

2001-7.31

P→7

本資料は2001年7月31日付けで
登録区分変更する。 [技術展開部技術協力課]

実験炉部技術課クォータリーレポート

平成10年4月～6月

1998年9月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

この資料は、動燃事業団社内における検討を目的とする社内資料です。ついでには複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう注意して下さい。

本資料についての問合せは下記に願います。

〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002
動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
システム開発推進部・技術管理室

実験炉部技術課クォーターリーレポート

平成 10 年 4 月～6 月



住野公造*、青山卓史*、根本昌明*、
吉田昌宏*、前田幸基*、鈴木惣十*

要 旨

本レポートは、実験炉部技術課が実施している研究開発の成果のうち、平成 10 年 4 月～6 月に技術課メモとして発行されたものをまとめたものである。

主な内容は以下のとおりである。

- ・炉心核熱特性の測定と解析
「常陽」MK-II 炉心の反射体効果および B5D 試験時の中性子と γ 線の発熱割合を評価した。また、MK-III 標準炉心における原子炉容器内熱流動解析を実施した。
- ・プラント特性の測定と解析・評価
プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”によるステップ応答試験時の反応度解析を実施した。
- ・炉心の機械的挙動および耐震評価
中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算を実施した。
- ・中性子照射量の測定と解析・評価
炉上部材料照射装置に装荷したドシメータの反応率測定および C 型特殊燃料集合体 (C3M) の損傷指標計算を実施した。
- ・異常監視技術の開発
100MW 第 32 サイクルの炉雑音解析および燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化の簡易計算を実施した。
- ・燃料破損診断技術の開発
カバーガスパーシ試験結果を基にカバーガス中の放射性希ガスおよび不純物ガスの挙動を評価した。
- ・冷却材・カバーガスの分析・評価
 γ 線計測法で Na ボンド型制御棒洗浄性試験での缶詰缶内水中の Na 含有量を評価し、中和滴定法による結果と比較した。
- ・その他の試験研究
「常陽」燃料融点見直しおよび ^{238}U を長期間放置した場合の ^{238}U の放射能濃度と毒性の計算を実施した。

* 大洗工学センター実験炉部技術課

1. まえがき	1
2. 高速実験炉「常陽」の工程と技術課が担当した業務	2
2.1 高速実験炉「常陽」の工程(平成10年4月～6月)	2
2.2 技術課が担当した業務(平成10年4月～6月)	3
3. 炉心核熱特性の測定と解析・評価	15
3.1 「常陽」MK-II炉心の反射体効果について	15
3.2 PFD406の置換反応度の解析手法の検討	16
3.3 B5D試験時における中性子および γ 線の発熱割合	18
3.4 MK-III標準炉心における原子炉容器内熱流動解析	20
3.5 第6次取替燃料およびMK-III燃料のPuの組成のずれの評価	24
3.6 取替燃料がない場合のMK-III性能試験炉心以降の過剰反応度の簡易予測	26
3.7 高速炉用新ライブラリを用いた“ORIGEN2”による 「常陽」使用済燃料の崩壊熱計算	27
3.8 「常陽」払出添付データの支給(PRA080)	30
[第3章の参考文献]	31
[第3章の参考技術課メモ]	31
4. プラント特性の測定と解析・評価	32
4.1 “MIMIR-N2”によるステップ応答試験時の反応度解析	32
[第4章の参考技術課メモ]	34
5. 炉心の機械的挙動および耐震評価	35
5.1 中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算	35
[第5章の参考技術課メモ]	37
6. 中性子照射量の測定と解析・評価	38
6.1 炉上部材料照射装置(UPR-1.1～1.4)に装荷したドシメータの反応率測定	38
6.2 Npドシメータの重量測定	41
6.3 C型特殊燃料集合体(C3M)の損傷指標計算	44
[第6章の参考技術課メモ]	46
7. 異常監視技術の開発	47
7.1 100MWt第32サイクルの炉雑音解析	47
7.2 炉雑音シミュレーションプログラムの作成(その2)	49

7.3	燃料集合体の照射変形による冷却材料流量変化	51
	[第7章の参考文献]	53
	[第7章の参考技術課メモ]	53
8.	燃料破損診断技術の開発	54
8.1	カバーガスパーズ試験による放射性希ガスおよび不純物ガスの挙動評価	54
	[第8章の参考技術課メモ]	56
9.	冷却材・カバーガスの分析・評価	57
9.1	Naボンド型制御棒洗浄性試験での缶詰缶内水中のNa含有量 (中和滴定法と γ 線計測法の比較)	57
	[第9章の参考技術課メモ]	61
10.	その他の試験研究	62
10.1	「常陽」燃料融点の見直しについて	62
10.2	^{238}U の放射能濃度と毒性の計算	66
	[第10章の参考技術課メモ]	68
11.	外部発表	69
11.1	シグマ委員会崩壊熱WG	69
11.2	原子力学会・炉雑音計測研究専門委員会	69
11.3	EJCC・プラント運転経験に関する専門家会議	69

表2.1	原子炉運転実績(平成10年6月まで)	5
表2.2	実績工程表	6
表2.3	実績プラント状態表	10
表3.1	実効断面積の計算ケース	17
表3.2	MK-II炉心第23'サイクルにおける原子炉出力および制御棒位置(最大出力到達時)	19
表3.3	MK-II炉心第24'サイクルにおける原子炉出力および制御棒位置(最大出力到達時)	19
表3.4	MK-II炉心第23'サイクル、B5D-1集合体における中性子および γ 線の発熱量	19
表3.5	MK-II炉心第24'サイクル、B5D-2集合体における中性子および γ 線の発熱量	19
表3.6	各領域の流量および温度の解析結果	23
表3.7	第27~32サイクル初期の過剰反応度の計算値と実測値	25
表3.8	集合体1体あたりの燃料密度係数	25
表3.9	組成のずれが一種類と仮定したときの各核種の組成のずれ	25
表3.10	主要アクチナイドの放射能の比較	29
表3.11	主要アクチナイドの崩壊熱の比較	29
表3.12	PRA080の中性子束	30
表3.13	PRA080の初期組成	30
表5.1	中性子源集合体解析結果	36
表6.1	反応率測定結果	40
表6.2	反応率測定結果と計算値との比較	40
表6.3	γ 線測定から求められた ^{237}Np メタル重量測定値及び測定値とメーカー値との比較	42
表6.4	C型燃料集合体(C3M)軸方向損傷指標	45
表7.1	燃料集合体構成要素の照射変形率	52
表7.2	照射変形による集合体内流量変化	52
表9.1	^{22}Na 生成量	60
表9.2	^{22}Na 濃度計算値	60

図2.1	第12回定期検査用の炉心構成(5月31日現在)	13
図2.2	第12回定期検査用の炉心構成(6月30日現在)	14
図3.1	原子炉容器内冷却材流動状況概略図	22
図3.2	ライブラリの異なる崩壊熱計算結果の比較	28
図4.1	反応度における実測値と解析値の比較	33
図6.1	^{237}Np の γ 線スペクトル(γ -X)	43
図7.1	出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎのパワースペクトル(4Hz未満の周波数)	48
図7.2	出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎと原子炉入口温度(A)ゆらぎの コヒーレンス	48
図7.3	原子炉入口温度(A)ゆらぎのパワースペクトル	48
図7.4	出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎのパワースペクトル (4Hz~25Hz未満の周波数)	48
図7.5	出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎのパワースペクトル (25Hz~100Hz未満の周波数)	48
図7.6	出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎ	50
図7.7	原子炉出力ゆらぎのシミュレーション結果	50
図7.8	核計装信号ゆらぎとシミュレーションによる原子炉出力ゆらぎの パワースペクトルの比較	50
図8.1	放射性希ガスの挙動評価	55
図8.2	Heガスの挙動評価	55
図9.1	1次冷却材ナトリウム中の ^{22}Na 濃度の推移	59
図10.1	UO_2 - PuO_2 の融点のPu濃度及びO/M比による変化	64
図10.2	最新の知見を反映したMOX燃料融点のO/M比依存性	65
図10.3	^{238}U とその崩壊系列の放射能強度	67
図10.4	^{238}U とその崩壊系列の毒性	67

1. まえがき

本レポートは、平成10年4月から6月にかけて技術課が実施した研究開発の成果のうち、技術課メモで報告されたものをまとめたものである。

第2章では、当該期間の「常陽」の工程と技術課の業務全般について述べる。

第3章から第10章では、当該期間に発行された技術課メモを下記の項目毎に分類・整理して速報する。また、第11章では、当該期間中に行った外部発表資料を掲載する。

- ・ 炉心核熱特性の測定と解析・評価
- ・ プラント特性の測定と解析・評価
- ・ 炉心の機械的挙動および耐震評価
- ・ 中性子照射量の測定と解析・評価
- ・ 異常監視技術の開発
- ・ 燃料破損診断技術の開発
- ・ 冷却材・カバーガスの分析・評価
- ・ その他の試験研究

2. 高速実験炉「常陽」の工程と技術課が担当した業務

2.1 高速実験炉「常陽」の工程(平成10年4月～6月)

本期間は、高速実験炉「常陽」では第12回定期検査を継続し、電源設備点検に伴う各種プラント操作及び電源操作を実施した。1次および2次主冷却系については、フロン冷凍機等の定期点検、制御型材料照射装置(MARICO)用下部案内管引き抜き作業のため、ナトリウムドレン・充填操作を実施した。また、補助冷却系については、計器更新等に伴い、1、2次系ともナトリウムドレンを実施した。

本期間中に実施された主要な工程、プラント操作等を以下に示す。

[4月]

- ・系統ナトリウム温度 250℃→200℃(24日)
- ・予熱窒素ガスブロー起動(28日)
- ・1次主冷却系ナトリウムドレン(29日)
- ・床下雰囲気空気置換(30日)

[5月]

- ・2次主冷却系ナトリウムドレン(2日)
- ・1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウムドレン(16日)
- ・2次主冷却系ナトリウム充填(31日)

[6月]

- ・2次主冷却系ナトリウム充填(1日)
- ・床下雰囲気窒素置換(2日)
- ・1次主冷却系ナトリウム充填(3日)(11日)
- ・1次主冷却系ナトリウムドレン(10日)(17日)
- ・床下雰囲気空気置換(2日)
- ・2次主冷却系ナトリウムドレン(19日)

4月～6月の原子炉運転実績、実績工程表および実績プラント状態表を表2.1～2.3に示す。また、4月～6月の炉心構成図を図2.1～2.2に示す。

2.2 技術課が担当した業務(平成10年4月～6月)

技術課では、炉心・プラント特性の測定と解析・評価、各種照射試験における中性子照射量評価、使用済燃料の崩壊熱の測定・評価に関する研究、国の安全研究をはじめ、運転計画策定・官庁関連対応等の業務を行っている。本期間中に実施した主要な業務は以下のとおりである。なお、このうち技術課メモにて報告されたものについては、その内容を第3～11章に示す。

[運転計画・官庁関連対応等]

- ・原子炉等安全審査委員会、原子炉規制課へのNa漏えい対策（「常陽」におけるNa漏洩時のライナ等の腐食）の説明（4月28日）
- ・茨城県へのNa漏えい対策（「もんじゅ」の設備改善策と「常陽」で実施した設備改善策との比較）の説明（5月6日）
- ・平成10年度許認可スケジュールの原子炉規制課への説明（5月22日）
- ・原子炉規制課へのNa漏えい対策（受け樋の増設）の説明（6月25日）
- ・茨城県原子力防災対策検討委員会事故想定WG対応
- ・第12回定期検査の燃料交換計画に関する検討

[炉心核熱特性の測定と解析・評価]

- ・B5D試験時の中性子及び γ 発熱割合の検討
- ・第33～第35サイクルの炉心予測計算
- ・PFD406のPIEデータに基づく置換反応度計算法の検討

[プラント特性の測定と解析・評価]

- ・MK-III炉心の炉内冷却材流動解析
- ・燃料集合体出入口温度差の監視による燃焼度推定法の検討

[炉心の機械的挙動および耐震評価]

- ・中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算

[異常監視技術の開発]

- ・100MWt 第32サイクルの炉雑音解析
- ・炉雑音シミュレーションプログラムの作成
- ・燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化解析

[燃料破損診断技術の開発]

- ・カバーガスパーシ試験による放射性希ガスおよび不純物ガスの挙動評価
- ・未照射 Np の γ 線スペクトル測定および重量評価

[線源挙動評価]

- ・FFD 特性試験装置のガス回収効率測定試験

[その他の試験研究]

- ・「常陽」燃料融点の見直し評価
- ・ ^{235}U の放射能濃度と毒性の評価計算

[外部発表]

- ・シグマ委員会崩壊熱WG (平成 10 年 5 月 22 日)
- ・原子力学会・炉雑音計測研究専門委員会 (平成 10 年 5 月 26 日)
- ・EJCC プラント経験専門家会議 (平成 10 年 6 月 8 ~ 12 日)

表 2.1 原子炉運転実績 (平成10年6月まで)

事業所	名称	動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター							
	所在地	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地							
原子炉名		高速実験炉「常陽」							
許可熱出力		100MWt							
年月	項目	運転日数 (日)	起動回数 (回)	運転時間 (H)	積算熱出力 (MWH)	時間利用 率 (%)	平均熱 出力(MW)	最大熱 出力(MW)	設備利用 率 (%)
H10. 4		0	0	0.00	0	0.00	0	0	0.0
H10. 5		0	0	0.00	0	0.00	0	0	0.0
H10. 6		0	0	0.00	0	0.00	0	0	0.0
H10. 7									
H10. 8									
H10. 9									
H10. 10									
H10. 11									
H10. 12									
H11. 1									
H11. 2									
H11. 3									
合計 (平均)		0	0	0.00	0	0.00	0	—	0.0
第1四半期		0	0	0.00	0	0.00	0	—	0.0
第2四半期								—	
第3四半期								—	
第4四半期								—	
MK-I 累計(S52.4.24~)			262	12,967.97	673,330	—	—	—	—
MK-II 累計(S57.11.22~)			253	42,977.94	3,936,575	—	—	—	—
MK-I, II 累計			515	55,945.91	4,609,905	—	—	—	—
<p>但し、</p> <p>①時間利用率 (%) = $\frac{\text{運転時間 (H)}}{\text{暦時間 (H)}} \times 100$ ④原子炉起動回数：原子炉が臨界 (5×10^4 cps) に達した後、原子炉を停止したことをもって1回とする。</p> <p>②平均熱出力 (MW) = $\frac{\text{積算熱出力 (MWH)}}{\text{運転時間 (H)}}$</p> <p>③設備利用率 (%) = $\frac{\text{積算熱出力 (MWH)}}{\text{許可熱出力 (MW)} \times \text{暦時間 (H)}} \times 100$</p>									

表 2.2 実績工程表 (2/4)

年月日 項目		平成10年5月																																			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31					
一般事項	第12回定期検査・照射準備・変更工事																																				
	放射性廃棄物処理設備ガス圧縮機・弁の点検																																				
	ローカル盤の点検																																				
	1次アルゴンガス系安全弁停止板取付け	格納容器空気調整系フレオン冷媒機Aの点検																																			
		第1SFFF建家空調設備水封ダムの点検																																			
		第1SFFF建家空調設備排気ファンの点検																																			
	格納容器床上下バウンダリ開放	無停電電源設備の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機保安装置の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒系の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機の点検																																			
		格納容器空気調整系フレオン冷媒機の点検																																			
	記事	2次主系予熱制御装置用仮設電源繋ぎ込み (「常期」全域)																																			
監視カメラ運動用信号の取出し																																					
電源設備用仮設電源繋ぎ込み (「常期」)																																					
無線機アンテナ調整																																					
非常用電源設備2号ディーゼルの点検																																					
原子炉付風建家空調設備燃料洗浄室系給気ファン出口ダクトの点検																																					
原子炉付風建家空調設備燃料洗浄室系給気ファン出口ダクトの点検																																					
「常期」変電所下ア修繕																																					
電源設備スタティックコンデンサの点検																																					
第1種圧力容器性能点検 (メンテナンス) 第2種圧力容器性能点検 (メンテナンス)																																					
原子炉付風建家空調設備燃料洗浄室系給気ファン出口ダクトの点検																																					
◎：科技厅立会検査		2次冷却系計装設備プロセス計装品の更新																																			
	廃液移送ポンプのストレーナ清掃 (メンテナンス)																																				
	火災報知設備火災感知器モニタのソフト改造																																				
	キャスクカーグリップ分解点検																																				

表 2.2 実績工程表 (3 / 4)

年 月 日	平成10年5月																														
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31
項目																															
一般事項																															
記事	燃料出入機ドリップパン取出し, 洗浄																														
	IAEA・科技庁査察 ① (通常査察)																														
	廃液トレンチピット内浸透水排水																														
	照射装置 (MARICO) 用下部案内管取出し																														
	燃料取扱ダイヤフラム弁交換																														
装填燃料移送機据付工事																															
使用済燃料移送機水中照野交換																															
燃料取扱系無停電電源設備及び内装工事																															
キャスクカー自動化改造																															
MK-III 主中相熱交換器 (A) 本体 ・耐圧 ・使用前検査																															
② (御日立製作所 日立工場)																															
メンテナンス用ハウスの撤去, 防炎シートの設置等 (メンテナンス建築)																															

表 2.3 実績プラント状態表 (1/3)

年月日		平成10年 4月																																																
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30																			
項目	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木													
	第12回定検・照射準備・変更工事																																																	
主要工程	電源設備点検																																																	
	(一般系全停電)																																																	
	燃料取扱作業 原子炉保護系点検 1次系トリプトン 格納容器床下空気置換 機器搬出入口「開」 2次予熱-炉-変更「温度待機」→「炉内充填・D/W」 予熱系ガスブロア起動																																																	
原子炉	停止																																																	
運転モード	0 MW																																																	
原子炉出力	GL - 6100 mm																																																	
炉容器液位(GL)	25.0℃																																																	
原子炉出入口Na温度	2.0%																																																	
1次系	流量																																																	
	補助冷却系																																																	
	予熱N ₂ ガス系																																																	
2次系	主冷却器出入口Na温度																																																	
	流量																																																	
	補助冷却系																																																	
格納容器	閉鎖																																																	
床下雰囲気	窒素																																																	
その他																																																		

表 2.3 実績プラント状態表 (2/3)

年月日		平成10年 5月																														
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31
項目	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	月	火	水	木	金	土	日	
主要工程	第1号 回定検・照射準備: 変更工事																															
	格納容器床上・床下 のび物閉、サーベイ 2次系ナトリウムドレン EXIR脱荷作業 電源設備 (撤廃電系) 点検 1次補助系充填(ワイルド) 1次: 2次補助系(ワイルド)																															
原子炉	停止																															
	0 MW GL-7500mm 20.0℃ 停止 (ナトリウムドレン)																															
1次系	流量																															
	補助冷却系 停止 予熱N ₂ ガス系 △補助系通気																															
2次系	主冷却器出入口Na温度																															
	20.0℃ 100% 停止 (ナトリウムドレン) 運転 停止																															
各容器	機器搬出入口																															
	床下雰囲気																															
その他	7号カラムの追加放出 上水断水																															

表 2.3 実績プラント状態表 (3 / 3)

項目	平成10年 6月												29	30																		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
主要工程	第1回定検・照射準備：変更工事																															
	MARICO下部案内管(LGT)脱荷作業																															
	2次主, 補助系ナトリウム充満																1次主, 補助系ドレン															
	2次主ポンプ起動 格納容器床上/床下切替「閉」床下無人チェック他 格納容器床空素置換 1次主, 補助系ナトリウム充満 1次主ポンプ起動																2次主, 補助系ドレン 格納容器床上/床下切替「閉」 格納容器床下サーベイ 2次予熱ヒータ停止															
原子炉	停止																															
炉	0 MW																															
炉	GL-7500mm																GL-6100mm															
1次系	200℃																															
	20%																															
	停止(ナトリウムドレン)																停止															
	停止																停止															
2次系	200℃																															
	100%																															
	停止(ナトリウムドレン)																停止(ナトリウムドレン)															
	停止																停止															
格納容器	開放																															
	空気																															
その他	1次予熱ヒータモード変更「ドレン」→「主冷充満」																															
	1次予熱ヒータモード変更「ドレン」→「主冷充満」 1次予熱ヒータモード変更「主冷充満」→「ドレン」 低レベル廃液移送																															

基準方位 (トランスファロータ側)

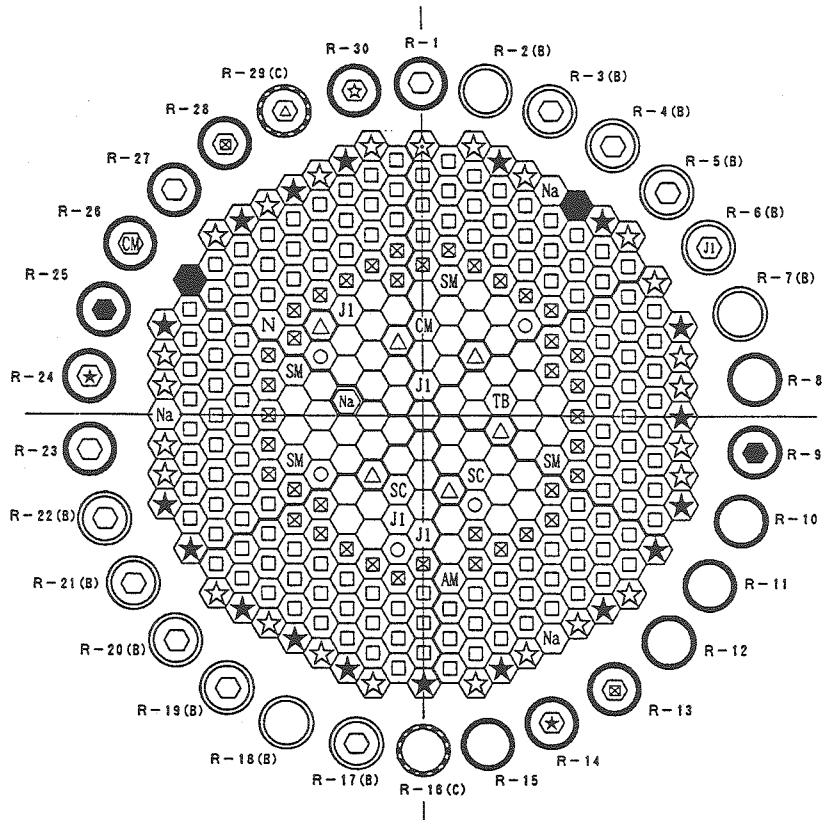


図 2.1 第 1 2 回定期検査用の炉心構成 (5 月 3 1 日現在)

炉心構成要素名	炉心領域	炉内貯蔵ラック	記号	
	取替後本数	取替後 (A・C/B)		
MK-II 炉心燃料集合体	J 1 燃料	4	0 / 1	⊠
	J 2 燃料	5 7	3 / 8	⊞
MK-III 外側燃料集合体	5	0 / 0	⊙	
B 型試験用集合体	1	0 / 0	⊞	
C 型特殊燃料集合体	2	0 / 0	⊞	
制御棒	6	1 / 0	△	
中性子源	1	0 / 0	⊞	
内側反射体	3 9	2 / 0	⊞	
外側反射体 (A)	1 4 3	0 / 0	⊞	
外側反射体 (B) [スリット]	有 1 / 無 24	1 / 0	☆ ☆	
制御棒材料照射用反射体	1	0 / 0	⊞	
構造材料照射用反射体	4	0 / 0	⊞	
炉心材料照射用反射体	1	1 / 0	⊞	
MK-I 反射体	1 8	2 / 0	☆	
サーベイランスリグ	2	2 / 0	●	
Na チャンネル	4		⊞ Na ⊞	

特殊要素名称	装荷位置
B 型試験用集合体	3 B 2
C 型特殊燃料集合体	3 C 2, 3 D 2
炉心材料照射用反射体	3 A 1
構造材料照射用反射体	5A2, 5B5, 5E2, 5E5
制御棒材料照射用反射体	6 C 6

基準方位 (トランスファロータ側)

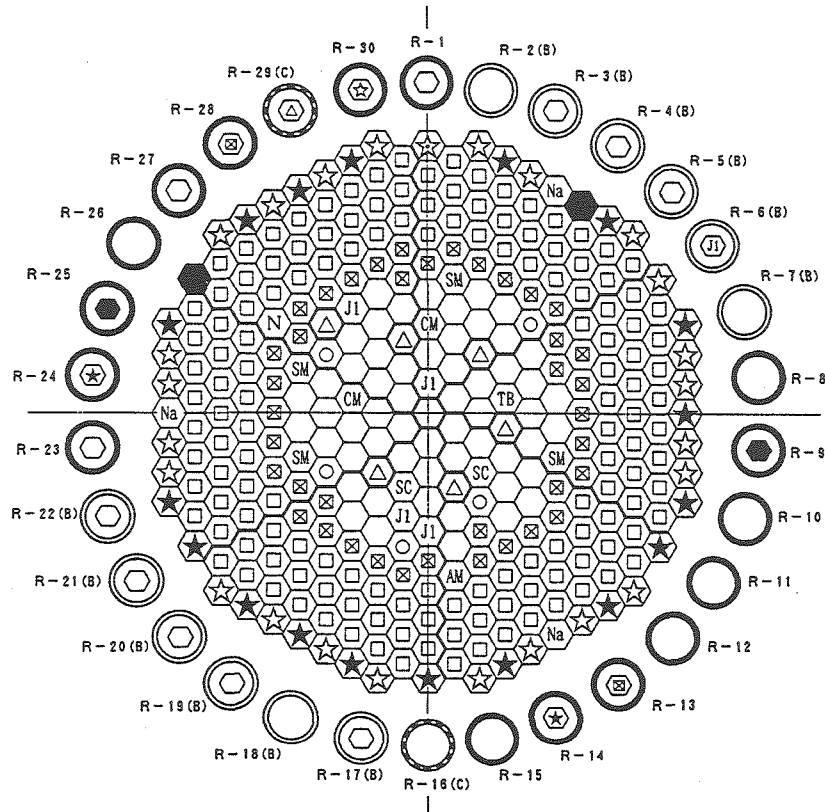


図 2.2 第 1 2 回定期検査用の炉心構成 (6 月 3 0 日現在)

炉心構成要素名		炉心領域 取替後本数	炉内貯蔵ラック 取替後 (A・C/B)	記号
MK-II 炉心燃料集合体	J 1 燃料	4	0 / 1	J1
	J 2 燃料	5 7	3 / 8	六角形
MK-III 外側燃料集合体		5	0 / 0	六角形
B 型試験用集合体		1	0 / 0	TB
C 型特殊燃料集合体		2	0 / 0	SC
制御棒		6	1 / 0	△
中性子源		1	0 / 0	N
内側反射体		3 9	2 / 0	⊗
外側反射体 (A)		1 4 3	0 / 0	□
外側反射体 (B) [スリット]		有 1 / 無 24	1 / 0	☆ ☆
制御棒材料照射用反射体		1	0 / 0	AM
構造材料照射用反射体		4	0 / 0	SM
炉心材料照射用反射体		2	0 / 0	CM
MK-I 反射体		1 8	2 / 0	★
サーベイランスリグ		2	2 / 0	●
Na チャンネル		3		Na

特殊要素名称	装荷位置
B 型試験用集合体	3 B 2
C 型特殊燃料集合体	3 C 2, 3 D 2
炉心材料照射用反射体	3 A 1, 3 E 3
構造材料照射用反射体	5A2, 5B5, 5E2, 5E5
制御棒材料照射用反射体	6 C 6

3. 炉心核熱特性の測定と解析・評価

本章では、「常陽」MK-II炉心の炉心特性評価および使用済燃料の崩壊熱測定に関する成果をまとめた。また、MK-III炉心に関して原子炉容器内熱流動解析およびMK-III初装荷燃料のみで運転可能なサイクル数の簡易計算を実施した。

3.1 「常陽」MK-II炉心の反射体効果について

(1) 概要

ロシアの核解体Puを高速炉において燃焼させるため、BN-600炉のブランケットを反射体に置換する改造計画の一環として、反射体領域での核計算精度を確認し、炉心設計に反映する目的で、BN-600炉の臨界集合体(BFS2)を用いた炉物理試験が日米ロの共同研究(フランスも参加)として計画されている。

これに対して、反射体付き高速炉の炉心特性に関する実機での運転経験として、「常陽」MK-II炉心の反射体近傍での出力分布や燃焼度分布に関する実測データと核計算との比較についてまとめた。

(2) 「常陽」MK-II炉心の反射体効果に関する知見

性能試験や照射後試験結果より、MK-II炉心の反射体効果として下記の3点をまとめた。

① MK-II性能試験における出力分布測定¹⁾

核分裂箔により測定した反応率と“CITATION”による3次元Hex-Z拡散計算値を比較した結果、反射体に隣接した燃料領域では計算値が実測の反応率を過小評価し、反射体領域では過大評価(最大7%)した。

② 照射後試験による燃焼率測定結果²⁾

Nd法及びγスキヤニングにより測定された燃料集合体内の燃焼率分布を“ESPRIT-J”の計算結果と比較した結果、反射体に隣接する炉心第4列に装荷された燃料集合体では、“ESPRIT-J”の計算値が測定値を最大約10%過小評価した。

③ 使用済燃料の軸方向中性子測定結果³⁾

使用済燃料貯蔵プール内に設置された燃焼度測定装置のB-10比例計数管を用いて、燃料集合体の軸方向燃焼度分布(^{144}Pr)を測定し、“MAGI”の計算結果(相対分布)と比較した結果、下部反射体近傍で“MAGI”の計算値が測定値を約4%過小評価した。

3.2 PFD406 の置換反応度の解析手法の検討

(1) 概要

各種試験において燃焼度の異なる炉心燃料集合体の置換反応度を測定した。このとき、置換反応度の測定に用いた高燃焼度の燃料集合体 PFD406(集合体平均燃焼度：約 62.1GWd/t)の照射後試験(PIE)結果を踏まえて、燃焼計算および置換反応度の再解析を行なう。

(2) 解析項目

① PIE 結果と“ESPRIT-J”による燃焼計算との比較

PIE の行われたペレット(燃料ピン7本に対し9箇所)の燃焼率、原子数密度の実測データを“ESPRIT-J”による計算値と比較する。

② PFD406 の置換反応度解析

1) 原子数密度の算出

PIE 結果より得られたペレットの原子数密度を用い、セル計算に必要なノード平均の原子数密度を算出する。なお、平均値を算出する際には、“ESPRIT-J”による原子数密度の軸方向分布を用いて外挿する。

2) 実効断面積作成

前項目で算出したノード平均の原子数密度を用い、セル計算コード“SLAROM”で燃料集合体の実効断面積を作成する。計算ケースを表 3.1 に示す。ここで、均質モデルを基準計算とし、非均質モデル⁴⁾と比較する。さらに、群定数 JFS-3-J2(基準計算)と JFS-3-J3 との比較も行う。

3) 炉心計算による PFD406 の置換反応度解析

3次元三角メッシュ体系で拡散計算コード“CITATION”を用い、直接計算により置換反応度を算出する。「常陽」MK-II性能試験の解析⁵⁾によると70群から18群の群縮約効果は小さいことがわかっているので、群数は18群とする。計算ケースは表 3.1 に示す3ケースとし、計算モデル及び群定数の影響を評価する。

また、1次摂動計算コード“PERKY”により置換反応度のスペクトル成分(減速・漏洩)を評価する。

4) 輸送効果の評価

「常陽」MK-II性能試験の解析⁵⁾によると、MK-II炉心の燃料集合体と反射体集合体の置換反応度については拡散計算による計算精度が悪く、さらに置換反応度に対す

る輸送効果も無視できない可能性が指摘されている。また、「もんじゅ」の性能試験の解析⁶⁾では燃料等価反応度値に対する輸送効果の径方向依存性が示されている。「常陽」は「もんじゅ」より小型の炉心であるため、「もんじゅ」よりも漏洩が大きく、周辺燃料値に対する輸送効果が大きいことが推測される。

2次元三角メッシュの輸送計算(TWOTRAN-II)と拡散計算(CITATION)を行い、測定が行われた体系で置換反応度に対する輸送効果を評価する。

表 3.1 実効断面積の計算ケース

計算ケース	モデル	群定数
基準計算	均質	JFS3-J2
ケース1	非均質	JFS3-J2
ケース2	均質	JFS3-J3

3.3 B5D試験時における中性子および γ 線の発熱割合

(1) 概要

“MVP”コードによるB5D線出力の詳細評価に用いるため、炉心管理コード“MAGI”により全炉心の中性子および γ 線の発熱割合を計算した。

(2) 計算条件

① 炉心構成

MK-II炉心第23'サイクル(B5D-1)、24'サイクル(B5D-2)

② 原子炉出力および制御棒位置(最大出力到達時)

表3.2および表3.3に示す。

③ 炉定数

中性子：JFS-3-J2

γ 線生成断面積：修正NEW-POPOP4(遅発核分裂 γ 線を考慮)

γ 線反応断面積：GAMLEG-Nモジュール内蔵データ(“RADHEAT-V3”コード)

④ エネルギー群数

中性子7群、 γ 線3群

(3) 計算結果

中性子および γ 線の発熱量(MWt)を表3.4および表3.5に示す。

これにより、B5D試験時に炉心全体において、中性子による発熱が約90%、 γ 線による発熱が約10%。集合体において、B5D-1では中性子による発熱が約70%、 γ 線による発熱が約30%、B5D-2では中性子による発熱が約91%、 γ 線による発熱が約9%となった。

表3.2 MK-II炉心第23'サイクルにおける原子炉出力および制御棒位置（最大出力到達時）

原子炉出力95MWt (単位：mm)

	C/R-1	C/R-2	C/R-3	C/R-4	C/R-5	C/R-6
BOC	540.7	538.9	539.4	540.7	540.7	539.2
EOC	540.7	538.9	539.4	540.7	540.7	539.2

表3.3 MK-II炉心第24'サイクルにおける原子炉出力および制御棒位置（最大出力到達時）

原子炉出力100MWt (単位：mm)

	C/R-1	C/R-2	C/R-3	C/R-4	C/R-5	C/R-6
BOC	485.3	483.4	484.1	482.3	482.3	485.3
EOC	485.3	483.4	484.1	482.3	482.3	485.3

表3.4 MK-II炉心第23'サイクル、B5D-1集合体における中性子および γ 線の発熱量
(単位：MWt)

	炉心全体(BOC)	B5D-1集合体出力(BOC)
中性子	85.3	0.11
γ	9.5	0.05
合計	94.8	0.16

表3.5 MK-II炉心第24'サイクル、B5D-2集合体における中性子および γ 線の発熱量
(単位：MWt)

	炉心全体(BOC)	B5D-2集合体出力(BOC)
中性子	89.8	0.70
γ	10.1	0.07
合計	99.9	0.77

3.4 MK-Ⅲ標準炉心における原子炉容器内熱流動解析

(1) 概要

MK-Ⅲ標準炉心における140MW定格出力運転時の原子炉容器内の冷却材流動状況を把握する目的で、単相多次元熱流動解析コード“AQUA version5”を用いてMK-Ⅲ標準炉心における原子炉容器内熱流動解析を実施した。

(2) 解析条件

- ① 解析モデル : 2次元R-Z体系
 - ② 解析メッシュ数 : R方向34, Z方向90
 - ③ 炉心内出力分布 : 「MK-Ⅲ標準炉心の詳細核熱計算(Ⅱ)」⁷⁾で得られた集合体最大出力分布と軸方向出力分布より算出
 - ④ 一次主冷却系Na流量 : 2700ton/hour
 - ⑤ 原子炉入口温度 : 350°C
 - ⑥ 第3列B型特殊燃料集合体 : モデル化せず、内側燃料集合体と仮定
 - ⑦ 第3列材料照射用集合体 : モデル化せず、制御棒と仮定
 - ⑧ 炉心径方向熱移行 : 考慮
 - ⑨ 高圧プレナムからの上部嵌合部リークは制御棒を流れるものと仮定。このため、制御棒を高圧プレナムに属するものとした。
 - ⑩ 低圧プレナムからの上部嵌合部リークは遮へい集合体を流れるものと仮定。
 - ⑪ 高圧プレナムから下部嵌合部を経て低圧プレナムへの流れは、遮へい集合体スリット部を流れるものと仮定。
 - ⑫ 補助系の逆流は、原子炉容器壁と炉心支持板の隙間を流れるものと仮定。
- なお、⑥～⑫は自然循環試験Ⅱ-E(100MW過渡試験)結果⁸⁾の解析手法と同様である。

(3) 解析結果

① 冷却材の流動状況

図3.1に原子炉容器内冷却材流動状況の概略を示す。

原子炉容器内の冷却材流動状況は、入口ノズルから流入した冷却材のうち、主流が高圧プレナムへ向かい、一部が炉内構造物の下面に沿った反時計回りの渦を形成する等、MK-Ⅱ炉心の流動状況と同じであった。

② 各領域の流量および温度の解析結果

各領域の流量および温度の解析結果を表3.6に示す。なお、流量配分については、「「常陽」MK-Ⅲ炉心の熱流力設計に関する解析」⁹⁾で求めた必要最小流量と比較して示す。

(4) まとめ

単相多次元熱流動解析コード“AQUA”を用いた原子炉容器内熱流動解析により、MK-III標準炉心における原子炉容器内の冷却材の流動状況を把握した。また、集合体の温度分布を確認するとともに、各集合体の流量が必要最小流量を満足していることを確認した。

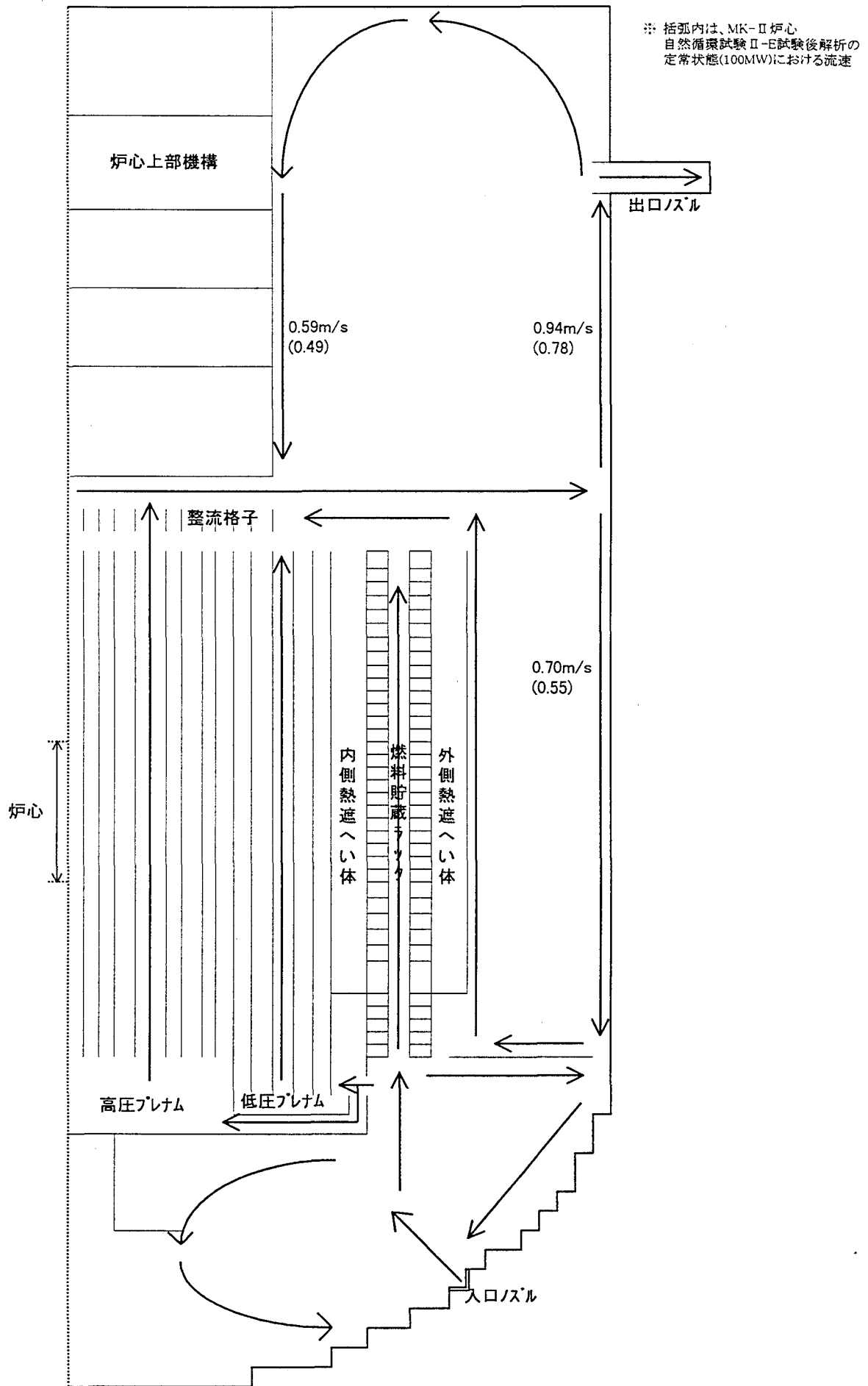


図3.1 原子炉容器内冷却材流動状況概略図

表3.6 各領域の流量および温度の解析結果

領域	体数	集合体流量		領域流量		要素		面積	温度		流速	流量合計	必要最小流量 ^{*1)}
		kg/s	kg/s	kg/s	kg/s	I	K		炉心頂部 ^{*2)} °C	熱電対位置 °C			
高圧 プレナム	0列	1	8.861	8.861	1	39	2.945E-03	441.431	471.457	3.555	-	-	
	1列	3	8.598	25.793	2	39	1.734E-03	543.457	535.058	6.033	7.870	-	
	C型照射燃料集合体	3	11.191	33.573	3	39	2.402E-03	480.591	497.684	5.566	-	-	
	2列	12	8.233	98.793	4	39	1.734E-03	536.859	525.910	5.766	621.797	7.710	
	3列	5	7.779	38.896	5	39	1.734E-03	518.173	520.418	5.419	-	7.240	
	外側燃料集合体(B特)	8	8.005	64.038	7	39	1.734E-03	542.757	539.173	5.616	-	7.620	
	4列	24	7.537	180.879	8	39	1.734E-03	529.376	526.551	5.267	-	7.280	
	外側燃料集合体	26	6.576	170.965	10	39	1.734E-03	523.585	510.472	4.588	-	6.470	
	5列	5	5.876	29.381	6	39	3.595E-03	357.451	418.662	1.887	-	1.980	
	3列 制御棒(CMIR)	2	5.860	11.720	9	39	3.595E-03	354.091	471.003	1.880	-	-	
	5列 制御棒	32	0.442	14.147	11	39	1.116E-03	381.817	448.109	0.460	-	0.158	
	内側反射体	48	0.226	10.861	12	39	7.069E-04	358.489	390.315	0.370	-	0.125	
	外側反射体(A)	48	0.192	9.230	13	39	7.069E-04	352.020	404.543	0.314	70.411	-	
	遮へい集合体	54	0.399	21.558	14	39	1.229E-03	350.471	404.162	0.374	-	-	
	燃料貯蔵フック	42	0.348	14.614	15	39	1.229E-03	350.278	436.028	0.326	-	-	
バイパス		10.021	10.021	19	39	2.272E-01	350.246	-	0.051	19.170	-		
R/V側壁バルブリンク		9.148	9.148	30	17	5.153E-03	350.015	-	2.045	-	-		
合計	313										752.479		

原子炉入口温度	350.0 °C
原子炉出口温度	497.2 °C
原子炉入口流量	750.0 kg/s
原子炉出口流量	750.0 kg/s
出力	140.4 MW

MK-III定格流量 2700 t/h

*1) 「常陽」MK-III炉心の熱流体力設計に関する解析「(ZN9410 96-230)」による
 *2) 低圧プレナムの集合体は、炉心頂部相当。バイパスは、当該部の温度。

3.5 第6次取替燃料およびMK-Ⅲ燃料のPuの組成のずれの評価

(1) 概要

常陽において、第6次取替燃料の装荷が開始された第30サイクル以降の各サイクル初期の過剰反応度の計算値と実測値の差(E-C値)はサイクル毎に大きくなった。過剰反応度の予測値と実測値の差が大きくなった原因として、新燃料の組成のずれが従来より大きくなったことが考えられる。

第6次取替燃料とMK-Ⅲ燃料のPu富化度とU濃縮度は正しいと仮定し、Pu同位体組成にずれがあった場合の第30サイクル以降の過剰反応度の実測値と予測値の差を説明しうるPuの同位体組成を不確かさの観点から評価した。

(2) 各サイクルの過剰反応度

第27～32サイクル初期の過剰反応度の計算値(C)、実測値(E)を下記の表3.7にまとめる。計算に用いた群定数はJFS-3-J2である。第31サイクルでは炉心第3列にCMIR5を装荷し、第5列の内側反射体1体を炉心燃料に置換した。また、第32サイクルでは第5列の内側反射体2体をMK-Ⅲ燃料に置換しており、これらの置換反応度については、“MAGI”の計算誤差が大きいと予想されるため、過去の運転サイクルにおける同様の置換反応度に対する“MAGI”計算値と実測値の差を補正した¹⁰⁾。

(3) 計算方法

燃料密度係数分布、Pu等価係数から求めた各列の集合体1体あたりのPu同位体の密度係数を表3.8に示す。第6次取替燃料及びMK-Ⅲ燃料装荷に伴う過剰反応度の計算値のずれと核種*i*の組成が $\Delta m/m[\%]$ ずれたときの過剰反応度の差は次式で表される。

$$\Delta\rho = \sum_i \left[(\Delta m/m)_i \times \sum_r (N_r \times C_{r,i}) \right]$$

$\Delta\rho$: 第6次取替燃料及びMK-Ⅲ燃料装荷に伴う過剰反応度の差 [% $\Delta k/kk'$]

$(\Delta m/m)_i$: 第6次取替燃料及びMK-Ⅲ燃料中の核種*i*の組成のずれ[%]

N_r : 第*r*列に装荷された第6次取替燃料及びMK-Ⅲ燃料の集合体数の前サイクルとの差

$C_{r,i}$: 第*r*列集合体1体あたりの核種*i*の密度係数 [($\Delta k/kk'$)/($\Delta m/m$)]

(4) Pu組成のずれ

過剰反応度のE-C値の前サイクルとの差が新燃料のPu同位体組成のずれによるものと仮定して、上記で求めた密度係数を用いて過剰反応度のE-C値に相当するPu同位体組成のずれを検討する。

