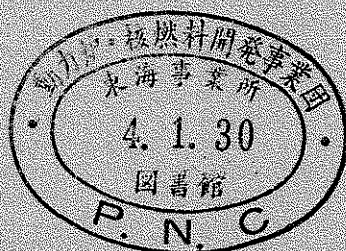


第4回IAEAパネル“熱中性子動力炉のプルトニウム利用”

海外出張報告書

1975年3月



動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所

複製あるいは入手については、下記にお問い合わせください。

茨城県那珂郡東海村 〒 319-11

動力炉・核燃料開発事業団

東海事業所技術部研究管理課 ☎ 東海 (02928) 2-1111 内線 237

© Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation — 1975

Enquiries about copyright and reproduction should be addressed to ;

Tokai Works, Power Reactor and Nuclear Fuel Development
Corporation,

Tokai, Ibaraki, Post No 319-11, Japan.

IAEA Panel Meeting on "Plutonium Utilization
in Thermal Reactors"

出席報告 共同執筆

海外出張報告

報告者 安久津英夫(動燃)

秋元勇己(三菱金属)

広瀬保男(日本核燃料)

宮脇良夫(動燃)

小泉益通(動燃)

概要

熱中性子炉へのプルトニウム・リサイクルつまり“プル・サーマル”のパネルは第1回(昭39), 第2回(昭43), 第3回(昭46)に次いで第4回パネルが昭和49年11月25日から29日まで西独カールス・ルーエ原子力研究所において開催された。パネルは各国の開発計画の現状報告をはじめ, 燃料の設計, 加工, 照射挙動を含む燃料工学, およびプルトニウム・リサイクルの経済性など10ヶ国3機関, 45名参加のもとに約30篇の論文発表があり, 討議, 集約がなされ, 最終的にIAEAに対する勧告がまとめられた。

わが国から上記5名が参加し, パネル提出論文としては, 動燃・原研の共同研究2篇を含め合計6篇を発表した。

目 次

1. パネル概況	(安久津)...	1
会議概況, 進行, 出席者リスト, 論文リスト.		1
2. 発表論文要旨と討論内容		13
2-1 各国における開発計画の現状	(小 泉)...	13
各 論		13
1. PL/632- 1 ベルギーにおけるプルトニウム計画の現状		13
2. " -20 カナダにおける熱中性子炉へのプルトニウム利用計画		15
3. " - 6 フランスにおける熱中性子炉でのプルトニウムのリサイクル について		17
4. " - 9 熱中性子炉におけるプルトニウムリサイクルについての イタリアの計画のおもな業績		19
5. " -11 アメリカにおけるプルトニウム燃料利用の情勢		22
6. " -12 イギリスの熱中性子炉でのプルトニウム・リサイクル		24
7. " -13 OECDの高温炉へのプルトニウムの利用		27
8. " -28 スウェーデンにおけるプルトニウム・リサイクルに対する 予備段階について		29
9. " -29 アメリカにおけるプルトニウム燃料利用計画		31
10. " -30 日本におけるプルトニウム・リサイクルの実績と計画に ついてのレビュー		33
2-2 炉物理・燃料工学	(宮脇・広瀬)...	35
2-2-1 燃料及び炉心設計	(宮 脇)...	35
各 論		35
1. PL/632- 4 ベルギー; LWR中におけるプルトニウム・リサイクル Configurationについてのベルゴニュークリア の経験		35
2. " -15 西 独; プルトニウム・リサイクル用軽水炉(KWO)の 核設計と挙動		38
3. " -22 カ ナ ダ; プルトニウムリサイクル用に設計された CANDU-BLW炉		43
4. " -25 日 本; 原研TCAにおける炉物理実験		45

5. PL/632-26	日本；新型転換炉“ふげん”計画におけるプルトニウム 利用に関する重水臨界実験	48
2-2-2	燃料製造及び燃料照射挙動	(広瀬) 51
各論		51
1. PL/632-2	ベルギー；ベルゴニウクリア・デッセルのプルトニウム 燃料要素製造工場の運営	51
2. “-16	西独；軽水炉用リサイクル燃料の製造経験	55
3. “-24	日本；重水臨界集合体“DCA”用U-Pu混合酸化物 燃料の製造	57
4. “-21	カナダ；プルトニウム燃料装荷 CANDU 炉の開発計画	62
5. “-3	ベルギー；軽水炉用プルトニウム燃料棒の照射挙動	66
6. “-10	イタリア；イタリア実験計画において得られたデータからの 混合酸化物炉心性能の評価への寄与	71
7. “-23	日本；混合酸化物燃料棒の非破壊ガンマ線スペクトロ メトリー	72
8. “-27	日本；サクストン炉におけるPuO ₂ -UO ₂ 燃料の 照射試験	73
2-3	プルトニウム・リサイクルの経済性	(秋元) 74
各論		74
1. PL/632-31	アメリカ；アメリカにおける軽水炉へのプルトニウム・ リサイクルの経済性	74
2. “-17	西独；西独，EC諸国，アメリカにおける軽水炉燃料 再処理からのプルトニウム供給量	76
3. “-7	フランス；プルトニウム価格の推移に関する問題点	79
4. “-5	ベルギー；軽水炉へのプルトニウム・リサイクルに関する 経済的考察	82
5. “-12	イギリス；イギリスの熱中性子炉へのプルトニウム・リサイクル — 経済的効果	84
3.	グループ別の討論と結論及び勧告	85
グループ 1.	；各国の計画及び状況に関する討論	(小泉) 85
グループ 2.	；炉物理，燃料工学（3グループに分かれて討議）	86
グループ 2-a	燃料製造技術	(広瀬) 86

グループ 2 - b	燃料照射挙動	(広瀬)...	87
グループ 2 - c	炉心設計及び炉運転経験	(広瀬)...	87
グループ 3	;経済性	(秋元)...	89
4. 総括			95
4 - 1	Pu - thermal 計画の各国の状況	(小泉)...	95
4 - 2	炉物理及び燃料工学		97
4 - 2 - 1	炉心設計及び炉物理	(宮脇)...	97
4 - 2 - 2	燃料製造	(広瀬)...	98
4 - 2 - 3	燃料照射挙動	(広瀬)...	99
4 - 3	経済性	(秋元)...	99
5. あとがき		(安久津)...	101
補足	第4回プル・サーマル・パネルに参加して	(安久津)...	103

グループ 2 - b	燃料照射挙動	(広 瀬)	87
グループ 2 - c	炉心設計及び炉運転経験	(広 瀬)	87
グループ 3	；経 済 性	(秋 元)	89
4.	総 括		95
4 - 1	Pu - thermal 計画の各国の状況	(小 泉)	95
4 - 2	炉物理及び燃料工学		97
4 - 2 - 1	炉心設計及び炉物理	(宮 脇)	97
4 - 2 - 2	燃料製造	(広 瀬)	98
4 - 2 - 3	燃料照射挙動	(広 瀬)	99
4 - 3	経 済 性	(秋 元)	99
5.	あ と が き	(安久津)	101
補 足	第 4 回プル・サーマル・パネルに参加して	(安久津)	103

① パネル概況

1. パネル概況

熱中性子炉へのプルトニウム利用に関するパネルは1964年の第1回以来1968年、1971年と回を重ね、第4回目が1974年11月25日から29日まで西独のカールスルーエにおいて開催された。

今回のパネルは第1回のパネルから算えて10年目にあたり、パネルのトピックスとしては第3回のそれと殆んど変らない次の項目が選ばれ、各国からの論文も募集して討議が進められた。

1. デモンストレーション・プログラムおよび短期的プルトニウム利用方策を含む各国の開発計画の現状報告
 2. 低富化プルトニウム燃料の技術
 - －燃料および炉心設計
 - －燃料加工
 - －燃料および炉心のパフォーマンス
 - －技術的問題解明のための炉物理の適用
 3. プルトニウム・リサイクルの経済性
 - －燃料サイクル・コストの解析
 - －プルトニウム利用戦略
 - (a) プルトニウム価値
 - (b) 長期的プルトニウム方策
- (高速炉導入時期およびウラン濃縮能力の開発への影響を考慮に入れて)

会議は10ヶ国、3国際機関から合計45名であり、この中開催地西独が13名で多く、他は各国とも2～5名ずつが参加、日本からは5名出席した。

提出論文は第3回の48篇に対してその6割に当る30篇と少く、参加国、提出論文、出席者とも前回に比して1まわり少く特に米、英、フランスからの論文提出が夫々1～2篇に対し、ベルギー、ドイツ、日本の夫々5～6篇の提出が注目を魅いたと言えよう。

会議はカールスルーエ研究所原子力技術研修所の大講堂で行なわれ、議長を正面に据え各国の代表から正方形配列のテーブルに座り、英語およびフランス語による同時通訳の便が与えられた。

出席者の座席配置は別図()に示すとおり。

会議は次の日程で進められた。

第1日-11月25日(月) 9.30 ~ 12.30, 14.00 ~ 17.30

Session 1. 各国の計画レビュー

論文 PL/632- 1	(ベルギー)	Bairiot
-20	(カナダ)	Slater
-22	(カナダ)	Slater
-21	(カナダ)	Mac Ewan
- 6	(フランス)	Guillet
- 9	(イタリア)	Ariemma
- 8	(インド)	Rastogi
-12	(英国)	Dodds
-13	(OECD)	Hansen
-28	(スウェーデン)	Österlundh
-30	(日本)	小 泉
-29	(米国)	Zolotar

第2日-11月26日(火) 9.30 ~ 12.30, 14.00 ~ 17.30

Session 2. 低富化プルトニウム燃料の技術

論文 PL/632-16	(ドイツ)	Schneider
- 2	(ベルギー)	Leblanc
-24	(日本)	安久津
-15	(ドイツ)	Böhm
-10	(イタリア)	Pistella
- 4	(ベルギー)	Bairiot
- 3	(ベルギー)	Bairiot
-27	(日本)	小 泉
-23	(日本)	小 泉
-25	(日本)	宮 脇
-26	(日本)	宮 脇

一般討議 主として燃料製造について技術討議が行なわれた。

第3日-11月27日(水) 9.30 ~ 12.30

Session 3. プルトニウム・リサイクルの経済性

論文 PL/632-31	(アメリカ)	Hanrahan
--------------	--------	----------

-17	(ド イ ツ)	Krämer
-14	(ド イ ツ)	Randle
- 7	(フ ラ ン ス)	Bendell
-18	(ド イ ツ)	Randle
- 5	(ベ ル ギ ー)	Bairiot
-12	(英 国)	Green

施設見学 14.00 ~ 16.00

カールスルーエ再処理施設

第4日 11月28日(木) 9.30 ~ 12.30, 14.00 ~ 17.30

グループ別討論, 集約および勧告案作成

第5日 11月29日(金) 9.30 ~ 12.30

グループ別討論報告と総合討議

今回のパネルに提出され、討議された論文は30篇にのぼり、中2篇はプレ・プリントなしの口頭のみによる発表(No.6,8)であったが、これを論文の要旨からみて、パネルの討議の進行順序にも合せて下記のように分類することが出来る。

1. ナショナル・プログラム 12 篇
2. 燃料工学 13 篇
3. プルトニウム・リサイクルの経済性 5 篇

従って、パネルによる集約的討論は上記の3つのカテゴリーごとに夫々ワーキング・グループがもたれて討議され、結論およびI A E Aに対する勧告の草稿が作成された。以下発表論文要旨と討論内容を第2章に、グループ別討論と結論および勧告を第3章に述べ、最後にこれらの総括を第4章にまとめて報告する。

Panel on Plutonium Utilization in Thermal Power Reactors

25 - 29 November 1974

Karlsruhe, Federal Republic of Germany

Final List of Participants

BELGIUM

Bairiot, H. Belgonucléaire
Rue du Champ de Mars 25, 1050 Brussels

Leblanc, J.M. Chef de Department Principal
Belgonucleaire, Rue du Champ de Mars 25
1050 Brussels

Wouters, C.J.M. CEN/SCK, Boeretang 200, 2400 Mol

CANADA

MacEwan, J.R. Atomic Energy of Canada Ltd.
Chalk River Nuclear Laboratories
275 Slater Street, Ottawa, K1P 5A9

Slater, J.B. Atomic Energy of Canada Ltd.
Chalk River Nuclear Laboratories
275 Slater Street, Ottawa, K1P 5A9

FRANCE

Bendell, F. Commissariat à l'Energie Atomique (CEA)
29-33 rue de la Fédération, Paris 15^e

Bergeron, J. Commissariat à l'Energie Atomique (CEA)
29-33 rue de la Fédération, Paris 15^e

Fontaine, P.L. Electricité de France
Septen
Immeuble EDF GDF
92080 Paris - La Défense
Cedex Nr. 8

Guillet, H.J. CEA Cadarache, Nuclear Centre
B.P. no. 1
131115 St. Paul-lez-Durance

GERMANY

Bogensberger, H.G. Gesellschaft für Kernforschung mbH,
LASR
7500 Karlsruhe, Weberstr. 5
Postfach 3640

Boehm, W.	Kraftwerk-Union 852 Erlangen Postfach 3220
Kraemer, R.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, LASR 7500 Karlsruhe
Kroebe, R.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, PWA 7500 Karlsruhe
Kuhn, K.D.	KEWA GmbH 7501 Leopoldshafen Postfach 60
Kummerer, K.R.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, IMF 7500 Karlsruhe
Pickert, F.-K.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, IASR 7500 Karlsruhe
Lahr, H.W.	Gelsenberg AG c/o Gesellschaft für Kernforschung mbH, IMF III 75000 Karlsruhe
Randl, R.P.	Bundesministerium für Forschung und Technologie 53 Bonn - 12 Postfach 120 370
Schneider, V.W.	ALKEM GmbH Hanau Postfach
Schust, G.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Literaturabteilung 7500 Karlsruhe
Stein, H.K.	Kraftwerk-Union 605 Offenbach Berliner Straße
Zech, H.-J.	Gesellschaft für Kernforschung mbH, IASR 7500 Karlsruhe

INDIA

Rastogi, B.P.	Bhabha Atomic Research Centre 5th Floor, Central Complex Bombay 400085, India
---------------	---

ITALY

Ariemma, A.	ENEL Via G.B. Martini 2, Rome
-------------	----------------------------------

Pistella, F.

CNEN
Via le Regina Margherita, Rome

JAPAN

Akutsu, H.

Power Reactor and Nuclear Fuels
Dev. Corporation
Tokai-Works
Tokai-Mura, Nakagun, Ibaraki-Ken

Akimoto, Y.

Central Research Lab.,
Mitsubishi Metal Corp.,
Kitabukuro-1, Omiya,
Saitama 330, Japan

Hirose, Y.

Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.
19-3, 1-Chome Higashi Shibuyaku
Tokyo, Japan

Koizumi, M.

Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Corp.
Tokai, Ibaraki-Ken

Miyawaki, Y.

Power Reactor and Nuclear Fuel Dev. Corp.
O-arai, Ibaraki, Japan

NETHERLANDS

Bruggink, J.C.

N.V.KEMA
Utrechtsweg 310
Arnhem

Sens, P.F.

Interfuel B.V.
Westerduinweg 3
Petten - N.H.

SWEDEN

Almgren, B.A.

Oskarshamnsverhets
Kraftgrupp AB
Box 1746
11187 Stockholm

Apelqvist, G.A.

Statens Vattenfallsverk
Fack
16287 Vällingby

Lindholm, I.

Swedish Nuclear Fuel Services Ltd.
Fack
10240 Stockholm 5

Österlundh, C.G.

AB Atomenergi
Studsvik
61101 Nyköping

Tenerz, E.

ASEA-Atom
Västerås

OECD/Nuclear Energy Agency

Hansen, U.	OECD High Temperature Reactor Project (DRAGON) AEE Winfrith, Dorchester
Häussermann, W.	Nuclear Energy Agency 38, Boulevard Suchet, Paris 16

EURATOM

Koch, L.	TU Institute 7500 Karlsruhe Postfach 2266
----------	---

UNITED KINGDOM

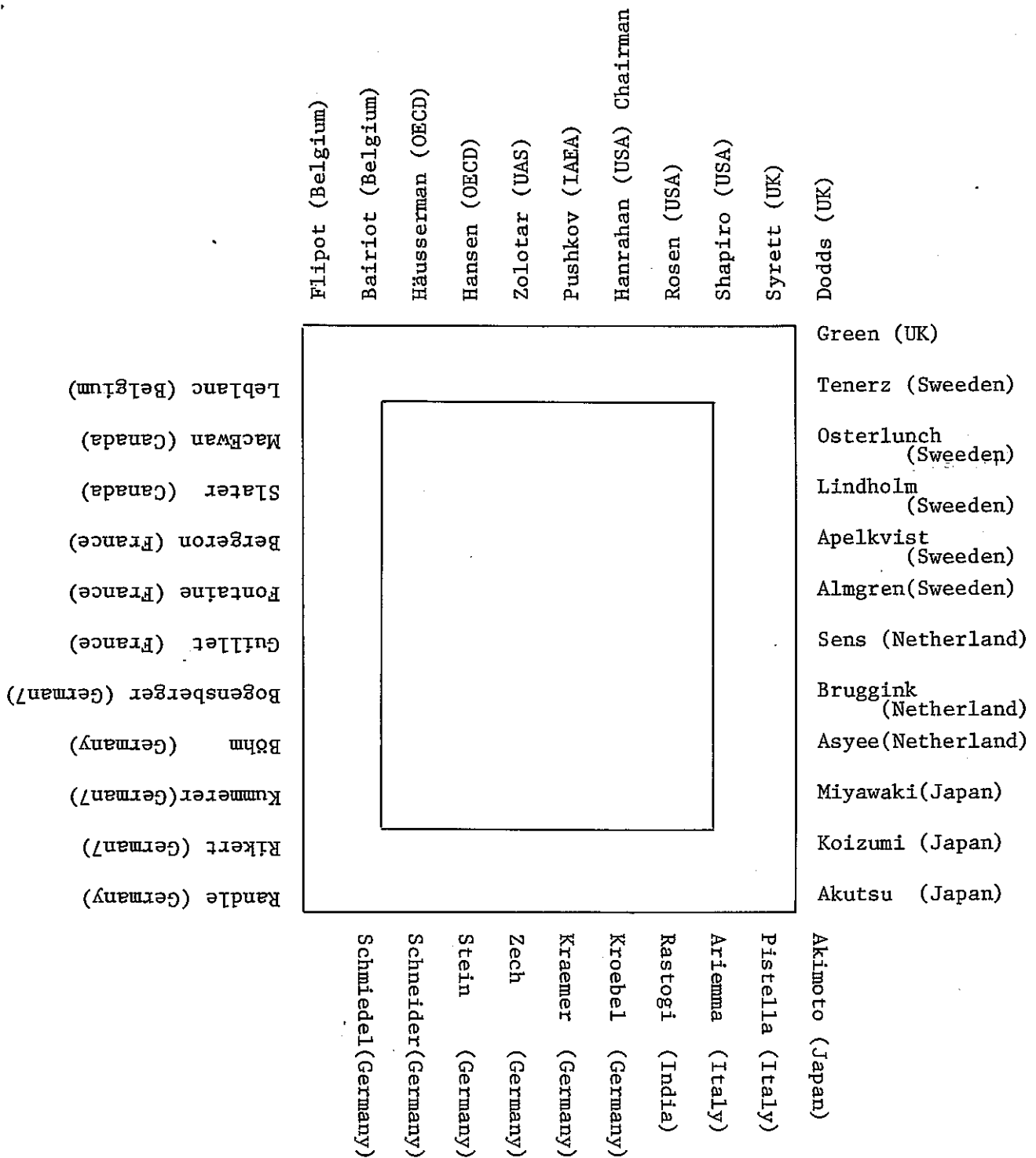
Dodds, R.	British Nuclear Fuels Ltd. Risley, Warrington, England
Green, A.	U.K.A.E.A. Risley, Warrington, Lancs. England
Nunn, R.M.	Central Electricity Generating Board Berkeley Nuclear Laboratories Berkeley, Glos. England

USA

Hanrahan, E.J.	Office of Planning and Analysis U.S. Atomic Energy Commission Washington, D.C. 20545, USA
Rosen, S.	USAEC Mission to the European Communities Avenue des Arts, 1000 Brussels
Zolotar, B.A.	Electric Power Research Institute 3412 Hillview Avenue Palo Alto, California

INTERNATIONAL ATOMIC
ENERGY AGENCY

Pushkov, A. Scientific Secretary	Kärntner Ring 11 1010 Vienna, Austria
Feigl, E. (Mrs.) Secretary	- " -



Distribution of Participants

Panel on Plutonium Utilization in Thermal Power Reactors

25 - 29 November 1974

Karlsruhe, Federal Republic of Germany

List of Papers

- | | | |
|----------------|----------|--|
| <u>Belgium</u> | PL/632-1 | Present status of the plutonium programme in Belgium
H. Bairiot |
| | 2 | Un an d'exploitation de l'usine de fabrication de barreaux combustibles au Pu de Bélgonucléaire, Dessel
J.M.Léblanc |
| | 3 | Irradiation of LWR plutonium fuel rods
M. Gaube, H. Bairiot,
B. van Outryve d'Ydewalle |
| | 4 | Experience of BN on plutonium recycle configurations in LWR's
P. Deramaix, H. Bairiot
C. Vandenberg |
| | 5 | Some economic considerations on plutonium recycle in LWR's
P. Haubert, H. Bairiot |
| <u>France</u> | 6 | Etat actuel du programme français du recycle du plutonium dans les réacteurs thermique
H. Guillet |
| | 7 | Influence économique de recyclage du plutonium dans les réacteurs thermique
M. Bendell |
| <u>India</u> | *8 | National programme of plutonium (論文提出なし) utilization in thermal power reactors
B.P. Rastogi |
| <u>Italy</u> | 9 | Main achievements in Italian programs on plutonium recycle in thermal reactors
A. Ariemma |

- | | | |
|---|-----------|---|
| <u>Italy</u> | PL/632-10 | Contribution to evaluation of mixed oxide core performance from data obtained in Italian experimental programs
A. Ariemma, M. Paoletti,
B. Zaffiro, C. Lepskey
F. Pistella, G. Testa |
| <u>U.S.A.</u> | 11 | Status of plutonium fuel utilization in the United States
E.L. Hanrahan |
| <u>U.K.</u> | 12 | Recycle of plutonium in UK thermal reactors
A. Green, A.A. Farmer |
| <u>N.E.A.</u>
<u>OECD</u>
<u>Dragon</u>
<u>Project</u> | 13 | Plutonium in high temperature reactors
U. Hansen |
| <u>Germany</u>
<u>Red. Rep.</u> | 14 | National program of plutonium (論文提出なし) in the FRG
Randl |
| | 15 | Nuclear core design and performance of KWU LWR with Pu recycling
Böhm, Schlosser, Kilian
Sperling |
| | 16 | Experience in fabrication of LWR recycle fuel
V. Schneider, W. Stoll |
| | 17 | Availability of Pu from re-processing of spent LWR fuel
Baumgärtel, Krämer,
Kroebe |
| | 18 | Pu worth (論文提出なし)
Randl, W. Stoll |
| | 19 | Long-term Pu availability strategies (論文提出なし)
Finnemann, Schmiedel |
| <u>Canada</u> | 20 | Canadian program for plutonium utilization in thermal reactors
J.B. Slater, J.R. MacEwan |
| | 21 | Development program for a plutonium fuelled CANDU reactor
J.R. MacEwan, A.T. Jeffs |

Canada PL/632/22 A CANDU BLW reactor designed for
a plutonium recycle
J.B. Slater

- Japan
- 23 Non-destructive gamma-ray
spectrometry on irradiated
mixed oxide fuel rods
H. Tsuruta, S. Matsuura
T. Suzuki, R. Yumoto
 - 24 Uranium-plutonium mixed-oxide
fuel fabrication for the
Deuterium Critical Assembly "DCA"
in Japan
H. Akutsu, T. Mutoh,
K. Kawashima, K. Naruki
 - 25 Reactor physics measurements
performed in critical assembly
TCA at JAERI
S. Matsuura, I. Kobayashi,
H. Tsuruta, T. Suzuki,
A. Ohnom, K. Murakami,
R. Yumoto, T. Matsumoto,
H. Sasajima
 - 26 Heavy water critical experiments
on plutonium utilization in
advanced thermal reactor "FUGEN"
Y. Miyawaki, H. Kato
 - 27 Irradiation performance test of
PuO₂-UO₂ fuels by Saxton reactor
H. Akutsu, M. Koizumi

- Sweden
- 28 Preliminary steps towards the
recycling of plutonium in
Sweden
C.G. Österlundh
 - 29 Electric Power Research Institute
Programs on Plutonium Fuel Utilization
B.A. Zolotar, M.E. Lapidés
and F.E. Gelhaus (USA)
 - 30 Review on Plutonium Recycling Experiments
and Program in JAPAN
T. Amanuma, H. Akutsu,
M. Koizumi,
 - 31 The Economics of Plutonium Recycle in
Light Water Reactors in the United States
Edward J. Haurahan
Office of Planning and Analysis
U.S. Atomic Energy Commission

② 発表論文要旨と討論内容

2 発表論文要旨と討論内容

2-1 各国における開発計画の現状

各 論

PL/632-1

Present Status of the Plutonium Programs in Belgium

ベルギーにおけるプルトニウム計画の現状

H. Bairiot
Belgonucleaire, Belgium

ベルギーでは次のような項目について、プルトニウム利用のための研究に集中している。

- － 燃料製造能力を増加させること。
- － 実験データをチェックして燃料設計技術を改良すること。
- － 極端な条件下でのプルトニウム燃料の挙動を実証すること。
- － プルトニウム燃料の特性を最大限に利用すること。

プルトニウム燃料製造

信頼できる燃料を保証し、製造コストをできる限り下げするために、燃料製造技術の開発、作業員の訓練、品質管理技術の開発、製造ライン各段階での分析技術開発などを行なっている。

現在、900～1000Kg/weekの工業的製造施設としてDessel plant 有している。

LWR用燃料の設計技術

過去10年間多くの努力を払って設計技術や核コードの評価を行なってきた。そしてウラン燃料の場合と同様の精度でプルトニウム燃料を評価する核コードができています。

LWR実証計画

1963年以来PWRとBWRにプルトニウム燃料集合体を装荷して燃料挙動の実証を行なっている。

現在は、材料試験炉を用いて照射実験を行ない、設計仕様の詳細な評価と、発電炉では起こらないような極端な条件下での燃料挙動を研究している。

経済的制約

プルトニウム燃料の設計は複雑であり、ウラン燃料の場合よりも設計費が余計にかかるけれど、KWh当りのコストにはほとんど影響されない。従って設計が複雑化してもプルトニウムを最大限に利用すべきである。

またプルトニウム燃料製造費はウラン燃料製造費の2～4倍もかかる。

設計費は製造費よりもかなり低いので、製造コスト上のプルトニウム利用の不利を最少にするような設計がプルトニウムリサイクルの場合にはなされるべきである。

製造コストを減らし、国内のプルトニウム燃料の需要だけでなく外国の燃料製造の下請けもできるようにするために、国策としてプルトニウム燃料製造施設のスケールアップをしようとしている。

HTR でのプルトニウム利用

HTR はまだ稼動していないが、プルトニウムは U^{235} と置き換えることができるのでこの研究も行なっている。

プルトニウムの入手

再処理プラントのトラブルによって、以前予想されていたよりもプルトニウムが手に入りにくくなった。しかし、このことによってプルトニウムリサイクルを想定している計画が困難になるわけではない。

その理由は再処理プラントの操業トラブルによるプルトニウムの不足は他の要因によって相殺されるからである。一つの要因は再処理プラントが稼動するようになると大量のプルトニウムが利用できるようになり、プルトニウムを貯蔵することは不経済であること。もう一つの要因は保障措置に関係してプルトニウムが核兵器不拡散条約に違反して使用しないことを保証しなければならないことである。

