

Advanced LMFBR Fuelsに関する国際会議

# 海外出張報告

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N 960 78-02
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	

1978年2月



動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

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

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

## Advanced LMFBR Fuelsに関する国際会議

## 海外出張報告

小松純治\*  
本田裕\*\*  
金子洋光\*\*

## 要 旨

米国原子力委員会と ERDA の共催による Advanced LMFBR Fuels 国際会議が 1977 年 10 月 10 日から 13 日まで Arizona の Tucson で開かれた。論文総数は日本からの 3 件を含めて 48 件に達した。内訳は各国の開発計画 7 件、酸化物燃料の照射経験 6 件、炭室化物燃料の照射経験 8 件、燃料の性質 7 件、安全性関係 8 件、挙動解析 5 件、その他一般 7 件である。米国は会議の 10 日前である 10 月 1 日に ERDA を DOE に組織替えしたばかりであり、カーター政策を一段と強化しつつある時で、研究者の間に戸惑いを感じられたが、ヨーロッパ各国は FBR の新型燃料開発に意欲的だった。

---

\* 大洗工学センター 燃料材料試験部 照射燃料試験室

\*\* 東海事業所 プルトニウム燃料部 開発課

## 目 次

1. まえがき	1
2. スケジュール	2
3. 会議要約	4
3.1 Keynote Speech	4
3.2 Session I National Advanced LMFBR Fuels Development Programs	8
3.3 Session II 同上	13
3.4 Session III Irradiation Test Experience-Oxide Fuels	16
3.5 Session IV Recent Developments in Properties of Advanced Fuels Materials	23
3.6 Session V Irradiation Test Experience-Carbide and Nitride Fuels	29
3.7 Session VI Safety Aspects of Advanced Fuels	39
3.8 Session VII Irradiation Performance Analysis	48
3.9 Session VIII General Papers	55
3.10 Session XI Special International Discussion Session	63
4. Dr. Simmons 退官講演	69
5. 感想	73

## 1. ま え が き

米国は高速増殖炉の早期確立を旨として、開発の集約化および予算合理化を目的に、数年前それまで行なってきた炭窒化物燃料の開発を中止し、酸化物燃料の開発に集中してきた。しかし、1974年の石油危機によって、高増殖比、低増殖時間の炭窒化物燃料の優れた特性があらためて認識され開発を再開した。1974年のANS Winter MeetingではAdvanced fuelsに関する3つのセッションが開かれ超満員となった。このような関心の深さに刺激され、今回ANS/ERDA共済によるはじめてのAdvanced LMFBR Fuelsに関する国際会議が1977年10月10日-13日まで米国アリゾナ州で開催され出席した。

参加国は世界10ヶ国からなり、各国の開発計画の現状や戦略、照射経験、安全性、物性関係、コード開発など約48件の論文が発表され活発な討論が行なわれた。また日、米、英、仏、独5ヶ国代表によるAdvanced LMFBR Fuelsの開発方向と戦略についてパネル討論会もあり聴衆との間に活発な意見交換が行なわれた。

世界各国のAdvanced fuelsやLMFBR開発によせる関心は強いが、米国の場合は1977年1月カーター政権に代ってから、原子力政策転換により各国の政策とかがみ合わない点があり活発な討論が交わされた。しかし米国内でも種々の意見がありERDAに長年勤続し退官の挨拶をしたDr. Simmonsの辞は印象的である。

本報告は、これら会議の内容について簡単に紹介したものである。なお各国の発表論文の件数はつぎのようである。

参加者総数：約135名

米	英	仏	独	日	伊	オランダ	スイス	オーストリア	メキシコ
93	8	12	10	5	2	2	1	1	1

論文件数：

Sessions	米	英	仏	独	日	伊	スイス	合計
1. National Programs	1	1	1	1	1	1	1	7
2. Oxides 照射経験	1	1	1	1	1	1	0	6
3. 炭窒化物照射経験	2	1	1	1	1	0	2	8
4. Properties	5	0	0	2	0	0	0	7
5. Safety Aspects	5	1	1	1	0	0	0	8
6. Performance Analysis	3	1	0	1	0	0	0	5
7. General Papers	7	0	0	0	0	0	0	7
合 計	24	5	4	7	3	2	3	48

## 2. スケジュール

<b>Program</b>							
<b>Monday, October 10</b>							
	9:00am	<b>Welcoming Remarks:</b> J. H. Kittel, General Chairman					
	9:10	<b>Keynote Speaker:</b> G. W. Cunningham, Director, Division of Waste Management, Production and Reprocessing, U.S. Energy Research and Development Administration					
		<b>SESSION I. NATIONAL ADVANCED LMFBR FUELS DEVELOPMENT PROGRAMS</b>					
		<b>Session Chairmen:</b> R. Lallement, J. A. Leary					
I - 1	10:00	PN/1	The US Advanced LMFBR Fuels Development Program, J. M. Simmons, J. A. Leary, J. H. Kittel and C. M. Cox (USA)	IV - 2	8:45 PN/16 Some Observations on Oxygen and Carbon Potentials in U-Pu-O and U-Pu-C Systems, M. Tetenbaum (USA)		
I - 2	10:45	PN/2	The UK Strategy and Programmes for Advanced LMFBR Fuels, J. F. W. Bishop, A. Chambertain and J. A. Gately (UK)	IV - 3	9:00 PN/17 Thermophysical Properties of Liquid Uranium Carbide, P. A. Finn, A. Sheth, G. Winslow, and L. Leibowitz (USA)		
I - 3	11:30	PN/3	The SNR-Carbide Program: Its Position Between Present and Future, G. Karsten (Federal Republic of Germany)	IV - 4	9:15 PN/18 Compatibility of Helium- and Sodium-Bonded Hyperstoichiometric (U,Pu)C with Advanced Cladding Alloys, T. W. Latimer and J. F. Andrew (USA)		
		<b>SESSION II. NATIONAL ADVANCED LMFBR FUELS DEVELOPMENT PROGRAMS</b>		IV - 5	9:30 PN/19 Fuel Properties of Advanced Fuels (U,Pu)CN Important to Out-of-Pile and In-Pile Kinetics, Hj. Matzke and C. Ronchi (Euratom)		
		<b>Session Chairmen:</b> J. F. W. Bishop, G. Karsten				IV - 6	9:45 PN/20 The Oxidation Behavior of (U,Pu)C Fuel Materials in Air-Inert Gas Mixtures Containing 400 ppm to 20% Oxygen, H. D. Lewis (USA)
II - 1	1:45pm	PN/4	The French Advanced Fuels Development Program, R. Pascard (France)	IV - 7	10:00 PN/21 Creep Behavior of Mixed-Carbide Advanced Nuclear Fuel, R. N. Singh (USA)		
II - 2	2:30	PN/5	Japanese Development Program for Advanced LMFBR Fuels, S. Nomura, J. Shimokawa, K. Uematsu and K. Noro (Japan)				
II - 3	3:15	PN/6	Development of Advanced Fuels in Switzerland, R. W. Stratton (Switzerland)				
II - 4	4:00	PN/7	The CNEN Program on Advanced LMFBR Fuels, P. Cecchi, M. Coravelli, G. Marucci and A. Nobili (Italy)				
<b>Tuesday, October 11</b>							
		<b>SESSION III. IRRADIATION TEST EXPERIENCE—OXIDE FUELS</b>					
		<b>Session Chairmen:</b> L. A. Neimark, J. E. Kinzer					
III - 1	8:30am	PN/8	UK Irradiation Experience Relevant to Advanced Oxide Fuel Concepts for LMFBR's, K. M. Swanson, W. Sloss, and W. Batey (UK)				
III - 2	9:00	PN/9	Experience and Future Plan of Fast Reactor Oxide Fuels Irradiation in Japan, K. Uematsu, Y. Ishida, and J. Komatsu (Japan)				
III - 3	9:30	PN/10	Mechanical Behaviour of a Fuel Pin for Fast Reactors: Effect of the Fuel Form and of the Approach-to-Power on the Evolution of the Fuel Stack Length under Irradiation, A. Calza-Bini, R. Caracchini, G. Cosoli, G. Filacchioni, M. Lanchi, A. Nobili, E. Pesce, U. V. Rocca, and P. L. Rotoloni (Italy)				
	9:45	<b>Break</b>					
III - 4	10:00	PN/11	US Experience in Irradiation Testing of Advanced Oxide Fuels, C. M. Cox, R. F. Hilbert, and A. Biancheria (USA)				
III - 5	10:30	PN/12	Advanced Mixed Oxide Fuel Element for Fast Reactors, P. Delpeyroux, G. Arnaud, H. Ollier, and J. Mougnot (France)				
III - 6	11:00	PN/14	Properties and Irradiation Behavior of Advanced Oxide Particle Fuel, H. W. H. Lahr (Federal Republic of Germany)				
		<b>SESSION IV. RECENT DEVELOPMENTS IN PROPERTIES OF ADVANCED FUELS MATERIALS</b>					
		<b>Session Chairmen:</b> J. L. Green, V. J. Tennery					
IV - 1	8:30pm	PN/15	The Chemical State of Irradiated Carbide Fuel Pins, H. Kleykamp (Federal Republic of Germany)				
		<b>SESSION V. IRRADIATION TEST EXPERIENCE—CARBIDE AND NITRIDE FUELS</b>					
		<b>Session Chairmen:</b> R. C. Noyes, C. M. Cox					
V - 1	8:30am	PN/22	Advanced Carbide Fuels—US Experience, J. O. Barner, T. W. Latimer, J. F. Kerrisk, R. L. Potty, and J. L. Green (USA)	V - 1	8:30am PN/22 Advanced Carbide Fuels—US Experience, J. O. Barner, T. W. Latimer, J. F. Kerrisk, R. L. Potty, and J. L. Green (USA)		
V - 2	9:00	PN/23	Mixed-Nitride Fuel Performance in EBR-II, A. A. Bauer, P. Cybulskis, and J. L. Green (USA)	V - 2	9:00 PN/23 Mixed-Nitride Fuel Performance in EBR-II, A. A. Bauer, P. Cybulskis, and J. L. Green (USA)		
V - 3	9:30	PN/24	UK Irradiation Experience Relevant to Advanced Carbide Fuel Concept for LMFBR's, K. Q. Bagley, W. Batey, R. Paris, W. M. Sloss, and G. P. Snape (UK)	V - 3	9:30 PN/24 UK Irradiation Experience Relevant to Advanced Carbide Fuel Concept for LMFBR's, K. Q. Bagley, W. Batey, R. Paris, W. M. Sloss, and G. P. Snape (UK)		
V - 4	10:00	PN/25	The German Carbide Irradiation Test Experience for Fast Reactors, K. R. Kummerer (Federal Republic of Germany)	V - 4	10:00 PN/25 The German Carbide Irradiation Test Experience for Fast Reactors, K. R. Kummerer (Federal Republic of Germany)		
V - 5	10:30	PN/26	French Irradiation Test Experience for Carbide Fuels, P. Combette (France)	V - 5	10:30 PN/26 French Irradiation Test Experience for Carbide Fuels, P. Combette (France)		
V - 6	11:00	PN/27	The Irradiation Behavior of Sphere-Pac Carbide Fuel, R. W. Stratton and L. Smith (Switzerland)	V - 6	11:00 PN/27 The Irradiation Behavior of Sphere-Pac Carbide Fuel, R. W. Stratton and L. Smith (Switzerland)		
V - 7	11:30	PN/28	Irradiation Experiments of Uranium Carbide, Carbonitride and Nitride Fuels in JAERI, H. Watanabe, M. Kurihara, J. Shimokawa, M. Ichikawa, and M. Uchida (Japan)	V - 7	11:30 PN/28 Irradiation Experiments of Uranium Carbide, Carbonitride and Nitride Fuels in JAERI, H. Watanabe, M. Kurihara, J. Shimokawa, M. Ichikawa, and M. Uchida (Japan)		
V - 8	12:00	PN/13	Thermal and Epithermal Flux Irradiation Results of Pelletized Carbide Fuel Pins, A. Delbrassina (Belgium) and J. Peter (Switzerland)	V - 8	12:00 PN/13 Thermal and Epithermal Flux Irradiation Results of Pelletized Carbide Fuel Pins, A. Delbrassina (Belgium) and J. Peter (Switzerland)		
		<b>SESSION VI. SAFETY ASPECTS OF ADVANCED FUELS</b>					
		<b>Session Chairmen:</b> J. D. Griffith					
	2:00pm	<b>Opening Remarks:</b> J. D. Griffith					
VI - 1	2:05	PN/29	The US Advanced Fuels Safety Program, D. Rose and A. Opendaker (USA)	VI - 1	2:05 PN/29 The US Advanced Fuels Safety Program, D. Rose and A. Opendaker (USA)		
VI - 2	2:25	PN/30	Analysis of Core Disruptive Accidents in Carbide-Fueled LMFBR's, L. Mync, C. H. Bowers, and D. R. Ferguson (USA)	VI - 2	2:25 PN/30 Analysis of Core Disruptive Accidents in Carbide-Fueled LMFBR's, L. Mync, C. H. Bowers, and D. R. Ferguson (USA)		
VI - 3	2:45	PN/31	Safety Aspects of Carbide Irradiations in FTR Driver Positions G. M. Nickerson, R. J. Bergeron, and E. R. Siegmann (USA)	VI - 3	2:45 PN/31 Safety Aspects of Carbide Irradiations in FTR Driver Positions G. M. Nickerson, R. J. Bergeron, and E. R. Siegmann (USA)		
VI - 4	3:05	PN/32	Experimental Study of Advanced Fuel-Pin Failure Phenomena, B. J. Wrona and T. M. Galvin (USA)	VI - 4	3:05 PN/32 Experimental Study of Advanced Fuel-Pin Failure Phenomena, B. J. Wrona and T. M. Galvin (USA)		
	3:25	<b>Intermission</b>					
	3:40	<b>Panel Discussion on Safety Aspects</b>					
	3:40	<b>Introductory Remarks:</b> J. D. Griffith					
VI - 5	3:45	PN/34	The QPK Experimental Approach to Carbide Fuel Element Licensing, H. Pütz (Federal Republic of Germany)	VI - 5	3:45 PN/34 The QPK Experimental Approach to Carbide Fuel Element Licensing, H. Pütz (Federal Republic of Germany)		

- VI - 6 4:00 **PN/35\*** A Case for Fuel Redesign After In Pile Safety Experiments: The "COMMANDO" Tests,  
M. Chagrot (France)
- VI - 7 4:15 **PN/33\*** Safety Aspects of Advanced Fuels in the UK,  
H. J. Teague (UK)
- VI - 8 4:30 **PN/36\*** Advanced Fuels Safety Comparisons,  
M. A. Grolmes (USA)
- VI - 9 **SESSION XI. SPECIAL INTERNATIONAL DISCUSSION SESSION**  
5:00 **Future Directions and Strategies for Development of Advanced LMFBR Fuels**  
Chairman: G. Karsten (FRG)
- Thursday, October 13**
- SESSION VII. IRRADIATION PERFORMANCE ANALYSIS**  
Session Chairmen: A. Boltax, M. V. Davis
- VII - 1 8:30am **PN/39\*** Correlation Between Properties and Irradiation Behaviour for Carbide, Carbonitride and Nitride Fuels,  
H. Blank (Euratom)
- VII - 2 9:10 **PN/40\*** Irradiation Performance Analysis of UK Fast Reactor Fuel,  
R. G. Bellamy, M. R. Haynes, J. R. Matthews, and D. Wilmore (UK)
- VII - 3 9:40 **PN/42\*** Progress in Modeling Carbide and Nitride Fuel Performance in Advanced LMFBR's,  
M. C. Billone, V. Z. Jankus, J. M. Kramer, and C. I. Yang (USA)
- VII - 4 10:00 **PN/43\*** An Analytical Comparison of the Irradiation Behavior of Fast Reactor Carbide and Oxide Fuel Pins,  
U. P. Nayak, A. Boltax, R. J. Skaika and A. Biancheria (USA)
- VII - 5 10:30 **PN/44\*** The LIFE Code System for Analysis of Oxide Fuel Pin Thermal/Structural Behavior,  
J. D. Stephen, A. Biancheria, and M. C. Billone (USA)

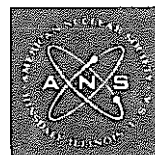
- SESSION VIII. GENERAL PAPERS**  
Session Chairman: R. L. Brehm, A. A. Bauer
- VII - 1 1:30pm **PN/45\*** The Development of LMFBR Core Designs Using Reference and Advanced Oxide Fuel,  
J. C. Chandler, D. R. Marr, D. C. McCurry, D. A. Cantley, and R. P. Omberg (USA)
- VII - 2 1:50 **PN/46\*** Assumptions, Constraints and Methodology of ANL Advanced Fuels System Studies,  
W. P. Barthold, S. K. Lam, and Y. Orehwa (USA)
- VII - 3 2:10 **PN/47\*** Optimization System Design Studies of Advanced Carbide Fuel,  
S. A. Caspersson, R. C. Noyes, M. R. Kutwich, G. F. diLauro, and R. H. Kinnetob (USA)
- VII - 4 2:30 **PN/48\*** Investigation of Sodium-Bonded Carbide Fuel Assembly Design,  
J. T. Madell, J. F. dePaz, and C. I. Yang (USA)
- VII - 5 2:50 **PN/49\*** Design and Performance of Shroud Tubes in Sodium-Bonded Advanced Fuel Elements,  
J. F. Kerrisk, J. O. Barner, and R. L. Petty (USA)
- VII - 6 3:10 **PN/50\*** Radiological Environmental Assessment of the Recycle of LMFBR Advanced Fuels,  
V. J. Tenney, E. S. Bomar, J. E. Till, and L. E. Morse (USA)
- VII - 7 3:40 **PN/51\*** The Status of International Fuel Cladding Development,  
J. J. Laidler (USA)
- SESSION IX. SUMMARY HIGHLIGHTS OF EACH SESSION (Five minute report by each Session Chairman)**  
Chairman: J. A. Leary
- SESSION X. CLOSING REMARKS BY GENERAL CHAIRMAN**  
5:00
- \* Invited Papers

## Final Program

# International Meeting on Advanced LMFBR Fuels

Cosponsored by  
American Nuclear Society,  
Materials Science Technology Division,  
Arizona Section, and  
Energy Research and  
Development Administration

Doubletree Inn  
Tucson, Arizona  
October 10-13, 1977



**Honorary Chairman**  
N. Hilberry

**General Chairman**  
J. H. Kittel

**Session Coordinator**  
M. L. Matthews

**Program Committee**  
J. A. Leary, Chairman  
A. A. Bauer  
A. Boltax  
R. L. Brehm  
C. M. Cox  
J. L. Green  
J. E. Kinzer  
L. A. Neimark  
R. C. Noyes  
V. J. Tenney

**International Advisory Committee**  
J. M. Simmons, Chairman  
J. F. W. Bishop  
I. S. Golovnin  
G. Karsten  
E. A. Khodarev  
R. Lallement  
S. Nomura

**Publicity and Publications**  
Roy G. Post

**Local Arrangements**  
R. L. Seale

**Finance**  
D. Stahl

**Arizona Section**  
C. W. Carmack

**MSTD Liaison**  
S. R. T. Frost  
D. E. Thomas

**International Panelists**

Prof. Thuemmler  
(GFK/FRG)

Dr. Bishop (UKAEA)

Dr. Khodarev  
(IAEA Vienna)

Mr. R. Lallement (CEA)

Dr. Junichi Shimokawa  
(Jaeri/Japan)

H. Feinroth (USERDA)

I. S. Golovnin (USSR)

### 3. 会議要約

#### 3.1 Keynote Speech :

by G.W. Cunningham (DOE, USA)

- Sessionに入る前に米国原子力界の最高責任者であるCunninghamが以下のKeynote Speechを行なった。
- 内容はカーター政権下でとられている原子力政策の基調を示したもので、核不拡散実現のために ①代替燃料サイクルの開発と推進, ②濃縮ウラン供給の拡大, ③再処理とリサイクルの無期延期, ④増殖炉計画の再構成を行なうと述べ、U資源評価計画(NURE)、代替燃料サイクル、Waste Isolation、使用済燃料貯蔵、核不拡散代替システム・アセスメントを紹介した。
- 現在のカーター政策の基本には、核不拡散の実現の理想があり、この背景として、米国は資源が豊かであってエネルギー開発をあせる必要がない。厳しくなってきたパブリック・アクセプタンスを得るために完全なassuranceをする必要がある。さらに代替サイクルの完全なアセスメントがこの2年間でピークに達するので、この完了をせねばならない、などの事情を説明した。(ただし、この会議で引退の花道を飾ったJ.M.Simmonsは彼のために開かれた昼食会の席上で、Cunninghamが脇に座っているにもかかわらず、この米国政策に断固反対の意見を表明し、現政策は米国にとって自殺行為だとまで言い、自分の考えは米国の原子力界の連中の胸中を代弁したものだと言っていた。)
- CRBR計画に関しては、CRBRを進めるか否かは単にLMFBR開発上の一ステップではなく、原子力全体に賛成か反対かのシンボルになってしまっていると述べ、別の箇所で、米政府は強く延期をおす立場にあるが、議会の動きこれありで、今後どうなっていくかCunninghamにもわからないと言っていた。
- またFY 1978のLMFBR programとしては、LMFBR原型炉を開発しdemonstrateするのに必要な技術的なプログラムのベースラインを維持する程度と述べ、Nuclear Fuel Centerの考えを強調していた。
- 以下にこのKeynote Speechの中で述べられた事項について列挙する。(スライドを使ったが、そのコピーは配布しないことになったので、以下は走り書きのメモの抜粋である。)
  - i) カーター政策の Actions
    - ① Alternative Fuel Cycle の Development と Promotion
    - ② Provide nuclear fuel incentives
      - Expand U.S. enrich. capacity
      - improve contractoral arrangement

