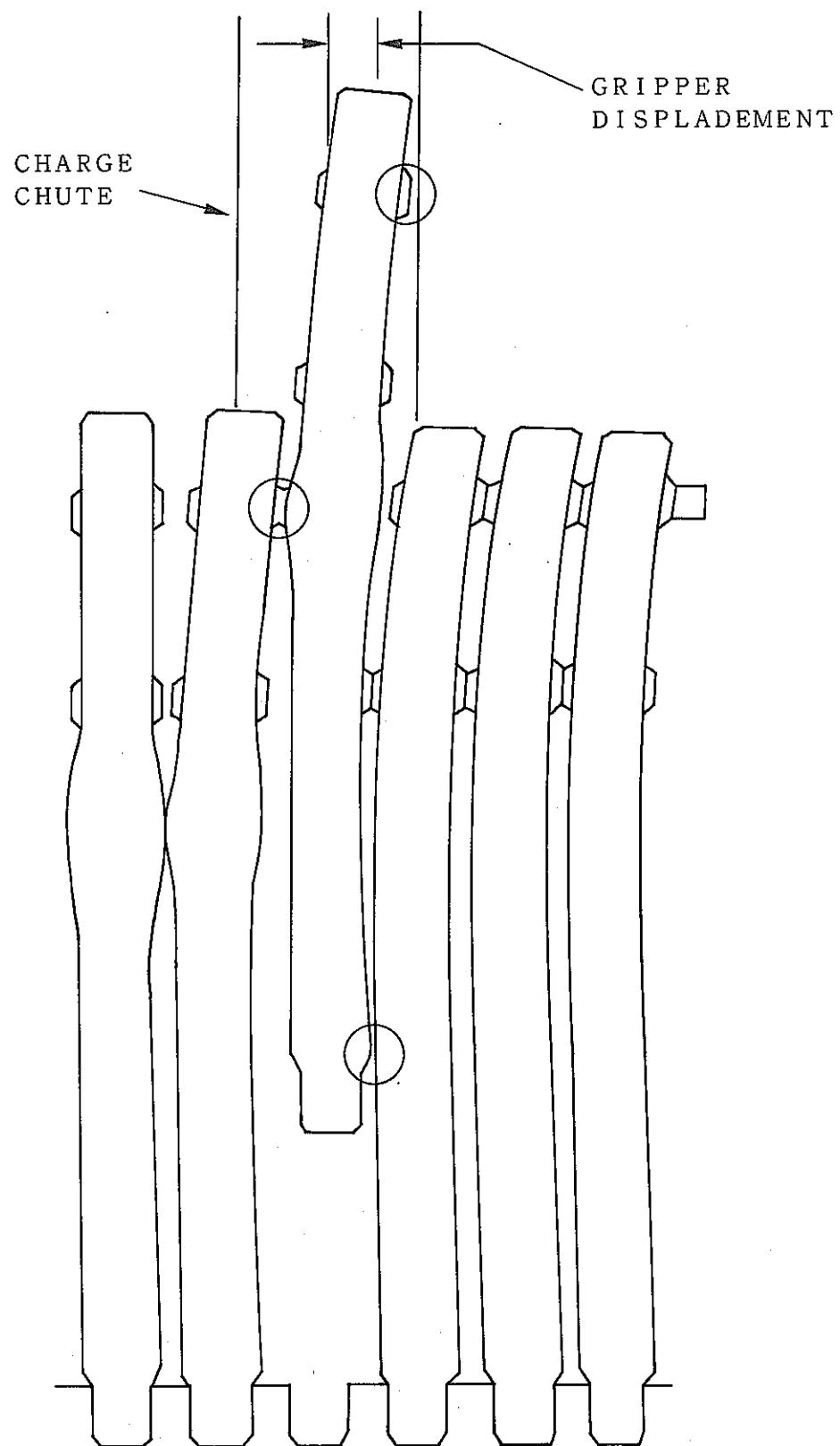


Fig. 5 BOW INTERFERENCE DURING REFUELING

No. 4 - 5

題名	PEC Core Mechanical Analysis		
著者	R. Di-Francca, A. Martelli	国名	イタリア

提出論文はなく、O.H. Pでの説明のみであった。

PEC炉心についての設計評価、試験研究の概要説明で、地震及びコードの検証について強調していた。

PEC炉心では当初パッドを1箇所で考えていたが地震に対する配慮から2箇所にしたとのことである。この為、解析は複雑となり、以下のことを問題点としていた。

- 集合体下部支持部の非線型性
- 照射クリープ効果
- 摩擦の影響
- その他静的な種々のパラメータ

又、コードの検証については、地震応答に関する試験を含んで実施する予定とのことであった。

No. 4 - 6

題名	Mechanical Behavior of a Fast Reactor Core Application of 3D Codes to SUPER-PHENIX 1 & Parametric Studies		
著者	A. Bernard, J. P. Van Dorsselare	国名	フランス