結 論

解決されなければならない技術的な諸問題の中でも特に注意すべき事柄は次のようなものである。

- － プルトニウムの経済的利用
- － 原子炉内での燃料挙動の確認
- － 保障措置規則の慣例的かつ適切な適用

PL/632-20

Canadian Program for Plutonium Utilization
in Thermal Reactors

カナダにおける熱中性子炉へのプルトニウム利用計画

J.B. Slater and J.R. MacEwan
Chalk River Nuclear Laboratories

○ 概 要

1. カナダにおけるプルトニウム利用計画は、二つの主目的をもって維持されている。一つは、CANDU炉へのプルトニウムリサイクルの技術的問題点の解決であり、もう一つは、プルトニウム燃料の経済性からの追求である。
2. CANDU-BLW炉 (1,200 Mwe) の概念設計を基にして原子炉システムおよび燃料サイクル等の設計研究が行なわれた。CANDU-PHWについても同様に行なわれている。
3. プルトニウム燃料に関しても、二つにしばった研究が行なわれており、一つは、天然ウラン燃料の熱出力を上げる手段としてではなく、むしろ、プルトニウムにより燃料中の Fiss 量を確保することを目的とし、もう一つは、CANDU炉における Th-U²³³ 燃料サイクル用の初期 Fiss. の供給を目的とするものである。

○ 炉物理

4. CANDU炉での Pu-U 燃料炉心の炉物理的理解を深める目的で計画が遂行されている。
Italy-Canada 共同研究の時用いた PuO₂-劣化 UO₂ の CANDU 燃料束を用いて 1975~76年に ZED-2 炉で実験を行なう。臨界実験炉心には、この燃料量では不十分と考えられるので、Pu の一部おきかえにより、常温と運転温度 (280°C) の両方についてデータをとることになっている。

○ 燃料の開発

5. (U, Pu) O₂ 燃料の製造は、従来から行なわれている冷間プレス-焼結の方法がとられ、パイロットプラントの能力は、3ton/Y が考えられている。即ち数年で 200~300 の CANDU 用燃料体 (3.2~4.8ton MO) の製造を行なう。パイロットプラントに課せられている任務は、燃料製造コストの見積実績を得ることと燃料製造実績を得ることである。
6. CANDU-PHWあるいは、CANDU-BLWでの Puリサイクル用燃料は、天然 UO₂ を装荷した時の CANDU 炉の燃焼度と類似させるため、約 0.5 w/o Pu fiss を用いて 15~20Mwd/Kg (U+Pu) となるよう燃焼度を控え目にしている。
7. NPDの22MW(e) CANDU 炉で照射中の 19本燃料要素束 6体は、CANLUB で設計を

行ない (U, Pu) O₂ ペレットは、購入したものである。今後の予定は、CANDU-BLW 炉原型設計の 36 本燃料要素束 6 体が、NRU 炉の研究ループにおける設計の実証テストのため製造されることになっており、最終的には、19 本燃料要素束 100 体が、Douglas Point (250MWe, CANDU) で照射されることになっている。

(質疑応答から)

質問 (Zolotor, USA)

Pu 燃料を入れる場合に、Reactor の変更が必要になるか。

答 (Slater, Canada)

Control System に変更が必要になるだろう。

燃料設計については、ほとんど変えずに Pu 燃料が使える。

質問 (Zolotor, USA)

Pu は nat U に入れるのか、Enrich Tail に入れられるのか。

答 (Slater, Canada)

現状では、nat U に入れる。

PL/632-6

Le Recyclage de Plutonium dans Les Reacteurs a Neutrons Thermiques en France

“ フランスにおける熱中性子炉でのプルトニウムのリサイクルについて ”

Henri Guillet

Commissariat a L'Energie Atomique (CEN/Cadarache)

I) フランスにおける熱中性子炉でのプルトニウムのリサイクルの現状

プルトニウムを高速炉の燃料開発へと一途に走つて来たフランスにとっては、熱中性子炉でのリサイクルは決して無関心ではなかったが、今迄大した議題にはならなかった。すなわち高速炉での燃料製造技術開発に失敗した場合に代替としての利用を考慮に入れているのに過ぎなかった。しかし近年は、控え目であるが熱中性子炉へのプルトニウムのリサイクルについても着々と準備を進めてきていることは、以下の燃料製造および照射経験から明らかである。1) UO_2 - PuO_2 混合酸化物燃料はPWRで、約 10,000 MWD/T の照射で健全性を示している。2) 直径 $\pm 0.1 \text{ m/m}$ の公差をもたせた無研磨ペレットの照射でも良好な結果が得られている。3) ベルゴニュクレールと共同で近く UO_2 - PuO_2 燃料の照射試験を計画している。

以上の経験から、以下の確証が得られている。1) 混合酸化物燃料棒の製造上での技術的問題点は見られないこと。2) 照射中での原子炉管理上の問題点も生じていないこと等である。一方、燃料の製造能力については、現在カダラッシュのプルトニウム工場で、2基の製造設備を有し、1基は 2.5 ton/Y 、他の1基は 10 ton/Y と夫々の製造能力を有している。さらに被覆管についても2系列をもち、不銹鋼ならびにジルカロイで高速炉用の燃料集合体製造施設と一体となっている。

II) プルトニウムのリサイクルを仮定した場合の問題点

プルトニウムのリサイクルを仮定した場合の一般的な問題を論ずる前に、まずリサイクルの前後の関係を確認しておく必要がある。第1に高速炉の開発、第2に軽水炉の重要性の再確認、第3にリサイクルとなろう。これらの観点から、プルトニウムリサイクルは、プルトニウムが豊富となる1980～1990年ごろになるものと思われる。それまでに、濃縮ウランの必要量を軽減させること。そのためには、高速炉への利用を進めることが肝要となろう。昨年一年間を通じて、プルトニウムのリサイクルへの前進を遅らせた重要な現象は、再処理工場の稼働率の低下である。従ってプルトニウムの生産が低下している世界情勢からみて、この状態は少なくとも1980～1985年まで続くであろう。再処理工場の建設が決定されてからその機能が満されるまでに、7～10年経過していることから明らかである。そこで

リサイクルによって電力生産を上昇させることを良しとする考えと、それによってプルトニウムの物量不足をきたすことを恐れる考えとがある。相対的にみて世界市場におけるプルトニウムの流通量は少ない。そのような情勢下では、プルトニウムの価格も自由にしかも十分に決めることも不可能である。従ってプルトニウムのリサイクルについて長期間にわたる合理的な政策を確立することも困難である。フランスでは、リサイクルに関してこのような基本的な疑問をもっている。

結論として、将来のプルトニウムのリサイクルについては、プルトニウム生産の遅延とその他安全上の問題を云々しないとすれば十分考慮に値する。実際には、1985年前にリサイクルに必要なプルトニウムの正確な量を把握することも困難である。このことからプルトニウムの消費量が大きいと見込まれ、また実際に商業炉として運転されていないが高速炉に使用することは不可能なことではない。フランスにとっては、熱中性子炉におけるプルトニウムのリサイクルは、今日あるいは近い将来においても少なくとも今日におけるような経済的あるいは技術的状況下において早急に利用されるとは思えない。特に最近の経済的および技術的な面における変化を根本的に修正されなければならない。

熱中性子炉におけるプルトニウムのリサイクルに関してのフランスの姿勢は、その時期がくれば、何時でも現有の技術を駆使できるように地道に開発を進めてゆく用意がある。

PL/632-9

Main Achievements in Italian Programs on Plutonium Recycle in Thermal Reactors

熱中性子炉におけるプルトニウムリサイクルについてのイタリアの計画の
おもな業績

A. Ariemma
ENEL, Italy

イタリアにおける熱中性子炉へのプルトニウムリサイクルの研究活動はENELとCNENの間で進められている。

① プルトニウムリサイクルについてのENELの活動

1966年、ENELはEURATOMと共同でプルトニウムリサイクルについての活動を開始し、1968年にはGarigliano 炉 (160 MWe, BWR) を利用して実証計画が始められた。この計画において、混合酸化物燃料棒約 900 本より成るプルトニウム集合体 16 体はすでに装荷済であり、プルトニウム-アイランド集合体 46 体が来春装荷される予定である。

1970年の炉停止の際、集合体の r 線検査を炉心全周について実施し、続いて個々の燃料棒について行ない、巨視的な出力分布と局所的な出力分布を得た。さらに、これら燃料棒の1本(最高燃焼度 10,000 MWd/T)は Windscale のホットセルで破壊試験を受け、燃料棒が冶金学的観点から十分であることを確認した。

1972年の炉停止の時、プルトニウム-アイランド集合体(平均燃焼度 1,4000 MWd/T)の4本の燃料棒と比較のための濃縮ウラン棒1本はデンマークのRiso LaboratoryでCNENと共同で広範囲なホットセル試験を行ない、現在も継続中である。また同一燃料棒からの15サンプルについてはKarlsruheの超ウラン研究所で同位元素分析を行なう予定である。

1975年春に行なわれる次回装荷の計画では多くのプルトニウム燃料は 20,000 MWd/T を超し、その中の何本か(4~6本)は輸送、再処理分離、さらに2度目のリサイクルプルトニウムの再利用の問題についての実証試験のために取り出し、回収され、残りの燃料は高燃焼挙動研究のため、さらに炉内に保留させる予定である。

ENELはGarigliano炉におけるプルトニウム実証計画から得られた期待されるべき結果にもとづき、特別な3バッチから選択した2バッチ(fissile Pu 約 200Kg 46集合体)を1975年春装荷するべく配置した。

またTrino 炉 (26 MWe, PWR) におけるプルトニウムリサイクルに関しては1976年、

再装荷の際には、プルトニウム集合体 8 体（プルトニウム 100Kg 使用）で出発することになっている。

② プルトニウムリサイクルについての CNEN の活動

CNEN はプルトニウム燃料集合体の設計、製造において過去数年に得られた技術の確認を目ざして活動しており、現在、次のような燃料が炉内で照射されている。

- a Agesta 炉（スウェーデン、BWR）で運転されているプルトニウム-アイランド集合体（ 4×4 ロッド）は 1974 年夏のプラント停止の際、ピーク燃焼度 28,400 MWd/T 平均燃焼度 16,200 MWd/T に達していた。
- b Kahl プラント（ドイツ、BWR）で運転されている全プルトニウムの集合体 2 体（それぞれ 6×6 ロッド）のうち最初のもの（P-22）は現在、平均燃焼度 6,000 MWd/T に達し、 EuO_2 および $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料棒 2 本に Gd_2O_3 を使用している 2 番目のもの（P-41）は 3,500 MWd/T に達した。
- c ハルデン炉で運転されているプルトニウム燃料集合体（IFA-170）は現在、平均燃焼度 22,500 MWd/T に達している。

これら実験のうち、特にプルトニウム燃料に固有の中性子的観点から、プルトニウム集合体における Gd の取扱いに対して特別な努力が払われており、燃料集合体の中性子計算に使われ、照射下における Gd の進化を記述している BEVE コードの開発は特に実験データにもとづいて行なわれている。

このコードの最終評価は EuO_2 又は $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ に 1% あるいは 2% Gd_2O_3 を含んだ 4 種類の燃料棒について、異なった場所での Gd の進化をチェックするための水準で行なわれた高速中性子束 SI LOE 炉での照射実験結果にもとづいて行なわれ、燃料棒から引き出された出力密度との関係について計算データと良い一致を示した。

Burnable poison としての Gd の挙動を評価するための P-41 集合体についての広範囲な実験計画は現在、進行中である。また Agesta 集合体については燃料棒と他の機械的集合体構成物の熱機械的挙動を特徴づけることを中心に Studsvik 実験室で行なう予定である。

熱中性子炉燃料に関連した CNEN プルトニウムプラントにおける現在の主な活動は、重水炉へのプルトニウムリサイクルの物理学方面の評価を目ざす AECL-ENEL 共同実験計画のための燃料棒（混合酸化物で 1 トン以上）の供給に集中している。

質疑応答

（質問）（Slater Canada）

Pu 原料の同位元素組成のバラツキの管理について、

(答) (Ariemma, Italy)

大量の Pu 原料については、均質化を行なうことは、utility にとって、新たな cost penalty を与えるので大きな問題である。

PL/632-11

Status of Plutonium Fuel Utilization in the United States

アメリカにおけるプルトニウム燃料利用の情勢

Edward J. Hanrakan

Office of Planning and Analysis USAEC

米国原子力委員会 (US AEC) のスタッフは、混合酸化物燃料の軽水炉利用に際して問題となる技術開発、環境問題に関する総括的な報告書 (以下GESMO^{*}と記す。WASH-1327) を発表した。本報告書の内容は、1) 技術開発と実証計画、2) プルトニウムリサイクルの社会的、環境的問題の解明、3) 法令および規則からなり、結論として混合酸化物は、軽水炉に利用されるべきであるとしている。

アメリカにおける技術開発は、AEC、EEI、原子炉メーカーがスポンサーになって、1956年から始まり、PRTR (Plutonium Recycle Test Reactor)、Saxton 炉を中心に照射試験が行なわれ、技術の確立をはかるとともに、経済評価も行なわれた。

プルトニウムの特徴………毒性と核爆発性………に伴う環境問題として、プルトニウムの盗取と事故による環境への放出があるが、これらの短所は、充分な管理とその重要性の大衆への認識さえ得られれば克服できることを強調している。

軽水炉でプルトニウムリサイクルを行なうと、このために新たな混合酸化物燃料製造施設の建造、プルトニウム年間取扱量の20%増加等の問題が生ずるが、反面プルトニウム在庫量が1/7に減少すること、濃縮ウランの供給が10%減少可能 (米国では1975~1995でこの量は、100億バレルの石油、20億トンの石炭に匹敵) が可能である。この理由から、ウラン製錬、濃縮に必要な用地、水、資本、廃棄物等の減少が期待できるため、充分確立された保障措置のもとでプルトニウムを取扱えば、得られる経済的利益は大きいものと期待される。この際燃料製造工場は、再処理施設付近に建設することが望ましい。

GESMO 報告書は、1974年ACEに受理され、公聴会の後、1975年度中には、プルトニウムリサイクルに関する決定が下される予定であるが、一部のグループの反対のため若干遅れる可能性もある。商業規模の燃料製造工場の建設には、安全、保障措置、環境保全に関する問題の調査、解決が法令上必要となろう。輸送についても同様であるが、輸送はなるべく少なくすることが望ましい。

以上の結論として、軽水炉でのプルトニウムリサイクルは、もはや技術的問題の解明ではな

* GESMO (Generic Enviromental Statement of Mixed Oxide fuels
Wash 1327)

く、施設の防護、安全、大衆の健康と安全を保ちながら、社会への恩恵を拡大するために、公開された規制のもとで、決定されるべき段階に来ているものとみられる。

PL/632-12

Recycle of Plutonium in UK Thermal Reactor s

イギリスの熱中性子炉でのプルトニウムリサイクル

A. Green¹⁾, R. Dodds²⁾ and J. Syrett³⁾
 U.K.A.E.A¹⁾, B.N.F.L²⁾ and C.E.G.B³⁾, UK

イギリス原子燃料公社でナトリウム冷却高速炉の開発に向けて、多大な研究開発がなされている。

本論文ではS G H W R を例にして熱中性子炉におけるプルトニウムリサイクルの問題を概説する。

研究開発と実証の必要性

プラント開発計画

イギリスがプルトニウムリサイクルを始めるとすれば、その最も早い時期は1986年であろう。

従って1986年の時期に対応するには1981～82年までにプラントの発注をしなければならないので、それまでに経済的かつ可能な燃料製造プラントの開発研究をしなければならない。

100 t/year 程度の大規模なプルトニウム燃料製造の経験はないが、Windscale のPFR 燃料加工プラントでの経験によると、直面した3つの大きな問題としては、作業員の被ばくの増大、放射性物質の保管、固体廃棄物の処分の問題があげられる。

燃料設計開発計画

燃料設計開発計画の第一段階では炉の反応度制御、反応速度、ボイド係数等を研究し、S G H W R におけるプルトニウムリサイクルに際してどのような基本的な欠点があるかを確認する。さらに第二段階では集合体の設計仕様を決めS G H W R 原型炉でテスト集合体の照射を行ない実証する。

ウランの需要

1974年7月に発表された新原子力開発計画によれば4000MW(e)のS G H W R を3～4年の間に発注し、1981年から稼働させる予定である。

もしイギリスが高速炉を導入しない場合には、イギリスの計画だけでも2000年までに約250,000 t のウラン鉱が必要となり、これは2025年までには\$ 15/lb以下の費用で採掘できる世界中のウラン鉱資源のほとんどすべてを消費することを意味する。

しかし、S G H W R 計画で最大限にプルトニウムをリサイクルさせる場合には、ウラン鉱の必要量を15%減らすことができる。

経済的影響

プルトニウムで富化した核燃料は、特別の製造施設を必要とするので、U-235で富化した燃料よりも製造加工費が100～300%は余計にかかる。

すべてのSGHWRの核システムについて、ウラン鉱の値段が現在の\$15/lbから2020年までに\$50/lbに直線的に上昇すると仮定して、プルトニウムをリサイクルする場合としない場合の両者について全核システムの費用を算定した。

サーマル炉へのプルトニウムリサイクルを行なうか否かの判断は、短期的な経済的利益、ウラン鉱の入手し易さ、高速炉の経済的かつ技術的状况、長期的なウラン鉱供給状況、などによって左右される。

結 論

1. 熱中性子炉へのプルトニウムリサイクルはわずかばかりの経済的節約をもたらすにすぎない。

例えばプルトニウム燃料製造費がウラン燃料のそれよりも200%余計に金がかかるとするとコストの節約は次のようになる。

- ウラン鉱の値段が予想よりも10%安くなると燃料製造加工費は8%、全システムの費用は3%の節約となる。
 - ウラン鉱の値段が予想よりも安くない場合には、燃料製造加工費は10%、全システムの費用は5.5%節約となる。
2. 高速炉の導入が25年遅れ、その間プルトニウムリサイクルをすれば、短期的な経済利益とウラン鉱供給上の利益が考えられる。
 3. SGHWR 6～10 GWe 程度の中程度のプルトニウムリサイクル計画では、高速炉の努力の伸びに対してさして妨害にはならない。

質疑応答

(質問) (Mac Ewan, Canada)

燃料製造施設のスケールアップの困難性について述べられたが、minimum size はどれ位の大きさと考えるか？

(答) (Dodds, UK)

maintenance の観点から適度のsize の plant が適当であると思うが、UK 及びベルギーの経験からみて、60～80t/y が適当であると考ええる。

(質問) (Bairiot, BN)

Fabrication penalty として考えているのは、被覆管、その他の調達を含んだ、全製

造コストについて増加分なのか？

(答) (Dodds, UK)

否, Mechanical fabrication costのみである。全製造コストに対しては, 25 ~ 30 % の増加に止まるであろう。

PL/632-13

Plutonium in High Temperature Reactor

高温炉へのプルトニウム利用

U. Hansen
OECD high temperature reactor project (DRAGON)
AEE Winnfrith, England

この論文は HTR における Pu 利用に関する最近の研究をまとめたものである。

1) 炉心および燃料管理の研究

燃料は直径 0.5 mm の粒で、通常燃料の被覆管の役目をはたす炭素で表面が被覆されている。この粒子を炭素の粉と混合して燃料棒またはボール状に成形する。

しかし、燃焼度が 60,000 ~ 80,000 MWd/THM と高く、かつ age peaking の問題より Pu-recycling には容易に適用できないことを示した。この問題は連続的に燃料を装入することにより緩和しうる。

Bergonucleaire -Ispra の推計では、93%濃縮ウランの価格が 12 \$/g とすると、Pu-燃料の価格が 9 \$/g のとき、Pu-recycling に最大の能力を出すことを示した。

Edison Electric Institute と General Atomic Company の共同研究で、GA 型の炉では燃料すべてを Pu で置換できず、最初は高濃縮 U-235 を使用しなくてはならないことを示した。

最近、Pu-burner として設計された Pu/Th バッチ炉内に 4 年間、9 Kg の Th と 0.6 Kg の U-235 を入れておいたところ、Th は 3.2 Kg に減少し、1.2 Kg の Pu が生成していた。これは、かつての Phoenix 燃料の概念が HTR の燃料として復活したものである。

もう一つの新しい考え方は、ペバルベット炉においてなされた。燃料ボールは炉心の上部からで装荷され下部から排出されるまでゆっくりと降下させる。その際中心の燃料ボールは早く流し、外周の燃料ボールを遅く流すことによって、Pu-recycling における主要な問題である燃料同位体の早い劣化を克服し、局所的な age-peaking の問題も起らない。

その他の応用として、炉の暴走を最小に抑えるために初装荷に Pu を利用する。

これらの研究すべてにわたって、詳細な計算が必要である。

2) プルトニウムを用いた実験

HTR での Pu-燃料に関する実験的な仕事は①燃料の製作, 照射 ②格子物理の 2 つに分かれる。典型的な実証実験はいまだなされていない。

HTR において最も重要な問題は被覆粒子の製作で, Pu-供給サイクルの場合, 600,000 MWd/T の燃焼度に耐えなくてはならない。

これらの分野に関する現在までの進展は

- a) Bergonuleaire によって 1965 年化学組成 PuOxC_{20} , Triso SiC で被覆した希薄粒子燃料の照射実験を Studsvik の R 2 炉で行ない, 燃料温度 1200 °C で 500,000 MWd/T, 1850 °C で 200,000 MWd/T の燃焼度さらに 1968 年 1 月～1968 年 3 月, 700 ～ 1200 °C で 600,000 MWd/T の平均燃焼度を達成した。また, Triso 被覆の高密度燃料を開発し, 高および低粒子密度燃料の照射実験を燃料温度 1000 ～ 1200 °C において 180,000 MWd/T の燃焼度を達成し, さらに 700,000 MWd/T の燃焼度を達成すべく, 現在照射進行中である。
- b) Oak Ridge では初期の段階では BISO 被覆粒子を開発していたが, 照射挙動が不満足のため, Triso を用いて, 研究が続けられている。

また, HTR で Pu を用いた場合の炉物理計算をチェックするための照射実験が Battle Northwest の HTLTR 施設, Wirfrith の NESTOR, Cadarace の CESAR および Berkley の HTREX 施設でなされている。

PL/632-28

Preliminary Steps towards the Recycle of Plutonium
in Sweden

スウェーデンにおけるプルトニウムリサイクルに対する予備段階について

C.G. Öslerlundh
AB Atomenergi, Studsvik, Sweden

スウェーデンでは、1980年に商業炉が11基となり、国の電力の30%をまかなう計画である。

スウェーデン公益事業機関(CDL)が、1972年に予測したところ、原子力による容量が、1990年までに17～23.6GWに増加することになる。

そこでスウェーデンのOKG(Oskarshamns verkets Kraftgrupp AB)とSydkraft(Sydsvenska Kraftaktiebolaget)はプルトニウムの利用を考えている。スウェーデンでは1990年以前に商業用増殖炉の導入がありえないので、それまでプルトニウムを貯蔵することは現実的でないとしている。

スウェーデン放射性廃棄物委員会(AKa)はプルトニウムリサイクルとして可能性のある方法について研究している。

実際のプルトニウムリサイクルは、Oskarshamn 1号炉(BWR)で1977年に始められる。

SSPB(スウェーデン国家エネルギー局)の、Ringhals 1, 2号炉(BWR)は順調にあれば1975年に全力操業となるので、SSPB炉でプルトニウムリサイクルが始まるのは、早くて1979年になるであろう。

プルトニウムリサイクルにおいて可能性ある最良の方法は、最初に生成されたPuを、その炉でリサイクルすることである。この方法は最も経済的であるとみられる。

PuをPWRに入れると制御棒の反応度効果が悪くなるため、Ringhals 2号炉(PWR)での自己生成Puを使つてのリサイクルは8～10年間しか行えないだろう。

Ringhals 3, 4号炉は、熱的には低く稼動しており、自己生成のPuの他にさらに余分のPuをリサイクルできるので、Ringhals 2号炉で生成されたPuを使えそうである。

Puの熱中性子炉への利用のため、AB AtomenergiとAB ASEA-ATOMなどの機関が研究開発を行っており、Puリサイクルのために必要な炉物理実験もStudsvikで行なわれている。

PuのPWR, BWRへの利用について、BUXYコードもあり、集合体の挙動計算についてかなり自信がある。さらにASEA-ATOMでは、Puによる制御棒への悪影響、核反応および経済性への効果について研究している。Pu燃料ペレットは我々の施設での生産と外注とによ

らでまかなっている。

また炉物理、燃料製造および熱伝導について研究開発を行なっている。

スエーデンにおける Pu 燃料の軽水炉への最初の使用は本年 Oskarshamn1 号炉へ装荷予定しており、混合酸化物の 3 体の燃料集合体で代用する。

この試験によって、Pu が入っている燃料要素の取扱と照射実験についての認可を得る予定である。

PL/632-29

Programs on Plutonium Fuel Utilization

プルトニウム燃料利用計画

Burt A. Zolotar, Melvin E. Lapidés,
and Floyd E. Gelhaus
Electric Power Research Institute, USA

プルトニウムの軽水炉へのリサイクルは燃料コストの軽減につながるものと単純に考えられていたが、プルトニウム燃料コスト上昇とか、セーフガードの問題があり、その評価は単純には行えない情勢にある。再処理施設の容量不足とか、USAECによる認可規準の査定が遅れていることなどが一層情勢を混沌とさせている。

EPRI はプルトニウム利用に関して数々のプロジェクトを推進中である。昨年春から新プルトニウムリサイクル方法開発計画として炉物理、熱水力、安全、燃料炉内管理等に関する計算手法を確立しコードの信頼性評価などを行なっている。またEPRI はEEI とGE に対し混合酸化物燃料の集合体照射試験の延長を指示した。Exxon Nuclear とConsumer Power Corporation もプルトニウム燃料の集合体照射試験計画を拡大している。EPRI はGeneral Atomic社と協議しHTGR でプルトニウムを使用するEEI プロジェクトを推進する計画がある。EPRI はまたBattele Northwest で核データを整備する実験計画を進めている。EPRI はプルトニウムリサイクルに関する幾つかの研究会を設けた。これら研究会は原子力産業にわたる多くの研究者より構成されており、目的とするところはプルトニウムリサイクルに係る文献の整理検討を行い、EPRI が今後スポンサーとなって開発すべき方向をみつけることにある。第1回目の研究会ではプルトニウムの毒性に関する議論がなされ、プルトニウムの被爆に関する標準を定量的に研究することが目下のところ必要であるという結論に達した。第2グループはGESMOの詳細な検討を行なうことを目的としていた。このグループは3つに分かれそれぞれプルトニウムの利用、貯蔵およびセーフガード問題を担当している。

EPRI はプルトニウムリサイクル問題に取り組んだが、これの目的は産業界がいろいろなタイプの中から最も適当なサイクル方法を探し出し、利用するための基本的技術を確立することにあった。プルトニウムリサイクルに対する基本的制約は核燃料の有用性に強く関係している。熱中性子炉にプルトニウムをリサイクルするか、しないかの決定は個々のユーザーが米国政府の政策に鑑みた上で行なうべきである。

質疑応答

(質問) (Leblanc, BN)

軽水炉の炉心を Pu 用に設計し直すならば、より多くの Pu を装荷出し、製造 Campaign が大きくなれば、製造コストが下がる。何故 Pu の使用に否定的か？

(答) (Zoloter, EPRI, (USA))

否定的印象を与えたとすれば誤りである。US A では、基本的に現在の炉心設計において変更なしに Pu を装荷することを考えている。我々も、設計変更の必要性の有無について明らかにしたい。

(質問) (Akimoto, Japan)

Safeguard がかなりの cost 増をきたすと云われているが、燃料加工及び輸送上での cost 増について、大まかな状態を示して欲しい。

(答) (Leblanc, BN)

どのような Safegurd 規制が与えられるかが問題で単純には答えられない。この点では、原子炉、再処理工場、加工プラントが一諸にあることが望ましい。

(質問) (Guillet, France)

現有する、軽水炉における Pu の生成量について、例えば、230Kg Pu / 1000MW年と云うような値を実証するものはないか。

(答) (Zoloter, EPRI -USA)

Battelle North West Lab で行なわれた US safegurd program の中で報告されている。番号は覚えていないが入手可能であろう。

PL/632-30

Review on Plutonium Recycling Experiments
and Program in Japan

日本に於けるプルトニウムリサイクリングの実績と計画についてのレビュー

T. Amanuma, H. Akutsu and M. Koizumi
PNC, Japan

日本の原子力による電力供給目標は、1985年度で6,000万kWとしているが、石油危機以降の状況と、軽水炉に必要な濃縮ウランの供給不足を考慮し、プルトニウムのリサイクルについて、具体案を更に検討中である。