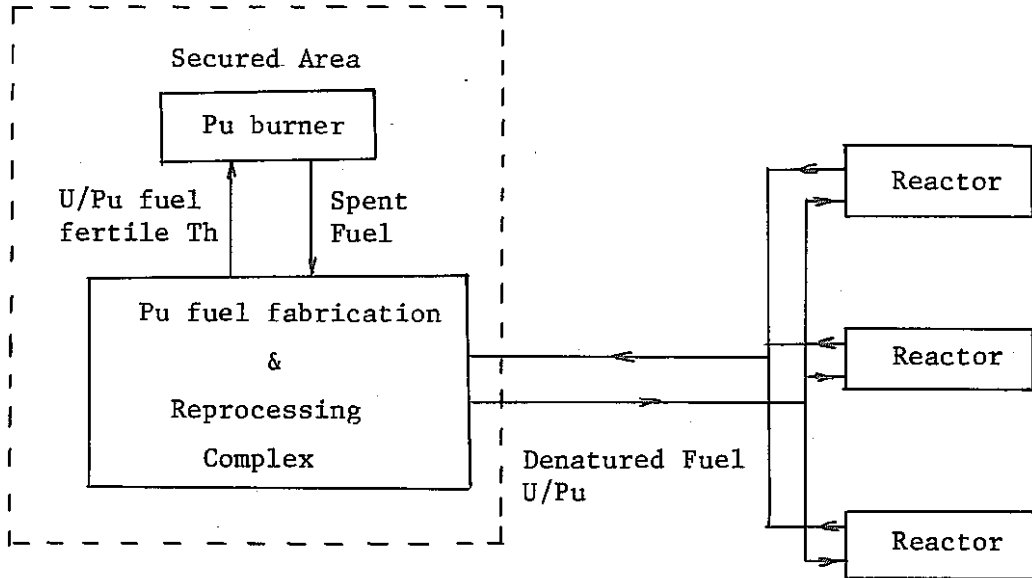


- exploration of international arrangements
- ③ Indefinitely defer reprocessing and recycle
  - conduct R & D on alternative cycle
  - assess measures U.S storage
- ④ Restructure breeder program
  - ただ再処理を停止して待っているのではなく、activeな計画であると言った。
- ii) 米国の原子力発電の installed capacity 予測
  - 2000年に360 gigawatt (以前の500 gigawatt at 2000の予測を修正)
  - PuはLWRよりFBRで使うべきだが、Puのthermal cycleは経済的意味は小で、Uの利用を拡大する意味がある。
  - 遠心分離濃縮プラントを1986年までに、Portsmouth (オハイオ州) に作る予定。
- iii) NURE program (National Uranium Resource Evaluation?)
  - Goals
    - U & Th assesment (Supply of resources)
    - Aid industry in discovery of U & Th
  - Objectives
    - Complete U resource assesment of priority areas by 1981
    - Complete U resource assesment of balance of U by 1983
    - Complete Preliminary evaluation of Th resources in 1979
- iv) Alternative Nuclear Fuel Management Schemes
  - Reprocessing
    - alternative
    - conventional
      - Co-process
      - Denatured
      - Spiked
  - Nuclear Energy Centers
    - (Reprocessing in Secured Area)
      - Denatured
      - FBR
      - Spiked ----- U & Pu + F.P. にして外部へ
  - Thorium Fuel Cycle
  - Throw away cycle ----- No U or Pu product
  - Storaway cycle ----- U & Pu 抽出を延期する。

o Tandem cycle ---- LWR 燃料を HWR に再使用して捨てる。

V) Nuclear Energy Center

Denatured Fuel Cycle の場合



VI) Waste Isolation Options

- 1) Salt bed or dome disposal  
現在、候補地を identify しつつある。
- 2) Crystallin Rock disposal  
ハンフォードとネバダに試験サイト
- 3) Spent unprocessed fuel facility Concept (SURFF)

国際協力の道が広く開かれてある。たとえば、上記 2) はスウェーデンと協力している。

Waste isolation facility の 1985 Licence は困難 (NRC に審査基準の確立したものがない)。

VII) Non proliferation alternative systems assesment

o Criteria

- Relative Proliferation Risk
- Technical accessibility

o Economic/Commercial Feasibility

o Resource requirements

- Environment and safety

VIII) EBR-II は 1980 年に Safety Test Program 用に modify する。EBR-II の寿命終了は 1985

- o FFTF は 1979 夏臨界予定
- o HPFL (High Performance Fuel Laboratory) は 1980 年半ば運開予定。U-Th も扱える。

ix) D.O.E. (Department of Energy) が発足した。

従来の ERDA 以外にエネルギー関連をすべて一ヶ所にまとめ、ヘッドは閣僚になった。(Secretary : Schlesinger)

ERDA と DOE の違い

ERDA のマークには原子力のシンボルは書き込まれていなかったが、DOE のマークにははっきり原子力のシンボルが書き込まれている。(拍手)

### 3.2 Session I National Advanced LMFBR Fuels Development Programs

#### I-1 The U.S. Advanced LMFBR Fuels Development Program by J.M. Simons by J.M. Simons et al (U.S.A.)

1957～1974 までの Advance fuel に関する試験は、いわば調査的性格であった。1974 石油危機以降はこれまでの経験をもとに、合金開発も含めて National Program として進めている。

開発目的の要点はつぎのようである。

1. 増殖比 1.3 以上, 増倍時間 15 年以下, 最高燃料度 150 MWd/kg まで達成できる。
2. スエリング 5% 以下, 炉内クリープ 1% 以下で  $2.5 \times 10^{23}$  n/cm<sup>2</sup> の照射量まで耐える被覆材, ダクト材の開発
3. FFTF での集合体確性試験

1978 年の計画ではこれまでの結果をもとに有望でない設計概念は除く予定である。1980～1983 年には最も有望な advance fuel element や Subassembly の概念について, FFTF での確性照射試験により明確にする。1980 年代の末には商業規模の LMFBR で使用するための確性試験をおこなう。然し, 最近のアメリカにおける原子力政等の変更で計画が少し延びる。

現在 EBR-II で 350～450 本の燃料ピン照射が計画され, ヘリウムとナトリウムボンド燃料の比較をする。炭化物や窒化物の燃料要素の試験概要はつぎのようである。

被 覆 管 : O.D. 7.87 ～ 9.40 mm  
 肉厚 0.31 ～ 0.51 mm  
 20% CW 316, PE-16  
 燃料スミヤ密度 : 75 ～ 84 % TD  
 線 出 力 : 460 ～ 980 W/cm  
 燃 焼 度 : 8 ～ 12 %  
 被覆管最高温度 : 565 ～ 655 °C

一方 TREAT 炉での過渡試験も併行して行なっている。1965 - 1973 年の照射試験では, 炭化物や窒化物燃料の破損率は 40% で, その多くは燃焼度 5% 以下で破損した。然し最近では破損が殆んどなくなり 8.5% まで燃焼している。炭化物燃料と被覆管の両立性も良好である。窒化物燃料のスエリング率は約 1.5 v/o/a/o で炭化物燃料の 2.5 v/o/a/o より小さいことが解った。

Advanced Oxide :

高燃焼度, 高出力, 燃料コストの低減化と増倍時間の短縮を目標に, 混合酸化物燃料の改良をおこなっている。その方法はつぎのようである。

1. 被覆管肉厚対直径比の低下
2. 燃料ピン直径増加
3. 燃料スミヤ密度の増加

## 4 種々の被覆管材の検討

1977年12月までにEBR-IIで、294本のAdvanced Oxide fuelが照射される。同時にTREAT炉での試験も行なっている。Table IIIにEBR-IIでの試験内容を示す。P-40はRun to Cladding breach 試験で128 MWd/kgまで達し、これでいくと増倍時間は15年以下にできる。

Table III ADVANCED OXIDE FUEL TESTS IN EBR-II  
Cladding

Designation	Number of Pins in S/A	Material	Diameter MM	Thickness MM	Fuel Smear Density, %	Status (MWd/kg) (August 1977)
P-40	61	CW 316	5.8	0.25, 0.38	85, 90	128
P-41	19	CW 316	6.8	0.28	90	17
P-42	19	CW 316	6.8	0.28	90	15
P-43	61	CW316,D9,IN706	5.8	0.25, 0.38	85, 90	45
P-50	37	CW 316	7.4	0.41	90	2
P-52	37	CW 316	7.4	0.30	85, 90	16
P-53	37	CW 316	7.4	0.30	85, 90	11
P-60	37	IN706,PE16	7.4	0.30	85, 90	In Fabrication

## I-2 The UK Strategy and Programmes for Advanced LMFBR Fuels by J.F.W. Bishop et al (UKAEA)

英国は北海油田の開発により1980年からエネルギー供給で自立できる。しかし西暦1995年を過ぎると北海油田からの原油も減少し、エネルギー源の不足が生ずる。そのためにはウランを使う熱中性子炉にたよらざるを得ないが、ウランは外国から輸入しなければならない。しかも2000年の頃にはウランは必需品となり、使われてしまうだろう。

2000年までに新しい有力なエネルギー源が開発されない限り、プルトニウムを使うLMFBRにたよらざるを得ないだろう。やがて他の燃料サイクル(例えばTh/U-233)が貢献するだろうが、所定の時期までに実現できる計画はU-Pu混合酸化物燃料のLMFBR開発である。

それ故、第1の職務は2000年に実用できる完全な燃料サイクル(Pu貯蔵、燃料加工、輸送、再処理、廃棄物処理)を確立しておくことである。これは1990年代の前半に実規模の実証技術を完成しておくことを意味する。第2の職務は従来のエネルギーコストに立ち打ち出来るような増殖と発電コストを得ることである。この職務遂行のために1990~1995年にM.O.燃料のLMFBR

を実証することである。炭化物燃料は酸化物燃料の後になるだろう。

酸化物燃料および炭化物燃料の最適化研究で考慮される主なパラメータは、ピン直径、線出力、燃料密度、炉心高さ、軸方向ブランケット長さである。その他、炉心部の圧力損失、被覆管肉厚、ラッパ管肉厚、代替構造材料、燃料サイクルである。

BNFL は M.O. ペレット製造経験を十分得ている。振動充填用 M.O. 燃料とゲル沈澱 M.O. 燃料の経験は 100 kg 台に達した。UK としては湿式ゲル沈澱工程による M.O. 燃料製造技術開発を続ける方針で、1977 年中にパイロットプラントが完成する。この工程の利点は遠隔操作ができて曝量の低減が期待される。また貯蔵、取扱、輸送に利点を持っているからである。

将来の商業用 FBR に M.O. の振動充填燃料を使うことを真剣に考えている。炭化物燃料は第 4 番か 5 番目の商業炉に使うことになるだろう。

### I-3 The SNR-Carbide Program Its Position between Present and Future by G. Karsten (GfK, FRG)

ヨーロッパ諸国では、将来のエネルギー供給源として、石炭と核エネルギーを考えている。核エネルギーの中で、少なくともこの 20 年間は、高速炉は軽水炉の補助的役割で存在するだろう。然し将来は増殖炉が主流となり 2 種の型 - Inventory breeder (インベントリが非常に小さい) と Symbiosis breeder (熱中性子炉と共存) が存在し、なかでも炭化物燃料を使用する Inventory breeder が前面に出てくる。

いづれにしてもエネルギー問題を考える場合、生態学的インパクトを考慮しなければならない。

地表上の生物は  $\text{CO}_2 - \text{O}_2$  や熱バランスに依存して生きている。それをコントロールするのは地球上の 71% を占める海であり、海は生物形成サイクルの上で重要な役割をもってきた。従って海上での石油採掘や輸送による油汚染、また化学的汚染は徐々にではあるが重要な生態学的インパクトとなる。

また石炭や太陽熱を利用した場合、全地球の気象変化や生命への影響を考える必要がある。基本的にはアルベド (反射と吸収の比) を地球上で平衡に保つことである。化石燃料使用による  $\text{CO}_2 - \text{O}_2$  バランスの変化、stored energy からの熱放出で、アルベド変化がおこる。熱公害を低下するため、太陽熱を利用した場合、アルベドは不変であるが熱を集めるのに莫大な面積を用する。例えば約  $10^4$  GWe の太陽エネルギーを作るのに 50% の集光効率で、Self Shielding をさけるため 50% の Spacing を考えた場合  $10^6 \text{ km}^2$  - 中欧の面積に相当が必要となる。世界のエネルギー消費が 1 Quad (=  $10^{18}$  BTU/year) を越えると気象や社会構造の変化をおこす。50 億の人間 1 人当たり 2 kWth の熱消費を考えると約 0.33 Q になり現在はちょうどこれに近い状態である。しかし今ヨーロッパの平均熱消費量は 4 kWth であり、全人類が仮りにヨーロッパの水準を越えた生活をすれば気象や社会構造の変化をおこすことは明らかである。

核エネルギーの生態学的問題点は放射線損傷である。それに長期的な問題として廃棄物の放射

能問題があげられる。しかし化石燃料を利用しようがしまいが、生態学的変化の境界が1Q~3Qにあることである。核エネルギーと太陽エネルギーのうち、気象変化に対する影響、集光地域の不足などの理由からヨーロッパでは核エネルギーを選択しなければならない。そこでは増殖炉の必要性が強調される。

核燃料サイクル上は、ウランから早く独立できる炭化物燃料を主体にした Inventory breeder がよい。また核拡散防止上からも、fissile inventory を小さく、製造、取扱い、貯蔵のうち、地域的分散を出きるだけ小さくし、さらに、サイクルの中で炉外滞在時間を小さくすることが必要である。

高速炉の戦略としてウラン消費量から出きるだけ早く独立する必要がある。Figs 8, 9 には軽水炉で2060年までに  $6 \times 10^6$  ton の  $U_3O_8$  を消費する場合を100%戦略とし50%, 20%にした場合 Inventory breeder と Symbiosis breeder の  $U_3O_8$  消費量の関係を示した。

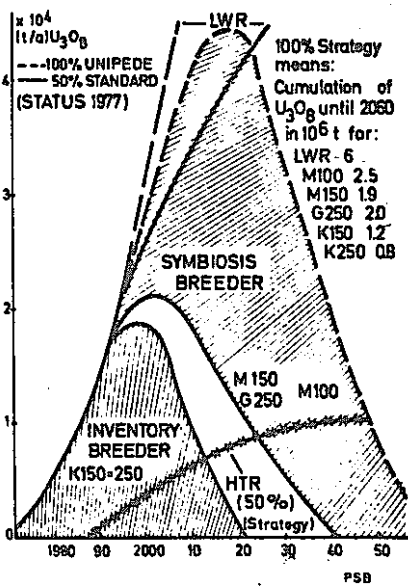


Fig. 8 Annular Use of  $U_3O_8$  under Symbiosis and Inventory Strategy, unrestricted (100%) and restricted (50%) uranium conditions.

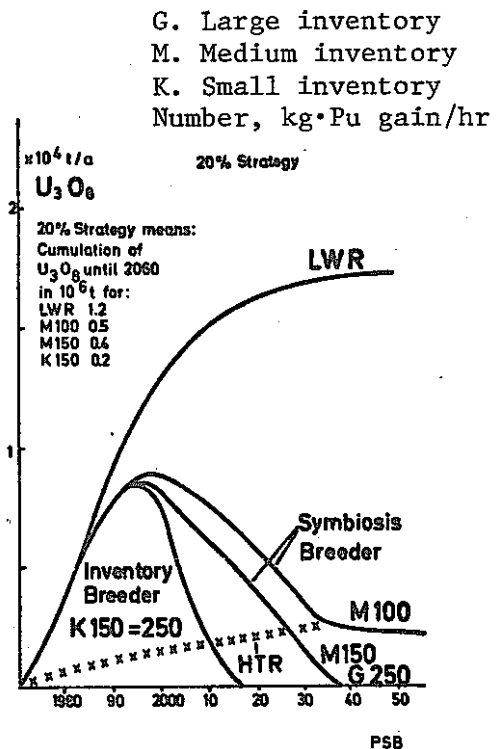


Fig. 9 Annular Use of  $U_3O_8$  under very restrictive uranium conditions.

炭化物燃料を使用した inventory Reactor が、ウラン消費から早く独立でき、また戦略の影響をあまり受けない。しかし導入時期が遅れると効果はなくなり導入時期が重要となる。一方次の世紀のエネルギー源としてウラン資源の探査が重要である。

GTK では 1968 年以來 SNR-300 に使用する炭化物燃料の開発を行っており、ALKEM に 50 kg/year の混合炭化物燃料製造ラボを 1970 につくった。KNK-II では実サイズの炭化物集合体照射を計画している。製造法は炭素熱還元法による He ボンド燃料が将来の候補燃料と考えて

いる。将来は燃料サイクルの上から再処理のことも考え、ゾルーゲル法による振動充填燃料が最も有望であり開発をしている。Table 5 に設計の概要を示す。

Fuel-Type	(U,Pu)C
Smear-Density	75% Theor. Density
Bonding	Helium
Clad-Material	1.4970 c.w.
Pin-Diameter	8.0 mm
Wall-Thickness	0.5 mm
Linear Power (Max. Nom.)	800 W/cm
Clad-Temp. (Max. Nom.)	620 °C
Burn-up (Max. Nom.)	70 MWD/kgM
<u>Table V</u> Reference - Data for SNR - 300	
Carbide - Fuel - Elements	
GFK/PSB	



### 3.3 Session II. National Advanced LMFBR Fuels Development Programs

#### II-1 The French Advanced Fuels Development Program

by R. Pascand (France)

フランスにおける炭化物燃料開発は1966～1973年はヘリウムボンドかナトリウムボンド燃料かを定める調査期間であった。スミヤ密度75～85%TD, 線出力800～1200 W/cmで両者を比較し、ナトリウムボンド燃料が優れており将来の候補に選んだ。一方1973年から開始したナトリウムボンドで Vented fuel pin の試験では、900 W/cm, 150000 MWd/T まで達成でき、塑性変形歪も出来るだけ小さいことをねらい照射を行なった。現在は計画が完了している。

上記期間の実験からは、ナトリウムボンド燃料で110000 MWd/T までの燃料ピン全歪量は2%で破損はおこっていない。また Vented fuel については被覆管の塑性変形があったり、設計の複雑さもあり開発対象からはずすことになった。

現在ナトリウムボンド燃料の開発を主体に進めているが、ヘリウムボンド燃料についてもバックアップする意味で研究が必要と考える。両者の試験特徴はつぎのようである。

- |               |                               |
|---------------|-------------------------------|
| 1) ナトリウムボンド燃料 | 800 W/cm, 8.65 mm $\phi$ O.D. |
| 2) ヘリウムボンド燃料  | 450 W/cm, 6.55 mm $\phi$ O.D. |

技術的には、燃料-被覆管の機械的相互作用と物性挙動についての把握に力がそゝがれている。機械的相互作用に関連して、被覆管変形につぎの3段階がある。

- |                       |                     |
|-----------------------|---------------------|
| 無変形領域 : (ギャップ消滅期)     | 25000 ~ 40000 MWd/T |
| 中間領域 :                | 中間燃焼度               |
| 変形率一定領域 : (スエリング率と同一) | > 70000 MWd/T       |

従って、照射試験ではギャップ消滅機構やヘリウムボンド燃料が低出力(450 W/cm)で被覆管の塑性変形を除くことが出来るかどうか、また延性がよくクリープ強度のよい、しかも照射クリープ特性もよい被覆材の開発をねらっておこなわれる。

炭化物の燃料サイクルについては、現在フォンテネオローズ研究所で炭素熱還元法による製造研究が行われている。密度は85～95%で0.5% Ni 添加をする。M<sub>2</sub>C<sub>3</sub> < 5%, 酸素含有量 < 1000 ppm である。酸化物と比較して製造上は少し不利な点がある。

再処理については、ナトリウムボンドのナトリウムの問題、Head end での焙焼か熱還元(pyrohydrolysis) かの問題など不明確な点が多くコスト評価まではいかない。

安全性についてはナトリウムボンド燃料の、ボンドの blow out などにつき以前から議論されてきた。しかし COMMAND 実験からこれらのことが解明され、多少の改良によってナトリウムボンドの blow out と燃料溶融が一緒に起る可能性はないという明るい結果をえた。また溶融燃料とナトリウム相互作用については、酸化物との比較実験をはじめる予定である。

## II-2 Japanese Development Program for Advanced LMFBR Fuels by J. Shimokawa et al (Japan)

日本における将来のエネルギー源を考慮してPu燃料開発の必要性を述べ、炭化物燃料と窒化物燃料の開発スケジュール、研究施設、常陽MK-II炉心（照射用）、改良型酸化物燃料開発計画について述べている。

## II-3 Development of Advanced Fuels in Switzerland by R.W. Stratton (Switzerland)

- スイスはFBR導入の計画は未だないが、二つの分野即ちGCFR (Gas Cooled Fast Reactor) とAdvanced FuelsのR & Dを行なっている。
- Advanced Fuelsのプロジェクト
  - ・テーマ : Sphere Pac carbideの製造、試験、評価
  - ・予算 : 1.305 million dollar (1977)
  - ・人員 : 44.6 man・year ( " )
- 研究の経過
  - ◎ 1967年 他国が関心を示していないことをやろうということで“Mixed Carbideのゲル法”と“Sphere pac fuel pinの挙動評価”を選択した。当時は、関係する研究者達を世界のFBR燃料開発に接触させておくには良いプロジェクトと考えたのである。
  - ・ 1971年 実験室規模のPu製造ライン稼働  
当初、ORNLのSolgel法  
のちに、internal gelation technique (1972)
  - ・ 1975/76 ストイキオメトリのコントロール確立
  - ・ 1975～ 機器とプロセス技術に注意を向けている。
  - ◎ 照射試験 1971年から行なっている。
  - ◎ 外国との協力 : 英, 独, ベルギー, 米
- Wet Process (gelation technique) の利点  
通常の粉末→焼結によるcarbide製造法にくらべて
  - ① Puのホコリが少ない (Puの微粉が生じない)
  - ② フローシートが短い。
  - ③ 遠隔操作に適している。
  - ④ セーフ・ガードに適している。