2-4で報告のあった3次元解析コードを使用して、SPX 1の1/3炉心を対象に変形解析を行った結果が示されている。

1. 計算の仮定

- 1) 集合体の線型湾曲は単独に考える。底部のギャップはない。剛性は変化しない。
- 2) 集合体間の相互作用は予め指定する。(炉心中心位置での接触は無視する)
- 3) 引抜力の計算以外は摩擦は考慮しない。
- 4) 照射条件(中性子束、温度)の時間依存はないものとする。

2. 不確かさ

引抜力について125%以外は50%の不確かさを考慮する。

3. 計算結果

Fig. 2に寿命末期の炉運転中の頂部変位を示す。制御棒廻りの特異性が良くできている。

Fig. 3, 4は初期、末期のパッド位置での腐触を示す図である。

この解析結果は以下の項目について基準を満足していた。

<炉運転時>

- 集合体の頂部変位
- パッド部の荷重
- 集合体の曲げモーメント

<炉停止時>

- 集合体頂部変位
- 自由(残留)湾曲量
- 集合体引抜力

4. パラメータサーベイ

SPX 1の1/3炉心を対象に、将来変更すると予想される軸方向のパッド位置、集合体の剛性(stiffness)、パッド部の剛性(stiffness)をパラメータとし、干渉力、頂部変位、引抜力、反応度変化(当価変位量で評価)について調べた。

- パッド位置は現状の位置より低くした方が良いが、干渉力(パッド部荷重)引抜力はかなり増加する。

- パッド部の剛性を $1/5$ にすると、反応度変化量は減少し、干渉力も半分になる。
- 集合体の剛性を $1/3$ にすると反応度変化は増加するが干渉力は $1/3$ になる。

