

JAERI-M
8865

NSRRによる混合酸化物燃料の
破損挙動に関する研究(1)

1980年5月

斎藤 伸三・稻辺 輝雄・山下 義昭*・大友 正一

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

NSRRによる混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究(1)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

* 斎藤 伸三・稻辺 輝雄・山下 義昭

大友 正一

(1980年4月25日受理)

熱中性子炉への利用を目的としたプルトニウム－ウラン混合酸化物燃料の反応度事故時の挙動をNSRRを用いて究明する研究を計画している。このため、実験用カプセルの設計・試作核特性の評価、ウラン酸化物燃料による予備実験及び混合酸化物燃料ペレットの製造を行い、安全審査、燃料輸送容器の製作等を進めている。本報では、計画している本実験の内容、核特性評価並びに予備実験結果、実験物並びに輸送容器の開発状況及び所内安全審査説明資料等に關しまとめた。予備実験の結果、既に製作した6.33 wt %PuO₂－UO₂燃料を二重カプセルに入れて照射した場合、目標とする発熱量300 cal/g・fuelを達成出来る見通しが得られ、また、カプセルの堅牢性並びに健全性が確認された。

本研究は動力炉・核燃料開発事業団と共同で進めているものである。

* 外来研究員（三菱原子力工業株式会社）

JAERI-M 8865

Study on Fuel Failure Behaviour of Plutonium-Uranium Mixed
Oxide Fuel with NSRR (1)

Shinzo SAITO, Teruo INABE, Yoshiaki YAMASHITA* and Shoichi OTOMO

Division of Reactor Safety,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received April 25, 1980)

A research programme is being planned to examine fuel behaviour of plutonium-uranium mixed oxide fuel in water under reactivity initiated accident conditions with Nuclear Safety Research Reactor (NSRR). The plutonium content of the mixed oxide fuel is small as in the case of mixed oxide fuel for thermal reactors. In preparation for the programme, the following had been carried out: design and fabrication in trial of a capsule, evaluations of the energy deposition in a test fuel rod and reactivity worth of a capsule, preliminary experiment with UO_2 fuel, and fabrication of mixed oxide fuel pellets. Safety evaluation by the Government of the programme and making of a fuel transportation cask are now in progress.

Described in this report are plans in detail of the programme, results of the nuclear characteristic evaluation and preliminary experiment, and the development of a capsule and a transportation cask, safety evaluation by a JAERI ad hoc committee and data in this connection.

Preliminary experiments showed that an energy deposition of 300 cal/g.fuel could be attained in a doubly- encapsulated 6.33 wt.% PuO_2 - UO_2 fuel rod by a single pulse irradiation in NSRR; the capsule was also adequate.

Keywords ; NSRR Reactor, Reactivity Initiated Accident, Plutonium-Uranium Mixed Oxide Fuel, Fuel Failure, Energy Deposition, Safety Evaluation

The work has been performed in co-operation with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

* On leave from Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

目 次

1. 序 論	1
2. 実験内容	4
2.1 実験目的	4
2.2 試験燃料の仕様の概要	4
2.3 実験項目および実験条件	5
2.4 実験済燃料試験検査項目	6
3. プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料の核的特性解析	10
3.1 解析目的	10
3.2 解析手法	10
3.3 計算結果および検討	11
3.4 結 論	12
4. 予備実験	14
4.1 実験目的	14
4.2 実験方法	14
4.3 実験結果	15
4.4 検討および考察	17
5. 実験物および輸送容器の開発	22
5.1 試験燃料	22
5.2 カプセル	23
5.3 輸送容器	23
6. 原子炉の設置に係る変更許可申請	28
6.1 経過報告	28
6.2 所内審査報告	28
6.3 カプセルシール部不全事故時被曝線量評価	29
7. あとがき	44
謝 辞	44
参考文献	44

C O N T E N T S

1. Introduction	1
2. Experimental plan	4
2.1 Objectives	4
2.2 Outline of test fuel rod specification	4
2.3 Experiment items and conditions	5
2.4 Post-test fuel examination items	6
3. Evaluation on nuclear characteristics of plutonium-uranium mixed oxide fuel	10
3.1 Objectives	10
3.2 Analytical method	10
3.3 Analytical results and discussion	11
3.4 Conclusion	12
4. Preliminary experiments	14
4.1 Objectives	14
4.2 Experimental method	14
4.3 Results	15
4.4 Discussion	17
5. Development of experiment devices and transportation cask of fuel	22
5.1 Test fuel	22
5.2 Capsul	23
5.3 Transportation cask	23
6. Progress of safety evaluation on NSRR reactor and capsul	28
7. Afterword	44
Acknowledgement	44
References	44

1. 序 論

国際的な核燃料サイクルの見直しによりプルトニウム燃料の有効利用が考えられている。本来、プルトニウム燃料は高速増殖炉に使用することが考えられていたが、高速炉の実用化が当初の見通しより遅れ、軽水炉等で生産されるプルトニウム量が過剰気味となり、これを熱中性子炉でも使用しようと言うものである。わが国においては、新型転換炉(ATR)においてプルトニウム燃料を既に使用しているが、通産省においてもプルトニウムーウラン混合酸化物燃料の軽水炉利用が計画されており、日本原子力発電株式会社の敦賀炉(BWR)，関西電力株式会社の美浜炉(PWR)における試験照射計画が進展している。

このような情勢の下に、混合酸化物燃料の事故時の挙動を調べることは燃料の設計、製作及び安全評価基準策定の上で大いに役立つものと思われる。NSRRでは1975年10月の第1回目の実験よりこれまで既に400回以上の実験を重ね、反応度事故条件下における酸化ウラン燃料の破損挙動を調べてきた¹⁾。この度、この実績に基き、動力炉・核燃料開発事業団(動燃)の要請もあり、動燃との共同研究として比較的低富化度のプルトニウムーウラン混合酸化物燃料の事故時の破損挙動をNSRRを用いて実験的に究明することになった。具体的な研究目的としては混合酸化物燃料の破損挙動、破損しきい値を究明し、酸化ウラン燃料の場合と比較検討すると共に、プルトニウムスポット径の燃料破損に及ぼす影響を実験的に解明することにより、燃料の設計、製作及び安全評価基準策定に役立てようとするものである。

動燃との共同研究は昭和54年度より正式に発足し、研究計画の立案・検討を行った。概略のタイムスケジュールとしては、初めの2年間に原子炉設置変更許可を得ると共に、試験燃料の製造、カプセルの製作、燃料輸送容器の開発・製作、実験済燃料試験施設等を行い、後半3年間に20～30回の実験を実施する予定である。より詳細なタイムスケジュールと主担当をTable 1.1に示す。この中、昭和54年度は原研、動燃の分担に基き双方において実験準備のため諸作業を鋭意進めた。その進歩の概要は次の通りである。

(1) 原子炉設置変更許可申請

プルトニウムーウラン混合酸化物燃料を試験燃料とすることに伴い、原子炉設置変更許可申請を必要とし、54年9月～11月に原研所内審査を行い、目下、科学技術庁に申請中である。

(2) カプセルの設計・試作

照射実験は二重カプセル方式で行う予定で、外部容器としては従来のカプセルを使用するため、内部カプセルの設計・製作(動燃)を行った。

(3) 実験燃料の製造(動燃)

第1次試験用のPuO₂ - UO₂均一混合燃料の仕様と検査基準を決定し、燃料ペレットの製造と検査を行った。

(4) 発熱量計算・予備実験

二重カプセル体系における試験燃料の発熱量の計算を行い、UO₂燃料による予備実験を

実施した。これにより発熱評価の妥当性、内部カプセルの健全性を確認した。

(5) 実験済燃料輸送容器の開発（動燃）

実験燃料については動燃・東海事業所において製造し、原研に輸送した後、NSRRにおいて照射を行う。その後、実験済燃料の試験は動燃で実施する予定であるので、再び、実験済燃料を動燃に輸送する。このための輸送容器として、照射前の燃料に関しては動燃保有のものが使用出来るが、実験済燃料（水を満した内部カプセル内に封入された状態で輸送）に関しては新たに開発の必要があり、詳細設計と安全性確認のためのモデル試験の準備を進めた。

(6) 実験済燃料の試験・検査（動燃）

検査機器の新設及び実験済燃料受入れにかかる安全性の検討を行った。

次章以降において、これらの成果等についてより詳細に述べる。

Table 1.1 NSRRによるPuO₂-燃料照射実験タイムスケジュール

項目	年 度	主 分 担	4	54 1979	3 4	55 1980	3 4	56 1981	3 4	57 1982	3 4	58 1983	3
1. 研究計画の立案・検討	原研・動燃												
2. UO ₂ 燃料による予備実験	原研												
3. 原子炉設置変更許可申請	原研												
4. 実験燃料設計・製造	原研												
5. Pu燃料使用許可申請	動燃												
6. NSRR施設改修	原研												
7. 内部カプセル製作	原研												
8. 実験燃料の輸送	動燃												
9. 照射実験	原研												
10. 実験済燃料試験(原研→動燃)	動燃												
11. 実験済燃料分析	原研												
12. 実験解説書作成	原研・動燃												
13. 報告書作成	原研・動燃												

2. 実験内容

2.1 実験目的

軽水炉あるいは新型転換炉に用いられる予定のプルトニウム－ウラン混合酸化物燃料（以下 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料と表す）に関して NSRR を用いて行うべき実験課題としては次の 2 つが考えられる。すなわち、その第一としては、これまで行った、および今後行う UO_2 燃料実験と比較して $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の破損しきい値、あるいは燃料挙動に相違があるか否か、もし、あるとすればどの程度 Pu を含んだ場合から現われるかを究明することであり、付帯的に解析コードの検証データを得ることも目的となろう。第二としては $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料製造上の問題が燃料挙動に及ぼす影響を調べることであり、特に問題となっている Pu スポットの大きさの影響について究明する。以下に試験燃料、実験条件、実験手順、照射後試験項目等の案を記す。

2.2 試験燃料の仕様の概要

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料を用いる対象としては PWR, BWR, ATR を考えているが、それぞれ燃料の寸法、形状あるいは被覆材の材質が異なっている。一方、これまでの NSRR 実験では長手方向の寸法は別とすれば標準試験燃料としては 14×14 型の PWR 燃料と同一寸法とし、被覆材もジルカロイ-4 を用いている。

NSRR では上記の標準試験燃料を用いて多数の実験を行うと共にギャップ幅、初期内圧、ペレット形状、被覆材肉厚、熱処理条件あるいは冷却材条件等を変えた実験を行っているので、これらの結果と比較する上からも $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料試験の燃料としては現 NSRR 標準試験燃料と同一寸法、形状のものが望ましい。Fig. 2.1 にその試験燃料を示す。径方向の寸法は以下の通りである。

ペレット直径	9.29 mm
被覆材外径	10.72 mm
” 肉厚	0.62 mm

又、試験燃料の Pu 含有量については、LWR 用のものでは 3 ~ 6 %、ATR 用のものでは 0.5 ~ 0.8 % であるので、実験発熱量範囲に応じ次の 2 通りを考える。

- A型： NU-6 % Pu, 95 % TD
- B型： 10 % U^{235} - 6 % Pu, 95 % TD

A型は約 300 cal/g · fuel 程度までの発熱量の実験に用い、B型はさらに高発熱量の実験を行う必要がある場合に用いる。又、6 % Pu 含有燃料の破損挙動等について UO_2 燃料実験結果と相違が現われた場合にはより少量の含有率の Pu 燃料についても実験を行うことを考える。なお、Pu スポットの大きさについては最大 200 ~ 600 μm とする。

2.3 実験項目および実験条件

(1) $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の破損挙動に関する実験

(a) 実験目的

- (i) 反応度事故条件下において、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の破損しきい値および燃料挙動を調べ、 UO_2 燃料の結果と比較検討する。
- (ii) 過渡時および照射後のデータを得て、解析コードの検証を行う。

(b) 実験条件

(試験燃料 A型、冷却水常温常圧条件)

実験番号	発熱量 (cal/g)	計 装					実験目的
		a	b	c	d	e	
1	100	○			○		発熱量の較正、発熱分布の測定
2	150	○	○	○	○	○	酸化量、変形量、ペレット・クラックの測定
3	170	○	○	○	○	○	同 上
4	200	○	○	○	○	○	同 上
5	240	○	○	○	○	○	同 上
6	250	○	○	○	○	○	破損しきい値、破損挙動の把握
7	260	○	○	○	○	○	同 上
8	270	○	○	○	○	○	同 上
9	280	○	○	○	○	○	燃料の分断挙動の把握
10	300	○	○	○	○	○	同 上

a : 被覆材表面温度

b : ペレット伸び

c : 被覆材伸び

d : カプセル水温

e : カプセル内圧

(2) Pu スポットの燃料破損に及ぼす影響に関する実験

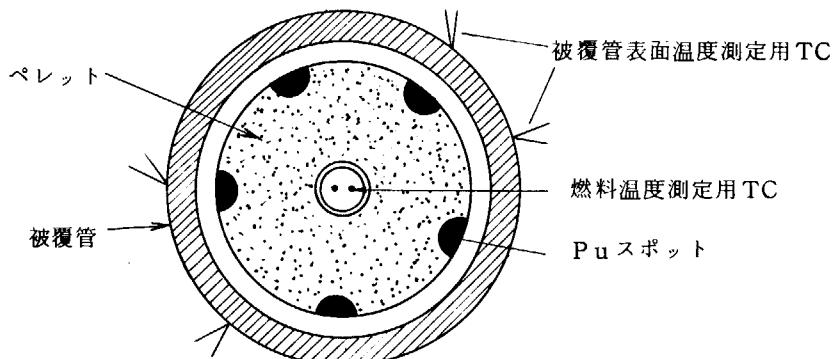
(a) 実験目的

- (i) 反応度事故条件下における燃料破損挙動に影響を及ぼす Pu スポットの限界粒径を実験的に調べる。
- (ii) Pu スポット近傍の被覆管温度を測定し、解析と照合する。

(b) 実験方法

種々の大きさの Pu スポットを A型ペレットの表面に埋込んだ試験燃料を製造し、これを実験に供する。粒径は $200 \mu\text{m}$ から $50 \mu\text{m}$ 每に $600 \mu\text{m}$ 程度まで変え、1個のペレット表面に 6~8 個の Pu スポットをつくる。NSRR 実験において試験燃料の軸方向発熱分布は比較的平坦であるので、1本の燃料に粒径を変えたペレットを充填し、燃料破損しきい値近傍の発熱量で照射する。その後明らかに Pu スポットの影響が現われた発熱量で同一粒径の Pu スポットを有するペレットのみでつくった試験燃料の照射を行う。なお、最初の照射実験においては照射後燃料の被覆管内壁の溶融状態を入念に調べる。又、本実験においては燃料はペレット表面に Pu スポットを有するので、ギャップ幅が問題となることが考えられるので、ギャップ幅も 1 つのパラメータとする。又、実験の

数例についてはPuスポット近傍の被覆管温度を詳細に測定し、解析に役立つデータを入手する。場合によってはペレット中心温度の測定も考える。



(c) 実験条件

実験 番号	発熱量 (cal/g)	Puスポットの 大きさ(μm)	ギャップ 幅 (mm)	計 装		備 考
				被覆管 温 度	ペレット 温 度	
1	240	200, 250, 300, 350, 400, 450, 500, 600, 各2	0.095	○		破損に影響を及ぼす粒径 を調べる。 照射後燃料の被覆管の内 壁の溶触状態を観察する。
2	250	"	"	○		"
3	260	"	"	○		"
4	*	**	"	○	○	* 実験1~3の結果、問題となる粒径のものに ついて破損しきい値と なる発熱量を決める。
5	*	**	"	○	○	
6	*	**	"	○	○	
7	*	**	0.06	○		** 粒径は2種類
8	*	**	0.04	○		* , ** 実験4~6の結 果より決定する。