PNCは、このような情勢下において、プルトニウムのリサイクルの早期実現をめざして計画してきたが、当面JPDR(90MWt)へのプルトニウム燃料集合体の装荷を、原研、原発と協力の下に進めており、1976年中頃には装荷を開始し、最終的にはHalf Core迄装荷する計画を考慮している。又一方美浜1号炉(PWR, 340MWe)にプルトニウム燃料集合体4体を装荷する計画が、関電、WH社とPNCの協力下に進められ、1976年中には装荷が行なわれようとしている。更につるが炉(BWR, 357MWe)への同様な計画を考慮している。ATRに関しては、DCAによる炉物理実験を1972年より進め、ATR原型炉用燃料(約18t as MO)の製造を1975年のはじめに開始し、1976年には臨界に達する予定で進めている。プルトニウムリサイクルの一環として、再処理工場(0.7t/d.s)の操業は大巾に遅れたが、1976年は操業予定であり、最終製品が硝酸プルトニウムであるため、酸化物に転換する転換施設設計を1977年に操業すべく進めている。プルトニウムの燃料製造については、R&Dのための、FBR, Pu-thermal 照射試験用及び臨界実験用燃料を数多く製造してきたが、軽水炉へのプルトニウム燃料装荷のプログラムに充分間に合うだけの施設についても検討中である。照射後試験のための施設として、モニターリング、及び確性試験のため原研は UO_2 及び PuO_2 - UO_2 用Hot Cellの建設を進めている。

PuO_2 - UO_2 燃料の照射に関する一連の試験は、GETRによるカプセルテストにはじまり、ハルデン炉による2集合体(ペレット及びSol-Gel Vipac)の照射実験を行い、安全上良好な結果を得た。更にSaxton Core III プログラムに参画し、1集合体と4本棒(7,000 MWD/T at 380 w/cm 及び 9,000 MWD/T at 510 w/cm)が照射され、その照射挙動の安全性が確認された。このうち2本が更に35,000 MWD/T迄GETRにより延長照射されている。

軽水炉に関する臨界実験は、1966年以来原研と共同研究下で、TCAを用い PuO_2 - UO_2 の炉物理特性について実験を行い、1972～1974にかけて、3.0% PuO_2 - UO_2 燃料棒約600本を用い、プルトニウム燃料格子の基礎的な核特性、設計に用いられる計算手法の精度につい

て行った。更に1975年より、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ を部分的に装荷し、局所出力分布、制御棒効果等の炉物理特性を試験すべく計画を進めている。ATR (165MWe)は建設中であるが、これにさきだち、DCAによる炉物理特性実験のため、 $0.55\text{w/o PuO}_2\text{-UO}_2$ (Nat), $0.8\text{w/o PuO}_2\text{-UO}_2$ (Nat) 約10t がPNCで製造され(1972~1973)1973年よりDCAで上記の試験が行なわれた。この製造経験は日本に於いてはじめての大量製造経験であり、多くの重要な知識を得ることが出来た。これらの経験を基にして、1975年初期よりATR 燃料100集合体(約18t)の製造を開始する予定であり、これにさきだち保証システムの確立を急いでいる。又ATR燃料の先行照射試験として、ハルデン炉及びSGWHRによる照射試験計画を進めている。

燃料棒の照射挙動の解析については、今迄の基礎及び確性照射試験と炉外評価を通じて、挙動解析コードの開発を進めており、一方 UO_2 で問題になった“やきしまり”について、ハルデン炉を利用し $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ について照射試験を進めている。

以上の如く使用するプルトニウムの増大に伴い、保障措置、核物質防護、貯蔵、輸送、廃棄物処理の問題について、それらの具体案を検討中である。

日本で生産されるプルトニウムは、増大する傾向にあり、1980年には、熱中性子炉により総計14tが生産される。この間再処理工場が1975年に稼動し、転換施設により PuO_2 に作りかえられ、これらは、JOYO、FUGEN及びMONJU等に使用されるが、1980年は、日本全体として約13tのプルトニウムが未使用で残されることとなる。

質疑応答

(質問) (Sens. PF. Netherlands)

ハルデンで $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料の焼しまりの実験をすると云うが、すでに行なわれている UO_2 の実験結果と異なる結果を期待しているのか。

(答) (Koizumi, PNC)

UO_2 にPuを添加することにより、欠陥が増大し、これによって、焼しまりが更に促進されることが予想される。

2-2 炉物理・燃料工学

2-2-1 燃料および炉心設計

各 論

PL/632-4

Experience of Belgonucleaire on Plutonium Recycle Configurations in LWR's

LWR 中におけるPu リサイクル Configuration についてのベルゴニ
ュクリアの経験

P. Deramaix, H. Bairiot, C. Vandenberg
Belgonucleaire

緒 言

LWR におけるPu リサイクルは、燃料棒の大部分がPu 燃料を含む集合体から成立つものと、Pu rod を取替燃料の殆んど集合体に分散するものとが实际的に用いられる。最初の概念は通常 "all-Pu" 集合体と呼ばれ、第2のものは "Pu-island" 集合体と呼ばれる。第2のケースは実際、Pu 燃料棒を取替集合体の中心部に入れることが有利である。

これらの2つの概念の選択は次に依存する。

- Utility で採用される燃料サイクル政策
- 炉心の潜在的な融通性 (例えば制御棒の Availability)
- 燃料供給者における Know-how の蓄積

ベルゴニュクリアによって集められた経験は

- island 概念は、十字型制御棒を有する原子炉に最も適している。(BWR 及び最初期の PWR)
- All-Pu 概念は、RCC 原子炉の枠に入るものに有利性がある。

しかしながら、共通的な解決策はない。決定は Utility が自身の束縛と取替燃料を供給する燃料メーカーの経験を考慮してなされるものである。

ベルゴニュクリアの経験

技術的、経済的考察の結果、我々は All-Pu 及び island 型集合体の両者に関する経験を得るよう指向され、現在上述の二つの型の集合体を種々の原子炉に装荷し、研究している。

(1) Island Assembly

a. BR-3

BR-3 で照射された、Pu 集合体のうち SUS の1集合体と Zry 1 集合体は island 型であった。SUS 集合体は事実動力炉に装荷された最初のPu 集合体であった。(1962)

現在までの入手できる照射後データは、集合体の性状と変化が予期通りであることを示している。

b. SENA

SENA 炉に今年装荷された 4 体の demo 集合体は islnud 型であった。ここで island 集合体は十字型制御棒を有する PWR に対して非常な利点を有する。

c. Dodewaard

7 体の異った demo 集合体が Dodewaard 炉に装荷され、Pu の island 型における Pu の最適利用化を図った。(Fig. 2) 本計画の現状については、次の発表の機会に報告する。

本研究計画には、empty spacer capturing rod, Pu と共存する Gd の振舞など、種々の異った構成についての data を与える。

(2) All -Pu 集合体

a. BR - 3

1 体の SUS 集合体及び 22 体の Zry 集合体が原子炉内で照射され、現在の設計技術の妥当性について有用なデータを与えている。

BR - 3 は実際のところ、非常に大きい出力勾配を有しているため、動力炉の構成について BR - 3 を代表させる適当な計算技術はない。

b. TIHANGE

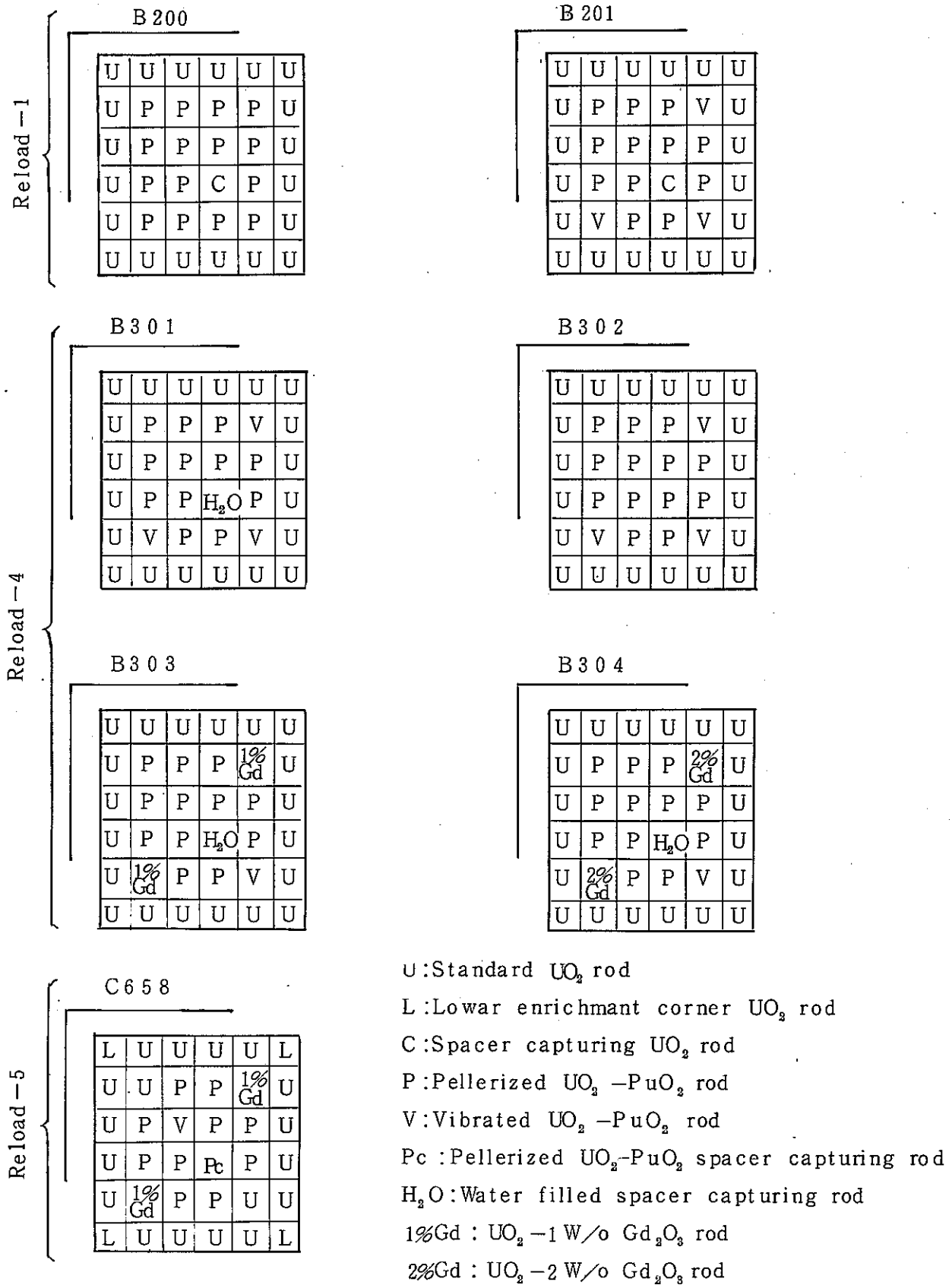
TIHANGE 炉に対する All -Pu 集合体の設計は次の機会に紹介する。この設計は、RCC 型炉に十分なる解決となることを示している。

結 論

island 及び All -Pu の 2 種の概念がいずれも適当と評価され、引続いて使用されるであろう。

選択は次の種々の配慮にもとづき行なわれる。

- 原子炉の型式
- 電力会社の特定の要求
- Pu 市場の状況



SCHEMATIC CROSS SECTION
OF THE Pu ASSEMBLIES

FIG. 2

PL/632-15Nuclear Core Design and Performance of KWO
Light Water Reactors with Plutonium Recycle

プルトニウム・リサイクル用軽水炉（KWO）の核設計と挙動

W. Böhm et. al.
FRG

軽水炉（PWRおよびBWR）にPu燃料を使用するために、必要な開発事項を検討している。現在の濃縮ウランを燃やすことを目的とした軽水炉にPu燃料を混ぜて燃やす場合に注意すべき点は、Pu燃料を装荷したときの、遅発中性子割合、反応度係数、制御棒反応度等の変化熱、水力、機械的仕様、寸法条件、局所および全体の出力密度分布、燃料反応度、燃焼度、経済的最適化などである。

とくに、制御棒反応度値の減少、出力ピーキングの増大をさけるための燃料集合体の設計例を述べている。

BWRでは燃料集合体周辺燃料棒に、Water Peakingのための出力ピーキングがしやすいので、BWR装荷用には燃料集合体の中央部にのみPu燃料棒を装入し、外周部にはPu燃料を配置しない燃料集合体系つまり“Pu island assembly”方式が適当な一例であるとしている。これにより、BWRにおけるPu燃料装荷による制御棒反応度値の低下も無視出来るとしている。PWRの場合は、新燃料を炉心周辺に装荷し、燃焼してから出力の高い所に移すので、燃料集合体内の全燃料棒をPu燃料とすることができる。

BWRとPWRのPu燃料入りの燃料集合体の設計例について、各燃料棒のU濃縮度、Pu (fiss) 量、集合体内出力分布を示している。(Fig. 2, Fig. 4)

また、Pu燃料装荷による制御棒反応度値の減少をPWRの例について示している。(Fig. 5)

なお、軽水炉によるPu燃料集合体の装荷実験の実績および計画を示している。(Table 2)

1	2	3	4	4	3	2	1
1.09	1.13	1.11	1.12	1.11	1.06	1.05	1.04
2	4	6	5	7	6	5	2
	1.07	1.11	0.35	1.10	1.01	0.41	1.05
3	6	8	8	8	8	6	3
		1.13	0.95	0.96	1.08	1.01	1.06
4	5	8	8	8	8	7	4
			0.89	0.94	1.00	1.11	1.11
4	7	8	8	9	8	5	4
				0.00	1.06	0.35	1.13
3	6	8	8	8	7	6	3
					1.00	1.13	1.12
2	5	6	7	5	6	4	2
						1.08	1.13
1	2	3	4	4	3	2	1
							1.10

1	—	Rod type
1.09	—	Rel rod power

Rod type	Description
1	1.75 W/o U-235
2	2.28 W/o U-235
3	2.67 W/o U-235
4	3.02 W/o U-235
5	3.02 W/o U-235, 15 % Gd
6	1.64 W/o Pu _{fiss} , U _{nat}
7	2.14 W/o Pu _{fiss} , U _{nat}
8	2.14 W/o Pu _{fiss} , U _{nat}
9	Waterhole

Fig.2. BWR reload element ("SWR 72" type) With large Pu island
Power distribution conditions: fresh, without control rod

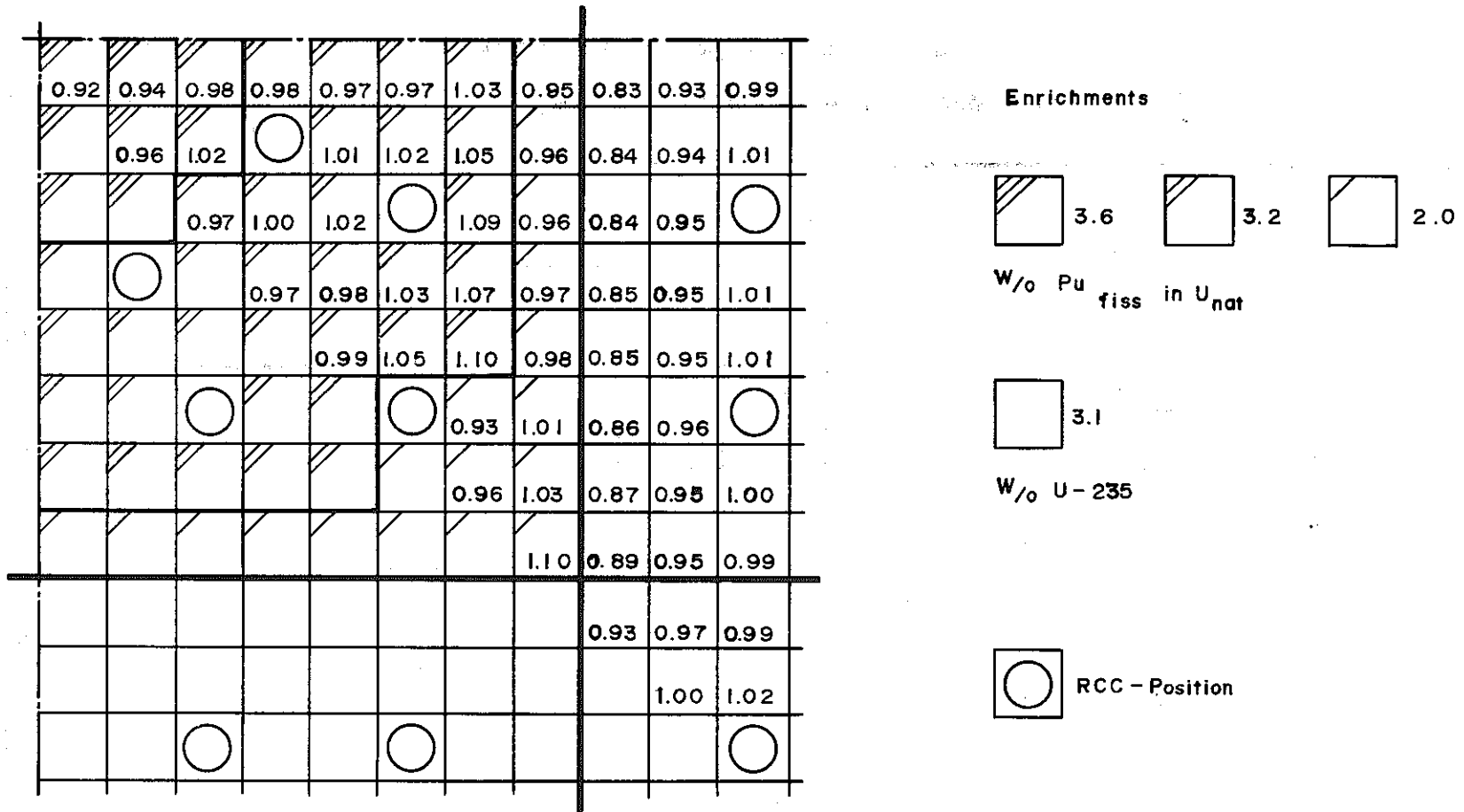


Fig.4 Enrichment and rel. Power Density Distribution
in a PWR all- Pu element, type 16 X 16 - 20
Environment: 3U elements

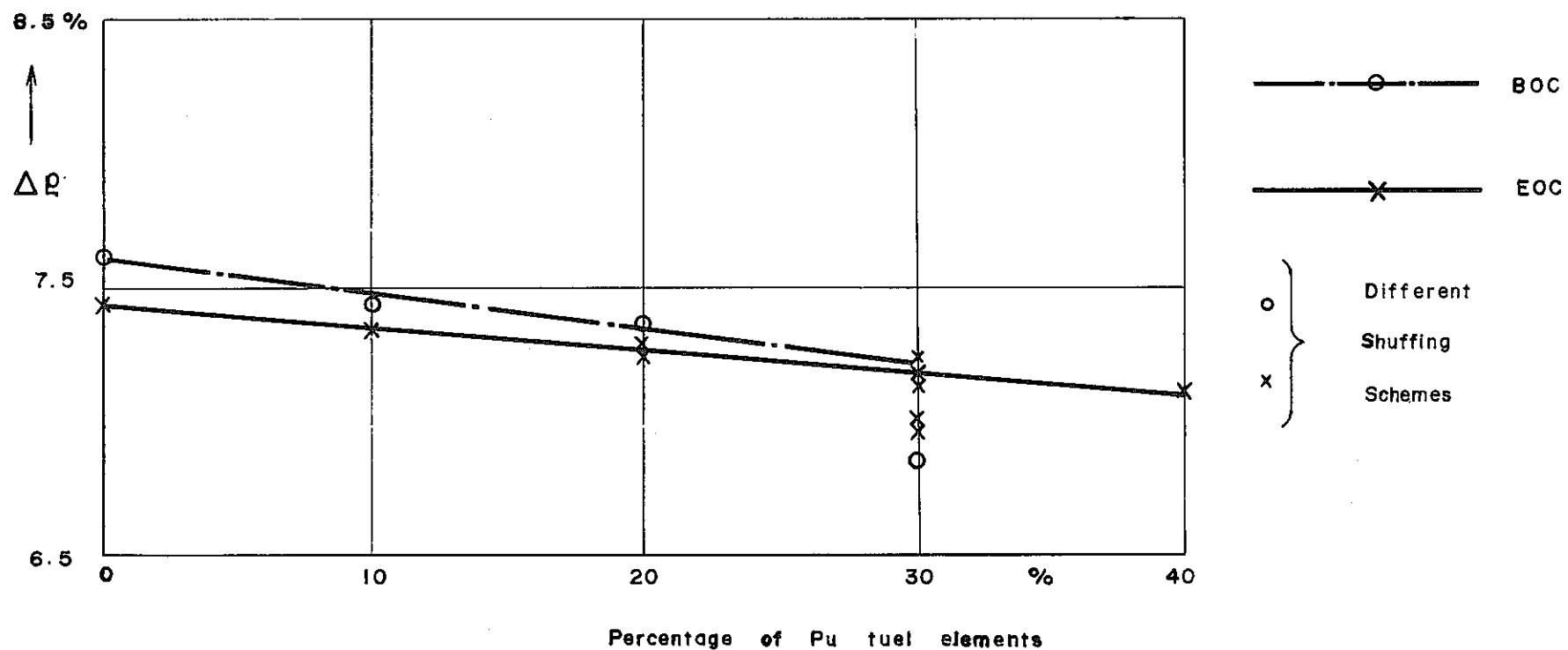


Fig.5 PWR, typical total rod worth
Variations with fraction of Pu elements at equilibrium reload

Table 2

KWU Plutonium Assemblies in LWR

Reactor	Year of insertion	No of assemblies inserted	
		All -Pu	Island
VAK (Kahl)	1966	1 *	
	1969	4	
	1970	1 *	16
	1973	1	18
	(1975)		18
KWL (Lingen)	1970		1 (Pu/Th)
KRB (Gundremmingen)	1974	16	
	(1975)	24	
KWO (Obrigheim)	1972	1	
	1973	8	
	1974	4	
	(1975)	12	

* KWU participation

PL/632-22

A CANDU-BLW Reactor Designed for Plutonium Recycle

プルトニウムリサイクル用に設計された CANDU-BLW について

J.B. Slater
Canada

圧力管型重水炉のうち、沸騰軽水で冷却する型の原子炉（いわゆる“ふげん型”）として、カナダがPu燃料使用を目的に計画しているCANDU-BLW (PB) Reactorの設計を述べる。

CANDU-BLW (PB), Gentilly-1, SGHWR, ふげんの比較をまとめている (Table 1)。CANDU-BLW (PB) では電気出力 120万KW, 1集合体あたりの燃料棒本数 36, 天然ウランへのPu富化度約 5.5 g fiss. Pu/KgU, 平均燃焼度 15,000 MWd/te, On-Power refuelling, 圧力管ピッチ 22.9 cmとしている。

原子炉停止系として、制御棒（重力型）と液体ボイゾン（水平型）を設けることにしている。重水ダンプシステムは設けない。

経済的観点から、Pu富化度をやや大きく選ぶことにより、圧力管ピッチをGentilly-1の27.9 cmより小さくし、22.9 cmとすることが可能になり、重水インベントリーの減少による資本費の軽減をはかっている。

また、燃料集合体あたりの燃料棒本数をGentilly-1の18本から36本とすることにより、圧力管1チャンネルあたりの出力を70%増加させている。

炉物理的なキイ・パラメータである冷却材/燃料比、および減速材/燃料体積比は、Gentilly-1よりも、SGHWRおよび“ふげん”に近い。

圧力管径は、CANDU-PHWおよびGentilly-1の経験を生かすため、同じ値（10.36 cm I.D）としている。

燃料の濃縮度の増加と、undermoderationに設計することにより、Gentilly-1で経験した制御の困難性をとりぞいている。その困難性は正の大きなボイド反応度係数（ $\sim 100 \text{ mk/g/cm}^3$ ）に起因していたが、CANDU-BLW (PB) ではボイド反応度係数はその1/6になり、その結果、出力係数は $-0.045 \text{ mk/\%出力増加}$ （燃料温度係数 $-1 \times 10^{-2} \text{ mk/}^\circ\text{C}$ ）になるとしている。

カナダの現状の条件下では、Pu富化度をやや大きく選んだ方が得である。しかし、self-sufficient cycle（ $\sim 0.45 \text{ wt\% fiss Pu}$ ）でも、約12,000 MWd/teの平均燃焼度が得られる。また1.2 wt% U-235濃縮燃料でも平均燃焼度15,000 MWd/teが得られる。（Table-2）。

TABLE 1 COMPARISON OF CANDU-BLW(PB) REFERENCE DESIGN WITH OTHERS

REACTOR	BLW(PB)	GENTILLY-1	COMMERCIAL SGHWR	FUGEN
Net Output (MWe)	1200	250	625	165
<u>Reactor</u>				
Pressure tube I.D. (cm)	10.36	10.36	13.0	11.78
Square pitch (cm)	22.86	27.94	26.0	24.0
Active fuel length (cm)	500.0	500.00	358.1	370.0
No. of channels	872.0	308	510	224
D ₂ O inventory (tonnes/MWe)	~0.25	~0.9	~0.2	~0.5
<u>Coolant and Heat Removal</u>				
Av. channel power (MWt)	4.2	2.5	3.6	2.4
Av. channel outlet quality (wt%)	16.5	16.5	~12.0	~11.0
Av. fuel rating (MW/te U+Pu)	25.7	12.6	18.9	15.5
Steam pressure at TSV (bars)	66.5	51.7	62.1	63.7
Coolant pressure at channel outlet (bars)	74.8	63.8	68.9	70.0
Av. core power density (kWe/litre Cal. tank)	4.0	1.3	3.7	2.1
<u>Fuel and Fuel Cycle</u>				
Fuel	PuO ₂ + Nat UO ₂	Natural UO ₂	UO ₂	PuO ₂ + Nat UO ₂
Fuel Enrichment	~5.5g fiss Pu/kgU	Natural U	2.1% U235 enr.	~4g fiss Pu/kgU
Elements/bundle	36	18	36	28
Av. discharge irradiation (MWd/te)	15000	7000	21000	10 - 12000
Type of refuelling	On-power	On-Power	Off-load	On-Power
Channel visits/week	10 to 11	4 to 5	--	2 to 3
<u>Reactor Physics</u>				
Coolant/fuel volume ratio	0.9	0.55	1.0	1.1
Moderator/fuel volume ratio	9.9	13.8	6.9	8.0

PL/632-25

Reactor Physics Measurements Performed
in Critical Assembly TCA at JAERI

原研 TCA における炉物理実験

S. Matsuura, I. Kobayashi, H. Tsuruta, T. Suzuki,
A. Ohno, K. Muratami
JAERI and
R. Yumoto, T. Matsumoto, H. Sasajima,
PNC, Japan

PuO_2 - UO_2 の軽水格子の炉物理特性に関する情報を得るために、臨界実験とその解析が、1972 年から 1974 年にわたって、比較的単純な形状をした PuO_2 - UO_2 1 領域炉心について実施された。

燃料は、3.0 w/o 富化 PuO_2 - UO_2 で、密度が 6.1 g/cc の予備焼結ペレットである。プルトニウムの同位体組成は、 ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu および ^{242}Pu のそれぞれについて、68, 22, 7, および 2 w/o である。5 種類の正方格子について臨界実験がなされたが、それらの水素対プルトニウム比、 H/Pu は、それぞれ、295, 402, 494, 704 および 922 であった。測定項目は、臨界寸法、金ワイヤによる放射化分布、出力分布および β_{eff}/ℓ であった。

一方解析計算では、まず、中性子スペクトルと少数群定数が LASER-PNC あるいは UGM G42-THERMOS コードで求められた。両者とも、熱群については、円筒形 1 次元での輸送計算を行なう。さらに、少数群での 2 次元拡散計算が、PDQ-5 あるいは KAK コードでなされ、 k_{eff} 、放射化分布、出力分布および β_{eff}/ℓ が求められた。

実験的事実として興味あることは、まず、核分裂性の ^{241}Pu が ^{241}Am へ β 崩壊することの反応度効果である。本実験に使ったプルトニウムの場合、 ^{241}Pu は約 7 % 含まれているが、その燃料で炉心を構成し、1 年間の間隔をおいて臨界実験を行なった結果、炉心全体で約 1 ドルの減少が見られた。また、各炉心で水平方向および垂直方向の反射体節約が測定されたが、両者とも、 H/Pu 比に依存していて、 $\text{H/Pu} = 295$ では、922 よりも、約 20 % 長くなっている。