U, Pu混合からマイクロ・スクエアの製造までを、再処理工場のコンクリート壁の中で行なうことが出来る。従って、Pu単体の取扱いがない。また、スパイクすることも簡単である。核不拡散に適した製法である。

⑤ 廃棄物

パイロットプラントによる研究を要する。

再処理工場へ組みこむなら、再処理工場の大量の Waste stream から見て無視しうる変化しか与えないだろう。

○ 将来計画

- ・製造技術はうまくいっているし、照射試験も良い結果を出している。
- ・問題は、商業化の時期はいついやってくるのだろうかという点にある。
- ・500 kg/y (carbide) のパイロットプラント設計を開始する必要があると信じている。しかし、コスト、環境評価等の結果を待たねばならぬ。(1978)
- ・他国との共同研究が必要
- ・世界の advanced fuel の動向、他国の共同研究意欲などが問題となるので具体的なタイムスケールを引くことは出きていない。

## II -4 The CNEN Program on Advanced LMFBR Fuels by P. Cecchi et al (Italy)

CNENではこれまでFBR 燃料開発を次の(a), (b) について行なった。

- (a) 燃料ピンの炉中挙動に及ぼす基礎的現象の研究
- (b) ベント燃料および振動充填燃料の研究

PEC 燃料ピンに努力を集中したため、(b)の研究は遅れた。

新型燃料については次の2つの方向に従って開発を進めた。

- ① 新型燃料の挙動に及ぼす各要因の研究
- ② 炭化物、炭窒化物燃料の可能性研究

1974年5月にCENとCNENの間にFBRのR & Dに関する協同合意が成立し、その結果、CNENのFBR計画はすべてフランスのプラント設計の必要事項に合うよう改定された。

この論文ではCNENの研究による酸化物、炭化物燃料のFCMI およびその他について、概略紹介している。

### 3.4 Session III Irradiation Test Experience—Oxide Fuels

#### III-1 UK Irradiation Experience Relevant to Advanced Oxide Fuel Concepts for LMFBR's by K.M. Swanson et al (UK)

Advanced Oxides とは PFR 炉心燃料より線出力と外径が著しく大きい場合を意味し、次の 2 つの集合体を DFR で照射した結果を報告した。

S/A	燃料型能	ピン数	スミヤ 密度	Pu%	被覆管 $\frac{OD}{ID}$ mm	線出力 w/cm	Max Bu %
MK-III (グリッド型)	穴あきペレット 振動充填	34	80	15	8.25 / 6.98	630	7.1
MK-VIIA (ワイヤラップ型)	振動充填	60	70 80	30 40	6.62 / 5.77	600	9.0

MK-III 集合体はいずれの燃料ピンも健全であった。M 316 被覆管のピンでは 560 °C で最大外径変化をました。振動充填燃料の方がペレット燃料より膨れが大きい。被覆管によってピンの膨れが異なり、大きい順に M 316 CW (0.98 %) > FV 548 CW (0.58 %) > PE 16 ST (0.31 %) である。穴あきペレットでは、燃料の軸方向移動が観察され、燃料カラム低部では、小さくなった中心空孔の周囲に樹枝状組織が観察され、中心熔融組織を示した。プルトニウムは柱状晶領域の外縁から中心に向かって少し増加することを示した。Zr は移動が少なく、Ru は柱状晶領域にまた Cs は燃料表面に移動することを示した。

被覆管内面腐食はペレット燃料で最大 20  $\mu$ m、振動充填燃料では集合体中央ピンが 50  $\mu$ m、周辺ピンが 100  $\mu$ m であった。粒界ではセシウム・クロム酸塩の形成が考えられる。

MK-VIIA 集合体は 80 % スミヤ密度の 30 %  $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$  が 46 本と、70 % スミヤ密度の 30 %  $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$  が 10 本、および 80 % スミヤ密度の 40 %  $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$  燃料が 4 本から構成されている。

燃焼度 9 % 後、試験したところ 54 本が破損した。48 本には明らかにクラックがあり、6 本は明白なクラックはないが重量に大きな差が見出された。

破損率は 90 % 近かったが、集合体は原型をたもっており、過熱や溶け出したあとも見出されなかった。ガンマスキャンからは燃料がピン内で軸方向に動いていることを示した。破損位置はピン底面から 8-12 インチの炉心中央部で起った。クラックは Wire wrap に沿っていたりあるいはピン軸方向に沿って起っていた。

破損原因はまだ解らないが、40 % Pu ピンの全部、70 % スミヤ密度のピン全部が破損した。健全なピンは集合体内で外周部にあったものが多い。

MK-III と MK-VIIA の差は線出力は同じであるが、表面熱流束は MK VII A では 1.5 倍大きく、

被覆管肉厚中心温度も 70 °C 高いことである。冷却材速度も MK VII A の方が早い。また MK VII A では半分がプルトニウムの分裂によるものであるが、MK-III は 1/3 が U<sup>235</sup> の分裂によるものである。

以上のことから高線出力という Advanced Oxide の考えは更に検討が必要である。しかし 90 % の破損をおこしても集合体の形状が変わったり、溶け出したり破損拡大をおこさず 9 % まで燃焼したことは酸化燃料の安定性を示すといえる。

### III-2 Experience and Future Plan of Fast Reactor Oxide Fuels Irradiation in Japan by J. Komatsu et al (Japan)

JOYO MK-II, Monju の燃料設計、照射試験結果の現状報告と JOYO MK-II 炉心での照射試験計画について述べた。

日本の場合には、改良型酸化燃料の開発計画は現在ないので、主として次期原型炉用燃料である、低密度燃料の照射実績と挙動について、つぎの点を主体に紹介した。

1. 燃料ピンの形状安定性
2. 燃料/被覆管の相互作用
3. 燃料ピン破損経験
4. 挙動解析コードの開発

また JOYO MK-II での照射試験計画については

1. Monju 型燃料ピンの確性試験
2. 燃料や被覆管の基礎試験
3. グリッド型燃料集合体の確性試験
4. ベント型燃料開発試験
5. 燃料性能限界確認試験
6. 破損ピンの挙動
7. 被覆管材の照射試験

を中心に紹介した。

### III-3 Mechanical Behavior of a Fuel Pin for Fast Reactor; Effect of the Fuel Form and of the Approach to Power on the Change of the Fuel Stack Length under Irradiation by A. Calza-Bini et al (CNEN)

燃料ピンの変形は燃料性能を改善する上で重要な問題である。

燃料ピンの変形は主として次の 3 つの現象から起る。

## 被覆管スエリング

### FP ガス内圧

#### 燃料と被覆管の機械的相互作用

本報告では燃料と被覆管の機械的相互作用について、計装付カプセルを用いた炉内の実験結果を報告した。20% PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> 燃料ペレット（穴あき、中実）を0～600 W/cmの間で出力サイクルさせ、燃料スタック伸びと燃料ピンの伸びを記録している。

出力上昇により燃料スタックは伸びるが、緩かな出力上昇では伸びが小さい。230時間で250 W/cmにした場合は、燃料スタックとピン伸びの差は150 μmであったのに対し、2時間で250 W/cmにした場合は500 μmになった。

中実ペレットと穴あきペレットでは、スタック伸びは中実ペレットが大きい。

照射初期の焼きしまりでも、密度89%の中実ペレットが94%TDの穴あきペレットより大きいことを示した。

### Ⅲ-4 U.S. Experience in Irradiation Testing of Advanced Oxide Fuel's by C.M. Cox et al (U.S.A.)

燃料サイクルの上からDoubling timeを短くし、高燃焼度まで達成できるよう酸化燃料の改良を行なっている。このような燃料の定常照射や過渡照射計画が確立しており、本報告では改良型酸化燃料の設計目的とFBR-IIにおける照射試験の現状が紹介された。

#### 設計目的

高出力、高燃焼度、炉心内燃料容積を高めるといふ燃料設計方針に従って、混合酸化燃料のDoubling timeを15年以下にし、燃料サイクルコストを下げることを目的にしている。

従って目標は炉心内燃料容積を現在FFTFの27%から将来は35～40%にしようとしている。そのため高密度燃料を使用し、被覆管肉厚も薄くし、ナトリウム量も少なくすることを考えている。燃焼度は10%以上、線出力は500 W/cm、冷却材出口温度も約500°C以上を目標としている。

燃料と被覆管の機械的相互作用は、高密度燃料を使用しギャップサイズを調整することで高燃焼度まで使用することを考える。モデル計算では密度95%T.D.、ギャップ0.12 mm、スミヤ密度90%T.D.で10%まで燃焼できることを示した。

#### EBR-IIにおける照射実験

1977年6月までに210本の改良型酸化燃料の照射を実施している。被覆管は316 SUS, PE-16, Inconel 706, D9を使用している。

#### P-40 試験

被覆管は20% CW 316で肉厚 0.38 mmと 0.25 mm, スミヤ密度 96%と 90% T.D., プレナム/燃料体積比 1.4, 1.8, 2.3 と変化させ 4 種類の実験を行なった。

肉厚 0.25 mm, 90% SD, プレナム/燃料体積比 2.3の燃料ピンを 400-490 W/cm<sup>2</sup> 照射し 13%で破損した。

#### P-41 & 42 試験

2種の Fluence/Burn up 比で寿命初期の破損を調べるのが目的である。

燃料 : (0.75 U, 0.25 Pu) O 1.94, 90% S.D.

被覆管 : 20% CW 316, 6.8 mm O.D., 0.28 mm 肉厚

プレナム/燃料体積比 : 0.2, 0.5, 1.0

線出力 : 390 W/cm, 425 W/cm

P-41 実験の中で, プレナム/燃料体積比 0.2 と 0.5 のピンは被覆管温度 760-815 °C で, 燃焼度 1.6%で破損した。

#### P-43 試験

P-40 試験と同種であるが, 線出力だけ 330 W/cm と低い状態で試験する。

#### P-50 試験シリーズ

スミヤ密度 90% T.D., 被覆管肉厚 0.41 mm の改良型酸化物燃料設計において将来予想される燃料中央部と上部の運転条件にあわせた確性試験。

燃料 : (0.85 U, 0.15 Pu) O 1.96

スミヤ密度 90% T.D. (P 50, 51 試験)

90%と 85% T.D. (P 52, 53 試験)

被覆管 : 20% CW 316 SUS 7.4 mm O.D.

肉厚 0.41 mm (P 50, 51 試験)

0.3 mm (P 52, 53 " )

ガスプレナム/燃料体積比 : 1.0 (P 51, 53 試験)

1.5 (P 50, 52 試験)

#### P-60 試験シリーズ

冷却材出口温度の高い状態 (538 °C) で, 将来の設計で予想される燃料中央部と上部の運転条件にあわせた確性試験。

燃料 : (0.85 U, 0.15 Pu) O 1.96

スミヤ密度 85%, 90% T.D.

被覆管 : PE-16, Inconel 706, 7.4 mm O.D.

肉厚 0.3 mm

プレナム/燃料体積比 : 1.5 (P-60 試験)

1.3 (P-61 試験)

その他

EBR-IIでの集合体照射試験が完了し、改良型酸化物燃料開発に利用できるものにつきがある。

WSA-1&-2

燃料 : スミヤ密度 85.1 ~ 92.3% T.D.

Diametral gap 0.05 ~ 0.15 mm

被覆管 : 20% CW 316, 肉厚 0.25, 0.32 mm

照射条件 : BU: 16.4%

Fluence  $1.05 \times 10^{23}$  n/cm<sup>2</sup> (E > 0.1 MeV)

線出力 164 ~ 300 W/cm

被覆管肉厚中心温度 606 °C

WSA-3

燃料 : スミヤ密度 85 ~ 90% TD

Diametral gap 0.075 ~ 0.13 mm

被覆管 : 20% CW 316, 5.84 mm O.D.

肉厚 0.38 mm

照射条件 : BU, 12.5%

Fluence  $7.8 \times 10^{22}$  (E > 0.1 MeV)

線出力 252 ~ 328 W/cm

被覆管肉厚中心温度 552 °C

### III-5 Advanced Mixed Oxide Fuel Element for Fast Reactor by P. Delpeyroux et al (France)

Superphenix 1の仕様が決まったあと、次の燃料設計として2通りの方法を検討している。

1. 非均質型酸化物炉心
2. 炭化物燃料

この内、非均質型酸化物炉心について報告がなされた。

非均質型炉心の特徴、

—増殖利得が高く増倍時間を15年位に出来る。

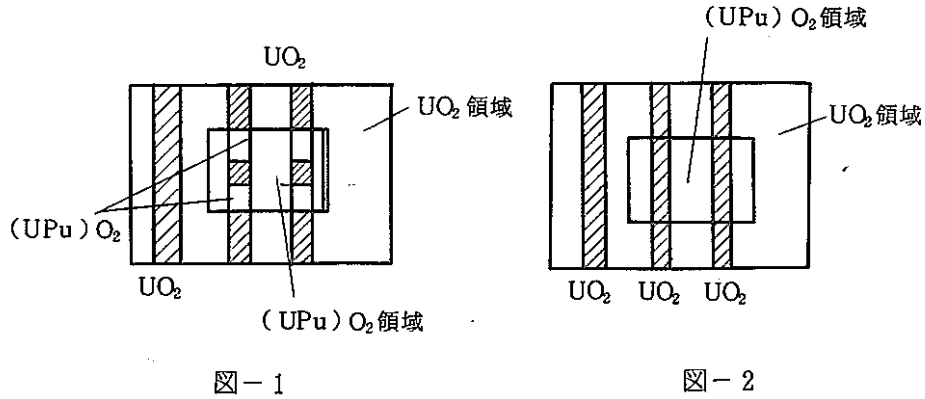


- 平均燃焼度に対し被覆管の最大照射量を約 25%下げられる。
- プルトニウム濃度は一種でよい。

燃料要素

軸方向、径方向の非均質型炉心の集合体には、つぎの2種類を考える。

1. 炉心中央に fertile 領域を含む (UPu)O<sub>2</sub> と UO<sub>2</sub> を一緒にした集合体 (図-1)
2. 炉心内に UO<sub>2</sub> だけを含む燃料要素を入れた集合体 (図-2)



Phenix や Superphenix 1 より利点のあることは、Superphenix 1 の 70000 MWd/T より高い目標燃焼度で

被覆管平均温度 650 °C  
 平均線出力 450 W/cm

で運転できることである。(表-1)

問題点

1. Fissile zone と Fertile zone の境界部で温度と出力分布に不連続が起き応力集中が生ずる。
2. 炉心中央の Fertile zone が fp の捕獲場所となり燃料と被覆管の化学的相互作用をおこす。
3. 従来の炉心では fluence の最大点は温度的に中間の燃料ピン中央にある。非均質型炉心では Flux の最大点が 2 箇所あり、しつは燃料ピンの 3/4 位置で被覆管温度最高位置に近い。

以上の点の確認実験や解決方法の検討がすすめられている。

表-1 非均質型炉心の運転上特質 (設計値)

	Phenix	S. Phenix 1	Hetero. S. P. II	Normal. S. P. II
被覆管温度 (°C)	650	620	650	650
燃焼度 (MWd/T)	50000	70000	90000	100000
照射量 (dpa)	70 - 80	120	140	170
線出力 (W/cm)	450	450	450	450

### Ⅲ.-6 Properties and Irradiation Behavior of Advanced Oxide Particle Fuel

by H.W.H Lahr (Germany)

現在軽水炉も高速炉も専らペレット燃料が使用されている。しかし製造コスト、製造時の被曝問題などから、振動充填燃料が有望であり、製造法、照射試験結果について報告があった。

利点：

1. 再処理から出る硝酸塩から直接燃料製造が可能
2. 工程の簡素化、自動化が可能
3. 炭化物も酸化物の工程を僅かに変更するだけで製造可能
4. ペレットのような機械研磨は不要
5. スクラップやプルトニウム損失が少ない。
6. プルトニウムの均一性、スポットサイズの点で優れている。
7. プルトニウムとウランの固溶がよいので再処理での溶解問題が改善される。
8. 燃料スミヤ密度の調整が容易
9. 燃料と被覆管の熱伝達特性がよく、また機械的相互作用も小さい。

製造法：

燃料粒子はゾルゲル法で製造する。粒子の大きさは調整でき、バラツキも小さく出来る。例えば  $1000 \pm 100 \mu\text{m}$  である。スミヤ密度は大きさの異なる粒子を混合して調整可能、理論的には2成分系で84% T.D., 3成分系で92% T.D. である。

炭化物の場合は炭素熱還元法で酸化物から工程を少し変えることで製造できる。

照射：

カールスルーエのFR-2 やペテンのHFR炉を利用して試験をおこなっている。

FR-2では主として、短時間(2分~10時間)のサーベイ試験が主体である。特に密度の低い燃料で700 W/cmで溶融したのがある。ペレット燃料では同じ条件ではそのような傾向は示さない。また低密度燃料では全出力になって約2方で中心空孔が出来る。

HFRでの実験は3100 MWd/Tまでの試験を行ってきた。定常照射のほかに15回位の出力サイクル試験も行っている。線出力は515~525 W/cmと650 W/cmの間である。

以上の照射試験は主として照射初期、起動時の挙動を調べているが、振動充填燃料が悪いという事実はなにも起っていない。高出力では非常に短時間で中心空孔を形成する。またスミヤ密度80% T.D. 以上では、たとえ高出力でも中心溶融は起らない。

### 3.5 IV Recent Developments in Properties of Advanced Fuels Materials

#### IV-1 The Chemical State of Irradiated Carbide Fuel Pins

by H. Kleykamp (Federal Republic of Germany)

- mixed carbide fuel の照射下の化学状態は
  - 核分裂
  - Pu, U, C, および F, P の移動
 に影響される。
- SNR-300 用に, Pu-U carbide の照射試験を FR 2, BR 2 (thermal) および DFR (fast) で行ない, 金相, EPMA および SEM によって上記挙動を調べた。
  1. Actinide の半径方向移動
    - $\alpha$  オートラジオグラフ  
Actinide は半径の途中でリング状に濃度が高い部分がある。  
また, ペレット表面近くのクラックにも  $\alpha$  の蓄積が見られる。
    - EPMA
      - He ボンド燃料では大きな Pu 移動は見られなかった。
      - $(U_{0.85} Pu_{0.15}) C_{1+x}$  では半径の 0.5 から 0.7 の領域に 18% PuC が観察された。中心では Pu は減っていた。
      - He ボンド燃料の場合中心温度が 1800°C 程度だったので蒸気圧が  $10^{-5}$  bar のオーダーの低さであり, Pu 移動が生じなかったと考えられる。
      - ペレット表面近くのクラックには Am が折出していた。  
Am-Cr-O 合金であった。
  2. Carbon の半径方向移動
    - 酸素不純物を含む  $(U, Pu) C_{1+x}$  では, C と O が Carbon monoxide distillation により低温側へ移動する。  
ペレット表面近くのポアに, 灰色の mixed oxide 相があった。その Pu/U は 18/72 であり, カーバイド matrix の 12/84 より高かった。
    - impure hyper mixed carbide ( $O_2 > 0.3\%$ ) では clad 内面が炭化された。  
しかし "pure" UC ( $O_2 : 0.1\%$ ) では炭化は生じなかった。
  3. F.P. 挙動
    - Kr, Xe
      - Kr, Xe は mixed carbide の場合, 生成量の 70 ~ 80% が燃料中に残っている。
      - Moll 11-K 2 照射ピンでは  
Kr は濃度が低く移動していなかった。  
Xe は濃度が高く外側へ移動していた。

○ 固体 F.P.