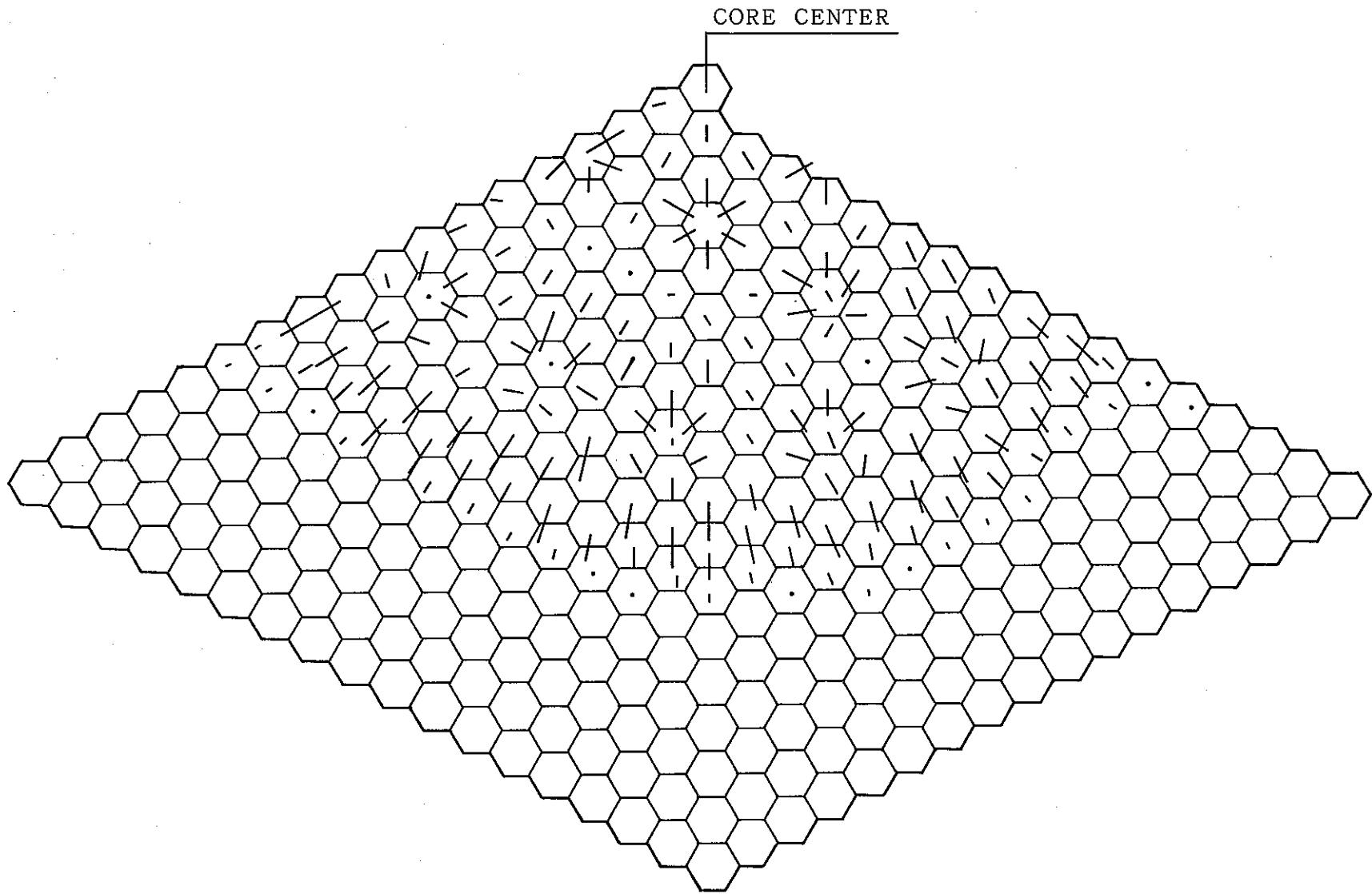


Fig. 2

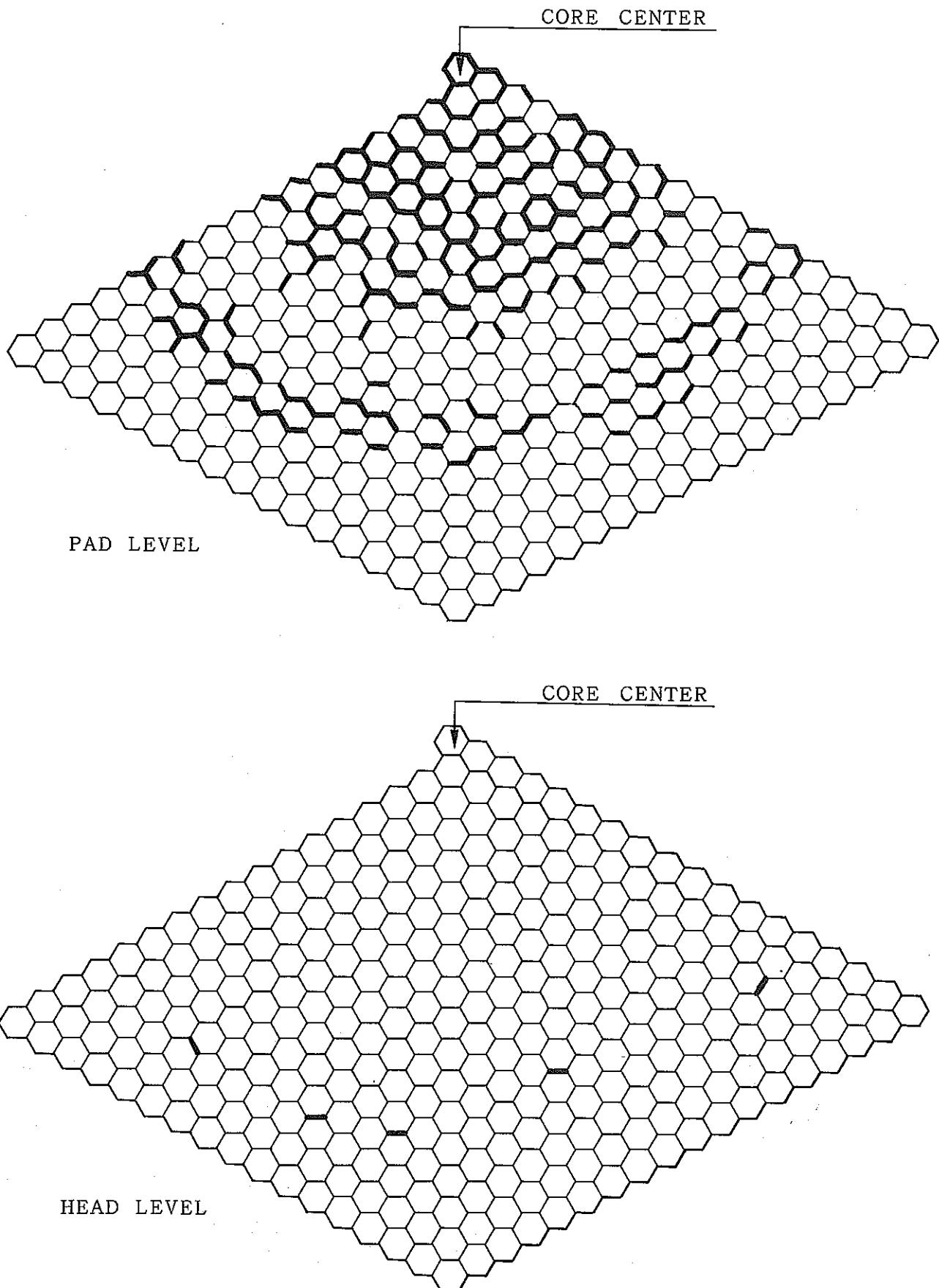


Fig. 3

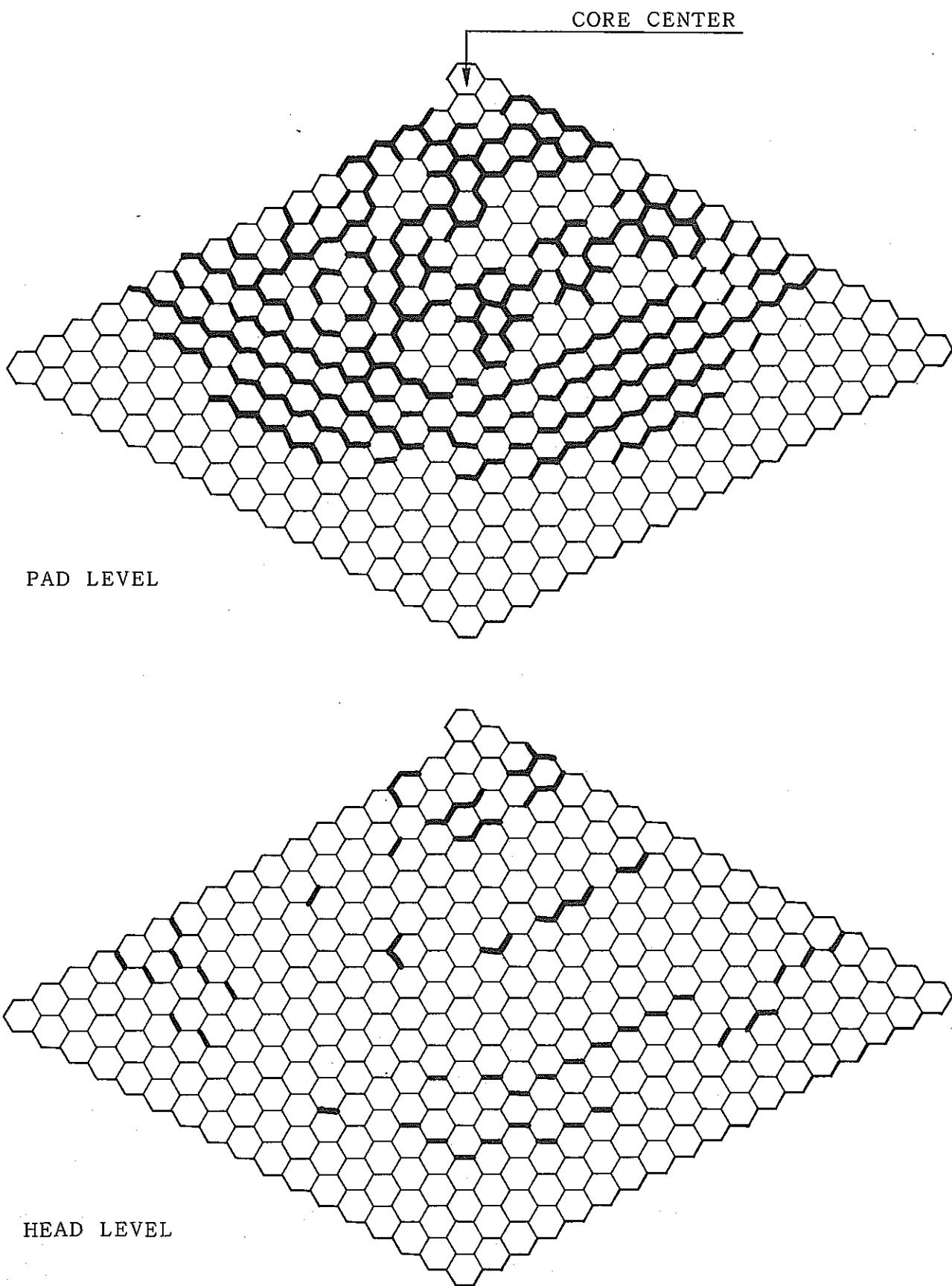


Fig. 4

No. 5 - 1

題名	Core Distortion Behavior Operating Experience in France	
著者	A. Bernard, J. P Van Dorsselaere	国名 フランス