計算値を実験値と比較することによって次のことが判明した。まず、 k_{eff} の計算値は、LASER-PDQ-5 では、-0.24 から 0.70 % の範囲で、また、UGMG42-THERMOS-PDQ 5 では、2.14 から 0.28 % の範囲で良い一致が見られた。 ^{241}Pu の β 崩壊の反応度効果の計算値は、平均 0.27 cent/day と求まり、実験誤差の範囲で測定値と一致した。放射化分布と出力分布についても、Fig. 1~3 に代表されるような一致が見られた。 β_{eff}/ℓ の計算値と実験値の比較は Fig. 4 に示されている。

一般的に、計算値は測定値との良い一致を示し、単純な形状の規則格子炉心、すなわち、水

ギャップ、構造材、および吸収体を含まない炉心での計算手法の信頼性は、確認されたと言える。

質 問 (Stein, 西独)

試料ペレット密度が $6.1\text{g}/\text{cm}^3$ と低いのは理解できない。

答 (宮脇, 日本)

焼結ペレットではなく、グリーンペレットを用いたからである。

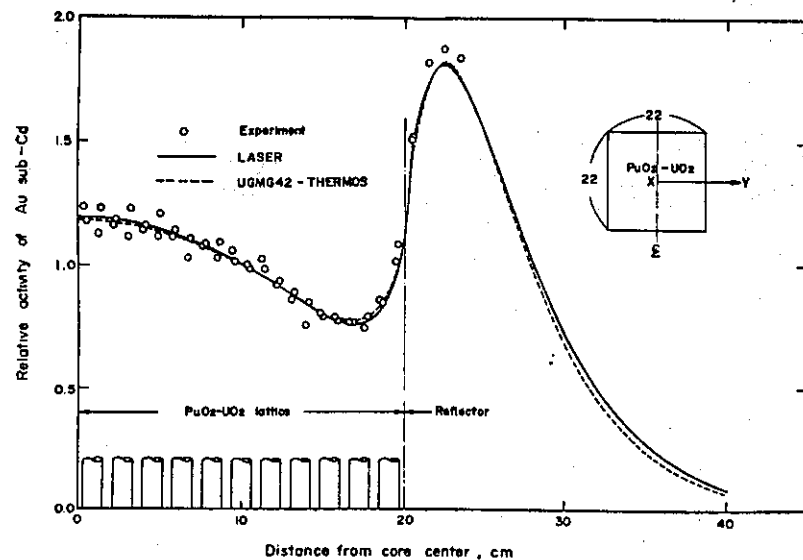


Fig. 1 Sub-Cd Au activity distribution of the lattice of which water to fuel volume ratio is 2.42

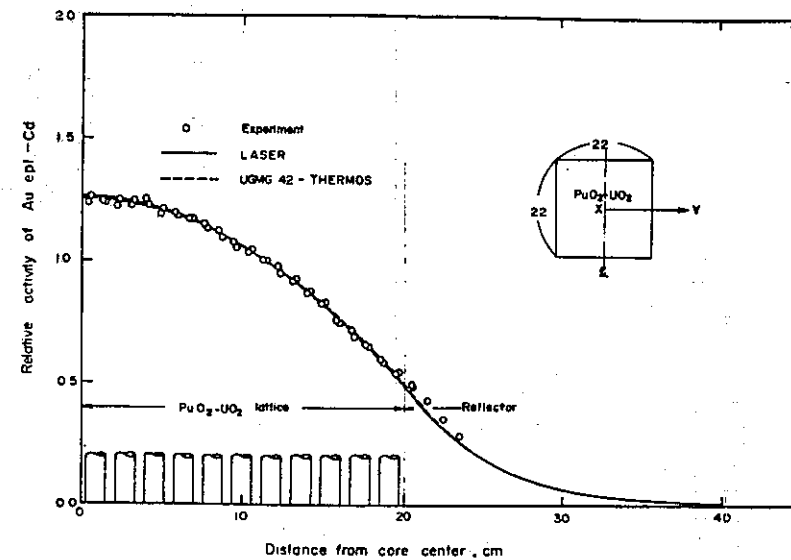


Fig. 2 Epi-Cd Au activity distribution of the lattice of which water to fuel volume ratio is 2.42

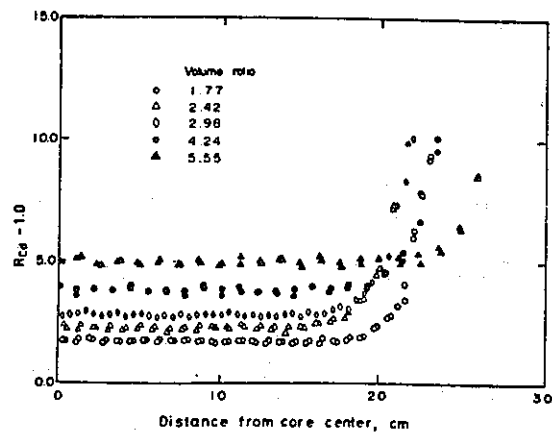


Fig. 3 $R_{cd}-1.0$ vs. Distance from core center

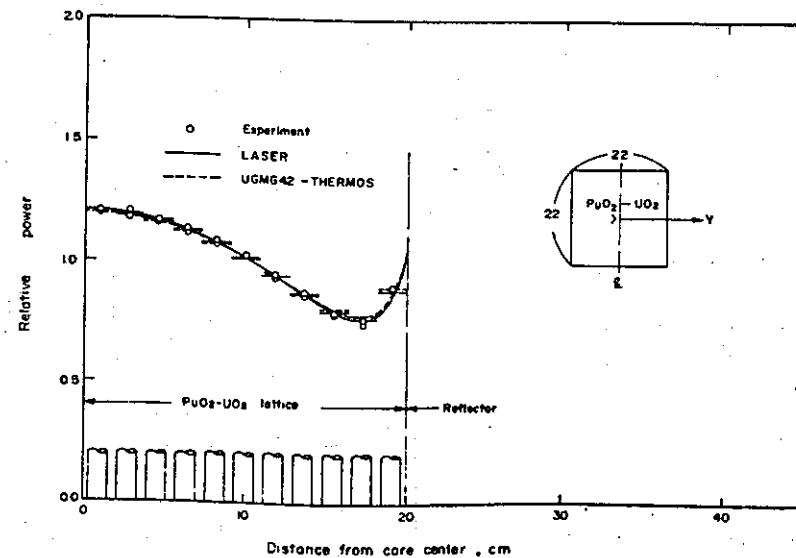


Fig. 4 Horizontal power distribution of the lattice of which water to fuel volume ratio is 2.42 (X-Y)

PL/632-26

Heavy Water Critical Experiments on Plutonium
Utilization in Advanced Thermal Reactor "FUGEN"新型転換炉“ふげん”計画におけるプルトニウム利用に関する重水
臨界実験

宮 脇 良 夫 加 藤 英 正 (動燃)

Y. Miyawaki, H. Kotoh
PNC, Japan

1. 序 論

ふげん計画は、核燃料の有効利用を旗印に開発が進められている。“ふげん”は重水減速、沸騰軽水冷却、圧力管型炉で電気出力は 165 MW である。ふげんは目下建設中で 1976 年に臨界に達する見込である。

ふげんの初装荷炉心は、96 体のプルトニウム燃料（中心部）、128 体のウラン燃料（周辺部）からなり、プルトニウムは冷却材ボイド係数を負側へもっていくのに有効である。

局所出力分布を小さくするためにプルトニウム燃料集合体の富化度は最外層が $0.55 \text{ w/o Pu}^{\text{fiss}}$ 、中間層と内層が $0.8 \text{ w/o Pu}^{\text{fiss}}$ に設計されている。

2. 重水臨界実験

重水減速、軽水冷却、圧力管型炉の核特性の研究ならびに新型転換炉ふげん核設計に用いた計算コードの精度を評価するために DCA を用いて炉物理実験が進められている。

主な実験と解析の結果は次のとおり

2.1 ボイド反応度

ボイド反応度は、パルス中性子源を用いて、プルトニウム燃料集合体の装荷体数を逐次増しながら行なわれた。実験の結果、プルトニウム燃料が増すとともにボイド反応度はより負側へ移行することがわかった。計算値は実験値より反応度を正側に評価している。

(Fig 6)

2.2 半径方向中性子束分布

プルトニウム燃料とウラン燃料の二領域炉心および、分散炉心について半径方向中性子束分布が Cu ワイヤを用いて測定された。

計算と実験の不一致は二領域炉心で 5%，分散炉心で 10% であった。

2.3 セル内中性子束分布

セル内の中性子束分布は Dy 箔を用いて行なわれた。計算と実験の一致はよかった。

2.4 局所出力ピーキングファクター

局所出力分布は燃料棒の r スキャン法で測定された。

100 %ボイドのときの局所出力ピーキングファクターの計算値は、1 %以内で実験値と一致したが、0 %ボイドのときは、3 %の不一致があった。

そのほか材料バックリング、マイクロパラメータ等の実験が行なわれている。今後の計画として、25 cmピッチ、20 cmピッチの格子実験が予定されている。

結 論

1. プルトニウム装荷DCA実験によりプルトニウムの負のボイド反応度効果が確認された。
2. プルトニウム装荷炉心の中性子束分布、出力分布の計算値が実験値と比較され、計算コードが適当であることが評価された。

質疑応答から

質 問 (Slater, カナダ)

図4に関連して半径方向の出力平均化を図るならば周辺リングにおいてPu濃度をもっと低くすればよいのではないか。

答 (宮脇, 日本)

云われる通り、ボイドの反応度係数をより負にする必要性などからこの様な組成を与えている。

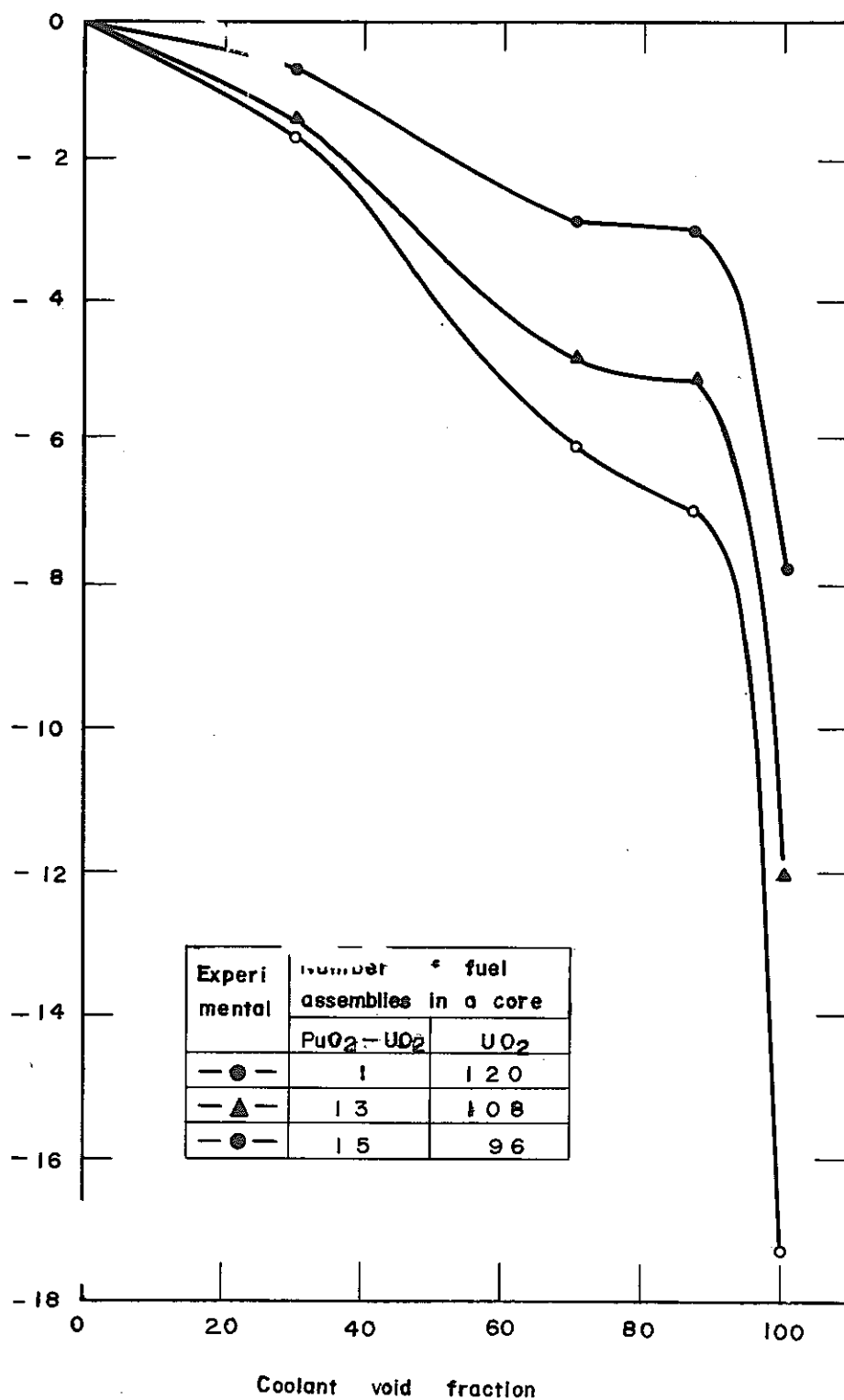


Fig. 6 Void Reactivity as a Function
of Coolant Void Fraction

2-2-2 燃料製造および燃料挙動

各 論

PL/632-2

Un an d'exploitation de l'usine de fabrication
de barreaux combustibles au plutonium
de Belgonucleaire, Dessel

ベルゴニユクリア・デッセルPu燃料要素製造工場の運営

J.M. Leblanc
Belgonucleaire, Belgium

ベルゴニユクリアで1958年Puの研究を開始し、1968年パイロットプラントを建設した経験にもとづき、1968年から1973年にかけて設計、建設したデッセル工場の施設・運転及び管理の概要を述べる。

デッセル工場の建物配置を図1に示す。室番にAと記された建物はPu取扱施設（ 2664 m^2 ）であり、Bはサービス用のエリア（約 1500 m^2 ）、Cは事務室（約 1000 m^2 ）である。図2にPu取扱施設内の主要製造設備の配置を示す。これらの設備には PuO_2 、 UO_2 及び製品の貯蔵庫、粉末調製、ペレット製造、燃料棒製造、品質管理、スクラップ回収に係るものを含む。但し、廃棄物の処理についてはスペースが見当たらない。

図3に製造プロセスの概要を示す。

工場はいかなる種類の混合酸化物燃料でも製造できるように設計され、製造能力は、例えば二種類のPu濃度を有するBWR用燃料として6トンずつのキャンペーンを年間5回行なえる。週間製造規模としては900～1000 kgである。

製造プロセスは、原子炉特性から要求される燃料の仕様を十分満足するよう確立されている。ただし、 UO_2 粉末と PuO_2 粉末を機械的に攪拌して混合する現在のプロセスでは400～500ミクロン以上の PuO_2 粒子がない事を保証することに無理がある。熱中性子炉において許容される仕様を明確化、かつ、画一化し、一つの仕様の製造キャンペーンを大きくすることが、コスト低下にも反映して望ましい。

スクラップの効果的な再生と分析試料としてのPuの損失量はコストに大きく影響するので、スクラップの乾式リサイクルや、非破壊分析法の大巾な採用を推進している。

製造装置の故障に伴う工程の阻害を防ぐことも大きな課題で装置の信頼性を増すために努力を払っている。

安全に関しては、Puの体内摂取の絶無、ガンマ線及び中性子線被ばくの抑止、臨界事故の「Eversafe」を骨子とする。

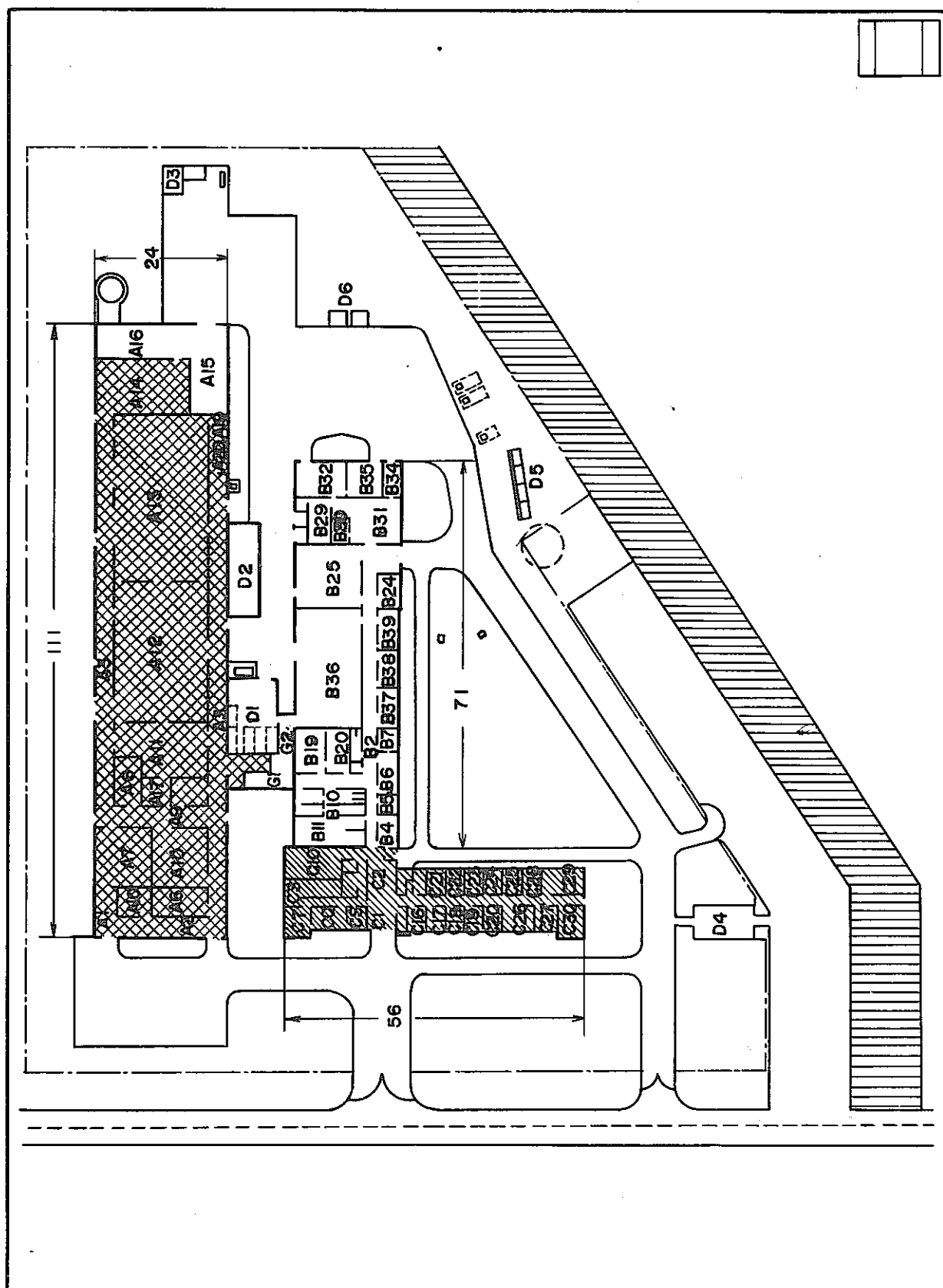


FIG. 1. IMPLANTATION GENERALE DE L'USINE Pu A DESSEL

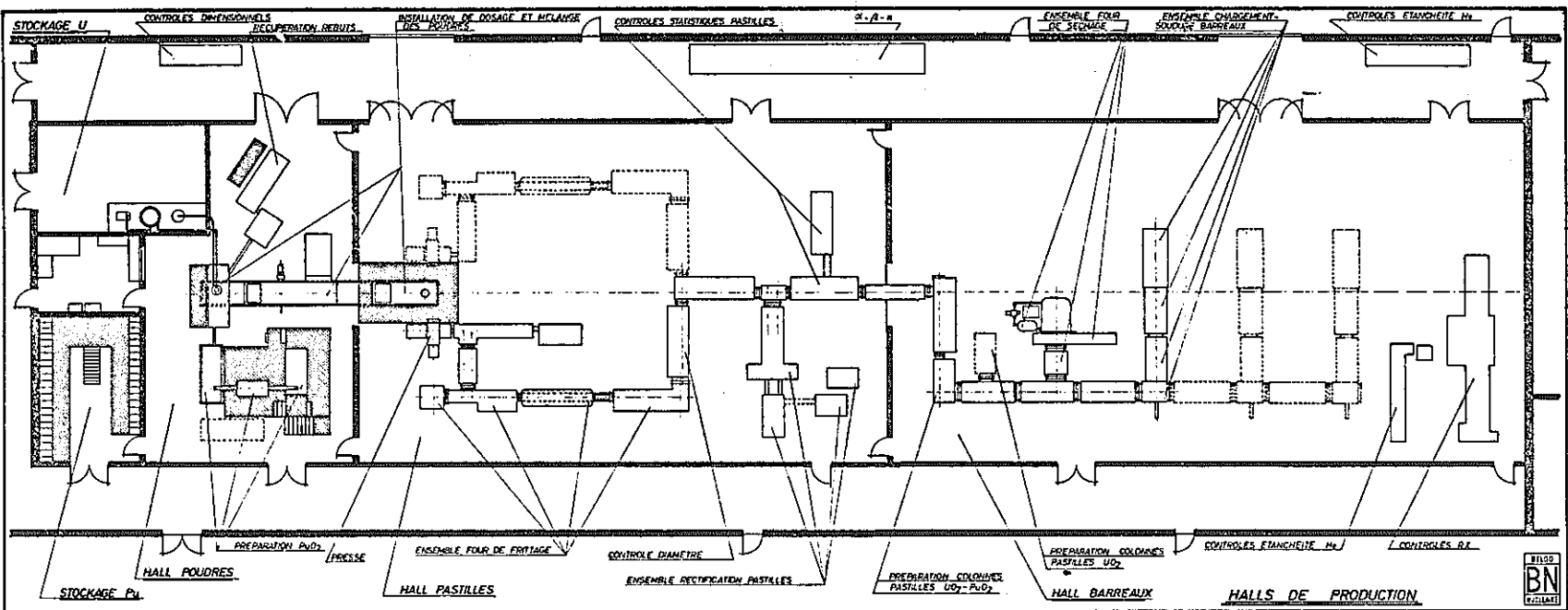
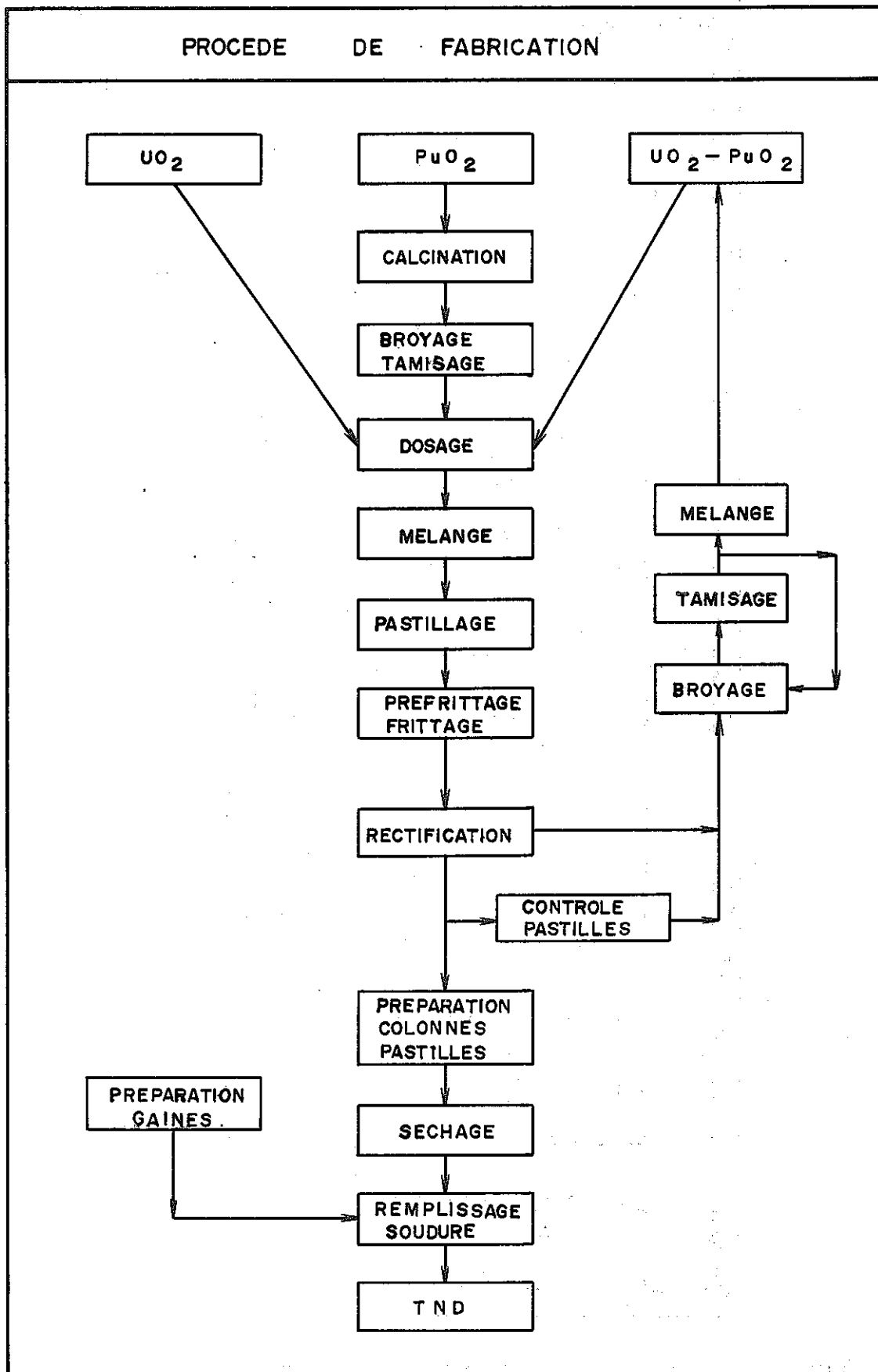


FIG. 2. IMPLANTATION GENERALE DES EQUIPEMENTS DE PRODUCTION



PL/632-16

Experience in fabrication of LWR recycle fuel

軽水炉用リサイクル燃料の製造経験

W. Lins, V.M. Schnaider
ALKEM, F.R. of Germany

ALKEMでは、1968年から1971年にかけて、約1000本の含Pu燃料棒を実験室規模で製造し、これらはKahl, MZFR, Dresden, Galiglianoなどで平均燃焼度10,000～15,000 MWD/Tまで無事に照射された。この実績にもとづき、Hanauに量産規模のPu燃料Prototype工場を建設した。製造プロセスは本質的には UO_2 ペレット燃料の製造プロセスにもとづくが、リサイクル燃料のみならず高速炉燃料の製造にも適用できるよう配慮して工場の操業率を重視している。

製造プロセスについて、特筆すべき点は、原料粉末の流動性調整と圧粉用金型への潤滑剤塗布の組合せによって成型剤の添加及び造粒操作を省きつゝ、機械式プレスでペレット成研の再現性を保とうとしていること、プッシャ式連続炉を用い、 $\text{Ar}-\text{H}_2$ 8%雰囲気中で焼結し、焼結密度を高めると同時にO/M比を2.0に保つための調節を行なうこと、及び、装置の機械化、自動化の推進である。

PuO_2 が UO_2 より化学的に安定であり、乾式または湿式でスクラップを回収する経済的な方法の確立は遅れているようである。この点が、Pu含量の異なる2～3ロットからなる総量2 ton程度の現在のリサイクル燃料の製造キャンペーン製造コストを高価にする要因となっておりと思われる。製造パラメータ決定のためのテスト操業と続いて行なう装置の除染がスクラップと損失量を増やし製造能力を阻害しているため、燃料仕様の標準化が特に望まれる。

(質疑応答から)

(小泉, PNC)

Puの均一性、すなわちPuスポットについて。 PuO_2 の最大粒子径はどれほどか。

(Schneider, FRG)