・  $\beta$ - $\gamma$  オートラジオグラフィでは、F.P. は燃料の外半分に集中している。

・ 固体 F.P. の相状態

① マトリックスに固溶：Zr (完全に), Mo, Rare Earths

② 折出：アルカリ金属, アルカリ土類, Tc, Pt

酸素不純物濃度によって折出相に違いが生ずる。

○ clad 内面腐食

激しい腐食は観察されなかった。

IV-2 Some Observations on Oxygen and Carbon Potentials in U-Pu-O and U-Pu-C Systems

by M. Tetenbaum (ANL, USA)

1. (U, Pu)O<sub>2-x</sub> の酸素ポテンシャルを測定した

測定 (U, Pu)O<sub>2-x</sub> U/Pu + U 0.15, 0.20, 0.25 および 0.30

温度 2050°K

ガス平衡法

結論

a. 酸素ポテンシャルは Pu/Pu+U に依存する。

従来の Markin & Mc Iver の仮定では、(U, Pu)O<sub>2±x</sub> の酸素ポテンシャルは、Pu/Pu+U 比に関係なく、U, Pu の原子価によってのみ変化するとされていた。

しかし本測定により、Pu/Pu+U が増すと、同じ Pu 原子価でも酸素ポテンシャルが増えると判明。ただし、Pu/Pu+U = 0.2 ~ 0.25 ではほとんど違いなし。

b. (U, Pu)O<sub>2-x</sub> の X と平衡酸素分圧の関係は、およそ  $X \propto P_{O_2}^{-1/6}$  と測定された。

○ 従来の Markin & Mc Iver の測定値から Kofstad が解折した結果では  $X \propto P_{O_2}^{-1/3}$  であった。

○ 今後一層の研究が必要である。

2. U-Pu-Ce-O 系の酸素ポテンシャルを測定した

測定 (U<sub>0.80</sub> Pu<sub>0.20</sub>)<sub>0.95</sub> Ce<sub>0.05</sub> O<sub>2-x</sub>

(U<sub>0.8</sub> Pu<sub>0.2</sub>) O<sub>2-x</sub>

2050°K ガス平衡法

結果

Ce の添加により酸素ポテンシャルがかなり増加する。Ce は F.P. として発生するものだから、照射中の酸素ポテンシャルに重要な問題を投げられると思われる。

## 3. U-Pu-C 系のC活動度

測定 (U<sub>0.8</sub>Pu<sub>0.2</sub>)O<sub>0.98</sub> 2050°K  
 flowing gas 法 キャリヤーガス H<sub>2</sub>-CH<sub>4</sub> in He

## 結果

- ガス組成の相当  $\alpha_c = 0.35$  と  $0.62$  にしたらサンプルの C/Pu+U は  $0.96$  と  $1.05$  になっていた。
- C/Pu+U  $1.05$  では monocarbide 相と sesqui carbide 相が  $1:1$ 。sesqui carbide 相は Pu 濃度大。これは X線回折でわかった。

#### IV-3 Thermophysical Properties of Liquid Uranium Carbide by P.A. Finn et al (U.S.A., NAL)

(U, Pu)C 燃料の安全性解析には  $6000^\circ\text{K}$  を越す温度での熱力学および輸送の諸性質を知る必要があるが、実測データの温度範囲は約  $2500^\circ\text{C}$  以下であり、外挿するしかない。

本報告では UC についての外挿を行なったもののまとめを報告する。

その結果は

$$\text{liquid density } \rho_\ell = 1.218 \times 10^4 - 0.7807 T - \rho_v \quad (\text{kg/m}^3)$$

$$\text{vapor } \rho_v = 1 \times 10^3 \exp(-40.61 + 0.01168 T - 1.2467 \times 10^{-6} T^2 + 4.8427 \times 10^{-11} T^3) \quad (\text{kg/m}^3)$$

$$\text{Heat Capacity } C_p = 49.9 \left[ 1 + \frac{1.38 (0.7807)}{1.218 \times 10^4 - 0.7807 T} \right] \quad (\text{J/model})$$

$$\text{Enthalpy } H_T^0 - H_{298}^0 = 10166 - 0.019 T - 1074 \ln(1.218 \times 10^4 - 0.7807 T)$$

その他

isothermal compressivity, viscosity も扱っている。

解析の出発点は、液体 UC と平衡な蒸気成分が理想気体であり、その種類は U(g), C<sub>1</sub>(g), C<sub>2</sub>(g), C<sub>3</sub>(g), C<sub>4</sub>(g) および UC<sub>2</sub>(g) と考えたところにあった。

UC の液相での実験データは皆無であり、固相 UC のデータも限られた量しかないから、どうしても外挿、推定を含まざるを得ない。

#### IV-4 Compatibility of Helium-and Sodium-Bonded Hypostoichiometric (U,Pu)C with Advanced Cladding Alloy by T.W. Latimer et al (LASL, USA)

(U, Pu)C に 9 ~ 12 vol % (U, Pu)<sub>2</sub>C<sub>3</sub> を含む炭化物燃料と被覆管との間の両立性試験を  $600$  と  $725^\circ\text{C}$  にて  $1000$  時間におこなった。燃料と被覆管の間は He または Na のボンドである。被覆管材料はオーステナイト系 316 と 330 のステンレス鋼, A 286, H 813, PE-16, インコネル 706, インコネル 718 である。フェライト系合金 HT-9 の両立性試験は Na ボンドの場合のみ

行なわれた。600℃において、Na ボンド型の試験では何れも滲炭現象は認められなかった。しかし、He ボンド型ではインコネル 706 と 718 に明らかな共存効果が認められた。725℃においては、He ボンドの場合にインコネル合金のマトリックスと結晶粒界に炭化物析出が見られ、深さは 50～150μであった。Na ボンドの場合は M813, PE-16, HT-9 の合金には変化がなかったが、それ以外の合金ではマトリックスと結晶粒界に析出が認められ、その深さは 45～125μであった。

#### IV-5 Fuel Properties of Advanced Fuels (U,Pu)CN Important for Out-Of-Pile and In-Pile Kinetics

Hj. Matzke et al (Inst. Transuranium Element, Karlsruhe FRG)

炉中挙動、特にスエリングの挙動を知るために必要な物性と動力学を炉外試験により研究した。取扱った燃料は (U, Pu)C, (U, Pu)C<sub>x</sub>N<sub>1-x</sub>, (U, Pu)N, (U, Pu)CO である。Part I において物性などにつき述べ、Part II において微視的スエリングを述べている。Part I には自己拡散、焼結と焼しまり、塑性変形やクラック発生などの機械的性質、熱伝導率、温度勾配下における気孔の移動と燃料の再配置、F.P. の溶解度を報告した。

Pu の拡散係数は炭化物から炭窒化物、窒化物へと移るほど低下する。Fig. 1 にそれを示す。また不純物が混入すると Pu の拡散係数は高くなる。燃焼度と共に F.P. の蓄積が増加すると Pu の拡散係数は高くなる。Fig. 5 は MX 型化合物中の金属原子 (M) の移動度に及ぼすパラメーターを図式的に示したものである。W, Fe などの不純物を制限することが必要である。

F.P. ガス気孔が成長する温度 (T<sub>c</sub>) 以下の温度で使用する場合、スエリングは高燃焼度達成に支障ない程度である。燃料の適切な再配置、活性的な気孔や粒界を掃除することなしに T<sub>c</sub> 以上で使用するとスエリングが大きくて燃焼度に限界を生ずる。今後さらに研究しなければならないが、LMFBR 用の新型燃料として He ボンドの炭化物燃料が適していると思われる。

#### IV-6 The Oxidation Behaviour of (U,Pu)C Fuel Materials in Air-Inert Gas Mixtures containing 400 ppm to 20% Oxygen

by H.D. Lewis (LASL, USA)

(U, Pu)C<sub>1+x</sub> の粉末とペレットを酸化試験した。酸素量の範囲はグローブボックス中の不活性雰囲気に含まれる相当量である。酸化反応試験で次の 6 項目のパラメーターが評価された。

- ① カバーガス中の酸素および水蒸気の濃度
- ② 燃料中の酸素濃度
- ③ カバーガス中への不純物供給速度 (酸素, 水蒸気など)
- ④ 燃料の粒子径と比表面積
- ⑤ 低濃度の不純物中における燃料の時効

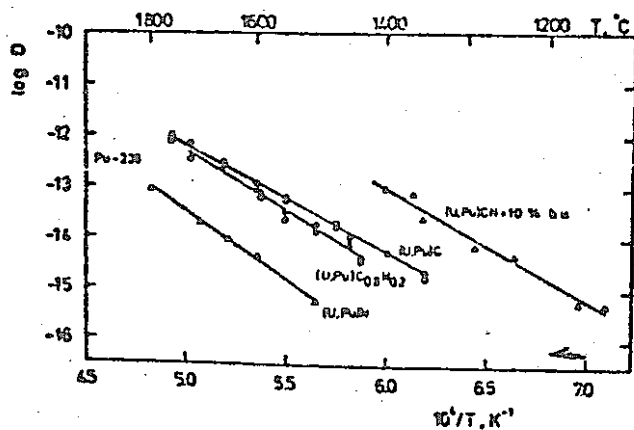


Fig. 1 Arrhenius diagram for the diffusion of Pu-238 in MC, MCN and MN as well as in MCN doped with fission products to simulate 10 at % burnup

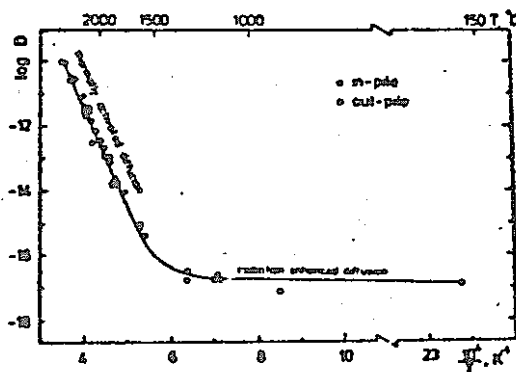


Fig. 3 Arrhenius diagram for thermally activated uranium diffusion in UC at high temperatures and radiation enhanced diffusion at low temperatures

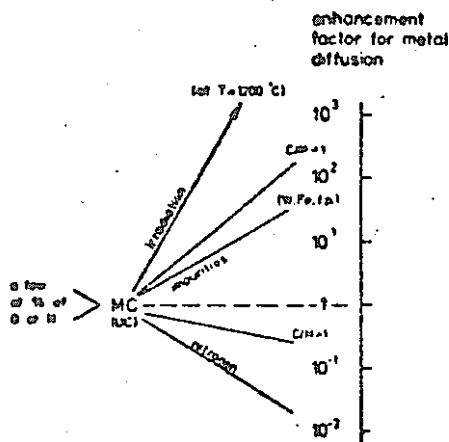


Fig. 5 Schematic representation of parameters affecting metal atom mobilities in MX-type compounds

## ⑥ 摩擦または衝撃事故

普通、グローブボックスはアルゴンガスで満され、酸素と水蒸気は 10 ppm 以下であり、温度は 30 °C 以下である。試験における酸素量の範囲はグローブにピンホールが開いた状態から不活性ガスが全部空気で置換された状態までを含んだ。(U, Pu)C<sub>1+x</sub> の酸化挙動は粉末の粒子径または比表面積、酸素に接触した前歴、カバーガス中の酸素濃度、カバーガス中の酸素濃度の増加速度に依存している

実験結果は次の 3 つに要約される。

- ① グローブボックスの気密性が破れて酸素量が増加しても室温における炭化物粉末は急速には酸化しない(燃焼しない)。
- ② 炭化物の焼結ペレットが明らかな酸化速度で酸化するためには 350 °C に加熱してなければならない。
- ③ 酸化反応は何れの場合も静かに進行し、試料は原形のまゝ残る。

#### IV-7 Creep Behavior of Mixed-Carbide Advanced Nuclear Fuel by R.N. Singh (ANL, USA)

(U<sub>0.8</sub>, Pu<sub>0.2</sub>)C<sub>1.0</sub> の第 1 次クリープと第 2 次クリープの挙動を応力 (6.89~68.9 MN/m<sup>2</sup>) と温度 (1573~1873 °K) の関数として試験した。

- (1) 1 次クリープ速度 ( $\dot{\epsilon}_p$ ) と時間 (t) と応力 ( $\sigma$ ) の関係は次式で表わされる。

$$\dot{\epsilon}_p = A \sigma t^{m-1}$$

ここで A と m は温度依存性をもつパラメータである。m は上記温度範囲で 0.1~0.3 に変化する。A は同じ温度範囲でかつ応力が 7.0 MN/m<sup>2</sup> のとき

$$2.14 \times 10^{-4} (\text{MNm}^{-2})^{-1} \text{h}^{-1.9} \rightarrow 6.43 \times 10^{-4} (\text{MNm}^{-2})^{-1} \text{h}^{-1.7}$$

に変化する。

- (2) 混合炭化物燃料ペレットの 1 次クリープは短時間では UC 単結晶と同様なクリープ速度を示したが、長時間では UC 単結晶よりも高い値を示した。
- (3) (U<sub>0.8</sub>, Pu<sub>0.2</sub>)C<sub>1.0</sub> の 2 次クリープは応力と温度の関数として次のように表わされる。

$$\dot{\epsilon} = 1.03 \times 10^{-19} \sigma^{3 \pm 0.5} \exp \left( - \frac{296 \pm 30 \text{ KJ/mole}}{RT} \right)$$

- (4) この試験条件下における混合炭化物燃料の 2 次クリープ速度は Nabarro の dislocation climb 機構によって制御されていると思われる。
- (5) 混合炭化物燃料の 1 次、2 次クリープ速度は混合炭化物燃料と比べて高い。



### 3.6 Irradiation Test Experience—Carbide and Nitride Fuels

#### V-1 Advanced Carbide Fuels-US Experience

by J.O. Barner et al (LASL, USA)

過去数年にわたって実行した LMFBR 用の advanced carbide fuel の照射試験に関して米国内の実績をまとめたものである。1965～1974 の選定試験における He-bond と Na-bond の carbide fuel 性能が燃料密度、 $(U, Pu)_2C_3$  量、被覆管の種類と肉厚、燃料と被覆管のギャップ、スモヤ密度、燃料破片化抑制の効果に関連して述べてある。76本の He ボンド carbide fuel element と 60本の Na ボンド carbide fuel element を照射試験し、1977年5月までにこれらの中の131本が終了した。照射試験は EBR-II でピーク線出力 34～130 kW/cm, 燃焼度 2.0～11.7 at % で行なわれた。これらの選定試験結果に基づいた定常状態の照射計画と非定常の照射計画もまとめて述べている。

##### (1) He-bonded carbide fuel elements

###### (a) 燃料密度の影響

77% T.D. の低密度燃料と 85～91% T.D. の中間密度燃料は 95% T.D. 以上の高密度燃料の場合よりも被覆管の破損は少なかった。高密度でも中空孔ペレットは中実ペレットよりも良い性能を示すが、スエリングを吸収するまでは云えない。中間密度ペレットに中空孔を入れることは効果的であろう。

###### (b) Sesquicarbide 量の影響

Carbide fuel 中の  $(U, Pu)_2C_3$  量は燃焼度増加に従って被覆管の滲炭化と Stoichiometry に影響を与える。5～10% vol. の  $(U, Pu)_2C_3$  を含む carbide fuel は  $(U, Pu)C$  相だけの燃料より滲炭層が深くなる。しかし、He bonded carbide fuel element では被覆管の破損はなかった。

照射後試験結果によると、被覆管内面に固着するのは Sesquicarbide よりも monocarbide の方が著しく、ペレット中に径方向クラックが発生すると FCMI や歪集中効果を発生させる原因ともなる。これを防止するためには 5～10% vol. の Sesquicarbide が混在した方が良い。

###### (c) 被覆管の影響

照射試験に固溶化・焼鈍の 316 ステンレス鋼と Incoloy-800 の被覆管を使用した。しかしそれらの差は明瞭に見られなかった。燃料の出力増大には強い被覆管が有効なので、現在の開発計画には C.W. 316 ステンレス鋼と Nimonic PE-16 のような advanced alloy を用いることにしている。

###### (d) 被覆管肉厚の影響

高密度の carbide fuel の場合は被覆管の肉厚を厚くしても被覆管は破損する。低密度と中間密度の燃料の場合には被覆管の肉厚を厚くすることが燃料棒の健全性に効果あり。低密度燃料棒の健全性を増大させるためには被覆管の応力を減少させ、スエリングを収容するスペ

ースを持たせるのが良い。

(e) 燃料と被覆管との間のギャップの影響

ギャップは燃料温度に影響するものであるが、燃料スエリングを収容するスペースでもある。しかし、熱応力でペレットが割れると、このスエリングを収容する有効性は複雑となる。すなわち、スエリングを収容するギャップの有用性はペレット破片の移動性と、破片間のクラックにスエリングして行くことが出来るかにかかっている。一般に大きなギャップは燃料棒の破損率を低減させる。これは高密度ペレットの燃料棒に顕著である。

(f) スメヤー密度の影響

燃料のスメヤー密度には、高密度ペレットの場合は主としてペレットと被覆管の間のギャップが関与するが、低密度ペレットの場合にはギャップの他にペレット中のボイドが関与する。従って、低密度ペレット燃料棒ではFCMIとF.P.ガス放出率が相反する関係となる。低密度ペレット燃料棒ではFCMIは少ないが、F.P.ガス放出率は増大する。しかし、F.P.ガス圧による被覆管の応力増加の欠点はスエリング収容効果によるFCMI低減により打滅される。

(2) Na-bonded Carbide fuel elements

(a) 燃料密度の影響

88～99% T.D.のペレットを含む各々の燃料棒において、照射挙動の有意な差は認められなかった。そのため燃料密度は経済的に加工できる範囲で高いほど良い。現在の開発計画では98% T.D.以上を目標としている。高温のペレット部にはF.P.ガスが結晶粒界に蓄積されてスエリングをもたらしているのが見られた。大きな結晶粒よりも小さい結晶粒のペレットにおいてこの傾向は著しい。そのため燃料ペレットは均一な大きな結晶粒を持つことが望まれる。

(b)  $(U, Pu)_2C_3$  の影響

Carbide fuelから被覆管へ移動する炭素量はHeボンド燃料棒の場合よりNaボンド燃料棒の場合の方が2～3倍大きい。また $(U, Pu)_2C_3$ の量が多いほど被覆管内面の滲炭層深さを増大する。これまでの照射試験では滲炭化は燃料棒の無破損と関係ある。

(c) 被覆管肉厚の影響

0.27 mm以下の肉厚の被覆管(316ステンレス鋼およびIncoloy 800)を使った燃料棒17本中13本が破損した。0.30～0.45 mm肉厚の被覆管では27本中4本だけが破損した。肉厚の厚さは燃料棒の健全性に効果的である。固溶化・焼鈍した316ステンレス鋼被覆管を使った燃料棒は20% C.W.ステンレス鋼管の場合と比べてスエリングによる直径増加が見られ、最大長円度は3倍にも達した。この長円化はFCMIと応力集中に基因すると思われる。

(d) ペレットと被覆管の間のギャップの影響

スエリングを許容するための十分なギャップを取っていても、燃焼中にペレットが割れ、

破片が割込むと、そのペレットが被覆管を押し広げてFCMIを惹き起こす。またFCMI部のペレットの下ではF.P.ガスが溜り、ペレットから被覆管への熱伝達を阻害し、ペレットの昇温をもたらす、また結晶粒界にバブルを発生させる。Naボンド燃料ではこのペレット破片の移動再配置が問題であり、これを防ぐ1つの方法は強度の高い被覆管を使うことが考えられる。他の方法は、ペレットと被覆管の間にシュラウド管を使う方法あり。

#### (e) シュラウド管の影響

ペレット破片の移動再配置を防ぐためにペレットスタックを包むシュラウド管を考えた。これは穴あきの薄肉管であって、これを使用した燃料棒の照射試験(7~9 at %)では14本全部が健全であり、破損しなかった。照射試験後においてシュラウド管を引抜いたとき容易であったことから、FCMIは起っていないと考えられる。詳細は後述の論文(J.F. KerriskらLASL)にあり。

### (3) 定常状態の照射試験の現状

$^{14}\text{H}$  AssemblyをEBR-IIで照射中、この中に171本のHeボンド燃料棒と95本のNaボンド燃料棒が含まれている。燃料は $(\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2})\text{C}$ で $10 \pm 5$  vol %の $(\text{U}, \text{Pu})_2\text{C}_3$ を含む。被覆管は20% C.W.の316ステンレス鋼および固溶化したPE-16である。線出力と被覆管の温度はFTRを目標にして最大46~98 kW/m, 565~655°Cである。1977年5月現在での最高燃焼度はHeボンド燃料棒で~7 at %, Naボンド燃料棒で~8 at %である。

### (4) 非定常状態の照射試験

非定常状態照射試験にはTransient Overpower Test (TOP), Transient Undercooling Test (TUC), Loss-of-sodium-bond Test (LOB), Run-beyond-cladding-breach Test (RBCB)がある。TOBについてはHeボンドとNaボンドの燃料棒についてそれぞれ130と236 kW/mのピーク出力で試験し健全であった。このNaボンド燃料棒を更に385 kW/mでTOB試験を続けたが、燃料棒破損は見られなかった。残りのTOP試験、1回のLOB試験とRBCB試験は次の2年間に完了する予定である。またTUC試験はFTRの第1サイクルで行なう。

### (4) 結 言

これまでの試験をまとめると次の通りHeボンド燃料棒の設計は次の(a), (b)に要約される。

(a) スエリングを収容するために燃料密度を81~87% T.D., スメア-密度を75~81% T.D.とする。

(b) 燃料ペレットとのFCMIを抑制するに十分な強度を持つ被覆管として、0.51 mm厚の20% C.W. 316ステンレス鋼または0.38 mm厚の改良合金(PE-16など)を使う。

Naボンド燃料棒の設計は次の(c), (d), (e)に要約される。

(c) 燃料密度を98% T.D.以上とする。

(d) 燃料ペレットの破片が移動再配置しないように0.08 mm厚の穴あきシュラウド管を組入

れる。

(e) 被覆管は 0.38 mm 厚, 20% C.W. の 316 ステンレス鋼または 0.31 mm 厚の改良合金を使う。

燃料ペレットとしては He ボンドでも Na ボンドでも ~10% vol の (U, Pu)<sub>2</sub>C<sub>3</sub> を含む (U, Pu) C とする。

## V-2 Mixed-Nitride Fuel Performance in EBR-II

A.A. Bauer et al (BCL and LASL, USA)

EBR-II で照射した混合窒化物燃料棒 42 本から得たデータの報告である。その中の 38 本は Na ボンド, 4 本は He ボンドである。Na ボンド燃料棒にはシュラウド管を組入れた。何れの場合も燃料棒破損はなかった。F.P. ガス放出データを燃料棒の寸法組織変化, 各性能パラメーターの関連において述べている。

### (1) 燃料ピンの製造

事前に U と Pu の合金を作り, これを hydride-dehydride-nitride のサイクルによって窒化物を作った。ペレット密度は 88~97% T.D. 被覆管とペレットとの間のギャップ (直径値) は Na ボンドの場合 0.25~0.76 mm, He ボンドの場合 0.12~0.13 mm である。使用した被覆管は焼鈍または C.W. の 316 ステンレス鋼。

### (2) Na ボンド燃料棒の炉中挙動

酸化物燃料と同じように燃料初期にクラックが発生し, さらに燃焼中にペレット内部および周辺にクラックが続いて発生する。周辺のクラックは FCMI に関連し, そのクラックと同じ位置の被覆管内面にもクラックが発生した。F.P. ガスの放出率は 0.3~3.7% であった。この放出率は燃焼度に従って増加するように見られるが, 結論づけるにはまだデータが不十分である。スエリング率は 1 at % 燃焼度当り 1 vol % であるが, シュラウド管付き燃料棒のペレットを精度良く測定したところ 1.5 vol % であった。この 1.5% は設計に用いる妥当な値である。