まず、単一のPu同位体核種の組成のみにずれがあると仮定したとき、各サイクルの過剰反応度のE-C値の前サイクルとの差に相当するPu同位体組成のずれを表3.9に示す。

次に、個々の Pu 同位体組成がずれた場合、total Pu 重量が変わらないような組み合わせを考えると、例えば ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu の組成のずれが、それぞれ 1.4%、-4.0%、6.4%、-10%の組み合わせは、第 31 サイクルと第 30 サイクルの過剰反応度の E-C 値の差に相当する。因みに第 6、7 次取替燃料の Pu 原料粉の組成の標準偏差はそれぞれ 2.8%、4.0%、6.4%、9.8%であった¹¹⁾。

今後、新燃料ペレットのPu同位体組成のばらつきを調査、検討する。

表3.7 第27～32サイクル初期の過剰反応度の計算値と実測値[% $\Delta k/kk'$]

サイクル	計算(C)	実測(E)	E-C(補正前)	E-C(補正後)	$\Delta(E-C)$
27	2.12	2.00	-0.12	-0.12	
28	3.62	3.61	-0.01	-0.01	0.11
29	2.32	2.16	-0.16	-0.16	-0.15
30	2.59	2.58	-0.01	-0.01	0.15
31	2.54	2.77	0.23	0.17	0.18
32	3.25	3.67	0.42	0.36	0.19

表3.8 集合体1体あたりの燃料密度係数 $[(\Delta k/kk')/(\Delta m/m)/\text{集合体}]$

列番号	0	1	2	3	4	5
^{239}Pu	8.710E-03	8.107E-03	6.796E-03	5.038E-03	3.754E-03	2.624E-03
^{240}Pu	8.492E-04	7.904E-04	6.626E-04	4.912E-04	3.660E-04	2.559E-04
^{241}Pu	2.134E-03	1.986E-03	1.665E-03	1.234E-03	9.198E-04	6.429E-04
^{242}Pu	7.969E-05	7.418E-05	6.218E-05	4.610E-05	3.435E-05	2.401E-05
^{235}U	4.428E-03	4.121E-03	3.455E-03	2.561E-03	1.909E-03	1.334E-03
^{238}U	-4.684E-04	-4.360E-04	-3.654E-04	-2.709E-04	-2.019E-04	-1.411E-04

表3.9 組成のずれが一種類と仮定したときの各核種の組成のずれ[%]

	30サイクル	31サイクル	32サイクル
^{239}Pu	2.1	2.5	3.9
^{240}Pu	21.8	25.2	39.8
^{241}Pu	8.7	10.0	15.9
^{242}Pu	232.2	268.4	424.5

3.6 取替燃料がない場合の MK-III性能試験炉心以降の過剰反応度の簡易予測

(1) 概要

現状の東海・Pu燃料工場の「常陽」用炉心燃料の製造スケジュールによれば、MK-III取替燃料の製造は、平成16年度以降になる可能性がある。そこで、取替燃料がない場合を想定して、MK-III初装荷燃料のみで運転可能なサイクル数を簡易的に評価した。

(2) 検討にあたっての主な条件

- ① MK-III性能試験の炉心構成は、設計時¹²⁾に想定した70体炉心(内側16、外側54体、CMIR 4体、B特2体、C特3体)とする。したがって、初装荷燃料のうち、内側燃料9体、外側燃料6体が性能試験以降の炉心に装荷できる。
- ② MK-III炉心初期に装荷される照射リグは、MARICO2号機(炉心第3列)、C特2体、D型リグ(B9相当、炉心第3列)1体とする。
- ③ 過剰反応度の変化は、定格運転(140MW出力60日運転)による燃焼反応度損失と、照射リグ及び反射体とMK-III炉心燃料との置換反応度を考慮する。

(3) 検討結果

(性能試験時の過剰反応度)	$2.2\% \Delta k/kk'$ (定格出力時) ¹²⁾
(定格運転による燃焼反応度損失)	$-1.6\% \Delta k/kk' / 60日$ ¹²⁾
(CMIRの置換反応度)	$1.2\% \Delta k/kk' \times 3 = +3.6\% \Delta k/kk'$
(B特及びC特の置換反応度)	$(0.8+0.6)\% \Delta k/kk' = +1.4\% \Delta k/kk'$
(MK-III外側燃料と反射体の置換に伴う反応度増加)	$0.22\% \Delta k/kk' \times 6 = +1.3\% \Delta k/kk'$

以上より、性能試験時の過剰反応度とCMIR等との置換反応度のトータルは、

$$2.2+3.6+1.4+1.3 = 8.5\% \Delta k/kk'$$

となる。一方、燃焼反応度損失は $-1.6\% \Delta k/kk' / \text{サイクル}$ であり、これより初装荷燃料のみで運転可能なサイクル数は、5サイクル($-1.6 \times 5 = -8$)程度と予想される。

3.7 高速炉用新ライブラリを用いた“ORIGEN2”による「常陽」使用済燃料の崩壊熱計算

(1) 概要

「常陽」使用済燃料の崩壊熱予測精度を向上させるため、従来の“ORIGEN2”オリジナルライブラリに代わり、JENDL-3.2をベースとした高速炉用新ライブラリを用いた崩壊熱計算を実施した。比較用に従来のFFTF炉心ライブラリを用いた計算も行った。

高速炉用新ライブラリの構成は以下のとおりである。

- ① JENDL-3.2をベースとした「60万kWe級炉心、酸化物燃料、軽水炉取出Pu組成」1群断面面積ライブラリ
- ② JNDC核分裂生成ライブラリ第2版をベースにしたDECAYライブラリ
- ③ JNDC核分裂生成ライブラリ第2版をベースにしたfission yieldデータライブラリ

(2) 計算対象集合体

計算は、第31サイクル終了後にラック冷却をせずに取り出したPFD549について行った。照射履歴、中性子束及び燃料組成等の計算条件は「 ^{238}Pu , ^{241}Am の初期組成を考慮した崩壊熱」(技-9-252)と同様とした。

(3) 計算結果

図3.2に両ライブラリを用いた崩壊熱計算結果を比較した。その結果、JENDL-3.2ベースのライブラリを用いた計算結果が5%前後大きくなることがわかった。表3.10及び表3.11に主要アクチナイドの放射能と崩壊熱の比較を示す。照射終了後24日でアクチナイド発熱量の約80%の発熱量を占める ^{242}Cm の生成量(放射能)が、約30%増加することによって崩壊熱も約30%(約32W)増加しており、これが新ライブラリによる発熱量増加の主な原因である。

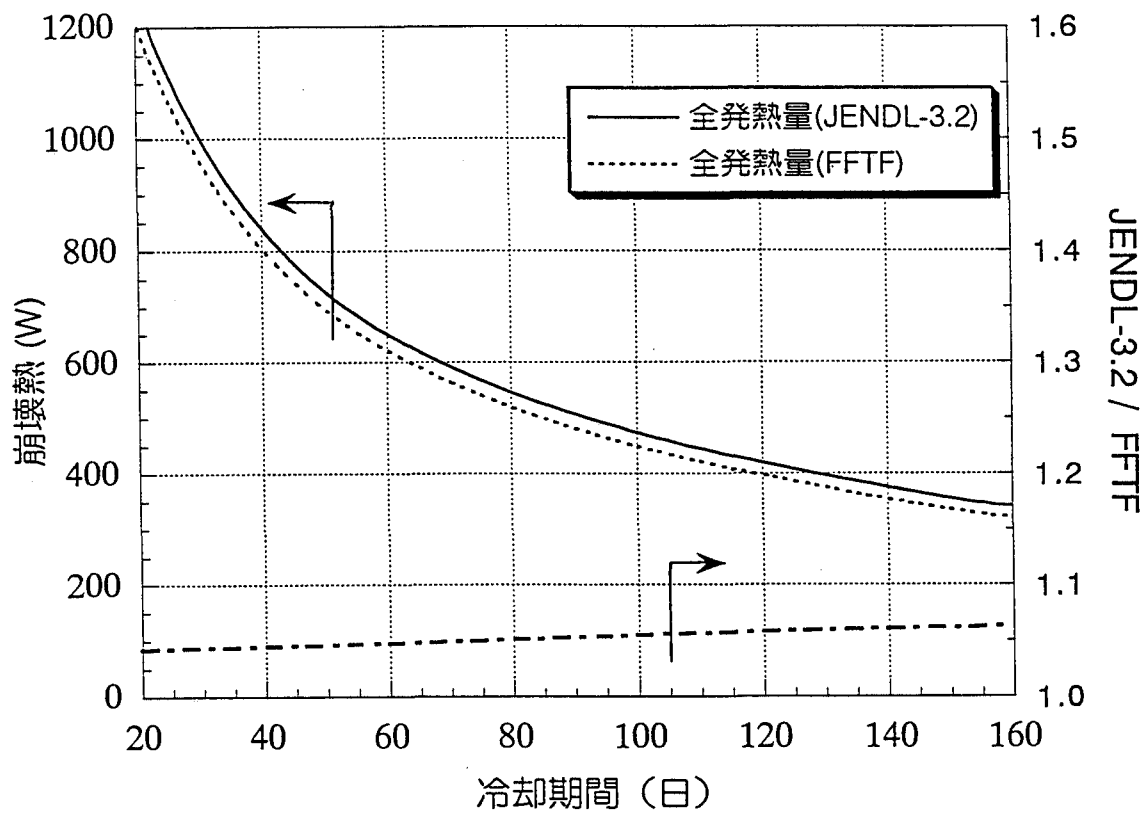


図3.2 ライブラリの異なる崩壊熱計算結果の比較

表3.10 主要アクチナイドの放射能の比較

核種	A:放射能(Ci) 新ライブラリ (JENDL-3.2)	B:放射能(Ci) オリジナル (FFTF)	A/B
U237	4.71E+02	5.17E+02	0.911
NP239	2.24E+02	2.24E+02	0.999
PU238	5.55E+02	5.42E+02	1.024
PU239	1.07E+02	1.09E+02	0.981
PU240	1.72E+02	1.67E+02	1.030
PU241	1.73E+04	1.71E+04	1.016
AM241	2.63E+02	2.66E+02	0.988
AM242	1.45E+01	1.13E+01	1.286
CM242	3.99E+03	3.13E+03	1.273

(照射終了後24日)

表3.11 主要アクチナイドの崩壊熱の比較

核種	A:崩壊熱(W) 新ライブラリ (JENDL-3.2)	B:崩壊熱(W) オリジナル (FFTF)	A/B
U237	8.90E-01	9.78E-01	0.911
NP239	5.41E-01	5.41E-01	0.999
PU238	1.84E+01	1.80E+01	1.024
PU239	3.31E+00	3.37E+00	0.981
PU240	5.35E+00	5.19E+00	1.030
PU241	5.37E-01	5.29E-01	1.016
AM241	8.72E+00	8.83E+00	0.988
AM242	1.65E-02	1.28E-02	1.286
CM242	1.47E+02	1.16E+02	1.273

(照射終了後24日)

3.8 「常陽」払出添付データの支給 (PRA080)

(1) 概 要

材料照射用反射体 (PRA080) の崩壊熱・放射化量を計算し、『「常陽」払出添付データ (JF-10-01)』を作成した。

(2) 計算条件

- ・ 計算コード : “ORIGEN-2”
- ・ 照射履歴 : MK-II 炉心第31～32サイクル (炉心アドレス [6D6], 125EFPD)
- ・ 中性子束 : “MAGI” 記録計算結果より (集合体平均) : 表3.12 参照
- ・ 組 成 : 表3.13 参照

(3) 結 果

平成10年4月22日に払出予定の材料照射用反射体 (PRA070) の崩壊熱・放射化量を以下に示す。

- 崩壊熱 : 2.53×10^1 (W/SA)
- 放射化量 : 1.66×10^{14} (Bq/SA)

表 3.12 PRA080 の中性子束

	(n/cm ² /s)	
サイクル	31	32
Total Flux	1.08E+15	1.06E+15

表 3.13 PRA080 の初期組成

	(g)								
核種	¹⁰ B	¹¹ B	C	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Mo
重量	104.3	14.9	34.5	3704.0	386.8	14230.0	2.18	2945.0	544.0

[第3章の参考文献]

- 1) 技-58-273 : 「出力分布試験における相対反応率分布の測定結果」
- 2) PNC ZN9410 92-311 p. 17-40 : 「「常陽」MK-II 炉心燃料の挙動評価」
- 3) PNC TN9410 98-011 : 「使用済高速炉燃料の中性子放出率の測定と評価」
- 4) “SLAROM”を用いたMK-II 炉心特性計算作業(1998年2月、アイ・ティ・ジェイ)
- 5) PNC PJ9164 97-001 : 「常陽」性能試験・運転データ解析(1997年3月、東芝)
- 6) PNC ZJ2678 97-001 : 核特性試験データの整理検討(3)(1997年3月、ARTECH)
- 7) PNC ZJ9214 93-002 : 「MK-III 標準炉心の詳細計算(II)」
- 8) PNC SN9410 88-049 : 「高速実験炉「常陽」試験報告書自然循環試験 II-E(100MW 過渡試験)結果報告」
- 9) PNC ZN9410 96-230 : 「「常陽」MK-III 炉心の熱流力設計に関する解析」
- 10) 技-3-392 : “MAGI”計算における置換反応度の評価(その2)
- 11) 技-4-275 : 「常陽」第6, 7次取替燃料のプルトニウム同位体組成比について
- 12) PNC ZJ9214 94-004 : 「MK-III 初期炉心の詳細核熱計算」

[第3章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-34 「常陽」MK-II 炉心の反射体効果について
- ② 技-10-33 PFD406 の置換反応度の解析手法の検討
- ③ 技-10-14 B5D 試験時における中性子および γ 線の発熱割合
- ④ 技-10-29 MK-III 標準炉心における原子炉容器内熱流動解析
- ⑤ 技-10-15 第6次取替燃料およびMK-III燃料のPuの組成のずれの評価
- ⑥ 技-10-21 取替燃料がない場合のMK-III性能試験炉心以降の過剰反応度の簡易予測
- ⑦ 技-10-09 高速炉用新ライブラリを用いた“ORIGEN2”による「常陽」使用済燃料の崩壊熱計算
- ⑧ 技-10-04 「常陽」払出添付データの支給(PRA080)

4. プラント特性の測定と解析・評価

本章では、“MIMIR-N2”によるステップ応答試験時の反応度解析の結果をまとめた。

4.1 “MIMIR-N2”によるステップ応答試験時の反応度解析

(1) 概要

プラント動特性解析コード“MIMIR-N2”によるステップ応答試験解析に関する検討の進捗状況を報告する。

(2) これまでの経緯

MK-II炉心第31サイクルのステップ応答試験(90MWt安定状態で+2.352¢投入)の解析を行った結果、図4.1に示すように実測と比べステップ投入後反応度が0となるまでの時間が短く、フィードバック反応度を過大評価した。

(3) フィードバック反応度見直し結果

今回、ステップ投入直後のフィードバック反応度に着目して、“MIMIR-N2”における計算方法、入力条件等の検討を行った。

① ドップラ反応度計算式の修正

燃料温度が $T1(^{\circ}K)$ から $T2(^{\circ}K)$ に変化した時のドップラ反応度 ρ_{DOP} は、ドップラ定数を $KDOP$ とすると

$$\rho_{DOP} = KDOP \times \ln[T2/T1]$$

であるが、プログラム上、 $T1$ 、 $T2$ が $^{\circ}C$ 単位で扱われていた。そこで、これを $^{\circ}K$ 単位で扱うようプログラムを修正した。

② ギャップコンダクタンスの見直し

前述の解析による燃料の最高温度(ノミナル)は $3200^{\circ}C$ であり、MK-II炉心第31サイクルの“MAGI”記録計算値($2200^{\circ}C$)を大幅に上回った。この原因を調べた結果、ギャップコンダクタンスに $200\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2\cdot^{\circ}\text{F}$ が使用されていたため、これを設計に用いている $1000\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2\cdot^{\circ}\text{F}$ とした。これにより、燃料膨張反応度が小さくなり、フィードバック反応度の過大評価傾向は緩和される。

③ 反応度温度係数の見直し

前述の解析では、炉心支持板膨張反応度が0となっていた。また、これまで、“MIMIR-N2”では、炉心燃料部のみの温度係数を計算に用いてきたが、MK-II炉心設計計算結果

より、炉心部に加え、下部空間、上部反射体領域および径方向反射体領域の温度係数も入力した。以上の見直しを反映し、解析を行った結果を図4.1に示す。これより、フィードバック反応度の過大評価傾向は緩和され、実測と解析の反応度挙動はほぼ一致した。また、ステップの影響が顕著に現われる第0列燃料の出口温度上昇は、実測値約5℃に対し、解析が4℃となった。また、ギャップコンダクタンスの見直し後の燃料最高温度は2300℃であり、“MAGI”計算値に近い値が得られた。

(4) まとめ

以上の見直しにより、反応度挙動を実測値に近づけることができ、設計ベースの温度係数を入力とした解析で、実機のステップ応答試験時の反応度挙動をほぼ模擬できることがわかった。今後、原子炉容器出入口温度挙動等の実測と解析の比較を行い、計算モデルの検証を進めていく。

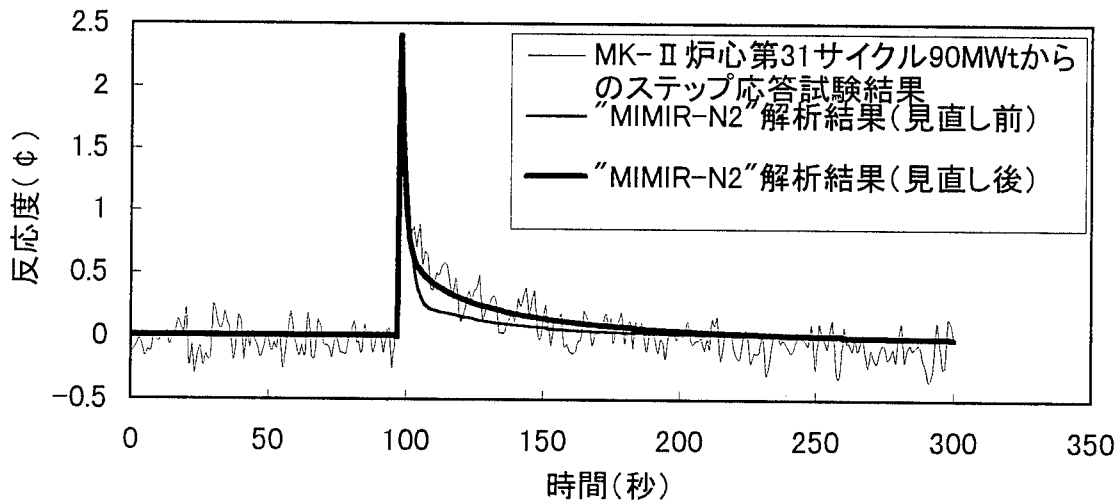


図4.1 反応度における実測値と解析値の比較

- ① 技-10-32 “MIMIR-N2”によるステップ応答試験時の反応度解析

5. 炉心の機械的挙動および耐震評価

本章では、中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震評価に関する成果をまとめた。

5.1 中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算

(1) 概要

汎用非線形構造解析システム“FINAS”を用いて、現在の耐震基準での中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算を実施した。

(2) 解析条件

- ① 使用コード : 汎用非線形構造解析コード“FINAS”
- ② モデル : 多質点ビームモデル
- ③ 使用要素 : 3次元弾性梁要素 SBEAM2
- ④ 動的解析の床応答スペクトル : 原子炉建屋 B1F のスペクトル(S_1 , S_2 波)
- ⑤ 減衰定数 : 3%
- ⑥ 静的地震力 : 0.704G(原子炉建屋 B1F 相当)
- ⑦ パラメータ(中間パッド部 X 方向結合条件) : 1) 剛結合
2) ばね考慮($3.45 \times 10^3 \text{kg/mm}$)
3) フリー

(3) 結果および評価

表 5.1 に、中性子源集合体の固有振動数と、ラップ管パッド部、ラップ管下端部およびエントランスノズル部のモーメント、発生応力および評価結果を示す。

ここで、原設工認の記載値(以下、記載値)は、以下の通りである。

ラップ管パッド部	: 0.54kg/mm ²
ラップ管下端部	: 5.53kg/mm ²
エントランスノズル部	: 7.88kg/mm ²

① 中性子源集合体

ラップ管パッド部の発生応力の内、静的および S_2 地震のパッド部をフリーとした条件において、記載値を上回った。

その他の条件においては、すべて記載値を下回る結果となった。

② 制御棒下部案内管

制御棒下部案内管は、すべての条件において記載値を下回る結果となった。

なお、健全性については、他の要因により発生する応力と合わせて、別途総合的に評価される。

表5.1 中性子源集合体解析結果

(1) 固有振動数 (Hz)

パッド部条件	1次	2次	3次	4次	5次
剛結合	4.81	17.01	31.30	79.88	83.88
ばね考慮	4.81	16.90	31.30	79.28	83.88
フリー	4.81	4.81	31.30	31.30	83.88

(2) ラップ管パッド部の地震時モーメントと発生応力

荷重	パッド部 条件	モーメント (kg・mm)				応力 (kg/mm ²)
		X方向	Y方向	Z方向	SRSS	
静的	フリー	0.00E+00	0.00E+00	6.59E+03		0.73
S1地震	剛結合	0.00E+00	1.50E-03	1.25E+03	1.25E+03	0.14
	ばね考慮	0.00E+00	5.03E-03	1.27E+03	1.27E+03	0.14
	フリー	0.00E+00	2.37E+02	4.26E+03	4.27E+03	0.47
S2地震	剛結合	0.00E+00	2.20E-03	2.23E+03	2.23E+03	0.25
	ばね考慮	0.00E+00	7.36E-03	2.27E+03	2.27E+03	0.25
	フリー	0.00E+00	3.56E+02	7.57E+03	7.58E+03	0.84
記載値						0.54

(3) ラップ管下端部の地震時モーメントと発生応力

荷重	パッド部 条件	モーメント (kg・mm)				応力 (kg/mm ²)
		X方向	Y方向	Z方向	SRSS	
静的	フリー	0.00E+00	0.00E+00	2.14E+04		2.36
S1地震	剛結合	0.00E+00	1.89E-04	1.47E+02	1.47E+02	0.02
	ばね考慮	0.00E+00	2.46E-04	1.56E+02	1.56E+02	0.02
	フリー	0.00E+00	3.99E+01	1.05E+04	1.05E+04	1.16
S2地震	剛結合	0.00E+00	2.77E-04	2.23E+02	2.23E+02	0.02
	ばね考慮	0.00E+00	3.60E-04	2.37E+02	2.37E+02	0.03
	フリー	0.00E+00	6.24E+01	1.87E+04	1.87E+04	2.07
記載値						5.53

(4) エントランスノズル部の地震時モーメントと発生応力

荷重	パッド部 条件	モーメント (kg・mm)				応力 (kg/mm ²)
		X方向	Y方向	Z方向	SRSS	
静的	フリー	0.00E+00	0.00E+00	3.01E+04		4.86
S1地震	剛結合	0.00E+00	1.29E-04	4.96E+02	4.96E+02	0.08
	ばね考慮	0.00E+00	3.01E-04	5.10E+02	5.10E+02	0.08
	フリー	0.00E+00	2.20E+02	1.31E+04	1.31E+04	2.11
S2地震	剛結合	0.00E+00	1.89E-04	8.43E+02	8.43E+02	0.14
	ばね考慮	0.00E+00	4.41E-04	8.61E+02	8.61E+02	0.14
	フリー	0.00E+00	3.31E+02	2.32E+04	2.32E+04	3.75
記載値						7.88

注) 表中の は、原設工認の記載値を上回った結果

- ① 技-10-42 中性子源集合体および制御棒下部案内管の耐震計算

6. 中性子照射量の測定と解析・評価

本章では、炉上部材料照射装置に装荷したドシメータの反応率測定、Np ドシメータの重量測定、C型特殊燃料集合体の損傷指標計算に関する成果をまとめた。

6.1 炉上部材料照射装置(UPR-1.1～1.4)に装荷したドシメータの反応率測定

(1) 概要

MK-II 炉心第8～23''サイクルにおいて照射された炉上部材料照射装置(UPR-1.1～1.4)に装荷したドシメータの反応率を測定した。

(2) C3Mの照射条件

① 照射期間

- UPR-1.1 MK-II 炉心第 8～12 サイクル(218.3 EFPD)
- UPR-1.2 MK-II 炉心第 13～16 サイクル(214.7 EFPD)
- UPR-1.3 MK-II 炉心第17～20サイクル(245.4 EFPD)
- UPR-1.4 MK-II 炉心第21～23'' サイクル(197.8 EFPD)

② 中性子照射量("DORT"の Total Flux より計算)

- UPR-1.1 $6.41 \times 10^{18} \sim 2.22 \times 10^{19}$ n/cm²
- UPR-1.2 $6.31 \times 10^{18} \sim 2.18 \times 10^{19}$ n/cm²
- UPR-1.3 $9.34 \times 10^{18} \sim 2.49 \times 10^{19}$ n/cm²
- UPR-1.4 $7.54 \times 10^{18} \sim 1.69 \times 10^{19}$ n/cm²

③ 照射装置の装荷位置

- 炉心アドレス [5C2]

④ ドシメータ装荷位置(炉中心レベルからの軸方向距離)

- UPR-1.1 181cm, 195cm, 211cm, 227cm, 241cm
- UPR-1.2 181cm, 195cm, 211cm, 227cm, 241cm
- UPR-1.3 181cm, 191cm, 203.6cm, 228cm
- UPR-1.4 183cm, 198.2cm, 213.1cm, 228cm

⑤ ドシメータの種類

- Co, Sc*, Np*, ²³⁵U* (*はバナジウムキャプセルに封入)

(3) 反応率測定結果

ドシメータの反応率測定結果を表6.1に示す。

(4) 反応率評価結果

ドシメータの反応率測定値と計算値(“DORT”による100群中性子束と100群断面積JDF-1.0を用いて計算した反応率)を比較した結果を表6.2に示す。計算値が過小評価している原因は、“DORT”が炉心上部機構とナトリウム領域の境界付近における中性子束の歪みを過大評価していることと考えられる。また、 ^{237}Np については反応率のC/Eが0.12~0.20であり、他の核種のC/Eに比べて差が大きくなった。これは、 ^{237}Np の低エネルギー側での断面積の誤差が大きいため、炉上部のような中性子スペクトルが軟らかい場所ではC/Eが小さくなったものと考えられる。

表 6.1 反応率測定結果

集合体	Set No.	装荷位置 Z	反応率×10 ²⁴ (reaction/sec/atom/100Mwt)			
			⁵⁹ Co(n, γ) ⁶⁰ Co	²³⁷ Np(n, f) ¹³⁷ Cs	⁴⁵ Sc(n, γ) ⁴⁶ Sc	²³⁵ U(n, f) ¹³⁷ Cs
UPR-1.1	DS5	241.0	3.71E+12 (1.91)	3.87E+10 (7.86)	/	1.64E+13 (3.02)
	DS4	227.0	4.98E+12 (1.90)	5.87E+10 (6.97)		2.12E+13 (3.00)
	DS3	211.0	6.79E+12 (1.90)	7.97E+10 (6.77)		2.77E+13 (2.98)
	DS2	195.0	9.16E+12 (1.88)	1.09E+11 (6.42)		3.45E+13 (2.97)
	DS1	181.0	1.69E+13 (1.87)	2.17E+11 (5.95)		5.85E+13 (2.96)
UPR-1.2	DS1	241.0	/	3.57E+10 (5.56)	/	1.65E+13 (3.02)
	DS2	227.0		5.26E+10 (5.55)		2.19E+13 (3.00)
	DS3	211.0		6.91E+10 (5.55)		2.77E+13 (3.00)
	DS4	195.0		9.71E+10 (5.54)		3.40E+13 (3.00)
	DS5	181.0		1.92E+11 (5.56)		5.91E+13 (2.99)
UPR-1.3	DS1	228.0	5.30E+12 (1.92)	6.48E+10 (7.71)	9.64E+11 (5.63)	2.66E+13 (3.17)
	DS2	203.6	6.12E+12 (1.91)	1.10E+11 (7.57)	1.29E+12 (5.60)	3.64E+13 (3.17)
	DS3	191.0	1.42E+13 (1.91)	1.39E+11 (7.52)	1.31E+12 (5.62)	4.46E+13 (3.17)
	DS4	181.0	1.72E+13 (1.91)	2.23E+11 (7.48)	2.03E+12 (5.57)	6.63E+13 (3.16)
UPR-1.4	DS1	228.0	5.37E+12 (1.51)	/	/	2.57E+13 (3.31)
	DS2	213.1	7.04E+12 (1.50)			3.16E+13 (3.30)
	DS3	198.2	8.91E+12 (1.49)			3.85E+13 (3.30)
	DS4	183.0	1.69E+13 (1.48)			6.03E+13 (3.29)

注) ・Zは炉中心レベルからの軸方向距離(cm)を示す。

・()内は1σ%誤差を示す。

表 6.2 反応率測定結果と計算値との比較

集合体	反応率のC/E			
	⁵⁹ Co(n, γ) ⁶⁰ Co	²³⁷ Np(n, f) ¹³⁷ Cs	⁴⁵ Sc(n, γ) ⁴⁶ Sc	²³⁵ U(n, f) ¹³⁷ Cs
UPR-1.1	0.44~0.84	0.12~0.18	————	0.40~0.82
UPR-1.2	————	0.13~0.20	————	0.40~0.81
UPR-1.3	0.43~0.75	0.12~0.14	0.34~0.64	0.35~0.61
UPR-1.4	0.38~0.74	————	————	0.36~0.63

6.2 Npドシメータの重量測定

(1) 概要

平成10年3月25日に納入されたNpドシメータの γ 線測定を行い、重量及び不純物の有無を確認した。

(2) Npドシメータの購入仕様

化学形態 酸化物 ($^{237}\text{NpO}_2$)

重量 メタル (^{237}Np) 重量で、 $(9 \pm 1)\text{mg}$ と $(2 + 0.4 / - 0.2)\text{mg}$ の2種類

(3) 方法

「常陽」ドシメトリーシステムによりNpドシメータの γ 線スペクトル測定及び解析を行い、得られた光電ピークの計数率、検出効率、崩壊定数等を用いて重量を求めた。また、得られた光電ピークの γ 線エネルギーより、試料中における不純物の有無を確認した。

(4) 結果

γ 線測定から求めた ^{237}Np 重量測定結果及び測定値とメーカー値の比較結果を表6.3に示す。また、 γ 線スペクトル解析による不純物核種確認の一例を図6.1に示す。

(5) まとめ

γ 線スペクトル測定によりNpドシメータの重量を測定した結果、9mg試料で8.79～9.28mg、2mg試料で1.84～2.36mgであり、上記の購入仕様の範囲内にあった。また、試料毎の重量の測定値とメーカー値を比較した結果、9mg試料では、測定値はメーカー値より平均で1.8%過小であった。2mg試料では、両者は平均でほぼ一致したが、測定誤差である2%以上の差が見られたものが5個(55個中)あった。

また、試料毎の γ 線スペクトル解析では、不純物核種は見られなかった。

表 6.3 γ 線測定から求めた²³⁷Npメタル重量測定値及び測定値とメーカ値との比較

メタル重量9mg試料			メタル重量2mg試料								
No.	メタル重量 測定値(g)	測定値 メーカ値	No.	メタル重量 測定値(g)	測定値 メーカ値	No.	メタル重量 測定値(g)	測定値 メーカ値	No.	メタル重量 測定値(g)	測定値 メーカ値
01	9.277E-03	0.993	R1	2.342E-03	1.015	15B	1.879E-03	0.987	34B	1.854E-03	0.977 Δ
02	9.118E-03	0.984	R2	2.202E-03	0.982	16B	2.092E-03	1.005	35B	1.864E-03	0.999
03	9.085E-03	0.986	R3	1.887E-03	1.000	17B	2.006E-03	0.993	36B	2.255E-03	1.008
04	9.278E-03	0.964	R4	2.126E-03	1.005	18B	2.040E-03	0.995	37B	2.245E-03	1.012
05	9.243E-03	0.982	R5	1.888E-03	0.993	19B	1.995E-03	1.003	38B	1.963E-03	1.009
06	9.048E-03	0.983	01B	2.089E-03	1.012	20B	1.866E-03	0.983	39B	1.835E-03	0.996
07	9.268E-03	0.982	02B	2.163E-03	1.003	21B	1.916E-03	0.996	40B	2.029E-03	0.985
08	9.272E-03	0.981	03B	2.201E-03	1.016	22B	1.916E-03	0.987	41B	1.883E-03	1.004
09	8.936E-03	0.974	04B	1.974E-03	1.008	23B	2.237E-03	1.026 Δ	42B	2.220E-03	0.999
10	8.789E-03	0.991	05B	2.317E-03	1.011	24B	1.982E-03	1.003	43B	2.270E-03	0.988
			06B	2.211E-03	0.999	25B	1.866E-03	0.996	44B	2.207E-03	1.000
			07B	2.086E-03	0.991	26B	2.099E-03	0.941 Δ	45B	1.960E-03	0.983
			08B	2.138E-03	1.006	27B	2.129E-03	1.016	46B	2.363E-03	1.021 Δ
			09B	2.350E-03	1.012	28B	2.222E-03	1.007	47B	2.249E-03	0.995
			10B	2.295E-03	0.998	29B	1.976E-03	1.020	48B	2.016E-03	1.009
			11B	1.844E-03	0.992	30B	2.229E-03	0.999	49B	2.024E-03	1.015
			12B	2.173E-03	1.000	31B	2.013E-03	0.978 Δ	50B	1.979E-03	0.986
			13B	2.026E-03	0.987	32B	2.267E-03	0.997			
			14B	1.891E-03	1.003	33B	1.869E-03	0.997			
平均	9.131E-03	0.982								2.073E-03	0.999
標準偏差	1.694E-04	0.008								1.579E-04	0.014
最大値	9.278E-03									2.363E-03	
最小値	8.789E-03									1.835E-03	

注) Δ は、測定値/メーカ値が平均値から2% (測定誤差) 以上外れるものを示す。

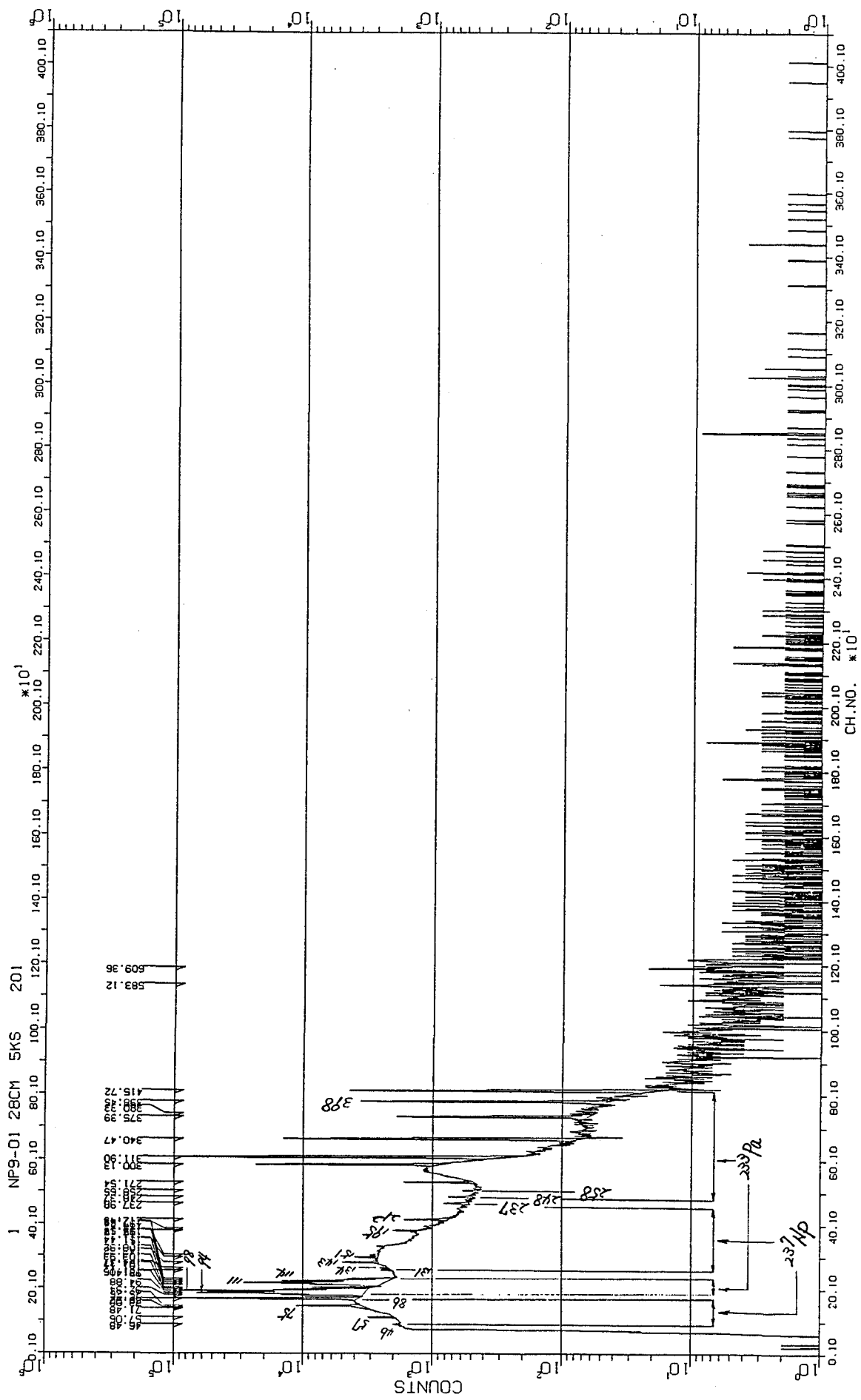


図 6.1 ^{237}Np の γ 線スペクトル(γ-X)

6.3 C型特殊燃料集合体(C3M)の損傷指標計算

(1) 概要

C型特殊燃料集合体(C3M)のスエリング評価に用いるため、C3Mの損傷指標(dpa)の軸方向分布を計算した。

(2) C3Mの照射条件

炉心アドレス	運転サイクル	原子炉積算運転時間
[3E1]	MK-II炉心第9~20'	638.869 EFPD
[2D2]	MK-II炉心第21~23'''	197.837 EFPD

(3) 計算方法

“MAGI”の中性子束、“NEUPAC”コード内蔵の103群dpa断面積(ASTM規格E693-94より引用した鉄のdpa断面積)を7群に縮約した断面積及び原子炉積算運転時間を用いて炉心アドレス毎のdpaの軸方向分布を求めた。それらの和をC3Mのdpaとした。

(4) 計算結果

炉心アドレス毎のdpaの軸方向分布とその和の計算結果を0.1MeV以上のエネルギーの中性子照射量と併せて表6.4に示す。

(5) まとめ

C3Mの損傷指標は最大中性子照射量位置(炉中心面)において82 dpaであった。また、dpaと0.1MeV以上の中性子照射量の関係は、軸方向炉中心位置で $1\text{dpa} = 2.04 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ であり、燃料上下端位置では中性子スペクトルが軟化するため、 $1\text{dpa} = 2.15 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ (ノードNo. 4, 5, 15, 16の平均)であった。

表6.4 C型燃料集合体 (C3M) 軸方向損傷指標

ノード No.	炉中心からの 軸方向位置 (cm)	炉心アドレス [3E1]		炉心アドレス [2D2]		[3E1+2D2]	
		中性子照射量* ¹ E>0.1MeV (n/cm ²)	損傷指標 (dpa)	中性子照射量 E>0.1MeV (n/cm ²)	損傷指標 (dpa)	中性子照射量 E>0.1MeV (n/cm ²)	損傷指標 (dpa)
1	62.5 ~ 52.5	7.93E+21	3.02	2.98E+21	1.14	1.09E+22	4.16
2	52.5 ~ 42.5	1.53E+22	6.01	5.88E+21	2.32	2.12E+22	8.32
3	42.5 ~ 32.5	2.86E+22	11.8	1.11E+22	4.62	3.97E+22	16.4
4	32.5 ~ 27.5	4.71E+22	20.8	1.84E+22	8.16	6.55E+22	29.0
5	27.5 ~ 22.5	6.60E+22	31.8	2.58E+22	12.5	9.17E+22	44.3
6	22.5 ~ 17.5	8.39E+22	40.9	3.27E+22	16.1	1.17E+23	57.0
7	17.5 ~ 12.5	9.89E+22	48.4	3.84E+22	19.0	1.37E+23	67.4
8	12.5 ~ 7.5	1.10E+23	54.0	4.26E+22	21.1	1.53E+23	75.1
9	7.5 ~ 2.5	1.17E+23	57.5	4.53E+22	22.4	1.62E+23	79.9
10	2.5 ~ -2.5	1.20E+23	59.0	4.64E+22	22.9	1.67E+23	82.0
11	-2.5 ~ -7.5	1.19E+23	58.6	4.59E+22	22.7	1.65E+23	81.3
12	-7.5 ~ -12.5	1.14E+23	56.1	4.39E+22	21.7	1.58E+23	77.9
13	-12.5 ~ -17.5	1.05E+23	51.6	4.02E+22	19.9	1.45E+23	71.6
14	-17.5 ~ -22.5	9.22E+22	45.1	3.50E+22	17.3	1.27E+23	62.4
15	-22.5 ~ -27.5	7.57E+22	36.7	2.85E+22	13.9	1.04E+23	50.7
16	-27.5 ~ -32.5	5.76E+22	26.0	2.16E+22	9.74	7.92E+22	35.7
17	-32.5 ~ -47.5	3.32E+22	14.1	1.22E+22	5.21	4.55E+22	19.3
18	-47.5 ~ -57.5	1.27E+22	4.98	4.66E+21	1.83	1.74E+22	6.81
19	-57.5 ~ -67.5	6.22E+21	2.47	2.25E+21	0.90	8.47E+21	3.37
20	-67.5 ~ -77.5	3.19E+21	1.30	1.14E+21	0.47	4.33E+21	1.77

注) *¹ "MAGI"の計算値を示す。

[第6章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-31 炉上部材料照射装置(UPR-1.1~1.4)に装荷したドシメータの反応率測定
- ② 技-10-40 Np ドシメータの重量測定
- ③ 技-10-08 C型特殊燃料集合体(C3M)の損傷指標計算

7. 異常監視技術の開発

本章では、炉雑音法による炉内早期異常検知システムの開発および燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化に関する成果をまとめた。

7.1 100MWt第32サイクルの炉雑音解析

(1) 概要

炉雑音法による炉内早期異常検知システムの検討に資するため、100MWt第32サイクル出力上昇時及び定格運転時に炉雑音測定を実施した。今サイクルは4Hz未満の周波数における原子炉出力ゆらぎの再現性の確認に加えて、高周波数領域における原子炉出力のゆらぎ特性を評価するため、高速サンプリング(0.005秒間隔)により100Hzまでのゆらぎ特性を調べた。

(2) 測定及び解析方法

原子炉出力、原子炉出入口温度等が安定な状態において、核計装(出力系中性子検出器 ch. 6～ch. 8)信号、原子炉出入口温度等を採用し、各信号ゆらぎの平均値とその偏差により規格化処理を行った後、パワースペクトルを求めた。

(3) 解析結果

核計装信号ゆらぎのパワースペクトルは、図7.1に示すように0.02Hz未満の周波数でBOC～EOCの順に上昇する傾向を示した。これは、サイクル末期ではこの周波数領域で原子炉入口温度ゆらぎとの相関(図7.2参照)が大きく、かつ、図7.3からわかるように原子炉入口温度ゆらぎのパワースペクトルも大きいことによるものと考えられる。また、0.02Hz～4Hzの周波数は、制御棒振動の影響により制御棒の挿入度が深いBOC～EOCの順にパワースペクトルが低下しており、これまでの運転サイクルと共通の現象であった。

一方、高周波数領域における核計装信号ゆらぎのパワースペクトル(図7.4参照)は、第30サイクル及び第31サイクルと同様に出力上昇時、定格運転時ともに10Hzと20Hzの周波数にピークがみられた。さらに、今回の測定から100Hzまで周波数を拡張した結果、40Hzと80Hzの周波数にピークがみられた(図7.5参照)。これらは、10Hzと40Hzを基本周波数とした高調波成分によるものではないかと考えているが、プラント機器の異常監視を行っているMEDUSAの機器冷却ファン(中性子検出器等の冷却用機器で、R-303室に設置されている)による振動スペクトルでも同じ周波数にピークがみられているため、振動ノイズ等がダクトを通じて核計装に伝播した可能性も考えられる。

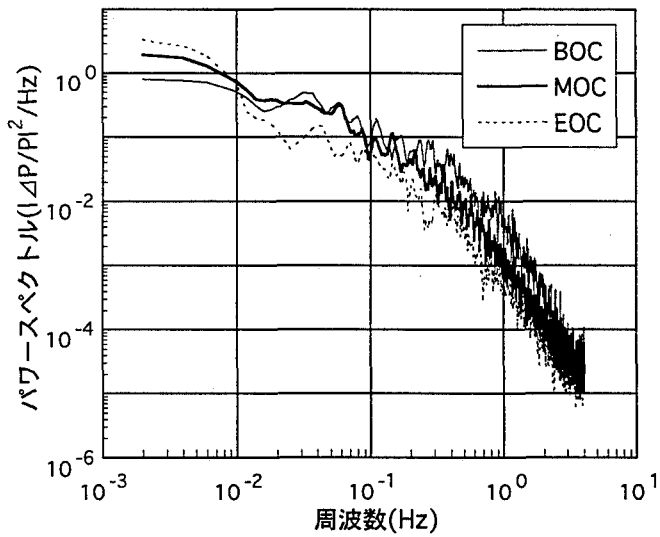


図 7.1 出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎの
パワースペクトル(4Hz未満の周波数)