2.4 実験手順

混合酸化物燃料実験は、おおむね以下に述べる手順に従って行う予定である。

- (1) 動燃事業団において製作した試験燃料は、燃料本体への計装を施した後、輸送容器に入れ、原研NSRR施設に搬入する。
- (2) NSRR施設においては、受入検査の後、試験燃料を内部カプセルに取付け、必要な計装を施す。
- (3) 内部カプセルの組立て完了後、および内部カプセルを外部容器に組み込んで外部容器の組立てを完了した後には、それぞれの段階でヘリウム漏洩検査を行って、各カプセル、容器の気密性を確認する。
- (4) 実験物をNSRR原子炉建家に搬入し、実験孔に装荷する。
- (5) 実験物をNSRRのパルス出力運転によって照射する。同時に、試験燃料およびカプセルに施した計装類の信号を記録する。

- (6) 実験物を実験孔から取出して、原子炉建家内貯蔵ピットへ移し、必要期間冷却する。
 - (7) モニタ等によって、内部カプセルの健全性が確認できた場合には、実験物を解体セルに移し、外部容器を解体して内部カプセルを取り出し、出来る限り速やかに、内部カプセルを輸送キャスクに封入する。
もし、モニタ等によって、内部カプセルの気密性の不全が明らかとなった場合には、実験物を解体せず、外部容器のまま輸送キャスクに封入する。
 - (8) 実験物輸送キャスクは、気密性の確認を行ったのち、NSRR施設から動燃事業団へ輸送する。
 - (9) 動燃事業団内プルトニウム取扱施設において、内部カプセルを解体し、試験燃料を取出して、その後必要な試験・検査を行う。
- 以上の実験手順の概要を、Fig. 2.1に整理して示す。

2.5 実験済燃料の試験検査項目

NSRRで照射した実験物のうち、外部容器についてはNSRR施設において解体するが、内部カプセルについてはそのまま動燃に輸送し、動燃施設内において内部カプセルを解体し、内部の試験燃料を取り出して必要な試験検査を行う。なお、一部の試験検査（燃料棒の中性子ラジオグラフィ検査、ペレットのFP分析等）については、原研の施設において実施する必要がある。Table 2.1には、現在考えられる試験検査の項目を示すが、このうち可能な限り実施してゆく予定である。

Table 2.1 実験済燃料の試験検査項目

対象	試験項目	試験内容	備考
燃料棒	外観観察 寸法測定 X線撮影 中性子ラジオグラフィ 重量測定 γ線強度分布測定	外観・破損状況の観察, 写真撮影 長さ, 直径, 曲り, ふくれ等の測定 燃料棒内部状態の観察 ペレット(Puスポットを含む)の状態観察 燃料が細分化している場合には, 回収燃料 の重量を測定 γ線強度分布を測定し, 出力分布, 相対発 熱量を評価	原研施設利用
ペレット	破片粒度分布測定 金相試験 α オートラジオグラフィ FP分析 元素分析	ペレットが微粒子化している場合には, ふ るいによって, 粒度分布を測定 必要に応じ, 横断面, 縦断面の金相的特徴 を観察 α オートラジオグラフィによってPuス <small>p</small> ットを観察 FP生成量を求め, 発熱量を較正 被覆材元素の拡散量を評価	原研にて分析
被覆材	破断面の観察 金相試験 機械的強度測定 元素分析	破断面を観察し, 写真撮影 組織観察, 酸化膜厚の測定等 脆化度, 硬度等の測定 ペレット構成元素の拡散量を評価	

作業区域

実験物取扱手順

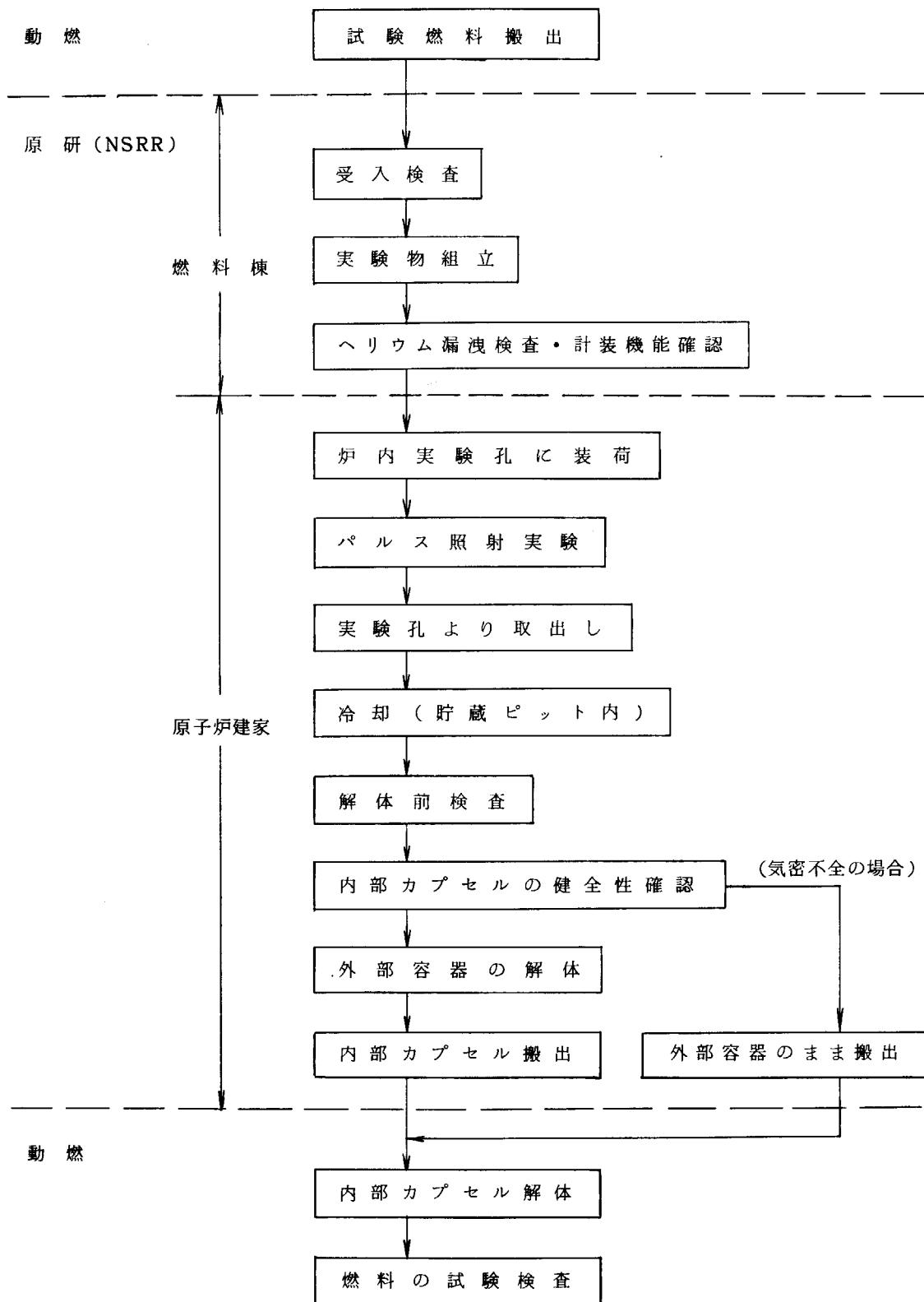


Fig. 2.1 混合酸化物燃料実験手順概要

3. プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料の核的特性解析

3.1 解析目的

プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料($\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料と称する)の製作に先立って、約300 cal/g·fuelの発熱量を達成し得る $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料内のU-235の濃縮度を予測すると共にNSRRの安全性から要求される実験物(二重カプセル)の負の反応度価値の絶対値が3.5\$を越えない(-3.5\$を下回らない)ことを確認する。

また、 UO_2 試験燃料を用いた予備実験における燃料棒の発熱量並びに二重カプセルの反応度価値の予測値と実測値との比較によって、計算精度の定量化を計り、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料内のU-235の濃縮度の予測の精度向上に反映させる。

3.2 解析手法

全炉心－実験物体系を半径方向93、高さ方向69にメッシュ分割した2次元円筒形状で表わし、この計算体系について、7群(高速3群、熱4群)縮約の核断面積を用いて、中性子拡散計算を行い、燃料棒の発熱量および実験物の反応度価値を評価した。拡散計算は、「CITATION」⁽²⁾コードで行い、インプットとした7群縮約断面積は、「GGC-4」⁽³⁾コードを用いて作成した。

計算は、カプセルの相違(一重カプセル(NSRR標準大気圧水カプセル)、あるいは二重カプセル)とカプセル内に装荷される燃料棒の相違($\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料、あるいは予備実験用 UO_2 試験燃料)をパラメータとして行った。

試験燃料は、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料に関しては、95%理論密度の6w/o PuO_2 - 94w/o UO_2 (密度は10.45 g/cm³)で、PuについてはTable 3.1に示す原子組成をもち、UについてはU-235濃縮度を0.72%，5%，10%，15%，および20%のパラメータとした5種類を考慮し、 UO_2 試験燃料に関しては、5%，10%，および20%濃縮U-235の3種類を考慮した。

Table 3.1 プルトニウム原子組成比

Pu^{238}	0.8w/o
Pu^{239}	65.0w/o
Pu^{240}	21.7w/o
Pu^{241}	7.3w/o
Pu^{242}	3.0w/o
Am^{241}	2.2w/o

3.3 計算結果および検討

(1) UO_2 試験燃料の場合

一重カプセル使用時と二重カプセル使用時の U-235 の濃縮度と燃料棒の平均発熱量 および実験物の反応度価値との関係を Fig. 3.1 に示す。

i) 実験物の反応度価値

Fig. 3.1 から判るように、一重カプセルに UO_2 燃料を装荷した場合、U-235の濃縮度の違いに関係なく、反応度価値はほぼ一定の値をとり、計算値と実測値は良い一致を示している。また、二重カプセルに UO_2 燃料を装荷した場合、実測値は 20 % 濃縮のケースだけであるが、計算値が -1.99 \$ で実測値が -2.05 \$ となり、この場合も良い一致を示している。

ii) 試験燃料棒の発熱量

一重カプセルを使用した場合、Fig. 3.1 に示したように、U-235 の濃縮度が 5 %, 10 %, および 20 % の各々に対して、計算値は、約 15 %, 12 %, および 7 % 実測値より低い。二重カプセルを使用した場合、20 % 濃縮のケースだけであるが、計算値は約 19 % 実測値より低い。

(2) $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の場合

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料を二重カプセルに装荷したモデルにおける実験物の反応度価値および燃料棒の発熱量の計算結果を Fig. 3.2 に示す。

i) 実験物の反応度価値

UO_2 燃料における計算値と実測値の良い一致から、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料を二重カプセルに装荷した場合の実験物の反応度価値は、Fig. 3.2 に示した計算値の約 -2 \$ 近傍の値をとると思われる。また、試験燃料を装荷しない時の二重カプセルの反応度価値の実測値が -2.25 \$ で、燃料を装荷すると約 0.1 \$ の反応度価値が加えられることを考慮して、上記の推測は妥当であると思われる。

従って、二重カプセルを用いた $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料実験における実験物の反応度価値は、-3.5 \$ を下回らない（負の絶対値が大きくならない）と思われる。

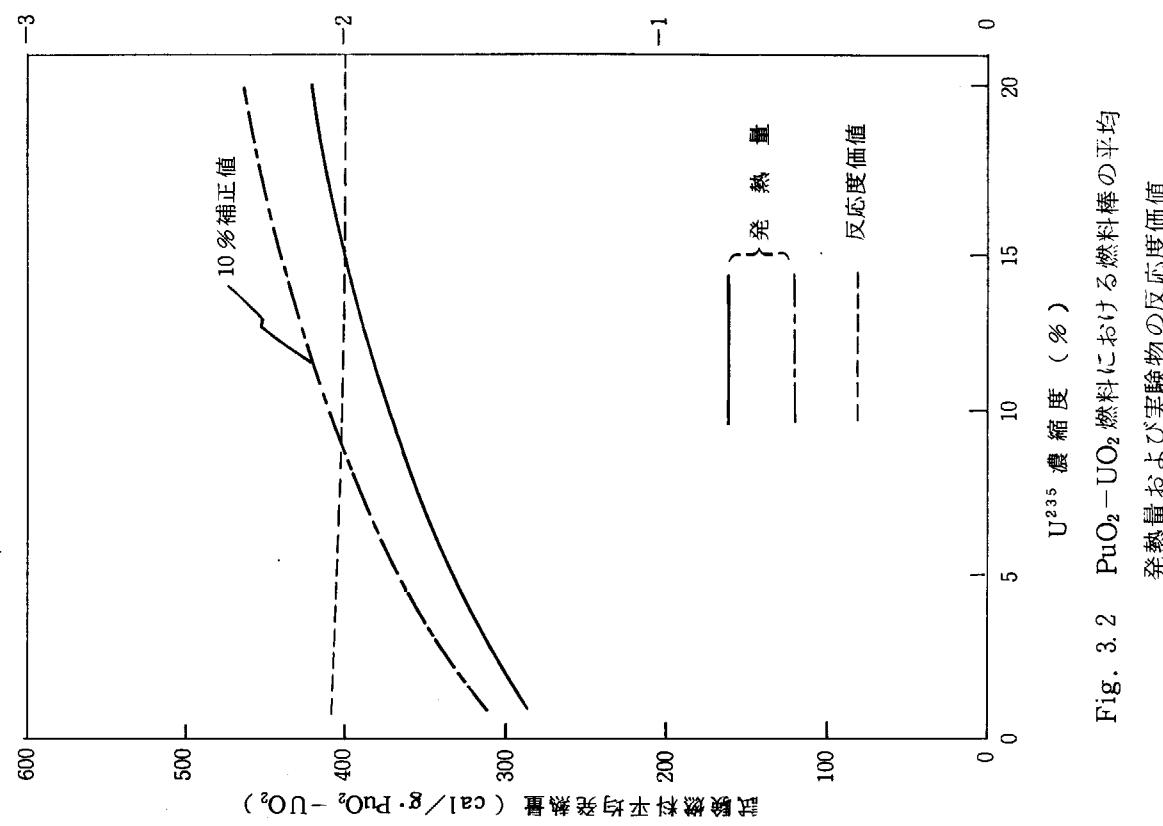
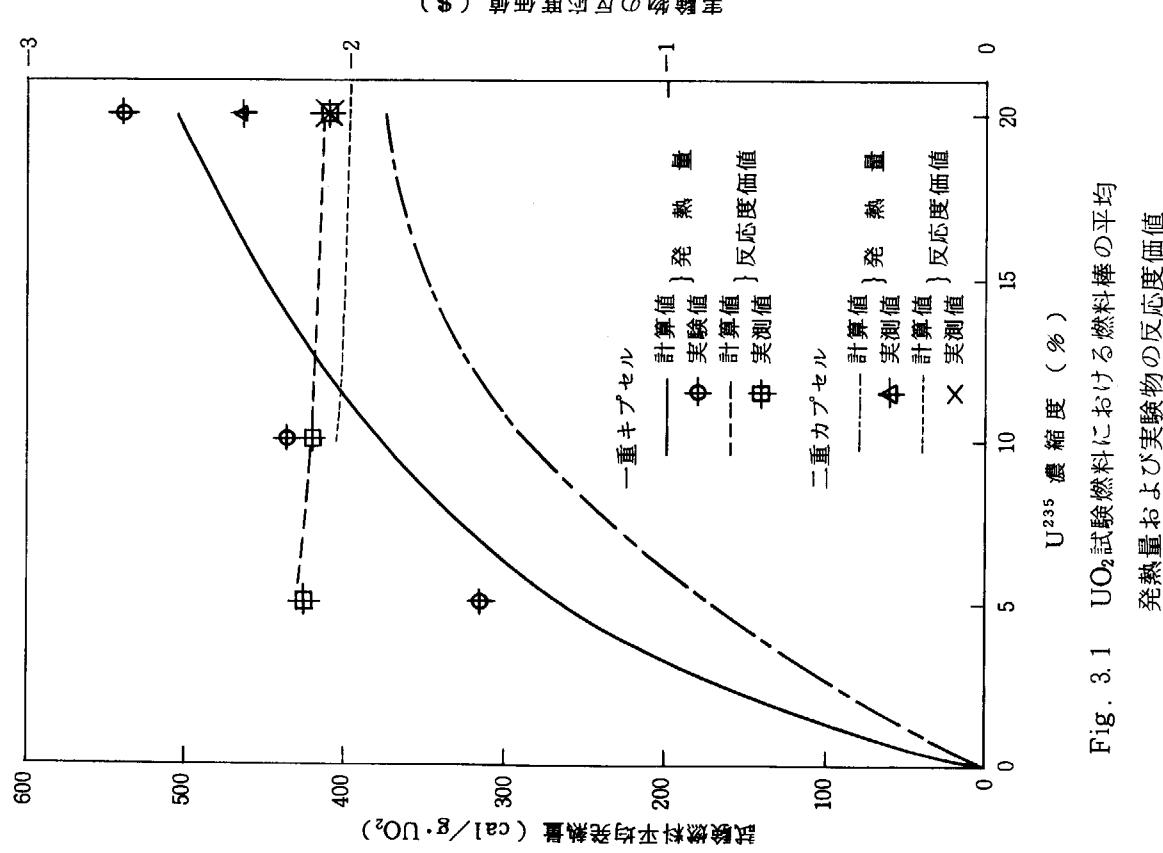
ii) 試験燃料棒の発熱量