### (3) He ボンド燃料棒の炉中挙動

中空ペレットの中空孔はスエリングを収容することにならないことが照射試験により確かめられた。しかし, ペレットの内側温度は中実ペレットより低く, また F.P. ガス放出率も低い。F.P. ガス放出率は低密度ペレットの方が高密度ペレットより高い。また燃焼度の増加と共に増えている。ペレット中には大きな径方向クラックはなく, 小さい周辺クラックが発生している。このため被覆管内面には比較的均一な応力を与えることになる。この周辺クラックと対応して被覆管内面に 50 μ 以下のクラックが見られた。FCMI は認められなかった。

### (4) 討 議

シュラウド管の使用は燃料棒破損の原因となる FCMI を阻止する手段となる。しかし, シュラウド管を使用しない Na ボンド型燃料棒も改定されて, 被覆管強度を増し, ギャップも 0.51~

0.76 mm にすると健全性を増す。Na ボンド型燃料棒の主な性能限界は燃料の最高温度で、燃料のスエリングが起る前の最高温度は 1200 °C である (EBR-II 照射結果より)。この温度限界を用いて計算した被覆管の最高温度と線出力の組合せの限界を Fig. 4 に示す。これは密度が 95% T.D., ペレット直径が 8.03 mm, 被覆管との間のギャップ (直径差) が 0.61 mm の場合である。He ボンド型燃料棒は 88.5~94.8% T.D. のペレットで 107 kW/m の高線出力, 730 °C の高い被覆管温度, 8.7 at % の高燃焼度においても健全であった。中空ペレットの中空部はスエリングを収容しないが, 不均一のスエリングに基因する直径方向の大きなクラックを最小限となし, また被覆管内の不均一な応力を最小とする利点を有する

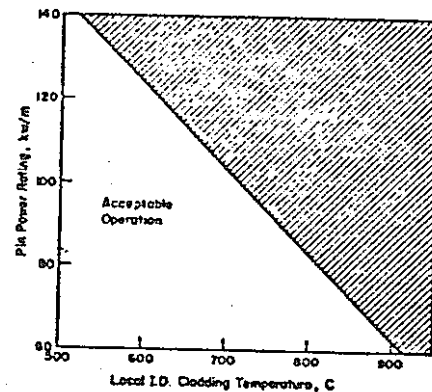


Fig. 4 Design Curve for Sodium-Bonded Fuel Pins Showing Limits of Permissible Local Combinations of Pin Power Rating and Cladding Temperature

### V-3 UK Irradiation Experience Relevant to Advanced Carbide Fuel Concepts for LMFBF's by K.Q. Bagley et al (UK)

高密度炭化物燃料のスエリングは如何にしても起るものであるから, FCMI を無くするか, または低減する道を探さねばならぬ。この目的を達成するには, ①燃料を軟化させて拘束力に対して従順なようにするか, または, ②目標燃焼度に達するまで燃料と被覆管の接触を遅らせるかである。これらの基準を満足させる炭化物燃料ピンの設計案の中から次の3つのケースが取り上げられた。

- (1) He ボンド型の太径燃料ピン。燃料密度は 80% T.D. で, 炭化物燃料と対等に高温で照射する。これにより製造コストを最低となし, 増殖比を高めることができる。ペレットは中実体または中空体とし, ピンの被覆管内径 10.16 mm まで, 線出力は 210 kW/m までとした。
- (2) 燃料密度が 70~75% T.D. の振動充填燃料ピン。照射中の燃料中心温度は高温とする。ペレット直径は 5.08~7.87 mm, 線出力は 36~110 kW/m とした。
- (3) Na ボンド型燃料ピン。燃料温度は比較的低くなり, またペレットと被覆管の間隙が広いいため, FCMI の発生は遅い。ペレット直径は 5.08~8.51 mm, 線出力は 149 kW/m。但し, 初期の試験では 35~40 kW/m で行ない, F.P. ガス放出やペレット・クラックが少ないことを

立証する。

炭化物燃料は混合酸化物を Carbothermic 還元により製造した。この還元で出来た炭化物を細粉化し、次にプレス・焼結してペレットとする。また振動充填燃料の粒子を得るには予め酸化物と炭素を混合して粒子化し、次に還元反応と焼結を同時に起させる。

DFR にて照射した結果、次の結論を得ている。

- (1) 酸化物燃料の場合のような燃料と被覆管、および燃料と冷却材の反応はない。
- (2) 炭化物燃料が炉中で溶融する線出力よりも低い線出力で運転すれば、過出力中の燃料の軸方向移動可能性を無くする。
- (3) 低密度（～70% T.D.）の炭化物燃料は80～90% T.D. の酸化物燃料に取って替えることが出来る。これにより増殖比も燃焼度限界も増進することができる。
- (4) 初期の開発目標は中程度の線出力（約100 kW/m）で、振動充填燃料（70～75% T.D.）である。
- (5) 高い線出力密度の太径燃料は決して良い炉中性能を示さない。従って、経済的な燃焼度を達成することは出来ない。高線出力で運転すると被覆管への滲炭現象が現われ、問題が起ってくる。
- (6) Na ボンド型 Oxycarbide 燃料ピンの小規模試験によれば線出力の上限は112 kW/m である。最適条件は40～100 kW/m であろう。40 kW/m では炉中性能は良いが経済的でない。

#### V-4 The German Carbide Irradiation Test Experience for Fast Reactor by K.R. Kummerer (KFK, FRG)

##### (1) 炭化物燃料の特徴と問題点

酸化物燃料と違って炭化物燃料は熱伝導率が良いから、線出力と比出力を高くとることができる。炭化物燃料ピンの設計は酸化物燃料ピン設計と本質的に同じであるが、同一の炉出力において炭化物燃料ピンの方がピン長を短かくでき、また太さを大きくとることができる。しかし、このような基本設計の傾向は炉の安全性解析と燃料サイクル全体の経済性に左右される。特に後者はまだ十分に確立されてないため、炭化物燃料ピンの基本設計は変更されることもあるだろう。

主な設計パラメーターは炭化物燃料の組成、密度、ピン内部形状である。運転条件では温度、線出力、到達燃焼度である。これらのパラメーターは定常状態のみならず、出力サイクリングや過渡状態においても性能確認しなければならない。また最終的には燃料集合体の状態で性能を確認せねばならない。

そこで炭化物燃料の照射試験計画には次の要因を含むことが必要である。

- (a) 炭化物燃料のクリープとスエリング
- (b) 燃料の再組織化

- (c) F.P. ガス放出
- (d) 燃料と被覆管の間の共存性
- (e) 燃料密度, 組成, 燃料と被覆管の間のギャップ, ギャップの物質 (HeまたはNa), 線出力, 温度, 燃焼度などのパラメーターを用いた燃料ピン特性のシステム解析。
- (f) 標準燃料集合体の性能
- (g) 出力サイクリングや過渡運転状態に対する応答性

(2) ドイツの炭化物燃料照射計画

上記の各要因を含む照射試験を1969年から続けてきた。この計画については Karstenが別の論文で報告している。また炭化物燃料開発について1977年のザルツブルグ会議で Dienstらが報告している。

(3) 照射試験結果

上記の照射計画のうち、照射試験が終了したもの、進行中のもの、計画上のものがあり、データは次第に出つつある。Fig. 9は炭化物および窒化物の Irradiation-induced creep を  $UO_2$  と比較して示したもので、何れも  $UO_2$  より低いことを示している。

炭化物燃料ピンの被覆管スエリングは最高3% (~7万MWd/T)に達している。これは燃料密度が高く、ギャップが少なかったことに基因している。

これらの照射試験により炭化物燃料は将来においてSNR-300の代替燃料になるであろう。

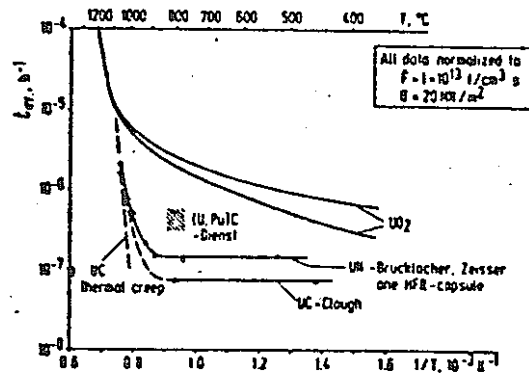


Fig. 9 Irradiation-induced Creep Rates of Carbide and Nitride Fuel Compared to  $UO_2$

V-5 French Irradiation Test Experience for Carbide Fuels  
by P. Combette et al (C.E.A., France)

(1) 概要

炭化物燃料の照射試験における主なパラメーターはペレット密度 (79~97% T.D. でスミア密度 71~86%に相当), 線主力 (70~140 kW/m), 燃焼度 (~120,000 MWd/T), He または Na ボンドなどである。被覆管は固溶化焼鈍の 316 ステンレス鋼である。照射試験の結果, Na ボンド炭化物燃料は被覆管破損なしに 110,000 MWd/T (13 at %) まで燃焼した。

(2) 燃料と被覆管の間の機械的相互作用

110,000 MWd/T まで燃焼したピンの外径は1.9%増加した。そのうち1%は被覆管の塑性変

形と推定される。また He ボンドと Na ボンドの両ピンにおいて、ピン外径の隋円化が認められ、機械的相互作用 (FCMI) があったことを示している。この隋円化は燃焼度の増加と共に顕著であり、燃料ピン直径 8.28 mm に対し最大 0.16 mm の直径差があった。線出力 (70~140 kW/m) とこの隋円化性の関係はなかった。

### (3) 炭化物燃料のスエリング

照射した燃料のスエリングは中性子ラジオグラフィーから測定した。Na ボンド燃料の場合、ペレットスタックの長さ方向伸び率は線出力 90 kW/m, 燃焼度 12.5 at % まで一定で、体積変化率で表わすと

$$\frac{\Delta V}{V} \approx 1.7 \% / \text{at } \%$$

であった。

被覆管の長さは一定でもペレットスタックは燃焼度と共に自由に伸びるので、出力変動時のような燃料と被覆管の熱膨張差があるときだけ被覆管を变形させられる。

### (4) ギャップ・コンダクタンス

密度 79~87 % T.D. のペレットの中心に W-Re 熱電対を付けて He ボンドのピンとなし、照射中の中心温度を測定した結果、出力上昇の初期における中心温度はポア効果を取入れたギャップ・コンダクタンス ( $h \approx 0.64 \text{ W/cm}^2 \cdot \text{C}$ ) で計算した中心温度と良く一致した。

線出力が一定になる前に (95 kW/m の線出力に 13 時間保っている間), ギャップ・コンダクタンスは急速に低下し,  $0.43 \text{ W/cm}^2 \cdot \text{C}$  となった。この燃料過熱はペレット炉中焼結を起し、収縮してギャップを増大させるからである。ペレット密度は初めの 87 % T.D. から 96 % T.D. に増加しているのが認められた。

一定出力の 13 時間後からギャップ・コンダクタンスは増加し始め, 3 ヶ月後に  $h = 2 \text{ W/cm}^2 \cdot \text{C}$  に達した。これは燃料の亀裂やスエリングによりペレットと被覆管の間のギャップが減少したためである。スエリング率からスエリングによる直径増加を計算して実測データから差引くことにより, ペレット中の亀裂がギャップ・コンダクタンスに及ぼす効果を計算した。

### (5) F.P. ガス放出

#### 安定ガス

F.P. ガス放出率は温度と燃焼度に依存する。ペレット中心温度と燃焼度に依存する。ペレット中心温度が 1100 °C 以下の場合, F.P. ガス放出 (F) は次式で表わされる。

$$F = A + Bt^{1/2}$$

A と B はペレット密度に依存する定数, t は時間。この式は反跳と照射拡散機構に基いている。

1100 °C 以上の場合は温度に強く依存する。

### (6) 被覆管の滲炭

被覆管の滲炭は Na ボンド型ピンにおける燃料と被覆管の化学的相互作用 (FCMI) により起



る。照射前の炭化物燃料中の  $M_2C_3$  量は 2% 以下であり、燃焼度 27000 MWd/T、被覆管温度 850°C の照射において被覆管内面より 0.120 mm が滲炭していた。被覆管の平均炭素量は 0.2% となり燃料中の炭素拡散係数は  $D \approx 3 \times 10^{-11} \text{ cm}^2/\text{s}$  と非常に高いことが計算された。拡散機構は照射により促進されると思われる。

## V-6 The Irradiation Behavior of Sphere-Pac Carbide Fuel

by R.W. Stratton et al (Switzerland)

粒状炭化物燃料 (U, Pu)C を振動充填した燃料ピンを作り、熱中性子炉および高速中性子炉で照射した。燃料粒子は 600 ~ 800  $\mu$  と 40 ~ 60  $\mu$  の 2 つの粒度分布をもち、スミアー密度は 76 ~ 77 % T.D. である。Pu の富化度は ~ 15 %。

(U, Pu) $_2$ C $_3$  が 5% 以内の場合、被覆管温度が 540°C 以上で、燃焼度 1 at % を越えると被覆管に滲炭が起り、また線出力 80 kW/m 以上で燃焼度 3 at % を越えると滲炭が著しく起る。

燃料ピンの直径歪 ( $\Delta D/D$ ) は 1 at % 燃焼度当り、~0.15% であった。ガス放出率は 3 at % 燃焼度までは急速に増大するが、それ以降はペレット燃料の場合と同様であった。

将来の照射試験計画は、燃料ピンの破損なしに 7 at % の燃焼度を得るために 80 kW/m の線出力で、しかも燃料ピン・バンドルとして照射する予定である。被覆管の滲炭を防止するため、炭化物中の (U, Pu) $_2$ C $_3$  量は 5% 以下とする。

## V-7 Irradiation Experiments of Uranium Carbide, Carbonitride, and Nitride Fuels in JAERI

by J. Shimokawa et al (JAERI, Japan)

U-Pu の混合燃料を使う前の先行試験として、UC, UC $_x$ N $_{1-x}$  (X = 0.75, 0.50, 0.25), UN の照射試験を JMTR で行なった。この照射試験により寸法変化、スエリング率、Na や He 環境下における燃料と被覆管の共存性を調べた。照射条件は平均線出力 600 ~ 800 W/cm、燃焼度 24,000 MWd/T (3 at %) 以下であった。結果は次の通り。

- ① 炭化物、炭窒化物、窒化物の間にはガス放出、スエリング率、顕微鏡組織変化について差異はなかった。
- ② 照射中の中心温度が 910 ~ 1000°C の場合のガス放出率は約 1% であった。
- ③ スエリング率はペレットの密度減少から計算して 1 at % の燃焼度当り 1.2 ~ 1.6% であった。
- ④ 金属ウラン析出物中に気泡の連結と合体が見られた。
- ⑤ ペレットと被覆管の間の化学的作用は見られなかった。

## V-8 Thermal and Epithermal Flux Irradiation Results of Pelletized Carbide Fuel Pins

by A. Delbrassine et al (CEN/SCK-Belgium EIR-Switzerland)

熱化学的および寸法的に安定な炭化物燃料ペレットを得るため、バナジウムを添加した。この結果、安定化した炭化物ペレットとステンレス鋼被覆管の両立性が確かめられた。バナジウム添加の第2の目的はスエリングの低減である。スエリング低減化には2つの方法がある。1つは炭化物燃料粒子の回りに低密度材の層を配置するセル構造であり、他の1つは過飽和固溶の(MV)Cから照射中に析出させる析出分散型構造である。照射試験はそれぞれ熱中性子、エピサーマル中性子、高速中性子の炉で行なった。燃料ピンの破損率はUCの場合 $\frac{1}{10}$ 、混合炭化物燃料の場合に燃焼度5～7 at %にて $\frac{1}{8}$ であった。

結論は次の通りであった。

- (1) 質量移行やFCIに関係ない特殊の研究以外は、熱中性子照射は意味がない。熱伝導率の低下と共に照射挙動の差異は減少する。
- (2) ペレット被覆管の間のギャップが大きいHeボンドの燃料ピンは線出力80～110 kW/mの照射にて燃料の再配置が著しい。被覆管中のペレットの偏心と局所的な現象を避けるため、ギャップは小さい方が望ましい。
- (3) 特殊構造のペレットはスエリングの低減に効果なかった。これはペレット中における応力の伝達放出が非常に遅いためである。
- (4) ステンレス鋼被覆管の滲炭化限界を決定するには、もっと多くの照射試験が必要であるが、 $M_2C_3$ 相は出来るだけ少ない(数%)の方が良いと思われる。滲炭化機構は炭素と酸素の活性度に関連していそうだ。

### 3.7 Session VI Safety Aspects of Advanced Fuels

#### VI-1 The U.S. Advanced Fuel Safety Program

by D. Rose et al (ANL, ERDA, USA)

Advanced fuel の安全性に関する研究計画では、酸化物燃料で明確化された安全性問題や解決に必要な技術を認識した上で、更に炭窒化物燃料に特有な技術問題を明確にする必要がある。

安全性問題の分類は炭窒化物燃料も酸化物燃料と同様である。

酸化物燃料での安全性問題は炭窒化物燃料の問題に利用できるが、2, 3 特殊な問題もある。例えば酸化物燃料で許容される正のナトリウムボイド係数のレベルは炭窒化物燃料では許容できない。

Defence-in-depth の概念を生かす方法の1つは、Table II の4つの lines of assurance の項目をおさえ環境への放射能放出を出来るだけ小さくすることである。

Table II. Safety Issues Related to Lines of Assurance

#### LOA 1 - PREVENT-ACCIDENTS

Reliability and QA on Components and PPS  
Design Features Promoting Safety

#### LOA 2 - LIMIT CORE DAMAGE

Pin-to-pin Failure Propagation  
Potential for Subassembly Damage  
Extent of Core Damage from Whole-Core Accident Initiators

#### LOA 3 - CONTAIN IN PRIMARY SYSTEM

Accident Energetics - Na Voiding  
Accident Energetics - Recriticality  
Accident Energetics - Disassembly  
Accident Energetics - FCI  
System Mechanical Response  
Requirements for Postaccident Heat Removal

#### LOA 4 - ATTENUATE RADIOLOGICAL CONSEQUENCES

Radiological Consequences

#### 短期計画での強調点

酸化物燃料との違いについて、つぎの点を含めて明確にする。

1. 燃料-冷却材の反応エネルギー
2. 組織変化やガス放出が小さくまた燃料-被覆管の機械的相互作用が大きいなど定常状態での燃料挙動

優先順位の高い問題は、過渡過出力時燃料破損に伴う燃料-冷却材の相互作用にある。

炭化物の熱拡散率は酸化物より大きいため、燃料-冷却材の過渡接触温度は炭化物がはるかに大きい。したがって激しい FCI が予想される。

スエリングやガス放出率の低い炭化物燃料の過渡時の挙動も重要な課題となる。また安全解析コードとしては酸化物で使用されている SAS コードを多少モデルを改良して使用する。炉内あるいは炉外での安全性実験や非定常状態の照射実験はこれらのモデル開発の上で重要となる。

## VI-2 Analysis of Core Disruptive Accidents in Carbide Fueled LMFBRs by L. Mync et al (ANL, USA)

1200 MWe の大型炭化物炉心について、LOF と TOP による仮想的炉心破壊事故 (Core Disruptive Accidents) のパラメトリックな研究結果を紹介した。

計算は SAS 3A コードを使用して行ない、炭化物燃料に独特な過渡現象の取扱いと、酸化物燃料について用いられている CDA 現象を直接外挿する方法をもちいている。問題が複雑だけにこの外挿も混み入ったものとなっている。

現象論にもとづいたモデルのパラメータを変化させ、いくつかの不明確な問題を研究するとともに、同一規模の酸化物燃料炉心と比較をおこなっている。

研究の結果つぎのような結論をえている。

1. 大型炉心での大きなナトリウムボイド反応度係数は LOF 事故で重要な役割をもつ。
2. ナトリウムボンドの炭化物燃料で Loss of Bond は熱伝達の不連続性を生じ、酸化物とことなり事故シーケンスに差を生ずる。しかし仮想事故の激しい潜在性を変えるものではない。
3. 炭化物燃料は熱拡散率が大きいため、TOP や LOF 事故時に燃料破損とナトリウム中への燃料飛散によって急速なナトリウムボイドを生ずる。

低出力集合体内で燃料-冷却材の相互作用で起される、急速なナトリウムボイド効果は、LOF 事故における激しさを決める主要な機構となる。

4. 炭化物と酸化物炉心における LOF, TOP 事故時における発生エネルギーの差は、炭化物燃料の性質や挙動によって変るので充分把握する必要がある。

## VI-3 Safety Aspects of Carbides Irradiations in FTR Driver Positions by G.M. Nickerson et al (CE, USA)

炭化物燃料集合体の FTR 照射試験における安全性評価の結果を報告した。

ナトリウムボンド窒化物燃料について TOP と TUC (Transient under cooling) における燃料ピン破損から HCDA にわたる解析を行ない、とくに FTR のサイクル初期に照射することに問題のないことを示した。

Local Event の安全解析

炭化物燃料の場合は FEFP (Fuel element failure propagation) は酸化物の場合より可能性が低い。それは燃料の fp ガス保持が大きいことと、熱伝導度が良いので大きな局所塞足に耐えることが出来る。LOB (Loss of Bonding) は燃料スエリングや溶融をおこす可能性があるが被覆管の破損はおこらずまた他のピンへの影響はないと予想される。炭化物の場合は酸化物より負のドプラーフードバックを有する為、過渡状態の初期には出力が非常に低下し、蓄積エネルギーも低くなる。

溶融炭化物燃料とナトリウム蒸気吐出の可能性は、計算に不確定性はあるが小さいと思われる。炭化物-ナトリウム系で Spontaneous Nucleation を起すには、溶融炭化物燃料は融点より 500 ~ 1000 °C 高くなければならない。またナトリウムは 650 °C 以上必要である。このようなことは炭化物の性質から非常に困難である。