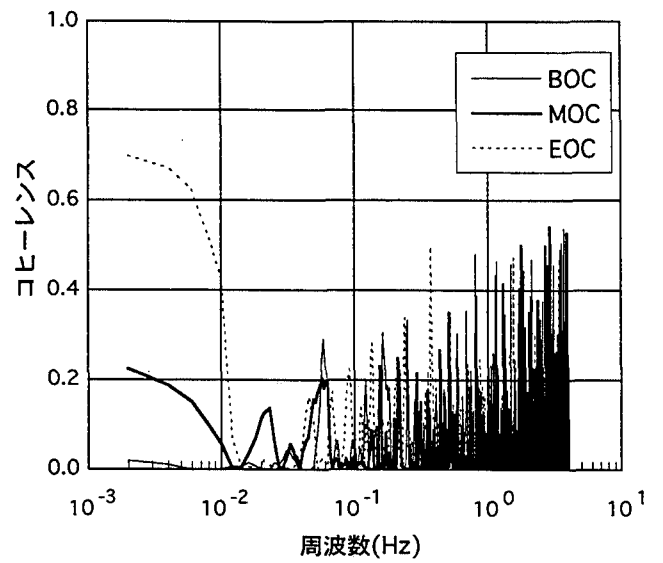


図 7.2 出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎと
原子炉入口温度(A)ゆらぎのコヒーレンス

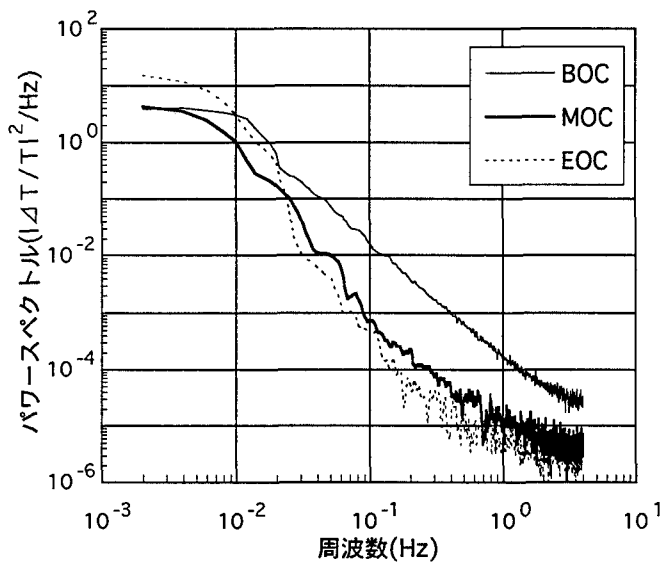


図 7.3 原子炉入口温度(A)ゆらぎのパワースペクトル

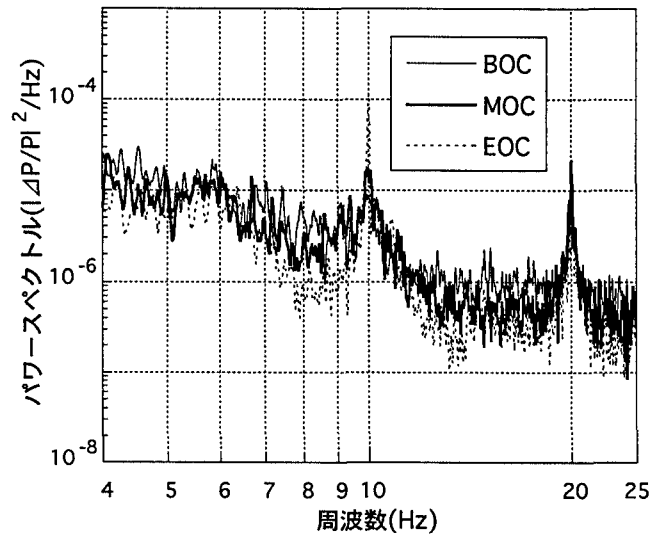


図 7.4 出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎの
パワースペクトル(4~25Hz未満の周波数)

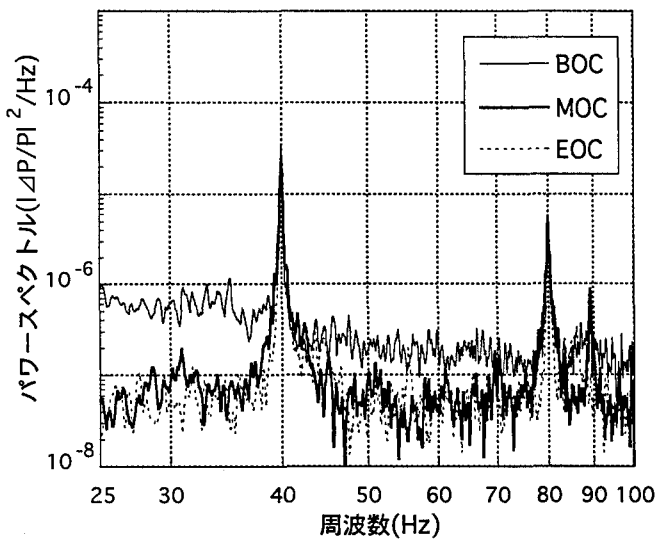


図 7.5 出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎの
パワースペクトル(25~100Hz未満の周波数)

7.2 炉雑音シミュレーションプログラムの作成(その2)

(1) 概要

炉雑音法による炉内異常検知法の開発に資するため、反応度外乱に対する原子炉出力ゆらぎを模擬する炉雑音シミュレーションプログラムの作成を行っている。今回は制御棒振動に起因する反応度変化をモデル化し、シミュレーションによる原子炉出力ゆらぎと周波数スペクトルを実測の核計装信号ゆらぎを比較した。

(2) 計算モデル及び検証計算

本プログラムは、原子炉入口温度ゆらぎや制御棒振動に伴う反応度変化を求め、1点炉近似動特性方程式により原子炉出力のゆらぎを計算するものである。本モデルにおいては、制御棒の径方向移動量に対する反応度変化をB4Cの反応度価値分布から算出し、制御棒がランダムに振動するものと仮定して正規乱数により振動周期及び反応度を与え、原子炉出力ゆらぎを計算した。

このモデルの検証として、100MWt第32サイクル通常運転中の原子炉入口温度ゆらぎ等の炉雑音データを用いてシミュレーションし、実測の核計装信号ゆらぎと比較した。

(3) シミュレーション結果

図7.6と図7.7に核計装(出力系中性子検出器ch.6)信号ゆらぎとシミュレーションによる原子炉出力ゆらぎを示す。両者の振幅は±0.5%でほぼ一致している。ゆらぎの周期を比較すると、短時間のゆらぎは類似しているが、約20~30秒周期のゆらぎがシミュレーションした原子炉出力ゆらぎに特徴的にみられる。このため、図7.8に示す原子炉出力ゆらぎのパワースペクトルは、0.02Hz付近の周波数において核計装信号ゆらぎのパワースペクトルよりもやや上昇した。

また、2Hz以上でパワースペクトルに差がみられるが、振動周波数の範囲を今回のモデルで考慮した0.1~1.9Hzから高周波数側に拡大すれば、この不一致は改善できるものと考えられる。

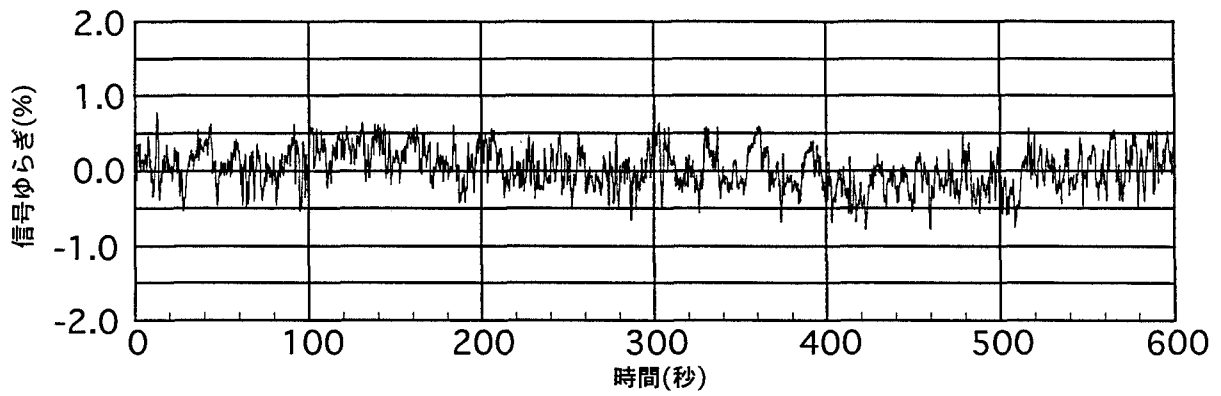


図 7.6 出力系中性子検出器(ch.6)信号ゆらぎ

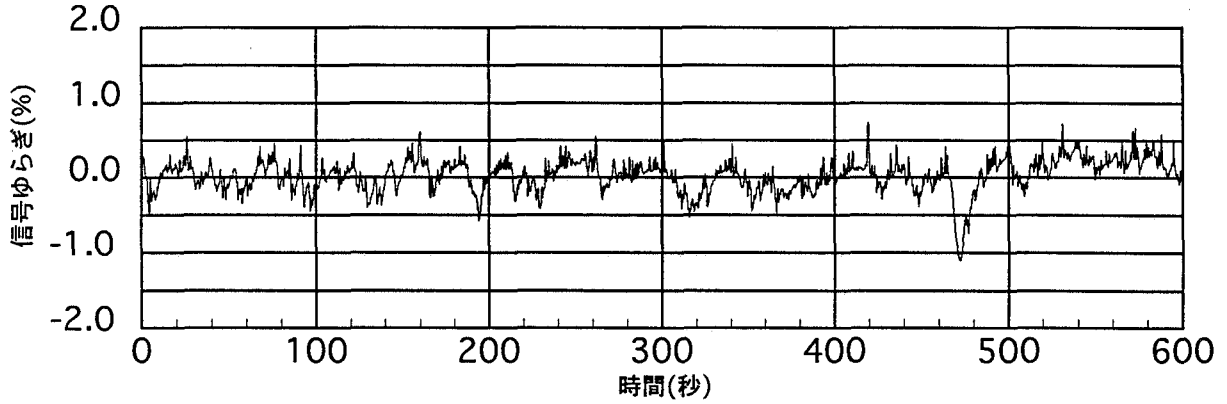


図 7.7 原子炉出力ゆらぎのシミュレーション結果

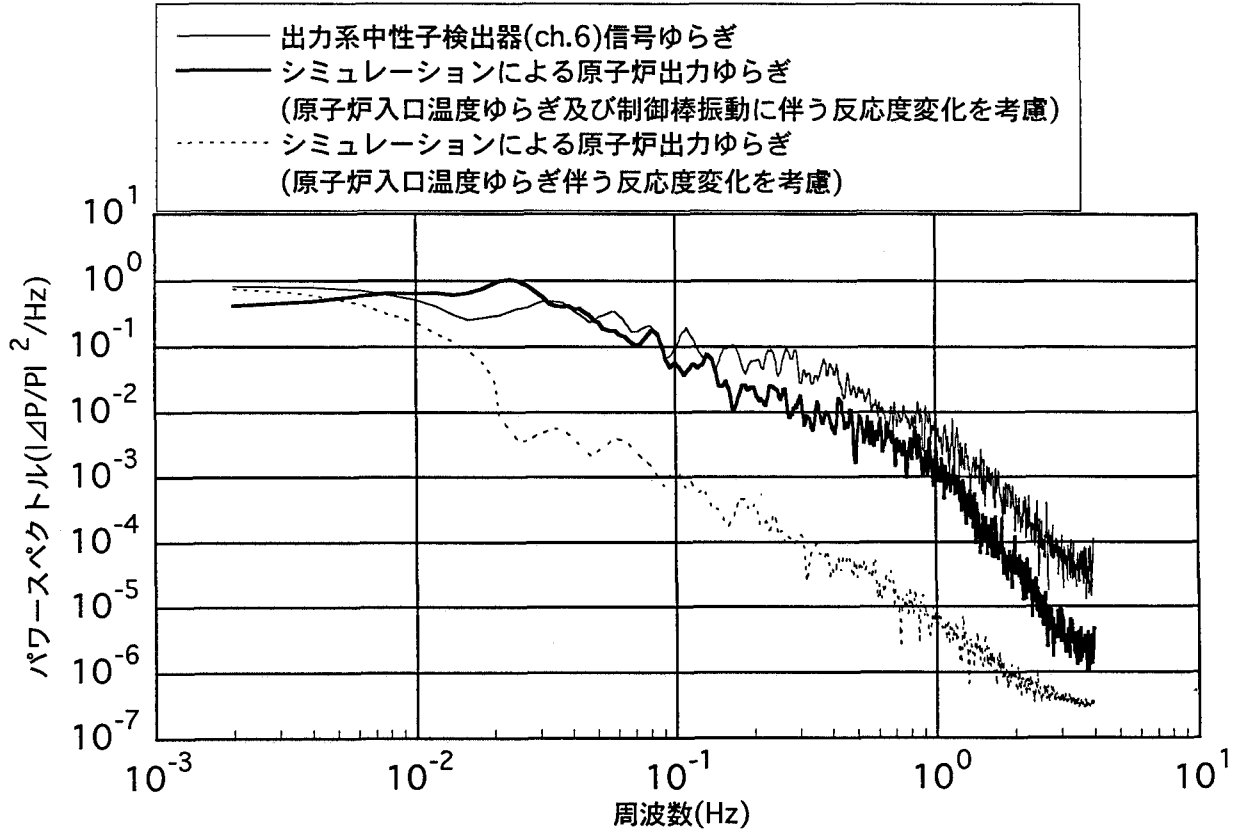


図 7.8 核計装信号ゆらぎとシミュレーションによる原子炉出力ゆらぎのパワースペクトルの比較

7.3 燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化

(1) 概要

フェニックスにおける燃料集合体の出入口温度差を利用した異常監視技術の「常陽」への適用性検討に資するため、「常陽」の燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化を簡易評価した。

(2) 照射変形評価

MK-II炉心燃料集合体(最大燃焼度：75GWd/t)、C型特殊燃料集合体(最大燃焼度：125GWd/t)、MK-III炉心燃料集合体(最大燃焼度：90GWd/t)の最大中性子照射量での被覆管外径、ラッピングワイヤ外径およびラップ管対面間距離の照射変形率を設工認記載の設計式¹⁾⁻³⁾を用いて求めた(表7.1)。

(3) 流量評価

今回の評価では、燃料集合体1体のみのバンドル部の流路面積が変化し、全圧損(バンドル部圧損+オリフィス部圧損)が流路面積の変化前後で一定と仮定した場合の集合体内の冷却材流量変化を評価した。まず Rehme の式⁴⁾を用い、流量一定として流路面積変化前後のバンドル部圧損 ΔP_{BB} 、 ΔP_{BE} を求めた。流路面積変化後の全圧損は、流路面積変化前後のバンドル部圧損比($\Delta P_{BE}/\Delta P_{BB}$)に設置許可記載のバンドル部圧損をかけたものと、流路面積変化前後の流量比を設置許可記載のオリフィス部圧損にかけたものの和とした。この条件で、流路面積変化前の全圧損(設置許可記載値)が流路面積変化後の全圧損と一致するように流路面積変化後の冷却材の流量を求めた。その結果、MK-II燃料、C型特殊燃料およびMK-III燃料の流量は、照射変形に伴う流路面積変化によってそれぞれ3.5%減、0.8%増、4.8%減となった(表7.2)。これらの流量変化による温度変化は、それぞれ+6.5℃、-1.3℃、+8.9℃程度と見積もられる。

表 7.1 燃料集合体構成要素の照射変形率 (%)

燃料種類	炉心装荷 位置	被覆管 外径	ラッピングワイヤ 外径	ラッパ管 対面間距離
MK-II 炉心燃料集合体	第 2 列	+2.2	+1.0	+1.0
C型特殊燃料集合体	第 3 列	+4.1	+3.2	+3.2
MK-III 炉心燃料集合体	第 2 列	+1.2	+0.1	+0.1

表 7.2 照射変形による集合体内流量変化

燃料種類	炉心装荷 位置	流路面積変化率 (%)	流量変化率 (%)
MK-II 炉心燃料集合体	第 2 列	-2.2	-3.5
C型特殊燃料集合体	第 3 列	+3.6	+0.8
MK-III 炉心燃料集合体	第 2 列	-3.7	-4.8

[第7章の参考文献]

- 1) 動燃事業団：高速実験炉 設工認申請書（第5次取替炉心燃料集合体の製作）145（1988）.
- 2) 動燃事業団：高速実験炉 設工認申請書（特殊燃料集合体（C型特殊燃料集合体）の製作（その2））134（1987）.
- 3) 動燃事業団：高速実験炉 設工認申請書（移行炉心及びMK-III炉心燃料集合体の製作）194（1995）.
- 4) K. Rehme：“Pressure Drop Correlation for Fuel Element Spacer”, Nucl. Tech., 17, 15（1973）.

[第7章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-02 100MWt 第32サイクルの炉雑音解析
- ② 技-10-41 炉雑音シミュレーションプログラムの作成(その2)
- ③ 技-10-28 燃料集合体の照射変形による冷却材流量変化

8. 燃料破損診断技術の開発

本章では、カバーガスパージ試験による放射性希ガスおよび不純物ガスの挙動評価に関する成果をまとめた。

8.1 カバーガスパージ試験による放射性希ガス及び不純物ガスの挙動評価

(1) 概要

100MWt第32サイクル運転中にカバーガスパージ試験を6回行い、カバーガス中の放射性希ガス及び不純物ガス(He)の挙動を評価した。

(2) 方法

カバーガスパージの実施前後において、オンライン γ 線モニタによる放射性希ガス(^{135}Xe , ^{136}Xe , ^{127}Xe , $^{129\text{m}}\text{Xe}$, $^{131\text{m}}\text{Xe}$)のカバーガス中濃度及び1次系カバーガス純度連続監視装置(オンラインガスクロアナライザ)によるHe濃度の測定値と、これらのガスについて生成・消滅のバランス式からカバーガスパージによる希釈を考慮して計算した放射能濃度及びHe濃度を比較した。

(3) 結果

放射性希ガスの評価結果を図8.1に、He濃度の評価結果を図8.2に示す。

① 希ガスの放射能濃度の挙動評価

希ガスの放射能濃度をシミュレーションした結果、3回目のパージ後以降を除けば計算値と測定値は約10%以内で一致した。また、パージ流量約4l/minで2.4日間パージを行うことにより、カバーガス中に放出された放射性希ガスの放射能濃度が1桁低減することがわかった。

② He濃度の挙動評価

He濃度をシミュレーションした結果、カバーガスパージ前後のHe濃度の挙動は概ね模擬できたが、パージ停止後の測定値の上昇傾向と比較すると、計算値の変化は緩やかであるといった違いが見られた。

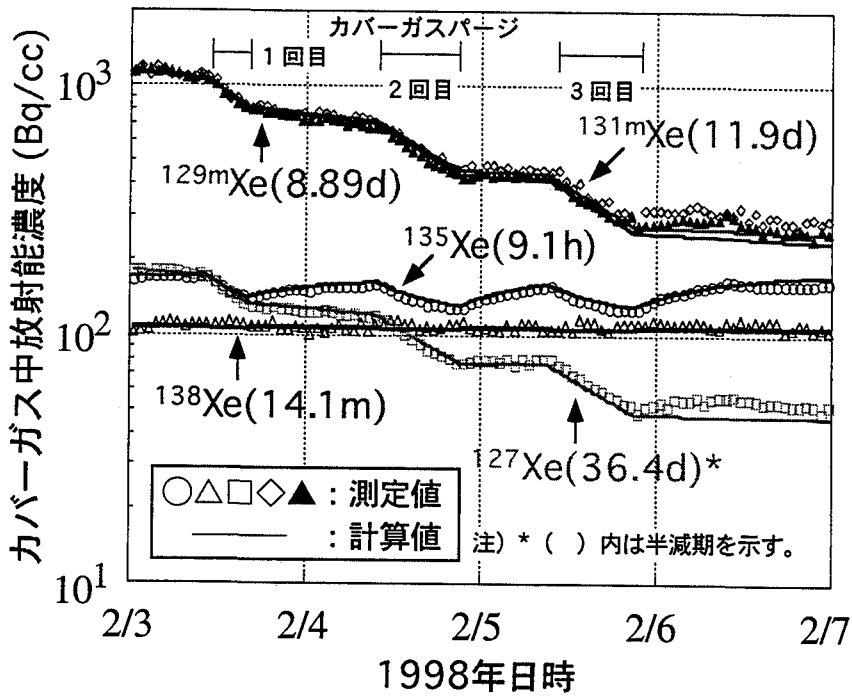


図 8.1 放射性希ガスの挙動評価

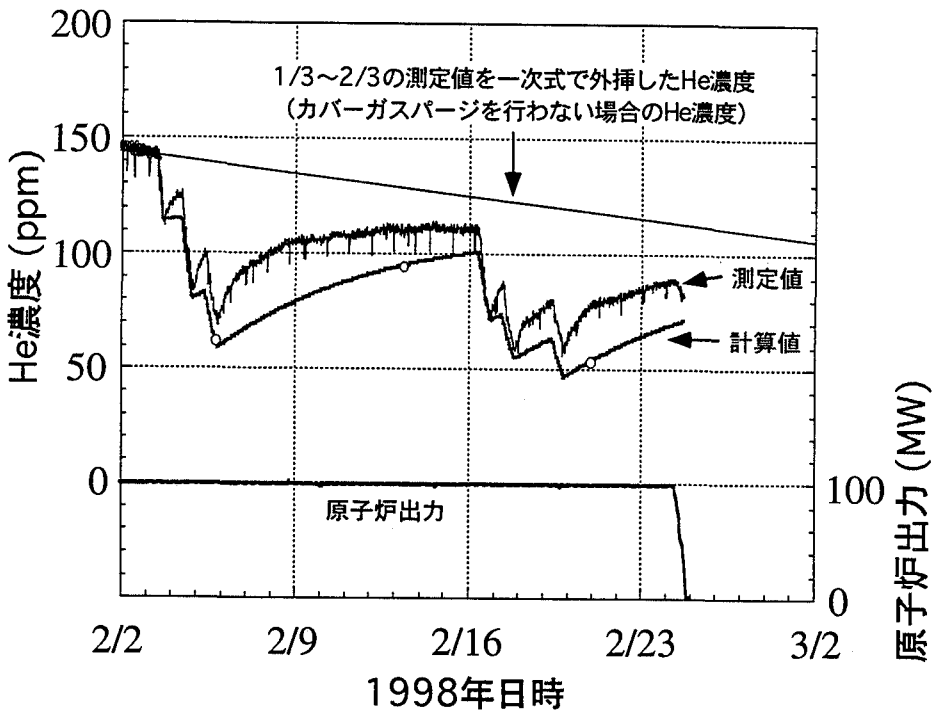


図 8.2 Heガスの挙動評価

[第 8 章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-25 カバーガスパージ試験による放射性希ガスおよび不純物ガスの挙動評価

9. 冷却材・カバーガスの分析・評価

本章では、Na ボンド型制御棒洗浄性試験での缶詰缶内水中の Na 含有量の評価に関する成果をまとめた。

9.1 Naボンド型制御棒洗浄性試験での缶詰缶内水中のNa含有量

(中和滴定法と γ 線計測法の比較)

(1) 概要

技術課分析Grにおいて、照射課依頼の“Naボンド型制御棒洗浄性試験のNa-水反応評価”における缶詰缶内水中のNaOH含有量の測定を中和滴定法で行っており、缶詰缶内水のNa濃度4.17mg/mlが得られている。本試験では缶内水の放射能濃度も測定しており、測定試料中の ^{22}Na を測定することにより、一次系ナトリウム中の ^{22}Na 濃度が既知であれば ^{22}Na 濃度からNa含有量が求められる。今回、現在の一次系ナトリウム中の ^{22}Na 濃度(比放射能)よりNa含有量求め、中和滴定値と比較した。

なお、 ^{22}Na 濃度のデータについては、一次系ナトリウム中 ^{22}Na 濃度の最新の実測値が、平成9年1月31日(J Na-I-96-02試料)であるため、この時の測定値を基に算出した。

(2) 方法

① 缶内水 1 mlの ^{22}Na 放射能

放射能測定結果を用いる。

② 一次系ナトリウム中の ^{22}Na 濃度から算出した缶内水 1 ml中のNa含有量

1) 一次系ナトリウム中の ^{22}Na 濃度

最近測定した一次系ナトリウム中の ^{22}Na 濃度のデータがないため、MK-II開始以降の比較的分析データのそろっている4ブロックを選定(MK-II炉心第3から第7サイクル、第8から第12サイクル、第13から第15サイクル、第17から第20サイクル図9.1参照)し、この前後の ^{22}Na 濃度測定値の差から100Mwt運転一日当たりの生成量を求める。なお、生成中の減衰は考慮しないものとする。

平成9年1月31日に測定した ^{22}Na 濃度に運転日数を考慮した生成量を加算し、現在までの減衰補正を加える。

2) 缶内水 1 ml中のNa含有量

1)で得られた ^{22}Na 濃度から比放射能を求め、缶内水 1 ml当たりの ^{22}Na 放射能を掛け、缶内水 1 ml中のNa含有量を求める。

(3) 結果

① 缶内水 1 ml の²²Na放射能

缶内水の²²Na放射能 : 32.5 Bq/ml

② 一次系ナトリウム中の²²Na濃度から算出した缶内水 1 ml 中のNa含有量

100MWt運転一日当たりの²²Na生成量 : 1.78×10^4 Bq/g (表9.1参照)

缶内水分析時の²²Na/Na濃度 : 7.44×10^3 Bq/g (表9.2参照)

缶内水 1 ml 中のNa含有量 = $32.5 / 7.44 \times 10^3 = 4.37$ mg/ml となる

(4) 考察

以上の結果から、缶内水 1 ml 中のNa含有量は、中和滴定法による測定値 : 4.17 mg/ml に対し γ 線計測法による計算値 : 4.37 mg/ml を得た。C/E値は、1.05 となり、よい一致を示した。この結果から、²²Na濃度が既知であれば、²²Naの放射能を測定することにより、Na量を算出できることを確認した。

また、より正確な一次系ナトリウム中の²²Na濃度を得るためには、定期的に一次系ナトリウムをサンプリングし分析する必要がある。

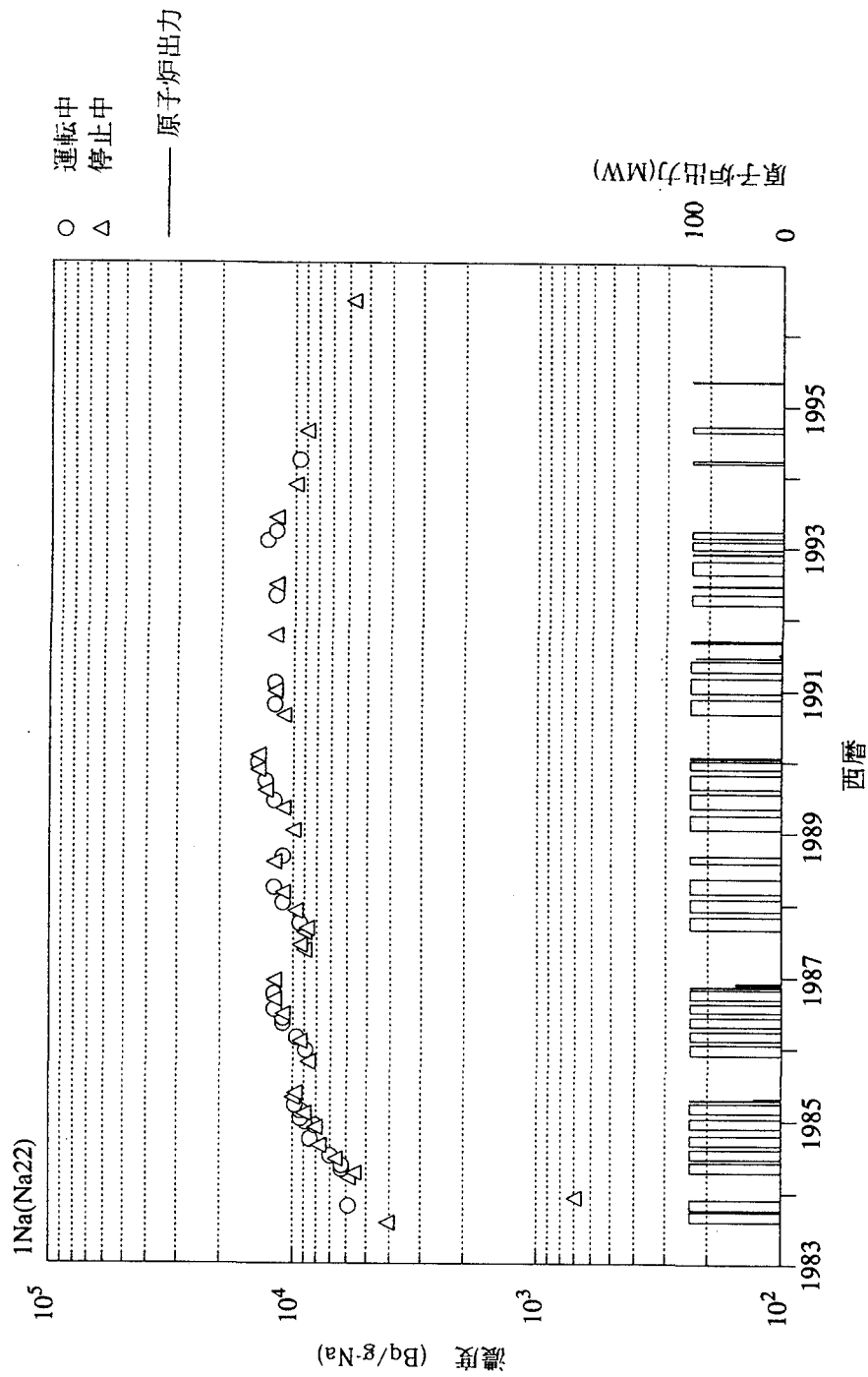


図9.1 1次冷却材ナトリウム中の²²Na濃度の推移

表9.1 ^{22}Na 生成量

ブロック	MK-II炉心 運転 サイクル	運転開始前 ^{22}Na 濃度 (Bq/g)	運転終了時 ^{22}Na 濃度 (Bq/g)	^{22}Na 生成量 (Bq/g)	100MWt 運転日数	100MWt運転 1日当たりの ^{22}Na 生成量 (Bq/g)
1	3~7	5.74×10^3	1.01×10^4	4.39×10^3	220	2.00×10^1
2	8~12	8.66×10^3	1.25×10^4	3.84×10^3	218	1.76×10^1
3	13~15	8.81×10^3	1.24×10^4	3.59×10^3	183	1.96×10^1
4	17~20	1.04×10^4	1.42×10^4	3.84×10^3	277	1.39×10^1
					平均値 A	1.78×10^1

表9.2 ^{22}Na 濃度計算値

ブロック	MK-II炉心 運転サイクル	分析値 ^{22}Na 濃度 (Bq/g) B	運転開始時 ^{22}Na 濃度 (Bq/g) C	100MWt 運転日数	運転終了時 ^{22}Na 濃度 (Bq/g) E	缶詰水分析時 ^{22}Na 濃度 (Bq/g) F
日付	1997/3/2~1998/2/24	1997/1/31	1997/3/21	196	1998/2/24	1998/6/10
5	30~32	4.72×10^3	4.55×10^3		8.04×10^3	7.44×10^3

備考

- ・運転終了時 ^{22}Na 濃度 $E = C + (A \times D)$
- ・B-C間、E-F間については減衰補正を行った。

[第9章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-25 Na ボンド型制御棒洗浄性試験での缶詰缶内水中のNa含有量
(中和滴定法と γ 線計測法の比較)

10. その他の試験研究

本章では、「常陽」燃料融点の見直しおよび ^{238}U の放射能濃度と毒性の計算に関する成果をまとめた。

10.1 「常陽」燃料融点の見直しについて

(1) 概要

現在、安全総点検結果を受け、もんじゅ対策検討班の燃料物性 Gr で燃料融点、ギャップコンダクタンス及び燃料熱伝導率の見直しが行われている。今回、このうちの燃料融点見直し結果の「常陽」燃料設計への反映について整理した。

(2) 「もんじゅ」融点見直し結果

最新知見を反映して見直された MOX 燃料融点を図 10.1 に示す。「もんじゅ」設置許可では、使用期間中の燃料仕様を下記のとおりとしており、見直し作業においても、これを変更していない。

Pu 富化度： 20～40%

O/M 比： 1.92～2.00

上記範囲の融点評価下限値は、図 10.1 より現行：2,675℃、見直し後：2,645℃である。これに測定誤差±25℃を考慮し、「もんじゅ」燃料の融点は 2,650℃から 2,620℃に変更される予定である。

(3) 「常陽」への反映

「常陽」の設置許可における燃料融点評価では、使用期間中の燃料仕様を

Pu 富化度： 23～39%

O/M 比： 1.90～1.99

としており、Pu 富化度は「もんじゅ」の設定範囲内にあるが、O/M 比の下限値は「もんじゅ」の 1.92 を下回っている。ただし、O/M 比 1.90 と 1.92 では融点の差は小さく、現行の「常陽」燃料融点は「もんじゅ」と同じ 2,650℃である。

ここで、図 10.2 に最新知見を反映して見直された MOX 燃料融点の O/M 比依存性を示す。これより、見直し後においても、O/M 比 1.90 と 1.92 の融点に有意な差がないことがわかる。

以上より、「もんじゅ」の燃料融点が見直された場合、「常陽」も「もんじゅ」と同じく融点を現行の 2,650℃から 2,620℃に変更せざるをえない。

(4) 結論

現在実施中の「常陽」燃料設計見直し作業は融点を「もんじゅ」と同じ 2,620°Cとして進める。なお、「常陽」燃料設計見直しに伴って設置変更を行う時には、図 10.1 に O/M 比 1.90 のプロットを追加する必要がある。

また、昨今の情勢を勘案すると、線出力の高い「常陽」炉心燃料の Pu 再分布を「もんじゅ」と同じ最大 10%とした根拠を求められる可能性があるため、別途、ロジックを整理しておく。

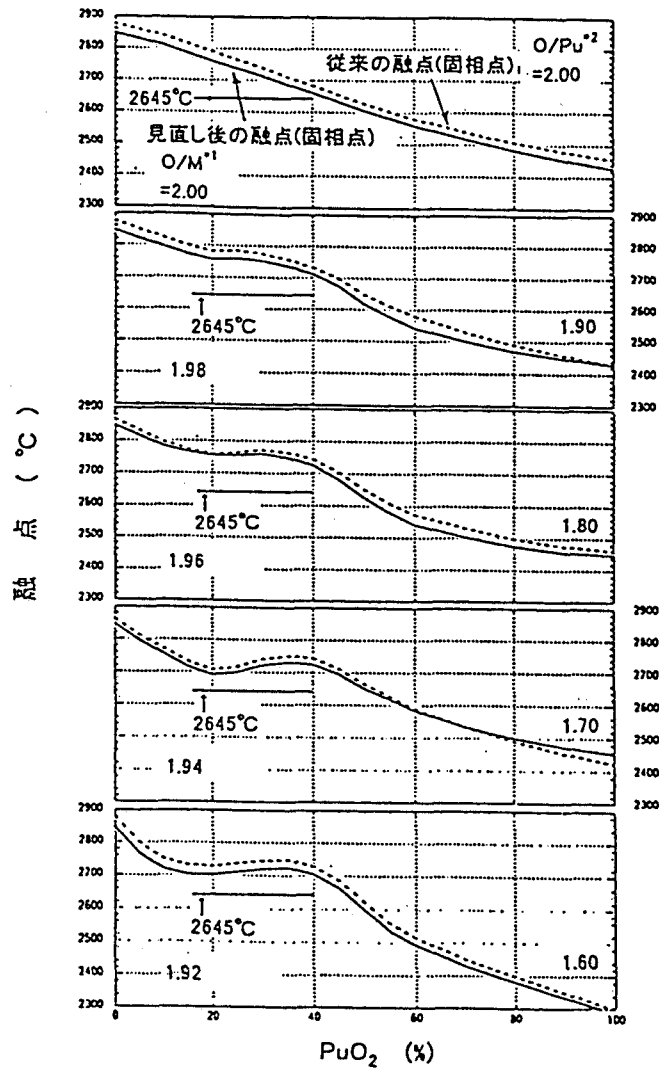
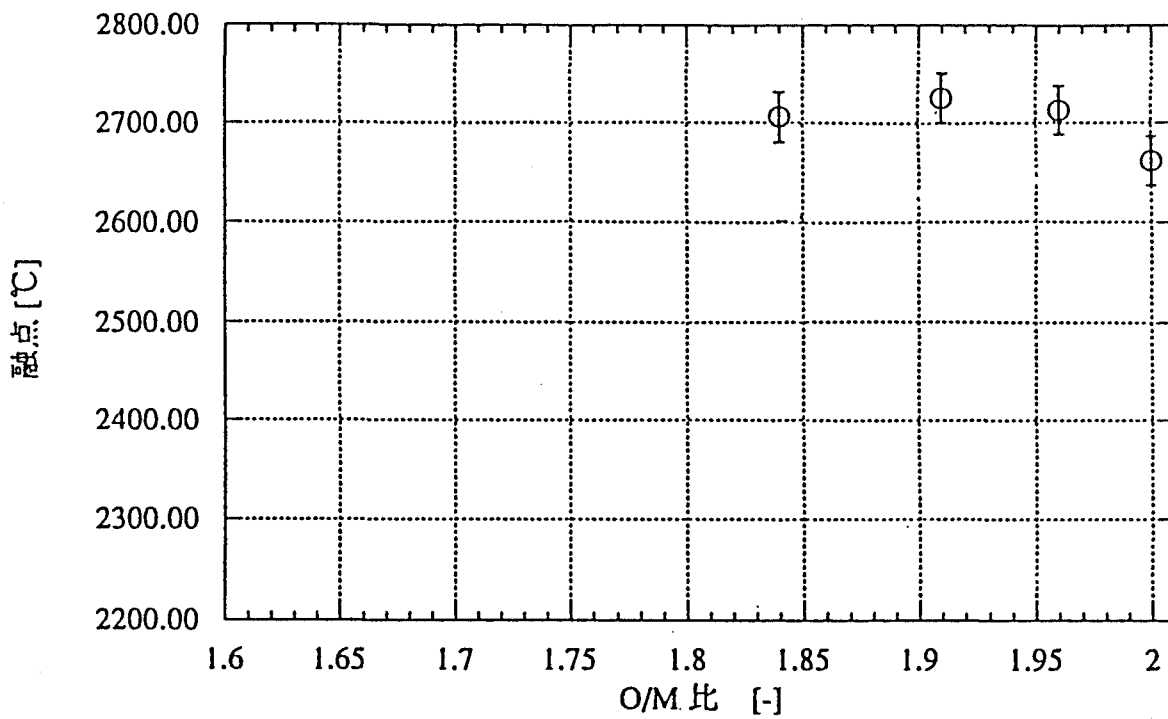


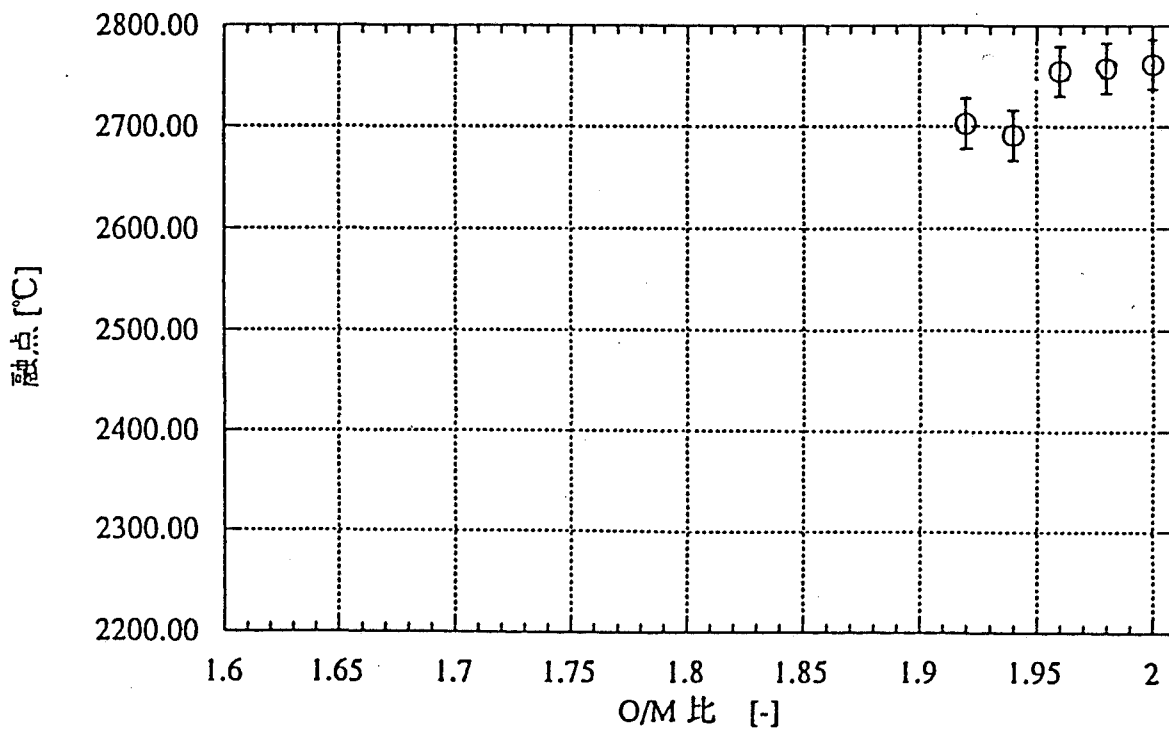
図 10.1 UO₂-PuO₂ の融点の Pu 濃度及び O/M 比による変化

*1: PuO₂ 濃度 20% での O/M 比

*2: PuO₂ 濃度 100% での O/Pu 比



Pu濃度40%におけるMOX燃料融点のO/M比依存性



Pu濃度20%におけるMOX燃料融点のO/M比依存性

出典： ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料の融点評価(PNC TN9410 97-075)

図 10.2 最新の知見を反映したMOX燃料融点のO/M比依存性

10.2 ^{238}U の放射能濃度と毒性の計算

(1) 概要

^{238}U を長期間放置した場合の ^{238}U 及びその崩壊系列の放射能濃度と毒性を計算した。

(2) 計算方法

“ORIGEN2”コードを用いて、 ^{238}U を1年間から 1×10^{11} 年間放置した場合の ^{238}U 及びその崩壊系列の放射能、 γ 線強度及び毒性を計算し、これらの経時変化を評価した。

(3) 計算結果

^{238}U とその崩壊系列の放射能、 γ 線強度及び毒性は、図10.3及び図10.4に示すように、放置後約半年経過時まで一旦平衡状態になり(γ 線強度で初期値の約12倍)、その後、約1万年経過時から再び増加し、約1万年経過時で最大となる。このとき、 γ 線強度は初期値の約50倍、毒性(経口摂取による障害のレベル)は約1800倍になる。

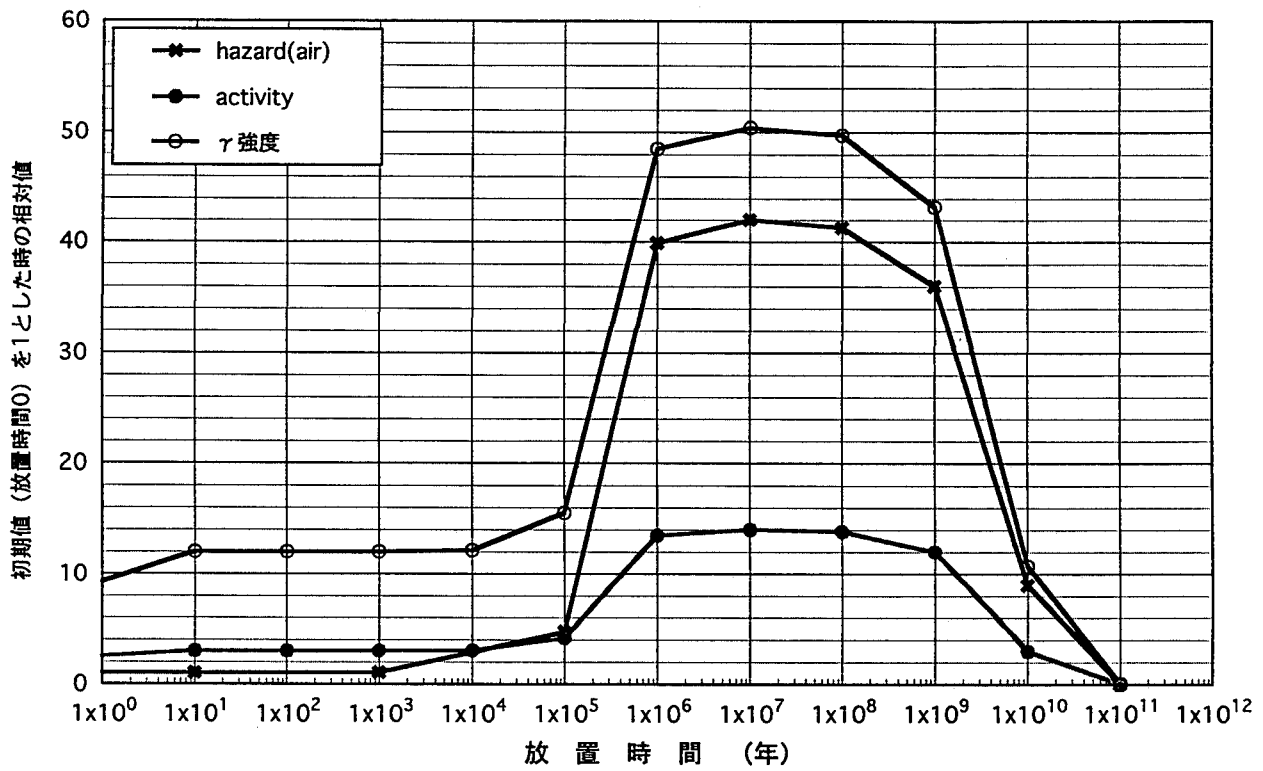


図 10.3 ^{238}U とその崩壊系列の放射能強度

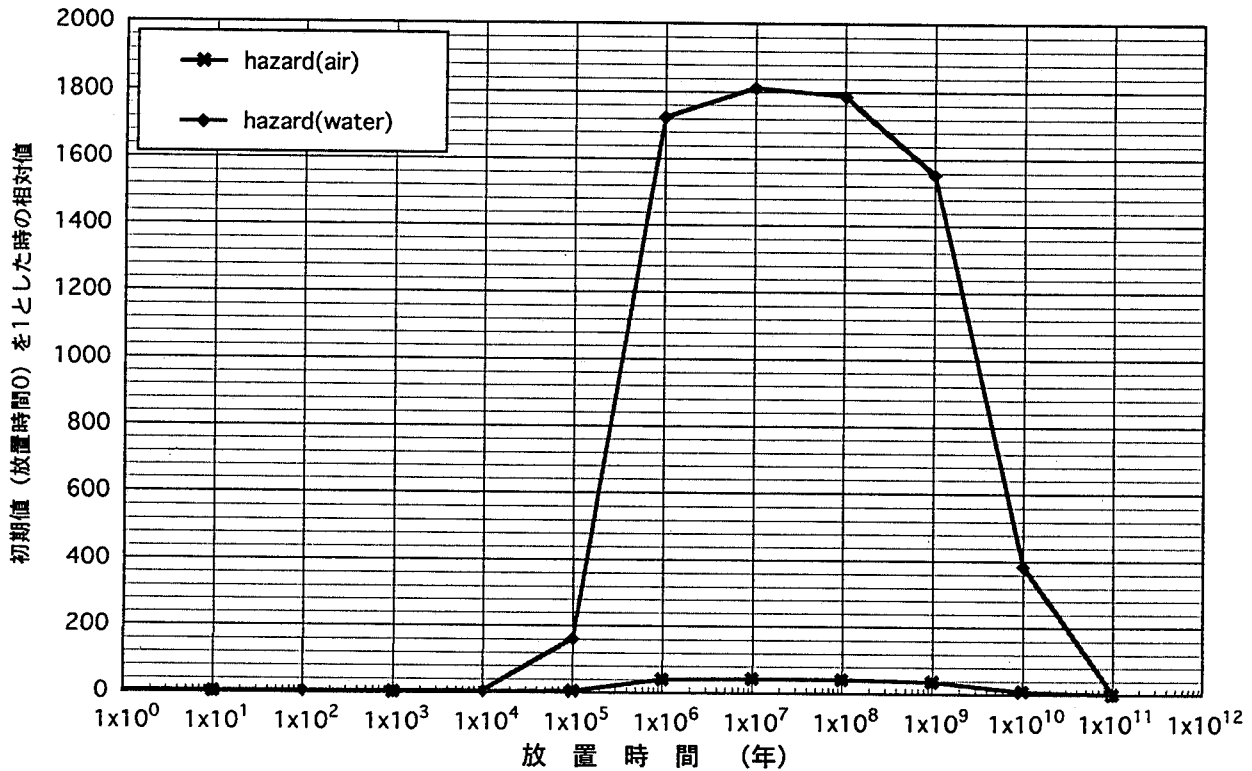


図 10.4 ^{238}U とその崩壊系列の毒性

[第 10 章の参考技術課メモ]