一重カプセルを用いた通常の NSRR 標準 UO_2 燃料実験においては、平均的に実測値が 10 % 程度計算値を上回る。一重カプセル実験によって蓄積された実測値の高い信頼性に基づいて、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料棒の発熱量は、計算値に +10 % の補正を加えた値をとると設定する。これは、二重カプセルを用いた 20 % 濃縮 UO_2 燃料の場合、計算値が実測値より約 19 % 低いことを考慮に入れて、十分ひかえ目な推測と言える。

従って、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料棒が炉心の放出エネルギー 100 MW-S 当たり 300 cal/g・ $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ の発熱量を得るに必要な U-235 の濃縮度は、Fig. 3.2 に示したように、計算値だけから判断すると約 2 % 程度必要であるが、10 % の補正を加えると天然ウラン程度(0.72 %)で十分である。

3.4 結論

上記の検討結果から、 i) 約 300 cal/g · fuel の発熱量を達成し得る $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料内の U-235 の濃縮度は、天然ウラン程度(0.72 %)で十分である、 ii) 実験物（二重カプセル）の反応度価値は、-3.5 \$を下回らない、ということを結論づけることができる。



4. 予 備 実 験

4.1 実験目的

予備実験は、混合酸化物燃料実験のために開発したカプセルの健全性および核的特性を確認するために計画した実験であり UO_2 燃料を試験燃料として二重カプセル内に装填し、NSRRのパルス出力照射に供した。予備実験は、実験 No. 700-1~700-4 の4回の実験から成り、特に以下の事項を目的としている。

- (a) 二重カプセルの反応度値の把握
- (b) 二重カプセル内試験燃料の発熱量の把握
- (c) 試験燃料に高発熱量を与えて破損させた場合の、内部カプセルの健全性の確認
- (d) その他、カプセルの設計上問題となる事項の把握

4.2 実験方法

(1) 実験物および計装

予備実験においては、Fig. 4.1 に示すように通常の NSRR 実験に用いている大気圧水カプセルを外部容器とし、その内部に今回製作した小型のステンレス鋼製容器(内径 65 mm, 肉厚 4 mm, 高さ約 40 cm, 内容積約 1000 cm³) を組み込んだものを実験カプセルとして用いた。内部容器の中心部には、NSRR の標準型 UO_2 燃料(U-235 濃縮度 20%) 1 本を装填し、内部カプセル内には常温常圧の純水を約 850 cm³ 注入した(カプセル内自由空間約 100 cm³)。この内部カプセルを、試験燃料の中央部が炉心長の中央部と一致するように位置決めして外部容器に取り付け、外部容器の中にも、通常の実験の場合と同様に常温常圧の純水を注入した。

なお、試験燃料の計装としては、被覆管表面の有効発熱長中心部 2 個所(0° および 180° 方向)に、Pt/Pt-13%Rh の熱電対素線(素線径 0.2 mm)を点溶接した。また、内部カプセルの計装としては、有効発熱長の中心部と同一高さの水中およびカプセル外表面に、それぞれシーズ型 CA 熱電対 1 本を、また、カプセル底部には圧力検出器を取り付けた。さらに、内部カプセルの上蓋下面には、水撃力を測定するために、ネオプレン・ゴム板を台座とした歪ゲージを取り付けた。その他、内部カプセル胴部の中央部および上部の外表面には、歪ゲージをそれぞれ取り付けた。

(2) 照射前試験

内部カプセルは、使用前に、先ずプロファイル・メータを用いて詳細に寸法を測定した。また、内部カプセルの組み立て後は、ヘリウム漏洩試験を行いカプセルの気密性を確認した。外部容器についても、組み立て後同様の試験を行い、その気密性を確認した。

(3) 照射実験

予備実験は、実験 No. 700-1 から 700-4 までの 4 回の実験から成る。このうち、はじめの 700-1 実験では、パルス照射は行なわず、実験物の反応度価値のみを測定した（試験燃料なし）。続く 3 回の実験では、パルス出力照射により、試験燃料に $160 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 、 $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ および $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量をそれぞれ与えた。これらの照射実験時には、(1)に示した計装類によって、燃料表面温度、冷却水の温度・圧力、内部カプセルの壁温・歪み等を測定した。

(4) 照射後試験

照射実験後は、試験燃料の外観・寸法検査を行った。また、実験 No. 700-2 に用いた燃料については、発熱量の較正のため、FP の分析を行った。実験に使用した内部カプセルについては、永久歪みの有無を確認するため、プロファイル・メータによって詳細な寸法測定を行った。

4.3 実験結果

(1) 実験 No. 700-1 および 700-2 の結果 実験 No. 700-1 は、カプセル内に試験燃料を入れない場合の実験物の反応度価値を測定する目的で行った実験であるが、反応度価値の測定値は $-\$2.25$ であった。なお、カプセル内に試験燃料を入れた場合（実験 No. 700-2 ~ 700-4）の実験物の反応度価値は、平均的に $-\$2.05$ であった。

実験 No. 700-2 は、二重カプセル内の発熱量を把握する目的で行った実験であるが、FP の分析結果に基く発熱量の較正值は、炉心の放出エネルギー $100 \text{ MW} \cdot \text{S}$ 当り $464 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であった。

(2) 実験 No. 700-3 の結果

実験 No. 700-3 は、燃料の破損に伴って生ずる恐れのある圧力波、水撃力等の衝撃力を測定するとともに、これらが内部カプセルの健全性を損うことがないことを確認するために行った実験である。実験においては、実際の混合酸化物燃料実験で現在予定している最大発熱量 ($300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$) を上回る $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。この結果、試験燃料の有効発熱部は、Fig. 4.2 に示すように比較的粗大な破片状に分断し、また、一部の燃料は微細な粒子状と化していた。

この照射実験時に測定した計装類の記録の主なものを Fig. 4.3 に示す。被覆材表面に取り付けた 2 本の熱電対は、いずれもパルス出力のピーク後約 100 ms に約 1750°C の最高温度を指示し、その直後に破損した。水温は、パルス出力発生後徐々に上昇し、15 秒後には最高値約 75°C に達した（温度増分約 50°C ）。また、カプセルの内圧については、パルス的な圧力波の発生はなく、比較的ゆるやかな圧力の上昇が生じ、約 15 秒後には最高値約 13 kg/cm^2 （ゲージ圧）に達した。カプセルの内圧は、この後約 1 分間 13 kg/cm^2 の一定値を保持し、その後水温の降下と一致して、微少ながら徐々に減少はじめ、パルス出力発生後約 30 分経過した時点での内圧（ゲージ圧）は約 11 kg/cm^2 であった。内部カプセル蓋下面に取り付けた歪ゲージの信号も、内圧計によって測定したカプセル内圧の挙動と類似し

た挙動を示し、最高圧力(ゲージ圧)約 13 kg/cm^2 を指示した。なお、この歪ゲージの信号から判断して、水撃力の発生は全くなかった。

カプセル内圧上昇の原因は、燃料被覆材のジルコニウムと水との反応によって起こる水素ガスの発生にあると考えられる。上記約 13 kg/cm^2 の圧力上昇が水素ガスの発生によるものと仮定すると、ジルカロイ被覆材の酸化反応を受けた割合は、約 15% と評価される。⁽¹⁾ なお、実験後プロファイル・メータを用いて内部カプセルの寸法を測定した結果、カプセルの永久歪みは全く認められなかった。

(3) 実験 No. 700-4 の結果

実験 No. 700-3 の結果では、試験燃料の照射とともに、ジルカロイ-水反応に起因すると考えられるカプセル内圧の上昇が起こり、長時間この圧力が保持されるという現象が生じたので、この燃料に対する外圧条件が、燃料の破損挙動にどのような影響をもたらすかを確認するために、破損しきい値近傍の発熱量を試験燃料に与える実験を、実験 No. 700-4 として実施した。これまでの NSRR 実験によると、常温常圧水中における 20% 濃縮 UO_2 燃料の破損しきい値は約 $250 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であるので、実験 No. 700-4においては、試験燃料に $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。

この結果、試験燃料は、Fig. 4.2 に示すように、有効発熱部の全長が酸化によって黒色化したもののは破損には至らなかった。ただし、被覆管のペレット界面位置に相当する部分では、随所に極めて浅い円環状のくびれ(Waisting) が生じていた。

照射実験時に測定した計装類の記録の主なものを、Fig. 4.4 に示す。試験燃料の被覆材表面温度は、パルス出力発生後約 1 秒で最高値約 1600°C に達し、その後約 1 ~ 2 秒間 600°C 以上の高温を保った後、急降下(クエンチ)している。水温は、パルス出力発生後徐々に上昇し、15 秒程度後に最高値約 45°C に達した(温度増分約 30°C)。また、カプセル内圧計の信号は、図に見られるように、非常に不規則な階段状の上昇および降下を繰り返した形となっているが、これは物理的に説明のつかない現象であり、明らかにノイズの影響を受けた結果であると判断される。なお、内部カプセル蓋下面に取り付けた歪ゲージの信号には、このような階段状の圧力の振動は表われておらず、実験 No. 700-3 の場合と類似した、比較的ゆるやかな内圧の上昇を示す傾向のみが見られた。これらのことから勘案して推定したカプセル内圧力の値を、同図に破線で示した。この場合の最高圧力の推定値は、約 6 kg/cm^2 (ゲージ圧) である。

この圧力上昇を、ジルカロイ-水反応で起こる水素ガスの発生によるものと仮定すると、ジルカロイ被覆材の酸化反応を受けた割合は、約 7% と評価される。この酸化反応を起こしたジルカロイの割合の推定値は、これまでの多数回の NSRR 実験から求めた被覆材酸化量の実測値と極めて良い一致を示す(実験 No. 700-4 に対応する発熱条件での被覆材酸化量の実測値は、平均的に約 6%)。従って、実験 No. 700-3 および 700-4 で観測されたカプセル内圧の上昇は、ジルカロイ-水反応によって生じた水素ガスによるものと結論することができる。なお、以上のような数 kg/cm^2 程度のカプセル内圧の上昇があっても、燃料の破損挙動に影響はなく、破損しきい値が変化しないことを確認することができた。

4.4 検討および考察

(1) 実験物の核的特性

大気圧水カプセルのみを収納容器とする通常の実験物の反応度価値は、試験燃料なしで約-\$ 2.20であるが、この内部にさらに小型のカプセルを組み込んで、二重カプセル構造としても、反応度価値はほとんど変らず、-\$ 225であることが、今回の実験結果から確認できた。なお、20%濃縮のUO₂試験燃料をカプセル内に挿入した場合には、反応度価値は15～20φプラス側となる。これらは、いずれも実験物に関する反応度価値上の制限値（負の最大値\$ 3.5）を下まわる値であって、問題はない。なお、核計算によって予測した二重カプセルの反応度価値は、-\$ 2.0（試験燃料あり）であり、上記の実測値と極めて良い一致を示した。

二重カプセル内における20%濃縮UO₂燃料の発熱量の較正值は、炉心の放出エネルギー100MW・S当り464 cal/g・UO₂であったが、これは、一重カプセル（大気圧水カプセルのみ）における同燃料の発熱量540 cal/g・UO₂に比べて、約14%低い値である。大気圧水カプセル内に小型のステンレス鋼製カプセルを導入した場合には、ステンレス鋼の熱中性子吸収効果によって、試験燃料の発熱量が減少することは、核計算によても予測できていたことであるが、実測した発熱量の減少率は、予測した減少率よりも幾分小さ目であった。この、試験燃料発熱量の実測値と計算値との比較から、将来の混合酸化物燃料実験において、現在考えている二重カプセル体系においても6w/o PuO₂-97w/o U（天然ウラン）O₂の仕様の燃料を供試体として用いた場合に、最大300 cal/g・fuelの発熱量目標値を達成できるという見通しを得ることができた。

(2) 内部カプセルの設計の妥当性

予備実験に用いた内部カプセルは、試験燃料の最大発熱量を300 cal/g・fuelと想定し、最大90 kg/cm²までの静圧に耐えるように設計してある。今回の予備実験では、最大340 cal/g・UO₂の発熱量を与えて試験燃料を破損させたが、カプセル内では水撃力や圧力波といった衝撃力の発生は無く、代ってジルコニウム-水反応に起因する約15 kg/cm²程度までの比較的ゆるやかな圧力上昇があったものの、これとしても上記設計圧力に比べて十分小さく、内部カプセルの健全性を損う恐れは全く無かった。実際、照射実験前後にプロファイル・メータを用いて測定した内部カプセルの寸法の比較からも、カプセルの永久歪みは全く認められず、その健全性が確認できた。また、内部カプセルのヘリウム漏洩試験の結果、カプセルの気密性に関しても、構造上問題ないことを確認することができた。前述した実験物の核的特性も含めて判断すると、今回設計・試作した内部カプセルは、将来の混合酸化物燃料実験用のカプセルとして、十分な機能と健全性を有すると結論できる。