#### TOP

50 °C/sec の TOP 評価の結果は、ドライバー燃料位置に炭化物燃料集合体 1 体を挿入しても特に問題は起らない。

Shroud Tube の溶解に伴うナトリウムボンド沸騰の影響はあまり重要でない。反応度挿入期間と径方向の燃料スランピングによる被覆管との接触熱伝達の度合いが、過渡的な被覆管温度上昇に大きな影響をもち破損の可能性はある。

#### Transient Under Cooling (TUC)

ナトリウムボンドの炭化物燃料は、酸化物燃料の TUC と比較して BOL では同じシーケンス(冷却材沸騰-被覆管の dryout-被覆管溶融-燃料移動)をとる。

更にこの事故シーケンスの主な反応度効果は、酸化物燃料によって引きおこされる方が早い。酸化物燃料集合体の 74% が冷却材沸騰を起こしているとき、炭化物燃料集合体ではやっと沸騰が始まり、被覆管の溶融も酸化物の場合より遅い。FTR の初期サイクルに炭化物燃料の 1 集合体を入れても問題がない。

### VI-4 Experimental Study of Advanced Fuel Pin Failure Phenomena by B.J. Wrona et al (NAL, USA)

燃料の動きは大きな正あるいは負の反応度フィードバック効果をおこし、燃料の分散にともなう炉停止あるいは燃料があつまって即発臨界をおこす可能性がある。そこで UO<sub>2</sub> と UC を直接通電加熱し、燃料溶融時の過渡挙動を調べた炉外実験結果を報告した。加熱速度の最高は約 270 °C/sec である。

実験はペレット燃料を直接加熱する場合と石英管にペレットをつめ、半径方向を拘束して加熱する 2 通りの方法で行なっている。

燃料の溶融挙動は高速度カメラで撮影しデータ解析ができる。また定常および過渡状態での温度計算コードの開発をし実験時の燃料内温度分布などの推定をしている。

UC の場合は溶融した燃料は被覆管とのギャップに溶融状態で残っているが、 $UO_2$  ではギャップに達する前に凝固してしまう。

被覆管破損前のふくれは燃料溶融に伴う体積膨脹と燃料と被覆管の熱膨脹の差や高温での高い流動性によっておこる。したがって燃料設計では、穴あきペレット燃料やブランケット燃料を使用することで、プレナム部への溶融燃料の再配置による被覆管破損を緩和でき、また瞬間的な負の反応度フィードバックを生ずることが出来る。

$UO_2$  の場合には、UC と同じような溶融挙動を起こすには燃料の沸点を越える温度が必要であり、また液状  $UO_2$  が蒸発する場合には UC に比べて体積が 4 オーダ程増加する。したがって溶融領域の内圧が高くなりクラックに沿って拡がっていく。しかし中心温度が沸点以下の場合には  $UO_2$  ペレットのクラックは一度溶けた  $UO_2$  で封じられる。

UC の場合には沸点と融点の差が大きいことおよび熱伝導度が高いこともあって燃料内温度分布が平坦で燃料全体が溶融挙動を起す。融点を僅かに越える程度であれば燃料の動きはおだやかでまた塑性をもち可縮性である。しかし融点をはるかに越えた温度では非常に激しい動きを示す。

#### VI-5 The GfK Experimental Approach to Carbide Fuel Element Licensing by H. Plitz (GfK, FRG)

炭化物燃料は fissile inventory が小さく、増殖特性がよく、熱的物理的特性もすぐれているので酸化物燃料に替りうるものとする。しかし、熱拡散率の高いことから過渡時や事故時に応答速度がはやく licensing 上では問題となる。ヘリウムボンドの Reference Carbide Fuel (max 800 w/cm, 70 MWd/kgM, 75% S.D. 直径ギャップ 0.4 mm) の licensing にあたり実験的アプローチについて報告がされた。

GfK での実験は次の 4 段階で進められている。

- |           |   |
|-----------|---|
| Stage I   | Steady state irradiation experiments  |
| Stage II  | Out of pile tests to evaluate chemical interaction, compatibility, high temperature data and processes, cladding transient properties |
| Stage III | In pile tests to study in capsule severe power cycling, power overload, coolant incidents   |
| Stage IV  | In pile tests to study in loops power ramps, mild transients, coolant incidents   |

#### 燃料要素の設計

Thermal ratchetting : Thermal Clad Stress  $< 10 \text{ kg/mm}^2$

Gap conductance : He ボンドでギャップ巾 0.05 ~ 0.6 mm の燃料につき炉内測定

( Fig. 2. 3 )

Start up power :  $P \leq 50\%$  power. no precaution

$50 < P \leq 80$  上昇率 5%/5hr

$80 < P \leq 100$  上昇率 5%/10hr

Fuel swelling : 燃料密度, ギャップ巾で吸収する。

燃焼限界はスエリング率とスエリングを吸収出来なくなった時点で  
きまる。

破 損 限 界 : Fig. 5 のように実験データを基にしている。

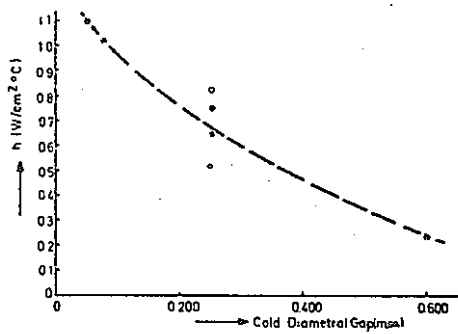


Fig. 2 Effective Gap Conductivity vs. Cold Diametral Gap During Startup (FR-2, Vg-4a, 770-810 W/cm)

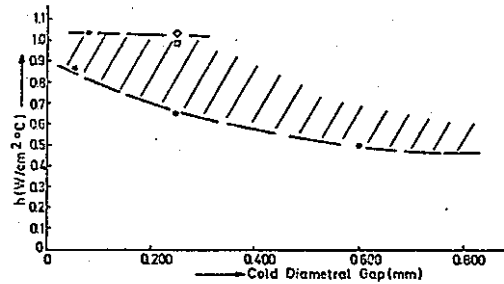


Fig. 3 Effective Gap Conductivity vs. Cold Diametral Gap After 3 Days of Irradiation (FR-2, Vg-4a, 805-975 W/cm)

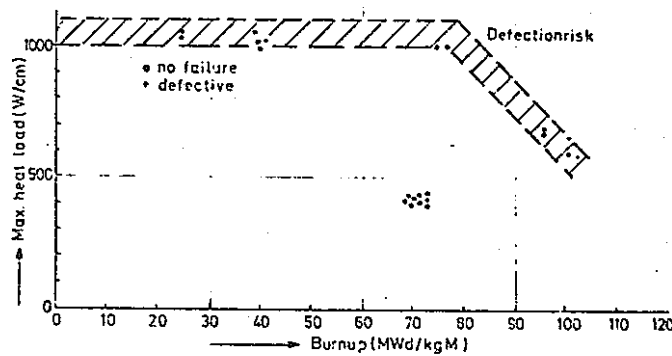


Fig. 5 Experience with Relevant He-bonded (U,Pu)C-Pins (70-85% T.D.)

### 異常時の挙動と安全性

炭化物燃料と酸化物燃料の大きな相違点はつぎのことから生ずる。

Thermal diffusivity, heat capacity, gap conductance specific heat rating, fuel temperature

従って炭化物の場合は酸化物に比べて

1. Stored energy が小さい。
2. 過渡時に Stored energy の放出が非常に速い。
3. 溶融潜熱が低く、早く溶融する。
4. 熱伝導度がよいので融点に対する余裕がある。

計算の結果では異常時や事故時に対する応答は酸化物と炭化物では大きな相違はない。

以上のことから炭化物燃料の Stored Energy は低いが、エネルギーの放出は急速であり、ナトリウム沸騰はより早く始まる。

また炭化物とナトリウムの反応による発生エネルギーも考慮が必要である。炭化物の方が酸化物にくらべてより激しいエネルギー放出が予想される。

炭化物燃料の licensing の基本的考えは、酸化物燃料と比較し定常、非定常、異常時あるいは事故時の挙動を研究することにある。

### VI-6 A Case for Fuel Redesign after in Pile Safety Experiments : the "COMMANDO" Test by M. Chagrot (CEA, France)

CEA の炭化物燃料の設計は、ベント型でナトリウムボンドステンレス鋼被覆のペレット燃料からなっている。しかし安全性の評価で、ナトリウムボンドが切れたり、燃料溶融、被覆管破損それに伴う燃料-冷却材の反応など充分調べなければならない点がある。

COMMANDO プログラムでは、ナトリウムボンドが切れたとき、燃料溶融、被覆管破損と燃料-冷却材相互作用などの挙動を調べるため SCARABEE のループを使用して実験を行なった。

2本の fresh pin について実験し、つぎのような結論を得た。

1. ナトリウムボンドが切れた場合は他のピンに対しては非常に狭い範囲で影響をあたえる。ピン破損の伝播は少ないように思われる。
2. しかし 1200 W/cm あるいはそれ以上においては、ピン内部の損傷が大きくまた燃料長の短縮が著しい。
3. 逆に 1000 W/cm 以下では損傷は限られ、大部分は燃料の再配置に限られている。しかし燃料スタックの縮小は問題にならない。

若しナトリウムボンドの炭化物燃料ピンを選択する場合は、以上の実験結果に従って再設計す



る必要がある。即ち、ベント型プレナムの概念は廃止し、ピーク線出力は 700 ~ 800 W/cm に下げることである。しかしこれはボンドの切れる条件の一つである内圧上昇がおこり、より危険度が大きくなるわけだが、破損検出が容易になり利点である。

勿論 2 本だけの fresh pin Tests では不十分であり、種々の条件で燃焼したピンや被覆管破損位置を変えたりした実験が必要である。また破損したピンや集合体の照射下での挙動、Loss of flow での実験も今後必要である。

## VI-7 Safety Aspects of Advanced Fuels for LMFBRs by H.J. Teague (UK)

安全性に大きく寄与するのは良き設計、高度に標準化されたプラント建設と防護系の信頼性が高いことである。しかしこれらは燃料の性質には敏感ではない。

万一局所的異常があった場合はすばやくそれを検出し、また大きな災害にいたる前に破損を止めることである。これらの点で現在特に advanced design に欠点があるわけではないが、すでに確立されている設計との差を充分再評価し実験的にも裏付けする必要がある。

Advanced fuel の導入に伴う影響は、防護系の破損を含む発生確率の低い事故に対して意味をもってくる。例えばコンパクト炉心で、ドプラーフィードバックの低い、炭化物炉心ではナトリウムボイド効果がより正で、ピン破損の特徴（破損位置、モード、反応度変化）に差がある。

燃料溶融を含む事故の後期で酸化物と炭化物で多くの差がある。即ち、

1. 炭化物炉心では溶融燃料や材料の流動性が大きい。これは溶融燃料により構造材が貫通し多分 internal core catcher は有効でなくなる。
2. 炭化物燃料の熱伝導度がよいことから、燃料と冷却材の反応が容易であり重要となる。
3. FP 保持が大きく融点が高いことは燃料の分散が早いことで好ましい傾向である。
4. 炭化物の融点が高いことは、溶融のあと燃料と鋼材の沸騰が炉心の compaction をおこす可能性がある。
5. FP 保持が大きく、融点や蒸気圧の低い炭化物燃料では、炉心崩壊機構としての燃料の蒸発を低下する点で利点がある。

## VI-8 Advanced Fuels Safety Comparisons by M.A. Grohms (ANL, USA)

Advanced fuel の安全性の問題について、つぎの点を検討した報告がなされた。

- Local fault propagation      ◦ Subassembly change propagation
- Limit of core damage from whole core accident initiators
- Accident energetic consequences of positive sodium void coefficient, reactivity, and fuel coolant interactions      ◦ System mechanical

response      ◦ Post accident heat removal      ◦ Radiological  
consequences

◦ Local faults

酸化物と同様 Advanced fuels においても検出できないほど非常に短時間の rapid local fault は非現実的である。Slow blockage propagation はあまり起りそうもないがまだ不明確である。熔融燃料が集合体内に放出することが Slow blockage propagation の必要条件である。しかしこの場合は適当な方法で blockage を検出でき propagation を防止できるかもしれない。

◦ Subassembly to subassembly fault propagation

propagation はよき設計と計測のもとでは現実にはおこりそうもない。しかし多くの議論は、propagation についてどう影響するかよく解っていない過渡状態での熱的、機械的および化学的相互作用などに集中している。

◦ Extent of Core Damage

全炉心事故がはじまるまで、advanced fuel が酸化物より安全上危険性がより大きいとは思われない。

◦ Sodium Voiding

大きな正のボイド反応度係数をもつ大型炉心では、局部的ボイドが炉心を即発臨界に近い状態にする可能性がある。Advanced fuel の場合は酸化物より反応度を下げる方向に、燃料が動き易い利点をもっている。しかしこれは局部的な激しい FCI によって補償されてしまう。

◦ FCI

酸化物より激しい相互作用が予想される。炉心崩壊事故に対するより詳細な検討が必要である。

◦ Recriticality

再臨界は分散機構（FP ガス、被覆管や燃料の蒸発）によって小さくなると思われる。advanced fuel についても分散機構がおこるけれども、炭化物や金属燃料では融点が被覆材の沸点よりはるかに低いので分散するまでに時間がかかる。したがって燃料の可動時間が増加する。しかし FP ガスの保持が高く、酸化物より分散し易いので、advanced fuel の mobility は補償される。炉心崩壊エネルギーを評価する上で最も難しいことは外圧に関した点である。

◦ Accident Consequence

事故後熱除去、System structure response, radiological consequence assessments 等は事故エネルギーに大いに依存する。advanced fuel では大きな事故エネルギーに対しては行うことも出来ない。したがって System containment の考えを改め、System structural response analysis の方法を強調する必要がある。また in-vessel radiological source attenuation も強調する必要がある。

◦ Alternate fuel types

安全性に関しては基本的にはトリウム酸化物燃料と炭窒化物燃料の熱伝導度の差にもとづいて

いる。 $^{233}\text{U}$ を含む燃料ではナトリウムボイド反応度係数は本来小さい。これ以外は advanced fuel の場合と同様のことがいえる。

### 3.8 Session VII Irradiation Performance Analysis

#### VII-1 Correlation Between Properties and Irradiation Behaviour for Carbide, Carbonitride and Nitride Fuels

by H. Blank (TUI Karlsruhe, EURATOM)

EURATOM のトランスウラニウム・インスティテュート (カールスルーエ西独) では1973年以來 "Swelling of Advanced Fuel" という研究計画により, 炭化物, 炭窒化物および窒化物燃料の製造, 高速炉照射, 炉外試験, 特殊なカプセル照射, 等を行なってきた。

(U, Pu)C<sub>1-x</sub>N<sub>x</sub> 燃料ピン (X=0.3本, X=0.22~0.9, 17本, X=1, 7本) を27本, DFR, RAPSODIE で照射した。線出力は max 1350 W/cm, ペレットとバイパックの形で316 SS 被覆に入れ, He ボンドが24本 Na ボンドが3本であった。他 (U, Pu)C<sub>0.8</sub>O<sub>0.2</sub> 1本 (He ボンド) も照射した。

- ΔD/D Burn Up 5%以下では ΔD/D < 1%
- " 5%以上では スエリング率増大する。
- ペレット燃料ピンでは FCMI および FCCI とともに激しく, 線出最大の位置が被覆管肉厚中心温度 570 °C以上であると Burn Up 4%以下で破損が生じていた。
- restructuring の様相は, (U, Pu)C<sub>1-x</sub>N<sub>x</sub> の Xが0.3以下の Carbide-like fuel と X≈0.5 の carbo nitride および X≥0.8 の Nitride-like fuel でもって, vapor pressure とか拡散係数などの物性の違いにより, 三通りに分類出来た。
- He ボンドバイパックピンは高燃焼度まで破損しなかったが, ペレット型では Na ボンドでも破損していた。
- ペレットピンの破損は線出力 ≥ 1100 W/cm の位置でいつも生じた。
- 線出力 ≥ 1100 W/cm ではペレットの fragmentation による FCMI が強く, clad の necking が生じた。
- 燃料ピンの形態としては, (PuU)C<sub>1-x</sub>N<sub>x</sub> の場合バイパック, He ボンドピンが破損が少なくて良い。ストイキオメトリに近い pure な MC も, 炭化の少ない clad 材が見つければ, 高線出力でも, 柔らかいから, 良い。
- 低線力ピンでは, 燃料温度 1100 °C以下の領域が大きいので製造時の燃料組織が安定でないといけない。安定でないポアがより小さいポアに再分布したり, 炉内焼結が起るからである。

#### VII-2 Irradiation Performance Analysis of UK Fast Reactor Fuel

by R.G. Bellamy et al (U.K.)

##### 1. 燃料挙動解析コード

英国の FBR 燃料ピン挙動解析コードには, SLEUTH と FRUMP の二つがある。

SLEUTH : もとはガス炉 (サーマル) 用に開発されたもの。確立されたコードである。燃

料スエリングを、結晶粒中のガスの拡散方程式を解いて、詳細に扱っている。しかし被覆管のスエリングは実験式を使っている。

FRUMP : 高速炉燃料専用に開発されたコード。応力-歪の解法を簡便化しよう工夫している。最近各構成モデルを実験公式的なものからより詳細な取扱いをしたものにするよう開発している。事故時の過渡条件も計算出来、燃料・被覆の溶融も扱わねばならない。

## 2. 破損クライテリヤ

- 初期段階では clad の 応力と歪だけ考えればよい。しかし条件が厳しくなって、パワーサイクリングその他破損の可能性を高めるものを考えるとそんな簡単にはすまなくなる。
- Strain to failure : 不確かが大きく、物理的パラメータとの相関づけが良くなされておらず、負荷・温度変動に合わせるのは困難である。
- Time to failure : Rupture life の関係は有効。温度、応力、照射量(?)との係は明確である。Robinson の damage fraction integral は非常に有効であり、Larson-Miller parameter も良い。

### ◦ Deformation Map

316 ステンレス鋼の照射下での変形挙動マップを図 1 に示す。図 2 は同じ応力-温度図上での破損メカニズムのマップである。通常運転状態でも破損メカニズムは一つだけではないので cumulative damage criterion では温まった結果に導きかねない。FRUMP では、結晶粒界気泡成長の damage function と、破損前線の進行を追うことによりこなしている。挙動コードの外では塑性変形解析とドッキングする必要がある。

## 3. Advanced Fuels のモデリングの特別な問題

◎ 英国の advanced fuel は次の通りである。

1. ゲル・バイパック酸化物, 外径 7 mm, 535 W/cm peak
2. バイパック, 炭化物, He ボンド, 大径

このうち 1 は reference, 2 は最近の選択。双方ともモデリングの上で特異な問題がある。

### ① Physical Restructuring

- 酸化物バイパック燃料の場合 restructuring 挙動の実験・理論両面での研究がなされ、計算法も満足すべきものが開発された。

炭化物バイパックでは restructuring は少なく、問題とならない。

- relocation に関して、バイパックでは問題とならない。

(注 ペレット燃料の relocation に関しては SLEUTH でも FRUMP でも取扱っている。)

### ② Chemical Restructuring

O/M再分布モデルは組込んだ。Pu-U-O-FP's の再分布モデルについて検討した。最終的には被覆管内面腐食の予測に導きたい。

## ③ Clad carburization

## ④ F.P. ガス放出

酸化物の保守的設計では F.P. ガスは 100% 放出。通常時及び過渡時の放出機構を説明すれば、100% 放出の規準をゆるめられる。

## ⑤ スエリングの応力効果

NIV (Neutron Induced Voidage) スエリングは高温では張力の存在により増加する。carbide 燃料のように FCMI の大きい燃料ピンでは特に問題となる。FRUMP では従来の実験の他にオプションとして応力下での NIV スエリング率を扱えるモデルを組み込んだ。

## 4. モデルの応用

## ① 実験データの理解

NIV スエリングの応力効果の予測は、実験データの理解を増すために使われてきた。簡略化された理論式は次の通り。

$$ds = \frac{4 \pi r_c C_0}{\rho_D} \frac{\delta Z'}{Z_i} \left( 1 + \frac{r_c \sqrt{\rho_D}}{2} \right) - \epsilon (1 + r_c \sqrt{\rho_D})$$

$$+ 4 r_c C_0 (1 + r_c \sqrt{\rho_D}) \frac{D_v^s \rho P_h}{K k T}$$

(注) ◦ Proceedings では、最終タームの T が t となっているが、T が正しいと発表者より訂正があった。

◦ 詳細は Proceeding P 512 参照。

## ② 運転の影響

PFR が定格の一部分しか出力を出さない状態で運転されているが、このような運転が燃料に悪影響を及ぼさないかを FRUMP で検討した。

問題は、低温での FCMI の可能性だったが、PFR 条件では起り得ないと結論された。

### VII-3 Progress in Modeling Carbide and Nitride Fuel by M.C. Billone et al (ANL, USA)

(U, Pu)C および (U, Pu)N 燃料ピンの挙動解析コードとして、通常運転時用の UNCLE-S, 過渡状態を含む解析のための UNCLE-T が開発された。開発は 1974 年 7 月より行なわれ、LIFE コードがベースとなっている。

UNCLE-S および UNCLE-T の対象

- (Pu, U)C, (Pu, U)N
- He ボンド, Na ボンド
- ステンレススティール, PE 16 被覆
- × shroud tube 入り燃料ピンは対象に入っていない。

## UNCLE-S コード

- 運転条件 : 炉の起動, 定常出力, ゆっくりした出力変動, 炉停止。
- LIFE のうち, 酸化物の結晶成長およびボイド移動モデルは結晶成長ゼロ, ボイド移動無しとなるよう定数を操作しただけで他の変更はない。また, 燃料クラックの扱いで LIFE で使われた “弾性定数の数値を小さくする” 手法は UNCLE-S でも採用。ただし本報告では新しい方法を提案している。
- Carbide Nitride の熱伝導, restructuring, 熱膨張, 弾性定数, クリープ, F.P. ガス放出, 燃料スエリングモデルを示してある。
- 計算と実測の比較では, ガス放出率は Carbide Nitride とも良い一致を示した。被覆管の歪量予測は Carbide の場合良い一致を示したが, Nitride の場合は悪かった。Nitride のクリープやスエリングモデルに問題あるらしい。