Rapsodie と Phenix の 2 つの炉の経験が記されている。

1. Rapsodie

運転当初は炉心の機械挙動に関する知識は乏しく swelling や照射クリープについても何も分っていなかった。

PIE 等で判明した結論は以下の 2 つである。

- ① ラッパ管の曲がりや内部 Na 圧によるラッパ管の面の変形により swelling やクリープの存在が判明した。
- ② 炉中心にあるスペーサパッドがへこんだ。これは隣接集合体との接触荷重で生じたものだった。

燃交時の集合体頂部位置を示す map が実測により得られた。しかし 3 D コードでの計算結果とは一致しなかった。

2. Phenix

運転当初から検討すべき問題点がはっきりしていたという点で Rapsodie とは異っていた。

ラッパ管材として種々の材質のものが検討され、この結果が最終的に SPX-1 で Ti stabilised 316 コールドワーク材が使われることにつながった。3 D コードの必要性が強調された（燃交等により炉心は非均質になるため）炉内の情報を得るために次の 2 つの装置が使われた。

- ① 集合体変位を光学的に観察する装置 …… 故障が発生し充分な情報得られず
- ② 超音波を使った装置 …… これも故障により充分な情報得られず

No. 5 - 2

題名	Bowing Behavior of Subassemblies in Experimental Fast Reactor "JOYO"		
著者	T. Ikegami, N. Mizoo, Y. Matsuno	国名	日本

- JOYO では MK-I, MK-II 炉心の初期の出力係数には以下の 4 点の特徴が観測された。
 - ① 出力係数の実測値には出力依存性があった。一方炉心変形を考慮せずに求めた計算値にはほとんど出力依存性がなかった。
 - ② MK-I, MK-II 炉心の出力係数実測値は 65 MW 以下ではよく一致していた。
 - ③ MK-I 炉心では 50 MW 以上の出力では急激に負側に増加していく。
 - ④ MK-II 炉心では負側への増加が 65 MW 以上では抑えられ 85 MW 以上では出力係数の絶対値が減少した。
- これらの特徴を調べるために湾曲解析が行われ、その結果以下の事が判明した。
 - (i) MK-I 炉心においては湾曲効果を考慮した計算値の方が、考慮しない計算値より実測値とよく合った。
 - (ii) MK-II 炉心においては上記の④の特徴は、高出力領域では炉心燃料集合体の外側への変位が湾曲により抑えられるためであると定性的には説明できる。定量的には解析結果と実測値は必ずしも良く一致しないが、パラメータサーベイの結果、反射体での発熱、集合体倒れのしきいモーメント、内側反射体の剛性等の不確定パラメータの取り方によっては実測値と合う方向にいく。
 - (iii) これらの結果より、出力係数実測値に見られた出力依存性は湾曲効果によることが明らかになった。
- PIE における寸法測定や燃交時の引抜き荷重測定も行われている。
- JOYO では burn up が低いため今のところ swelling は問題にならない。

No. 5-3-1

題名	A Review of PFR Core Distortion Experience	
著者	A. J. Brook, R. G. Anderson	国名 英国

- PFR の炉心変形がらみの運転上の制限は下記のように分類される。

変 形

- ラッパ管湾曲
- ラッパ管の軸方向伸び
- ラッパ管の径方向膨張
- 制御棒案内管と吸収体の湾曲
- BPD (burst pin detection)
- パイプの膨張
- ラッパ管に対するピンの過大膨張