- ① 技-10-13 「常陽」燃料融点の見直しについて
- ② 技-10-05 ^{238}U の放射能濃度と毒性の計算

11. 外部発表

本章では、平成10年4月～6月の期間中に行った外部発表資料をまとめた。

11.1 シグマ委員会崩壊熱WG(平成10年5月22日：原研本部)

- (1) 「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定と解析(短期間冷却燃料の崩壊熱)
PNC TN9414 97-060 (鳥丸忠彦)

11.2 原子力学会・炉雑音計測研究専門委員会 (平成10年5月26日：東大工学部システム量子工学科)

- (1) 高速実験炉「常陽」における炉雑音測定の現状と今後
(青山卓史)

11.3 EJCC・プラント運転経験に関する専門家会議 (平成10年6月8～12日：Phenix & Super Phenix, France)

- (1) Improvement of FFD System and Plant Operation Procedure in JOYO
- (2) Application of Optical Fiber for FBR Plant Instrumentation
(伊藤主税)

「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定と解析

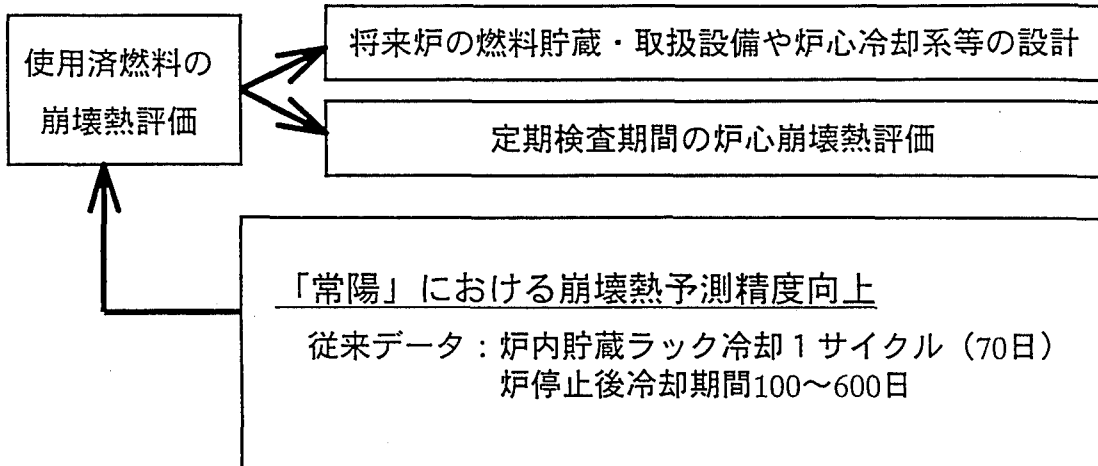
－ 短期間冷却燃料の崩壊熱 －

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
実験炉部 技術課
鳥丸 忠彦

本日の報告内容

1. 背景と目的
2. 「常陽」における使用済燃料の取扱い
3. 崩壊熱測定装置の概要と精度
4. 模擬発熱体を用いた校正試験
5. 装置外での γ 線発熱損失評価
6. 短期間冷却燃料の崩壊熱測定結果
7. 崩壊熱計算に及ぼす燃料初期組成の影響
8. まとめと今後の方針

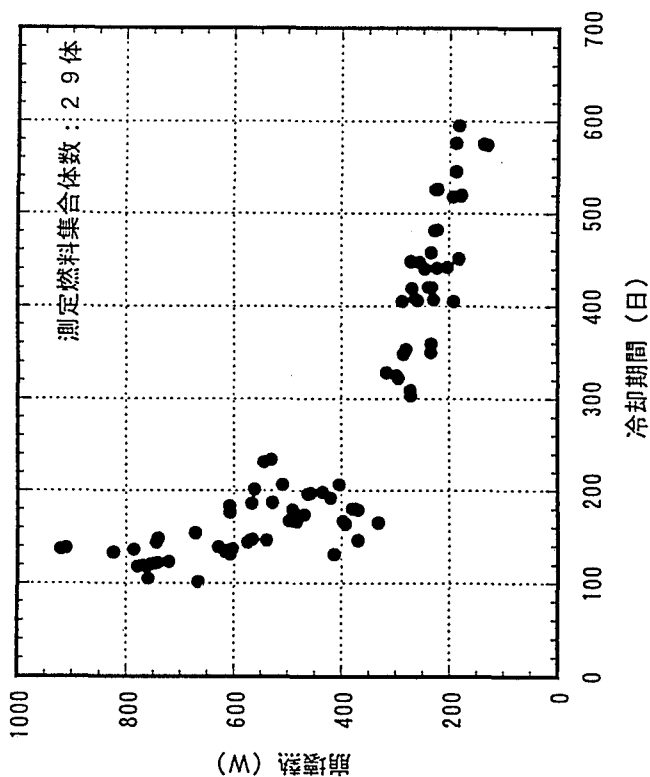
背景



目的

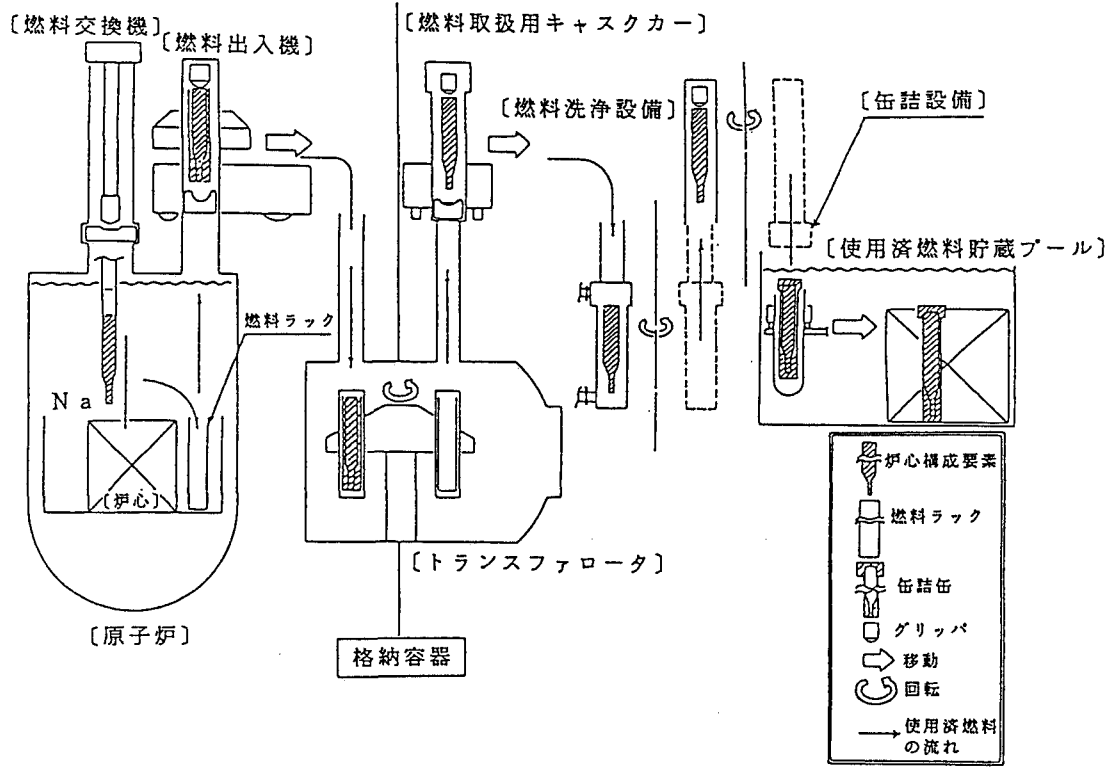
データベース拡充 - 短期間冷却燃料の崩壊熱測定
評価精度向上 - 崩壊熱計算条件の検討

②



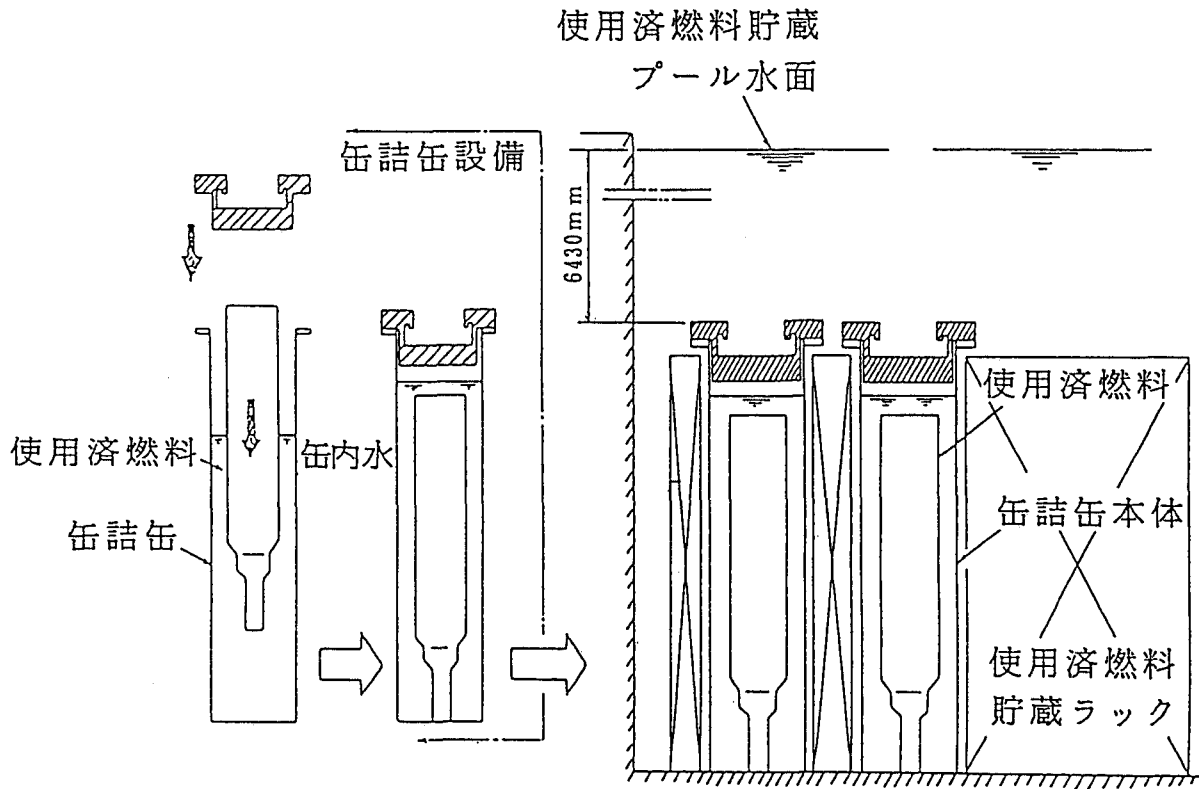
③

過去の測定結果



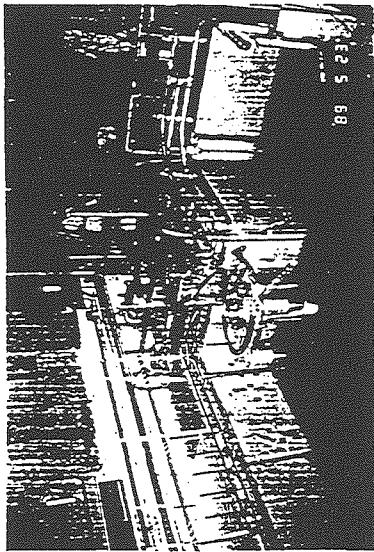
使用済燃料の取扱手順

④

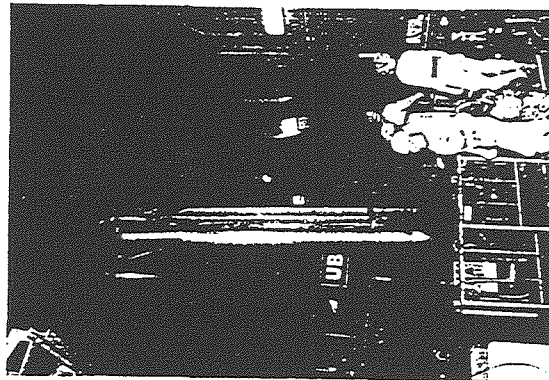


使用済燃料の貯蔵形態

⑤



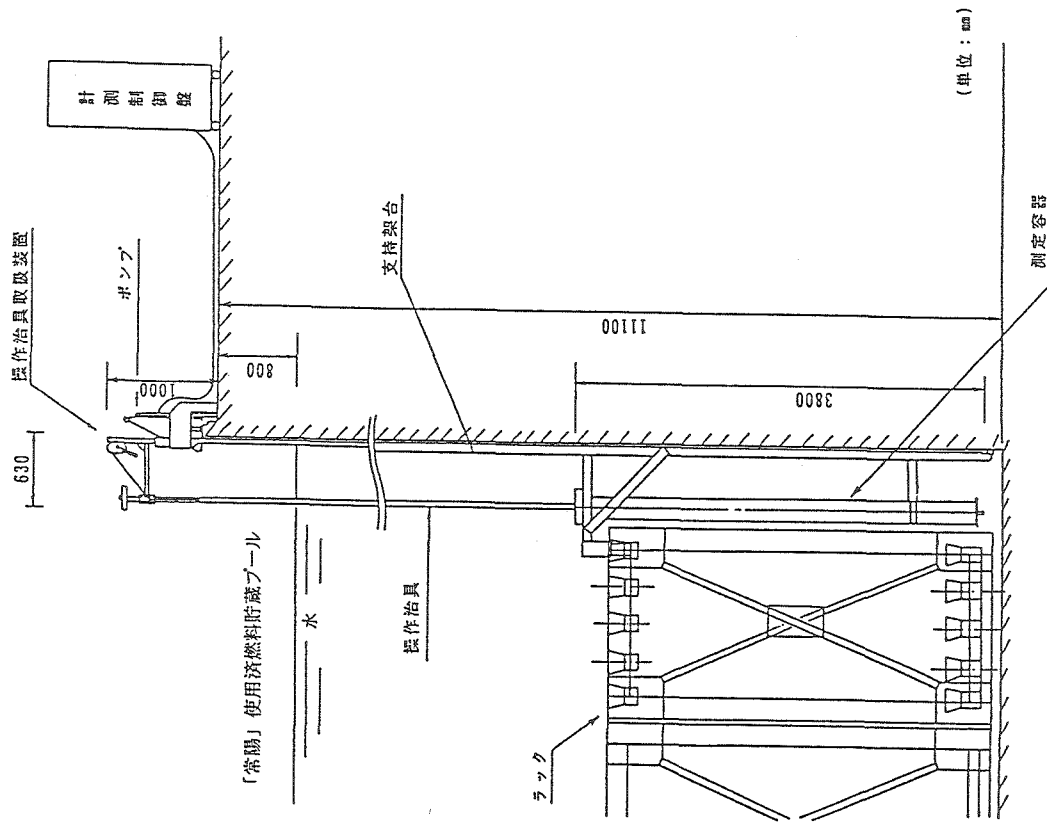
装置設置の様子（プール水面）



装置外観



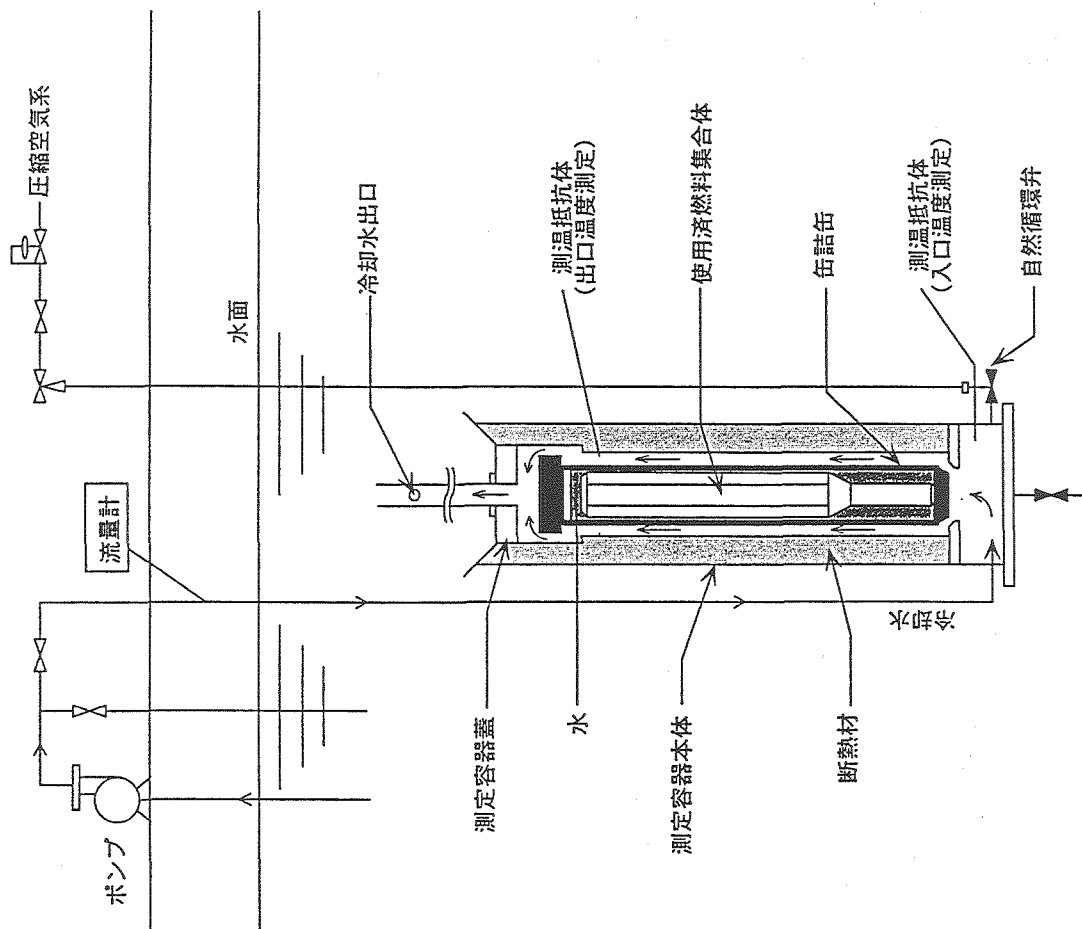
測定容器上部
（プール水中）



装置概念図

⑥

⑦



崩壊熱測定装置の系統図

崩壊熱測定結果の評価方法

$$Q_W = F \times C_P \times \Delta t \times V \times q_S \times q_\gamma$$

ここで、

Q_W : 崩壊熱 (W)

F : 単位換算係数 (kcal→W)

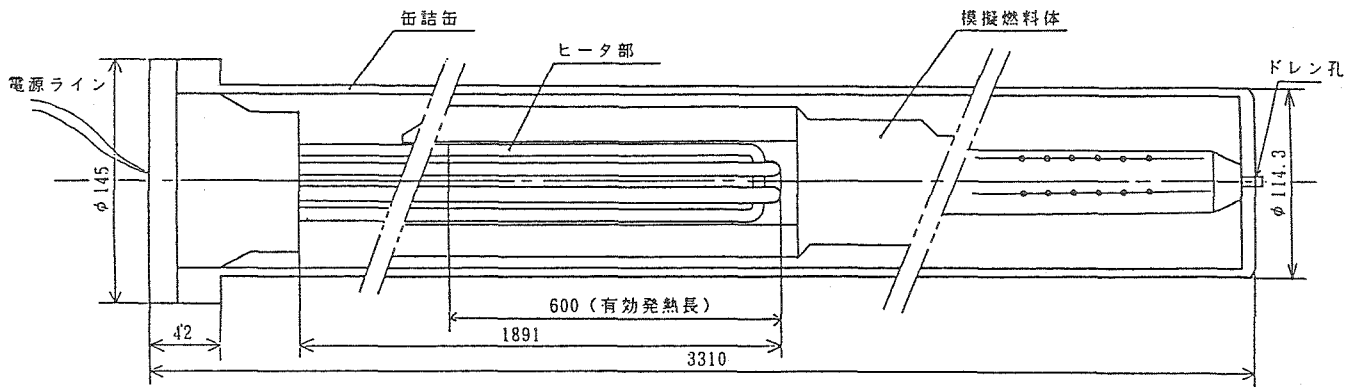
C_P : 水の比熱 (kcal/kg°C)

Δt : 冷却水出入口温度差 (°C)

V : 冷却水流量 (kg/s)

q_S : 較正係数 (模擬発熱体による較正試験結果)

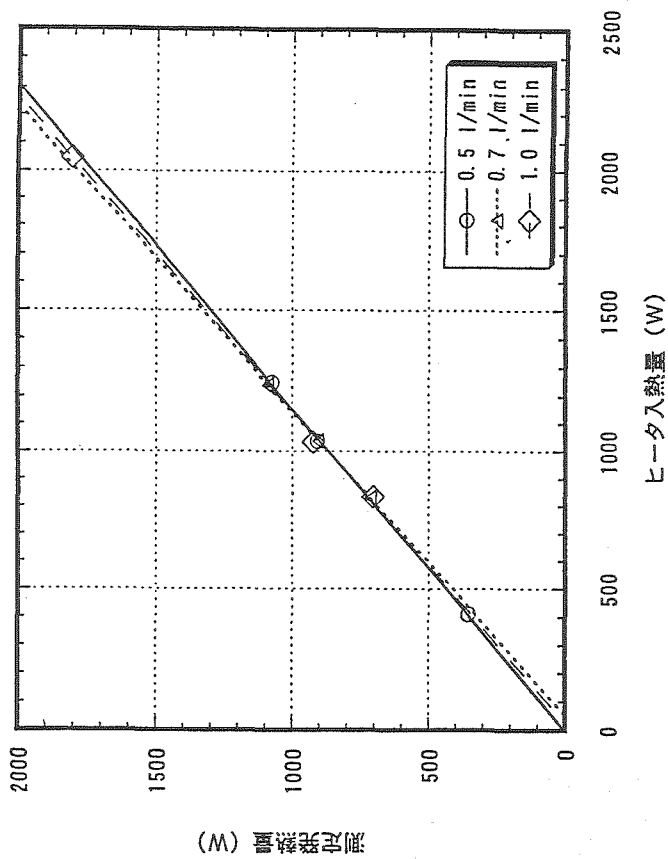
q_γ : γ 線漏洩に伴う発熱損失の補正係数



(単位：mm)

模擬発熱体の概略図

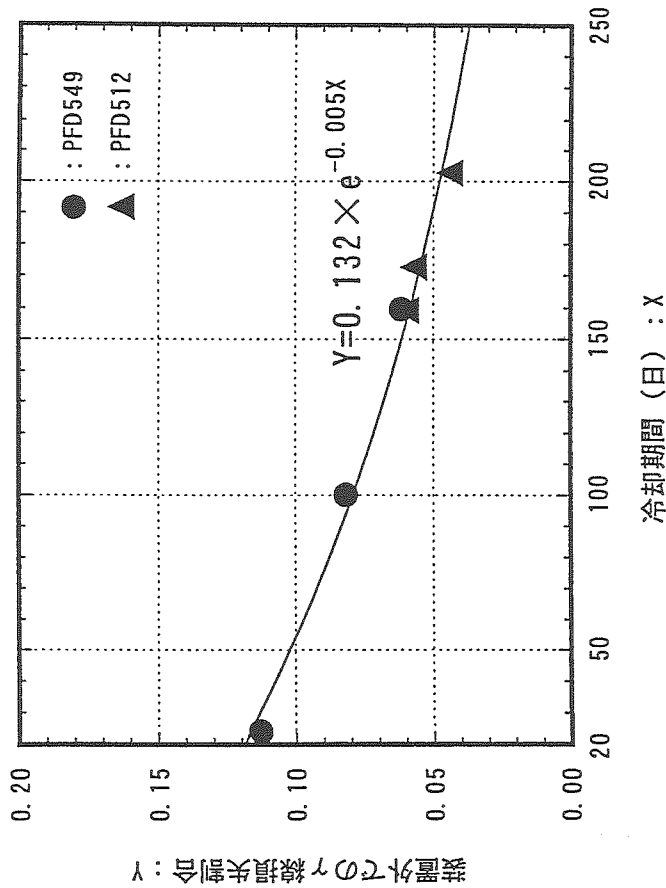
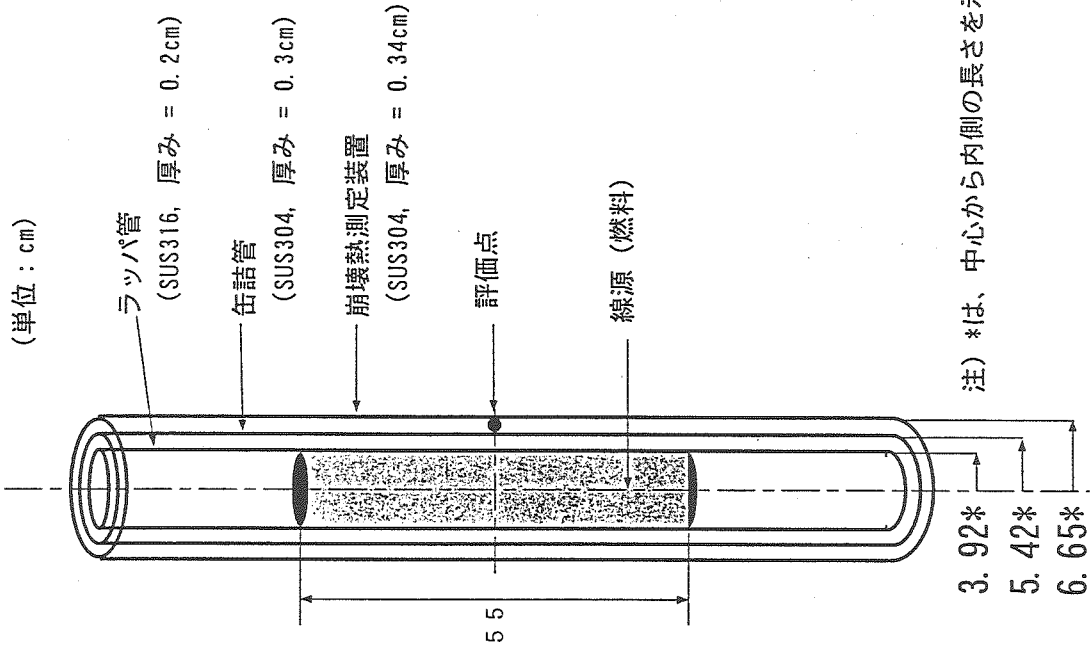
⑩



較正試験結果

⑪

装置外へのγ線漏洩に伴う発熱損失評価



崩壊熱測定装置外でのγ線発熱損失割合

⑬

⑫

測定対象燃料集合体

集合体番号		PFD244		PFD549	
U濃縮度 (wt%)		約12		約18	
Pu富化度 (wt%)		約30		約30	
照射前後の 組成変化 (g)		Before Irr.	After Irr.	Before Irr.	After Irr.
	U235	1019.0	784.6	1418.0	1107.0
	U236	0.0	51.2	0.0	67.7
	U238	6582.0	6353.0	6307.0	6099.0
	Pu238	21.8	20.9	35.3	32.3
	Pu239	2130.0	1841.0	1975.0	1726.0
	Pu240	670.7	711.3	726.5	753.3
	Pu241	212.6	130.5	248.8	168.6
	Pu242	77.5	80.6	112.8	115.7
	Am241	0.0	64.9	25.5	75.9
	合計	10713.6	10038.1	10848.9	10145.6
集合体平均燃焼度 (GWd/t)		58		59	

⑭

MAGIの概要

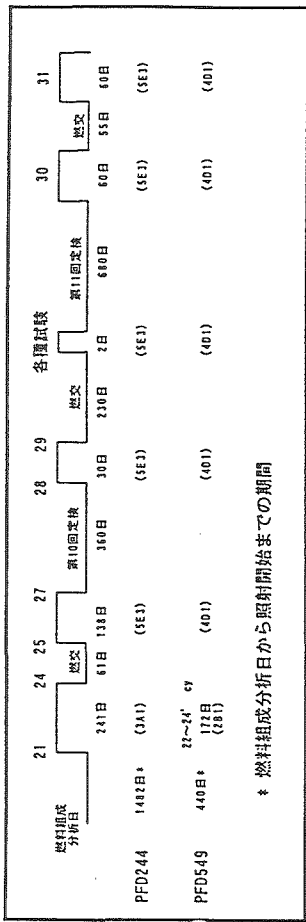
断面積 : JFS-3-J2 (JENDL-2)
 形状 : 3次元Hex-Z
 エネルギー群 : 7
 中性子束計算 : 拡散計算
 燃焼計算の解法 : 行列指数法

ORIGEN2に適用したライブラリ

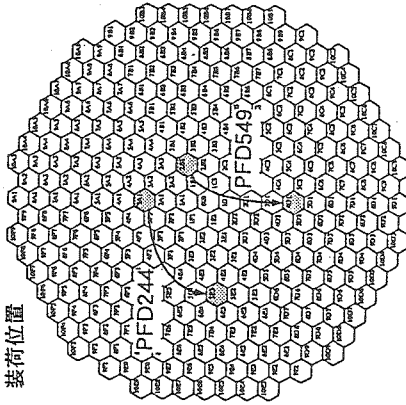
- (1) JENDL-3.2をベースとした1群断面積
 「60万kWe級炉心、酸化物燃料、軽水炉取出Pu組成」ライブラリ
- (2) JNDC核分裂生成物ライブラリ第2版をベースとした
 DECAYライブラリ
- (3) JNDC核分裂生成物ライブラリ第2版をベースとした
 fission yield データライブラリ

⑮

(a) 照射履歴

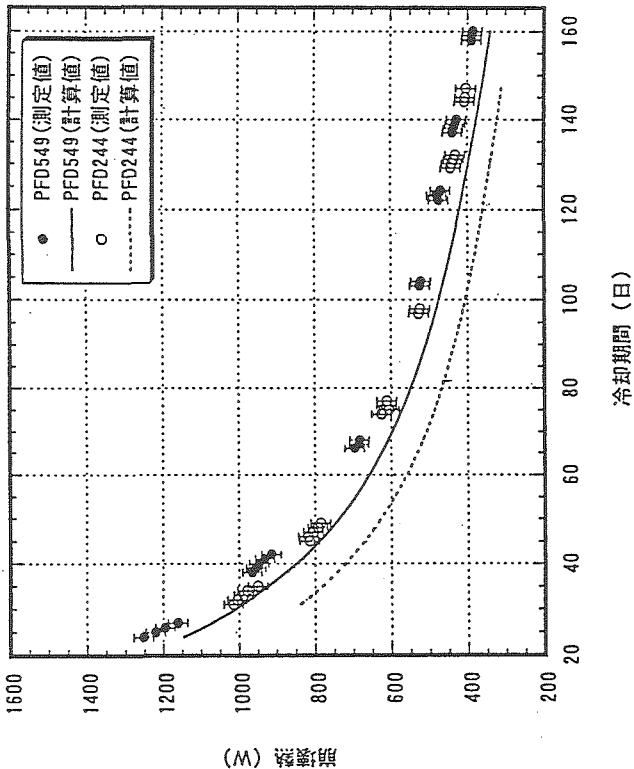


(b) 装荷位置



(c) EFPDと中性子束

照射期間	EFPD	PF0244		PF0549	
		集合体平均線積算中性子束 ($\times 10^{16} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)	集合体平均線積算 58.1 GW/L	集合体平均線積算 59.0 GW/L	中性子束 ($\times 10^{16} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)
21サイクル	69	2.7	2.7	2.7	3.3
22サイクル	69	2.7	2.7	2.7	3.4
23サイクル	53	2.7	2.8	2.8	3.4
24サイクル	7	2.7	2.7	2.7	3.2
25サイクル	42	1.9	1.9	1.9	2.1
26サイクル	65	3	3	3	2.0
27サイクル	40	1.9	1.9	1.9	2.0
28サイクル	32	1.9	1.9	1.9	2.1
29サイクル	6	1.9	1.9	1.9	1.9
30サイクル	24	1.9	1.9	1.9	1.9
各回線後	2	1.9	1.9	1.9	2.0
30サイクル	60	1.9	1.9	1.9	1.9
31サイクル	55	2.0	2.0	2.0	2.1

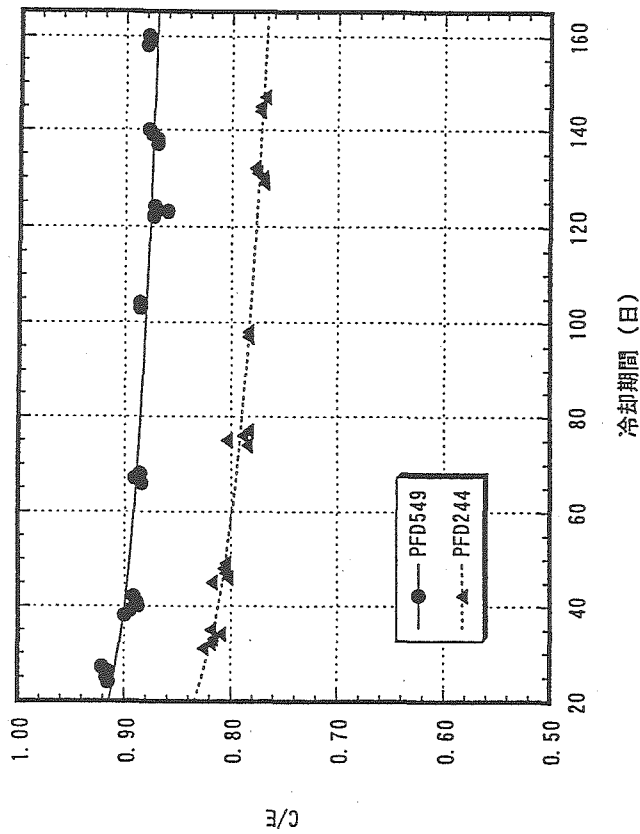


測定結果と計算値の比較

(17)

照射履歴の概要

(16)



⑱

C/Eの冷却期間依存性

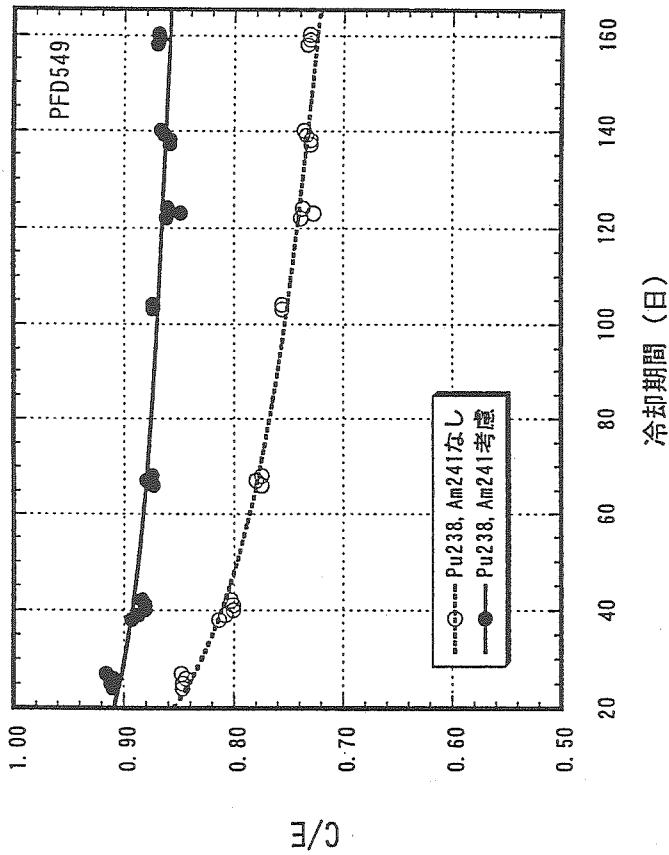
崩壊熱計算における微量核種の影響

燃料初期組成 (g)

	微量核種考慮	微量核種考慮せず
U235	1418	1418
U238	6307	6307
→ Pu238	35	0
Pu239	1975	1975
Pu240	727	762
Pu241	249	249
Pu242	113	113
→ Am241	25	0

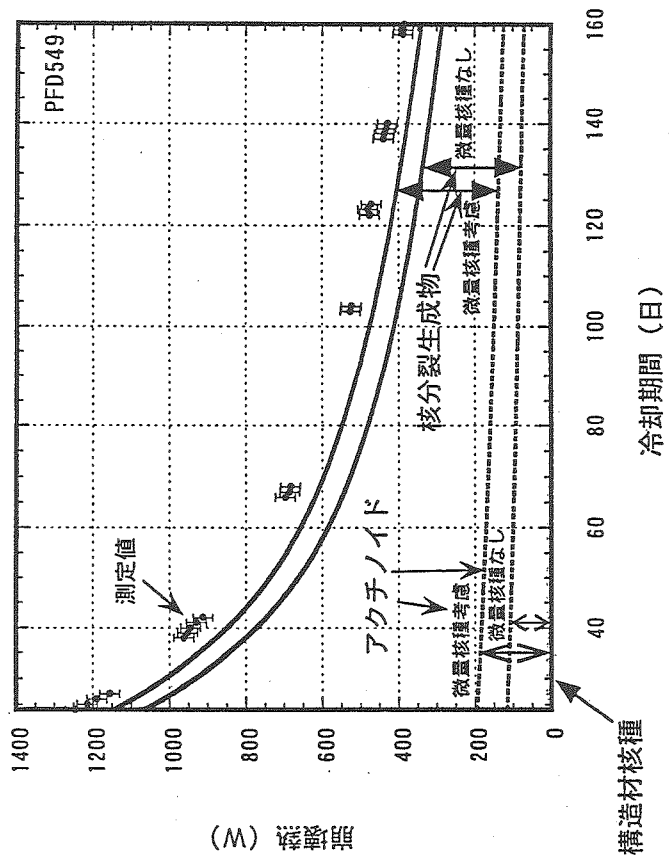
(PFD549)

⑲



C/Eに及ぼす微量核種の影響

21

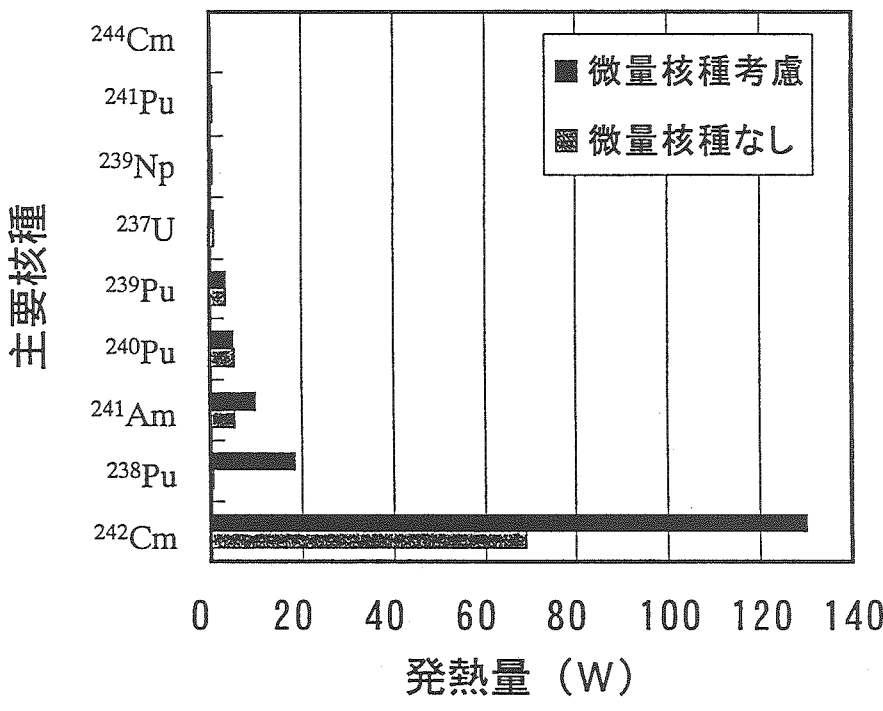
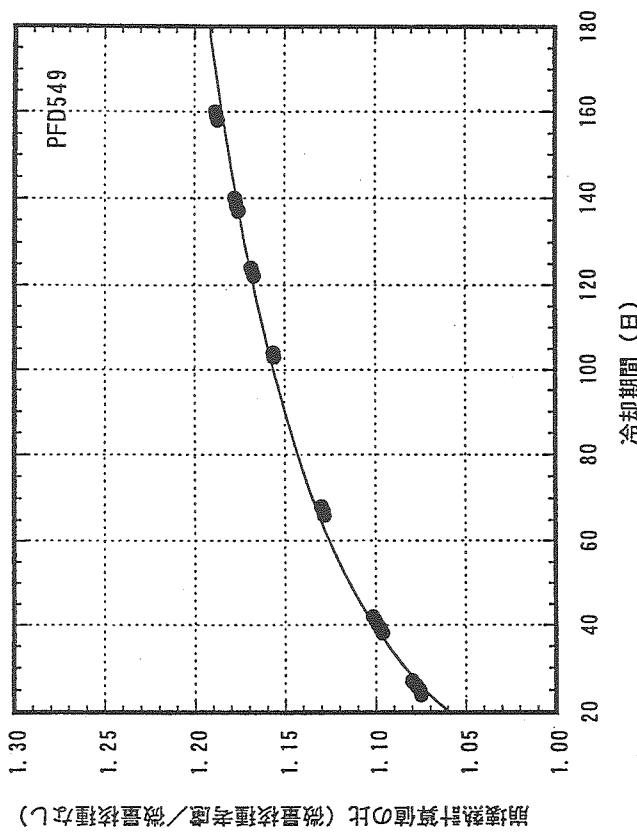


(W) 熱戦量

構造材核種

発熱成分の内訳
(計算結果、²³⁸Pu、²⁴¹Amの影響)

20



燃料初期組成中の微量核種 ^{238}Pu , ^{241}Am の影響

ま と め

1. 原子炉停止から24日後の崩壊熱:約 1.25 ± 0.03 kW
2. JENDL3.2ベースライブラリを用いたORIGEN2コードによる崩壊熱計算値と測定値の比(C/E):約0.9
3. 照射開始時に1%程度含まれる ^{238}Pu 、 ^{241}Am の崩壊熱への寄与分 → 冷却期間24~160日で7~19%

今後の予定

- ・照射条件等の異なる使用済燃料集合体の崩壊熱データ蓄積
- ・詳細な解析・評価による崩壊熱評価精度向上のための検討継続

②4

Table 1.1 JOYO Operational Results
(April, 1977 - April, 1998)

Operation Time (Accumulated)	55,946 hrs
Heat Generation (Accumulated)	4,610 GWh
Max. Fuel Burn-up	85 GWd/t
Driver Fuel (for the operation)	121 GWd/t
Irrad. Fuel (for the irradi. test)	480