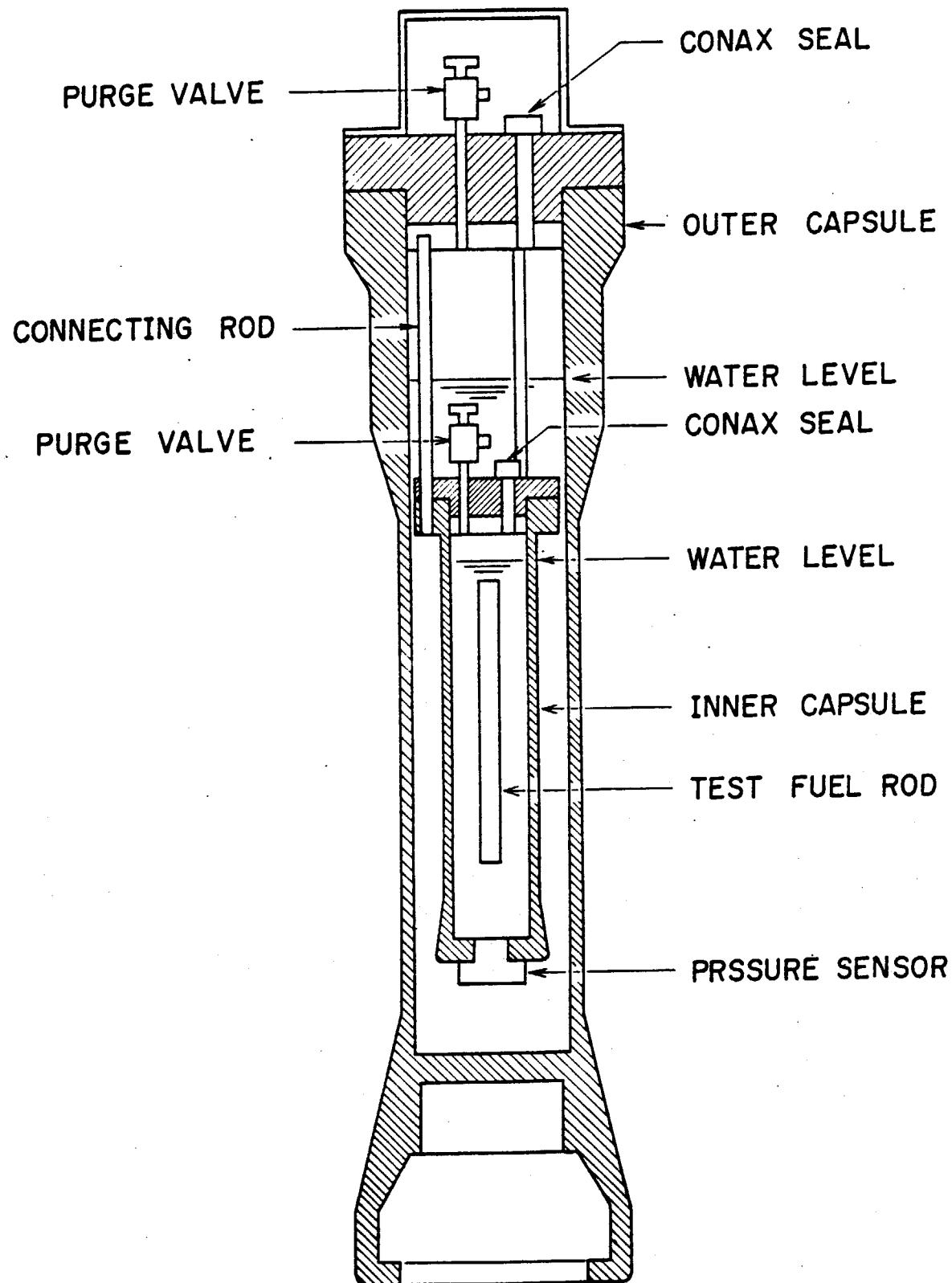


Fig. 4.1 予備実験用 2重カプセル概要図

TEST No.ENERGY
(cal/g·UO₂)

700-2

160



700-3

340



700-4

253



Fig. 4.2 予備実験後の燃料棒外観

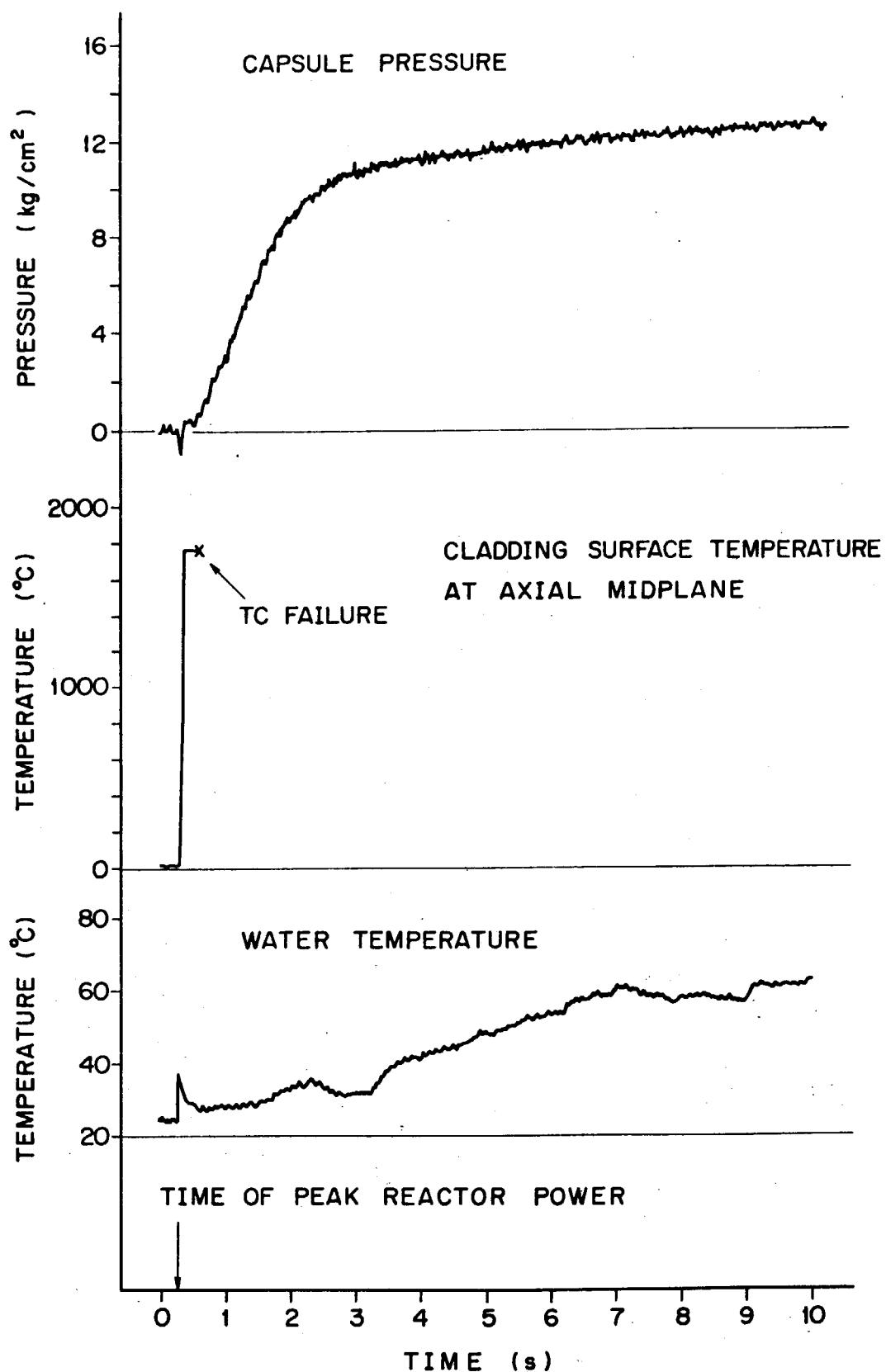


Fig. 4.3 実験No 700-3における過渡時の計装記号記録

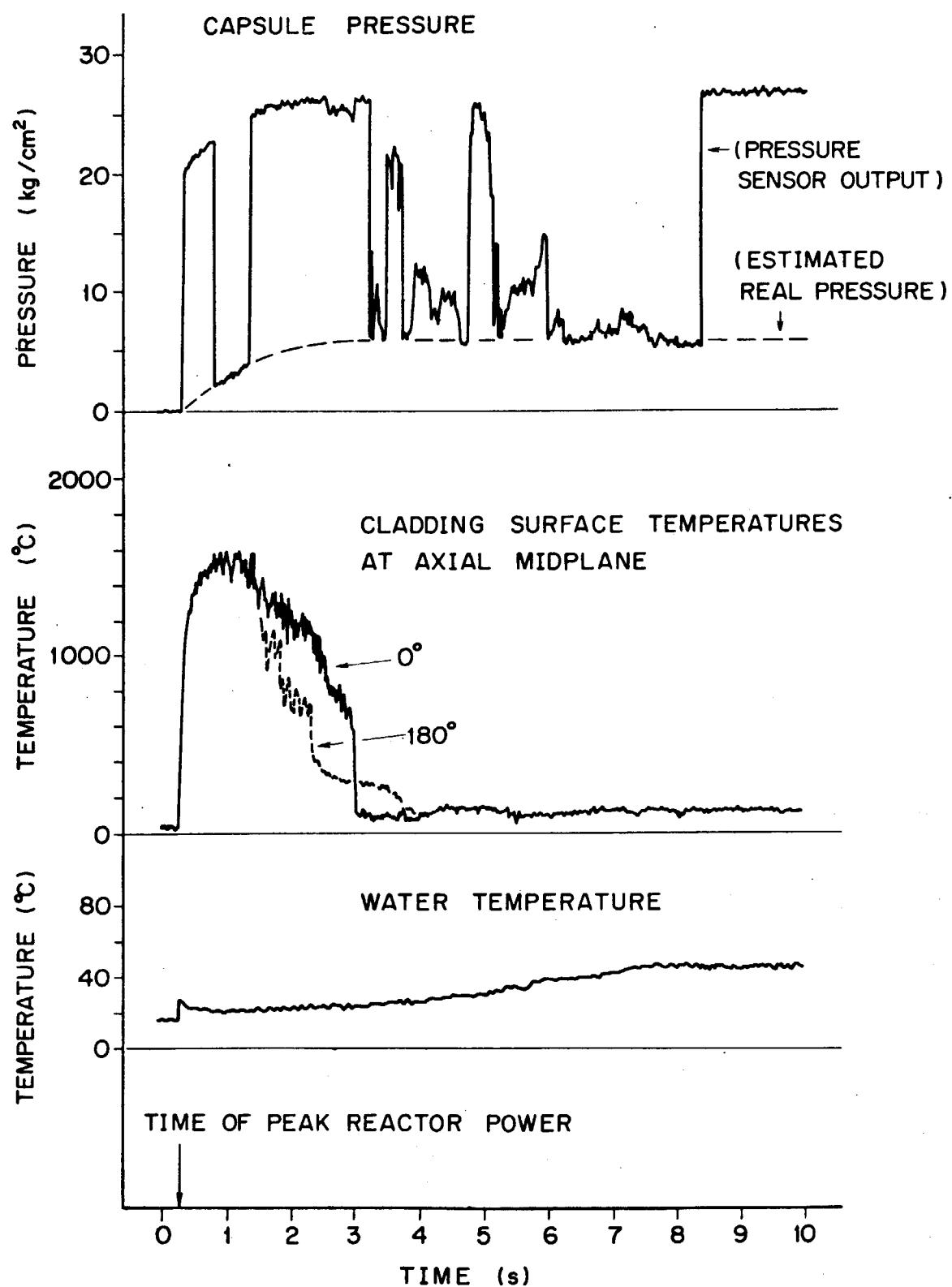


Fig. 4.4 実験No. 700-4における過渡時の計装記号記録

5. 実験物および輸送容器の開発

5.1 試験燃料

NSRRにおいては、これまでに軽水炉用ウラン酸化物燃料について反応度事故時の挙動を研究しており、今回計画しているプルトニウムーウラン混合酸化物燃料についての挙動研究と合せ、両者の比較について研究を進める。

NSRRで使用している標準燃料は 14×14 型のPWR燃料と同一寸法（長手方向は異なる）であり、被覆管もジルカロイ-4を用いている。

プルトニウムーウラン混合酸化物燃料については、標準燃料結果と比較する意味から、主要部は現NSRR標準燃料と同一寸法、形状のものとし、プルトニウム・スポットに関しては、特に大きなものはなく均質に混合した燃料を準備した。

燃料棒は、ジルカロイ-4の被覆管に、プルトニウムーウラン混合酸化物ペレットを11個、その上下に二酸化天然ウランペレットを、それぞれ1個、プレナム上部にスプリングを挿入し、両者を溶接した密封構造である燃料棒の構造をFig. 5.1に示す。

なお、燃料発熱部の両端の二酸化天然ウランペレットは、エッジ効果による燃料の両端部における出力ピーキングを抑えるためのものである。

プルトニウムーウラン混合酸化物燃料のプルトニウム含有量は、軽水炉で考えられる範囲の最大とし 6.33 w/o PuO_2 燃料とした。

Table 5.1に、ペレット、被覆管およびスプリングの主な形状、寸法および性質などについて示す。

Table 5.1 プルトニウムーウラン混合酸化物燃料の主要な形状、寸法および性質

プルトニウムーウラン混合酸化物燃料ペレット	
(1) 形 状	円筒型、チャンファ（面取り程度）
(2) 寸 法	直径； 9.31 mm , 高さ； 9.88 mm
(3) 性 質	密度； 95.4% T.D, 重さ； 7.07 g , 燃料組成； 6.33 w/o PuO_2 – 93.67 w/o UO_2 , o/(Pu+U)比； 1.97 , 水分量； 5 ppm 以下, 蒸発不純物量； $10\mu\text{l/g}$ MOX以下
二酸化天然ウランペレット	
(1) 形 状	円筒型、チャンファ（面取り程度）
(2) 寸 法	直径； 9.24 mm , 高さ； 11.01 mm
(3) 性 質	密度； 93.9% TD, 重さ； 7.59 g , 水分量； $< 5\text{ ppm}$, 蒸発不純物量； $16\mu\text{l/g}$ UO_2 以下

被覆管

- (1) 材質 ジルカロイー4（歪とり焼鈍し）
 (2) 尺寸 内径；9.48 mm, 外径；10.72 mm, 肉厚；0.62 mm

スプリング

- (1) 材質 インコネル-X
 (2) バネ定数 0.229 kg/mm

燃料棒

- (1) ペレット・スタック長（132 mm）
 混合酸化物部；110 mm, 天然ウラン酸化物部；22 mm
 (2) 燃料棒全長 230 mm
 (3) ギャップガス 組成；He, 圧力；1 kg/cm²

5.2 力プセル

カプセルの基本構造は、Fig. 5.2 に示すように試験燃料を入れる内部カプセルを入れる外部容器から構成される。

内部カプセルは、試験燃料破損実験時の最高圧力に耐える構造とするほか気密性を保持する構造とする。

外部容器は、気密性を有するものとし、現段階では現有の酸化ウラン燃料用カプセルを使用することを考えている。

内部カプセルは、円筒形状の容器であり、カプセル胴体、フランジ、燃料取付支持具、計装線取出しプラグおよび締付けボルトより構成される。また内部カプセルの材料は、基本的には、ステンレス鋼とし、予備実験に供したものは内径 65 mm, 全長 386 mm であり、その概略寸法を Fig. 5.3 に示す。