## UNCLE-T

- まだ開発の初期段階にある。
- モデルとしては, 過渡時熱伝導, 被覆管脆性のモデルは組込み済みであり, 他に燃料の一次クリープ, 過渡時ガス放出, スエリングおよび燃料溶融のモデルを開発中である。
- 新しい次元のクラッキングモデルを提案している。

#### VII-4 An Analytical Comparison of the Irradiation Behavior of Fast Reactor Carbide and Oxide Fuel Pins by U.P. Nayak et al (WARD, USA)

Carbide 燃料と Oxide 燃料の挙動を LIFE コードを使って比較解析した。

## ◎比較計算条件

- コードは LIFE-III mixed oxide 版と carbide 用に修正したものを使用
- 炉条件 EBR-II と FFTF
- Oxide O.D. 5.84 mm, スミヤ密度 85, 90 %, 線出力 39 kW/m
- Carbide O.D. 9.4 mm, “ 75, 84 %, “ 89 kW/m
- 被覆材 CW 316, PE 16

## ◦ 比較

- (a) 定常 : FCMI のレベルと被覆管歪
- (b) ゆっくりした過出力 (10 % 出力増加 / 1 時間)

局所的な FCMI と, ペレット-ペレット間位置および, 半径方向クラックと被覆管内径のぶつかる点での被覆管歪量。

- (c) 急速な過出力 (3 \$ / sec) : 初歩的な比較

## ◎計算結果

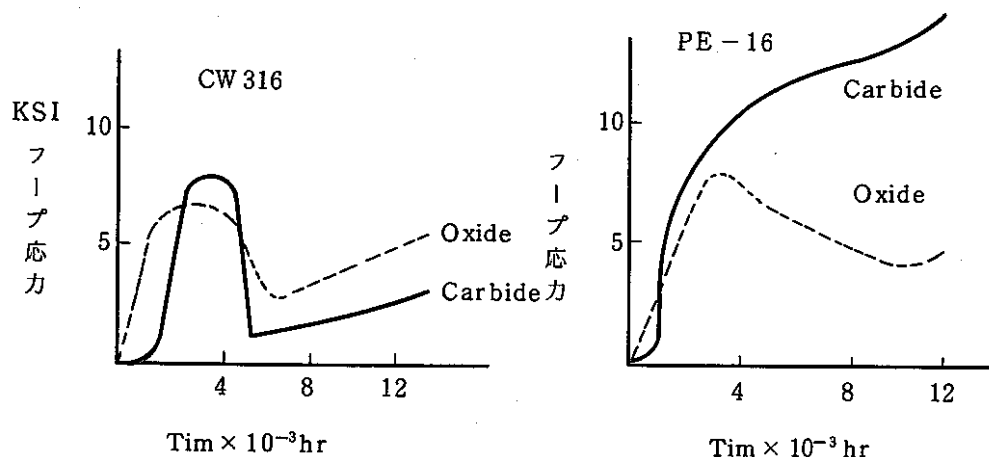
(a) 定常状態

1. FFTF では EBR-II より高速中性子束が高いので被覆管のスエリングが大きく、FFTF では FCMI が相当に少ない。
2. 酸化物ペレット密度が 91 % から 95 % へ増加すると、被覆管の応力、歪が少し増加する。
3. 低スエリングの PE-16 では FCMI が激しくなる。FFTF 条件では外径歪量の CW 316 に対する比はかなり減少する。

上記は Oxide に対する結果だが、Carbide についても同様な傾向が見られる。

Oxide と Carbide の計算結果を比較して見出されたことは、

1. ギャップが閉じる時期は Oxide の方がずっと早い。
2. FCMI は Carbide の方が、密度が低いにもかかわらず、非常に大きい。特に PE-16 被覆で Carbide ペレット密度 87 % T.D. の場合顕著である。
3. CW 316 被覆の場合、全照射時間平均の応力レベルは FFTF での Carbide が最小であった。原因は Carbide の F.P. ガス放出率の低さと CW 316 の高スエリング率である。



(b) ゆっくりした過出力 (10 % 出力増加 / hr)

FCMI のレベルは Carbide の方が低く、これは Carbide の方が熱膨張率が小さく、熱伝導度が大きいためである。

(c) 急速な過出力

(b) と同じ傾向。

VII-5 The Life Code System for Analysis of Oxide Fuel Pin Thermal/Structural Behaviour

by J.D. Stephen et al (GE, U.S.A)

LIFE コードシステムの現状紹介である。



○ LIFE 開発は

- FBR 燃料ピンの
  - ・ 熱的・機械的解析
  - ・ 設計

のために米国統一の方法を提供するものである。

○ LIFE の目的は次の三つである。

- ① 燃料挙動に対する理解を進歩させるために、contractors (研究、開発を行なう各機関、企業) の間に定量的な共通の基盤を確立すること。
- ② FBR 設計条件下の燃料ピン挙動予測に関し、多くの人々の間での自信を確立する。
- ③ 米国全体で認められた方法を参照することにより許認可を促進する。

○ スポンサー：ERDA-RDD

LIFE ワーキング・グループ：GE-J.D. Stephen (chairman), AI-B.D. O'Reilly,  
ANL-M.C. Billone, G.A-M.P. La Bar, HEDL-C.M. Cox, WARD-A. Biancheria,  
ERDA-RDD-B.C. Wei

特に WARD, ANL, GE が中心となり、7～14人がFBR用LIFEにアクティブに働いている。

○ 現 状

- LIFE - 3
- 完了、ワーキング・グループ又はアルゴンヌ・コード・センターを通じ、入手可能。
  - 照射炉期の power to melt
  - 定常出力での内圧およびFCMIによるピン径変化

LIFE - 4 と LIFE 4 - Transient

- コーディング終了
- EBR-II や TREAT テストのデータに対するキャリブレーションやチェックが進行中
- 設計上必要な運転サイクル全ての解析能力をもつ。  
normal operation (炉起動、一定出力、出力変動、炉停止), design basis の over power と under cooling transient で被覆管が破れるまでを取扱える。

その他

LIFE-Blanket \*

UNCLE \*\* ..... Carbide and Nitride

LIFE-ALTERNATE \* ..... (Th, U)O<sub>2</sub>, ThO<sub>2</sub>

LIFE-LWR

がある。(注 \* は early stage \*\* は spin off)

○ LIFE の主なモデル

熱的挙動

- × 運転初期の熱伝導度
- × ボイド移動
- × 結晶成長
- × F.P. ガス気泡移動
- 酸素再分布
- プルトニウム再分布
- 高燃焼度ガス熱伝達率

機械的挙動

- × 熱膨張
- × 固体 F.P. スエリング
- × 気体 F.P. スエリング
- × ガス放出
- × クラッキング
- × 被覆管二次応力
- × " 内外面腐食
- × " スエリング, 熱照射クリープ
- 過渡時燃料スエリング, ガス放出
- 被覆管, 塑性変形
- " 破損
- 燃料 - F.P. 反応

×は LIFE 3 のモデル

○は LIFE 4 と LIFE 4 - Transient に組込まれるモデル

○ Validation に EBR-II での F 20, P 20, WSA-3 などの結果を用いている。

### 3.9 Session VIII General Papers

#### VIII-1 The Development of LMFBR Core Design Using Reference and Advanced Oxide Fuel

by J.C. Chandler et al (HEDL, USA)

LMFBRの炉心設計は設計方針、設計基準、材料性質の選択、計算手法などによって複雑化している。増倍時間、発電コスト、安全性の最適条件を見出すFBR炉心設計には炉物理、熱水力、材料強度設計、燃料ピン挙動など各分野の緊密な組合せが必要である。すなわちFig. 1に示すように3段階から成る反復計算手法を用いて最適条件を見出している。第1段階は先行的な炉心形状配置を決めるために炉物理と機械強度の設計計算をすることである。第2段階では第1段階で得られた炉心形状配置について詳細な炉物理計算を行ない、炉心の中性子束と燃料の線出力を算出する。第3段階では炉心流量調節を含む熱水力設計と燃料ピンやラップ管の寿命を計算する詳細な密度設計である。

燃料ピンは炉心の中の基本となる構成物で炉心性能特性に直接影響する。もし燃料ピンを非常に保守的に設計すれば増殖比は低下し、増倍時間は長くなり、燃料サイクルコストは高くなるだろう。他方、非保守的に設計すれば定常状態や過渡状態で安全に運転できないだろう。燃料ピンの寿命を限定するパラメーターとして被覆管の累積損傷率（CDF：Cumulative Damage Fraction）を用い、1以下であるように設計する。炉心設計における保守的考慮は統計的ホット・チャンネル・ファクター（H.C.F.）を取り入れている。最大ピーク線出力計算は3 $\sigma$ のH.C.F.、その他の温度計算には2 $\sigma$ のH.C.F.を用いている。

この設計手法から計算される詳細な設計特性は材料相関関係、設計基準、H.C.F.に強く依存する。すなわち炉心性能はNa、鋼材、燃料体積比、によって基本的に決定し、さらにその詳細は材料性質、設計基準、設計温度に従って決まる。HEDLでは材料性質の値をNSMH（Nuclear System Materials Handbook）から採用している。燃料ピン設計の最も重要な性質は被覆管の応力破壊式である。スエリングやクリープの式は燃料集合体設計に重要なものである。

HEDLにおける燃料集合体の設計基準は次の5項目である。

- ① 燃料ピンのピーク線出力
- ② 定常状態における燃料ピンの設計寿命
- ③ 燃料ピン束とラップ管の相互作用量
- ④ ラップ管の設計寿命
- ⑤ ラップ管の最大応力

上記の設計手法を使って混合酸化物燃料炉心6種を設計し、比較した。これによると増殖比は～1.4、増倍時間は12～13年である。

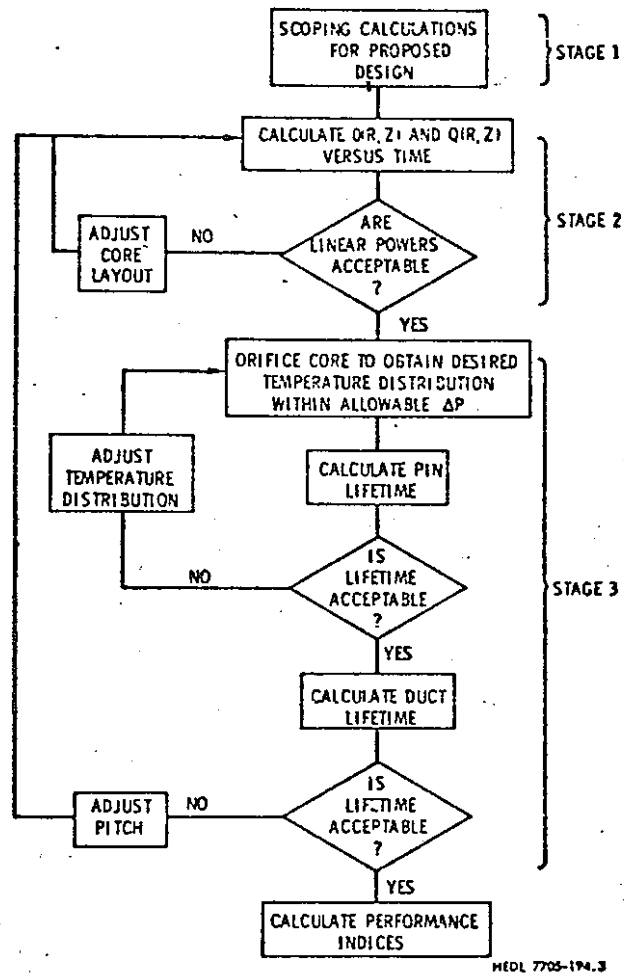


Fig. 1 Calculational Flow for the HEDL Design Procedure

## VIII-2 Assumptions, Constraints and Methodology of ANL Advanced Fuels System Study

by W.P. Barthold et al (ANL, USA)

### (1) 概要

炭化物燃料や窒化物燃料は酸化物燃料よりFBR燃料としての増殖比が優れていることは良く理解されているが、酸化物燃料に代って1体毎に炭化物燃料や窒化物燃料を交替して行く利点はまだ保証されていない。炭化物燃料と窒化物燃料の長所を十分生かすために、燃料の高密度と高線出力可能性は異なった設計を必要とする。

ANLでは2000 MWeのLMFBRにおける炭化物燃料と窒化物燃料の増殖性および設計・性能パラメーターの変化が増殖性に及ぼす敏感性とを概略評価した。この論文はこの開発研究に使用した仮定と制約および性能と設計の解析に使用した手法を述べている。

### (2) まとめ

LMFBR炉心設計は仮定と制約に強く依存する。設計上使用した構造材料は20% C.W.の316ステンレス鋼である。これは他の材料より優れているからでなく、他の材料のデータが不足していたためである。炉心解析には炭化物燃料と窒化物燃料を用い、何れもNaボンドとHeボンドの燃料ピンとしてである。これら燃料の照射データが不足しているため保守的な設計になった。設計上の制約を選定するに当っては、2000 MWeのLMFBRに使用する炭化物燃料と窒化物燃料の増殖性能を評価することに主眼を置いて、制約を簡単化するようにした。制約条件については、形状、性能、製造、運転、燃料ピン束とラップ管との相互作用の5つが論じられた。

システム設計は燃料ピン設計と共に始め、さらに燃料集合体や炉心内配置と共に発展させた。炉心配置に関する核的な解析検討は燃料ピン設計、集合体設計、炉心配置設へ反映させた。この設計が集れんしたのち詳細な核熱的解析を行なった。多くの場合、予備的な核設計解析のあと熱的解析を行ない、実現性を確かめてから詳細な核解析を行なう。そして過渡解析と事故解析を以って設計解析を完結させる。過去において、過渡解析と事故解析の結果は炉心設計の指針として使用された。

計算コードは概略方向づけをする先行計算用の大コードまでである。ANLにて、複合系増倍時間の尺度をもって増殖性能の評価に主力を置いた。すなわち、増倍時間、Specific inventory、燃料サイクルコストのような違った尺度を用いて最適化した増殖性能を解析した。

## VIII-3 Optimization System Design Studies of Advanced Carbide Fuel

by S.A. Caspersson et al (C.E., USA)

商業用大型FBRに使用する改良型U-Pu炭化物燃料(HeボンドおよびNaボンド)のシステム設計研究は燃料ピン設計パラメーターの最適値を開発するために行なった。燃料サイクルコスト、増倍時間、ウラン鉍必要量を主要な最適化基準として使用した。大きな直径(8.9~9.4 mm)

で高い線出力（98.4 kW/m）の燃料ピンの場合は増倍時間，燃料サイクルコスト，ウラン鉱必要量を低減することができる。この燃料ピン仕様するとき 8 m/sec 以上の大きな Na 流速は必要でない。使用済燃料のピーク燃焼度が 120～140 MWD/kg 以上に高いことは低燃料サイクル達成にとって必要でない。この場合でも目標の増倍時間は達成している。すなわち低い増倍時間のために高い燃焼度の炭化物燃料を開発する誘因はないのである。

FCMI が少なく，高線出力（98.4 kW/m）を達成することのできる薄肉被覆の Na ボンド型炭化物燃料ピンは構造材に左右されるが，9.5～11 年の増倍時間の可能性を有する。同じ条件下にある He ボンド型燃料の場合には 12～15 年の増倍時間になる。良質の Pu を使った Na ボンド型燃料の場合には燃料サイクルコストが低くなる。増倍時間，燃料サイクルコスト，ウラン鉱必要量はピン直径と線出力の同じ組合せで最適化されることが分った。ウラン鉱必要量に関する最適設計の結果，1990年には商業用炭化物燃料 LMFBRの導入が必要であることが分った。LWR からの Pu 生産が 5 年遅れた場合でも，この設計研究における炭化物燃料 LMFBR の建設は影響されないだろう。何故ならばこの炭化物燃料 LMFBR に使用する Pu の Specific inventory は低いからである。

EBR-II で照射した燃料ピンの良い結果によれば，この研究で推定した設計制約は保守的であるだろう。例えば LMFBR における U-Pu 炭化物燃料の性能限界をさらに増大させながらスミア一密度をより高くすることおよび被覆管をより薄くすることは実現可能だろう。

#### VIII-4 Investigation of Sodium-Bonded Carbide Fuel Assembly Design by J.T. Madell et al (ANL, USA)

新型燃料集合体設計の工学的研究は集合体部材（被覆管，スペーサー，ラップ管，荷重パッド部など）の性能解析および集合体設計の改良，または新設計を開発することが目的である。

この研究の内容は定常状態における燃料集合体の熱水力解析，新型燃料炉心の過渡熱解析，ピン・スペーサー種類の性能研究，ラップ管の構造解析，流体誘導振動解析，炉心制約条件解析，被覆管強度寿命計算である。この研究ではまず第一に燃料集合体の基本設計を選定し，次に概略の運転条件を決定することにより行なった。

この研究の結果，Na ボンド型炭化物燃料集合体設計が満足した性能を示した。流体振動下における被覆管とラップ管の温度計算，炉心制約作動，被覆管寿命は基本設計とパラメーターの限界内に納まった。さらに改良を必要とする分野はラップ管設計である。中性子の高い照射量に基づくラップ管のふくれは燃料集合体の寿命を限定する要因である。

また基本設計を改良するために効果的な分野が確認された。グリッドスペーサーはワイヤースペーサーよりも流体圧損が低く，燃料体積比が高くとれる見通しがついた。燃料モデルコードからの F.P. ガス圧に基づいて被覆管肉厚は 12 ミルに縮少できる。この場合には増殖比を向上し，しかも所定の燃焼度は達成できる。入口温度を 50 °F 下げることによりラップ管のふくれと被覆管

の累積損傷率は低減して燃料集合体の寿命は延びる。

#### VIII-5 Design and Performance of Shroud Tubes in Sodium-Bonded Advanced Fuel Elements

by J.F. Kerrisk et al (LASL USA)

Na ボンド型改良燃料ピンの最初の設計には高密度の U-Pu 炭化物または窒化物と金属被覆管とを用い、燃料と被覆管の間のギャップは比較的大きい。すなわち、直径差のギャップは 0.5 ~ 0.9 mm で FCMI を起すことなしに燃料のスエリングを許すほど大きい。Na ボンド型燃料ピンの場合は He ガスボンドの場合と異なり、燃料温度を低く保つことができる。1971 年までの照射試験では Na ボンド型燃料ピンでも FCMI が起り、被覆管破損の原因であった。FCMI 機構は(1)熱応力による燃料の亀裂発生、(2)被覆管内にある燃料ペレットの破片の再配置と割り込み、(3)燃料と被覆管の間の熱膨張差または燃料スエリングによる被覆管歪などを含む。そのため燃料スエリングを収容するために設けた大きなギャップは燃料破片の再配置によって寿命の初期に満されてしまう。

この問題を解決するために数多くの試験がなされた。ペレットの初期亀裂を防ぐため、より強力な燃料または耐亀裂性燃料の開発がなされてきた。同様に亀裂を発生し再配置するが、低応力でも塑性変形するような弱い燃料の開発も行なわれてきた。肉厚の厚い被覆管の使用は実用的でないと判断された。燃料ペレットの性質を考えると亀裂発生はやむを得ないものであり、破片の再配置と割り込みの防止法を探求した。そこでペレットと被覆管の間のギャップに仕掛をこらし、燃料破片の再配置を防止し、FCMI を起させないように考えた。その仕掛には 3 つある。1 つはギャップ中に気孔性パッキングを入れること、2 つ目はペレットの周りにぴったりと接触するワイヤ網またはスプリング、3 つ目はペレットの周りにぴったりと接触する薄肉管である。気孔性パッキングは被覆管中にペレットと共に挿入することの問題点、パッキング中の気孔を Na で充満させることの困難さ、照射中に F.P. ガスをそのパッキング中に捕集することの困難さのため、除外した。ワイヤ方式も被覆管中への挿入の困難さおよび照射中にワイヤ網やスプリングがペレット破片を保ち続ける困難さのため、やはり除外された。多くの穴をもつシュラウド管はピン中にまとめる最も簡単な方法であり、照射中にペレット破片を捕集しておく最良の方法である。このシュラウド管を有する Na ボンド型燃料ピンの照射試験により、被覆管破損のないことが分った。

#### VIII-6 Radiological Environmental Assessment of the Recycle of LMFBR Advanced Fuels

by V. J. Tennery et al (DRNL, BCL, USA)

LMFBR 用新型燃料の加工中および使用済燃料の再処理中に出てくる放射性物質による環境影響を炭化物燃料の場合と比較した。候補の新燃料には (U, Pu)C および所定の N-15 濃度をも

った (U, Pu) N を含む。N-15 を濃縮する数種の技術を調査し、99% 以上に N-15 を濃縮するコストを見積った。各燃料に適した炉心中性子特性、燃料マネジメント、燃料設計には ORIGEN コードを用い、炉心とブランケットの使用済燃料中の組成を算出した。各アイソトープの封じ込め係数は燃料の再処理と加工の場合について確認し、アイソトープ放出率を記述している線源条件の計算に使用した。これらの線源条件は AIRDOS-II コードに使用し、個人が最大に受ける50年間の線量ならびに局所のおよび世界的人口が受ける50年間の線量を推定した。酸化物燃料と炭化物燃料の場合に、個人が受ける最大線量に相当する全身照射量は約2.8ミリレムであるが、窒化物燃料の場合には N-14 の量が 99.64% (天然) から 0% までの範囲においてそれぞれ 59~3.4 ミリレムになると推定される。