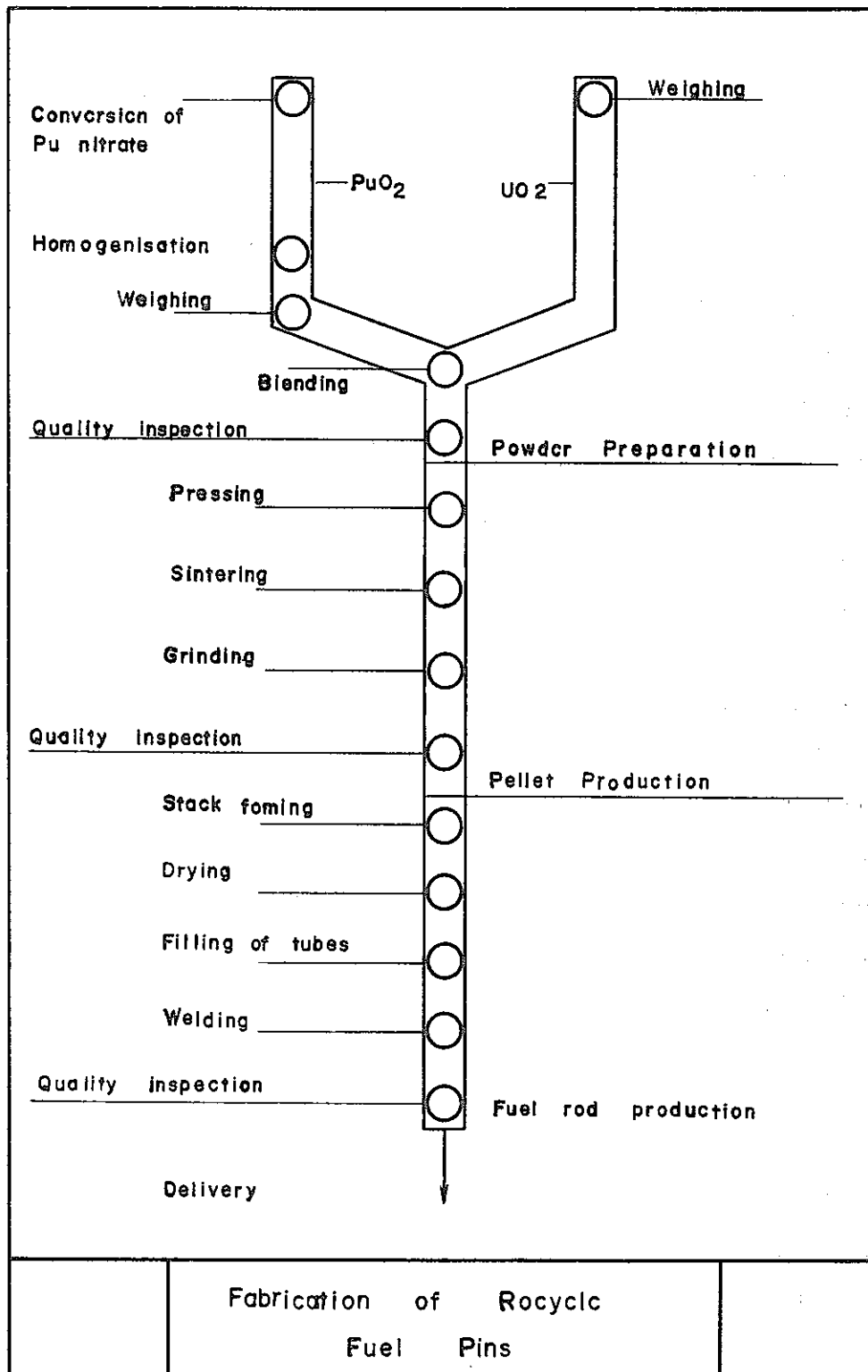
PuO_2 の最大径は仕様によって異なるが、300 μ と云ってよからう。

(Dodds, UK)

焼結ペレットについて、円周研削なしでは直径を許容公差以内にできないか。

(Schneider, FRG)

UO_2 に対しては円周研削なしで簡単に製造できる。



PL/632-24

Uranium-Plutonium mixed oxide fuel fabrication for
the deuterium critical assembly "DCA" in Japan

重水臨界集合体「DCA」用U-Pu 混合酸化物燃料の製造

H. Akutsu, T. Mutoh, K. Kawashima, K. Naruki
PNC, Japan

動燃事業団，東海事業所，Pu 燃料製造施設のATR 燃料ラインを使って，1972 年 4 月から 1974 年 3 月までの間に総計 10 ton の混合酸化物ペレット加工し，92 本のDCA用燃料集合体を製造した。この実績は，次に行なうふげん用燃料の製造に有用な経験と確信を与えた。

表 1 及び表 2 に示すようにPuO₂ 濃度及びPu 同位体組成によって二種類の燃料が製造された。

表 1 DCA燃料のPuO₂ 濃度による分類

	Pu O ₂ 濃度	Pu の種類	集合体数	燃料棒数	ペレット重量(Kg)
DC 5 S	0.54 w/o	標準級	38	1094	3745
DC 8 S	0.87 w/o	標準級	27	792	2700
DC 8 R	0.87 w/o	原子炉級	27	786	2665
	合 計		92	2672	9110

表 2 Pu の種類による同位体組成及び表面線量率

Pu の種類	Pu 238	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Pu 242	γ 線	中性子線
標準級	0.02	90.21	8.76	0.94	0.07	740 mrad/h	17 mrad/h
原子炉級	0.84	65.01	21.71	9.44	3.00	3500 mrad/h	54 mrad/h

図 3 に燃料ペレットの製造プロセスを示す。PuO₂ 濃度を均一化するため 15 w/o の PuO₂ が UO₂ で希釈され，最終的に再びボールミルで混合された。大部分の製造ロットでは有機結合剤水溶液の添加による造粒が行なわれたが，一部では乾式造粒または造粒の省略が試みられた。造粒粉には成型前に潤滑剤を添加した。成型は機械式プレスで行なわれた。予備焼結と焼結は同じ円筒型マツフル炉で 5 %H₂ - 95 %N₂ 雰囲気ガスを流しながら 800 ℃と 1600 ～ 1700 ℃とで行なった。焼結体は直径検査の後，直径の大きいものは円周研削によって調整した。

製品の品質管理の結果，Pu 濃度のばらつきは 0.02 %以内に押えられ，α-autoradiograph

によって検査された PuO_2 スポットは $300\ \mu\text{m}$ 以下で、大多数は $20 \sim 200\ \mu\text{m}$ であり、焼結密度のばらつきは標準偏差として $0.07\ \text{g}/\text{cm}^3$ であった。

焼結体のスクラップについては、空気中で $650\ ^\circ\text{C}$ に加熱して酸化し、続いて $5\%\ \text{H}_2 - 95\%\ \text{N}_2$ 中で $850\ ^\circ\text{C}$ に加熱して還元するサイクルを 2 回繰返して再生した。酸化還元サイクルは一對のロータリ・キルンで行なわれた。

図 9 に燃料棒及び集合体の製造プロセスを示す。燃料棒の製造で最も考慮した点は、第 2 端栓溶接部における Pu 汚染の防止対策で、結果的に $30\ \text{dpm}$ 以下に押えることができた。

この製造を通じて、施設の製造能力はバッチ焼結炉の装荷量 $27\ \text{Kg}$ で定められ、年間 $5\ \text{ton}$ となることが確かめられた。

臨界安全性はグローブ・ボックスあたりの“核物質許容量”の設定と、核物質の運搬を計量管理員に任せることで確保した。また、従業員の被ばく量はボックスのパネル遮蔽板を取付けることによって 3 ヶ月間に $300\ \text{mrem}$ 以下に押えることができた。

ふげんの燃料棒は DCA の約 2 倍であり、また、集合体の燃料棒間隔が密であるための技術的問題を解決する必要がある。

(質疑応答から)

(Dodds, UK)

臨界集合体の燃料仕様を満足するようなペレットについては円周研削しないで済んだが、動力炉燃料の仕様に対する製造についてはどうか。

(Akutsu, Japan)

現在のところ、焼結したペレットの 10% 以下が円周研削を必要とする。臨界管理の上から湿式研削のかわりに乾式研削の採用を考えている。

(Dodds, UK)

研削を省略すれば、ペレットの全数検査が必要となり、従業員の被ばくを増やすことになると思うがどうか。

(Akutsu, Japan)

われわれの製造ラインでは検査は自動化している。動力炉燃料仕様についてはペレットの直径公差を守るために研削が必要であると思われる。

(Leblanc, Belgium)

われわれの経験では、円周研削なしにペレットの直径公差は実験室スケールで 0.2% まで、製造スケール $0.6 \sim 0.7\%$ まで制御できる。動力炉燃料の仕様をゆるめるのが現実的な方向であろう。

(Dodds, UK)

UKにおける UO_2 燃料の製造経験では、円周研削を省くためには厳密なqualification runが必要であり、経済上問題がある。Pu燃料の場合には特に問題が大きく現実的でない。

(Guillet, France)

PNCでは1日あたり燃料棒15本を製造しているが、人員、シフトはどうなっているか。

(Akutsu, Japan)

私の所では、FBR、ATRの燃料製造ライン及び研究開発に250名おり、このうちDCAに係ったのはQC、計量管理、分析、計測などを含めて50名である。1シフトは8時間労働である。

(Schneider, FRG)

従業員の被ばく線量は身体被ばくと思われるが、指先の被ばくを測定されたか。

(Akutsu, Japan)

指先の被ばくについては、現在データをもっていないか、後刻知らせたい。

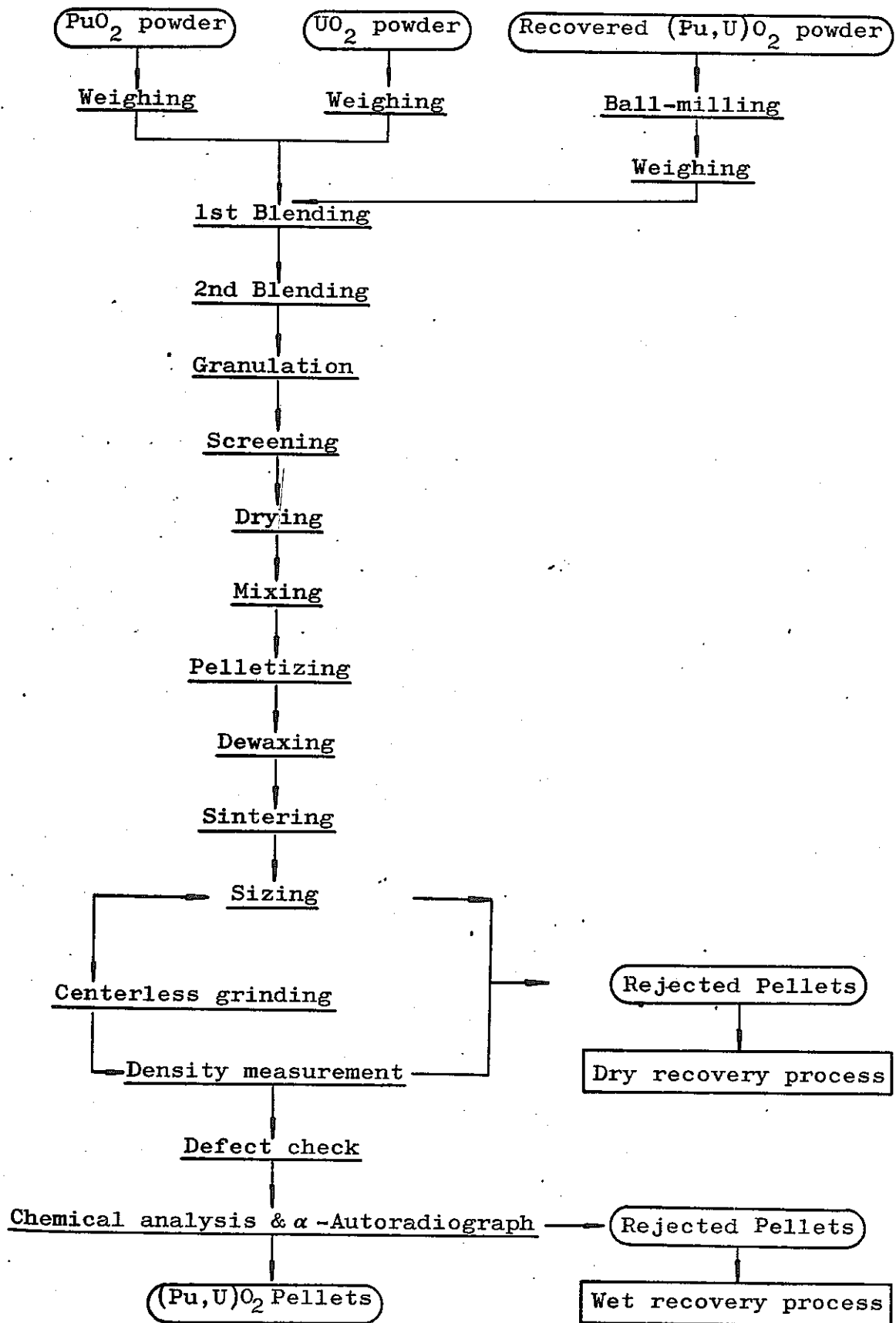


Fig. 3 Flowsheet of Pellet Preparation Process

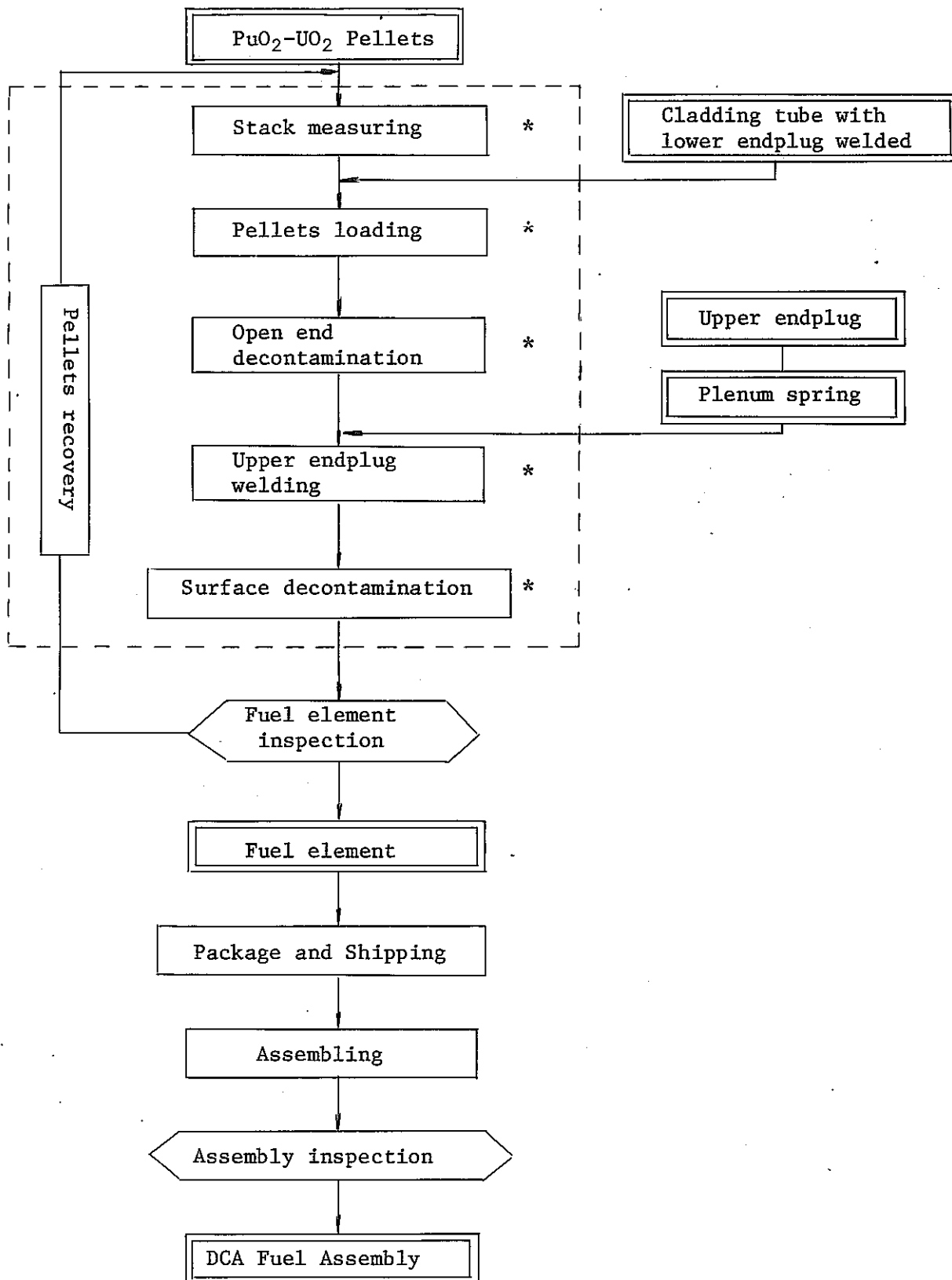


Fig. 9 The Flow Sheet of the Fabrication of DCA Fuel Assembly.

PL/632-21

Development program for a Plutonium fueled
CONDU reactor

Pu 燃料装荷 CANDU 炉の開発計画

J.R. MacEwan, A.T. Jeffs
AECL, Canada

CANDU 炉に Pu リサイクルを導入する計画の一環として混合酸化物燃料製造のための小さい pilot 施設を建設した。こゝで、CANDU-PHW で照射試験を行なうための燃料を製造し、最終的には Pu 燃焼用に開発する CANDU-BLW (PB) の燃料製造について十分な経験を得ようとする。

pilot 施設は既設の建物内にあり、床面積は 140 m^2 で、図 1 に配置を示すように、グローブ・ボックス 7 基とヒューム・フード 3 基からなる三つのラインがある。

液体廃棄物は蒸発濃縮した後、Urea Formaldehyde を加えて固化し、CRNL の廃棄物処理場に送る。化学及び冶金学的な実験室は pilot 施設に隣接し、床面積は 80 m^2 である。

施設の設計は、数回リサイクルされた r 線及び中性子線の線量率の高い Pu を安全に取扱うことを主眼点として行なわれ、遮蔽、機械化、信頼性に注意を払った。

燃料バンドルの製造プロセスは図 2 に示すとおり、天然 UO_2 燃料の製造プロセスと類似している。Pu は実際には純 PuO_2 として受入れられ、振動ドラム型の混合機で UO_2 と混合される。造粒工程は isostatic プレスとナイフロータ型粉砕機を組合せ、粉塵の発生を防止するため配慮している。造粒粉には潤滑剤を加え、油圧プレスで成型する。焼結にはバッチ炉を用い、 $10\% \text{H}_2 - \text{N}_2$ 雰囲気ガス中で行なう。雰囲気ガスに伴って炉から出る有機物は電気炉で燃焼させてボックス内を清浄に保つ配慮をする。円周研削工程では、調整を省くためダイヤモンド砥石を用い、冷却材回路、清掃及びスラッジ処理について配慮をする。

ペレットの被覆装填には、プラスチック製の口あてを通して被覆管中に垂直に落す。口あての内部では円周方向の空気流を与えて、ペレットを管の内面に触れさせずまた落下速度を制御するなどの工夫がなされている。

Pilot 施設の建設は最終段階にあり、近く天然 UO_2 を用いて試運転が行なわれる。施設の年間製造能力は約 3 ton と見込まれ、今後 200 ～ 300 体の燃料を製造して、より信頼できる燃料コストの評価と、動力炉での確性照射を可にする。

(質疑応答から)

(Leblanc, Belgium)

燃料製造ラインに硝酸プルトニウムの段階が入っていないが、どうなっているか。

(MacEwan, Canada)

Canada では、Pu はすべて PuO_2 として受入られる。

(Schneider, FRG)

燃料バンドルの輸送容器は国際規格に合っているか。30ft 落下試験は 30 mph の衝突事故に対する実証になるか。耐火性は必要ないのか。

(MacEwan, Canada)

現状では国際規格に合っていないが、合致すべきである。耐火性については、問題にならないと思われる。

燃料製造に関する General Discussion (11月26日午後) から

(Dodds, UK)

Vipac 燃料については 3.5 年前のパネルでも話題となったが、リサイクル燃料の製造法としては実用化されていない。現在、densification の問題もありペレットの製造にも問題が出て来た。また、Pu の輸送は nitrate であろうと、Oxide であろうと生物学的な危険が大きく、Pu を microsphere として輸送することは利点がある。Pu recycle 燃料の製造方法として Vipac 法の採用を再考する余地はないかと質問したい。

(Sens, Netherland)

われわれは、Sol-Gel Vipac プロセスについて、 UO_2 を用いてパイロットスケールの研究を行ない、照射試験用に UO_2 - PuO_2 試料の製造を行ない、照射中である。私は次の点で Sol-Gel Vipac 燃料を考慮すべきだと主張する。

- a) Sol-Gel process で chemical process であるため自動化が容易
- b) ペレットの Wet Grinding が問題であること。
- c) Vipac 燃料には Pellet 燃料のように pellet-clad interaction を生じないこと。

また、Pu の輸送については、Pu と U の混合物で輸送した方が容易であると思う。どうせ混合するものを何故、分けて輸送するのか。

(Guillet, France)

Pu の輸送について、注意を必要とする物質を量を最少にしておくことが Fabrication Penalty を減ずるために有効である。

(Bairiot, Belgium)

Vipac 燃料では、ridging, densification, stack shortening など起らない。また、ペレット燃料より多量の水素を燃料棒中に含んでも破損しない。水素化が局所に集中しないからであろう。

(Dodds, UK)

ペレットはPu向きではない。

(MacEwan, Canada)

照射の結果をOverestimateするな。Utilityを説得することは困難だ。信頼性レベルの問題だ。

(Dodds, UK)

ペレットは UO_2 向きだ。このdecadeの中にはPuの供給は十分でないので、この10年間に開発すべきだ。

(Slater, Canada)

誰が支払うのか。

(Dodds, UK)

Utilityだ。

(Sens, Netherland)

Puの輸送に関して、金属単体に対する規制は最も厳しく、 UO_2 との混合物のように薄められた状態ではゆるい。私は、再処理工場に隣接して、ある程度までの燃料加工工程、すなわちpellet又は、microsphereにして送るのが理想だと考える。確かに数多くの容器を必要とするだろうが、サボタージュに対する信頼性を無視できない。

(Guillet, France)

核分裂性物質のハイジャックの危険性を考えるとき稀薄状態で輸送することの意義がある。

(Leblanc, Belgium)

混合酸化物燃料の仕様において、 PuO_2 粒子のサイズの許容値は実験的に定められるべきだ。

(Sens, Netherland)

最近の情報では、ペレット表面で400 μ 以下であれば被覆の温度分布の上で影響がないことが計算で示されている。JEARIの報告だと思う。

(Akutsu, PNC)

燃料製造技術に関し、私には、7年前にSol-Gel Vipac法をやった経験がある。製造技術上は有利であり照射性状もよかった。しかし、Puの水溶液を取扱うという点で、臨界管理上の問題が大きい。この点で、機械混合によるペレット燃料が最善だと思う。

輸送に関しては安全保障及び保健上から大きな問題で、再処理、転換、加工の各プラントは一つのサイトにあるべきだ。この点でPNCは500 m以内にあり恵まれている。

経済性及び照射挙動の上から、Sol-Gel Vipacプロセスの意義があると思うし、特にSphere-pacプロセスはユニークな方法として興味がある。

(Guillet, France)

PuO_2 の粒子径の工学的意味に関する質問について、私は前回パネルにUSA から 520μ と云う様な値が与えられたと記憶する。

(Leblanc, Belgium)

昨日、私は、Fabrication Penalty として 500 %と云うような数字を示したが、こゝでは、 $300\sim 400\sim 500\mu$ と云うような程度の criteria では粒子状で存在しないものを指している。例えばneutrography で粒子径を検査することにでもなればpenalty は1000 %になるだろう。

(Bairiot, Belgium)

USの代表が前回パネルに報告したのは、事故時の挙動に関連しての PuO_2 粒径であった。この分野において、尚研究が必要である。

(Zolotar, USA)

私は昨日、Pu 燃料のdensitication についての一連の計画を続けることを論じた。この中で、Pu の不均一性や、粒子径の影響も取上げる計画があるようだ。Westinghouse のPu recycle プログラムの中にレポートが何かあった筈だ。

PL/632-3

Irradiation behaviour of LWR plutonium fuel rods

軽水炉用 Pu 燃料棒の照射挙動

H. Bairiot
Belgonucleaire, Belgium

UO₂ 燃料の挙動については多年にわたり研究が行なわれているが、最近数年来は densification, power ramp または水素含量による破損が軽水炉のトラブルの原因となっている。軽水炉用 Pu 燃料は Pu 濃度が低いので、照射中に生成する Pu の核分裂と比較する点では濃縮 U 燃料と基本的な差異はない。それ故、照射計画の焦点は U 燃料の製造と比較して Pu 燃料に特有な製造技術や品質管理から由来する照射挙動の差異を見出すことにある。

表 1 に BWR, PWR および HWR における照射試験の概要を示す。以下に得られた主要な結果を要約する。

表 3 に U 燃料棒と比較して Pu 燃料棒の照射中破損率を示した。この結果からは Pu の影響を断定することは困難だが、破損率の上からは有望な存在であるといえる。

振動充填燃料はペレット燃料と中心温度が等しく、かつ、伝熱特性が充填ガスに影響されないことが見出された。

標準仕様の U 燃料と比較して、Pu 燃料では ridging が少ない傾向が見出された。PuO₂ の高い可塑性と良好なクリープ特性が関係していると考えられる。

代表的な Pu 燃料の densification 特性は U 燃料と特別な差異がなかった。Pu の移動は熱出力が 700 W/cm 以上の場合に重要な問題であることが実験的に見出され、それ故に動力炉の条件では問題にならない。

被覆管内壁に押しつけられている PuO₂ の凝集粒子の存在は通常運転中にある限り燃料の健全性を損なわない。

Pu 燃料について、急速な出力ランプを含む、多くの出力変動を伴う照射試験が続けられている。また、中心部が溶融した状態で Pu 燃料の照射が行なわれ、これらすべての点で、軽水炉用標準燃料に合致する Pu 燃料の適性を示している。(図 1, 2 参照)

(質疑応答から)

(Sens, Netherland)

Pu の migration は柱状結晶領域に限られていると記されているが、Pu の migration は柱状結晶の生成と関係があるか。

(Bairiot, Belgium)

柱状結晶生長領域では急激な構造変化が起きているが、Pu のmigration と必ずしも結びつかないことは、最初に不均一にPu を添加した振動充填 UO_2 燃料の照射実験で組織が外見上均一化しても PuO_2 の粒子が数 μ しか移動していなかったことで明らかである。

(Sens, Netherland)

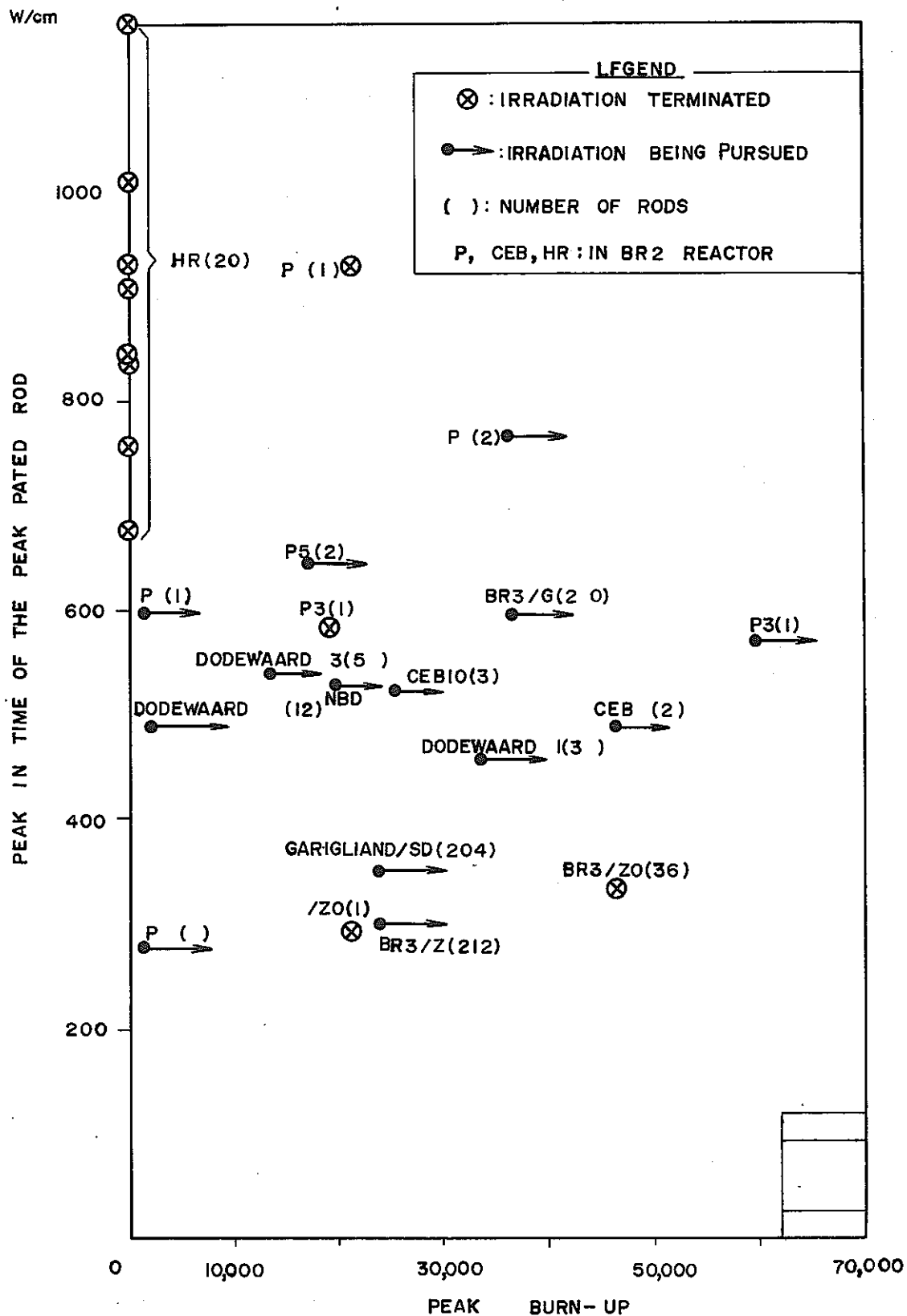
柱状結晶の生成機構である蒸発-凝縮はPu のmigration の原因にならぬということか。