内部カプセルの設計条件としては、温度 100 °C 圧力を 90 kg/cm² とした。

5.3 輸送容器

試験燃料の輸送は、照射前燃料輸送と照射後燃料輸送の 2 通りがある。前者は、試験燃料製造元である動力炉・核燃料開発事業団から原研東海研究所 NSRR へ輸送するものであり、DOT-6M 輸送容器で行う。

後者の照射後燃料の輸送は、内部カプセル毎輸送することを考え現在製作中である。

新輸送容器は、Fig. 5.4 に示すように、気密を保持し、浸水、耐熱遮蔽および強度等を考慮し設計・製作する。

現在、原型容器 3 基を製作し、落下試験・強度試験および漏洩試験など、B(U)輸送容器としての条件を満足させ、安全評価を行って新輸送容器の製作を実施する。輸送容器の重量は、内部カプセル約 10 kg を含み、総重量約 500 kg である。

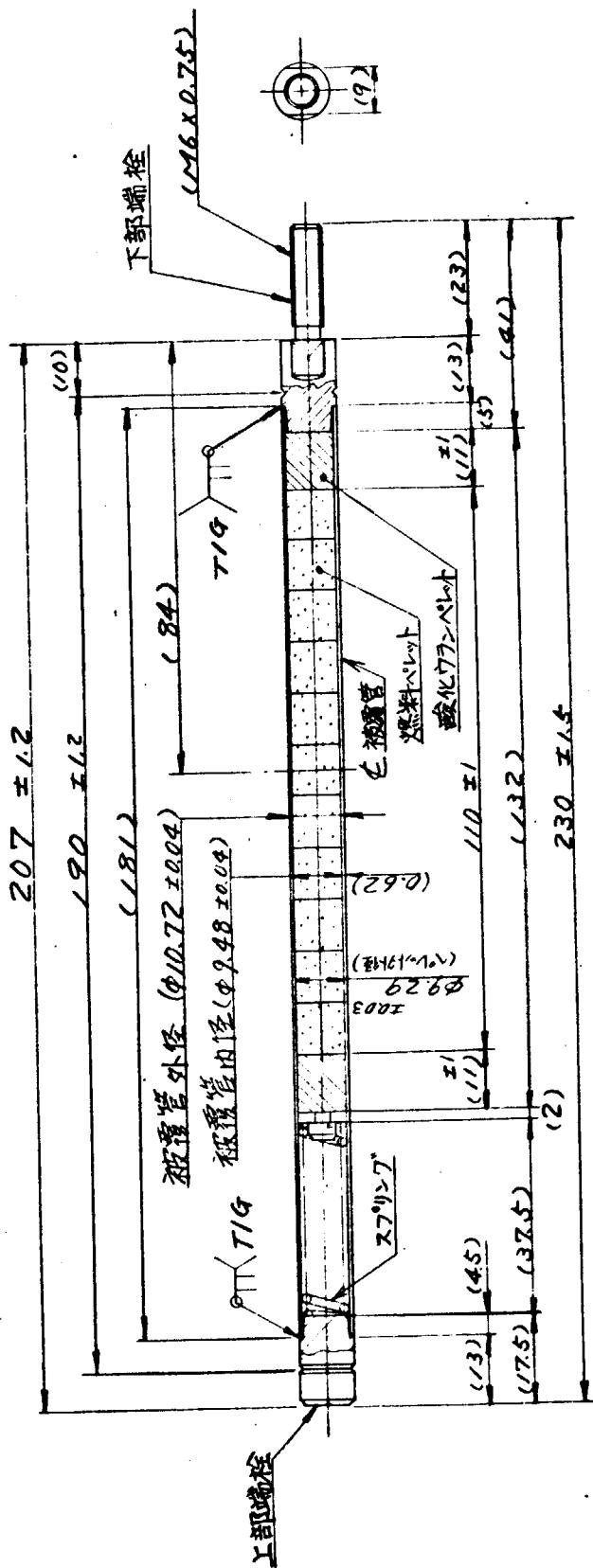


Fig. 5.1 プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料

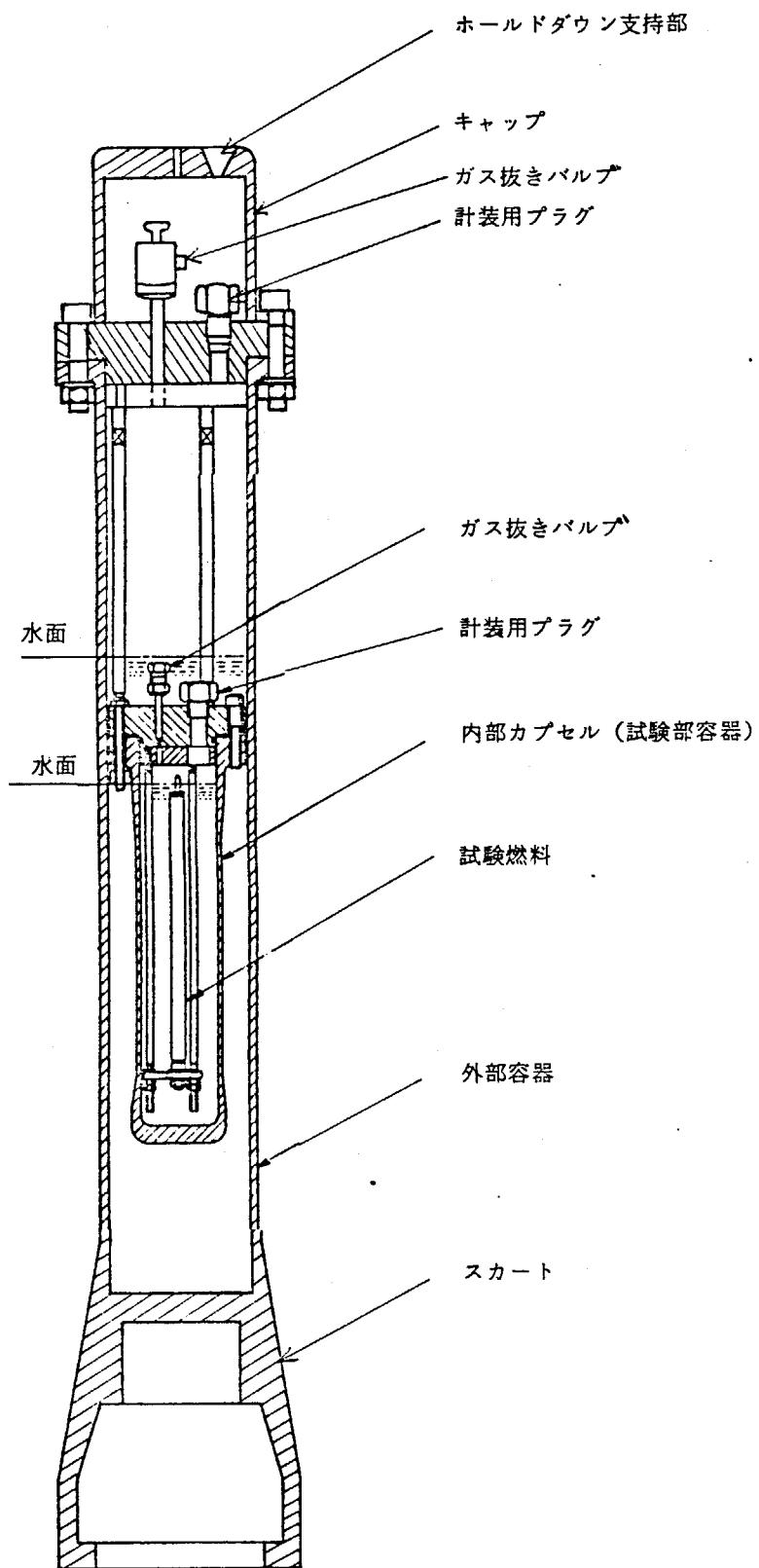


Fig.5.2 大気圧水カプセル概要（プルトニウム－ウラン 混合酸化物燃料実験用）（参考用）

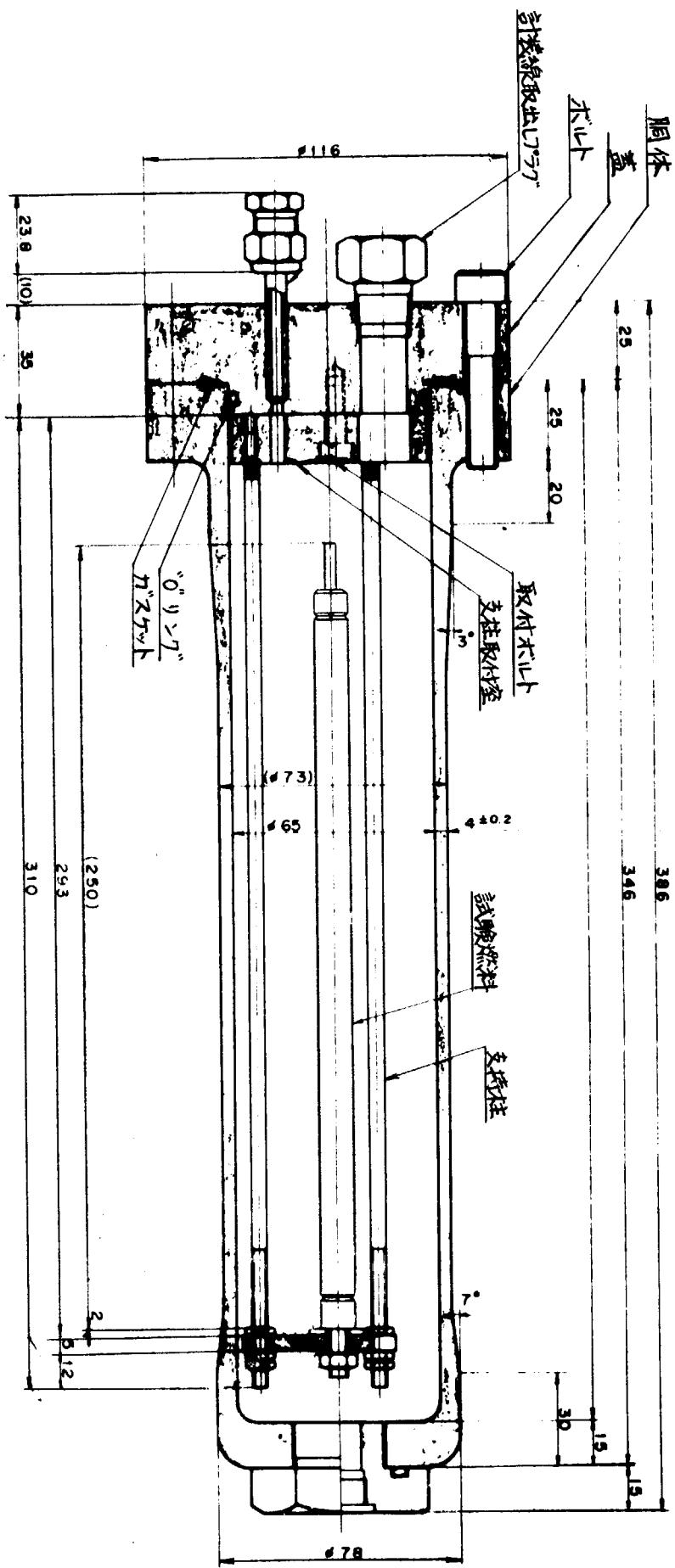


Fig. 5.3 内部カプセル組立図

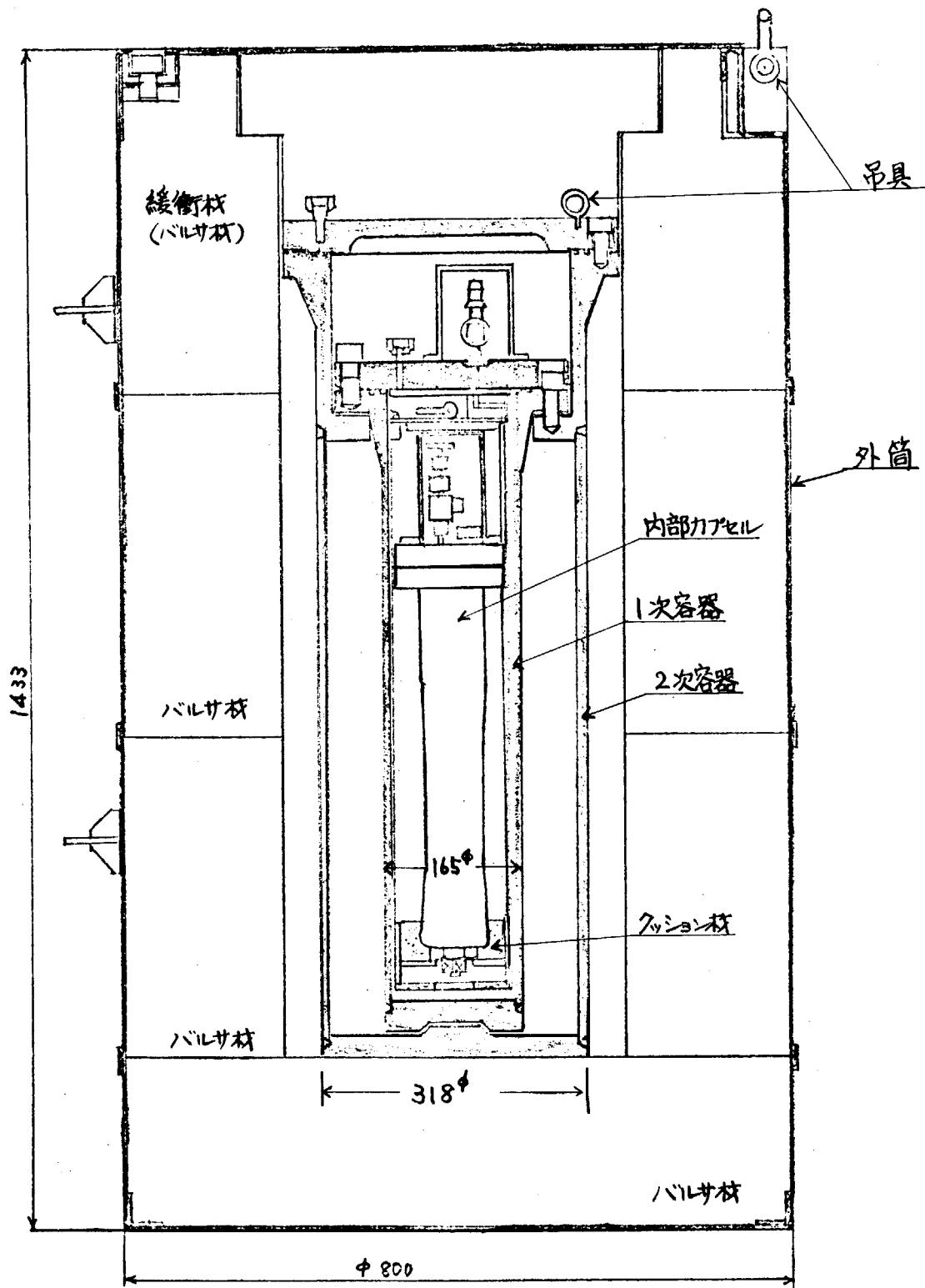


Fig. 5.4 NSRR 輸送容器

6. 原子炉の設置に係る変更許可申請

6.1 経過報告

従来、原子炉安全性研究炉（以下 NSRR と呼ぶ）において、実験燃料としては酸化ウラン燃料の使用のみ許可されているが、プルトニウムーウラン混合酸化物燃料の破損挙動に関する実験を、動力炉・核燃料開発事業団との共同研究として実施するために、新たにプルトニウムーウラン混合酸化物燃料の使用許可を得る必要が生じた。