#### Ⅷ-7 The Status of International Fuel Cladding Development by J.J. Laidler (HEDL, USA)

LMFBR の開発において燃料の被覆管材は主要な問題点の一つで、各国が開発に力を入れている。この論文では各国の開発現状と炉中挙動に関する重要な論点について述べたものであり、国によっては公開制限されているものもあって詳細な計画は出されないが、基本的な考え方についてはすべての計画に共通している。

##### 1. 現在の被覆管材料

###### (1) 米 国

AISI 316 系が主に使われている。すなわち 17% Cr-13% Ni 合金鋼を Mo により安定化したものであり、20% 冷間加工をしている。この合金は FTR の初期燃料の被覆管とラップ管に使用している。

###### (2) フランス

フェニックス用被覆管とラップ管の材料は同じく 316 系であるが、米国のと比べて炭素量が僅か高い。初めの計画では固溶化焼鈍材を使うことになっていたが、最近では冷間加工材を使うことに決定した。

###### (3) ドイツ・ベルギー・オランダ

SNR-300 に使うことに焦点を合せており、被覆管材には W. Nr. 1.4970 (Sandvik 12 R 72 HV)、ラップ管材には W. Nr. 1.4981 (318 系) を考えている。1.4981 には Nb を、また 1.4970 には Ti を入れてあって、何れも時効強化性を持っている。特に 1.4970 は固溶化焼鈍 + 冷間加工 + 時効の処理をした状態で使用される。この結果では冷間加工の 316 材に比べて引張強度と応力破壊強度を向上している。

###### (4) ソ 連

16% Cr, 15% Ni, 3% Mo, 0.5% Nb の安定化ステンレス鋼 OX16 H 15 M 3 B を用いている。冷間加工材は高温で使用すると性質が劣化するので、固溶化焼鈍の状態で使用している。



(5) 日 本

MONJU 用として 20%冷間加工の 316 ステンレス鋼を考えている。特に P と B の含有量がスエリングを制約する上で重要であるとしている。

(6) 英 国

PFR 用被覆管材として 20%冷間加工の M 316 ステンレス鋼を使っている。これは AISI 316 と比べて Ni 量の仕様を厳しく制限している。PFR 用のラップ管材は完全時効化した Nimonic PE 16 (析出強化型超合金) である。これは他国と異っているが、低スエリング材のラップ管を使って曲りを防ぐことを意図している。

Table 1 に各国の材料組成を示した。

2. 新材料開発

(1) 米 国

現在 10 種類の合金を開発中で、FTR で照射する前の 1979 年初めには 3 種に絞る予定である。これらは何れも Fe-Cr-Ni 合金であるが、①オーステナイト固溶化合金、②析出強化型の Fe-Ni 系超合金、③フェライト系合金である。

(2) 英 国

被覆管用には 20%冷間加工の FV 584 ステンレス鋼および Si/Ti 入り改良型の 316 ステンレス鋼、ラップ管用には 20%冷間加工の En 58 B, FV 548, 12 R 72 Hv 系の合金鋼、焼戻した FV 448 (S)、高強度のフェライト/マルテンサイト系合金鋼、Si/Ti 入り改良型の 316 ステンレス鋼である。

(3) ドイツ・ベルギー・オランダ

Sandvik 12 XRN 72, 1.4980 (A-286), 1.4876 (Incoloy 800), フェライト系鋼 1.4914 および析出強化型フェライト合金 (DT 02, DY 005) がある。

(4) フランス

公表されてないので良く分らないが、高 Ni 合金は照射により脆化することを指摘している。フェライト系合金も開発している。

Table I. Nominal Compositions (Weight Percent) of Current Reference Cladding and Duct Alloys

Country	Component	Alloy Designation	Alloy Constituent									
			Fe	Cr	Ni	Mo	Mn	Si	Nb	Ti	Al	C
U.S.	Cladding/Duct	AISI 316	Bal	17	13	2.5	1.8	0.5	-	-	-	0.05
France	Cladding/Duct	AISI 316	Bal	17	13	2.5	1.8	0.5	-	-	-	0.05
DeBeNe	Cladding	1.4970	Bal	15	15	1.2	2.0	0.4	-	0.4	-	0.10
	Duct	1.4981	Bal	16	16	2.0	1.5	0.6	0.7	-	-	0.06
U.S.S.R.	Cladding/Duct	OX16H15M3B	Bal	16	15.5	3.0	0.8	0.1	0.5	-	-	0.05
Japan	Cladding/Duct	AISI 316	Bal	17	13	2.5	1.8	0.5	-	-	-	0.05
U.K.	Cladding	M316	Bal	17	13.5	2.5	1.8	0.5	-	-	-	0.05
	Duct	Nimonic PE16	Bal	18	42	4.0	0.2	0.3	-	1.2	1.2	0.10

### 3.10 Session XI Special International Discussion Session

目 的 : " Future Directions and Strategies for Development of Advanced LMFBR Fuels " と題して、主要国の核燃料開発のリーダー格の人物をパネリストとして討論を行ない、LMFBR 燃料の今後の方向を探る。

パネリスト : ◦独 G.Karsten (議長)      ◦米 H.Feinroth (DOE)  
                  ◦仏 R.Lallemont            ◦英 J.F.W. Bishop  
                  ◦日 下川 (原研)            ◦IAEA, 名を記録しそこなつた。  
                  ◦独 Thümmeler                    (Khodarev ではない。)

#### 討 論

##### § 1. 各国の LMFBR 開発へのアプローチ

まず、5ヶ国のパネリストよりそれぞれの開発計画について報告をし、本 session の口火を切つた。

(米国) Feinroth : D.O.E., (ERDA では Cunningham のすぐ下ぐらいの地位にいた。)

◦米国の FBR 路線は変動の過程にある。

今後 2 年間は

- ① カーター前の (1 年前の) 計画を進める。
- ② alternative cycle の検討を行なう。

ことになるだろう。

◦Breeder における基本的なプライオリティ

プライオリティは燃料よりもむしろ SG などのプラントコンポーネントにおいている。

Demo Plant の目的はプラントの実証にある。

燃料は reference oxide fuel がある。

試験としては transient, TREAT, EBR II (beyond cladding breach) 等異常状態についても行なわれている。

◦CRBR 燃料

産業界の一般的考えは、まだ Oxide である。

ただし、動向としては大径燃料、改良 Cladding に向いている。

◦Heterogenous core design の R & D が進められている。

(Breeding ratio や doubling time を良くするため)

◦Carbide 燃料

3 ~ 4 年前に開発を再スタートした。

開発計画は

- まづ EBR-II 照射
- FFTF スタート時に数体の燃料集合体をカーバイドにして照射する。

- 80年代中期で FFTF の partial core をカーバイドにする。
- CRBR で最終的には full core をカーバイドにする。
- 2年後に、今まで通りで良いということになったら、すぐ動き出せるようにしておくことが大切である。
- FFTF の利用計画はまだ変更されていない。
- Carbide 燃料
  - { 1. 基本的には1年前にたてた計画をそのまま進む。
  - { 2. Non Proliferation の検討。

(例) Carbide 17% Pu 装荷 → 18% Pu になって取出  
これなら再処理工場で Pu と U の分離工程が不要になる。

◦ 結 論

繰返しになるが、今後2年間は下記のようなになる。

- ① 1年前にたてた計画を進める
- ② alternative Fuel Cycle の検討を行なう

(英国) Bishop

- 英国の化石燃料は2000年には不足する。したがって原子力開発の必要あり。
- こゝ 20～30年は thermal 炉である。  
その次に breeder
- 90年代初期に breeder が必要  
この燃料は Oxide である。(advanced oxide)
- carbide はさらにその先の話になるだろう。
- 2000年より前に商用炉に carbide を入れる必要はない。

(仏) Lallemond

- 自分は strategy に関する仕事をしていないので、以下は個人的見解であると断って話をした。
- 仏には石炭、石油なし。ウランが少しあるだけ。
- 仏の原子力開発路線は間違っていなかった。  
ウラン生産、濃縮あり、再処理は稼動している。  
LWR からの Pu は FBR に使う。
- 1955年には10,000 MWe の電力は FBR で発電されるだろう。
- スーパーフェニックスはスタートした。1980年に臨界予定。
- Strategy to unite で進む。  
伊と協力、ドイツ、ベルギー、オランダ (De Be Ne) とも契約。

(日) 下川

- 常陽がこの四月臨界に達した。

- 文殊は 1984 年臨界予定。
  - advanced oxide fuel は二次取替燃料で装荷されよう。
  - advanced carbide も入れられるだろう。
- 1000 MWe の炉は 1992 年に start を考えている。
- Oxide Fuel がまず実証されねばならない。
- その他、燃料製造技術、被覆管の改良、ピン設計等についての日本の関心を指摘した。

(独) Karsten

- 独の経済は 2000 年には現在の 3 倍、エネルギー需要は 2 倍になる。
- そのためには thermal 炉 80 基 (内、軽水炉 50, HTGR 30) 必要。  
独の Pu リサイクルは 10 年遅れ。  
独には Pu の storage なし。  
∴ FBR は、1990 年までは start 出来ない。  
U 資源の方も、2050 年での必要量の半分しか確保することは出来ない見通し。
- LMFBR は開発しなければならぬ。  
しかし、短期的には Pu recycle の問題がある。
- 高速実験炉 KNK-II は 10 月 10 日に臨界に達した。  
今後 SNR-300 用の照射試験を行なう。
- 高速原型炉 SNR-300 は 1980 年に臨界の予定である。
- FBR 開発においてドイツはフランスと harmonize するつもりである。

## § 2. 議長からのパネリストへの質問

### 2-1 各国の FBR に必要な Pu はどこにあるか。

(答)

- (仏) フランスは LWR からの Pu でまかなえる。
- (英) Pu を thermal 炉に装荷する計画はない。Pu は貯めている。
- (日) 再処理工場 (第二以降) が必要である。regional park が必要。
- (米) Pu はたくさんあるので問題なし。米国は LWR から Pu をリサイクルしない。

### 2-2 各国の FBR 戦略はどの程度弾力性があるのか。

即ち、FBR 導入の遅れによって国家経済は悪影響をうけるか。

(答)

(仏) 困ったことになるだろう。

FBR の遅れは、石油で埋め合わせしなければならず、石油代金が必要になる。

(英) 経済ベースに立って考えると、現在ただちに FBR を押し進めることが必要である。

(米) 2 年延期、米には LWR 用の U もあるし、他国より時間的余裕あり。

(日) 経済成長に影響するだろう。

2-3 (独, Thümmeler の質問) Oxide 燃料の低ダブリング・タイムは問題となるか。

(答)

(米) Capacity factor や ex-core time の方が問題。

(仏) ダブリング・タイムが最重要なのではない。

(英) 最初に作られる実用 FBR が reliable でなければ、後に続く FBR は日の目を見ないだろう。ダブリング・タイムは問題でない。

§ 3. 会場からパネリストへの質問

(Q) 英国に, 被覆材の開発方向は?

(英, Bishop) 1. material void swelling に対して,

低スエリングのオーステナイト・ステンレス  
↓  
ニモニック PE 16

2. irradiation creep

irradiation creep の小さいものを開発する。

(Q) 独に, SNR-II はいつ?

(独, Meyer) SNR-II GO 〃 の決定は, SNR-300 の運転が 1 年間順調にいくのを見届けてから下す予定である。

(Q) 各国に, 廃棄物の取扱いは?

(仏) 研究はやっている。public protection に関しては明確でない。

(米) 廃棄物問題はプログラムを加速している。

地下貯蔵を考えている。

public protection は軽水炉を離れ, Pu に集中している。

(独) 独でも同じ。

(英) ウィンズケールの再処理工場建設での扱い(?)

(Q) 独に, 独は Pu をどこから入手するのか。

(独, Kummerer) Pu は軽水炉から出る。

○ 大きな燃料サイクルセンターを独に作る必要あり。

○ 技術的には, 大燃料サイクルセンターを作る用意はある。'80年代半ばに建設開始すれば, 80年代末に運転開始出来る。

たゞしあくまで技術的に言っている話であり, 政治的には全く別である。

§ 4. 最後に各国パネリストに 5 分間コメントをしてもらった

(米) 現在の問題としては, oxide pellet の大量生産技術が問題である。高次化 Pu, 遠隔操作 etc.

そのため automated process を開発している。

(英) ○ 炉心燃材料の問題点は三つある。

- 1. 照射クリープ
- 2. ボイド・スエリング
- 3. 燃料密度

○ Heterogenous core は避けたいと思っている。

もし選ぶとしたら、安全の問題であって、経済の問題でない。

○ 燃料密度は重要である。

英は Wet Process に傾いている→すなわち低密度の方向である。高密度が本当に必要かどうかは疑問。

(仏) ○ 仏の問題

① 我々の(仏の) FBR を確証すること。

② 主な問題はラッパー管と被覆管のクリープとスエリングである。

○ Heterogenous core は大して重要な問題ではない。

○ もっと大事なことは

◎ 負荷追従出来る燃料の開発である。

○ Carbide 燃料について

・ Oxide fuel の Breeder が 2～3 基動いた後になる。

・ 再処理が問題。Carbide の再処理について考え始めなければならない。

○ Wet fabrication か Dry fabrication か？

・ 短期的には Dry に進むことは確実である。

remote handling に自信あり。

・ 長期的に見ても Wet になるとは思えない。

Wet は低密度にしかならぬ。

(英) ○ 再処理し易い Oxide fuel を作らなければならない。

○ Carbide の再処理は完全にもっと遠い先の問題。

○ Oxide の再処理が完成すれば、Carbide が Oxide の上に出ることはない。

(独, Thümmeler)

Carbide 燃料に関して

○ 独は pellet が良く、Vibro はだめと思っている。

○ He-bond が良く、Na-bond は不用。

Na bond は製造技術が複雑だし、licensingにおいて非常な困難がある。

○ Carbide 密度 75～85% T.D. が良い。(スミヤ密度)

問題は gap と porosity の比率をどうするか。

○ 析出硬化型被覆材が、carburization の観点から見て良い。

○ ステンレス鋼の照射クリープ対策

少くとも概念はある。

例 316 + Ti(B) は粒界で semicoherent である。

○ 照射挙動はもっと研究しなければならない。

結論 : 我々は carbide fuel に関してはまだ初期段階にあり、まだすることがたくさんある。

(米, Cox) 材料の照射クリープは取扱い可能だが、スエリングの方が大きな問題である。

(仏, Lallemond) 仏では、照射クリープは good, スエリングは bad と思っている。

(日) 安全性の問題に充分留意して開発しなければならない。炭化物燃料の場合 He bond か Na bond かまだ決まらないが Na bond の場合は再処理のことも当然考えて決める必要がある。

また被覆材についても我々は、開発必要としている。



#### 4. Dr. Simmons 退官講演

J. M. Simmons は AEC (および ERDA) で長らく燃料材料の開発責任者として活躍した人であるが、本会議の直前 ERDA が DOE に改組される前に退官した。本会議は彼の引退の花道としての意味あいもあり、昼食会を開いて彼の功績に感謝の意を表した。

Simmons はこの昼食会で短い講演をしたが、一私人になった自由さからか、そばに DOE の原子力のトップ Cunningham が座っているにもかかわらず、歯に衣を着せぬ言い方で、現在のカーター原子力政策は自殺行為とまで言いきり、これは米国の原子力界の全ての人々の心の中を代弁したものだと言っていたのが印象的であった。

講演の要旨は以下の通りである。

- Pu の利用を捨させる現在の政策は、米国エネルギーおよび経済の自殺行為である。“核不拡散”のためにこの大きなエネルギー源を排除することは米国を二流国家にさせるものである。
- DOE の Dr. Cunningham は原子力に対するパブリックアクセプタンスが重要と言っているが、先の一連のレファレンダムで 2 : 1 で原子力賛成の投票を得ているのだから、パブリックアクセプタンスはすでに得ているではないか。
- 私は現在の米国の FBR 政策には反対である。今から 10 年もすれば米国は外国から FBR を輸入することになるだろう。

詳細は次の本文を参照されたい。

PERSONAL VIEWS ON LMFBR CONFERENCE

Tucson, Arizona -- 12 October 1977

J. M. Simmons

It has been my privilege and enjoyment to spend my more than forty-nine working years after graduation in the most rewarding work I could have possibly dreamed of as a boy in the swamps of Arkansas. My only ambition then was to live in Chicago. I have. And with Chicago come a scenario which I couldn't have begun to write; I lived it. And if I could live it over, I wouldn't change any of it except to do more in certain areas which I didn't quite exploit fully.

Seriously, it's an honor to be here and see my old friends for the last time as a semi-representative of the United States Government. But I don't have even a slight regret at retiring. I believe that we are on the edge, or over already, of the greatest catastrophe to nuclear energy in the United States one can imagine. The policy decision to abandon a plutonium economy in reactors is, in my opinion, committing the United States to energy and economic suicide. The April 7th directive should, to be completely logical, have been released on April 1st. And to renounce the use of an energy source which will supply a major portion of our needs for hundreds of years on the basis of a State Department "Non-proliferation" red herring has all the aspects of a move to place us in the position of what our loud-mounted public minority would like to see us in -- a second-rate minor power.

It's almost impossible after helping develop a technology which changed civilization to believe what is happening here. It can be likened to a second-rate horror movie--with a plot aimed at a country's disintegration. I disagree strongly with Dr. Cunningham when he stated we must have public acceptance of nuclear power, particularly of plutonium fast breeder power. We have public acceptance--every referendum on nuclear power has gone, in most cases, two to one for nuclear. The motor-mounted minority against it are, in my opinion, motivated by greed--or by being funded very well from unknown sources--or by looking for a cause now that civil rights, Vietnam and environment have been taken out of the headlines and television. These minorities

don't determine our nation's well being; they don't speak for the public; and they don't contribute in any way except to sell newspapers to our economic progress.

To allow the loud minority--led by individuals who self-style themselves as representatives of the public--to set nuclear energy policy for the United States is the equivalent of turning a team of monkeys loose in a gun powder factory with a lighted candle in each hand. It is time we rose as citizens and silenced or diminished the attention given these groups. I visited Boothill Cemetery at Tombstone, Arizona yesterday, it being one of our historical western sites. I think we could well profit again by reading some of the inscriptions on the gravestones there. I believe in equal rights and opportunities for all people but I don't want to be told what are mine by people whom I wouldn't have on my payroll and I believe that few of them have ever been on any legitimate payroll. I suspect you know by now that I don't agree with our announced national policy on fast breeders. And I am overjoyed that our foreign friends are going on with their development of fast breeders, reprocessing, and with retention of plutonium as fuel, because ten years from now we'll be purchasing these systems from abroad, if our current position isn't changed. Hopefully it will be in 1981.

I didn't mean to use this meeting as a place to start preaching an Islamic-type Holy War. But I can assure you that I am expressing the sentiments of practically all members of the United States nuclear community. I can now speak to my beliefs instead of to announced national policy, as I am no longer a member of the United States Government.

In conclusion, today has been a wonderful experience. I am more than pleased to be here with my friends and to hear the uncalled for, and in some cases pretty elaborate, statements made about me. I would like to tell one story which you may not think funny. Some months back, after April 7, a French friend and I were discussing United States policy. I asked his opinion. He said, facetiously but truly, "We in France have considered in developing our program that you Americans, every few years, would foul up your programs in depth. So far, you haven't disappointed us. So we'll sell you fast reactors'." And he was right. Every few years. The Shaw era (he was fun to fight);

the Shaw aftermath (dullsville); the establishment of ERDA (mass inertia) and now renouncing plutonium with the advent of DOE (suicide).

Thanks -- and goodbye.

## 5. 感 想

- (1) カーター政策によって米国の ERDA が DOE に組織替え（1977 年 10 月 1 日）した直後の国際会議であり、米国内の研究者の間には核燃料開発の方針方向に関して戸惑いの様子が感じられた。
- (2) 米国とは反対にヨーロッパ各国は FBR 開発の重要性を強調し、将来の新型燃料の開発に力を入れている。特にフランスは FBR 開発において世界をリードしているため、発言に自信が感じられた。
- (3) 英国は北海油田開発の成功により、2000 年までのエネルギー供給に安定性を見出しているが、それ以降のエネルギー源の 1 つとして FBR に期待している。炭化物燃料開発の必要性を認めつつも、その前に酸化燃料による FBR の完成を重要視している。
- (4) ヨーロッパ各国において、工程の単純化による経済的利点と放射線管理上にての被曝低減化に着目して、振動充填燃料ピンの開発を真面目に考え、実行しているのは一寸奇異に感じた。
- (5) FBR 燃料サイクル（再処理を含む）を完成しないと FBR のコスト評価はできない。
- (6) LMFBR 燃料として Carbide が本当に実用に供される時代が来るかどうかについては、次の理由により参加者の中には否定的な意見もあった。
  - ① Carbide はまだ再処理技術に確たるものがない。

Carbide の再処理技術確立はまだ遠い先の話であり、その前に Oxide の再処理技術は確立されてしまうだろうから Carbide の出番はないだろう。
  - ② Oxide FBR が先に実用化されれば、それを Carbide が追い抜くのは困難。
  - ③ 燃料挙動上でも Carbide は Oxide に太刀打ち出来ない。
    - Burn Up の面では Carbide は Oxide とは競争出来ない。
    - Pin Performance 上でも、スエリングが Oxide より大きく、クリープに対する抵抗性が劣るので、多分 Oxide には敵わない。などであった。
- (7) Carbide の開発方向そのものについては、やはり再処理技術を検討しなければならないことが第一であろう。He ボンドか Na ボンドかについても結着はついておらず、英・独が He ボンド、仏が Na ボンド、米は両方といった具合である。Na ボンド派は照射試験でのピン破損率が He ボンドでは多いのに、Na ボンドでは非常に少ないことをあげ、He ボンド派は設計の改良で He ボンドピンの破損は少なくなったし、規制当局に Na ボンドピンの説明をするのは非常に困難であるとしている。