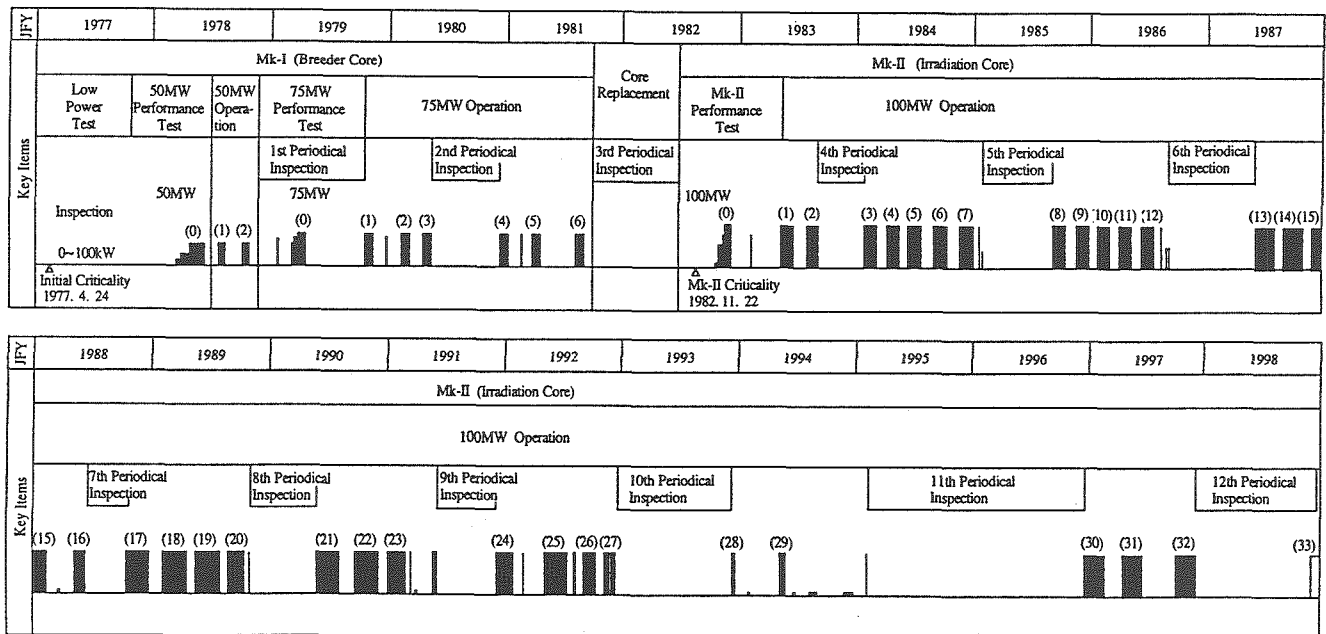


Fig. 1.1 Operating History of Experimental Fast Reactor JOYO

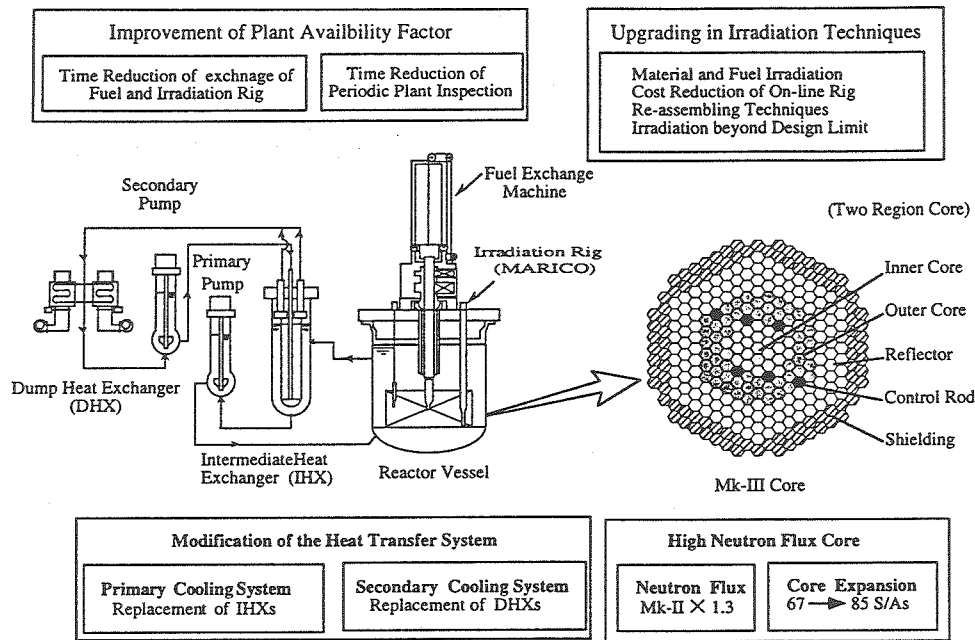


Fig. 1.2 Whole Outline of Mk-III Program

Calendar Year	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002
Operation History		11th Periodical Inspection	Mk-II	Transition Core			13th Periodical Inspection	Mk-III
Pre-Construction Activity	Safety Review		12th Periodical Inspection	Licensing				
Fabrication and/or Construction		Mk-III Fuel Subassembly	Shielding Subassembly	IHX and DHX				
Installation	Fuel Exchange Machine				Control Rod Relocation	Core Construction		

Fig. 1.3 Master Schedule of Mk-III Program

Table 2.2 Core Characteristics of Mk-II and Mk-III

Core Characteristics	Mk-II Core	Mk-III Core
Max. Excess Reactivity	5.1	4.5
Shut-down Margin at 100°C	2.1	1.1
Total Neutron Flux (Fast Flux over 0.1MeV)	4.9×10^{15} (3.6×10^{15})	5.7×10^{15} (4.0×10^{15})
Power Peaking Factor	1.83	1.64
Max. Fuel Temperature at Normal Operation	2,480	2,530
at Over Power	2,620	2,650
Max. Cladding Temperature	650	675
Coolant Temperature		
Core Inlet	370	350
Core Outlet	500	500

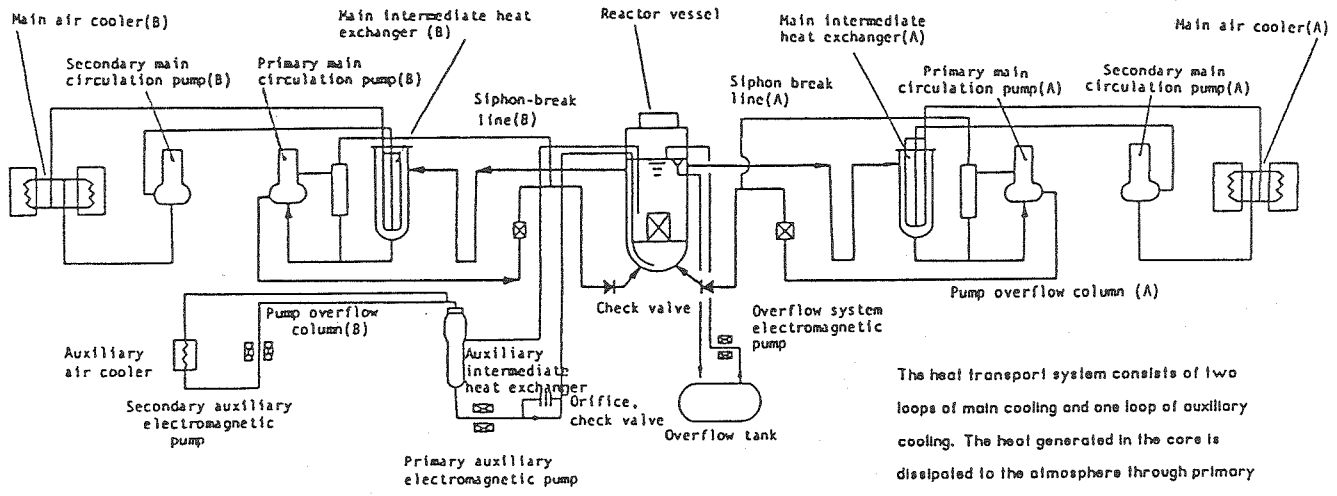
Table 2.3 Basic Specification of Mk-II Core and Mk-III Core of JOYO

Specification	Mk-II Core	Mk-III Core
Reactor Power	100	140
Max. Number of Fuel in Core	67	85
Equivalent Active Core Diameter	73	80
Active Core Height	55	50
Fuel Pellet		
Diameter	4.63	4.63
Density	94	94
%T.D	18	18
U Enrichment	28	23/29
Pu Content (Inner Core/Outer Core)	5.5	5.5
Number of Fuel Pin per Subassembly	127	127
Lattice Pitch of Subassembly	81.5	81.5
Max. Linear Heat Rate of Fuel Pin	400	420
Max. Burn-up of Fuel	75	90
Reflector / Shielding Subassembly	SS/Non	SS/B ₄ C
Flow Rate of Primary Sodium	2,200	2,700
Operation Period per Cycle	70	60
Cycles per Year	4	5

Note: Underlined items indicate change from the Mk-II core

Table 2.1 Main Core Parameter of Mk-I Core and Mk-II Core of JOYO

Specification	Mk-I Core		Mk-II Core
	First	Second	
Reactor Output	50	75	100
Flow Rate of Primary Sodium	2,200	2,200	2,200
Reactor Inlet Temperature	370	370	370
Reactor Outlet Temperature	435	470	500
Core Stack length	60	60	55
Core Volume	294	304	250
Max. Linear Heat Rate of Fuel Pin	210	320	400
Fuel Pin Diameter	6.3	6.3	5.5
Pu Content	18	18	30
U Enrichment	23	23	18
Max. Burn-up of Fuel	25,000	42,000	75,000
Max. Number of Fuel in Core	82	82	67
Number of Fuel Pin per Subassembly	91	91	127
Operation Period per Cycle	45	45	70
Cycles per Year	4	4	4



The heat transport system consists of two loops of main cooling and one loop of auxiliary cooling. The heat generated in the core is dissipated to the atmosphere through primary sodium and secondary sodium.

Fig. 2.1 Reactor Cooling System

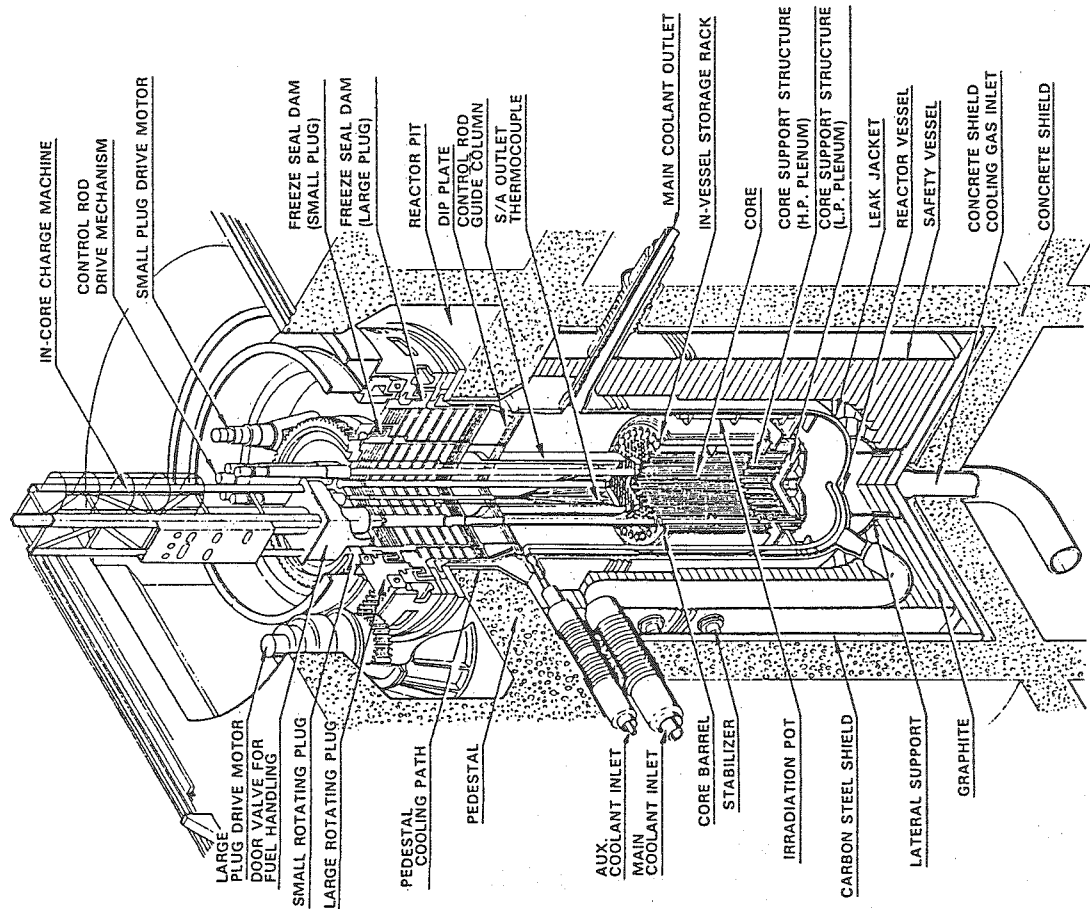


Fig. 2.2 Cut Away View of JOYO Reactor System

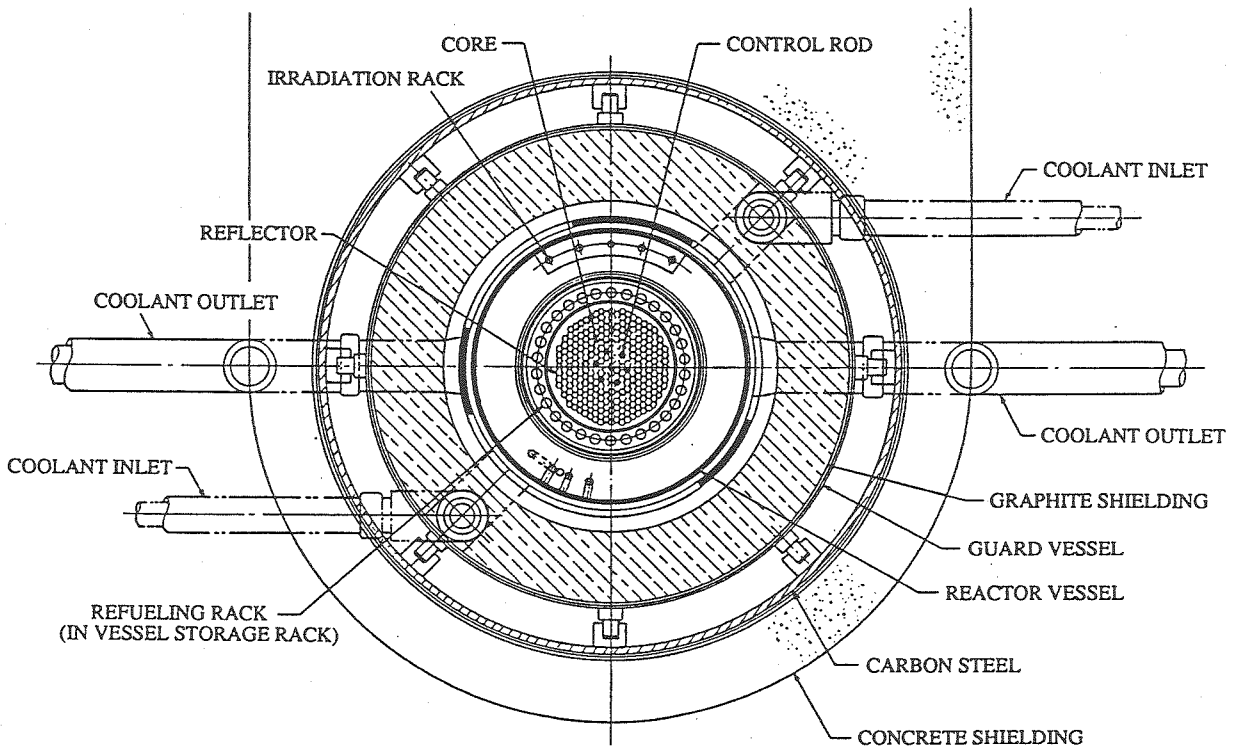


Fig. 2.3 Horizontal Cross Section of Reactor

Table 3.1 Specification of Fission Chambers

	P 7 A	KSA - 51
Electron Collection Time	250 ns	80 ns
Filling Gas	Argon	Argon + N ₂
Filling Gas Pressure	7 atom	7 atom
Neutron Pulse Peak Current	0.88 μA	2.05 μA
Neutron Pulse Electric Charge	1.1x10 ⁻¹³ coul.	0.82x10 ⁻¹³ coul.
Thermal Neutron Sensitivity	0.1 cps/nv	0.12 cps/nv
Operating Voltage	200 V	200 - 300 V
Sensitivity Material	93% Enriched ²³⁵ U, (U ₃ O ₈), 132mg	89% Enriched ²³⁵ U, (UO ₂), 336mg
Max. Operating Temperature	400 °C	400 °C
Active Length	224 mm	214 mm
Detector Dimension	38.1 mmφ x 547 mmL	38 mmφ x 515 mmL
Cable Dimension	4.8 mmφ	5 mmφ

Table 3.2 Specification of CIC (SK-400)

Thermal Neutron Sensitivity	3x10 ⁻¹⁴ A/nv
Uncompensated Gamma Sensitivity	3x10 ⁻¹¹ A/R/h
Gamma Compensation	97% - 99.5% to 10 ⁴ R/h
Sensitivity Material	92% enriched ¹⁰ B
Filling Gas	90% Ar + 10% N ₂
Operating Voltage	+HV 200-800 V - HV 100-300 V
Operating Temperature	385 °C
Thermal Neutron Flux Range	1x10 ⁻³ nv ~ 1x10 ¹⁰ nv
Gamma Flux Range	10 to 10 ⁷ R/h
Detector Dimension	77 mmφ x 403 mmL
Cable Dimension	4.8 mmφ

Table 3.3 List of Scram Parameters

Trip Title	Logic to Scram	Setpoint	Notes
Reactor Period (SRMS)	1 of 2	+ 5 sec	Reactor period bypasses low and high power operation mode.
Reactor Period (IRMS)	2 of 3	+ 5 sec	Reactor period bypasses high power operation mode.
High Flux Level (SRMS)	1 of 2	9.5×10^5 cps	High flux level bypasses low and high power operation mode.
High Flux Level (IRMS)	2 of 3	95%	High flux level bypasses high power operation mode.
High Flux Level (PRMS)	2 of 3	106%	_____

Table 3.4 Accumulated Operational Data of Neutron Detectors

ch.	Detector Type	Irradiation Period	Accumulated Thermal Power (MWh)	Neutron Fluence (n/cm^2)	% of Design Life Time (%)
1	P7A	78.04 ~ 81.12	6.693×10^5	6.27×10^{16}	2.09
	KSA-51(1)	83.02 ~ 91.07	2.955×10^6	1.23×10^{18}	41.00
	KSA-51(2)	91.09 ~ 91.11	1.771×10^4	7.00×10^{15}	0.23
2	P7A(1)	78.04 ~ 79.08	2.132×10^5	2.00×10^{16}	0.67
	P7A(2)	80.01 ~ 86.12	1.802×10^6	5.30×10^{17}	17.6
3	KSA-51	87.08 ~ 91.11	1.615×10^6	6.63×10^{17}	22.1
	P7A	78.04 ~ 83.12	9.554×10^5	1.66×10^{17}	5.53
4	KSA-51	84.04 ~ 91.11	2.691×10^6	1.12×10^{18}	37.33
	P7A	78.04 ~ 81.12	6.693×10^5	6.27×10^{16}	2.09
5	KSA-51(1)	83.02 ~ 91.07	2.955×10^6	1.23×10^{18}	41.00
	KSA-51(2)	91.09 ~ 91.11	1.771×10^4	7.00×10^{15}	0.23
6	P7A	79.04 ~ 83.12	9.544×10^5	1.66×10^{17}	5.53
	KSA-51	84.04 ~ 91.11	2.691×10^6	1.12×10^{18}	37.33
7	SK-400	78.04 ~ 91.11	3.646×10^6	1.8×10^{17}	1.8
	SK-400	78.04 ~ 91.11	3.646×10^6	1.8×10^{17}	1.8
8	SK-400	78.04 ~ 91.11	3.646×10^6	1.8×10^{17}	1.8

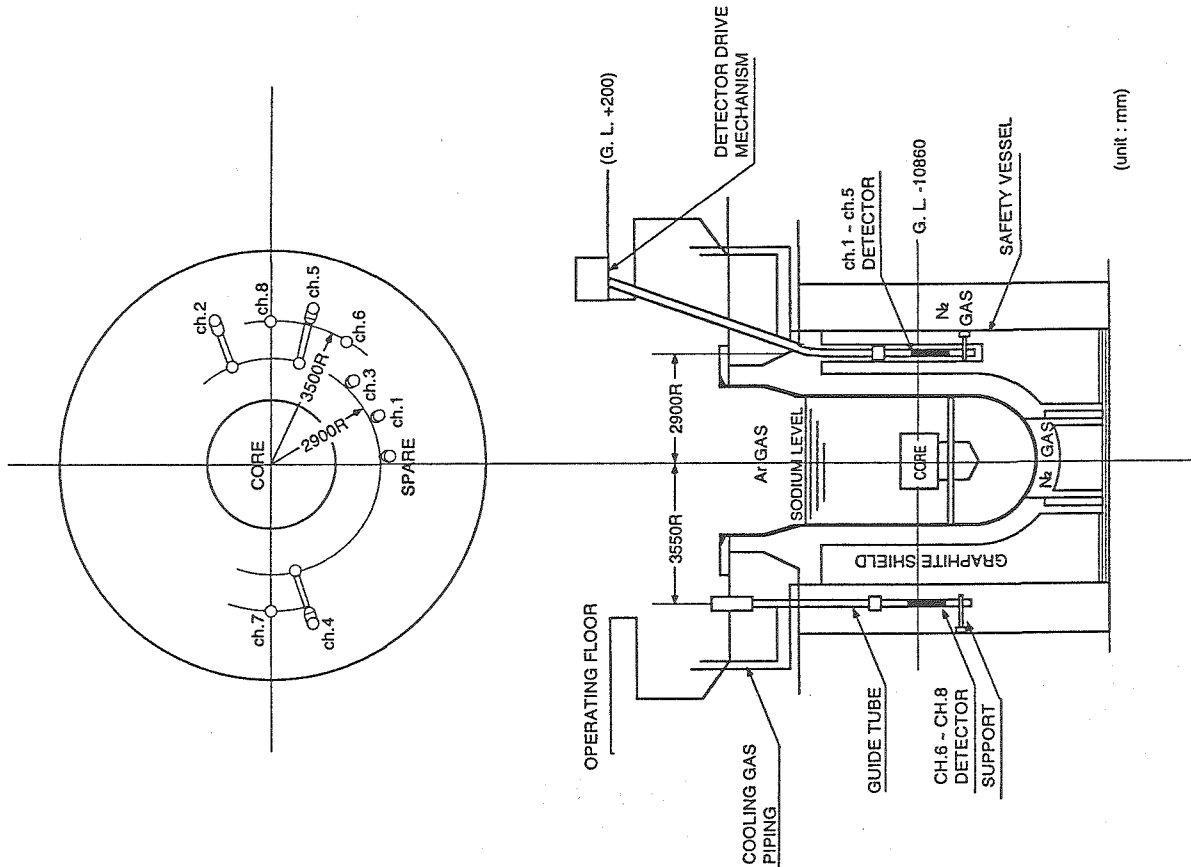


Fig 3.1 Neutron Detector Location

Containment Vessel

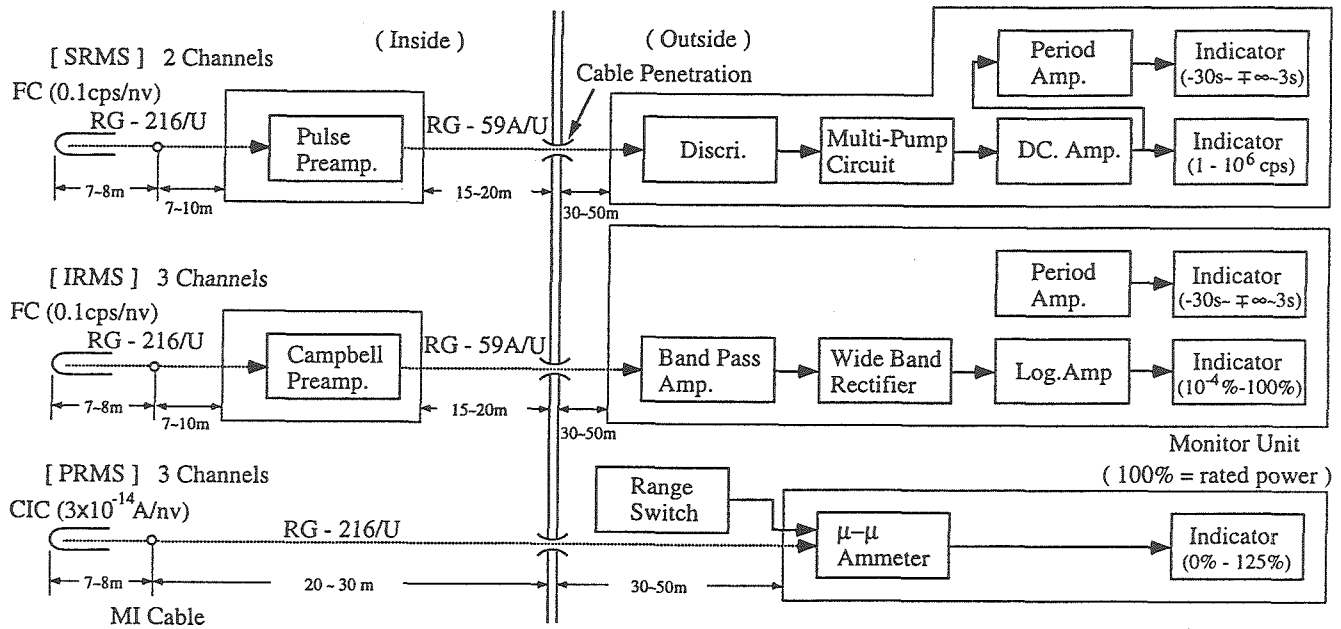


Fig. 3.2 Block Diagram of Nuclear Channels

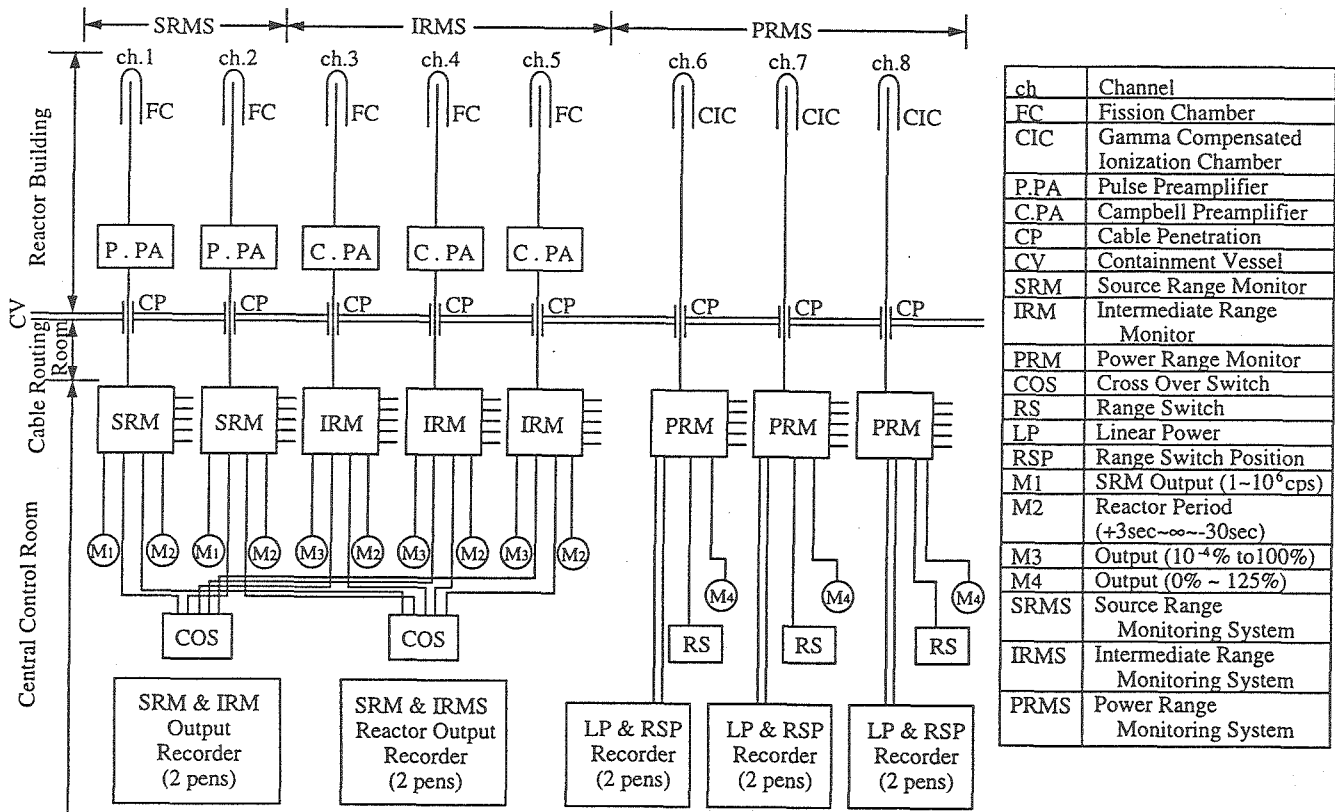


Fig. 3.3 Layout of Nuclear Channel Equipment

Table 4.1 Standard Dosimeter Set of JOYO

Monitoring Material	Form	Reaction	
		Non-Threshold	Threshold
Co	Wire (Co-V or Co-Al)	$^{59}\text{Co} (n, \gamma)$	
Sc	Vanadium Capsuled (Sc_2O_3)	$^{46}\text{Sc} (n, \gamma)$	
Ti	Wire		$^{46}\text{Ti} (n, p)$
Fe	Wire	$^{58}\text{Fe} (n, \gamma)$	$^{54}\text{Fe} (n, p)$
Ni	Wire		$^{58}\text{Ni} (n, p)$
Cu	Wire		$^{63}\text{Cu} (n, \alpha)$
Ta	Wire (Ta-V or Ta-Al)	$^{181}\text{Ta} (n, \gamma)$	
Nb	Thin Foil		$^{93}\text{Nb} (n, n')$
Np-237	Vanadium Capsuled (NpO_2)		$^{237}\text{Np} (n, f)$
U-235	Vanadium Capsuled (UO_2)	$^{235}\text{U} (n, f)$	
U-238	Vanadium Capsuled (UO_2)		$^{238}\text{U} (n, f)$
Th-232	Vanadium Capsuled (Th)	$^{232}\text{Th} (n, \gamma)$	$^{232}\text{Th} (n, f)$

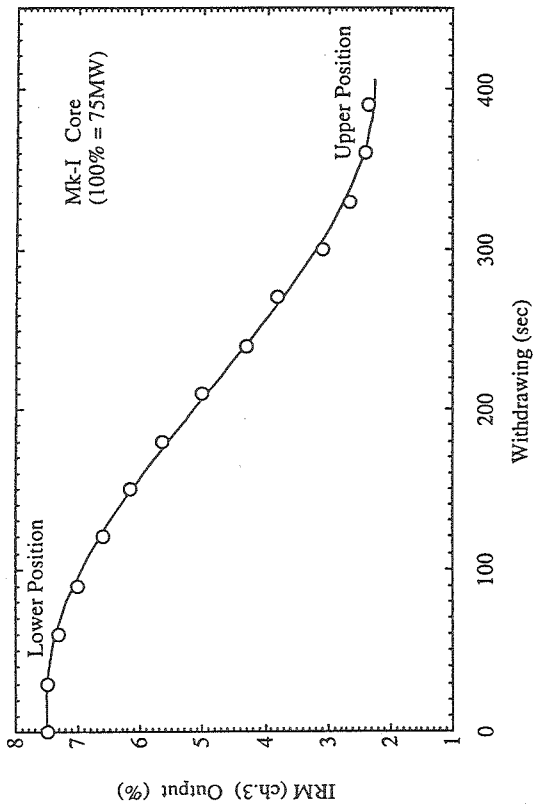


Fig. 3.4 Withdrawal Characteristic Curve of ch. 3 Fission Chamber

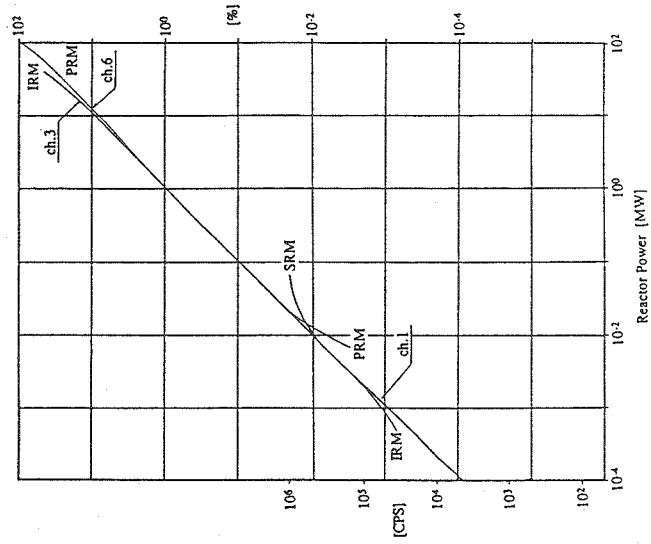


Fig. 3.5 Overlap Characteristics of NISs (SRM, IRM and PRM)

Table 4.2 Comparison of Measured and Calculated Reaction Rates before/after Spectrum Adjustment

Item	Measured Reaction Rate ($\times 10^{24}$ reaction/s/atom/100MWt)		Calculated/Measured	
	ID No.	Reaction Rate	before Adjust.	after Adjust
Core Center Row [0]	1	$^{59}\text{Co} (n,\gamma)$ 9.934E+13	0.932	0.980
	2	$^{237}\text{Np} (n,f)$ 1.671E+15	1.367	1.022
	3	$^{235}\text{U} (n,f)$ 6.168E+15	1.179	1.050
	4	$^{238}\text{U} (n,f)$ 2.256E+14	1.512	1.037
D12 (+4mm above Core Midplane)	5	$^{46}\text{Ti} (n,p)$ 5.531E+12	1.719	0.947
	6	$^{54}\text{Fe} (n,p)$ 4.393E+13	1.577	1.020
	7	$^{58}\text{Fe} (n,\gamma)$ 2.830E+13	1.184	1.163
	8	$^{58}\text{Ni} (n,p)$ 6.358E+13	1.504	0.990
	9	$^{63}\text{Cu} (n,\alpha)$ 2.641E+11	2.146	1.087
Averaged C/E			1.458	1.033

Table 4.3 90% Confidence Level for Each Reaction Type

90% Confidence Level (MeV)				
No.	Reaction Type	Lower Energy	Upper Energy	
1	$^{59}\text{Co} (n,\gamma)$	1.39777E-04	6.15461E-01	
2	$^{237}\text{Np} (n,f)$	4.21961E-01	3.98409E+00	
3	$^{235}\text{U} (n,f)$	1.96190E-03	2.06757E+00	
4	$^{238}\text{U} (n,f)$	1.37577E+00	5.76875E+00	
5	$^{46}\text{Ti} (n,p)$	3.69652E+00	1.34244E+01	
6	$^{54}\text{Fe} (n,p)$	2.18880E+00	8.09968E+00	
7	$^{58}\text{Fe} (n,\gamma)$	4.26459E-04	6.48277E-01	
8	$^{58}\text{Ni} (n,p)$	1.75751E+00	7.45645E+00	
9	$^{63}\text{Cu} (n,\alpha)$	3.90264E+00	1.51105E+01	

Table 4.4 Neutron Flux and Fluence by NEUPAC for CMIR-0

	D11 Z=-282mm	D12 Z=+4mm	D13 Z=+268mm	Units
ϕ Total	2.372×10^{15} (6.76)	3.973×10^{15} (4.94)	2.238×10^{15} (5.43)	n/cm ² /s/100MWt
$\phi > 1.0\text{MeV}$	2.655×10^{14} (7.84)	6.277×10^{14} (7.43)	2.984×10^{14} (7.83)	
$\phi > 0.1\text{MeV}$	1.398×10^{15} (10.3)	2.630×10^{15} (8.04)	1.508×10^{15} (8.93)	
Dpa Rate	6.286×10^{-7} (6.71)	1.280×10^{-6} (5.13)	6.762×10^{-7} (5.77)	dpa/s/100MWt
Φ Total	5.700×10^{21} (6.76)	9.547×10^{21} (4.94)	5.378×10^{21} (5.43)	n/cm ²
$\Phi > 1.0\text{MeV}$	6.380×10^{20} (7.84)	1.508×10^{21} (7.43)	7.170×10^{20} (7.83)	
$\Phi > 0.1\text{MeV}$	3.359×10^{21} (10.3)	6.320×10^{21} (8.04)	3.624×10^{21} (8.93)	
Φ DPA	1.510 (6.71)	3.076 (5.13)	1.625 (5.77)	dpa

(NOTE) • Z : Distance from Core Midplane in mm

• Figures in parentheses : one standard deviation in %

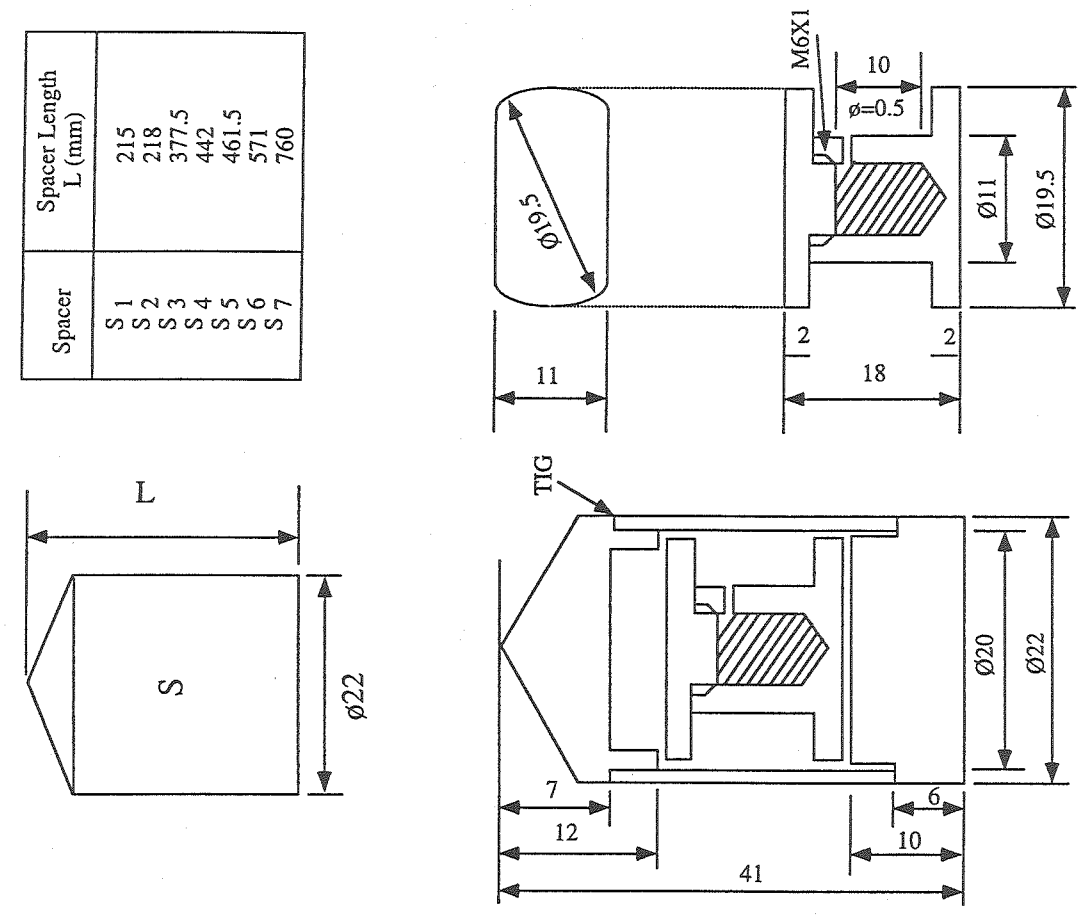


Fig. 4.1 Dosimeter Capsule and Its Spacer Used for CMIR-0

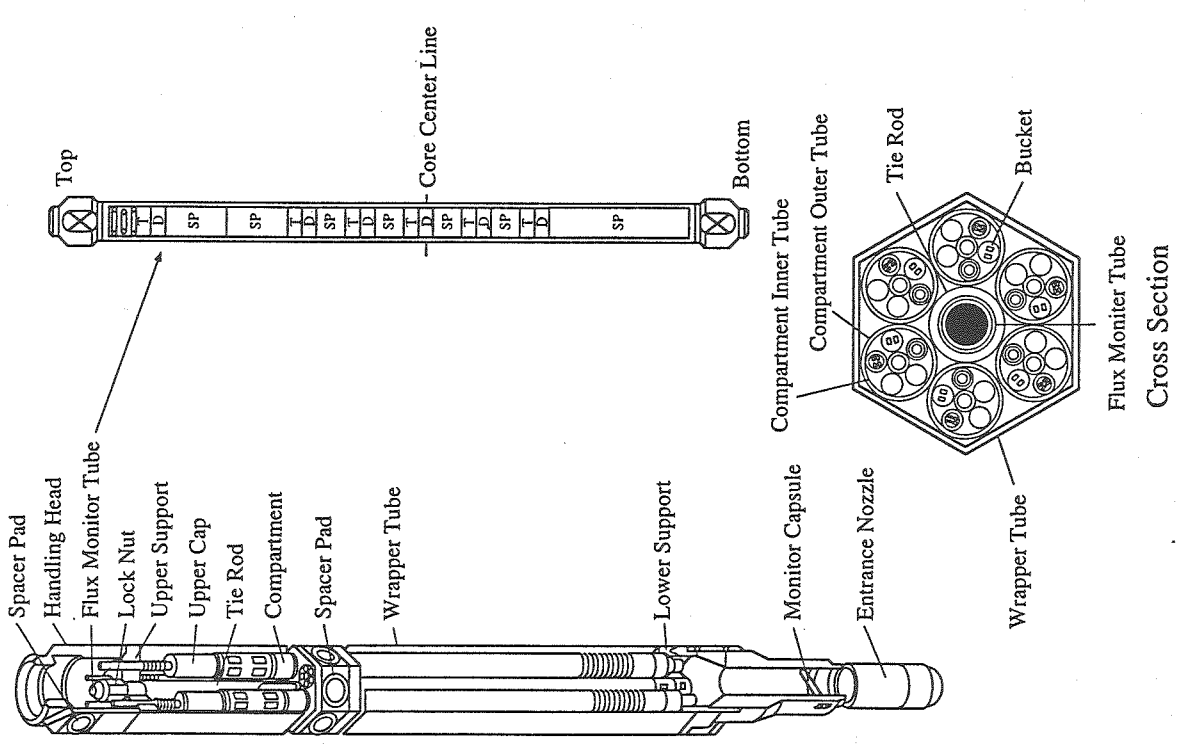


Fig. 4.2 CMIR and Flux Monitor Tube

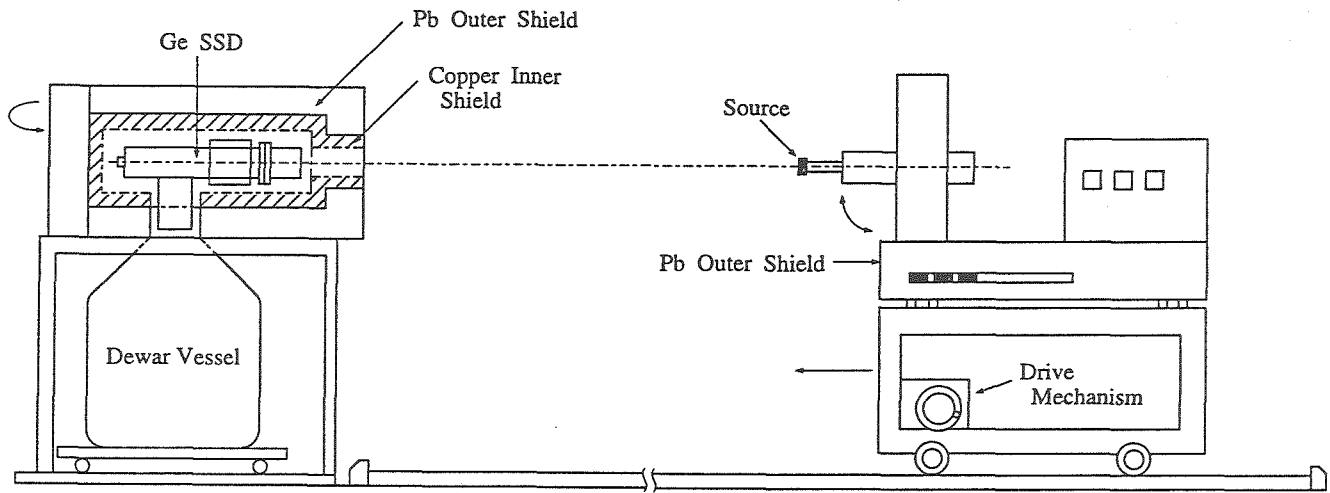
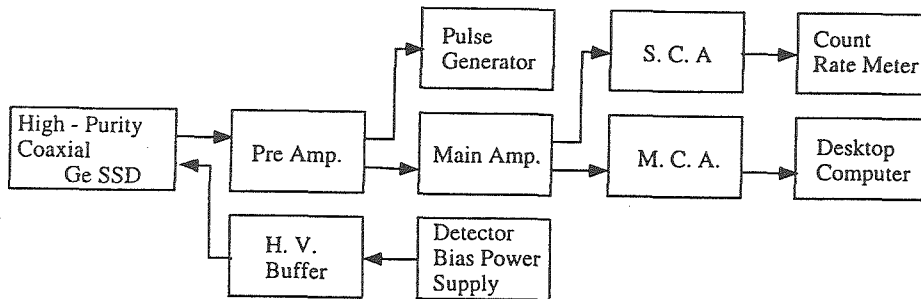


Fig. 4.3 Gamma-X Ge SSD System



High - Purity Coaxial Ge SSD : ORTEC High - Purity Germanium (HP Ge) Coaxial Solid State Detector
 Detector Size 45 ϕ x40L Total Active Volume 63 cm³
 Absorbing Layers Al 0.5mm Window to Detector Distance -3m