荷 重

- 引抜き荷重
- leaning post モーメントとそのボルト荷重
- 制御棒案内管と吸収体の干渉

- PFR 運転の初期において、上気の制限は計算コードで評価できると判断し、現在下記の 3 つの計算コードが使われ、且つ改良を加えられている。

CRAMP ラッパ管間の干渉を計算する

PEBBLE 吸収体とラッパ管（下部案内管）の干渉を計算する

PINSCAN ラッパ管内ピンの膨張を計算する

- これまでの材料照射の結果では

En 58 B (ASME 321 steel SUS 316 に Ti を添加したもの) DFR の結果
に比して swelling 量は小さかった。

PE 16 (Ni ベース) 予想したよりも swelling 量が大きかった。

- 近年起ってきた問題としては swelling 差（異種材間及び同種でもコンポーネント間）がある。 M316 の場合被覆管の方がラッパ管より swelling が大きい。
BPD パイプの PIE 結果でも同種材であるにもかかわらず swelling 量に大きな差がある。

No. 5-3-2

題名	A Review of PFR Core Distortion Experience		
著者	A. J. Brook	国名	英 国

- PFR の core support system (leaning post 方式) についての概略説明
- 運転上の制限
 - a 集合体湾曲 14 mm を越える湾曲があると交換機内での回転ができなくなる
 - b 集合体軸方向伸び 炉上部機構との干渉, 炉中心からの距離の関数で径ブランケットでは 18 mm, 炉中心で 21 mm
 - c ラッパ管の膨らみ これ自身制限の対象とならないが内部のサブチャネル流路断面積が変る。
 - d leaning post 曲げモーメント 10 KNm
 - e 引抜き荷重 交換機の能力できる。
 - f 制御棒案内管と吸収体の湾曲 干渉による摩擦力が吸収体自重の 1 / 2 以下
 - g 燃料ピンの伸び 重要な制限であり, これで燃料の寿命が決まる (PFR はグリッドスペーサー?)
 - h BPD (burst pin detection) 部の不整合 H/H 部側面に BPD 用の穴が開いており, これとガイドチューブに不整合が生じると BPD の感度が落ちる PFR 独特のもの
 - i 制御棒スパイク (ダッシュラム) の変形 ダッシュラムの swelling によるダッシュラムポットとの干渉
- 運転する側にとっては, これらの制限が EFPD or dpa で示されるのが都合良いがそういう単位で示すのはかなりむつかしく計算コードの信頼性が要求される。
- CRAMP コードの運用
 - CRAMP で現在欠けているのは制御棒駆動機構を通して上部から受ける拘束を扱うこと。
 - swelling 式については PIE データからの平均値を用いた Best Estimate と 1σ のばらつきを見込んだ式の両方が使える。
 - 各運転サイクル毎に計算されどの集合体を交換あるいは回転すべきか決めている。

◦ In-core Distortion Monitoring

- 交換機を使っての測定 …… 集合体伸びに対しては±2mm, 曲がりに対しては±4mmで測定可能
- ultrasonic under sodium viewer を使っての測定 …… 高さに対して±0.2 mm 曲がりに対して±1mmで測定可能
- CRAMP の計算結果と USV の測定結果は概ね良い一致を示した。

◦ PIE

En 58B (ASME 321 steel …… SUS 316にTiを添加したもの) …… 予想していたよりも、はるかに swelling 量は小さかった …… 70 dpa での湾曲量は 5mm 以下

DE 16 (Niベース) …… 予想以上に swelling 量が大きかった。 …… 湾曲量は 20 mm クリープについては En 58B はほぼクリープ式にのっていた。 PE 16 は予想以下だった。

◦ 燃料ピンの伸び

CW M316 は予想していたものとほぼ同じだった。(1部においては 2.5 倍に達するものもあった)

◦ swelling 差の問題

- 制御棒のスパイク (ダッシュラム) にはガイドキイが打ちつけられている。これらは同種材 (PE 16) のだが曲がりがみられた。
- スペーサーグリッドをラッパー管に止めている個所 (両者は同種材) でも曲がりがみられた。

No. 5 - 4

題名	Preventive Measures for Avoiding Handling Problems from the Operators View	
著者	_____ (Franz Bauer)	国名 西独

- SNR 300においては炉心変形による燃料取扱上の問題が生じないようモニターリングを行うこととしている。

取り込むデータは

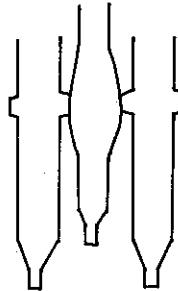
- 炉心からの計測信号（温度 流量 中性子束 出力）
- 核計算（3D）結果（出力 温度 燃焼度 中性子束 dpa）
- 設計、製造データ
- PIE 結果と制限値

これらのデータから history data file を作成し、解析、評価を加えることにより、試験すべき集合体や交換すべき集合体を決める。

No. 5 - 5

題名	An Analysis of Fuel Assembly Behaviour during Refuelling and Their operating Experience		
著者	Yu. K. Buksha et al.	国名	ソ連