プルトニウムーウラン混合酸化物燃料実験のための NSRR 設置変更に係わる所内安全審査は、昭和 54 年 9 月 26 日に所内の原子炉等安全審査委員会にかけ、専門部会における審議を経て昭和 54 年 11 月 7 日に決審した。

その後、変更申請を科学技術庁による行政庁審査に提出するため、事務局のヒヤリングを受けている。

以下に、所内審査における答申書の概要を 6.2 に、また、審議過程において提出資料を求められたものの中主なものを 6.3 と 6.4 に記す。

6.2 所内審査報告

1. 審査結果

原子炉安全性研究炉（以下 NSRR と呼ぶ）の設置変更に係る安全性について、安全工学部から提出の資料「原子炉安全性研究炉（NSRR）施設の変更について」等に基づき審査した結果、その安全性は十分確保されるものと認められた。

2. 審査事項

下記に述べる変更に係る安全性について

(1) 変更理由

動力炉・核燃料開発事業団と日本原子力研究所との共同研究として、NSRRにおいてプルトニウムーウラン混合酸化物燃料の破損挙動に関する実験を実施するため、試験燃料として、あらたに未照射プルトニウムーウラン混合酸化物燃料（以下 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ と呼ぶ）を使用する。

(2) 変更内容

イ 試験燃料の追加

(イ) 種類

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ を追加する。

(ロ) 量

PuO_2 で 200 g (最大)

□ 大気圧水カプセルの変更

(1) 種類

$\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 用大気圧水カプセル（以下本実験用カプセルと呼ぶ）を追加する。

(2) 基本構造

本実験用カプセルは、試験燃料を入れる内部カプセルと外部カプセルを入れる外部容器から構成される。

内部カプセルは、試験部容器としての機能をもたせ、試験燃料破損実験時の最高圧力にも耐える構造とするほか気密性を保持する構造とする。

外部容器は、気密容器としての機能をもたせる構造とする。

3. 審査内容

SPERT-CDC および NSRR の実験結果から、健全燃料について設計用最大機械エネルギー転換率を $320 \text{ cal/g} (\text{PuO}_2 - \text{UO}_2)$ 以下では従来の値を零と変更する。

以上の構造設計および設計条件は妥当であり、かつ現 UO_2 用大気圧水カプセルは 350 回以上の実験を経験し、1 回の F, P のもれもなかったことから本実験用カプセルの安全性は確保されるものと判断する。

上記の実験に係る安全上、特にプルトニウムを取扱うということから、Pu-Boundary の健全性の確認が重要であると考える。従って、下記のことについて考慮をはらうことを見要する。

(1) 本実験用カプセルの健全性の確認

組立時、照射中、冷却中、解体前の各工程段階でモニター等の測定手段で、その気密性のチェックを行うなど本実験用カプセルの健全性の確認を行うこと。

(2) 被曝対策

特に、外部容器を解体し内部カプセルを取出す作業時は、従事者の被曝対策に配慮すること。

(3) プルトニウム取扱場所

プルトニウムの取扱いについては、プルトニウムの持つ本来の性質（毒性）等を考慮し、取扱場所を限定するなど、十分注意を払うこと。

6.3 カプセルシール部不全事故時被曝線量評価

1. 事故の想定

プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験用カプセルは二重の気密性を有しているので、万一、内部カプセルあるいは外部容器のいずれか一方のシール部の不完全あるいは破損が起っても放射性物質が大気中へ放出されることはない。しかし、プルトニウム燃料の特殊性を鑑み、二重に気密性が損われた場合の被曝線量評価を行う。

2. 大気中に放出された放射性物質による被曝線量

(1) 放射性物質の大気放出量

a 計算条件

(a) 試験燃料中に生成される核分裂生成物量は、パルス後のランアウト出力の効果

も考えて 1.3MW・SEC 相当の積分出力に対応するものとする。また、混合酸化物燃料中 PuO_2 の量は最大 200 g とする。

- (b) 燃料からの希ガスの放出率は 100%，ハロゲンについては 50 % とする。
- (c) カプセル内に放出されたハロゲン中 10 % は有機ハロゲンとし、残りは無機ハロゲンとする。
- (d) カプセルからの炉室への放出率は希ガス、ハロゲンについては 100%，プルトニウムについては 0.01 % とする。（別添資料 1 参照）
- (e) 炉室におけるプレートアウト効果はないものとし、建家の換気速度は無限大で排気筒放出されるものとする。ハロゲンおよびプルトニウムについては 90 % のフィルター効果を考える。

b 計算結果

上記の条件で評価すると、大気中へ放出される放射性物質の量は

γ 線	約 12.5 Ci · MeV
β 線	約 33400 Ci · MeV
全よう素 (^{131}I 換算)	約 8.1 mCi

プルトニウムについては

Pu-238	約 247 μCi
239	約 70.3 μCi
240	約 86.7 μCi
241	約 14500 μCi
242	約 0.21 μCi
Am-241	約 126 μCi

（別添資料 2）

(2) 被曝線量

a 拡散・気象条件

被曝計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された考え方に基いて、現地における 1 年間の観測結果から求めた相対濃度 (X/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。（別添資料 3）

b 計算方法

(a) 放射性物質吸入による内部被曝線量

よう素あるいはプルトニウム吸入による内部被曝線量は次式で計算される。

$$D = \frac{k \cdot A \cdot f_a \cdot \bar{E}}{\lambda_e m} (1 - e^{-\lambda_e T_0})$$

ただし、

$$A = B \cdot Q_1 \cdot (X/Q) / 3600$$

ここで、

D : よう素あるいはプルトニウム吸入による対象器の被曝線量 (rem)

k : 放射能 - 線量換算係数

$$k = 5.11 \times 10^7 \cdot \frac{\text{dis}}{\text{MeV}} \cdot \frac{\text{g}}{\text{Ci}} \cdot \frac{\text{rem}}{\text{day}}$$

A : よう素あるいはプルトニウムの吸入量 (Ci)

B : 吸収率 ($10/8 \text{ m}^3/\text{hr}$)

Q_i : よう素あるいはプルトニウムの大気放出量 (Ci)

X/O : 相対濃度 (s/m^3)

f_a : 吸入よう素あるいはプルトニウムが関連臓器へ到達する割合

E : よう素あるいはプルトニウムの実効エネルギー (MeV/dis)

λ_e : よう素あるいはプルトニウムの関連臓器内有効減衰定数 (day^{-1})

T_o : 被曝期間 (day)

m : 関連臓器の重量 (g)

各パラメータについては ICRP 「体内放射線の許容量に関する専門委員会Ⅱの報告」に提示する値を用いる。

(b) 外部γ線による全身被曝線量

放射性雲からの外部γ線による全身被曝線量は次式で与えられる。

$$D = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q)$$

ここで,

D : 外部γ線による全身被曝線量 (rem)

K₁ : 照射線量 - 全身被曝線量換算係数

K₁ : 1 rem/R

Q_N : 希ガスの大気放出量 (Ci : MeV)

D/Q : 相対線量 (R/Ci · MeV)

なお、希ガスのβ線による外部被曝線量は、β線の飛程が非常に短いことにより、サブマージョンモデルに基く次式で計算する。

$$D_\beta = 0.23 E_\beta \cdot Q_\beta \cdot (X/Q)$$

ここで,

D_β : β線外部被曝線量 (rem)

E_β : β線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_β : 希ガスの大気放出量 (Ci · MeV)

X/Q : 相対濃度 (s/m^3)

c 評価結果

計算の結果、敷地境界の外における最大の被曝線量は、

小児甲状腺被曝線量 : 約 0.32 mrem

外部γ線による全身被曝線量 : 約 0.025 mrem

プルトニウム(可溶性)による被曝線量(50年間)

骨 : 約 0.60 mrem

肝臓：約 0.35 mrad

これらの被曝線量は「原子炉立地審査指針」並びに原子力委員会動力炉安全基準専門部会によるめやす線量（甲状腺（小児）に対して 150 rem, 全身に対して 25 rem, プルトニウム被曝による骨に対して 6 rad, 肝臓に対して 25 rad）を十分下廻るものである。

なお, β 線外部被曝線量は約 150 mrem である。また, プルトニウムを不溶性と考えた場合の被曝線量は肺臓については約 0.088 mrad (めやす線量 15 rad), 骨については約 0.30 mrad, 肝臓については約 0.17 mrad となる。

別添資料 1

1979. 10. 23

プルトニウム酸化物の液相から気相への移行

プルトニウム障害解析においてカプセル中において破損した燃料が炉室へ放出される割合を 10^{-4} と仮定し, 被曝評価を行なった。この根拠は Regulatory Guide 1. BB の次に示す指針に拠った。

These conclusions have been extended to take into account the following factors:

- a. For nonvolatile nuclides in a nonfoaming solution, a DF of 10^4 is used.

また, 炉水から蒸気相への非揮発性物質の移行に関し若干の実験データがある。

一つはTREAT 炉を用いた実験で第 1, 2 図に示す装置に入れた UO_2 燃料を核加熱し, 系統中の各個所における FP 等を測定している。結果を第 1, 2 表に示す^{1)～5)}。

NSRR実験においては内部カプセル及び外部容器内の水の層を通って FP 等は炉室に放出されることを考えると上記の実験の薄膜フィルターにおける量程度と思われる。これより UO_2 では $\sim 10^{-6}$ 程度である。

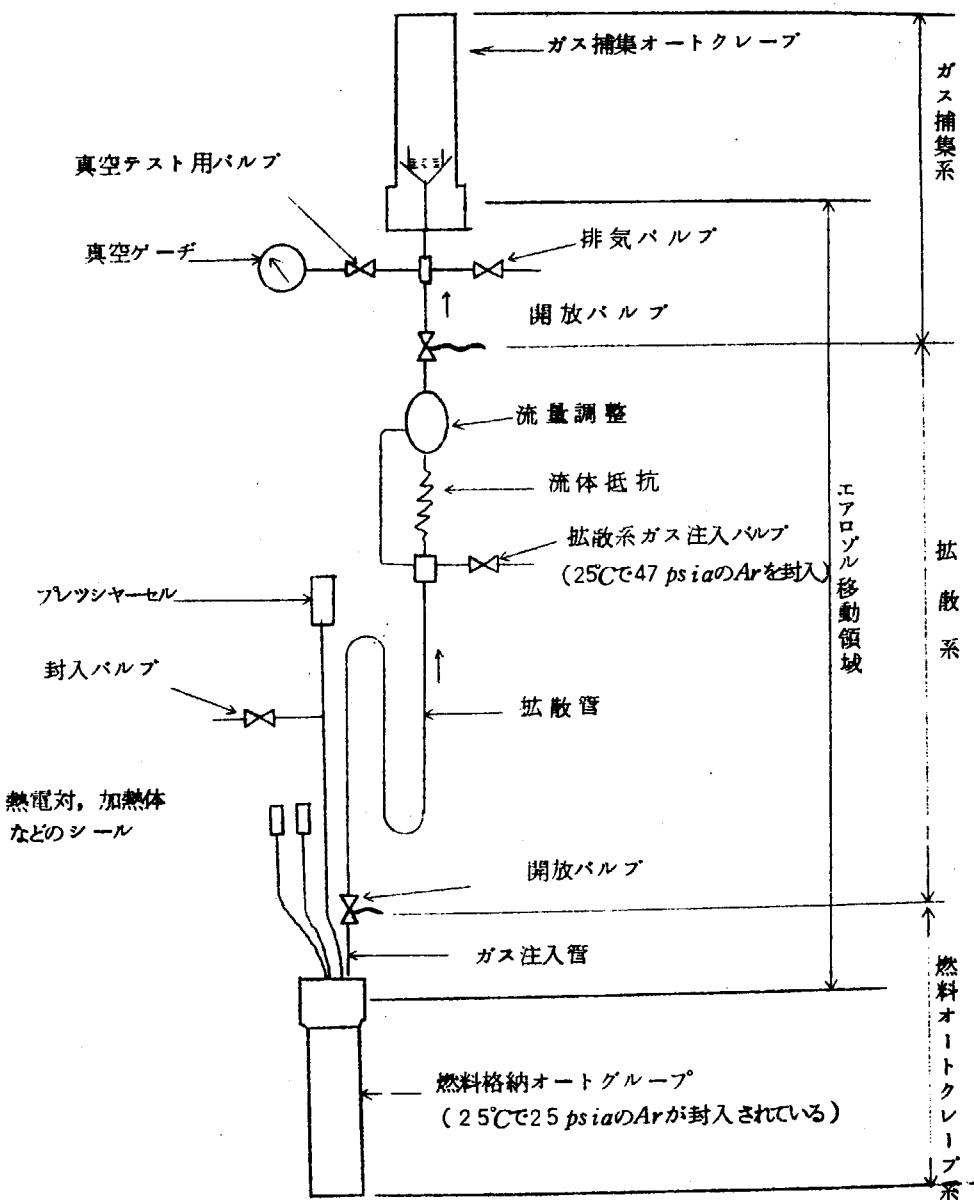
また, ANL では炉外において ^{137}Cs について同種の実験を行なっている。第 3 図に装置の概要, 第 4 図に実験結果を示す⁶⁾。

これより, 除染係数はほぼ 10^5 である。

以上より, プルトニウム障害解析においてプルトニウムの放出量を 0.01% と仮定することは妥当と考えられる。

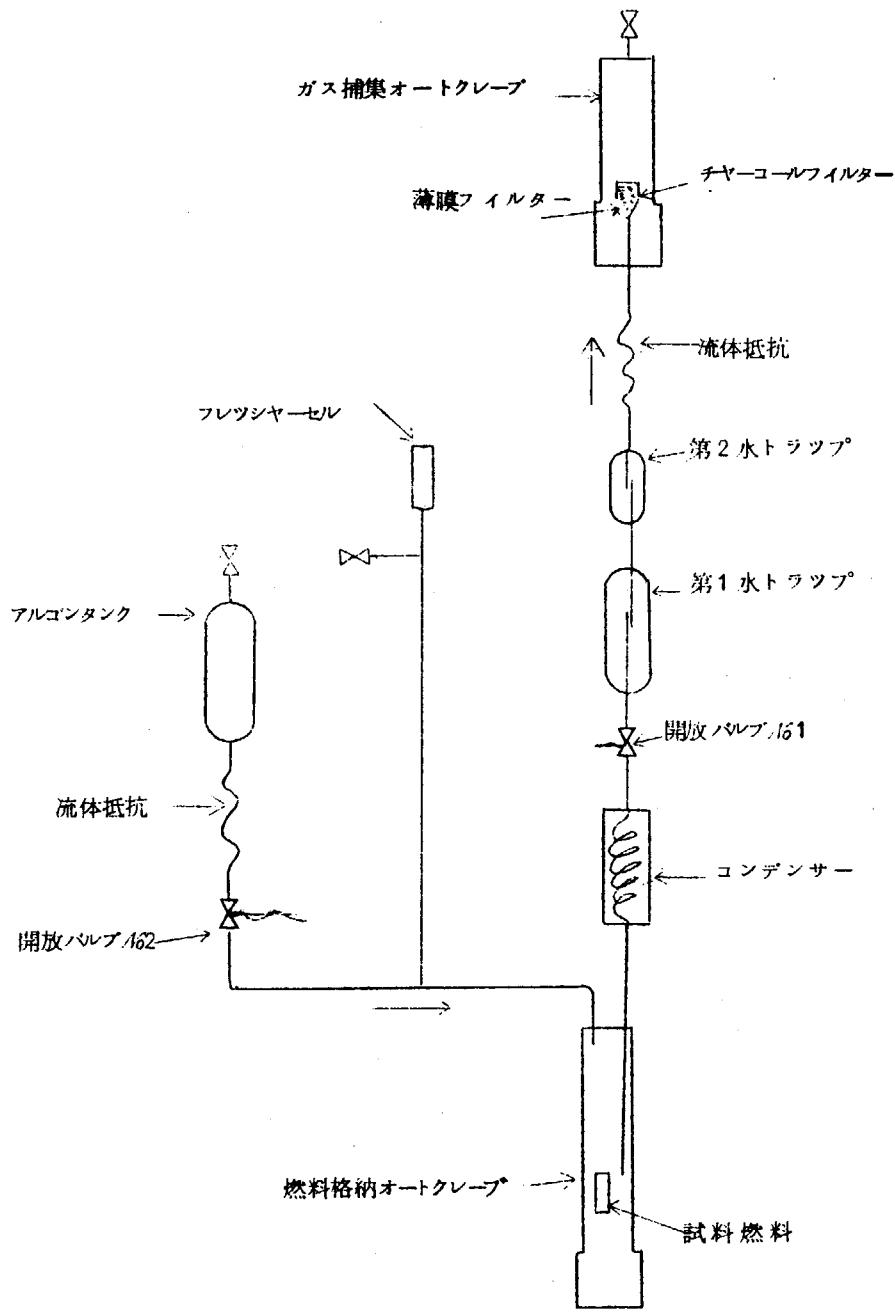
1)～5) ORNL - 3591, 3691, 3776, 3789, P-1287