Pre Amp. : ORTEC Model 120-4 Preamplifier

H. V. Buffer : NAIG High Voltage Buffer D-133S

Pulse Generator : CANBERRA Model 807 Pulser

Main Amp. : ORTEC Model 572 Spectroscopy Amplifier

Detector Bias Power Supply : ORTEC Model 459 5kV Detector Bias Supply

M. C. A. : NAIG E series Multichannel Analyzer

Desktop Computer : YHP 9845B

S. C. A. : ORTEC Timing Single Channel Analyzer Model 455

Count Rate Meter : ORTEC Ratemeter Model 441

Fig. 4.4 Block Diagram of Gamma-X SSD System

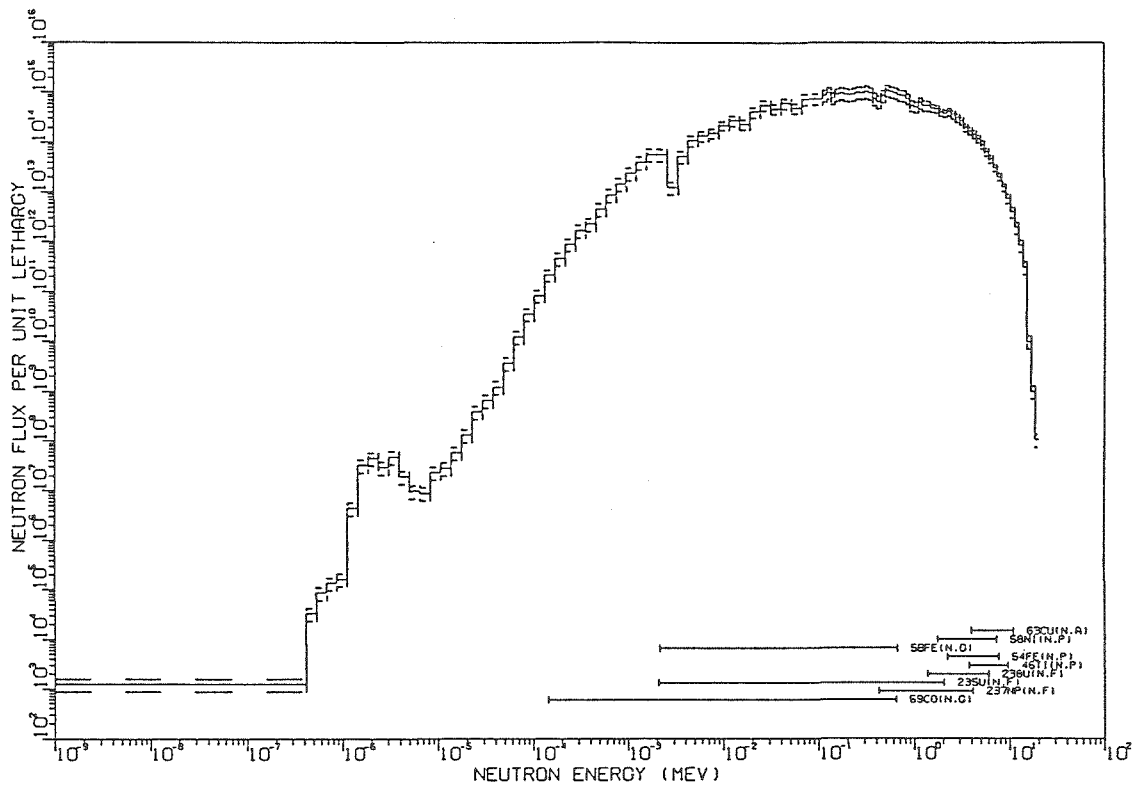


Fig. 4.6 Neutron Spectrum at Core Center Level of CMIR-0

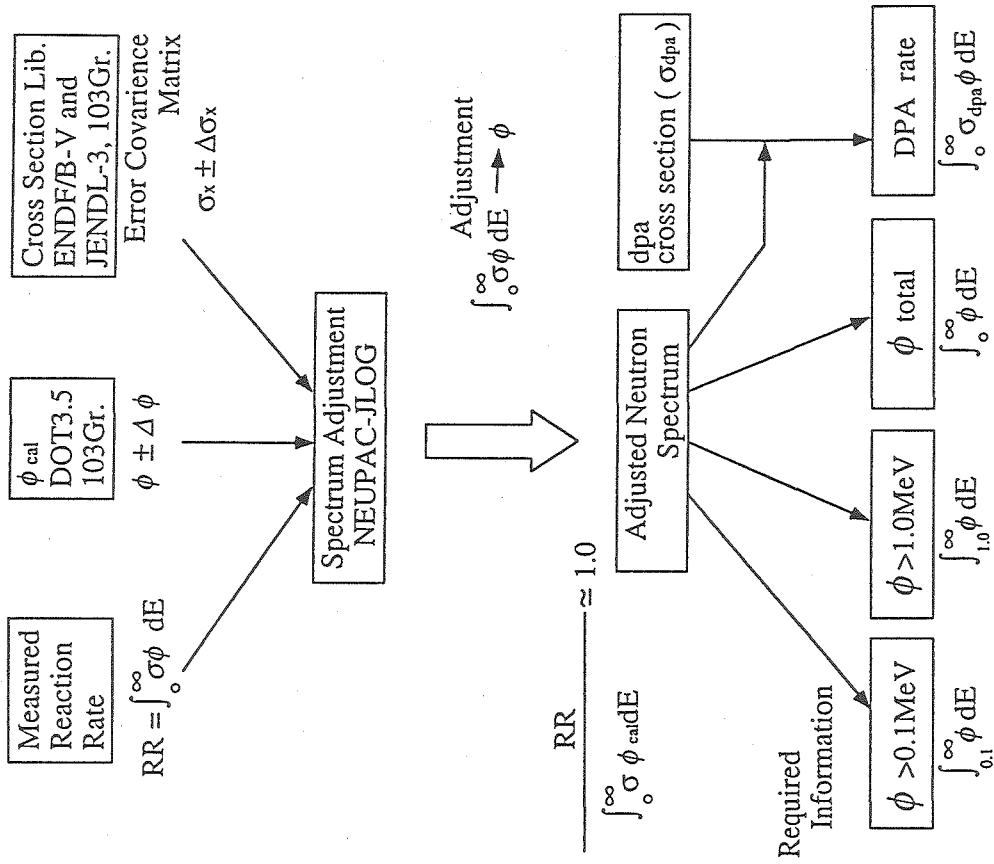


Fig. 4.5 Calculation Flow of NEUPAC

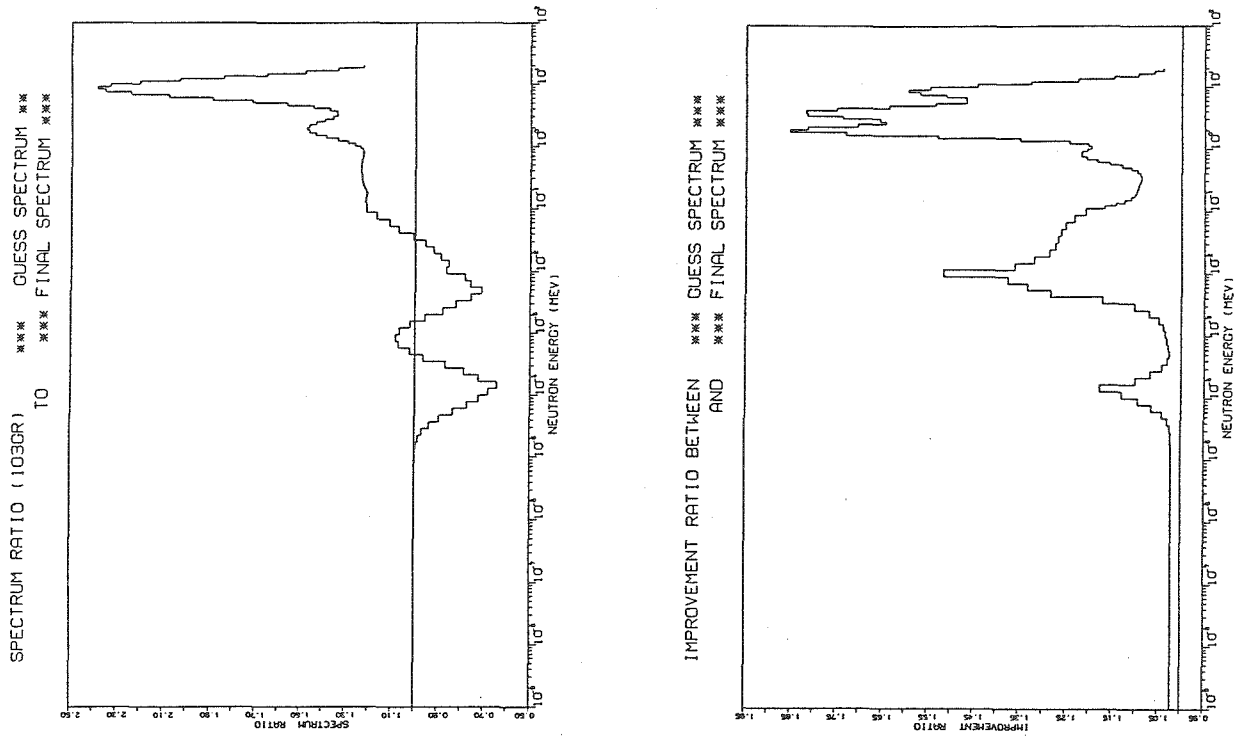


Fig. 4.7 Spectrum Ratio and Improvement Ratio

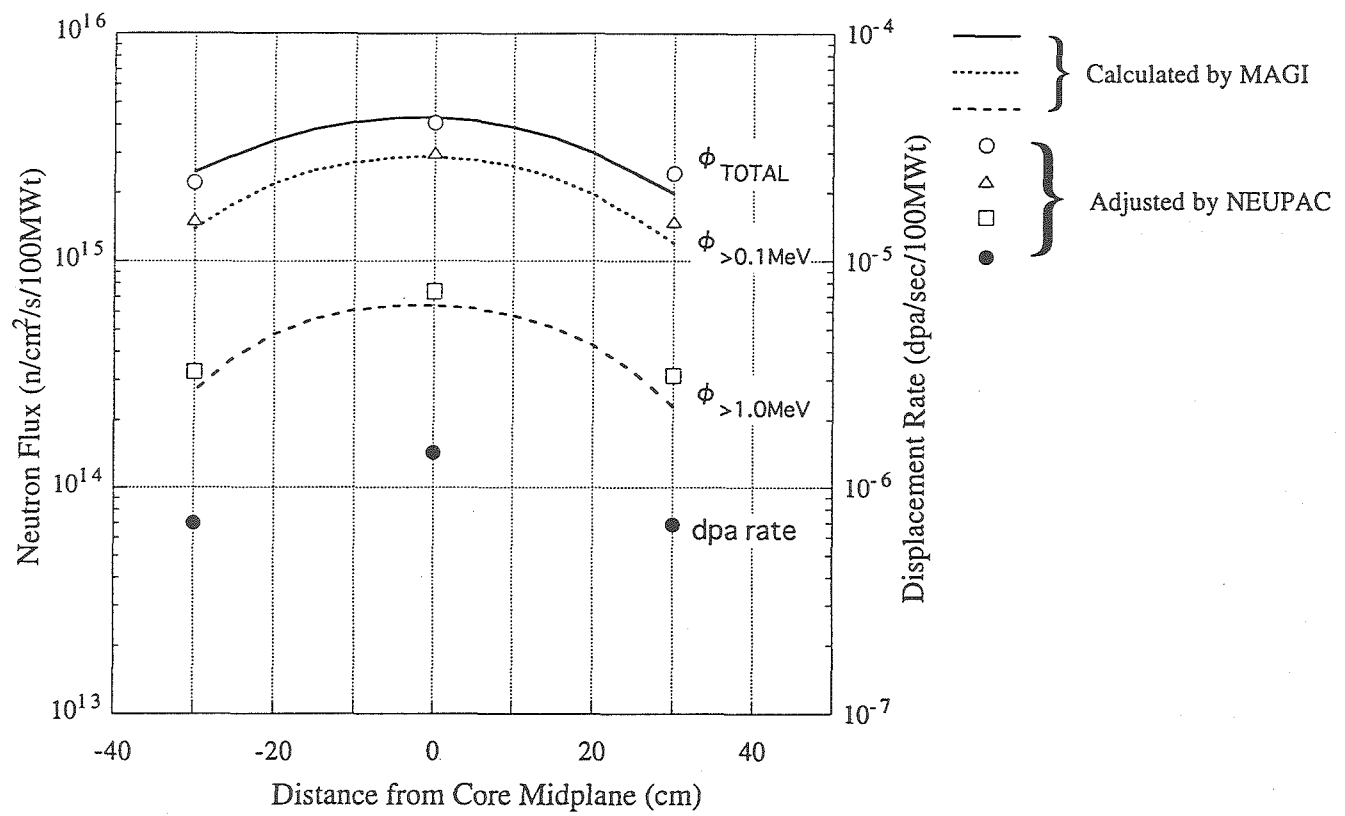


Fig. 4.8 Comparison of Axial Flux Distributions by NEUPAC and MAGI for CMIR-0

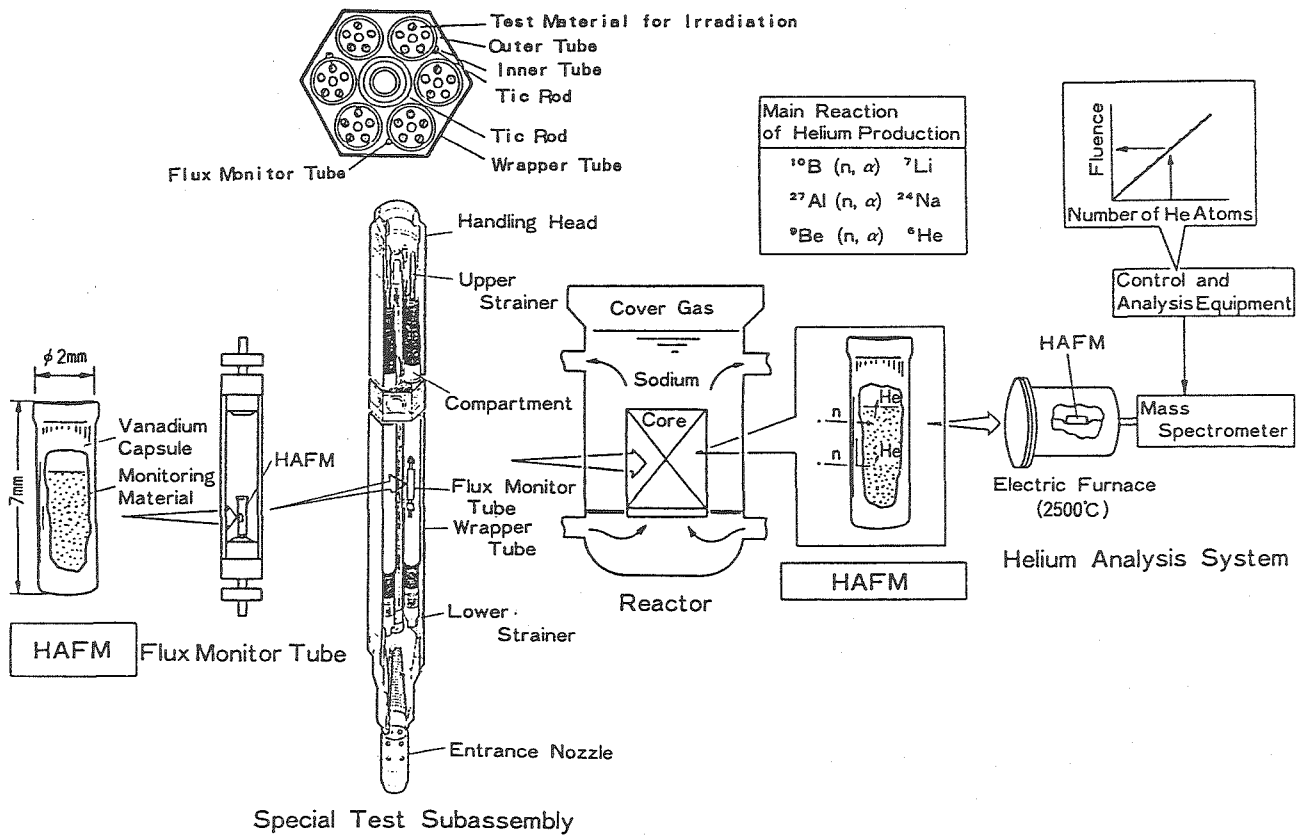


Fig. 5.1 Concept of Helium Accumulation Fluence Monitor (HAFM)

Table 6.1 Test Specification

Test ID	FPS-1	FPS-2	FPS-3
Objective	Calibration	<ul style="list-style-type: none"> • Calibration • Triangulation Test • Flux Tilting Test 	
FPS Location	[000]	[4A4]	[4D4]
FPS Specification	Contents : 3.5wt%U (20wt% E.U.) in Ni Surface Area : 4585cm ²		
Plant Operation Conditions	Power : 1% of Rated Power Coolant Temp. : 250°C Primary Flow rate : 100%, 30%, 100% Control Rod Pattern* : Even, Full In, Full Out		
Monitoring System	FFD CGM ; Precipitator, Online Gamma-ray Monitor FFD DNM		

* Position of the Control Rod Which was Adjacent to FPS

Table 6.2 Determination of Transit Time and Efficiency

• Transit Time : T (s) at Full Flow Rate

FPS Location	DNM(A)	DNM(B)
[000]	30	40
[4A4]	21	—
[4D4]	—	40

• DNM Efficiency : ϵ (cps/(dps/cc))

DNM(A)		DNM(B)		
ch. 1	ch. 2	ch. 1	ch. 2	ch. 3
BF ₃	BF ₃	B-10	B-10	BF ₃
8.7	7.8	3.3	5.6	3.8

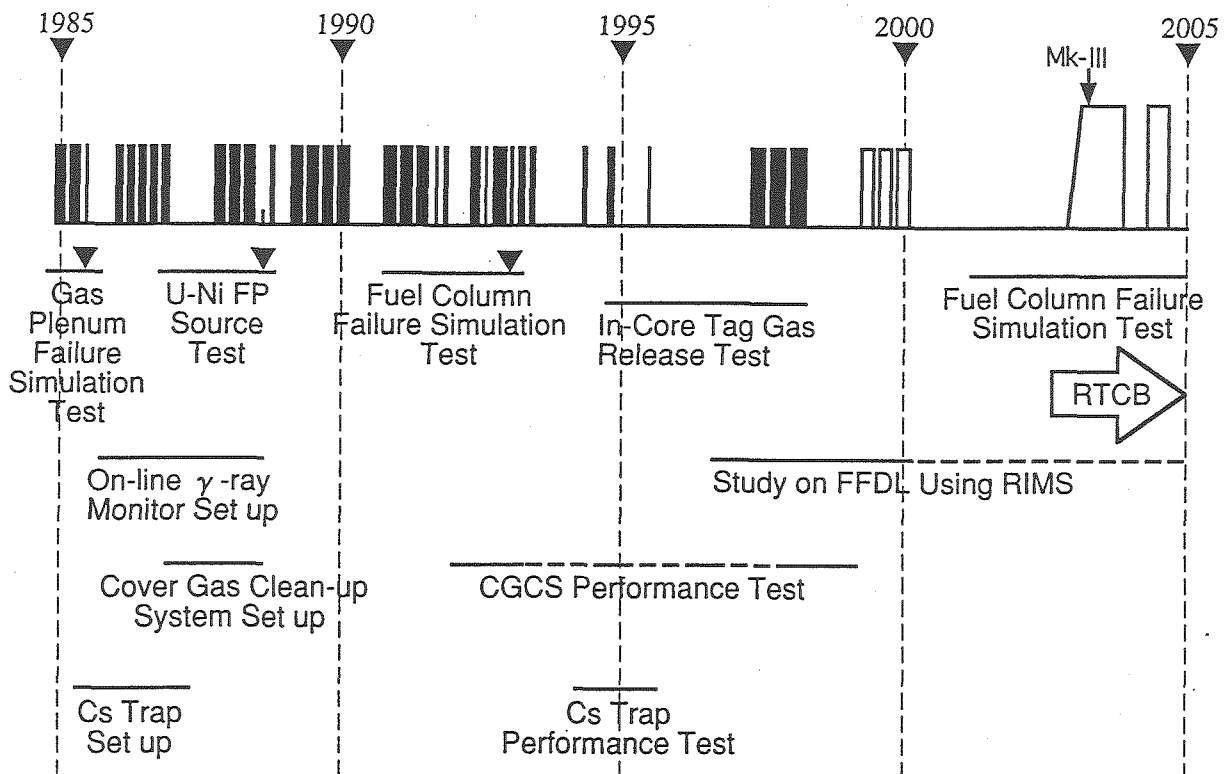


Fig. 6.1 Schedule of Improvement of FFD System in JOYO

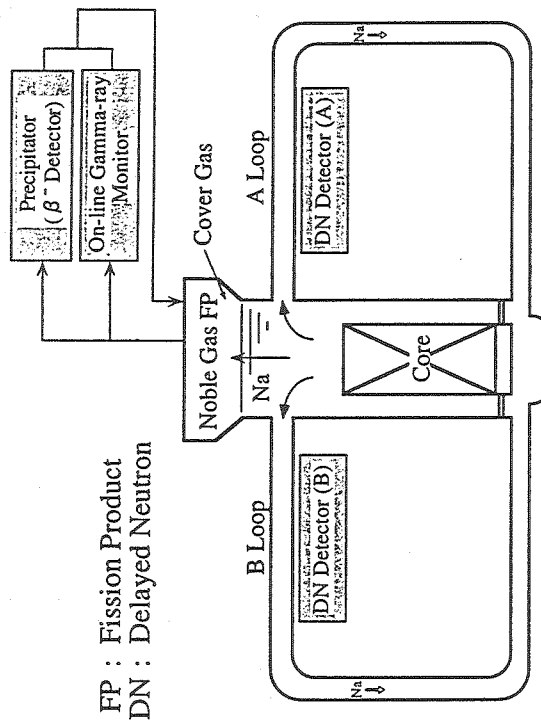


Fig. 6.2 Schematic Diagram of Fuel Failure Detection Systems in JOYO

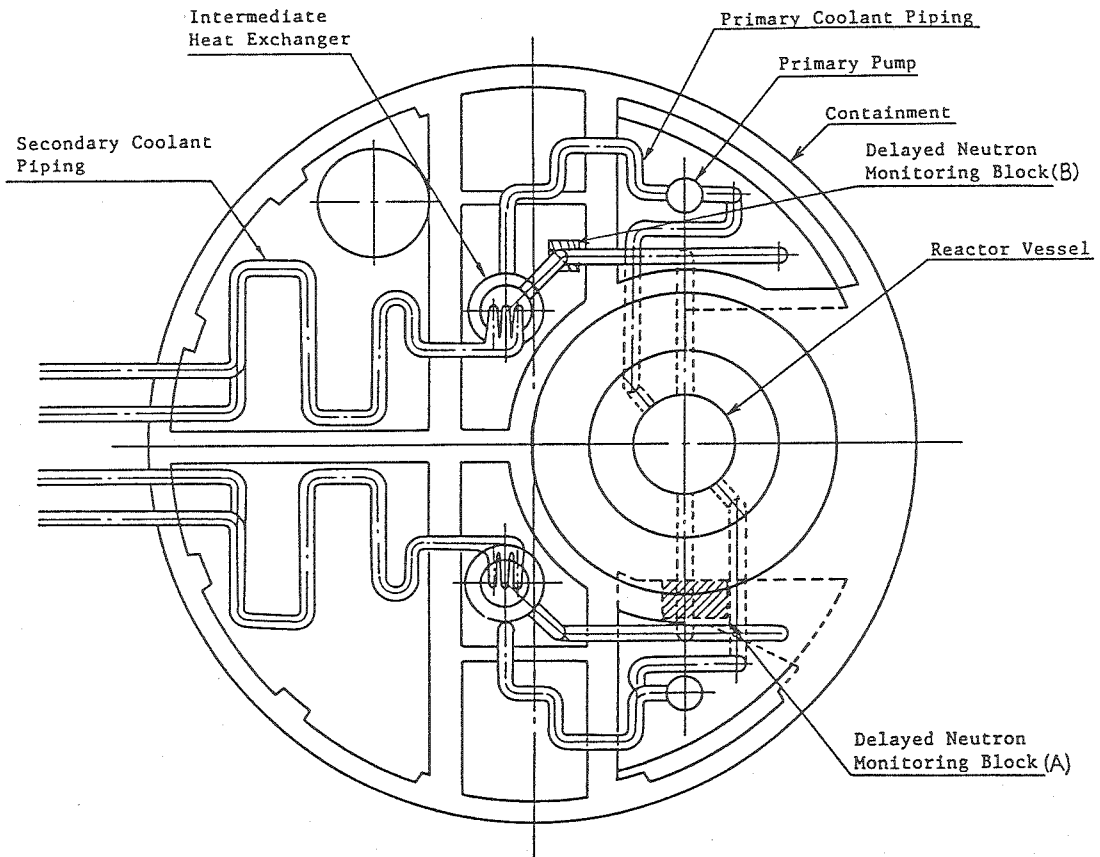


Fig. 6.3 FFD · DNM Block Layout

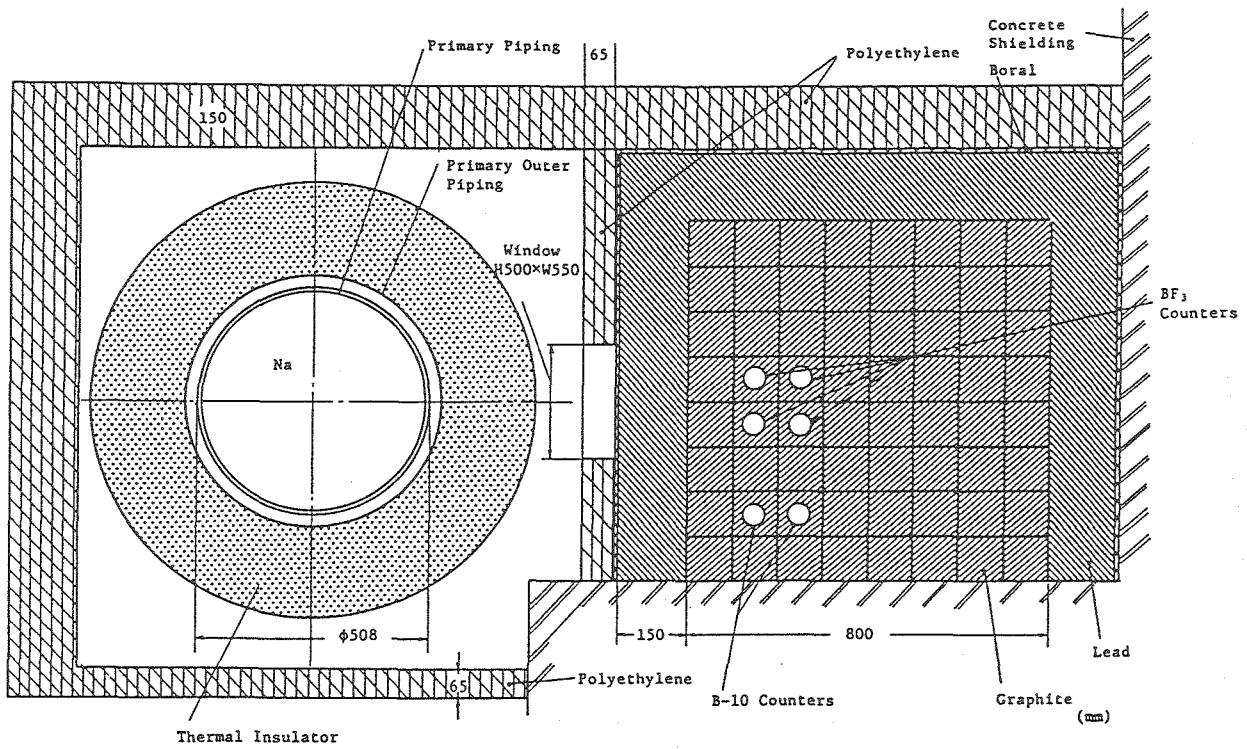


Fig. 6.4 Section Diagram of DNM(A) Block

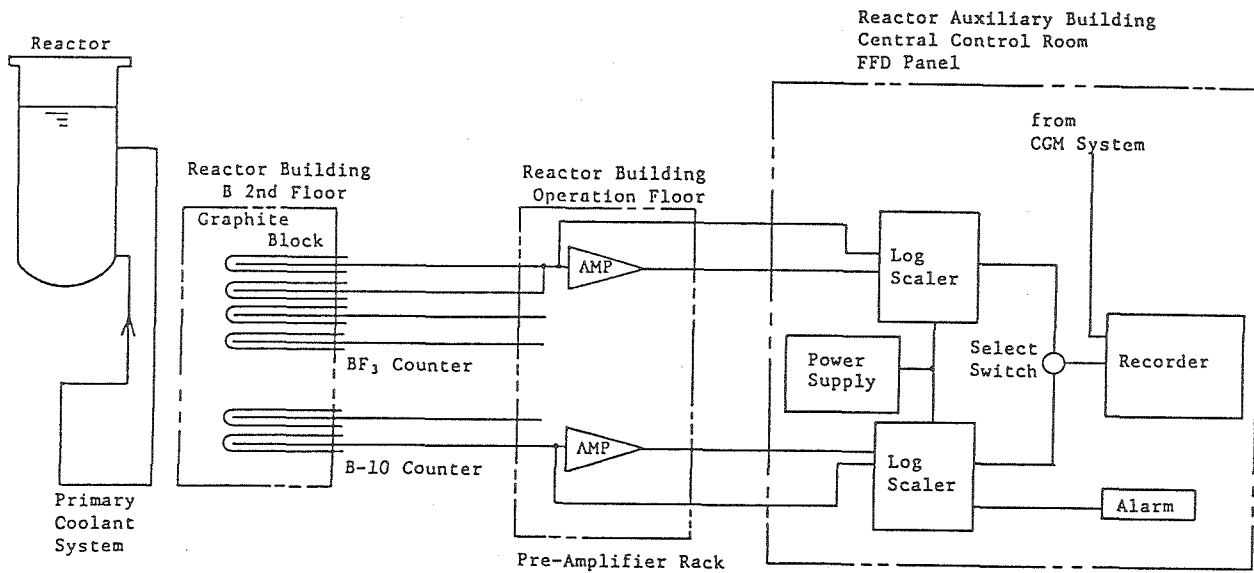


Fig. 6.5 Block Diagram of Delayed Neutron Monitoring System

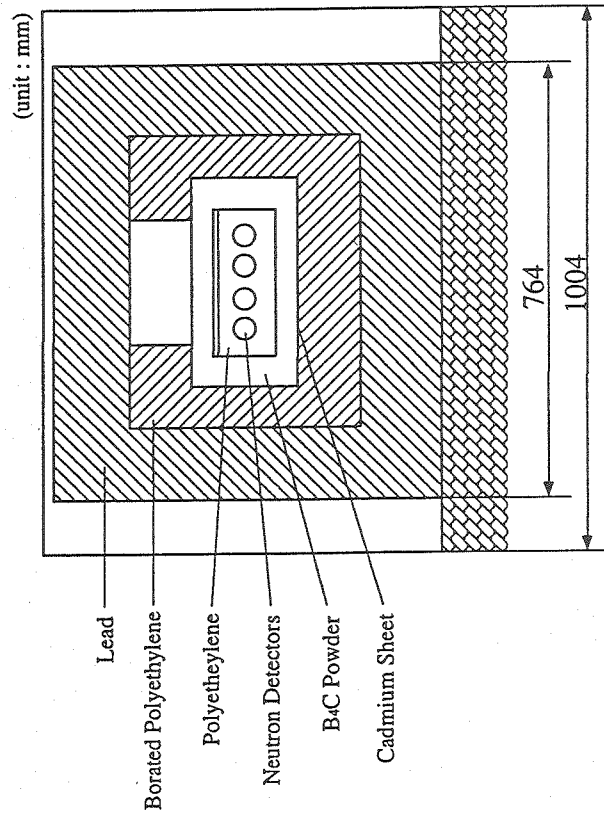
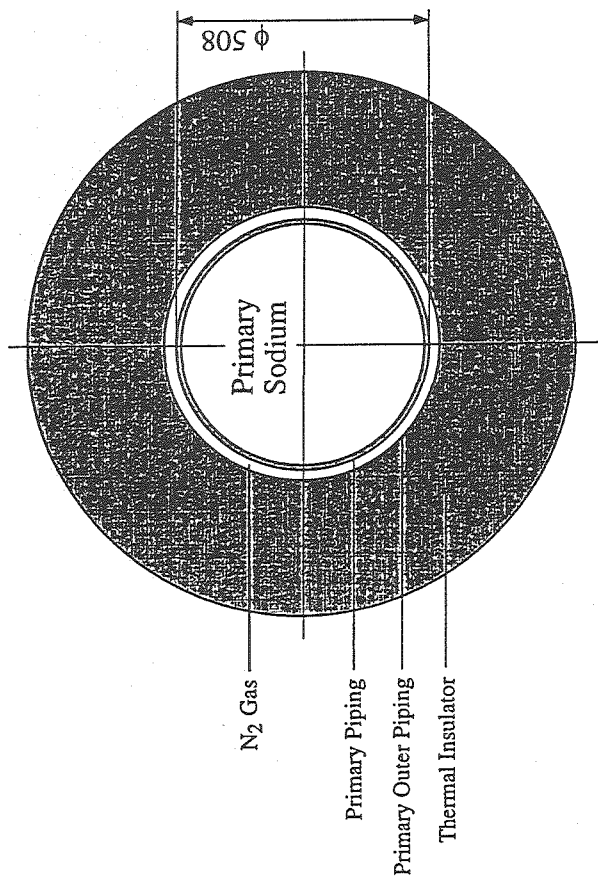


Fig. 6.6 Cross Sectional View of DNM (B) Block

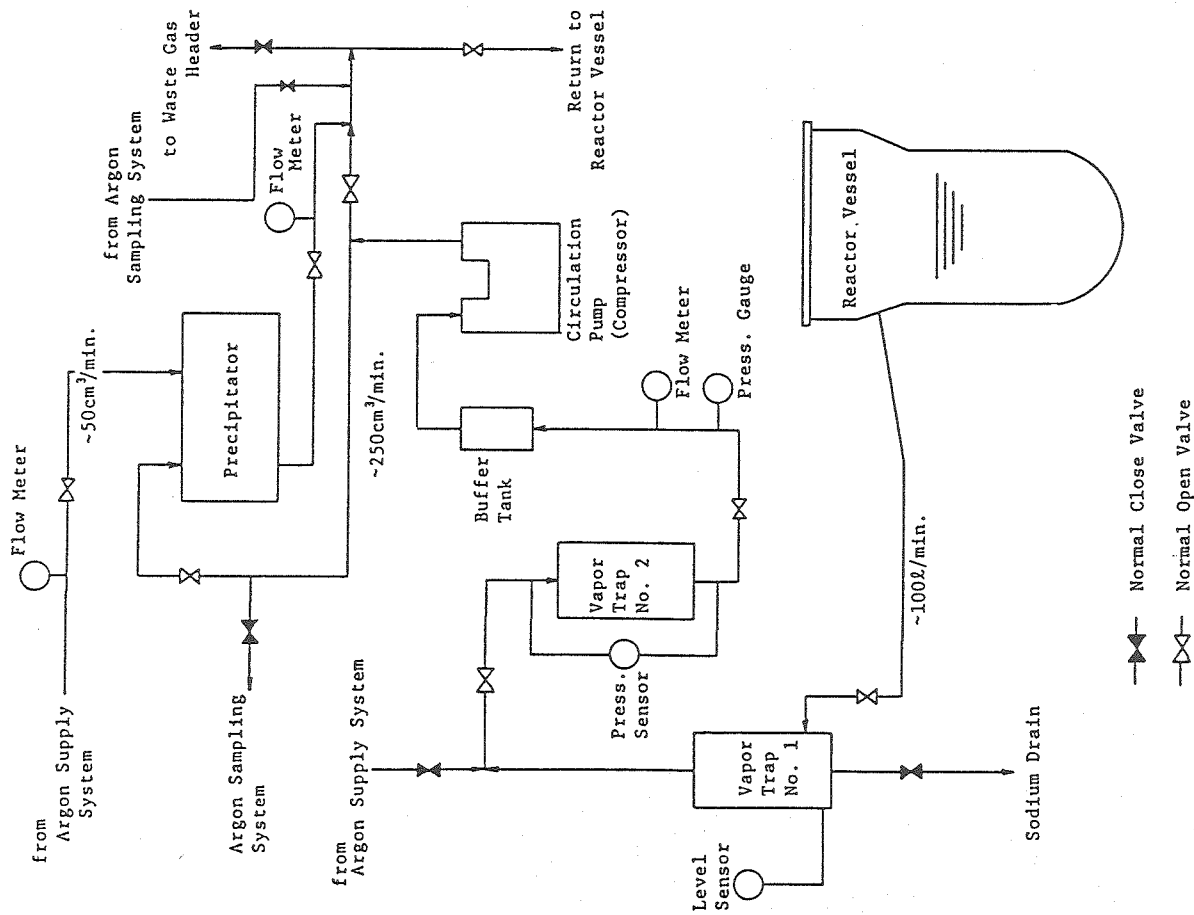


Fig. 6.7 Block Diagram of Fuel Failure Detection Cover Gas Monitoring System

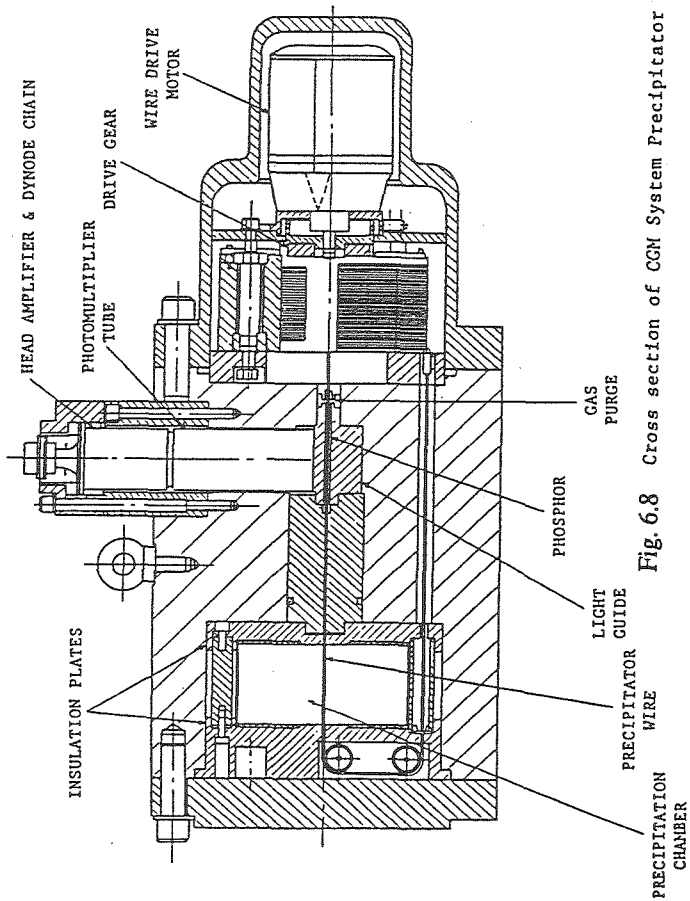


Fig. 6.8 Cross section of CGM System Precipitator

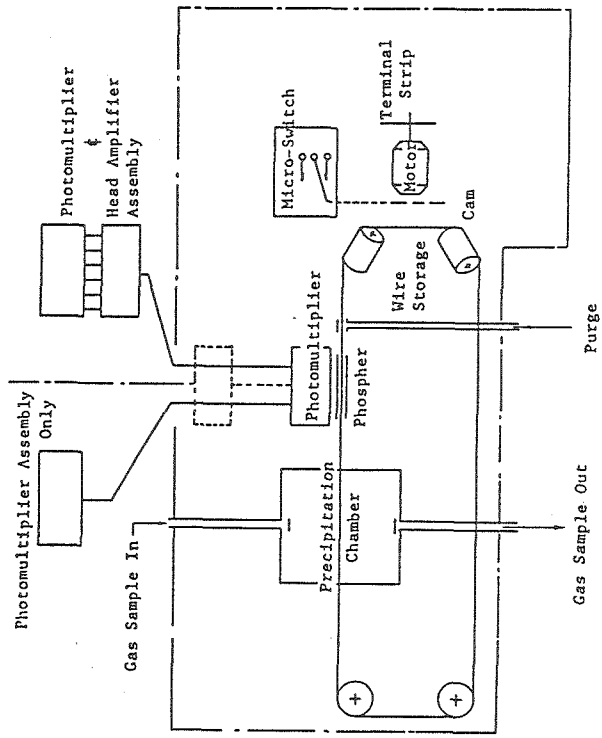
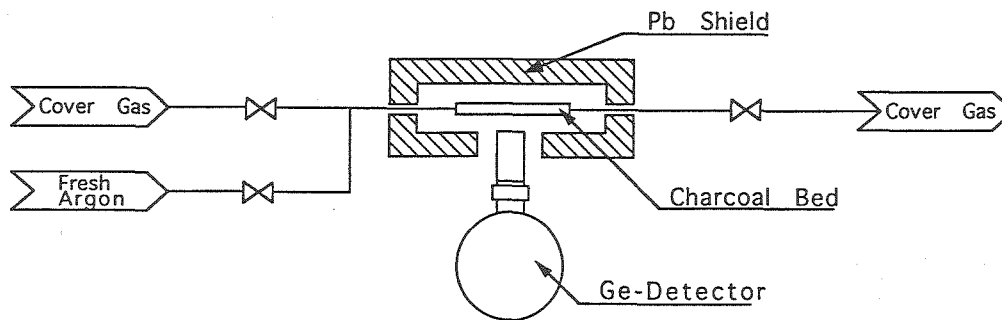


Fig. 6.9 Diagrammatic Layout of CGM System Precipitator



Schematic Diagram

- Advantages
 - Xe and Kr gases are concentrated up to 100 times and 10 times, respectively.
 - A small amount of fresh argon purges out selectively ^{41}Ar and ^{23}Ne .
- Measured Nuclides : ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{135m}Xe , ^{137}Xe , ^{138}Xe , ^{85m}Kr , ^{87}Kr , ^{88}Kr
- Detectable Lower Limit : 0.01 ~ 0.1 Bq / cc

Fig. 6.10 Online Gamma-ray Monitor

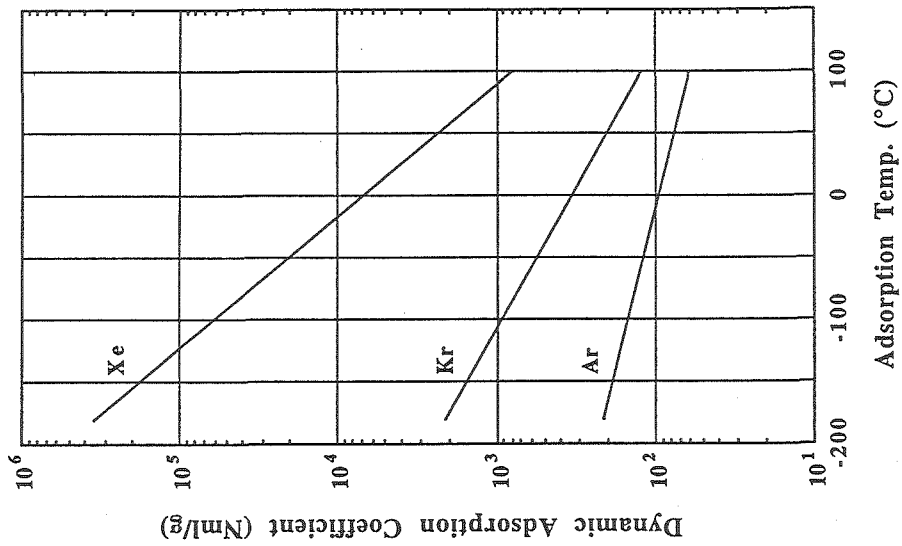


Fig. 6.11 Adsorption Characteristic of Noble Gases

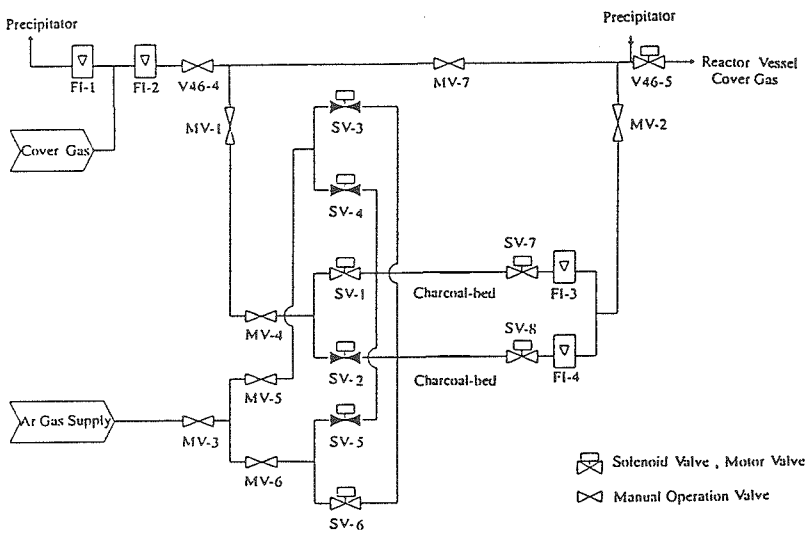
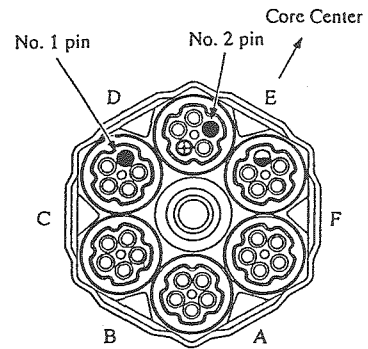


Fig. 6.12 Flow Sheet of On-line Gamma-ray Monitor



- Plenum Prefected Pins with 0.1mm x 1mm Slit
- Sibling Pin
- ⊕ Plenum Prefected Dummy Rod with Tagging Gas
- Dummy Rod