- BN-600 では燃料交換システムの都合上集合体の湾曲量（永久変形量として）は 10.5 mm 以下でなければならない。
- ラッパー管の対面間距離は 7 % の burn up で swelling により 1 ~ 2 mm 増加（製造時は 9.6 mm）していた。
これを外挿すると 10 % の burn up まではだいじょうぶである。
- BN-600 の場合ラッパー管の swelling により右図のように引抜き時に隣接集合体のパッド部を通加できるか否かが問題になっている。
これは引抜き時に荷重計の記録を取ると引抜き開始時に静止摩擦による大きな荷重が表われるのは当然としてパッド部通過時にそれよりも大きな荷重が表われていることから判る。
- 引抜き荷重を炉内の各集合体についてみてみると、制御棒に隣接する集合体において大きな荷重が表われている。これは、制御棒周辺で中性子束分布や温度分布が大きくゆがんでいるためと思われる。



3. IAEA/IWGFR「炉心変形挙動の予測と経験」に関する専門家会議

Oct. 1 ~ 4 1984

〔結論〕

- (1) 現在の FBR は炉心拘束法として natural 型と passive 型の 2 つに大別されるが細部については個々に異っている。耐震の観点からは拘束の必要性が強い。積極的に（ギシギシに）拘束するまでには至っていない。
- (2) 2 D コードは設計計算においてパラメータサーベイや相対値を得るために有効である。しかし運転する側としては実際の炉心が非対称で非均質であることから 3 D コードを必要とする。2 D と 3 D の比較では絶対値に差異がある。
- (3) 多くの計算コード (HRAMONIE, CRAMP, NVBOW 3D, FIAT, ARKAS 等) が炉心変形を扱うために開発された。ABAQUS は動解析も可能である。
- (4) 個々の計算コードを使用するにあたってはコードの validation と verification が必要である。会議において verification のベンチマークを行うことを IWGFR に提案することになった。validation のベンチマークは時機尚早であるが後日行う。
- (5) 炉心拘束の観点からはスエリングを減らすことがきわめて有益であることが確認された。高燃焼炉心達成にあたっては低スエリング材を使用し、現在の炉心型式を保っていくというのが全体の流れである。
- (6) 多くの国においては、燃料交換計画を炉心変形計算の結果で決めている。計算だけでなく、PIE 結果も含めて決めるべきであり、回転の早い PIE とその反映の必要性が確認された。
- (7) 会議の議論を通じて、異国間で同じ事をダブって行っていることが判明した。これは特にコード開発とモックアップ試験についていえる。

4. IAEA/IWGFR「炉心変形挙動の予測と経験」に関する専門家会議

Oct. 1~4 1984

〔提 案〕

- (1) IWGFR の賛助のもとで計算コードの verification ベンチマークを行うべきである。
varidation のベンチマークはその後で行うべきである。
- (2) 次回の専門家会議は IWGFR の賛助のもとで「地震時の炉心応答」について近い将来開かれるべきである。
- (3) IWGFR はコード開発、モックアップ試験、炉心変形に関する運転経験の分野で国際間の情報交換をより活発に行うよう働きかけるべきである。

5. 付 錄

炉心拘束法の分類

leaning post型	free standing型 (natural型)	Passive型
<p>自由変型を許すもので拘束法としては最も緩い。</p> <p>拘束力が弱いため集合体にかかる荷重は小さいが、かわりに変形量（特に燃料頂部）が大きい。</p> <p>従って集合体寿命は燃料交換機の位置決め制限できる。</p> <p>寿命を延ばすためには集合体を時々回転させて、曲がりを伸ばすか、低スエリング材の開発しかない。</p> <p>PFRの場合スペーサパッドは下部軸ブランケットにあるのみでそれより上は free</p> <p>例] PFR</p>	<p>炉心の外層に位置する数層の径方向遮蔽体を曲げにして剛な構造にすることにより炉心燃料の変形を吸収し且つ拘束する。（径方向遮蔽体がソフトスプリングの役目をする。）</p> <p>集合体寿命はスペーサパッドでの荷重リミットで決まる。集合体配列が乱れる可能性がある。</p> <p>SPX-1, 2の場合スペーサパッドは上部軸ブランケットにある。</p> <p>一般に径方向遮蔽体のエンタランスノズル（foot, spike）は長い。</p> <p>例] EBR-II, Phenix SPX-1, 2 SNR-2</p>	<p>ある程度炉心を拘束する方式で core former（拘束リング）を持つ。</p> <p>従って、変形量は小さいが集合体にかかる荷重は大きくなる。</p> <p>スペーサパッドは多くの場合集合体頂部と上部軸ブランケット部の 2カ所にある。</p> <p>炉により拘束リングやスペーサパッドの位置、数にバリエーションがある。</p> <p>例] FFTF JOYO, MONJU BN350, BN600 KNK-II, SNR-300 CDFR</p>