6) Nucl. Sci. Eng Vol 2 No 2



第1図 反応度事故を想定したF.P漏出実験の系統図

(低圧ガス雰囲気用)



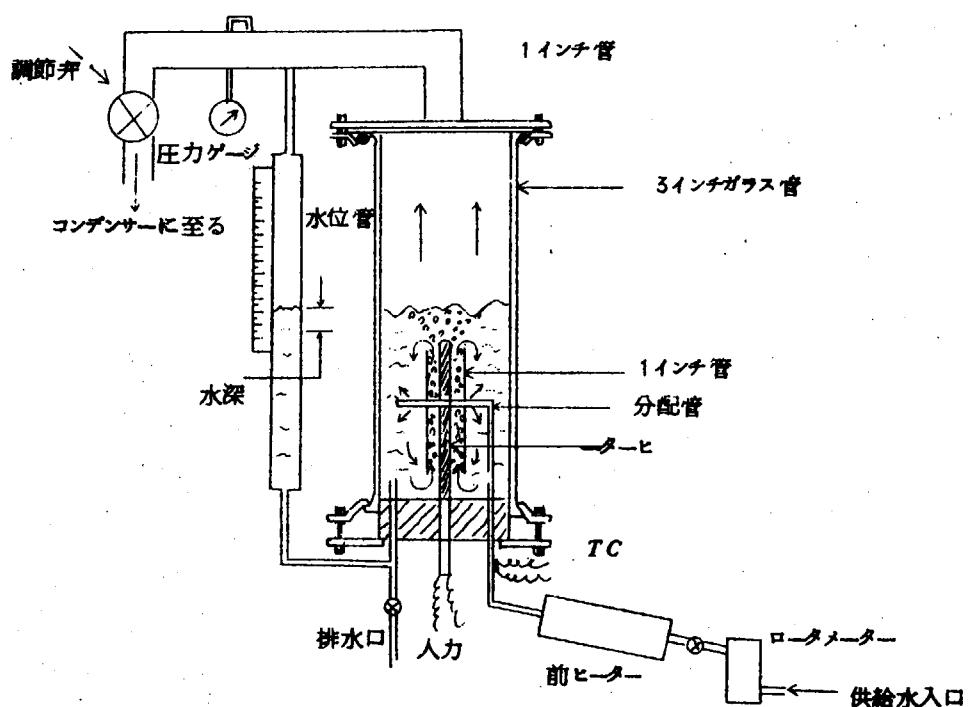
第2図 反応度事故を想定したF.P.漏出実験の系統図
(高压ガス雰囲気用)

第1表 反応度事故想定実験で漏出したF.P.の分布
(1000psia水蒸気雰囲気, 試験前燃焼度7MWD/T溶融せず)

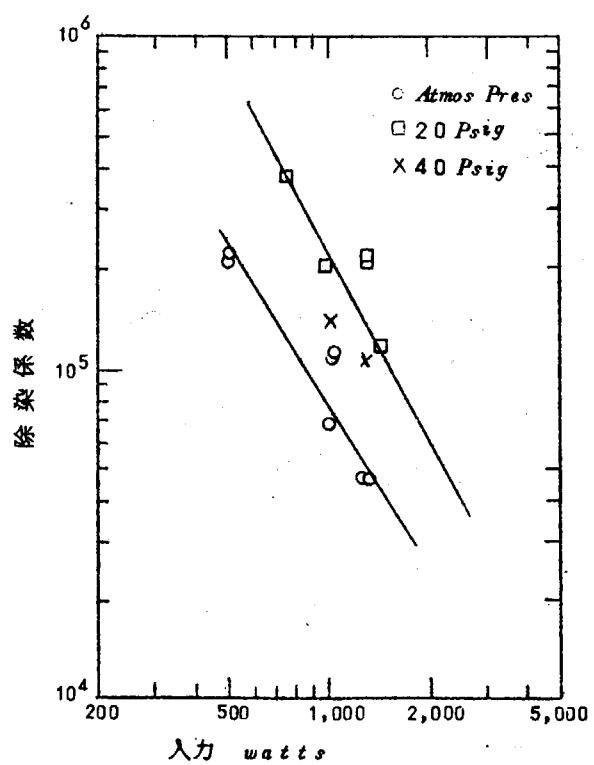
場 所	各場所に於ける漏出F.P.の在比(%)					
	^{131}I	^{138}Te	^{137}Cs	^{89}Sr	^{95}Zr	UO_3
^{140}Ba	^{144}Ce	Ru				
$UO_3 + s.s.$ 被覆管 (s.s. 被覆管)	99 (5.3)	99.6 (1.1)	99.9 (2.1)	99.99 (0.12)	99.998 (0.1)	
Al_2O_3 加熱体(400°C) 燃料格納オートクレーブの壁(300°C)	0.5 0.046	0.5 0.004	0.06 0.006	0.0014 0.002	0.0006 0.0004	
1次水トラップの壁	0.02	0.09	0.0005	0.0009	0.00004	
水トラップ中の水	0.12	0.0007	0.01	0.0009	0	
2次水トラップ	0.008	0.002	0.0008	0.0005	0.00002	
薄膜フィルター	0.0001	0.0001	0.0001	0.0001	0.00005	
チャーコールフィルター	0.0036	-	-	-	-	
ガス捕集オートクレーブ	0.0001	0.0001	0.0002	0.0003	0.00001	

第2表 反応度事故想定実験で漏出したF.P.の分布
(低圧水蒸気 - 空気雰囲気, 試験前燃焼度0.2MWD/T, 75% 溶融)

場 所	各場所に於ける漏出F.P.の存在比(%)						
	^{131}I	^{138}Te	^{137}Cs	^{106}Ru	^{89}Sr	^{95}Zr	^{140}Ba
						^{144}Ce	UO_3
$UO_3 + s.s.$ 被覆管 (s.s. 被覆管)	60 (3)	79 (9)	66 (0.8)	95 (0.2)	98 (0.25)	98.3 (0.24)	
Al_2O_3 加熱体(1000°C) 燃料格納オートクレーブライナー	25 6.8	13 5.6	28 5.1	2.3 1.5	0.4 1.1	0.43 0.8	
全上壁(150°C)	6.3	0.6	0.7	0.7	0	0.46	
ガス移動領域	1.1	0.15	0.5	0.001	0.5	0.001	
薄膜フィルター	0.02	0.01	0	0.01	0	0.0001	
ガス捕集オートクレーブ	0.15	0.001	0.2	0.001	0.05	0.00008	



第3図 自然循環時のキャリオーバーの測定装置



第4図 自然循環時の出力と除染係数の関係

別添資料 2

アルミニウムの大気中への放出量及び吸入による被曝線量

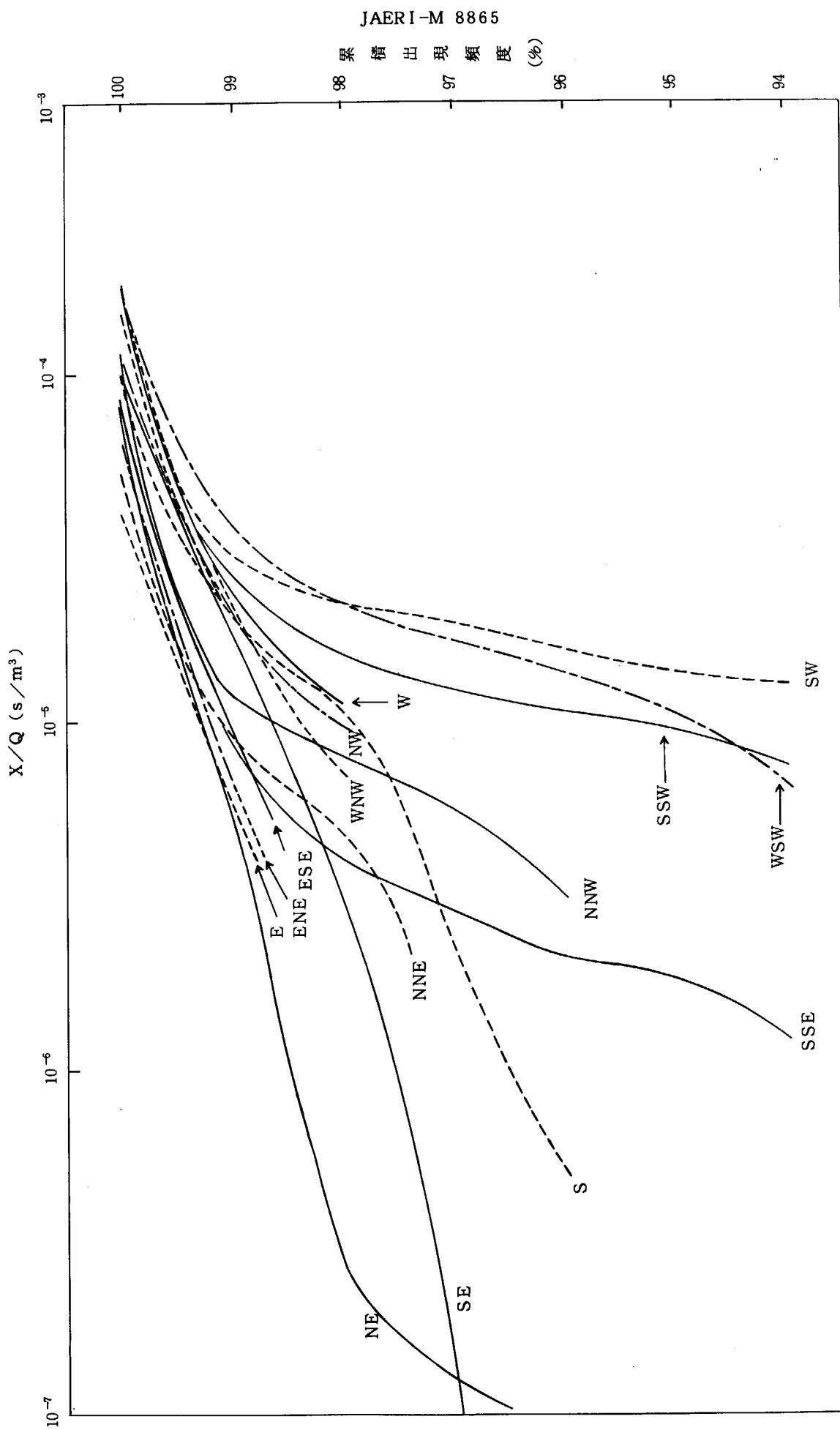
カプセル中の 存在量(g) ¹⁾	大気中への放出量		吸入量 (μCi)	被曝線量転換係数 (mrad/ μCi)		被曝量(mrad)
	(g)	(μCi)		骨	肝臓	
Pu ²³⁸	1.41	1.41×10^{-6}	246.6	1.61×10^{-6}	1.15×10^6	8.06×10^4
Pu ²³⁹	114.68	1.15×10^{-3}	70.3	4.60×10^{-7}	1.32×10^5	8.90×10^4
Pu ²⁴⁰	3.829	3.83×10^{-4}	86.7	5.67×10^{-7}	1.32×10^5	8.88×10^4
Pu ²⁴¹	1.288	1.29×10^{-4}	1447.57	9.46×10^{-5}	2.50×10^3	6.42×10^2
Pu ²⁴²	5.29	5.29×10^{-6}	0.21	1.35×10^{-9}	1.22×10^6	8.57×10^4
Am ²⁴¹	3.88	3.88×10^{-5}	125.8	8.22×10^{-7}	4.14×10^4	7.20×10^4
合 計	176.43	1.77×10^{-3}	1500.53	9.81×10^{-5}	—	—
					0.591	0.341

- 1) PuO₂量で200 gとした。
 2) X/Qは 1.88×10^{-5} (s/m^3)