(Bairiot, Belgium)

その通り。

TABLE I - PLUTONIUM ENRICHED FUEL FOR THERMAL REACTORS (Irradiation status on Oct. 1, 1974)

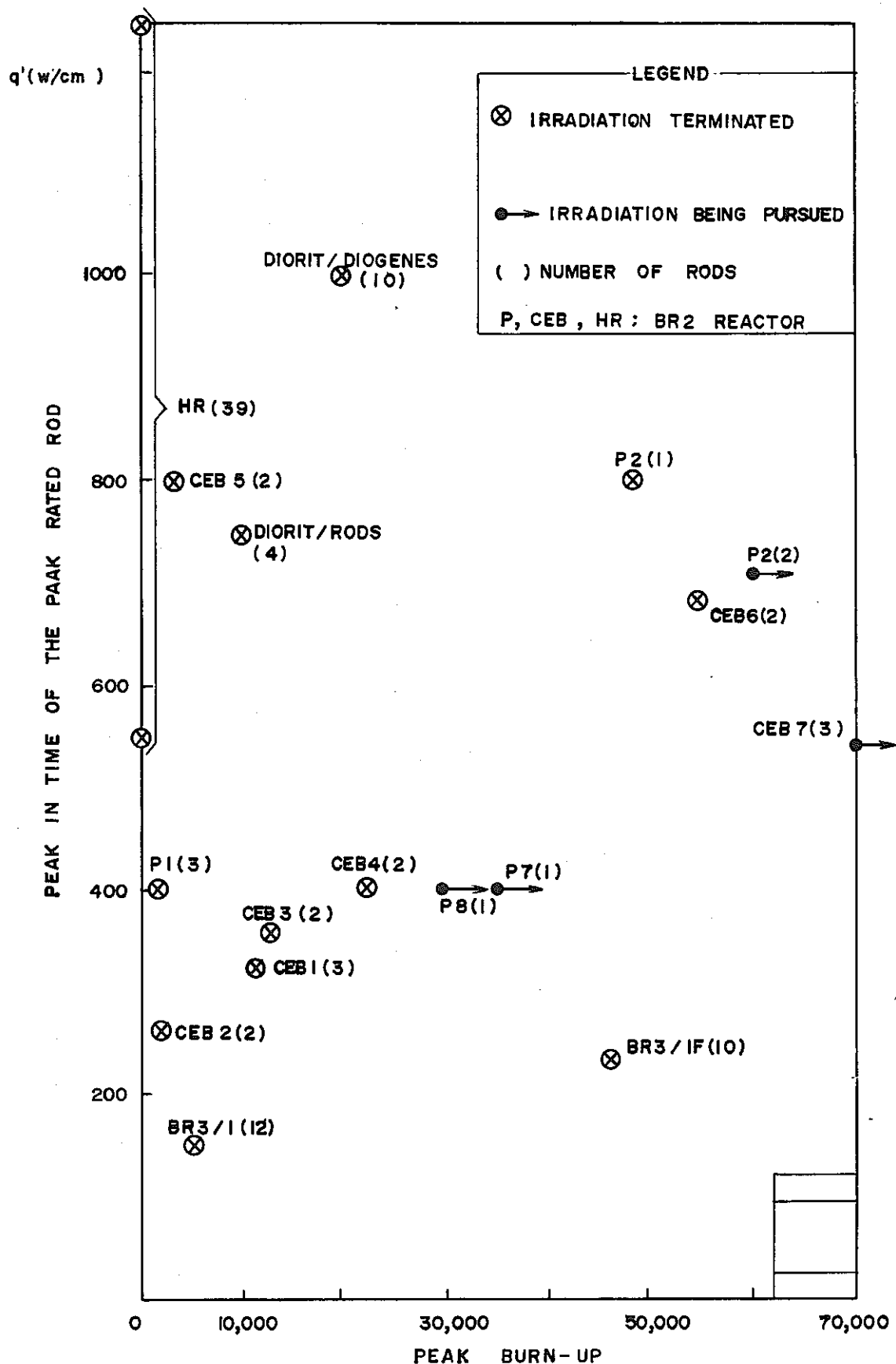
Reactor Country/Name/ Type	N° elements	N° Pu rods from BN	Fuel type (pellet, VIPAC) - Fuel diameter (mm)	Clad material and thickness (mm)	Mean assembly/ peak pellet burnup (GWd/tM)	Comments
BELGIUM/ BR 3/PWR	1 P	12	VIPAC 7.70	Stainless steel 0.50	3/6	Unloaded - No failure.
	1 IF	19	VIPAC 7.49	Stainless steel	25/46	Unloaded - No failure.
	2 ZO	36	Pellets + VIPAC	Zircaloy 4 0.54	34/46	Unloaded - Both ass. suspect.
	9 Z	212	Pellets 7.46	Zircaloy 4 0.54	13/23	Irradiation continuing.
	13 G	240	Pellets 9.07	Zircaloy 4 0.65	21/36	Irradiation continuing.
FRANCE/SENA/ PWR	4	144	Pellets 8.87	Stainless steel		Irradiation starting.
NEDERLAND/ DODEWARRD/ BWR	2	30	Pellets + VIPAC 11.48	Zircaloy 2 0.84	25/34	Unloaded - Both ass. suspect.
	4	56	Pellets + VIPAC 11.48	Zircaloy 2 0.84	7/13	Irrad. continuing - 2 temporarily unloaded
	1	12	Pellets + VIPAC 11.48	Zircaloy 2 0.84	1/2	Irradiation continuing.
ITALY/GARI- CLIANO/BWR	4	204	Pellets 12.88	Zircaloy 2	14/24	Irradiation continuing.
CANADA/NPD-2	Pellets	Pellets	Pellets 13.66	Zirconium- Niobium	16/20	Irradiation continuing.



IRRADIATION ON Zr CLAD Pu FUEL

MANUFACTURED BY BN

Peak data (1 Oct 74)



IRRADIATION ON SS CLAD Pu FUEL

MANUFACTURED BY BN

Peak data as on 10 Oct 74

PL/632-10

Contribution to evaluation of mixed oxide core performance
from data obtained in Italian experimental programs

イタリア実験計画において得られたデータからの混合酸化物炉心性
能の評価への寄与

F. Pistella
CNEN, Italy

Garigliano BWR において 7,000 MWD/MTM まで照射した "all-Pu" 型燃料集合体と 14,000 MWD/MTM まで照射した "Pu-island" 型燃料集合体の照射後試験を行なった。集合体を構成する燃料棒について、La-140 の 1.6 MeV ガンマフォトピークを測定し、各燃料棒の出力比を求めた。この結果は、燃料集合体性能解析に用いられている FLARE の改良コード及び BURSQUID コードによる計算結果と比較して、標準偏差が 3 ~ 4 % で一致することを見出した。照射履歴の模擬を行なうにあたっては、制御棒の位置変化に関する部分に困難さがあった。

一部の燃料棒については、ホットラボにおいて詳細な照射後試験を実施している。これまでに得られた結果は非破壊的な試験に限られているが、燃料棒が照射中に正常な熱的・機械的性状を有することを示している。

バーナブルポイズンとして Gd_2O_3 を添加した混合酸化物燃料の照射試験計画が進んでいる。Pu-239 の核分裂に対する Gd_2O_3 の中性子吸収の効果の解析手法を確性することが目的で、西独の Kahl BWR 及びフランスの SILOE で照射が行なわれている。

このほか、 PuO_2-UO_2 の Sol-gel 球状粒子の振動充填燃料の照射試験が Halden で行なわれた。

(質疑応答から)

(Zolotar, USA)

U 集合体と Pu 集合体で出力分布に特別の差異が見出されたか。

(Pistella, Italy)

特別の差異はなかった。

PL/632-23

Non-destructive Gamma-ray Spectrometry on
Irradiated Mixed Oxide Fuel Rods

混合酸化物燃料棒の非破壊ガンマ線スペクトロメトリ

H. Tsuruta, S. Matsuura, T. Suzuki,
JAERI and
R. Yumoto
PNC, Japan

^{235}U の核分裂と比較して ^{239}Pu の核分裂に際してはPu及びPdの生成が増え、従って混合酸化物の燃焼度測定方法として非破壊ガンマ線スペクトロメトリを適用する際に考慮しなければならない。この点について検討するため、HBWRで照射したIFA-159 (2.5 w/o PuO_2 - UO_2 , 9420 MWD/T), 及びIFA-160 (3.1 w/o PuO_2 - UO_2 , 5340 MWD/T)の燃料棒についてガンマスキャン装置を用いて実験を行なった。

沸騰軽水炉では、中性子スペクトルの空間分布が $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 比に影響することが知られているが、沸騰重水炉ではこのような現象は見出されず、ガンマスペクトロメトリを燃焼度評価に利用する時に種類によって配慮しなければならないことを示している。

^{106}Ru は PuO_2 - UO_2 の核分裂生成物として特徴がある。 $^{106}\text{Ru}/^{137}\text{Cs}$ 比は PuO_2 - UO_2 燃料棒において燃焼度によらず、初期Pu濃縮度のみに影響を受ける。この性質を利用すれば、照射後の燃料棒について、 PuO_2 の初期濃縮度を判定することができる。

(質疑応答から)

(MacEwan, Canada)

End Flux Peaking について何か見出さなかったか。または、End Flux Peakingを検出するにはコリメータが大きすぎたと考えられるか。

(Koizumi, Japan)

報告者としては実験当事者でないためお答えできない。

PL/632-27

Irradiation Performance Test of $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$
Fuels by Saxton Reactor

サクストン炉における $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料の照射試験

M. Koizumi, H. Akutsu,
PNC, Japan

PNCが製造したPu 燃料棒4本（4 w/o Pu）と燃料集合体1体（5 w/o Pu）がSaxton 炉第Ⅲ炉心で約93日にわたり無事照射された。4本の燃料棒はWestinghouse社製の集合体に組込まれ炉心中央付近で照射され、最高燃焼度は8,050 MWD/Tに達した。燃料棒の熱出力は300乃至500 W/cmであった。燃料集合体はやゝ低い熱出力である平均370 W/cmで照射され、平均到達燃焼度も4,000 MWD/Tに止まった。

広汎な照射後試験はBMIのホットラボで行なわれ、ジルカロイ-4被覆管に若干の水素化が認められたが、被覆管の健全性は全く損なわれていなかった。

燃料棒の直径測定結果から、いずれの燃料棒も長さに沿って0.2乃至0.7%の直径減少が見出され、燃料棒の中央付近で直径減少が最も著るしかった。被覆が高い冷却材圧力（140 atms）によって座屈したものである。

燃焼度及び熱出力が最高になった燃料棒では燃料ペレットの中心空孔および柱状結晶の生成を含む典型的な組織変化が見出されたが他の燃料棒では組織変化が殆んどなかった。しかし、有孔度の測定から求めた密度増加は必ずしも燃焼度や熱出力と直接関連を示さなかった。

被覆管のバースト試験及び引張試験の結果は、ジルカロイ被覆材の照射硬化現象が見出された。例えば、破裂強度及び降伏強度は照射前の5倍程度となり、破裂ひずみは半分となっている。

2-3 プルトニウムリサイクルの経済性

各 論

2.3.1 経済性に関する各国の論説

PL/632-31

The Economics of Plutonium Recycle in Light Water Reactors in the United States

アメリカにおける軽水炉へのプルトニウムリサイクルの経済性

Edward J. Hanrahan
Office of Planning & Analysis, USAEC

軽水炉へのプルトニウムリサイクルの得失を経済的な立場から評価するため、燃料サイクルにおける加工費、原料費を変えた4つの場合につき、それぞれプルトニウムリサイクルを行った場合と行わない場合の、燃料サイクルコストを試算した。(第1表)計算基礎はWASH-1139でモデルとして使われたPWRに置き、初年度40%、次・三年度65%ののち、毎年75%の稼働率を想定、ディスカウント8%として、最初の10年間について算出した。ケース1は現在の市場価格にもとずいた最低コスト、ケース4は最も悲観的な場合である。

現在の市場動向より見て、10～15年の間に、ウラン原料費は20～30\$/lb. U_3O_8 に、濃縮費は75～100\$/SWUに上昇するものと予測されるが、このようなコスト増はプルトニウムの価値を15.25\$/g Pu fiss. に上昇させる働きをする。ケース1の場合、再処理コストが140\$/Kg HM以上にならない限り、再処理を行ってプルトニウム・減損ウランをリサイクルする方が有利である。この分岐コストはケース2では230\$、ケース3では300\$、ケース4では400\$/Kg HMと、サイクルコストの上昇に伴って上昇する。

第 1 表

ケース 1	単位コスト	燃料サイクルコスト (Mils /KWHr.)	
		Pu リサイクル	リサイクルなし
U ₃ O ₈	\$ 8 /lb	.53	.59
転換	2.50 /Kg U	.07	.08
濃縮	50 /S WU	.84	.91
UO ₂ 加工	60 /Kg W	.28	.31
MOx 加工	100 /Kg HM	.04	—
再処理	100 /Kg HM	.37	.36
Pu クレジット	\$ 9.06 /g	—	-.12
		2.13	2.13
ケース 2			
U ₃ O ₈	\$ 15 /lb	.99	1.10
転換	2.50 /Kg U	.07	.08
濃縮	75 /S WU	1.26	1.37
UO ₂ 加工	60 /Kg U	.28	.31
MOx 加工	100 /Kg HM	.04	—
再処理	100 /Kg HM	.37	.36
Pu クレジット	\$ 14.64 /g	—	-.21
		3.01	3.01
ケース 3			
U ₃ O ₈	\$ 25 /lb	1.66	1.83
転換	2.50 /Kg U	.07	.08
濃縮	75 /S WU	1.26	1.37
UO ₂ 加工	80 /Kg U	.37	.41
MOx 加工	150 /Kg HM	.06	—
再処理	150 /Kg HM	.55	.55
Pu クレジット	\$ 18.82 /g	—	-.27
		3.97	3.97
ケース 4			
U ₃ O ₈	\$ 35 /lb	2.32	2.56
転換	2.50 /Kg U	.07	.08
濃縮	100 /S WU	1.68	1.82
UO ₂ 加工	100 /Kg U	.47	.51
MOx 加工	200 /Kg HM	.08	—
再処理	200 /Kg HM	.73	.73
Pu クレジット	\$ 24.39 /g	—	.35
		5.35	5.35

PL/632-17

Plutonium Availability from LWR-Reprocessing
in the FRG, EG and USA

西独, E C 諸国, アメリカにおける軽水炉燃料再処理からのプルトニウム供給量

G. Baungärtal, R. Kraemer & R. Kroebel
Gesellschaft für Kernforschung m.b.h.

最新の情報に基づいてE C 諸国, 西独, アメリカの再処理能力を第1表にまとめた。

Windscale の酸化物ラインは事故で1977年迄停止, La Hague は1976運用予定, EUROCHEMIC は1974解体で, 現在稼働中の工場はない。LWRのみを考えた長期需給では, 1990頃まで再処理余力があり, スウェーデン, スペイン等のヨーロッパからの燃料を受けられる, E Cにおけるプルトニウムリサイクルは, Pu余利の生ずる1980年以降にはじめて可能となるが, 1987年には早くもFBR燃料用Pu需要が供給量を上廻るようになる。

米国ではMFRP, AGNS, NFS工場の停滞で, 慢性的再処理容量不足がつづき, 再処理で回収出来ず(使用済燃料中に)積置かれる使用済燃料中のPu量は, 1977年の12 tonから1985年には38 tonに増加する。

西独は1985年運開予定の1500 T再処理工場稼働までは, WAKより200Kg/yr以下のPuが生産されるにすぎない。

使用済Pu燃料を再処理する施設は現在どこにもなく, Puリサイクルを行なえば, 専用再処理施設の建設か(数年後にはFBR出現で不要となる), FBR燃料の再処理施設が稼働するまで貯蔵することが必要となろう。

質疑応答

(質問) (Almgren, Sweden) MagnoxからのPuは?

(答) この計算には加えていない。

(質問) (Dodd, UK) Magnoxの再処理は現在も続けており, Puの蓄積もある。UKの試算ではここ20年間はFBRの燃料手当に大した影響を与えずに, Puサーマイサイクルが可能との結論が出ている。

又Windscale は1976年初期には再開出来よう。

(質問) (Hanrahan, USA) 米国について推算是実情と違う。

(答) 公式発表のデータに基づいて計算した。

(Krämer, FRG) ここ20年間に出るPuの量は少なく, しかもその後はFBRがはじま

るので、Puサーマルのチャンスは少ないのではないか。

(コメント) (Krobel, FRG) わずか10年程度のために、Puサーマル用の設備を作るのはあまり興味がない。

(コメント) (Dodd, UK) 使用済Pu燃料をWindscaleで受入れられないことはない。1982年には経済的なペナルティなしに再処理を引受けられよう。再処理が5～6年おくられているからといって、Puサーマルの窓が閉されたと思えない。

(コメント) (Slater, Canada) Pu燃料の再処理は可能だ。燃料サイクルコストの中での再処理の割合はまだ低い。U需給ひつ迫の可能性も考えれば、少々再処理コストが上るとしても、Pu燃料を使わないのはおかしい。

(コメント) (Hansen, OECD) FBRは建設費が高い。技術的に可能となっても、電力会社の資本力には限度があり、急速な普及はあり得ない。

(コメント) (Zolotar, USA) FBRの普及は遅く、このためPuが涸渇することはない。Pu燃料の再処理は、大した政変なしに可能。

(質問) (Leblanc, Belgium) しかしPuO₂の溶解など、Pu燃料の再処理には問題が多いのではないか。

(答) (Kramer, FRG) PuO₂残渣はHFで溶けるが、これの工業化は問題。特に完全固溶しておらず、b. u. の低いときは問題である。又Pu燃料も一諸に再処理すると、Puライソンの容量を3倍にする必要あり。Pu燃料が20～25%占めるとなると、再処理能力が下ることになる。

(質問) (Dodds, UK) いずれFBRでPu燃料の再処理は手掛けねばならず、技術開発は必要だ。

(答) 1995年以前にFBRの再処理はあり得ない。

(コメント) (Dodds, UK) Pu使用済燃料を貯蔵しておくことは、経済的に損失が大きい。

第1表 EC諸国とアメリカにおける再処理容量(トンHM/年)推定

施設名	1974	1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988
Windscale 1	-	-	-	300	300	300	300	300	300	-	-	-	-	-	-
Windscale 2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	800	800	800	800	800	800
La Hague	-	-	100	250	350	500	700	800	800	800	800	800	800	800	800
WAK	-	-	-	35	35	35	35	35	35	35	35	-	-	-	-
KEWA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1500	1500	1500	1500
EC諸口計	-	-	100	585	685	835	1035	1135	1135	1635	1635	3100	3100	3100	3100
MFRP	-	-	-	-	-	-	300	300	300	500	500	500	データなし		
AGNS	-	-	750	1500	1500	1500	1500	1500	1500	1500	1500	1500			
NFS	-	-	-	-	-	375	750	750	750	750	750	750			
アメリカ計	-	-	750	1500	1500	1875	2550	2550	2550	2750	2750	2750			
			200	200	200	200	200	t/year				200			

PL/632-7

Remarques sur L'Evolution du Prix du Plutonium

プルトニウム価格の推移に関する問題点

F. Bendell
CEA, France

現在 Pu に関し真の市場は存在せず、その価格は需給関係によって決定されたものではない。
将来の Pu 価格を占うには2つのアプローチがある。すなわち

- 1) 熱中性子炉あるいは高速炉で²³⁵Uを使用した場合との比較より推定するもので、製造工場の規模により、熱中性子炉では40 ~ 60 Fr/g、高速炉では最高130 Fr/gとなる。
(U₃O₈ 12\$/lb, 濃縮 58\$/SWU, テール濃縮度 0.25% を假定。)
- 2) 将来の市場想定に基くもので、増殖炉での Pu 利用を考え生成側のマージンと、使用側の価値がバランスする点を求めると、70 ~ 85 Fr/g が得られる。

Pu の生成と利用 : 第1表にUNIPED E とCEE に基く1990年までのPu需給予測を示す。発電計画実施のおくれは、Pu 生成の低下につながるが、1972年CEEの予測は実態を10%上回っている。又上記Pu供給量は使用済燃料内のPu量で、再処理容量の不足は、使用可能なPu量を極めて限られたものになっている。米国では1985年でも再処理可能量は必要量の1/2程度に止まろう。ヨーロッパでもWindscale とLa Hagueの再処理容量は、ヨーロッパの全需要量を上回らない。世界的に1980年迄の再処理容量は極めて切迫し、その後も(特にヨーロッパ外では)不十分な状態が続こう。第1表には研究用、増殖炉開発のための需要も併記してあるが、UNIPED E の予測では、増殖炉需要により1986年にはPuは不足する。このような可能性も考えられる今、Puサーマルの可能性を考えるのは射倖的にすぎる。

Pu 価格の推移予測 : 今世紀末に増殖炉が原子力発電に占める割合はUSAECによれば20%、UNIPED Eによればヨーロッパ9ヶ国で30%、フランスは25%と予測されている。1985年まで高速炉の影響は少なく、Pu 価格は熱中性子炉の60Fr/gを維持しよう。1985年以降はゆるやかな上昇をつづけ、世紀末に90Fr/gとなろう(1974年1月ベース)。

熱中性子炉と高速炉におけるPuの平衡価格 : 第1図に示すとおり、熱中性子炉の発電コストはPu価格の上昇とともに、若干低下する(直線A)。増殖炉では初装荷量が大きく、又増殖の経済効果は長年月を経ねば現れないので、発電コストはPu価格に敏感で、その上昇とともに上昇する。(直線B)。双方の炉の発電コストの一致するPu価格は45 ~ 50 Fr/gである。増殖炉が高効率となると(例えば増殖率倍増でB), 平衡Pu

価格は 65 ～ 70Fr /g と上昇する。

(質疑応答から)

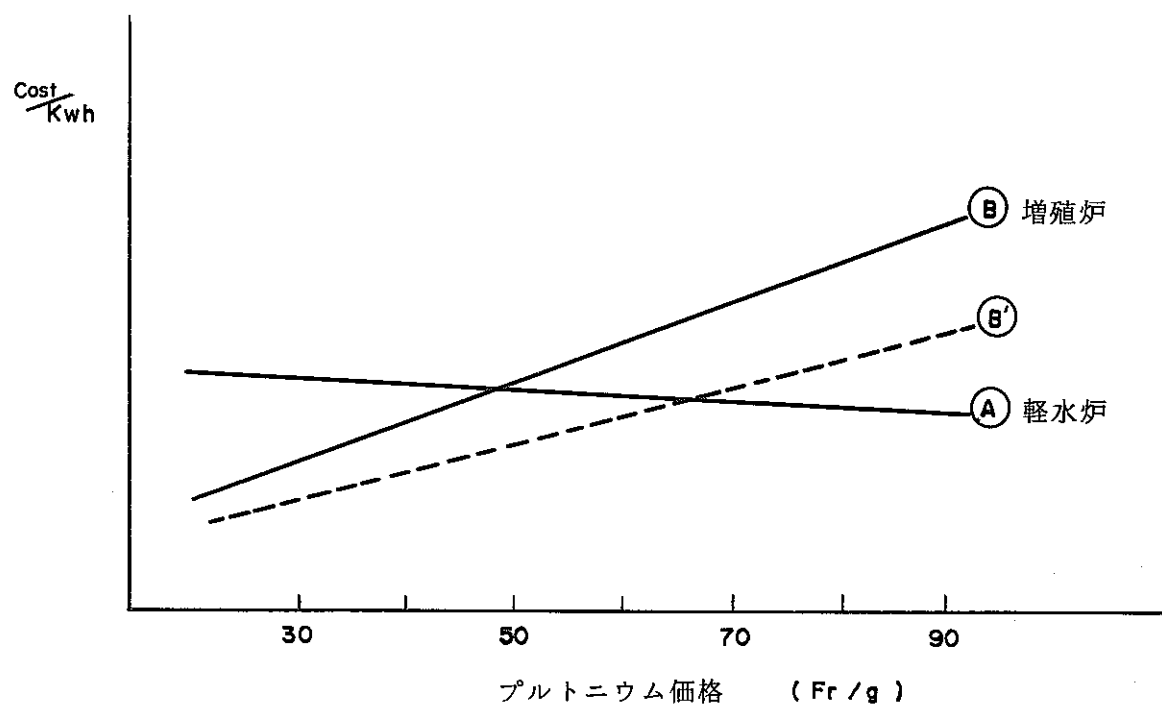
(Bairiot Belgim) 第1表によれば1976～1985の10年間に年間4～5TonのPu余剰があり、これは混合酸化物で130Tの余となり、充分工場運営の出来る量ではないか。しかし実際には再処理容量不足で、1980年まではPu余剰はないと見るのが妥当でないか。

第1表 ヨーロッパにおけるプルトニウムの需給予測

期 間	CEE 予 測 1973			UNIPED 予 測 1974. 3月		
	1976	1981	1986	1976	1981	1986
	1980	1985	1990	1980	1985	1990
増殖炉プログラム (GWe)	0.8	4.7	20	1.2	4	47
(期間中Pufiss.Ton)						
供 給	28.4	52	117**	30	60	145
優 先 需 要 *	8.4	26.5	89	13	23	210
余 剰	20	25.5	28	17	27	-65

* 増殖炉のR & Dとプログラム

** フランスの増殖炉プログラム促進に副い改訂



第1図 プルトニウムの平衡価格

PL/632-5

Some Economic Considerations on
Plutonium Recycle in LWR's

軽水炉へのプルトニウムリサイクルに関する経済的考察

P. Haubert, H. Bairiot
Belgonucleaire

1. プルトニウムの価値

定義: ^{236}U や ^{242}Pu 含量にまつわる問題を避けるため、プルトニウムの価値 (P) を、濃縮ウラン燃料と含 Pu 燃料の製造コストが等しくなるような Pu 価格と定義する。即ち

$$P = g \cdot U - \Delta F - \Delta R, \quad \text{ここで}$$

U: Pu と置きかわる ^{235}U 1g の価格 (UF₆ 形態)

g: 1g Pu fiss. と置きかわる ^{235}U 重量 (g)

ΔF : Pu 燃料加工ペナルティ (g Pu fiss. 当り)

ΔR : Pu リサイクルに伴う再処理コスト増 (")