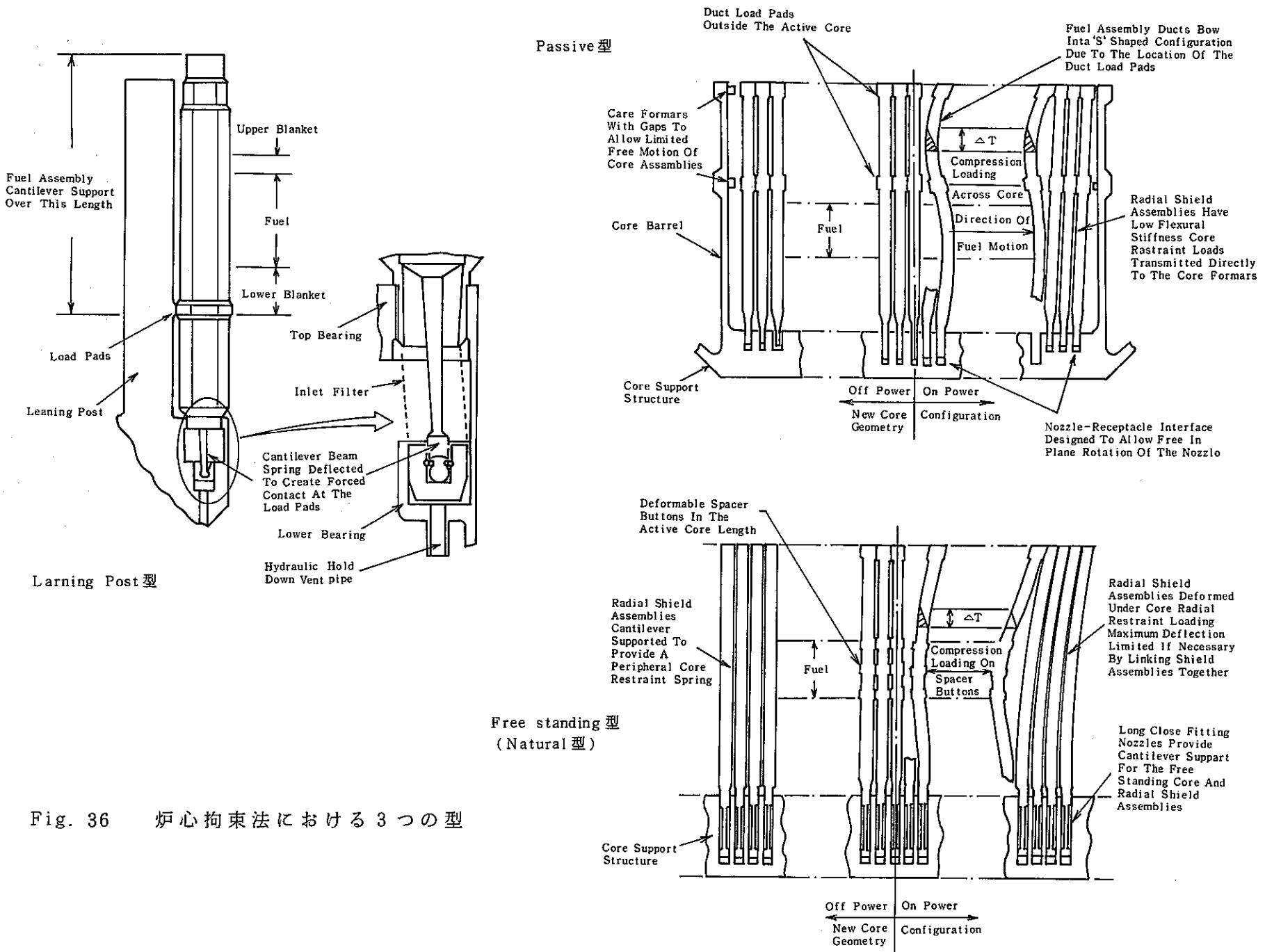


Fig. 36 炉心拘束法における 3 つの型