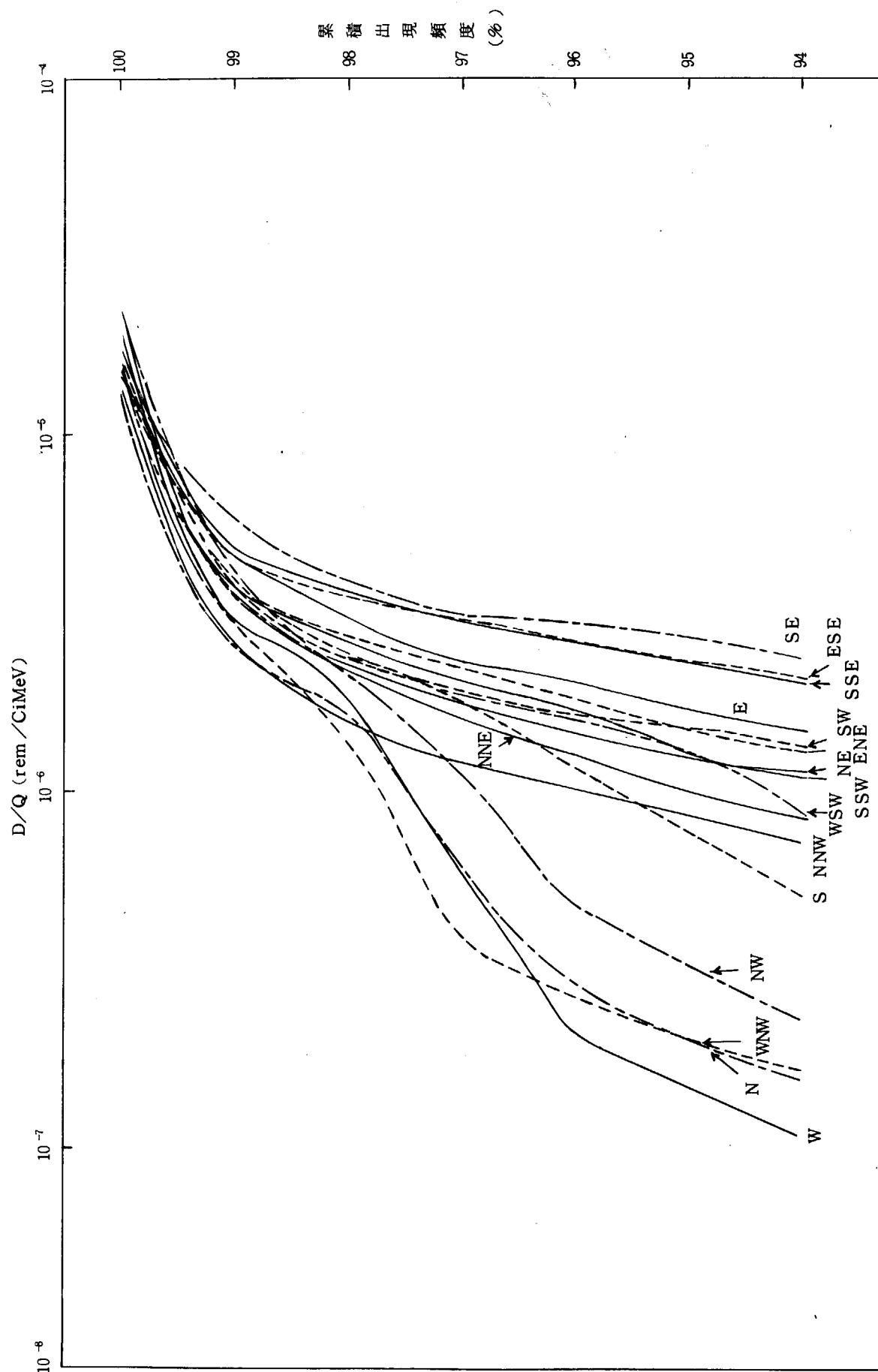
別添資料 3

排気筒放出による X/Q, D/Q の敷地境界における 97 % 累積出現頻度値

方 位		距 離 (km)	X/Q (hr/m ³)	D/Q (μrem/Ci · MeV)
陸	S	1.23	6.077×10^{-10}	1.811
	SSW	1.13	3.410×10^{-9}	1.859
	SW	1.20	5.229×10^{-9}	1.956
	WSW	0.90	4.692×10^{-9}	1.905
	W	0.84	—	0.6168
	WNW	0.80	—	0.3993
	NW	0.83	—	1.165
	NNW	1.08	1.515×10^{-9}	1.203
側	N	0.20	—	0.7980
海	NNE	0.80	4.204×10^{-13}	1.628
	NE	0.40	3.526×10^{-11}	2.078
	ENE	0.30	4.750×10^{-13}	2.294
	E	0.25	1.007×10^{-14}	2.362
	ESE	0.29	4.767×10^{-13}	3.100
	SE	0.36	3.540×10^{-11}	3.165
側	SSE	0.58	7.888×10^{-10}	3.045



第1図 方位別相対濃度(X/Q)の累積出現頻度(排気筒放出時)

第2図 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(排気筒放出時)

6.4 SPERT-CDC 及び NSRR 実験結果に基づく機械的エネルギー転換率

1. SPERT-CDC の実験結果

従来、NSRR 実験用カプセルの設計に当っては、米国 SPERT-CDC 実験の結果得られた燃料発熱量とカプセル内水塊の有する機械的エネルギーの関係のうち、最大のエネルギー転換率をもたらすデータの包絡線を引き、これを機械的エネルギー最大転換率線図として定め、カプセルの設計に用いてきた。特に従来のカプセル設計にあっては、燃料に与える発熱量として、最大約 $600 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と十分高い値を考えていたため、より低発熱量領域における機械的エネルギー転換率にはあまり拘泥せず、高発熱量領域におけるエネルギー転換率の最大値の線を、そのまま低発熱量領域まで外挿していた。しかし、SPERT-CDC 実験の結果においては、第 1 図に示すように、約 350 cal/g 以下の発熱量において機械的エネルギーの発生は全く無い。(第 1 図は従来の NSRR に関する安全審査で示してきた SPERT-CDC の実験結果に加えて、これまでの対数グラフでは示せなかった機械的エネルギー転換率 0 % の値をも示したものである。)

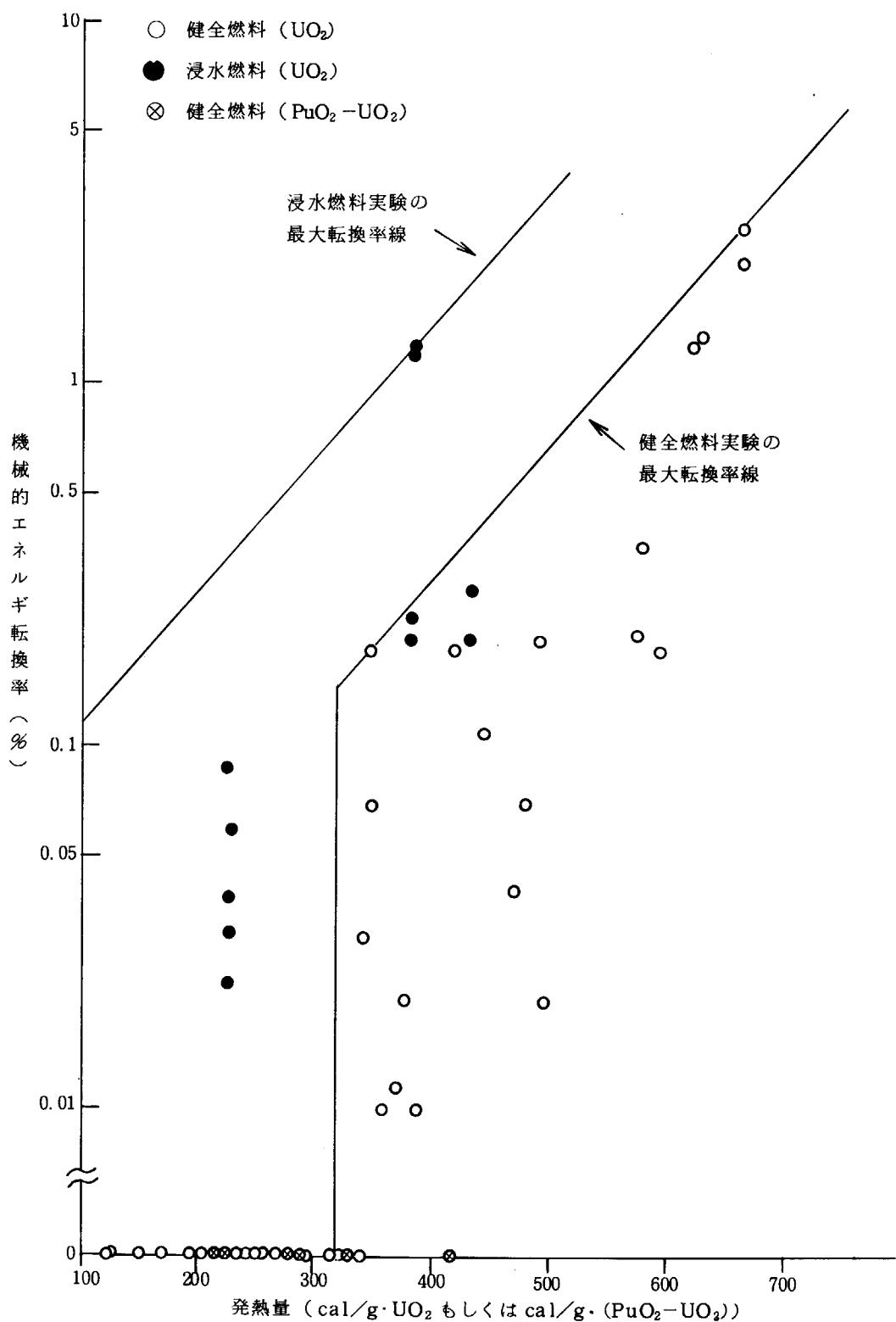
なお、第 1 図には、 UO_2 燃料を用いた実験結果に加えて、 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料を用いた実験結果も併せて示した。 $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ 燃料の破損が、 UO_2 燃料の破損の場合に比べて、より高い機械的エネルギーを生ずる物理的根拠は全く考えられないが、第 1 図はこのことを裏付けている。

以上の実験結果から、今回の申請においては、余裕を見込み $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ または $320 \text{ cal/g} \cdot (\text{PuO}_2 - \text{UO}_2)$ 以下の発熱量における機械的エネルギー転換率を 0 % と変更する。(320 cal/g 以上の発熱量における機械的エネルギー転換率の値には変更はない。)

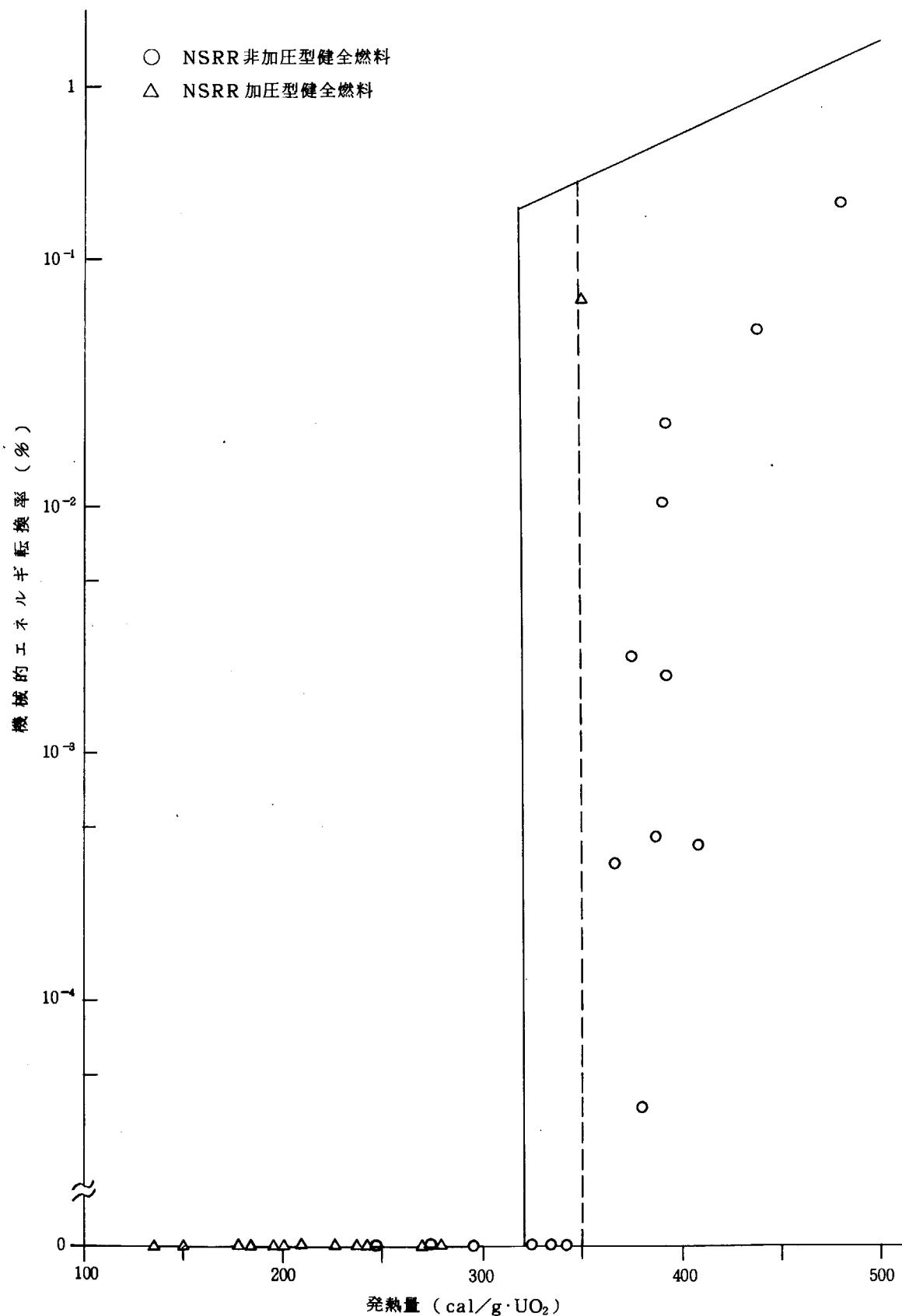
2. NSRR の実験結果

第 2 図には、NSRR 実験の結果求めた、燃料発熱量と機械的エネルギー転換率の関係を示す。実験は、1 気圧の初期内圧を有する健全燃料(非加圧型)および 2~30 気圧の初期内圧を有する健全燃料(加圧型)に対して行ったものである。なお、図中の実線は、今回の申請に用いる最大転換率線(第 1 図に示したものと同一)である。

第 2 図から分るように、NSRR の実験結果においても、約 $350 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を境として、これ以下の発熱量においては、燃料破損に伴うカプセル内水塊の飛び上りではなく、機械的エネルギー転換率は 0 % である。



第1図 燃料発熱量と機械的エネルギー転換率の関係
(SPERT-CDC実験結果に基づく)



第2図 NSRR実験結果に基づく燃料発熱量と機械的エネルギー転換率との関係

7. あとがき

核燃料の有効利用のためには軽水炉等で生産されるプルトニウムの効率的な再使用を考える必要がある。高速炉の開発が遅れている現状では、プルトニウムを軽水炉あるいは新型転換炉等で再使用することが有効な解決策である。このために、プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料を軽水冷却型動力炉で使用した場合を考え事故時の燃料挙動を実験的に究明する研究を動燃との共同研究として実施することになった。しかし、実験を実施するにあたって、プルトニウム燃料を使用するためにNSRRの設置変更許可を得る必要があり、更に試験燃料の製造、カプセルの製作、燃料輸送容器の開発・製作、実験済燃料試験施設の新設等に約2年間は必要であり、実験開始は昭和55年度末の予定である。特に、原子炉設置変更許可、燃料輸送容器の製作、カプセルの製作に係る工事認可等は国の審査を受けねばならず、当初の予定期間に内に国の審査が終了するか否か未定である。現在、原子炉設置変更を科学技術庁に申請中であるが、その後原子力安全委員会の安全審査を経て、カプセルの工事認可申請を行うことになる。

上述のような状況で、54年度は本実験を実施するに至っていないが、 UO_2 燃料を用いた予備実験及びそれに伴なう核計算を実施し成果を得た。また、実験物の開発、安全審査も進行中であるので、本年度の成果をプログレスレポート的にまとめた。

謝 辞

本研究は動力炉・核燃料開発事業団（動燃）と共同で進めているものであり、本報をまとめるにあたり、相互の打合せの際に動燃側から提出された資料を一部使用させて頂いた。動燃側担当者であるプルトニウム燃料部の小泉益通部長、本田裕部長代理、湯本瞭三設計課長はじめプルトニウム燃料部の皆様に感謝します。

また、原研側の実施責任者である石川迪夫反応度安全研究室長、並びに本研究計画に協力を頂いている石井敏雄室長はじめNSRR管理室の皆様に謝意を表します。

参 考 文 献

1. NSRR実験プログレスレポート1～7, JAERI-M 6635, 6790, 7051, 7304, 7554, 7977, 8259
2. T. B. Fowler and D. R. Vondy 「Nuclear Reactor Core Analysis Code : CITATION」 ORNL-TM-2496 (1969)
3. 筒井, 伊勢 「GGC-4 コードによる多群群定数作成とその検討」 JAERI-M 5991 (1975)