Fig. 6.13 Schematic Diagram of Test Pins Configuration

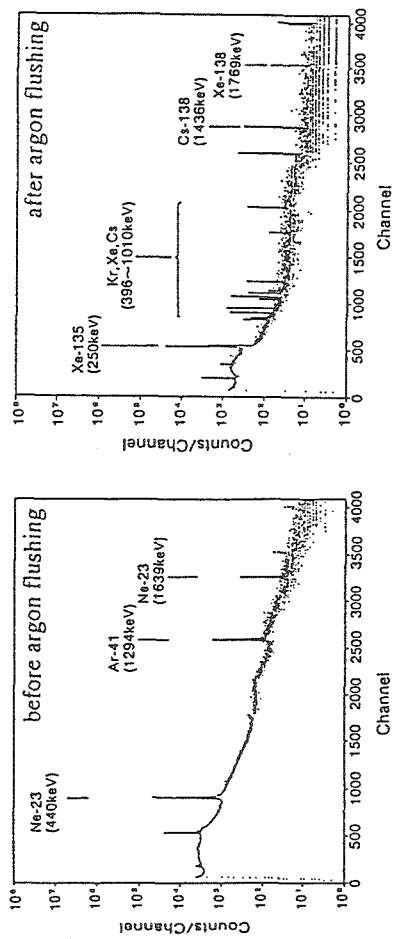


Fig. 6.14 Effect of Argon Flushing on Gamma-ray Spectrum

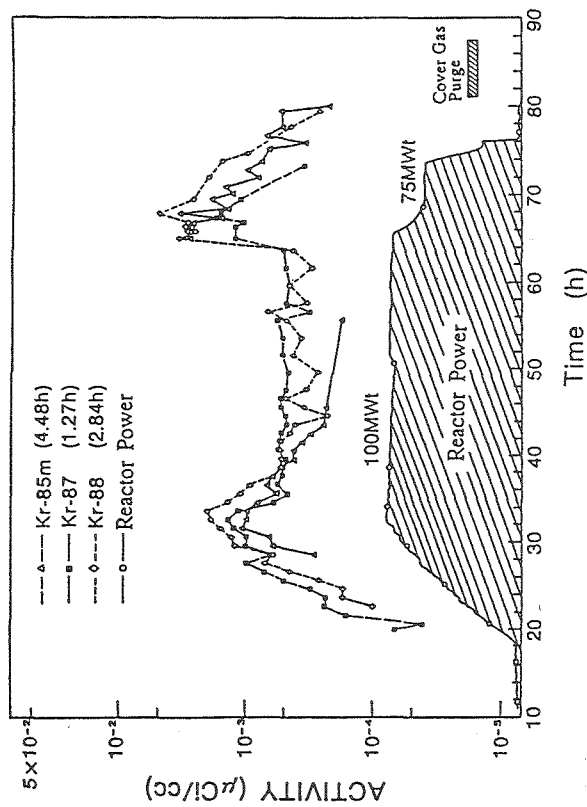


Fig. 6.15 Activities of Krypton Isotopes in Cover Gas during Reactor Operation of the Test

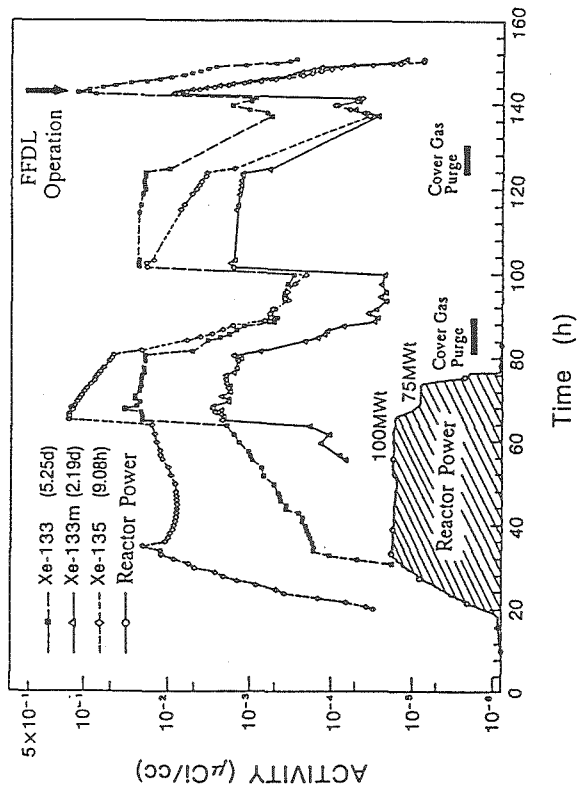


Fig. 6.16 Activities of Xenon Isotopes with Long Half Life Time in Cover Gas during the Test

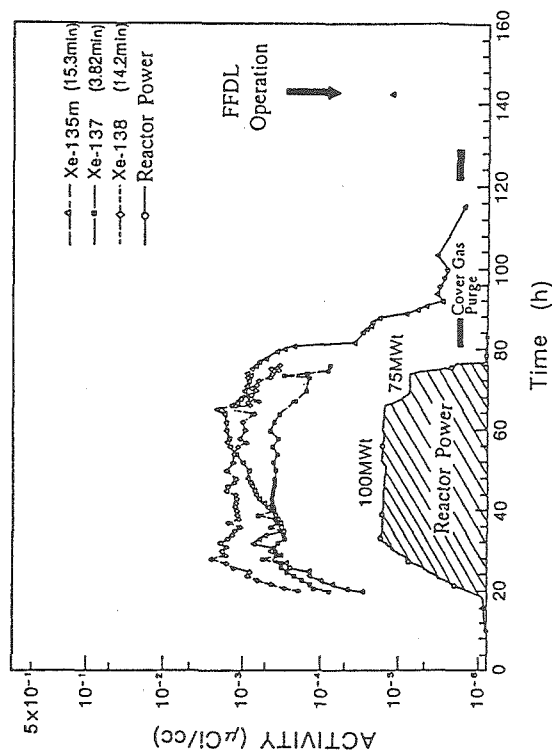


Fig. 6.17 Activities of Xenon Isotopes with Short Half Life Time in Cover Gas during the Test

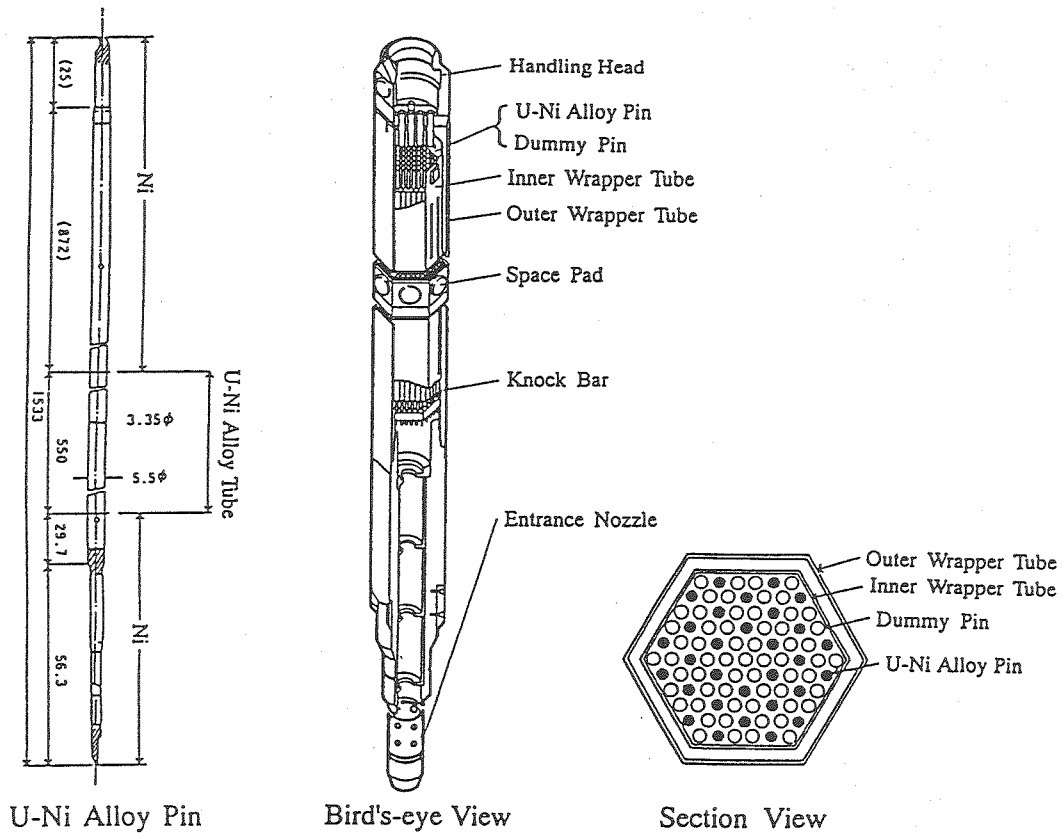


Fig. 6.18 Diagrams of FPS

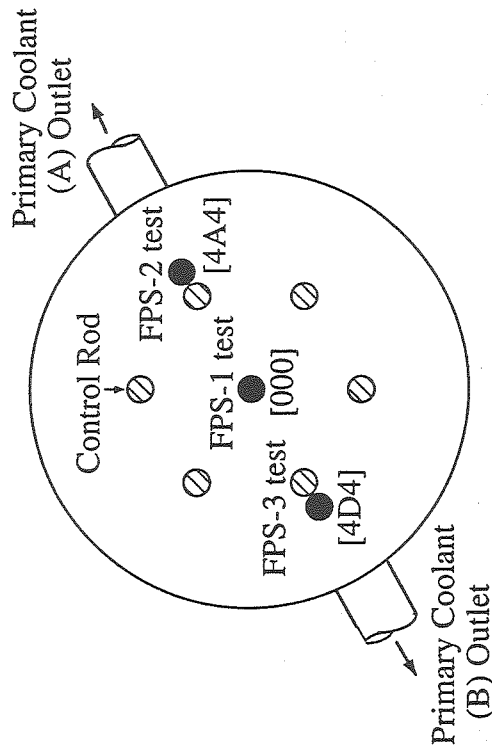


Fig. 6.19 FPS Location for Each FPS Test

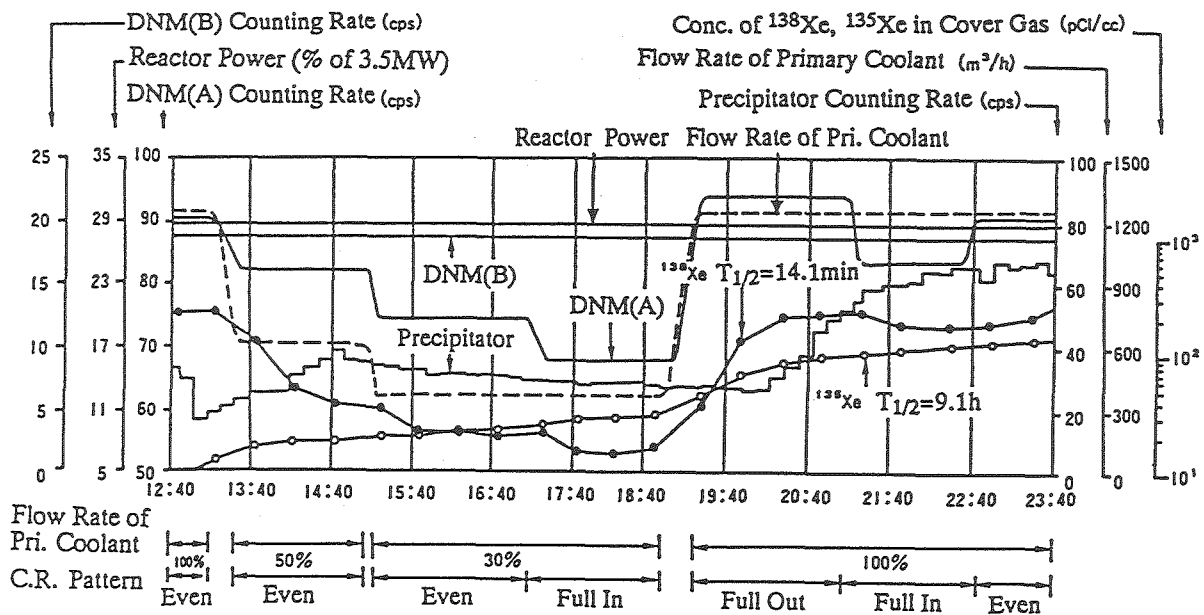
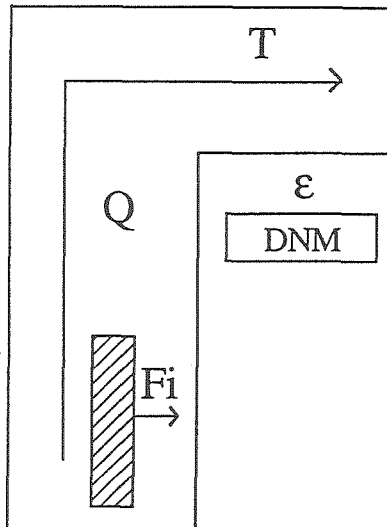


Fig. 6.20 Major Trend Data for FPS-2 Test



- C : DNM Counting Rate (cps)
- ϵ : Efficiency of DNM (cps/(dps/cc))
- F_i : Release Rate of i-th Nuclide from FPS to Coolant (n/s)
- λ_i : Decay Constant of i-th Nuclide (s^{-1})
- η_i : Probability of DN Emission, Fraction (-)
- Q : Flow Rate of Pri. Coolant (cc/s)
- T : Transit Time from FPS to DNM (s)
- D : Delayed Neutron Emitter
- P : Parent of Delayed Neutron Emitter

$$C = \frac{\epsilon}{Q} \cdot \sum_i \left\{ F_i^P \cdot \frac{\lambda_i^P}{\lambda_i^D - \lambda_i^P} \cdot (e^{-\lambda_i^P \cdot T} - e^{-\lambda_i^D \cdot T}) + F_i^D \cdot e^{-\lambda_i^D \cdot T} \right\} \cdot \lambda_i^D \cdot \eta_i^D$$

Fig. 6.21 Analytical Model of DNM Response

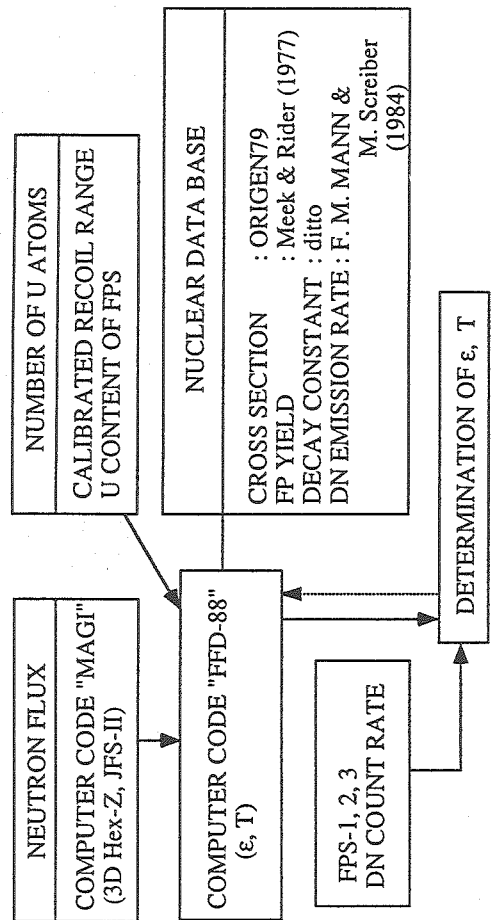


Fig. 6.22 Calculation Flow of DNM Response

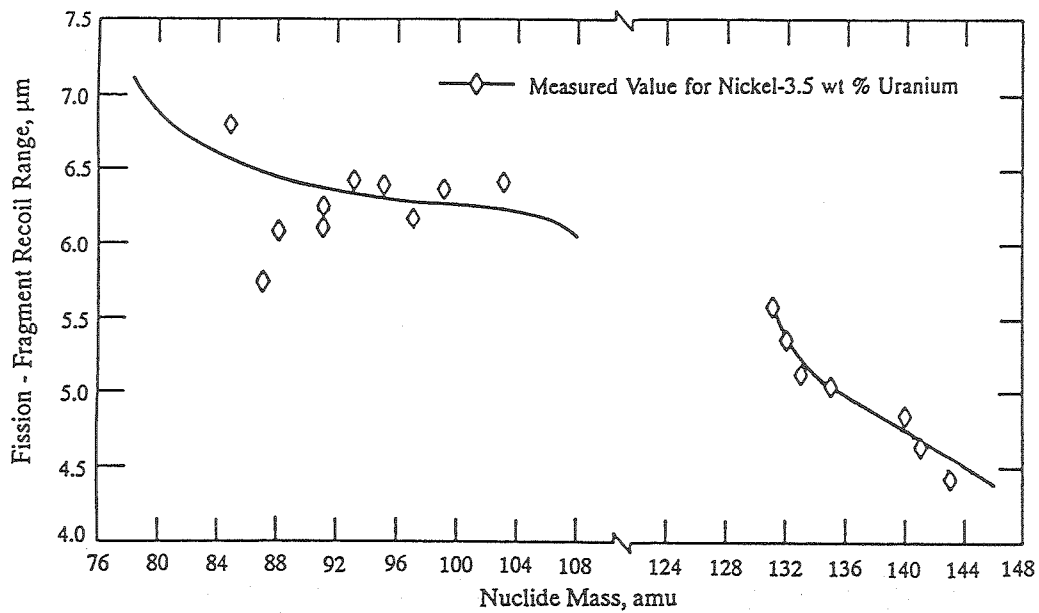


Fig. 6.23 Recoil Range of Nuclide in FPS Calibrated at CP-5

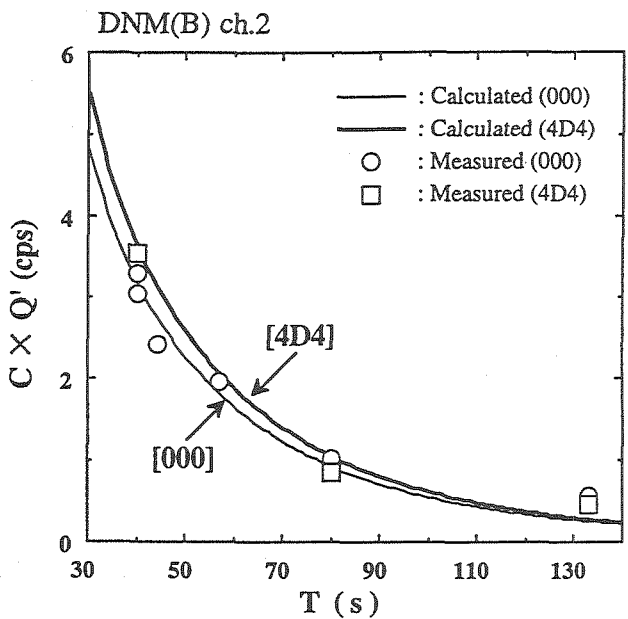
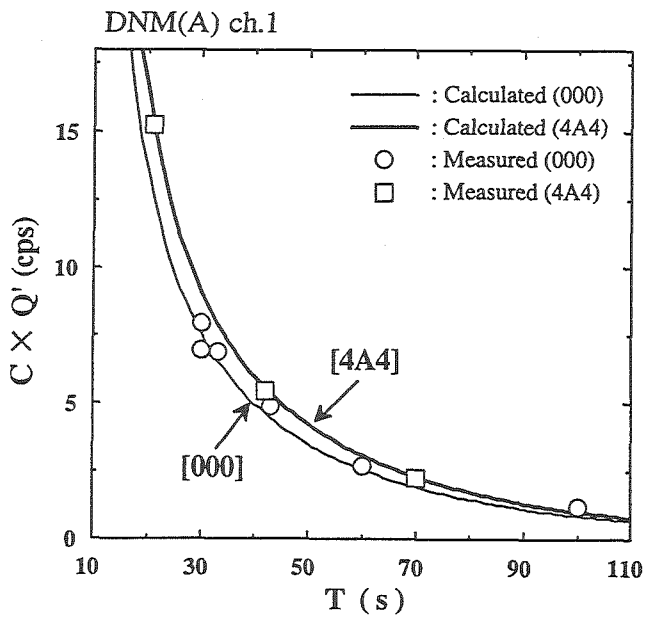
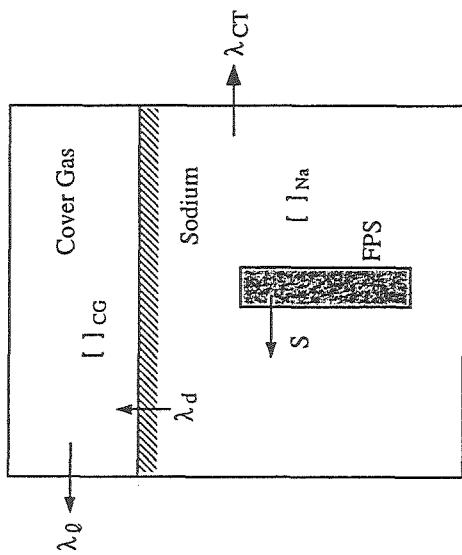


Fig. 6.24 Comparison of Experimental and Calculated Responses for Delayed Neutron



$$\frac{d[1]_{Na}}{dt} = S1 - [1]_{Na}(\lambda_1 + \lambda_{CT})$$

$$\frac{d[2]_{Na}}{dt} = S2 + f_{1,2}[1]_{Na}\lambda_1 - [2]_{Na}(\lambda_2 + \lambda_d)$$

$$\frac{d[3]_{Na}}{dt} = S3 + f_{1,3}[1]_{Na}\lambda_1 + f_{2,3}[2]_{Na}\lambda_2 - [3]_{Na}(\lambda_3 + \lambda_d)$$

$$\frac{d[2]_{CG}}{dt} = [1]_{Na}\lambda_d - [2]_{CG}(\lambda_2 + \lambda_\theta)$$

$$\frac{d[3]_{CG}}{dt} = [3]_{Na}\lambda_d + f_{2,3}[2]_{CG}\lambda_2 - [3]_{CG}(\lambda_3 + \lambda_d)$$

- [i] = number of fission-product atom i
- 1 = I or Br
- 2 = metastable Xe or Kr
- 3 = Xe or Kr
- []_{Na} = sodium phase
- []_{CG} = argon-cover-gas phase
- λ_i = decay constant of atom i, (s⁻¹)
- λ_{CT} = cold-trap efficiency, (s⁻¹)
- λ_d = disengagement-rate constant, (s⁻¹)
- λ_θ = cover-gas-leak-rate constant, (s⁻¹)
- f = branching ratio (-)

Fig. 6.25 Analytical Model of FP Activity in the Cover Gas

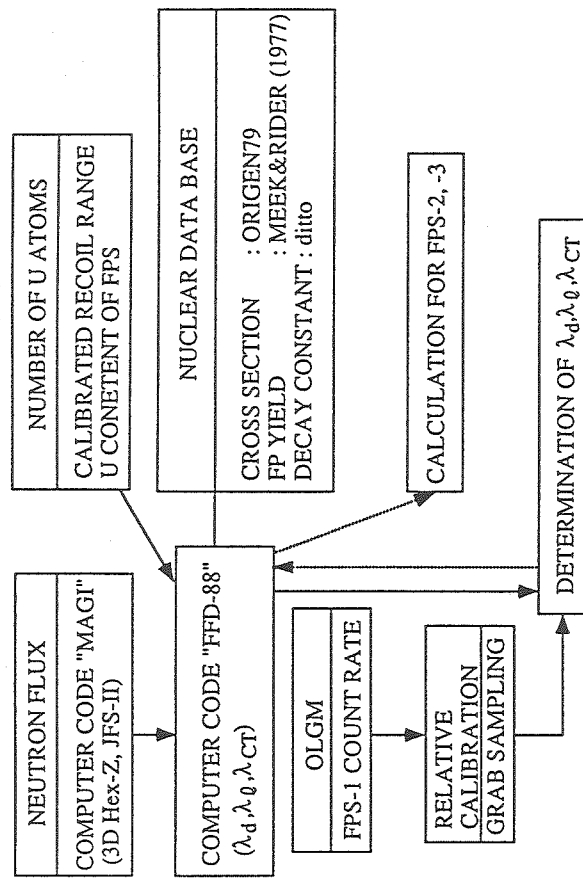


Fig. 6.26 Calculation Flow of FP Activity in the Cover Gas

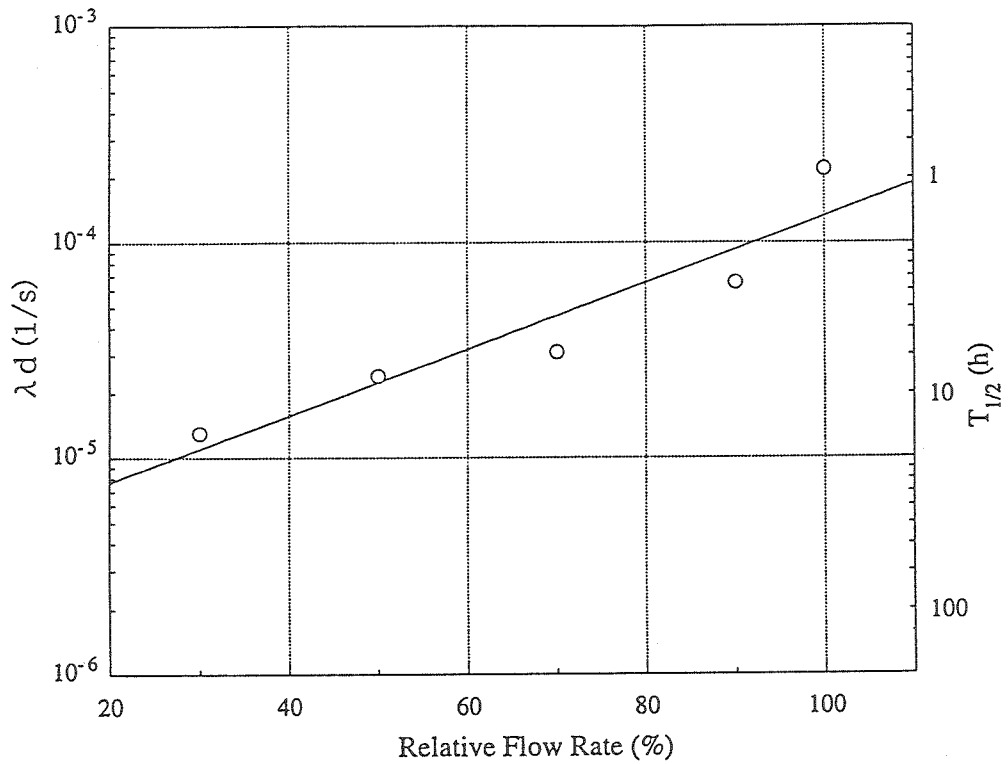


Fig. 6.27 Disengagement-Rate Constants depending on Primary Coolant Flow Rate

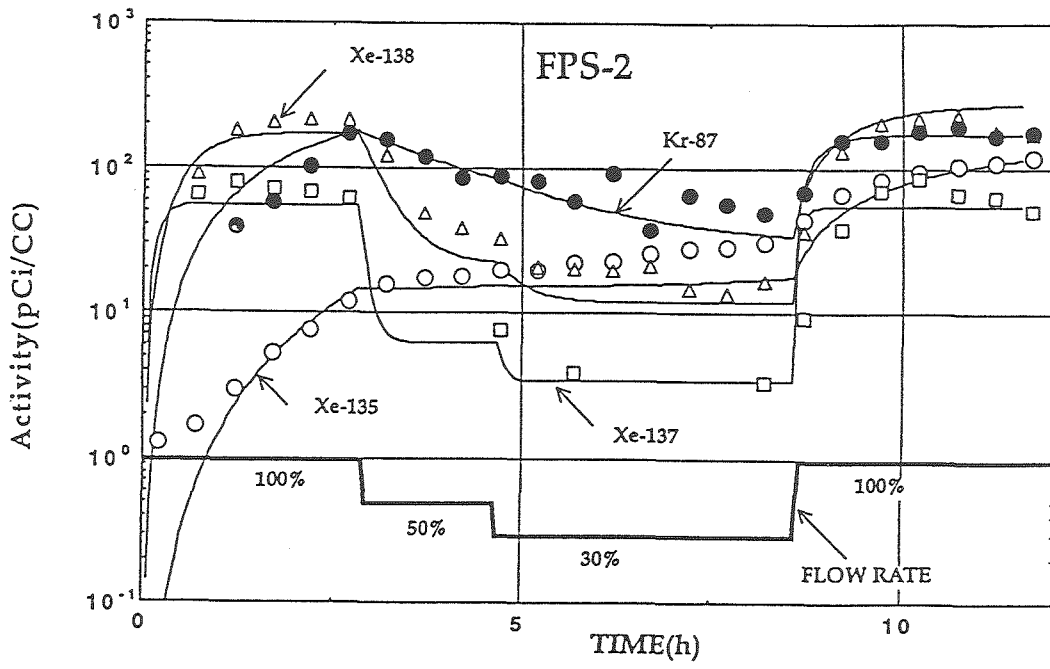


Fig. 6.28 Comparison of Measured and Calculated Activities of FP in Cover Gas

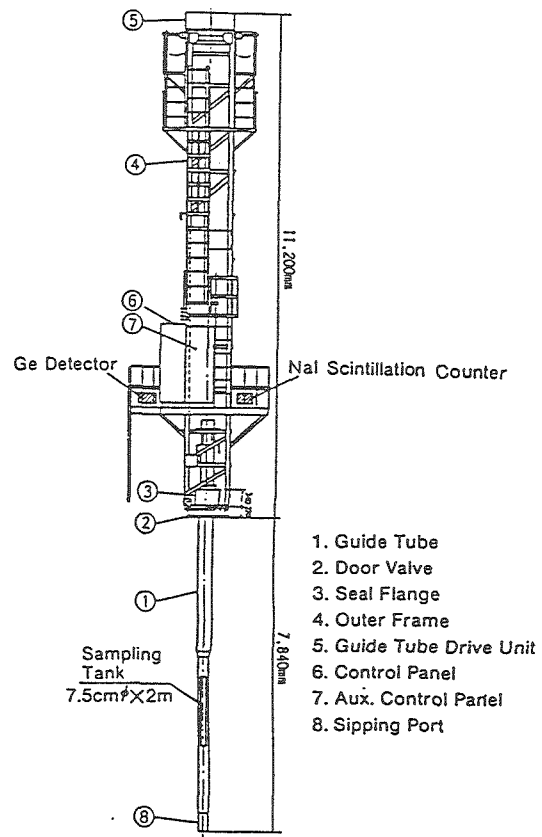


Fig. 7.1 Overview of FFDL System

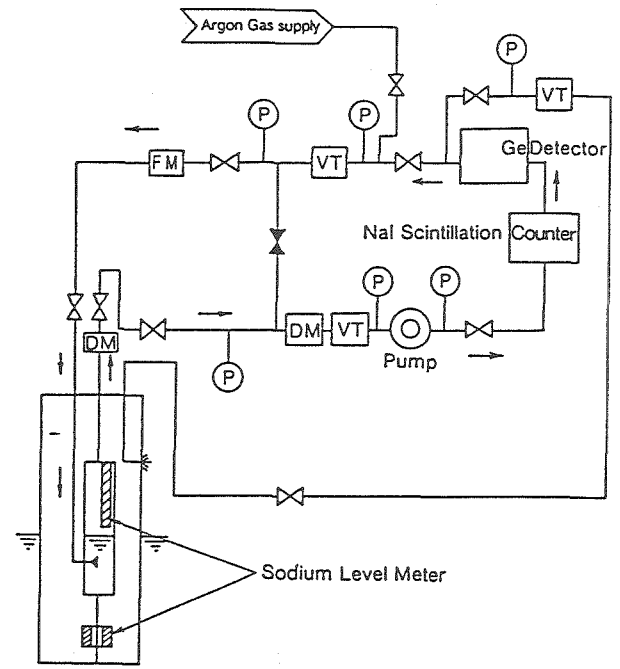


Fig. 7.2 Flow Diagram of Gas Circulation Unit

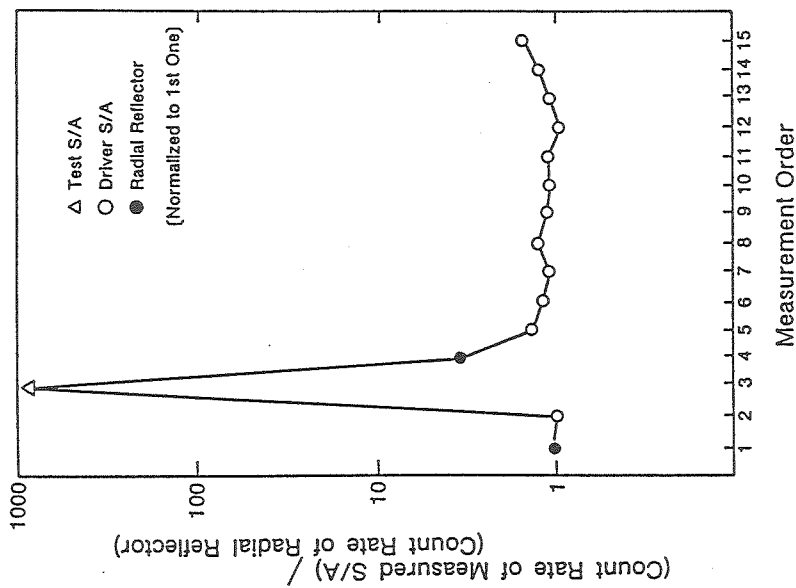


Fig. 7.5 Relative Count Rate of ¹³³Xe Gamma-ray (Photo Peak at 81keV) from Examined Subassemblies

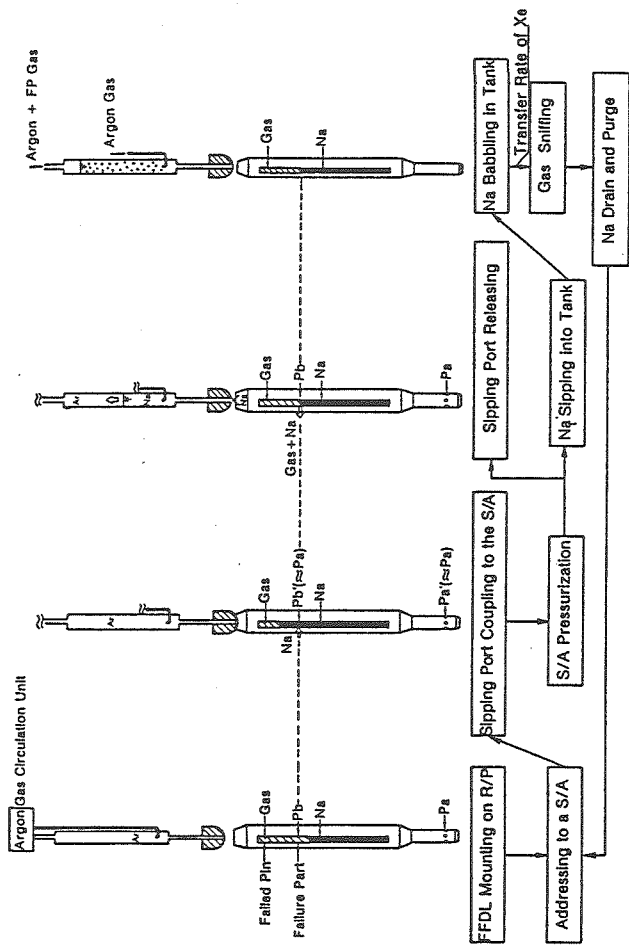


Fig. 7.3 Slipping and Sniffing Mechanisms of FFDL

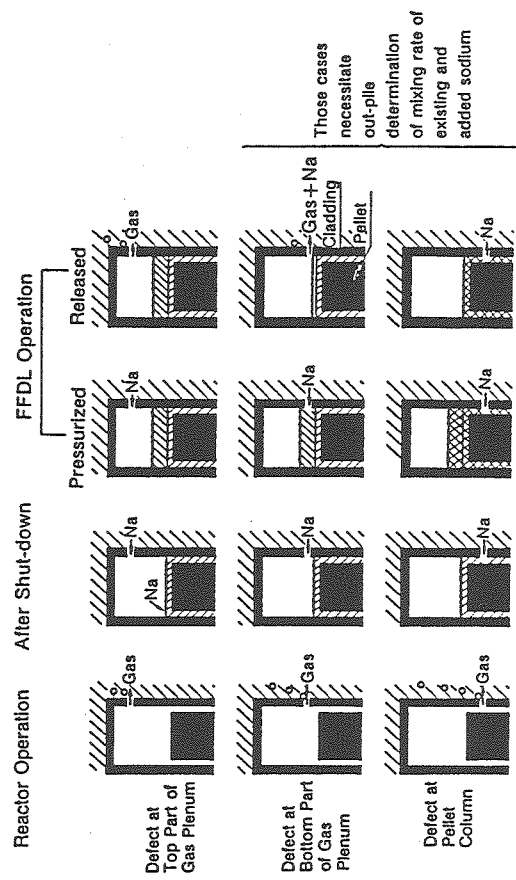


Fig. 7.4 Three Possible Locations of Breaching and the FP Extraction Mechanisms by FFDL Operation

Tag Gas Specifications

Tag Gas Volume (cc)		
Xe	Kr	He
0.77	3.1	52~62
Xe Isotope Ratio		Kr Isotope Ratio
124/129 = 0.038		78/84 = 0.022
126/129 = 0.053		80/84 = 0.110
128/129 = 0.183		82/84 = 0.260
130/129 = 0.139		83/84 = 0.213
131/129 = 0.720		86/84 = 0.298
132/129 = 0.911		
134/129 = 0.353		
Total Neutron Fluence = $0.77\sim 3.3 \times 10^{21}$ n/cm ²		
released to cover gas region (6.5×10^6 cc)		

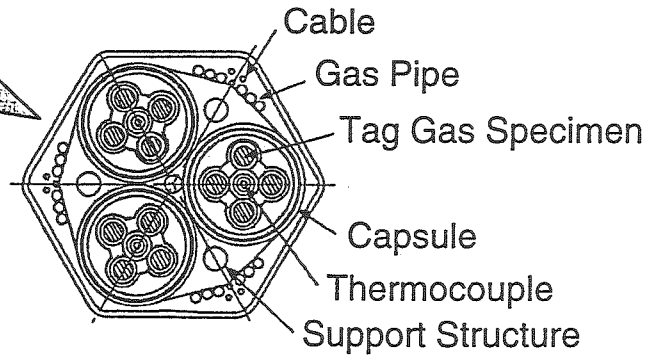
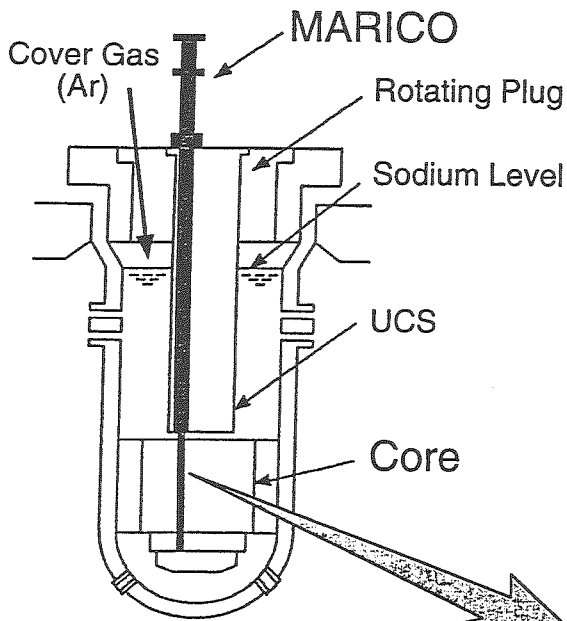


Fig. 7.6 In-Core Tag Gas Release Test in JOYO

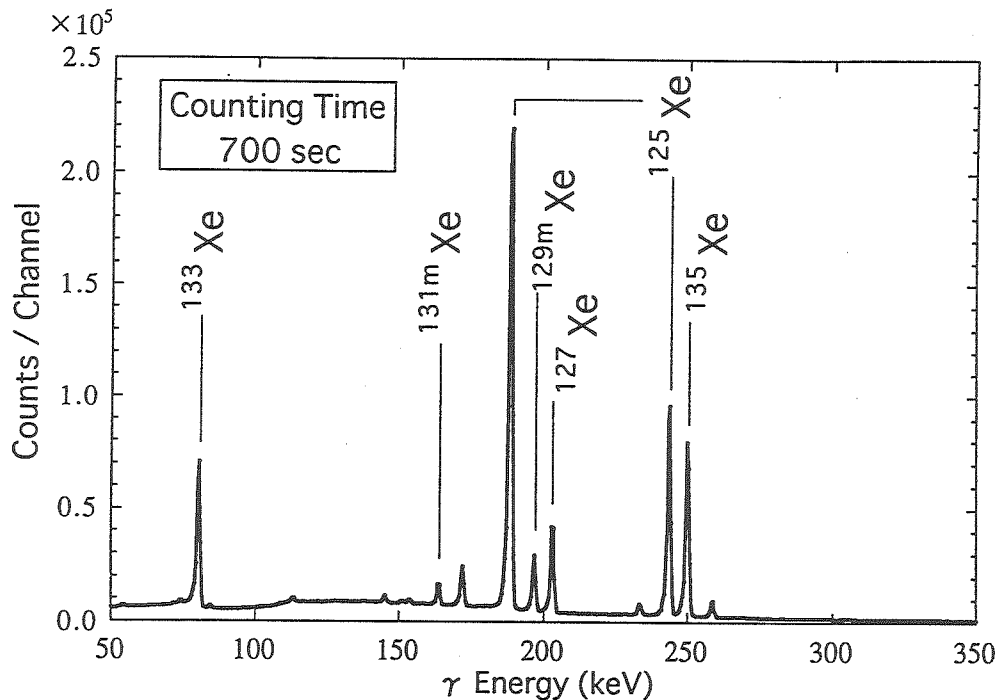


Fig. 7.7 Gamma-ray Spectrum of Cover Gas

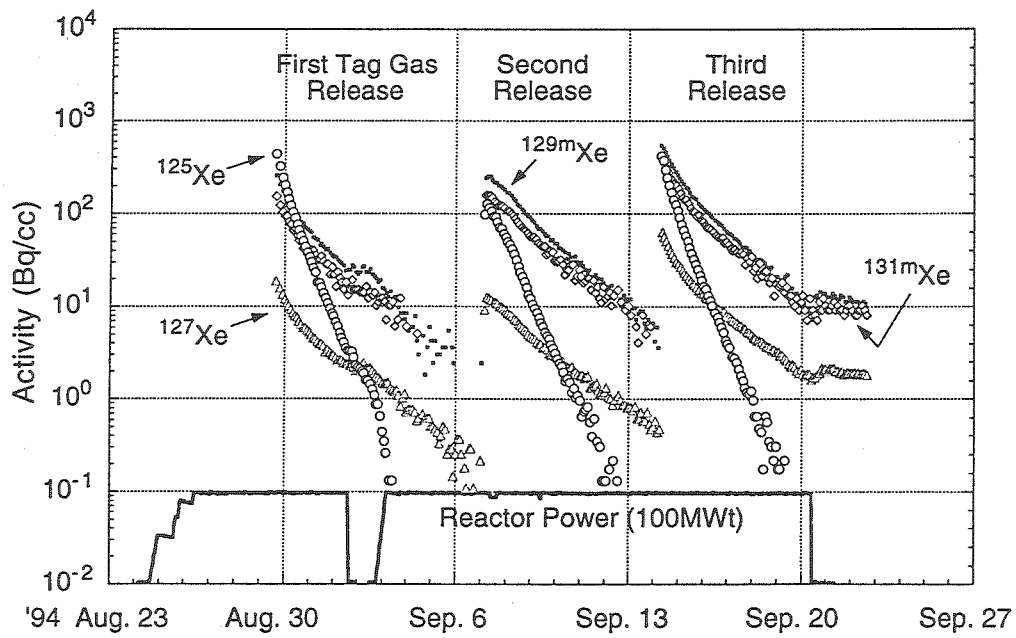
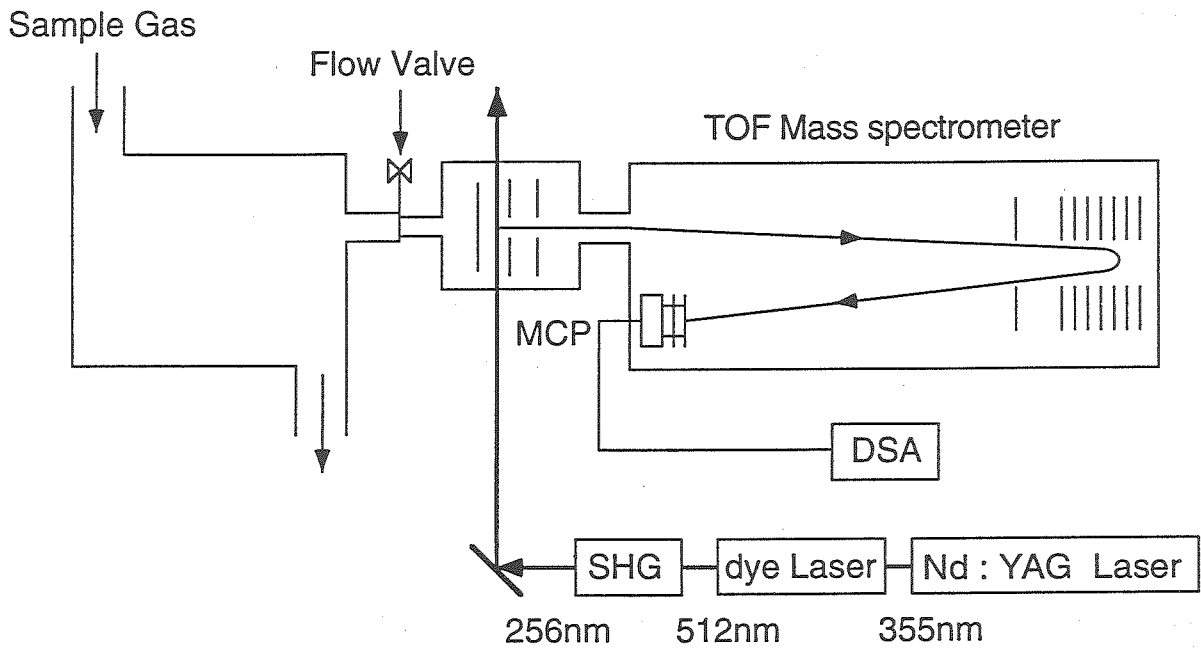


Fig. 7.8 Tag Gas Activity in Cover Gas (29cy)