U: ウラン原料費は 10 \$/lb が最低で、15 \$ と想定しておくしかない。SWU は現在 42.1\$ を US AEC はとっているが、これは商業価格でなく、ここ 10 年の予想価格としては、55 ~ 75 \$ と見るのが妥当。

g: 現在の燃料デザインでは 0.83。

ΔF : UF₆ 燃料ロード迄のコスト比較では、Pu 燃料製造費の U 燃料の最低 3 倍。(グローブボックス使用の必要と、Pu 燃料工場規模が U 工場の 1/10 程度であるため)更に装置改造・予備試験等で見込まれるコスト増 (6ton 製造で 35 %), 燃料組成 (濃縮度・Pu 含量) の異なる何種かの燃料を製造する際のコスト増 (1 種類増すごとに約 10 %), Pu ロッドを集合体に組み込むための UO₂ 加工工場に輸送するコスト (約 10 %), 含 Pu スクラップ発生による回収コスト増 (スクラップ 1 % 毎に製造コストに 3 % のはねかえり) 等を見込む必要がある。これらを加え Pu 燃料製造費は U 燃料の 480 % となる。

ΔR : Pu 燃料の再処理費は、特に U 燃料と分離して処理する要求のない限り、通常の再処理費と大きく変わらない。Pu 転換費増は、初期 Pu 含量の 40 % について考えればよく、0.25 \$/Pu fiss. 以上にならない。

以上総合し、10 \$/lb U₃O₈, 42.1 \$/SWU ベースで Pu の価値は約 6 \$/g Pu fiss. となる。

2. プルトニウムリサイクルの予測

Pu の供給量: 1980 年の LWR からの Pu 生成量は 30T Pu fiss./yr であるが、再

処理工場がフルに動いたとして、これより生産される Pu 量は 25 T/yr 程度である。但しここ 3～4 年は極端な再処理容量不足により、Pu 入手は GCR や軍事ストックに頼らねばなるまい。

リサイクルか貯蔵か：Pu の 1 サイクル期間 5～6 年，貯蔵コスト 0.4～1.25\$/g Pu fiss./yr, Am 除去精製費 4～6\$/g Pu fiss., ディスカウント 8%/yr, リサイクル Pu の残留比 0.40 Pu fiss. 等の条件で計算すると，現在 6\$/g の Pu 価値が，将来（FBR 利用で）16.5～20.8\$/g 以上にならない限り，Pu は LWR にリサイクルした方が有利との結論になる。

質疑応答

（質問）（Ariemma, Italy）数式に金利の項をつけ加えるべきではないか。

（答）Pu, U の積出しの日にすべてを合せて算出する考え方にしている。

（質問）（Rundle, FRG）1977 年に再処理容量 4000 ton/yr を見込んだ根拠はなにか。

（答）米国の最近の事情が入っていない古いデータなので，今となっては多すぎることを認める。

（質問）（Green, UK）12%のディスカウントを見ても，大凡同程度のインフレがあるので，結局差引ゼロということにならないか。

（答）一定時の価格で考えているので，インフレを考える必要はない。

この他 ΔF 値に関する議論あり。

PL/632-12

Recycle of Plutonium in UK Thermal Reactors
- Economic Effects

イギリスの熱中性子炉へのプルトニウムリサイクル — 経済的効果

A. Green¹⁾, R. Dodds²⁾, and J. Syrett³⁾
UKAEA¹⁾, BNFL²⁾, CECB³⁾

含プルトニウム燃料製造のペナルティには不確定要素が多いが、100 ～ 300 %と推定される。プルトニウム燃料使用に伴う原子炉建設費ペナルティは、ゼロと假定した。

ウラン原料価格が2020年に\$ 50/lbまで直線的に上昇するとの假定のもとに、プルトニウムリサイクルを行なった場合と行なわなかった場合につき、全SGHWR（蒸気発生重水炉）系の投資額及び燃料コストを算出した。200 %ペナルティで10 %ディスカウントの場合、プルトニウムリサイクルによる全系投資額の節約額は約3 %、又燃料コスト低減率は8 %程度となる。ディスカウントがゼロ%（即ち現金ベース）の場合、上記低減率はそれぞれ5.5 %、10 %となる。

高速炉による利益は、将来ウラン鉱価格が上るにつれ増加する。計算によれば、プルトニウムリサイクルによって、高速炉系の利益は（高速炉の出現が非常におくれない限り）少量ではあるが害なわれる。しかし短期的にはプルトニウムリサイクルは有利である。従ってリサイクルを行うかどうかの判断は、短期的に見た利益や鉱石入手可能量と、他方高速炉の技術的・経済的状态並びに長期的な鉱石需給予測、の2つの観点によってゆれ動くこととなろう。若し高速炉の導入に、これから25年もかかるような状況であれば、リサイクルによる短期的な利益とウラン使用量の節減は、長期的に見た若干な不利益を上廻ろう。又6 ～ 10 GW (e) 程度のSGHWRへのプルトニウムリサイクルは、高速炉導入期の原料供給問題にほとんど影響を与えない。

③ グループ別の討論と結論及び勧告

③ グループ別の討論と結論及び勧告

グループ 1 各国の計画及び状況に関するサブグループ討論

メンバー	Zolotar (U. S. A) 議長
	Ariemma (Italy)
	Rastogi (India)
	Steen (Germany)
	Guillet (France)
	Wouters (BN)
	Koizumi (Japan)

(討議経過)

Group I の作業は、パネル中に、E. J. Hanrahan (U. S. A) 議長より、各国の計画及び状況について、1 頁位の要約を提出するよう要請があり、各国のメンバーは、Paper の要約を作成、Group I の Zolotar 議長に提出、作業を終了した。時間に余裕があったため、Free talking に近い形で討議が行なわれた。全般の考え方として、今後の Pu-thermal の方向は、経済性のあり方に左右されとの立場から、この問題の結論は、Group III の Economy Group の結論をまつことにした。又再処理の容量が不足しており、Pu-thermal が 1985 年より商業ベースに入り、一方 FBR が 1990 年頃とするとその差が僅少であり、西独メンバーから、一つの考え方として、それまでに貯蔵して FBR にまわした方が有利であるまいかとの意見が強く出された。アメリカ側より、Pu-thermal の問題について、すでに提出された、GESMO (WASH-1327) についての簡単な説明があり、特に Pu-thermal を行うにあたっての、特に安全性の問題、及び環境問題についての評価報告がまとめられているとの報告があり、1 時間程度討論を行い、Group I は解散。Zolotar 議長に national status のまとめを依頼し、Group II および Group III の討議に参加した。

(総括)

不確実な要素が多くあり、更に検討を進める必要があるが、各国は、プルトニウム・リサイクルのためプルトニウム実証計画を進めてきた。即ち照射試験、炉物理研究、貯蔵、保障措置なども含めて広い範囲に互っている。今回のパネルの状況から 1980 年度の貯蔵は約 100 t に達するであろう。(アメリカ 40 t ヨーロッパ 30 日本 14 t) これに関連して、再処理がおくれており、その状況次第で、Pu が充分利用されるかどうか判らない。今後の技術開発が、FBR に充分利用されることになるだろう。

グループ 2 炉物理，燃料工学グループ報告のまとめについて
(討議経過)

本グループには16名が参加し，V. W. Schneider (ALKEM, FRG) が座長となって討論を開始した。

まず Schneider から，原子力開発における Pu 燃料工学の開発の必要性，製造と特性研究の関連，FBRの開発遅れからLWRでのPuリサイクルにおけるPu研究への期待，Puの安全，環境，保障措置，保管，輸送などの問題を含めて討論の基調について述べた。

続いて，Puのavailabilityとcostを話題から除外する条件で参加者から話題を提起し，この内容からグループをさらに (a) 燃料製造技術 (Schneider)，(b) 照射挙動 (MacEwan) (c) 炉心設計及び炉運転経験 (Bohm) の三つのサブグループに分かれ，報告を作成した。

(総括)

グループ2-(a) 燃料製造技術サブグループ報告

今回のパネルの結論の一つとして，技術的な理由からプルトニウムを核燃料として利用することの必要性が明らかになった。それ故，プルトニウム燃料の製造，使用済燃料再処理及びPuのリサイクル使用に関連した諸問題を解決せねばならない。

熱中性子炉用の混合酸化物燃料の製造に関しては，実験室規模からパイロット規模までの施設が建設されている。これらの施設の運転経験から，混合酸化物燃料の製造に関する問題は，一般的には解決されているか，または解決の見通しがついている。

熱中性子炉用の $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$ 燃料としては振動充填型及びペレット型がそれぞれ実現の可能性があるが，ほとんどの製造施設はペレット燃料用として設計され，従ってペレット燃料の製造経験が豊富になっている。現在までの製造経験から，Pu燃料の製造コストは当初予期したよりも高価となることが明らかになった。コスト増加の主たる原因は，製造キャンペーンが小型であり，かつ，内容が異ったいくつかのPu濃縮度からなっていることによる。

このようなコスト増加は，次の条件で減ずることができる。

- (i) 製品の仕様を標準化して，時間のかゝる製造条件確認工程を省くこと。
- (ii) いかなる動力炉から由来するいかなる同位体組成のPuでも，利用者達が交換して燃料製造に用いることに同意すること。この融通性は炉設計者や電力業者に問題を提起するかも知れないが，設計者，電力業者，国家機関又は国際機関による協力姿勢の重要性を協調することになる。
- (iii) 製品燃料品質及び工程の管理のために用いられ，時間の損失のみならず，附加的な燃料物質の損失を生ずる破壊的な分析方法に代って非破壊検査技術を開発すること。

- (Ⅳ) 入手できる PuO_2 粉末ロットを大きくすること。一般に用いられている UO_2 と PuO_2 の混合方法によっては、十分な均一性が与えられていると考えられるが、 PuO_2 の許容粒子径に係る知識の不足が指摘された。

機械的に混合された燃料中に PuO_2 粒子が存在することは再処理における溶解の問題を提起する。この点に適應するために新しい再処理工場を設計しなければならないだろう。使用済のリサイクル燃料は、数年後に利用できる可能性のある FBR プラント用の再処理工場ができるまで保管しておくことは漸定的な解決方法となり得る。

Pu 取扱施設に係る主要な問題の一つは、廃棄物（液体及び固体）の処理である。最近の研究開発は廃棄物の減容処理を可能にしているが、尚処理残渣が残った問題となる。残渣の保管または代替解決策が必要で、この分野における早急な対策を本パネルは提案する。

振動充填燃料と比較して、ペレット燃料については製造上及び運転挙動に関するより多くの知識と経験がある。この観点と振動充填燃料製造施設が現存していないために、さしあたり Pu リサイクルに必要な燃料としてはペレット型のみが用いられることになるだろう。

Pu 及び含 Pu 燃料の輸送に係る問題について、国際機関による適当な指導要項が必要である。この問題は、燃料の製造と再処理が同一の場所で行なわれれば低減する。

現在得られている経験は、初回リサイクル燃料について得られているものであって、Pu 燃料を繰返しリサイクルすることによって、Pu リサイクルに伴う問題（製造、取扱及び輸送に係る）は大きくなることが予期される。

グループ 2-(b) 燃料照射挙動サブグループ

10,000 本を越える試験用またはプロトタイプ混合酸化物燃料ピンが多種類の実験炉または動力炉で照射された実績があり、多数の照射試験が継続され、情報が与えられている。

実験結果は現在採用されている混合酸化物ペレット型燃料が定常運転条件においては適切な性能を示す工学的な根拠を与えている。本パネルには、いくつかの照射後試験のデータが提出され、特に設計データ及び手法の確性を試みている点が注目された。前回のパネル以降に UO_2 燃料について提起された多くの安全上の問題（水素化、pellet-clad 機械的干渉、densification など）について、混合酸化物燃料についても答えるため現在する照射後試験データを関連づけ、新しい知識を得る必要がある。

振動充填燃料の照射を通じて特別の問題は見出されていない。しかし、ペレット型燃料について存在すると同程度の信頼性を得るには多くの経験が必要である。

グループ 2-(c) 炉心設計及び炉運転経験

一般的に云って、相当量の Pu を装荷した炉心について得られているデータの現状は U 炉

心についてのデータと匹敵するものである。これは、炉の運転経験から得られた情報の量を考慮すれば、当面する如何なる問題もある程度の努力で解決することができる事を意味する。

“ Island ” 型燃料は BWR にとって有利であり、 “ all-Pu ” 型燃料は RCC 装荷 PWR にとって有利である。双方の型式の燃料は十字型制御棒を装荷した PWR 炉で試験されている。重水減速軽水冷却型炉のための Pu 炉心の設計が行なわれた。

Pu 燃料炉心を取り入れるためには、原設計基準と出力分布、Shutdown margin、プラント運用性、制御棒 worth、動特性ならびに反応度係数の相違に伴う安全解析などの点で合致せねばならない。上記の相違に伴う安全解析は炉心特性に大きな影響は与えていない。炉心に Pu を装荷することにより、ある種の基準については適応が容易となる。ほとんどの型式の原子炉では、生成する Pu より約 20% 多くリサイクルすることが可能である。軽水炉において、その平衡時に四分の一から三分の一の燃料棒を Pu で置き換えることができる。

初期炉心から部分的または全部を Pu 装荷とする様な考え方がある。炉心全部に Pu を装荷する（Pu 専焼炉）ではプラントについて大巾な変更が必要である。この様な炉型概念は FRG、日本及び USA で開発されているが、中性子物理及び安全解析の分野で今後の研究が必要であろう。

設計の目的では U 炉心用にすでに確立されている計算方法は Pu に対しても適用されており、成功している。動力炉に対する設計方法は炉心サイクル間における多数の燃料のガンマスキヤン測定や照射後試験における燃焼度分析によって確性されている。しかし、設計手法の適用範囲は広げられる必然性があり、この際の妥当性は、照射後試験、臨界実験及びこみ入ったコードによる計算などによって裏付けされた炉運転経験によって確かめられる。

核反応断面積に関する限り、Pu 燃料集合体の設計に対して今後の問題はないが、超 Pu 元素についてはデータが不足している。この点は、第二サイクル以降で重要な問題となる。従って、本パネルは IAEA 核データグループがこのデータの測定、評価を援助することを勧告する。

グループ 3 プルトニウム・リサイクルの経済性に関する討議

プルトニウムの供給、製造加工施設の能力ならびにプルトニウム・リサイクルの経済性に関連してU, Pu のコスト試算およびプルトニウム価値の評価を行ない、リサイクルの意義づけについて判定するため、グループ3が“経済サブ・グループ”として討議を行なって、その結論および勧告のドラフト作成を進めた。

この結論については後章にまとめたが、結論に至るまでのグループ討議は各国の現在おかれているエネルギー事情、原子力開発の動向などを反映して各国の立場を浮彫りにされ、興味深い。

これらグループ討議の経過、各国代表の発言などを以下に要約した。

(メンバー) R. Dodd (UK) 議長, J. B. Slater (Canada), Bendell (France), Pickert, Kraemer (West Germany), 秋元 (日本), A. Green (UK), U. Hansen, W. Häussermann (OECD) の9名 後にPolicy group討議終了後 E. J. Hanrahan (USA), A. Ariemma (Italy) 等が参加

(討議経過)

A. 議題設定

議長Doddより前回(3年前)レポートを復習したのち、下記項目に副って討議したいと提案あり、

1. Pu 供給 1980年迄(short), 1980以降(long) (再処理とFBRの影響)
2. 製造施設の availability (short, long)
3. リサイクルの経済
 - a. $\left\{ \begin{array}{l} \text{U 鉦コスト} \\ \text{SWU コスト} \\ \text{その他のコスト} \end{array} \right.$
 - b. $\left\{ \begin{array}{ll} \text{Pu 貯蔵} & \text{コスト} \\ \text{セーフガード} & \text{"} \\ \text{輸 送} & \text{"} \end{array} \right.$
 - c. Pu 価値についての評価
4. リサイクルは有意義か否かの判定
5. 結 論
6. 勧 告

○ 1980年でshort, longに切ることにつき論議あり。1980年現状の延長線上で

今更変更の余地がないので、正確な議論が出来るとの説明あり、

Immediate	1980迄
Short	1980-FBR実用化（特に時機を限定せず）
long	FBR実用化以降

とすることでは意見が一致。

○ FBR実用化のタイミングにつき議論あり。大勢は1995年頃で、一応1990年+ α 年とする。

○ 項目3の輸送には輸出・輸入も含めることとする。

B. Puの供給状況

○ 問題をWestern World（自由諸国と同義）に限定することで同意。

○ OECD調査に基き1980年の発電量を200GWと推定。

(内訳)	EC諸国	50
	他のヨーロッパ	25
	米 国	100
	カナダ	6.5
	日 本	22
	計	約200GWe

○ Pu生成量

1975～1980年の平均発電容量150GWe, load factor 0.6, Pu生成量250g/MWeとして生成Pu量約130T, Pu fiss 96%として1980年までに、使用済燃料中に生成するPu総量約100Tと推定。

○ 再処理容量

各国公表の再処理施設容量を総計、1980年迄の燃料再処理量を8000Tと推定。6Kg Pu(f)/Ton reprocessed U*として、Pu生成量は48Ton。（なおMagnoxよりの生成Puは約2ton/yrで1980迄には15～16tonとなる。）

* PuO₂ 5.5Kg Pu(f)/Ton
Pu Metal 6.6 " /Ton

○ 1980年以降のPu

OECD資料によれば $\left\{ \begin{array}{l} 1985 \quad 350\text{TPu}^* \\ 1990 \quad 650\text{TPu} \end{array} \right.$ となるが、再処理後のPu量は不確定

で、数字を出しても仕方がないとの意見多し。 * Pu(f)には0.85を乗ずる。

C. Pu燃料製造設備

1980年におけるプルサーマル燃料製造能力を集計したところ下記のようなになった。

英	な	し
西 独	Alkem 1 t/tonPu/yr	3.5 Ton mixed Oxide/yr
ベルギー	Belgonucleaire	1.5 Ton "
仏	Cadarache	1.0 Ton "
米	Westinghouse (Cheswick)	
日	東海 (PNC ATRライン)	1.0 Ton "

米国W社 Anderson工場は不確定要素ありとして除いた，ベルギー，仏の反対にもかかわらず，FBR燃料とプルサーマル燃料ラインを convertible にすることは可能でも，経済的でないと観点から，（英，日，独，多数意見）FBR燃料製造能力は除外した。なおPu濃縮度4%とし，1980年までの稼働率50%とすると， $(7.5 \text{ t} \times 5 \text{ yr} \times 0.04 \times 0.5 = 7.5 \text{ ton})$

1980年までにPuサーマル燃料に加工されるPu量は7.5 tonとなり，プルサーマルに回せるPu量よりかなり下廻る。

D. コ ス ト

1) U 鉱コスト

Spot contract で来年納品のU鉱価格が13~15\$/lb U_3O_8 であるとのウラン鉱 IAEA 会議の結論を採用することにする。1980年度の価格はGreen (英), Hanrahan (米) が50\$ (エスカレーション込み) を予測，Slater (加) は20~25\$を提唱，結局エスカレーション不含で20~25\$とすることで一致。

1980年以降については更に上昇の傾向が続く点では一致したが，日本が海水よりのウラン採取技術実用化により，100\$をこすことはないとしたのに対し，西独賛成，米，英は海水よりのウラン採取は非現実的であり，ウラン価格の頭打ち要因はないとの説をとり，結局上限については触れないことにする。

2) SWUコスト

Dodd が1980年URENC価格で70\$/Kg SWUとなろうと予測したのに対し，OECDのHansenは既に現在のCostで75\$/Kgであり，1年7~10%で上昇している事実を指摘。USAのCost recovery 42~45\$/Kgは非現実的との意見が多く，1980年で最低70~75%，更に上昇するとの結論となった。

3) 燃料製造コスト

英，仏，ベルギーより燃料ピンまでで，プルサーマルの製造ペナルティを4~500%とすることは不当でない旨指摘があり，Assembly baseでこれが約100%のペナルティに対応し，更にプルサーマル平衡炉心ではAssemblyの約1/4がPu Assemblyとなるので，プルサーマルがサイクルに及ぼすペナルティは約25%と結論した。

4) 貯蔵コスト

Bairiot によれば $2.25 \sim 1.25 \$ / \text{Pu(f)g}$, NUCLEONICS では $3 \$ / \text{Pu(f)g}$ の計算のあることが指摘され、これがプルサーマルに及ぼす影響の大きいことが確認された。現在の Pu 貯蔵費は米国で $1 \$ / \text{Pu g}$, 英国で $0.1 \sim 0.2 \$ / \text{Pu g}$ であるが、今後の Public Reaction, Pu 貯蔵形態制限などの要因を考えると、将来 $1 \$$ 以下ですむとは考えられないとの意見が支配的であった。

5) セーフガード, 輸送

輸送についてはヨーロッパでの実績は U 輸送の 3 倍程度らしいが、今後かなり高騰する可能性のあることが指摘された。一般にヨーロッパは輸送につき米国ほど神経質でなく、Security についての米国の対策を、少々皮肉な目で眺めているふしを感じられた。日本はプルトニウムの輸送が、Security の面からほとんど不可能となる事態も予測されることを指摘、サイクルへのコストの影響は少くとも、事実上プルサーマルの死命を制することとなる点注意を喚起した。結局セーフガード、輸送については各国の政策や現状認識もまちまちで、規制措置も異なることから、多くの不都合が生じている事態にかんがみ、この統一化への努力を IAEA に勧告することとした。

6) 原子炉建設費

自家消費型のプルサーマルでは炉様式の変更はほとんど必要なく、従って原子炉建設費への影響はほとんどゼロに近いことが確認された。

7) サイクルコスト

1980 年頃の燃料サイクルコストは Hanrahan 論文 (Paper 31) の第一表ケース 3 に近い状態になるのではないかと予測が出た。 (頁参照)

プルサーマルの必要性

プルサーマルを推進する insentive について各委員の意見をまとめた。

1. エネルギー源を捨てるべきでない。U 資源の節約。
2. 環境的に Pu をなくしたい。
3. 経済的に有利。
4. FBR 燃料製造技術への波及効果
5. Financial な Press

などの理由が出されたが、前回までと比べ特に印象的だったのは、今回の会議では経済的 (ないし技術的) 有利性といった積極的理由より、分離した Pu をとにかく早く使ってしまうと云った消極的な理由にかなり重点が移行している点である。事実、プルサーマルが電力会社にもたらす利益はなにかと問い返えされた場合、サイクルの経済性といっ

た従来の議論だけでは弱いのではないかと懸念が（非公式ながら）各国委員の間に聞かれた。使用済燃料の積置きを主張するカナダの委員が、Pu の分離積置きの不利を指摘するのは当然としても、環境問題の激化を前に Pu の効果的費消を促進すべきだとの感想は、いともかなり根強く、プルサーマルを電力会社とメーカーの間の問題と割切れないものを感じさせた。

高速炉との関係

高速炉の実用化が急ピッチとなるのは1995年以降であり、その5年前にプルサーマルを止めれば（高速炉用Puの不足による）高速炉普及への悪影響はないとの観測で一致。（高速炉のlimiting factorはPuでなく、技術と人力であるとのきびしい意見も出た。従ってプルサーマル燃料工場は、高速炉の導入期にかかわらず15年以上稼動、償却可能であり、プルサーマルと高速炉との関係は、現時点では無視してよいと結論された。

高温ガス炉との関係

OECD Hansen氏より、1980年代前半にはHTGRでPuを燃やす技術が確立するであろう。粒子の照射実験結果は非常によく、又LWRよりHTGRの方がPuの燃焼には適している旨の説明あり。Dodd議長は、物理的にはHTGRのAdvantageはない。燃料サイクルコストは下るかもしれないが、HTGR燃料の再処理法がまだ確立していない段階でコストを議論しても無意味との意見で、この問題には深入りしないこととした。

ま と め

以上の議論をドラフトにまとめたのち、逐条確認修正を行った。かなりの議論があったが、表現上の問題がほとんどであり省略する。

④ 総括

④ 総 括

4-1 プル・サーマル計画の各国の状況

各国とも、経済的な面からPuの熱中性子炉利用に関心を持ち、各国の家の事情からそれなりの開発研究を進めてきた。今回の報告では、Pu利用に関する不確実な要素が末だ多く、又Puが回収される源である再処理容量の不足が大きな問題であり、安全・環境等の問題が増大し、評価を一層複雑している。然し乍ら、現在のところPu-の熱中性子炉へのリサイクル（商業ベース）は1985年頃と考えられている。これらの状況下にあつて、プル・サーマルの利用の開発状況について述べることにする。

現在及び今後も継続されるUO₂燃料使用炉にPu燃料を装荷する計画については、米国が主体的に進めてきており、USAECのあとをついで、EEIが推進し、現在更にEPRIがこれを受けついで進めている。この他燃料製造メーカーとしては、Gulf, commonwealth, Edison, Exxon, Nuclear Fuel Service 等も燃料を製造し、Dresden, Big Rock Point 等の炉で照射しプルトニウム軽水炉利用に努力している。現在の時点では、Puサイクルの技術は、充分理解された段階にあり、経済的であることを認めている。然し乍ら、その実施にあつては、充分に確立された規制手段を経て行う必要がある。軽水炉へのPuリサイクルは、もはや技術的な解明にとゞまらず、施設の防護、安全、環境問題を考慮し、大衆の健康と安全を保ち乍ら、大衆に公開された規制のもとで、決定されるべき段階であるとしている。我が国の場合も、UO₂燃料使用炉にPu燃料を装荷する計画が進められているが、商業炉への装荷はまだ先の感がある。

ヨーロッパにおいては、高速炉を国の主計画としてきた。英国、仏国、西独については、増大するPuの利用について、積極的な姿勢を示している。

英国は、Na冷却高速炉の開発に多大の努力を払ってきたが、SGHERへのPu-リサイクルの計画を進めており、英国のPu-リサイクルのlarge-scaleの開始の最も早い時期は1986年頃と見積っている。そのためには、SGHWRのウラン燃料による充分なる運転実証と、1981~82にPlantの発注を行い、同時に燃料製造プラントの開発が必要とされており、100t/yearの大規模施設の建設については、14年の経験を持つ、WindscaleのPFR燃料プラントが手本にされよう。

フランスは、今までPuはFBRに利用すると云う国の選択であり、Puを軽水炉に入れることは問題にあがらなかったが、このことを控えめ乍ら支持してきた。実際のactivityとしては、カダラッシュにおいて、PuO₂-UO₂燃料集合体を製造し、軽水炉のPrototype a Terre、及びPATで84体照射し、10,000MWD/Tの照射実績があり、良好な結果を得ている。更に18集合体の照射計画を進めている。以上の実績から製造上の問題点、照射及

び炉の管理上の問題から、解決されないような点はないとの自信を深めており、時期がくれば現有の技術を駆使する姿勢である。

ドイツは、ALKEMのPu燃料の製造施設を有し、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料集合体を製造し、Kahl, MZFR, Dresden 及び Galigliano などの炉で照射実験を進めており、技術的に十分な経験を得ている。

最初からPu燃料を装荷すべく考えている。カナダでは、CANDU炉に関するPuリサイクルの技術的問題について把握し、Pu燃料が経済的に利用し得るかの問題についての研究、調査に努力が払われている。現在は、設計研究が進められており、Pu-リサイクルのリリーフとしてCANDU PHWが進められている。燃料の開発としては、 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料製造のパイロット・プラントとして、最終的には、年間3トンの製造能力を計画している。製造方法は従来法を採用し、数年間稼動し、CANDU型燃料集合体で200~300体(3.2~4.8 ton M.O.)を製造する予定であり、燃料製造コストの評価を得るに必要な経験を得ることと、Canadian Power Reactors での $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料による運転の立証を計画している。現在6集合体が、NPD及びCANDU炉で照射中であり、初期照射計画の最終段階としては、100体がDouglas Point (200 MWe candu炉)で照射される予定である。

インドの方針としては、現有するCANDU型動力炉に加えて、さらに数を増やし、生産されるPuを高速炉に使う計画であり、40MWeのNa冷却高速炉を建設中である。

日本におけるATR計画は、ウラン資源の節約、ウラン濃縮設備の削減と、Pu有効利用を目指しており、カナダのCANDUプルトニウム・リサイクル計画とともに今後のプル・リサイクルのあり方に一つの大きな示唆をあたえた。現在炉は建設中であり、1976年に臨界に達する予定である。これに先立ち約100体(約10 ton)の $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ 燃料が重水臨界実験用に製造され、更に1975年初期より、ATR炉心燃料として約18 tonの燃料製造に入る計画である。特にわが国のふげんプロジェクトは、CANDU-BLW計画に先行する世界に類例のない初の原型炉全炉心Pu燃料装荷であり、カナダ側の関心をあつめた。

イタリーのONEN-ENL 主導の計画は、スウェーデン、ノルウエー、西独、英、仏、伊などの実験炉、商業炉を用いて進められている。特にGarigliano (BWR) では、全燃料集合体をPu燃料とする計画で1968年よりスタートした。12集合体(加工はUK及びGE)の照射は終了し、P, I, Eは"RISO"で行なわれ、結果は良好であり、ひきつづき4体(加工はBN及びAlkem)が照射されており、1974年の9月で20,000 MWD/Tに達している。これらの結果からPu-Island方式がBWRのリサイクルには良好であるとしている。更に1975年の春より46Pu-Island集合体が装荷され、輸送、再生分離及び2度目のリサイクルしたPuの再利用について、実証試験を行なう計画である。

ベルギーは、LWR用Pu燃料の製造技術の開発に努力を集中しており、品質管理、品質保

証, コストの軽減化を進めており, 現段階の開発にあたって意図するところは, 900 ~ 1,000Kg/week の工業的製造施設の運転であり, 製造施設のスケールアップを行い, 国内外の需要を満す計画である。LWRの実証計画は, 1963年よりPWRとBWRにPu燃料集合体を装荷し, 良好な燃料挙動を実証し, 設計技術の適切な予想をなし得るにいたった。HTRでのPu利用については, 炉は現在稼動していないが研究を進めている。

スウェーデン国家エネルギー局は1990年以前に増殖炉が導入できるとは考えておらず, したがってスウェーデン国内で生産されるプルトニウムの軽水炉へのリサイクルを真剣に考えている。スウェーデンにおける軽水炉へのプルトニウムリサイクルは早ければ1977年ごろから開始される。現在設計されているBWRでは, 同一炉へのプルトニウムリサイクルが最も経済的であるが, Ringhals 2号炉 (PWR) などでは, 制御棒反応度効果の低下といった事情により, 他のRinghals-3, 4号炉へリサイクルすることになる。プルトニウムに伴うR & Dも鋭意進められている。

OECDはHTRへのPuのリサイクルを進めており, PuリサイクルはPuが高価な高濃縮U-235に置き替りうるのでTh-燃料HTRにとって有益である。しかしPuを用いると高燃焼度を得る場合Age-peakingの問題が起るので, それを制御するために, Bergoncle-
-aire, Edison Electric Institute, General Atomic Company およびその他の研究者によって, その対策が研究されている。

照射実験は, 1965年以来, 被覆粒子燃料を用いて数多くなされているが, 動力炉と同一条件下での適正な実証試験はまだ不足している。

プル・サーマルの技術開発は, 今までの数多くの実験経験から十分な自信を得たとし乍らも, 更に従来と変らない多くの実験計画を各国は進めている。これらの技術開発に従って安全に関する, 保障措置, 核物質防護, 貯蔵, 輸送, 廃棄物処理, 及び環境問題が重要な問題であり, これらについては米国はいち早くGESMOで取り上げ, 将来を見透した手をうっているが, ヨーロッパでは気にし乍らも, 末だ肌身に痛切にうけとめていないようである。これらの問題はプル・サーマル計画を商業ベースで進めて行くにあたり, 安全上, 及び経済的に大きく影響する重要課題として残されており, 今後積極的に取り組まねばならない。

4-2 炉物理及び燃料工学

4-2-(1) 炉心設計及び炉物理

プルトニウムを核燃料として原子炉に装荷する場合炉心設計の立場から大別して次の二通りの考え方が示された。

- A. PWR, BWR の様に既に炉心設計が低濃縮ウラン用に確立されている原子炉に於ては, プルトニウムは低濃縮ウランの代替として, 炉心特性が変わらない程度 ($1/4 \sim 1/3$ 炉心)

だけ炉心に装荷される。RCCをもつPWRにはAll Pu方式が、十字型制御棒をもつBWRにはisland方式が提案されている。

B. 日本のATR, カナダのCANDU-BLW (PB) の様に、最初からプルトニウム燃料を装荷することを考えている原子炉においたは、プルトニウムの持つ核特性を十分生かした炉心設計がなされている。ふげん型炉では冷却材ボイド係数の低下, CANDU-BLW (PB) では重水の節約等の改善がなされている。

炉物理の面から見ても、上記の炉心設計を裏づけるため、

A. PWR, BWRに係わる炉物理実験では、ウラン炉心にプルトニウム燃料が装荷されたときの、出力分布の適合性、制御特性の不変性が主なテーマになっている。

B. ATR, CANDU-BLW (PB)に係わる炉物実験では、プルトニウム燃料装荷炉心の性能の向上、即ち、負のボイド係数、出力分布の平坦化への努力が主なテーマとなっている。

以上、プルトニウム燃料部分装荷炉心の特性は、第0次近似ではウラン炉心と同じであり、第1次近似でプルトニウムの特殊性が現われる。この第2項を無視できるようにもっていくかの二通りの考え方が示された。

4-2-(2) 燃料製造

Belgonuclear, ALKEM, PNCのパイロットプラント施設は既に知名のものであるが、従来Puの利用について消極的と考えられて来たカナダのAECLがPuリサイクルのDemonstrationとして他と比較すればかなり質素だが個性的な施設を建設した点は、CANDU燃料において UO_2 の特性を極限まで煮詰めて来たカナダの行き方だけに注目された。

一般に製造技術はLWR用ペレット型 UO_2 で確立されたプロセスに忠実である。むしろ、 UO_2 燃料に実績を持たないPNCの技術が UO_2 プロセスの固定化された観念を破って成果を挙げている点が注目された。又Sol-gel Particle 振動充填の組合せ、高温ガス炉被覆粒子燃料など、遠隔操作に適した燃料製造技術を見直し発展させようとする動きが見られた。

Pu燃料の独特の問題として、グローブボックス操作や被ばく管理、臨界管理、表面汚染等に関するプロセス上の配慮がある。

具体的な問題として、 UO_2 では常識である酸化還元サイクルによるスクラップ再生の PuO_2-UO_2 への適用、ペレット研削工程と検査工程のとりあいなどが提出された。

燃料製造の実験的な経験が増えるに従って、計量管理、除染、品質管理、装置保守、Safe guard、輸送など実験室的製造から商業生産活動に移行するための問題がコストを押し上げる大きな要因としてクローズ・アップされた。

4-2-(3) 燃料照射挙動

UO₂燃料がその寿命中には、生成したPuを燃焼せしめているという現実を踏まえて、燃料照射挙動の研究の基本的な態度は、混合酸化物燃料の製造に特有なプロセスの影響の把握にあると云える。しかし、一たん確立したかに見えたUO₂燃料技術において最近になって摘出されたpciやdensificationあるいは非定常時の挙動についてはUO₂-PuO₂の固溶体としてのplasticityや不均質混合物としての特異性の影響について積極的に取り組む姿勢があらわれた。

振動充填燃料、Sol-gel粒子などの照射挙動については否定的な結果は出ていないが、ペレット燃料を押しつけて努力を集約する対象とはなり切れていない。

LWR用UO₂燃料の設計手法をUO₂-PuO₂燃料に適用するため核熱計算コードの確性が進み、バーナブルポイズンの共存下における問題まで取上げられている。

混合酸化物燃料特有の問題として、“all-Pu”集合体と“Pu-island”集合体の区別があり、燃料棒の照射から集合体の照射に発展しなければならない必然性がある。

4-3 プルトニウム・リサイクルに関する経済性評価

Pu worth

プルトニウムの価値や価格の考え方や、アプローチの方法などについては、今回も特に新しい内容の報告はなかった。本来的なプルトニウム市場が存在しない現在では、プルトニウムの価格は、²³⁵Uとの代替を想定して種々のケースでのプルトニウムの価値を算出し、これを基準に、炉型やサイクル方式・コストの時代推移を見込んで推定するといった、古典的手法によらざるを得ない。今回報告された内容も、様式は異なっても、すべてこの線に副ったものであった。

しかし原子力産業をめぐる周辺情勢の急激な変化や、プルトニウム取扱経験の増加により、上記推定に組み込まれる基礎データには、かなり大巾の変更、追加が加えられており、これが今回の報告の一つの特長となっている。

要因の最大のものとしては、環境問題に関連した安全対策強化に伴うコスト増、又近年米国を中心に問題化しつつある保安対策に関するコスト増があげられる。例えば硝酸プルトニウムのような液状での貯蔵は今後ほとんど不可能と考えられ、新たにプルトニウムの液→固転換コストの追加は安全対策上必須となっているが、更に旋風、飛行機落下対策、強盗行為への保安対策等、目白押しのコスト増加要因により、プルトニウムは単に貯蔵しておくだけでも、かなりのコストを喰うことが認識されはじめている。

プルトニウムの輸送については、各国の認識もまちまちであるが、保安対策に熱心な米国では、輸送中の盗難による被害を防止するため、輸送形態を限定（例えば一定以上に稀釈さ

れたブロック等)しようとの動きもあり、若しそのような事態となれば輸送のための転換・再転換も必要となり、コストへの影響はさけられない。

核燃料加工ペナルティについては、古くから矛盾したデータが数多く報告されているが、最近では取扱い経験も豊富になり、従来ほど大きな喰い違いは見られなくなって来ている。

燃料サイクル事業をめぐる情勢が極めて流動的なため、プルトニウム価値についても、現時点で統一された見解を得ることは困難であるが、従来の核的価値、加工ペナルティといった側面からだけでなく、関連するあらゆる要因を洗い出し、燃料サイクル全般の立場から、総合的にプルトニウムの価値を見直そうとする動きが見られたのは、一つの収穫であった。

Pu utilization Strategy

プルトニウムサイクル計画中に、最も大きな影を落したのは、世界的な再処理事業化の遅れに伴う、再処理容量不足である。プルサイクルをしようにも、現実に出てくるプルトニウムがないのではないか、との議論は再三聞かれたし、これがリサイクル計画の遅れに対する言い訳に使われた傾向は否めないにせよ、経済規模でのリサイクル成立の時期を、数年先ののばさざるを得なくなったのは事実である。

しかしプルトニウム利用先の本命と目される高速増殖炉の開発も、(フランスなどの強気の発言にもかかわらず)世界的に遅れ気味であり、全体的なフェーズのずれはあっても、高速炉の実用化が進む前に、プルサーマルを実施し、工場償却をすませるに足る(約15年期間を取れる、という事実)に変わりはない。又プルトニウムの貯蔵費の高騰や、ウラン原料費、濃縮費の高騰見越しなど、プルサーマルへの積極要因は、むしろ増加している。

にもかかわらず民間、(特に電力)のプルサーマルへの熱意は、世界的に急速な低下傾向を示しはじめている。プルトニウムが貴重なエネルギー資源であることには変りないにしても、安全・保安問題のエスカレーションにより、民間がコマーシャルベースで取扱うには、余りにも厄介でリスクな資源となりつつある、というのがその主な原因と思われる。「プルサーマルが経済的に有利であるということは、いくらでも証明出来よう。しかしそれだけで民間にプルサーマルを実行させることは、もはや不可能に近い。」といった某国の委員の(非公式な)言葉が印象的であった。

高速炉でのプルトニウム利用にはまだ時間がありすぎ、軽水炉へのコマーシャルベースでのリサイクルにも困難が多いとの現状から、わが国のATRをはじめとする転換炉や、高温ガス炉にプルトニウムをリサイクル専焼する方式が、改めて注目をあびるに至っている。一方フェニックス的な燃料設計により、再処理によるプルトニウム回収は、高速炉が充分浸透するまで行なわないという、カナダ方式も議論の対象となった。

プルトニウムリサイクルは、コマーシャルベースの問題だとの認識については、いま一度深刻な反省が必要であろう。

⑤ あ と が き

5. あ と が き

プル・サーマルへの開発の歴史は既に古い。米国ハンフォードのPRTTR計画が着手されたのは1956年であり、既に20年にわたる研究開発が米国をはじめ欧州その他世界の国々によってその計画が盛られ、実現化のための技術的確認、経済性および安全性の評価を通じて政策導入の模索が続けられて今日に至った。

プルトニウム・リサイクルをめぐる国際パネルも回を重ねるに従って当初の計画ないし展望的論議から、積み上げられた実験ないし経験から得た実質的論議へと変貌して来たが、依然としてプル・サーマル実現の途は複雑かつ微妙であり、今回のパネルにおいても総体的に大きな進展が得られたとは見受けられず、むしろ一つの特徴は、使用済燃料の再処理能力の世界的不足から現実には熱中性子動力炉へリサイクルすべきプルトニウムの量的見透しに困惑が生じたこと、プルトニウム利用の本命である高速炉実用化との時期的相関性がより一層混沌たらしめたことで、一方、前回のパネルでは余り論議の対象として浮び上らなかったフィジカル・プロテクションをめぐる、プルトニウムの保管、貯蔵、輸送などの核物質防護上の環境、社会に対する問題が新たな伏兵として登場、一層複雑化したことである。

然しながら、このようにプルトニウム生産の遅れとか、環境安全上の問題を除いては将来のプル・リサイクルの利用は技術的に経済的に十分考慮に価するという意見が依然として多く、特に高速炉を標榜として開発を進めているフランスでも、時期が来れば、何時でも現有技術を駆使できるよう地道に開発を進める用意があると是認しながらも、一方において現状からみてプル・リサイクルが早急には実用されるとは考えられないとして、その時期的見透しの困難さを表明している。

これと対蹠的に米国ではプルリサイクルの実現によって、1975～1995年の20年間に節減できる濃縮ウラン(10%節約)は100億バレルの石油、20億トンの石炭に匹敵する可能性があるとし、かつプルトニウムの国内在庫量を1/7にまで減少せしめるものとして、その経済的利益を強調しているが、本年度中に正式に決定をみられるGESMO報告書の最終判定も国内世論からさらに遠のく気配さえ感ぜられた。

その実用化時期の予測について、イギリスは最早時期1986年とし、この時期に合せて、商業的プルトニウム燃料加工プラント(100t/Y)の建設を考慮すると言ひ、もしイギリスで高速炉導入が不成功に終わったとすれば2000年までに約25万トンのウラン鉱を必要とし、昨年導入決定をみたSGHWRにプルトニウムを最大限にリサイクルさせた場合ウラン鉱を15%節減できると述べ、高速炉導入までのプルトニウム・リサイクルをSGHWRをリリーフとして短期的に利益を得ることを企図している。

特に高速炉との関係については高速炉の実用化は1995年以降とし、その5年前にプル・リ

ーマルを中止すれば高速炉用プルトニウムを温存し、高速炉導入への影響はないとの観測が大勢であり、ドイツはプル・リサイクル実用化の時期とのギャップは数年にしかすぎず、従ってプルトニウムの保管貯蔵の有利性を主張するなど、それぞれプルトニウム生産の量的、時期的正確な把握の困難性と開発途上の高速炉への技術的、実用化時期への思惑から依然としてなお明快なコンセンサスは得られないままに、国それぞれの立場からなお開発を継続しようとしている。

このような予測困難なプル・サーマルの討議雰囲気の中にあって、わが国の現状は軽水炉利用開発は美浜、敦賀への照射実証計画が漸く抬頭しているものの国全体としてのナショナル・プロジェクトへの結実は尚途遠しであるが、カナダ(CANDU)、イギリス(SGHWR)と同じく重水炉への指向は軌を一にし、特に新型転換炉原型炉ふげんプロジェクトに対するカナダ、インド等の重水炉をもつ代表からの関心と注目をあつめ、既に開始した世界に類例のないふげん用初装荷プルトニウム燃料全炉心分燃料集合体100体の製造キャンペーンはわが国の燃料製造技術能力の水準を示すものとして、DCA燃料、常陽燃料の製造実績とともに特筆されよう。

この他のトピックスについての総括については重複をさけ省略するが、今回のパネルにあたって、日本から提示した技術論文6篇は研究開発ないし製造実績に関するものであったが、わが国のプルトニウム・リサイクルを予測する経済的、政策的展望つまり日本のナショナル・プロジェクトと呼べる論文の提示がなかったことが遺憾であり、次回には特にその提示ができるよう世論の抬頭を切望するものである。

最後に今回のパネルに民間より参加、協力を賜った秋元勇己(三菱金属)、広瀬保男(日本核燃料)の両氏、ならびにTCA炉物理研究で論文参加された原研の松浦祥次郎、小林岩夫氏ら各位の温い御協力に対して紙上より厚く御礼申し上げます。

第4回プル・サーマル・パネルに参加して

動 燃 ・ 安 久 津 英 男
(日本原子力学会誌「談話室」投稿)

軽水炉プルトニウム・リサイクルに関する第4回のパネルは、1974年11月25日から29日までの5日間にわたり、IAEA主催のもとに西独カールスルーエにおいて開催された。このパネルには10ヶ国3機関(OECD, EURATOM, IAEA)合計45名が参加し、日本からは秋元勇己(三菱金属)、広瀬保男(日本核燃)、小泉益通、宮脇良夫(動燃)と筆者ら5名が出席した。

提出論文は全部で30篇に及び、国別にみるとドイツ、日本(各6)、ベルギー(5)、カナダ(3)、フランス、イタリア、米国(各2)、英国、スウェーデン(各1)となり、前回からみると論文数、参加人員とも少くプル・サーマルへの関心がどうやら膠着気味の印象をうけた。これら論文発表は各国のナショナル・プログラム、炉心設計および炉物理、燃料加工、燃料照射挙動およびプルトニウム・リサイクルの経済性という順序で討議が進められた。議長にはUSAEOのE.J. Hanrahan氏があたり、最終日には討議の集約として結論ならびに勧告がグループ別にまとめられた。

いづれ詳細なProceedingsが刊行されるので、ここではパネルの要約について紹介させて戴くこととしたい。

(1) 各国のナショナル・プログラムについて

現在まで米国をはじめ、西欧諸国が夫々エネルギー事情に応じてプルトニウムの軽水炉利用開発を目的として燃料照射、炉物理研究、燃料加工、プルトニウム供給など環境保全をも含めて開発を進めてきたが、技術的問題はほゞ確立に近い段階とされながら、使用済燃料の再処理能力の制限から現実には回収されるプルトニウムの入手量に限界があり、プル・リサイクルのメドは1985年頃との見方が強い。すなわち、OECDの予測によれば1980年の西側諸国の原子力発電容量は200 GW(e)でこれは同時期に排出されるPu量が25 ton-Pu(f)/Y程度であり、1980年までに使用済燃料中のPu(f)は約100 ton(アメリカ40 ton, 欧州30 ton, 日本14 ton他)と推定される。

しかしながら、再処理施設の建設計画の遅れから実際に回収されるPuはその半分の50 tonにとゞまり、その中10～20 tonのPu(f)は高速炉開発に使用されるから軽水炉リサイクルに見込まれるのは精々30 tonであろう。

さらに燃料加工能力の制約を考慮に入れると1980年までに熱中性子炉用燃料に転換されるプルトニウムは10 tonを上まわる可能性はないものと推測された。

このようなPu入手の推定から一つの考え方としてプル・リサイクルの実用化の時期は1985年頃まで遅れ、一方、高速炉が1990年頃には実用化のメドが立つとすればその差は数年に迫り、むしろ高速炉のためにプルトニウムを温存すべきではなかろうかなどの意見（主として西独）さえ出され、時期的展望はまだ定かでない。

米国はプル・サーマルについてAEC, EEI さらには現在EPRI が引続き開発を推進して来たが、過去の照射実績を通じて既に技術的には問題はないとしているが、環境安全、保障防護など地域住民とのパブリック・アクセプタンスが一つの鍵として慎重な検討が進められている。

高速炉開発を主軸として開発を進めているヨーロッパの英, 仏, 独においても蓄積するプルトニウムの利用について関心をもち、特に英国にあっては1986年頃を目標にSGHWR への大規模リサイクルを考え、このため、軽水炉燃料の加工施設(100 t/Y)新設をBNFL のWindscale サイトに企画している。

特に注目されるのは高速炉開発では原型炉フェニックスに次いで、さらに1200 MWe のスーパー・フェニックスの建設計画を進めようとしているフランスが高速炉技術失敗時のリリーフ役としてプル・サーマルへの関心は控え目ながら支持し、既にPWR型原型炉Terre, PATで照射を行ない、燃焼率約10,000MWD/Tまでの照射実績を得、さらにペレット直径公差±0.1mmという無研磨の粗製ペレットを用いて、EL-3での照射が行なわれ夫々良好な成果をあげた。

ドイツにあってはALKEMの燃料加工施設でPu燃料を製造し、既にKahl, MZFR, Dresden, Galigliano などの炉で照射実験を続けてきた。

カナダのCANDU炉へのプル・リサイクルについて主として経済性の点から追求がなされ現在は設計研究と併行して、Puリサイクルの継ぎ手としてCANDU-BLW(PB)が進められ、一方、遅まきながらPu燃料加工のパイロット・プラント(3 ton/Y)を建設し、200～300体(3.2～4.8 ton M.O.)を製造し、動力炉での運転実証を計画中である。

CANDU型動力炉を推進するインドでは、生産されるPuを高速炉に使う計画で、現在40 MWeのNa冷却高速実験炉を建設中。

イタリアでは、BWR型Garigliano炉の全炉心燃料をPuで置換しようとする計画が1968年来開始され、既に12集合体の照射を終え、引続き4体の照射が続けられ1974年9月で燃焼度20,000MWD/tに達した。

さらに1975年以降、46燃料集合体をIsland方式で炉心に装荷し、輸送、再処理を経て2度目のリサイクルの実証試験を行なう予定で、高速炉計画をもたないイタリアとして、プル軽水炉リサイクルに対するCNEN-ENL主導の開発計画は注目されるべきであろう。

この他、ベルギーにおいてもイタリアとともに軽水炉Pu燃料装荷実証試験を進めてきた

が、特に燃料製造能力のスケール・アップとして Dessel プラントを新設、国内外の需要に応ずる体制で開発を進めている。

OECD は HTR への Pu リサイクルを考え、1965 年来被覆粒子型燃料の開発を進めているが、まだ実証試験の域に至っていない。

わが国における軽水炉 Pu リサイクルは上述の各国の開発動向からみれば、照射実験としては Saxton 照射さらに GETR による再照射を通じて最高燃焼度 25,000 MWD/T まで得ているが、まだ集合体による実証段階に至っておらず、美浜炉および敦賀炉における実証が今後の課題として期待される。しかし、日本における ATR プロジェクトは現在建設中の原型炉「ふげん」が 1976 年度中に臨界が予定され、その炉心燃料としてプルトニウム燃料集合体（96 体、混合酸化物約 18 ton）が一炉心分国産され、装荷されることは末だ世界に類例のないことであり、特にカナダの CANDU 開発と比較して注目を浴びた。

(2) 炉心設計および炉物理

プルトニウム燃料の炉心設計においては従来の PWR, BWR のように低濃縮ウラン用に確率されている炉に濃縮ウランを代替として Pu を装荷するとき、炉心特性が変わらない程度（ $1/4 \sim 1/3$ 炉心）だけ装荷すべきであり、一方日本の ATR, カナダの CANDU-BLW (PB) のように最初から Pu を装荷する目的の炉では プルトニウムのもつ核特性を十分生かした炉心設計がなされている。

前者の場合 RCC をもつ PWR には全 Pu 方式が、十字型制御棒をもつ BWR には Island 方式が提案され、後者のふげん炉では冷却材ボイド係数の低下、CANDU-BLW (PB) では重水の節約などの改善がなされている。

(3) 燃料製造技術について

熱中性子炉用の混合酸化物燃料の製造については ベルギー (Dessel), 西独 (AIKEM) および 日本 (PNC) にみられるように既にパイロット・プラント規模まで施設が建てられ、これらの運転実績から、その燃料製造にかかる問題は一般的に解決されているか、また解決の見通しが得られている。これらの経験からみて、製造コストは当初の予想以上に高価となることが明らかとなった。

その理由としては、製造キャンペーンが小型であり、燃料仕様特に Pu の富化度がそれぞれ異なっていることがあげられるが、その対策としては次が考えられる。

- i) 製品仕様の標準化による製造条件確認工程を省く。
- ii) いかなる動力炉から発生するいかなる同位体組成の Pu でも、利用者間で相互に交換して燃料製造に供することを同意すること。この融通性は炉設計者、電力業者、国家機関又は国際機関による協力が必要が特に強調されよう。
- iii) 燃料製造時の工程および製品の品質管理にあたっては、時間ないし物質のロスをまねく

破壊検査法に代り非破壊検査法の技術開発を行なうべきである。

これらの他、製造者側の要請として、 PuO_2 原料入手にあたって粉末ロットを大きくするとか、 UO_2 と PuO_2 の混合に際して PuO_2 の許容粒子径に関する情報の不足、さらに燃料中の PuO_2 粒子が残存すると再処理時に溶解を困難にするなどの問題が提起された。

また Pu 取扱施設における廃棄物処理として、不溶解残渣の保管ないし代替解決策、プルトニウム燃料の輸送に関して国際機関による指導要領の必要性などが提案され、後者については再処理施設と燃料加工施設が同じサイトに設置されることによってかなり問題が軽減されよう。

(4) 燃料照射挙動について

既に世界的に 10,000 本を超える燃料ピンが多くの研究炉ならびに動力炉で照射され、これらの実験を通じて現在採用されている混合酸化物ペレット型燃料が定常運転条件で適切な性能を示すことが立証されている。

特にこのパネルではいくつかの照射後試験のデータが提示され、設計データおよびその手法の確性を試みていることが注目された。また UO_2 燃料において最近問題化した焼きしまり、ペレット被覆材間の機械的干渉、水素化などについて、Pu 燃料についても照射実験を通じて新しい情報を得る必要がある。

また振動充填燃料、Sol-Gel 粒子などの照射挙動については否定的な結果は出ていないが、ペレット燃料を押しつけてまで努力を集注する対象とはなりきれていない。

また LWR 用 UO_2 燃料の設計手法を $\text{PuO}_2 \cdot \text{UO}_2$ 燃料に適用するための核計算コードの確性が進み、バーナブル・ポイズンの共存下の問題まで取上げられつつあり、今後燃料棒から集合体照射への発展が特に必要である。

(5) Pu 価値について

Pu の価値や価格の考え方やそのアプローチの方法については今回特に新しい内容はなく、本来的な Pu 市場の存在しない現在では Pu 価値は²³⁵U の代替を想定して種々のケースにおける Pu の価値を算出し、これを基準に炉型やサイクル方式、コストの時代推移を見透した推定を試みるといった多少、古典的手法によらざるを得ないが、今回のパネルで報告された内容も様式は異なっても、すべてこの線に副ったものであった。

たゞし、前回までと大きく異なった要因としては、原子力産業をめぐる周辺情勢の急激な変化、Pu 取扱経験の増加などに派生したコスト増があげられる。つまり環境問題に関連した安全対策の強化ないし近年米国を中心として抬頭しつつある保障防護に伴うコスト増がその最大の要因である。プルトニウムの液状貯蔵をやめて固化転換加工を追加するとか、竜巻飛行機墜落、核ジャック等に対する対策、プルトニウム輸送時の保安対策として物質の転換ないし再転換の必要性などが考えられる。

燃料加工ペナルティについては、古くからかなり矛盾したデータが報告されていたが、最近では取扱経験が増えるにつれて、従来ほど大きな差が見られなくなった。このように燃料サイクル事業をめぐる情勢がきわめて流動的であるため、プルトニウムの価値についても、従来の核的価値、加工ペナルティという側面からだけでなく、関連するあらゆる周辺要因をめぐり、サイクル全般から総合的にプルトニウム価値を見出そうとする動きが見られたことは今回パネルの一つの収穫である。

(6) プルトニウム利用戦略について

さきにも述べたように Pu リサイクル計画をはぐむ最大の要因は世界的な再処理事業化の遅れであり、詮じつめれば経済規模でのリサイクル成立の予測時期は在来のそれより更に数年先に後退を余儀なくせざるを得なくなったことは事実である。しかし、スーパー・フェニックスで先陣を走るフランスの強気の発言にも拘らず、高速炉の開発は世界的にみてやや遅れぎみであることは否めず、これら本命とする高速炉実用化のいわば“前座”として早いところプルサーマルを実施し、出来れば工場償却もすませようという意図には変りないが、にも拘らず民間（特に電力）のプルサーマルへの関心は Pu のもつ宿命的性格からこれを“リスキーな資源”と厄介視し、さらに世論のエスカレーションとともに、前回までの早期化の熱意がようやく冷えはじめ、現実への逢着を見せた。

このような世界的動向の中で、わが国独自の ATR 構想をはじめとする転換炉、高温ガス炉でプル・リサイクル専焼方式が改めて注目を浴びるに至ったことは流動するプルトニウム・リサイクルの混迷の中に、一つの明るいエポックを作る可能性を投げかけたものと言えよう。