RIMS : Resonance Ionization Mass Spectrometry

Fig. 7.9 Block Diagram of RIMS System with TOF Mass Spectrometer

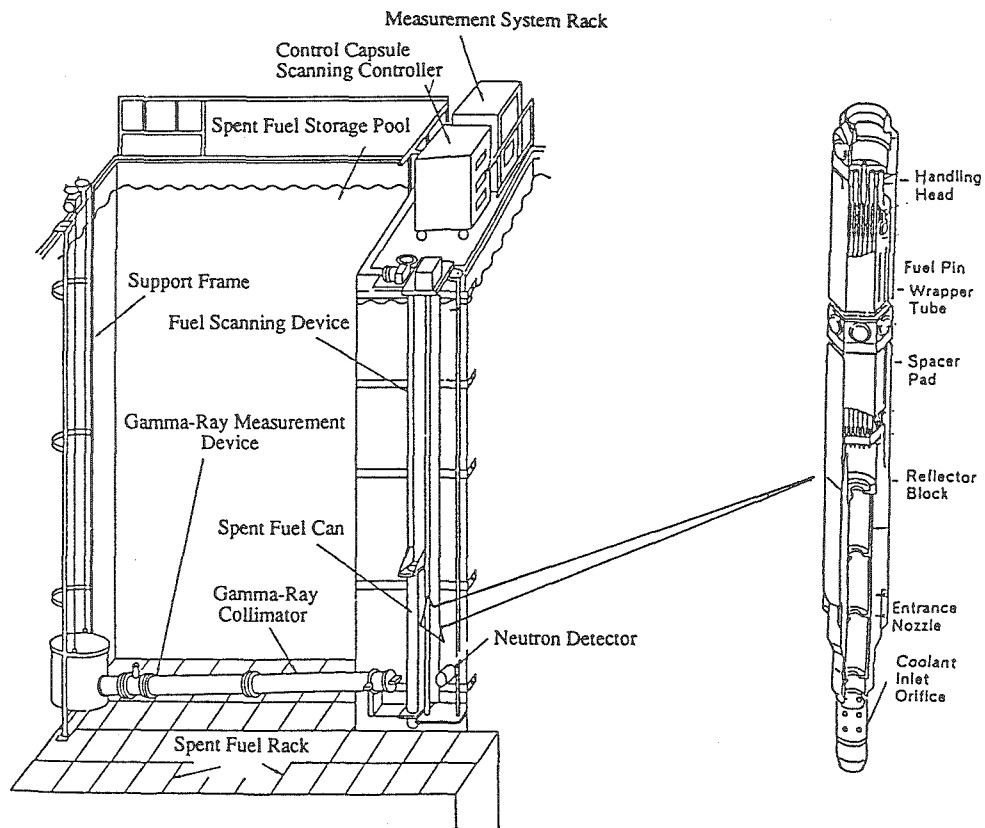


Fig. 8.1 Schematic Diagram of Scanning Device Arrangement at Gamma-Neutron Scanning Test

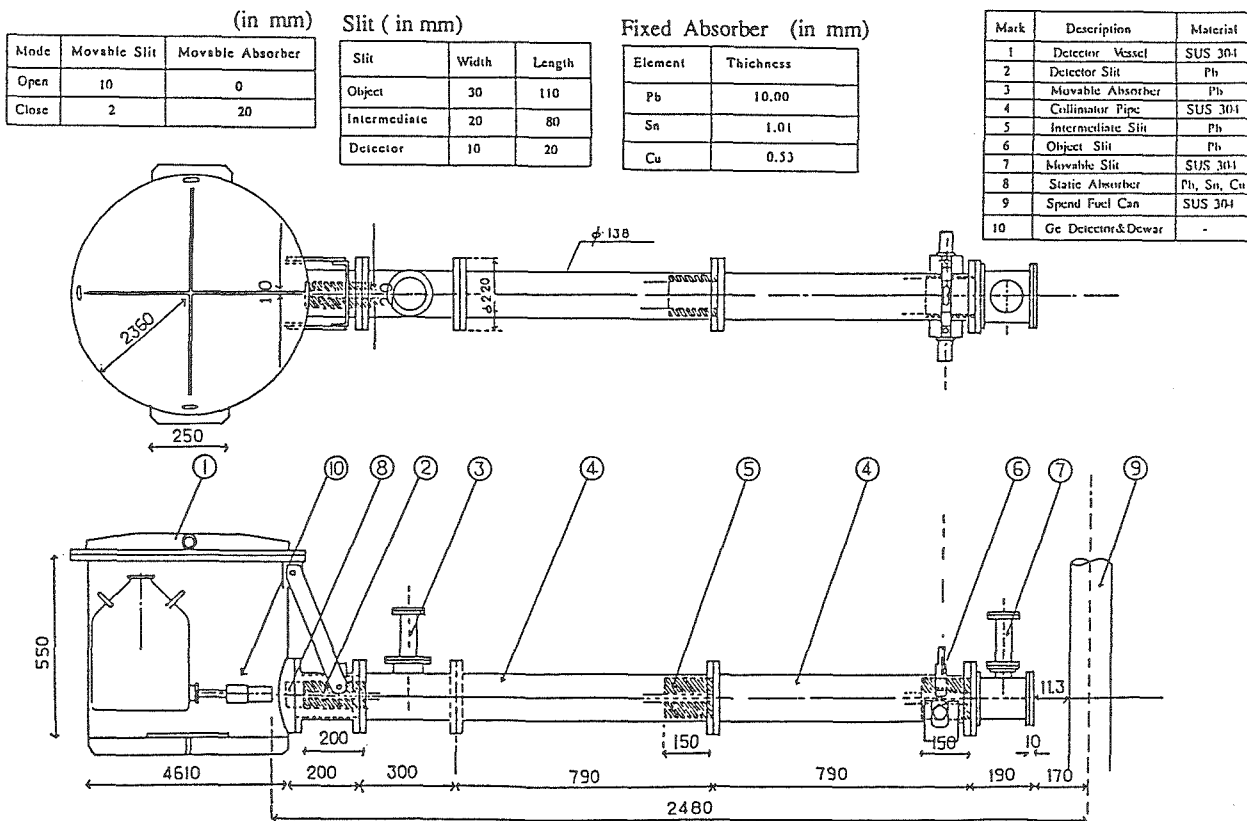


Fig. 8.2 Schematic Diagram of Collimation System

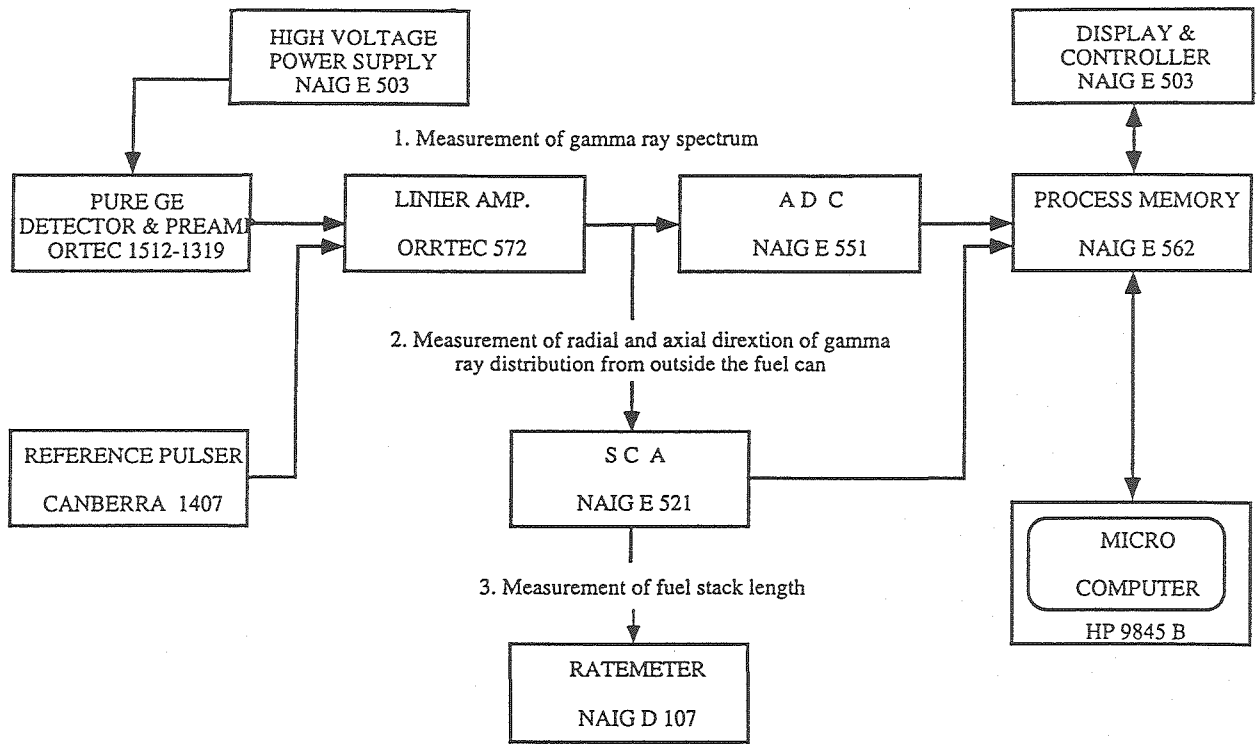


Fig. 8.3 Electronic Block Diagram of Gamma-ray Instrumentation for Measuring of Spent Fuel Subassembly

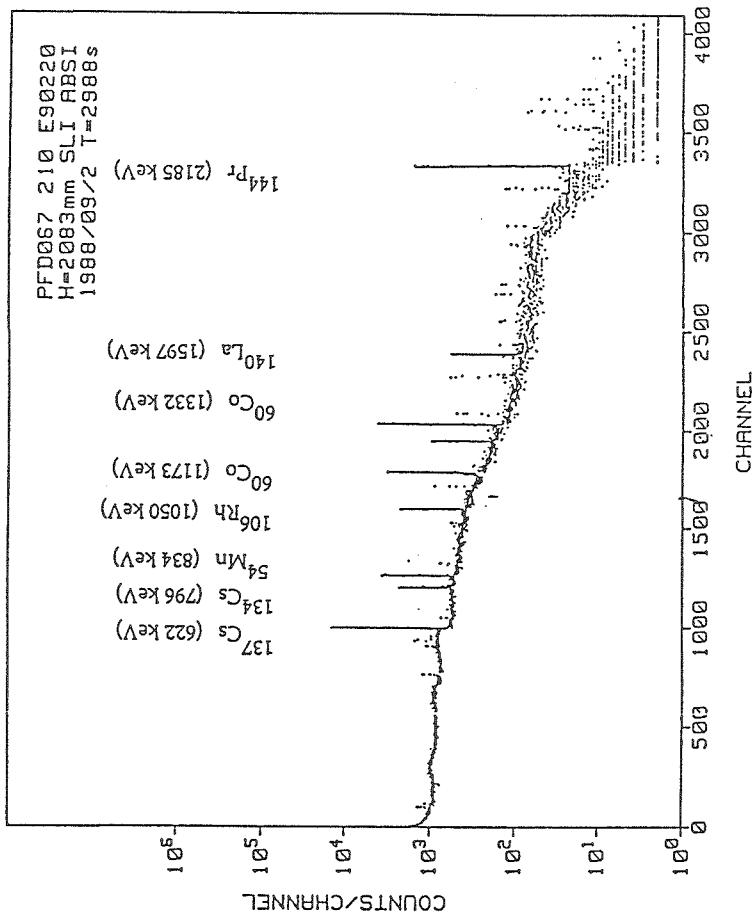


Fig. 8.4 Typical Gamma-ray Spectrum of Spent Fuel Subassembly

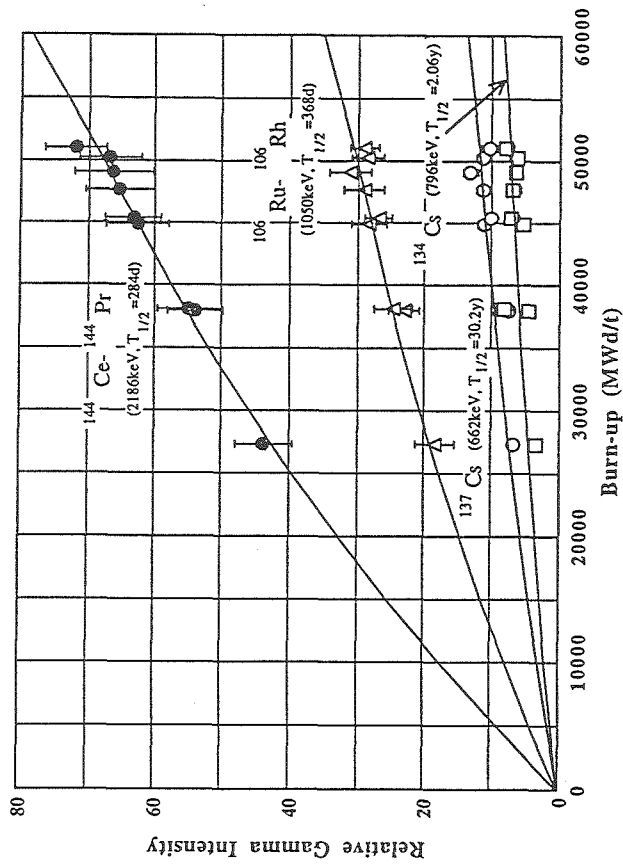


Fig. 8.5 Relation between Measured Activity and Burn-up Calculated by MAGI

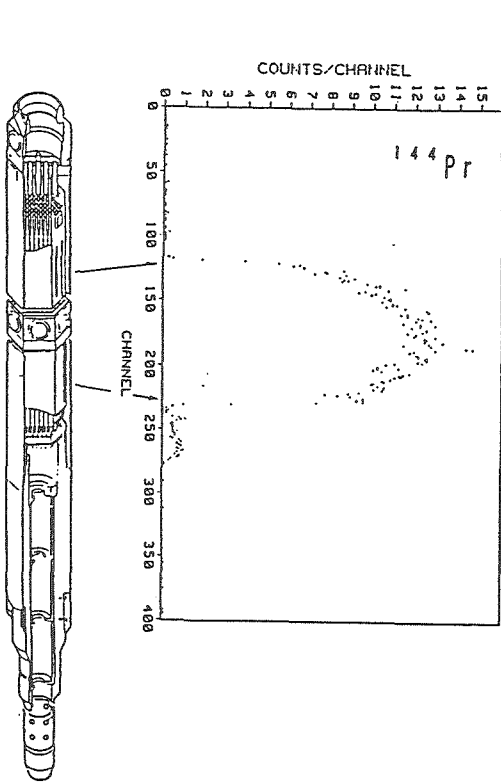


Fig. 8.6 Axial Distribution of ^{144}Pr

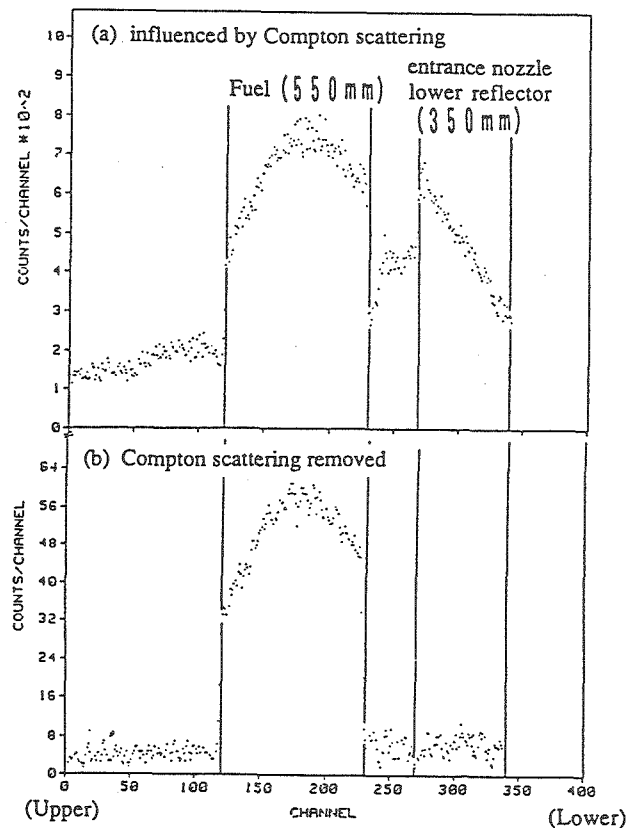


Fig. 8.7 Axial Distribution of ^{137}Cs for PFD024 S/A before and after Correction of Compton Scattering

- (1) Measurement of gamma ray spectrum at fixed position
- (2) Discrimination of photo peak area, net area and main background (BG) area
- (3) Determination of sub-BG area by considering sub-BG area equal to main BG area
- (4) Measurement of axial distribution with photo peak area
- (5) Measurement of the same as (4) on sub-BG area
- (6) Subtraction (5) from (4)

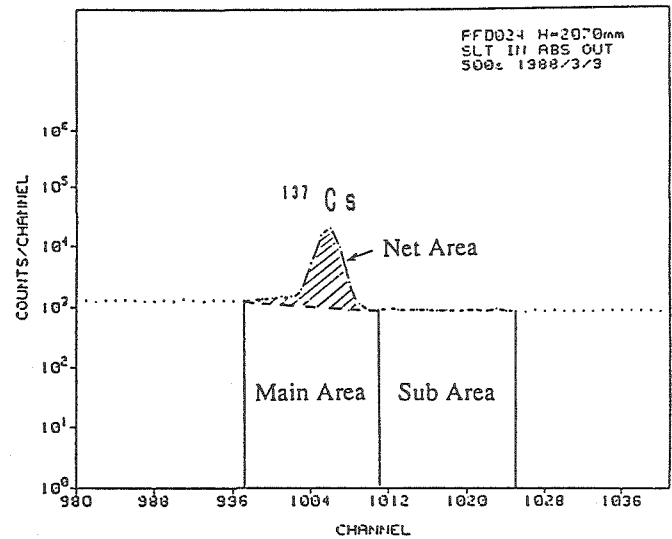


Fig. 8.8 Correction Method of Compton Scattering Effect

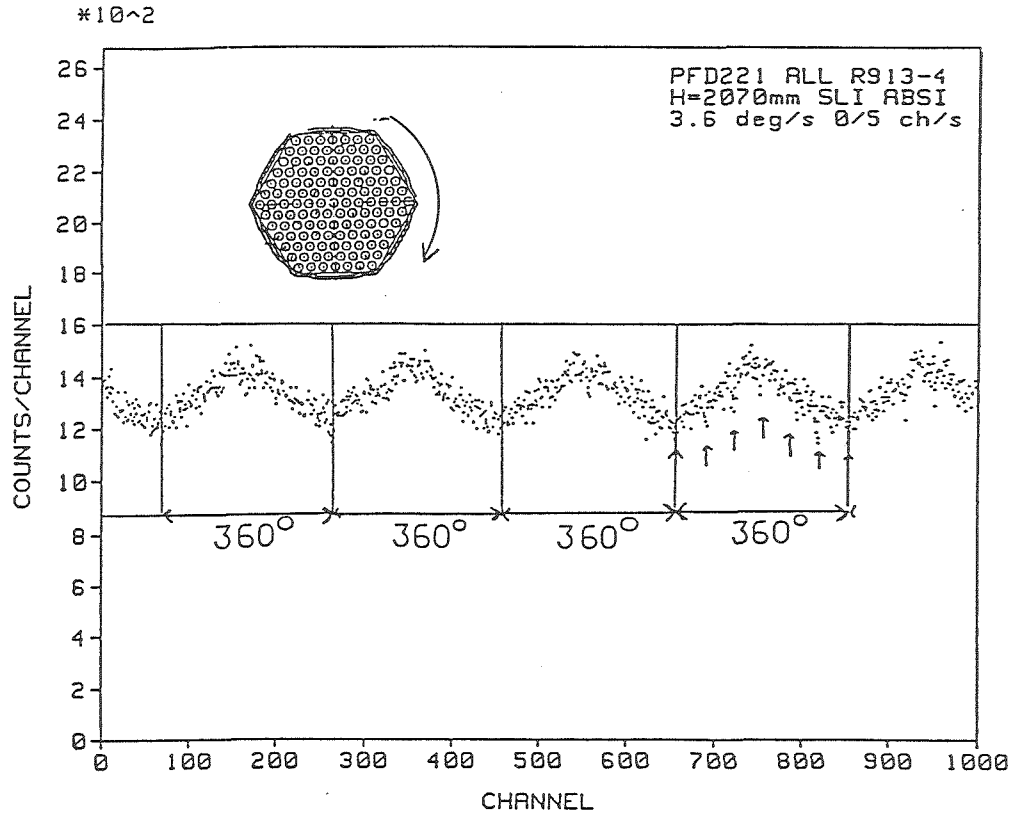


Fig. 8.9 Circumferential Distribution of Gamma-ray Intensity at the Fuel Center Level

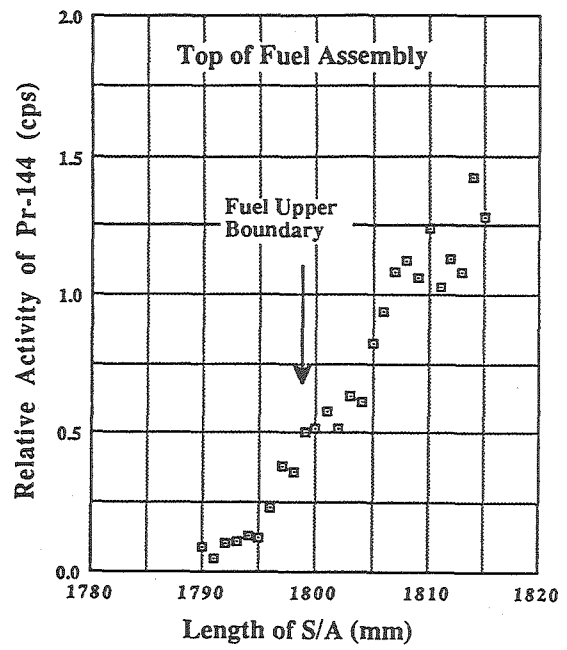
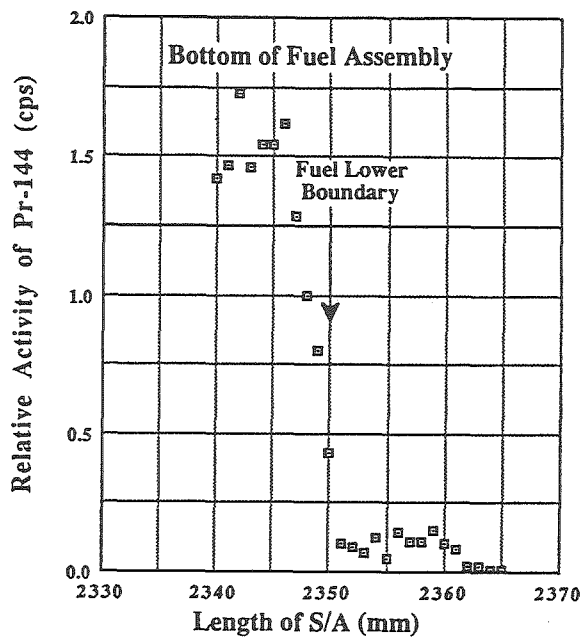


Fig. 8.10 Relative Activities at Top and Bottom of Fuel Stack

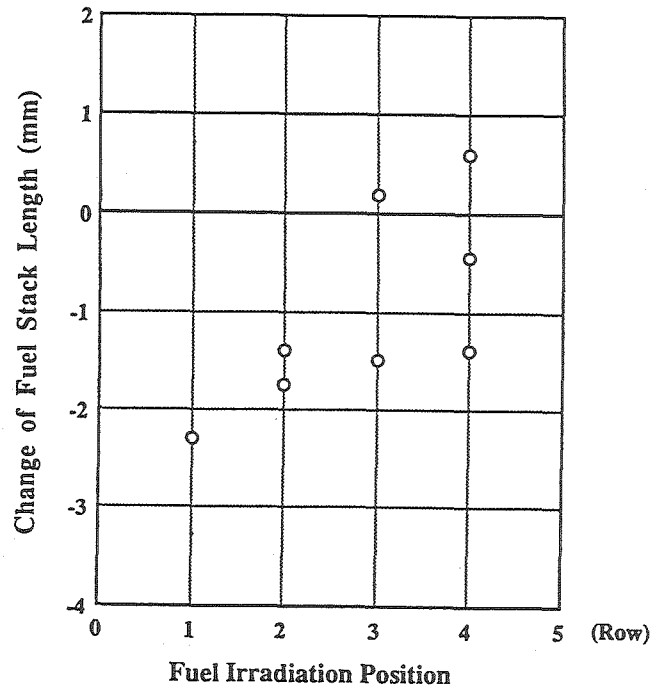


Fig. 8.11 Changes of Fuel Stack Length

Table 9.5 Neutron Intensity of Individual Nuclide (by MAGI Calculation)

Nuclide	Neutron Intensity (n/s/Subassembly)		Ratio (%)
	(α, n) Reaction	Total	
²³⁸ Pu	2.8×10^5	3.2×10^5	11.0
²³⁹ Pu	8.3×10^4	8.3×10^4	2.85
²⁴⁰ Pu	1.2×10^5	7.3×10^5	25.1
²⁴² Pu	---	1.3×10^5	4.62
²⁴¹ Am	2.0×10^5	2.0×10^5	6.81
²⁴² Cm	4.8×10^3	2.8×10^4	0.96
²⁴⁴ Cm	1.2×10^4	1.4×10^6	48.6
Total	6.9×10^5	2.9×10^6	100

Table 9.1 Outline of Measured Spent Fuel Subassembly

Fuel Composition	²³⁵ U Enrichment : 17.5 % Pu Content : 26.8 %
Irradiation Condition	Core Resident Period : 1989.5.8 ~ 1992.6.17
	1) $\phi_{total} : 3.4 \times 10^{15}$ n/cm ² /s Irradiation Days : 181 days (at the Second Row)
	2) $\phi_{total} : 2.6 \times 10^{15}$ n/cm ² /s Irradiation Days : 240 days (at the Fourth Row)
Φ_{total}	1.07×10^{23} n/cm ² (Subassembly Averaged)
Burnup	62,500MWd/t (Subassembly Averaged)
Cooling Time	1,900 days (Measured Date : 1997.8.30)

Table 9.2 Condition of Detector Response Calculation

Calculation Code	MCNP-4A
Cross Section	FSXLIB(JENDL-3.2)
Neutron Source Spectrum	Spontaneous Fission Watt Type (²⁴⁴ Cm) (α, n) Reaction α -ray Energy : 5.5MeV
History	5,000,000
FSD	Less than 1% for Detector Responses

Table 9.3 Condition of Neutron Flux and Burnup Calculation

Item	MAGI
Cross Section	JFS-3-J2(JENDL-2)
Geometry	3D Hex-Z
Energy Group	7
Flux Calculation	Diffusion
Burnup Calculation	Matrix Exponential

$$(R_i) = (M_{ij})(S_j) \rightarrow (S_j) = (M_{ij})^{-1}(R_i)$$

R_i : Neutron Counting Rate (cps)

R_j : Neutron Intensity (n/s)

M_{ij} : Response Matrix

Fig. 9.2 Neutron Detector Response Matrix

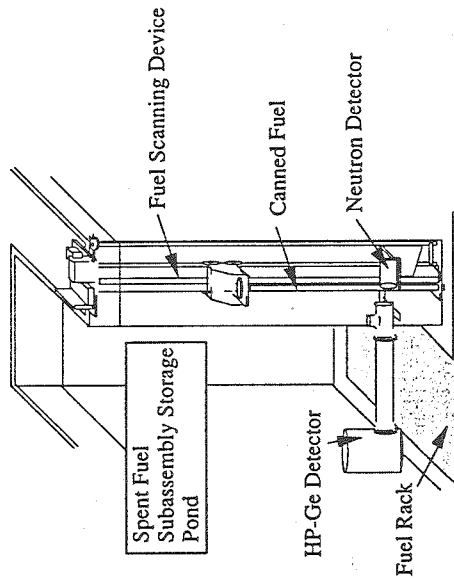


Fig. 9.1 Schematic Diagram of Measurement System

Table 9.4 Comparison of Neutron Intensity

Neutron Intensity (n/s/Subassembly)	C/E
Measurement	MAGI + ORIGEN2
2.39×10^6	2.91×10^6
	1.22

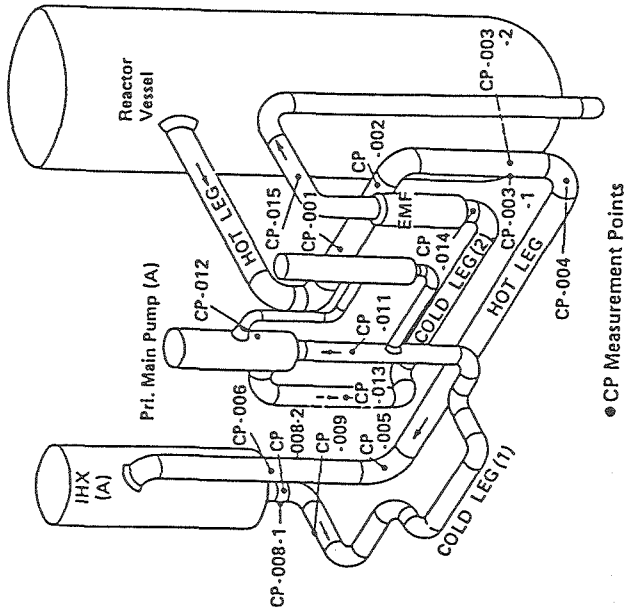


Fig. 10.1 Measurement Points for CP Deposits

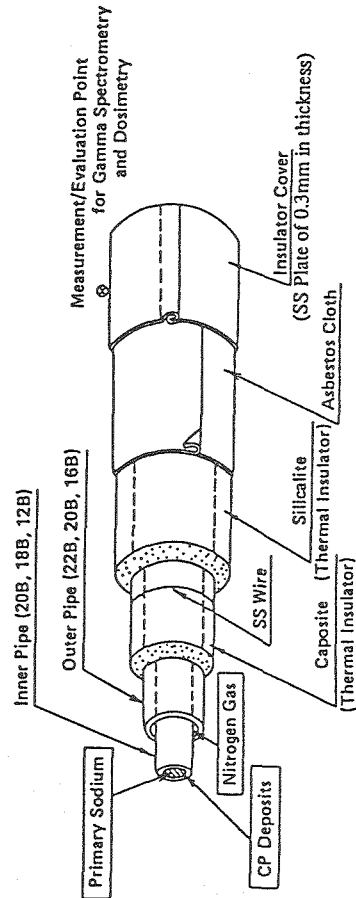


Fig. 10.2 Geometrical Layout of Measurement Points and Sodium Pipe

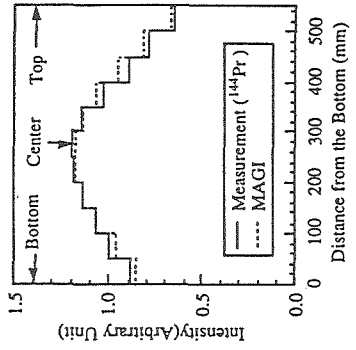


Fig. 9.3 Axial Burnup Distribution

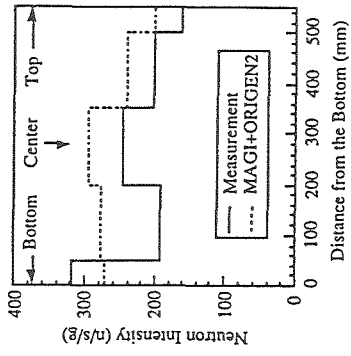


Fig. 9.4 Axial Neutron Intensity Distribution

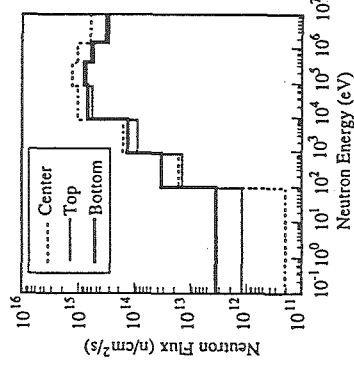


Fig. 9.5 Comparison of Neutron Spectrum

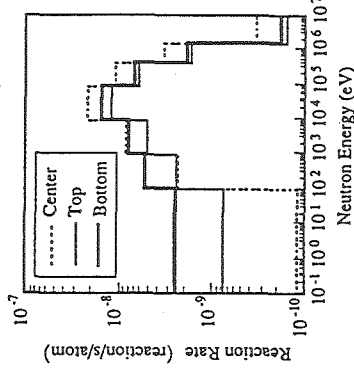


Fig. 9.6 Comparison of ²⁴²Am(n, γ) Reaction Rate

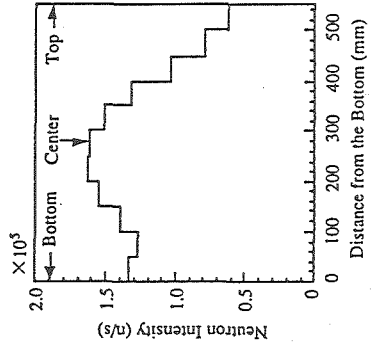


Fig. 9.7 Axial Neutron Intensity Distribution from ²⁴⁴Cm

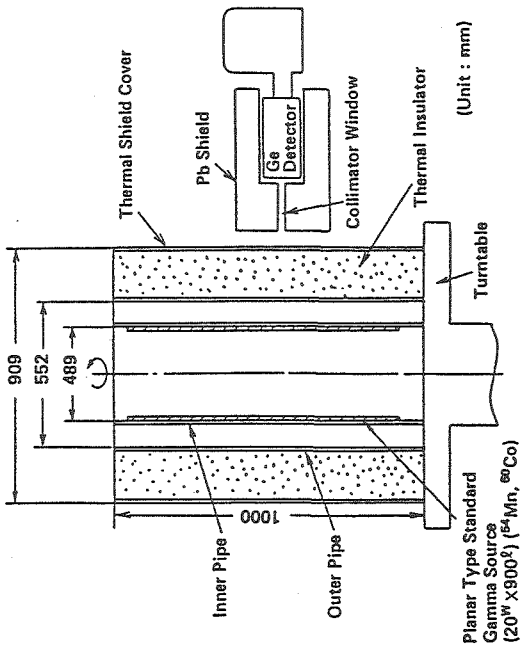


Fig. 10.3 Pipe Mock-up Arrangement for Calibration of CP Measurement System

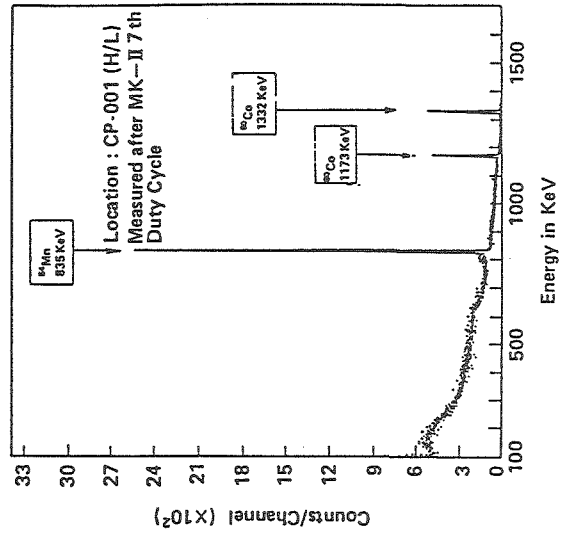


Fig. 10.4 Typical Gamma-ray Spectrum of CP

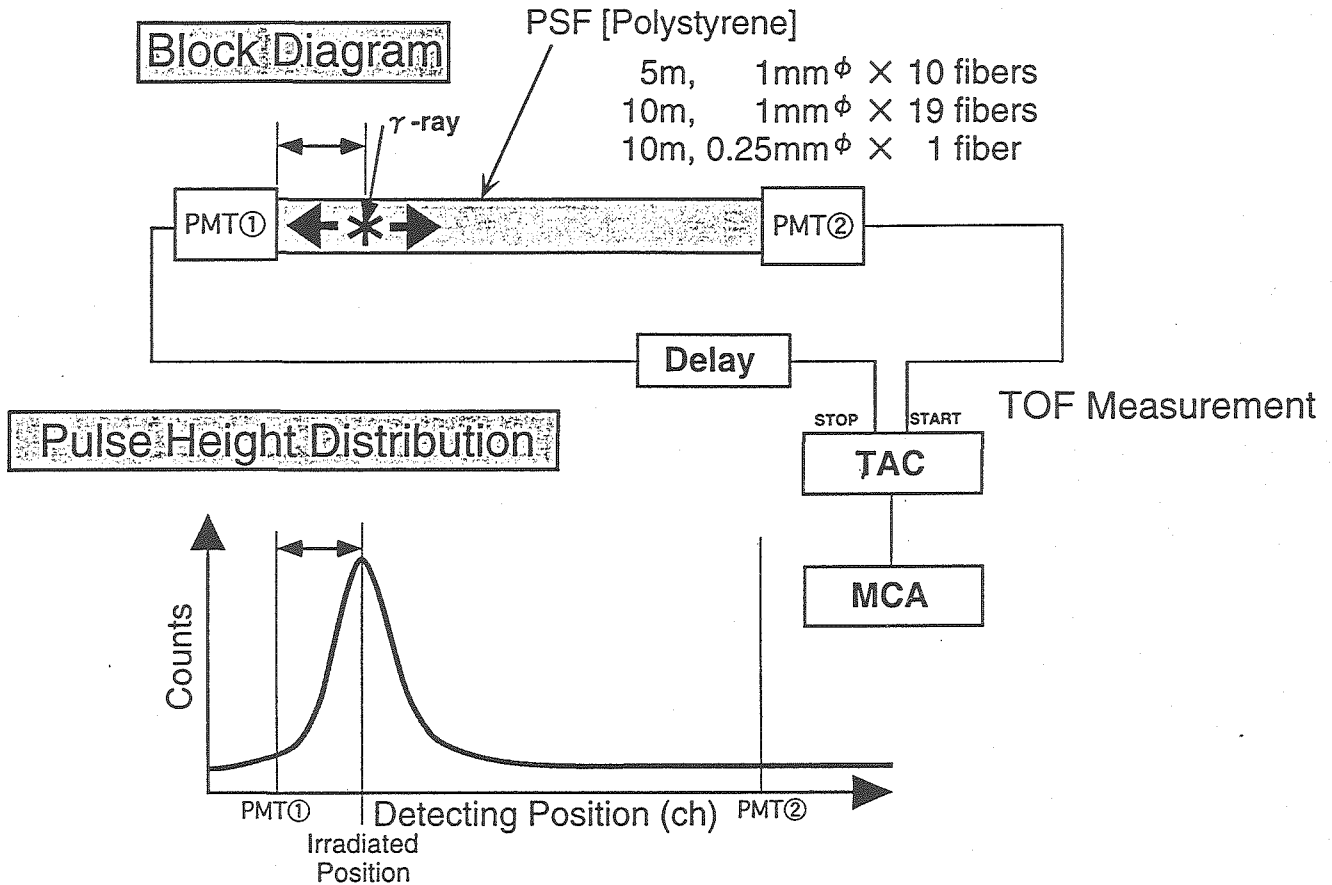


Fig. 10.5 Schematic Diagram of PSF

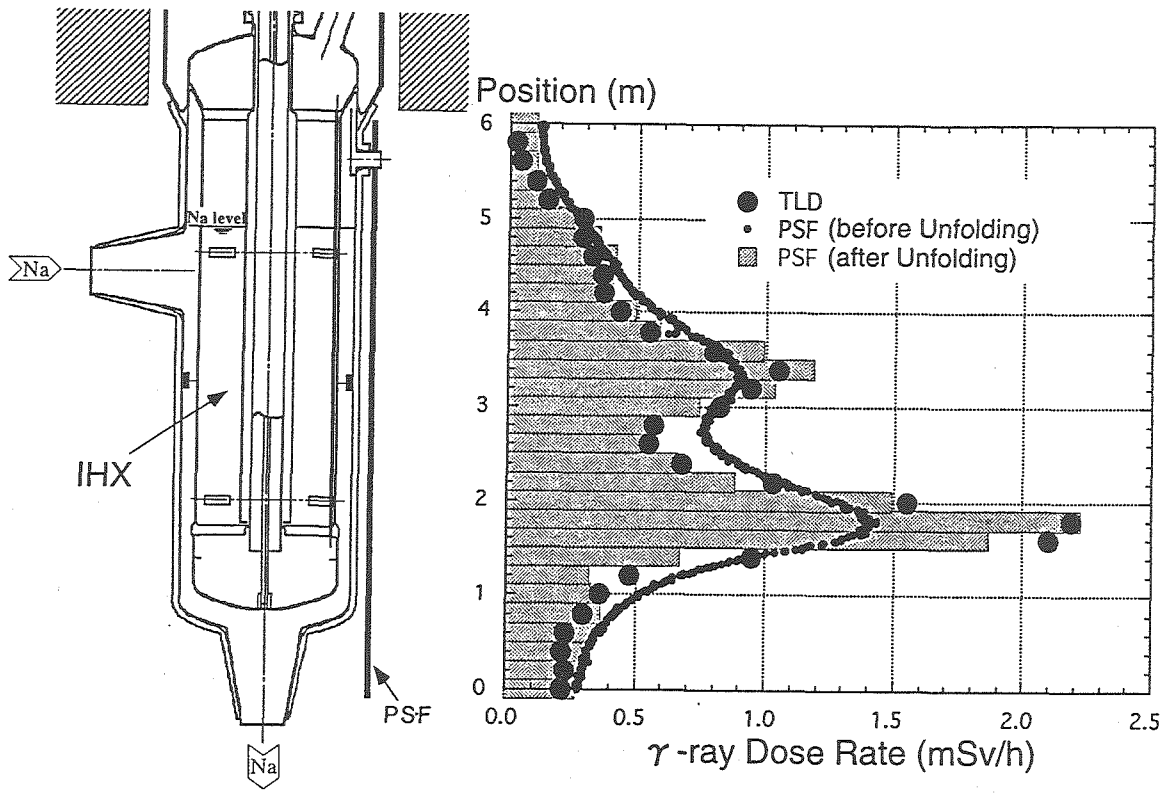


Fig. 10.6 γ -ray Dose Rate Profile of IHX (A)

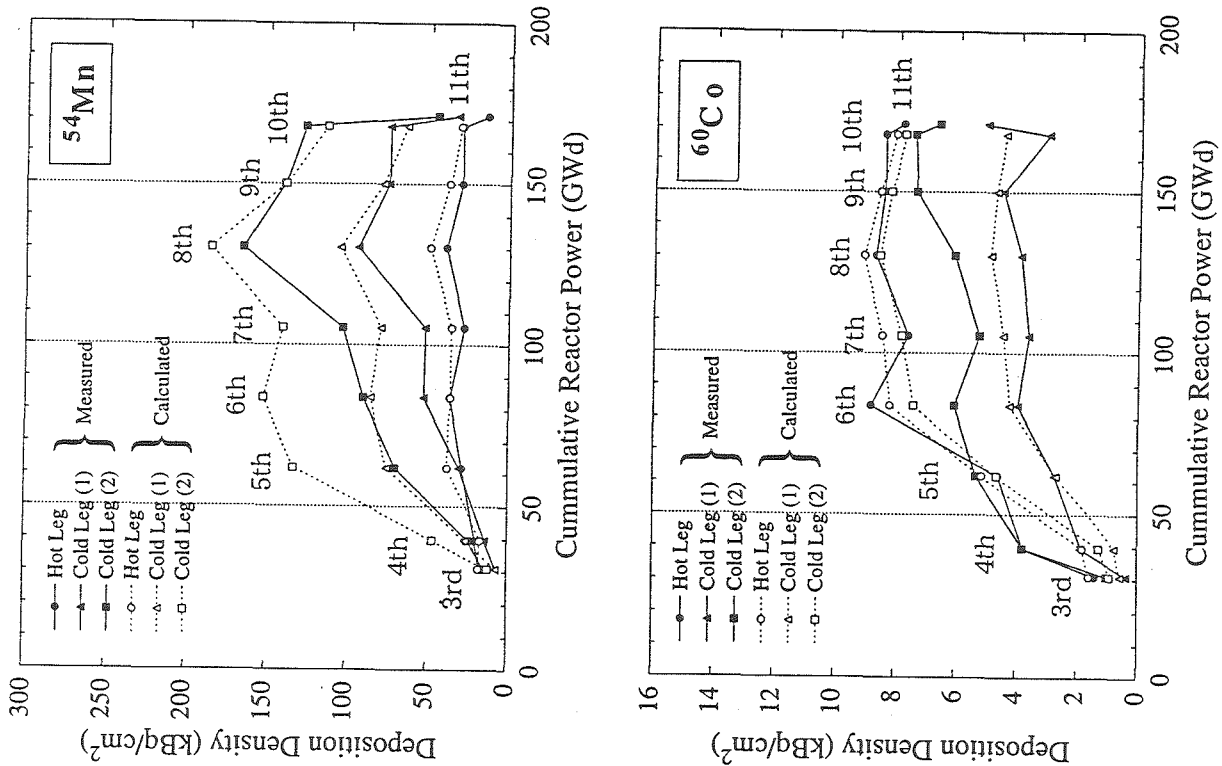


Fig.10.7 Comparison of Measured and Calculated CP Build-up in Primary Main Cooling Piping (A)

Improvement of FFD System and Plant Operation Procedure in JOYO

Chikara ITO

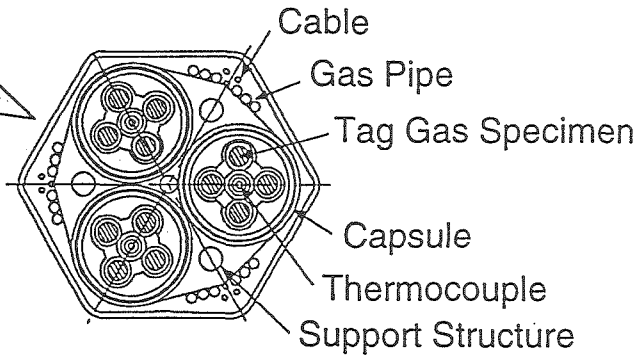
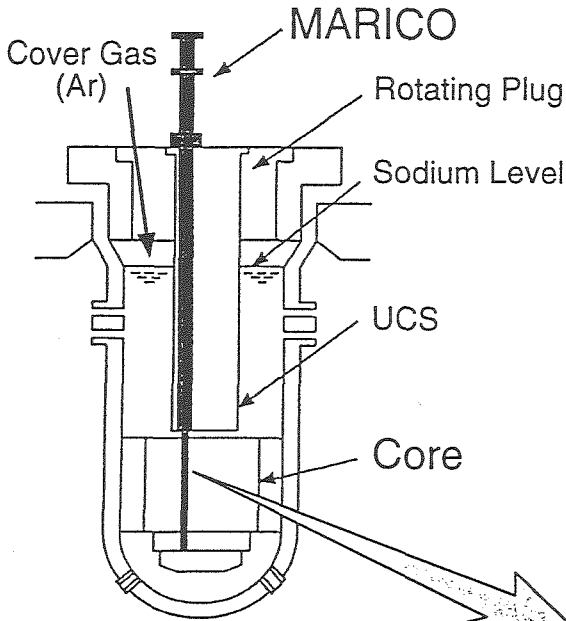
Experimental Reactor Division
Oarai Engineering Center
PNC

Objectives

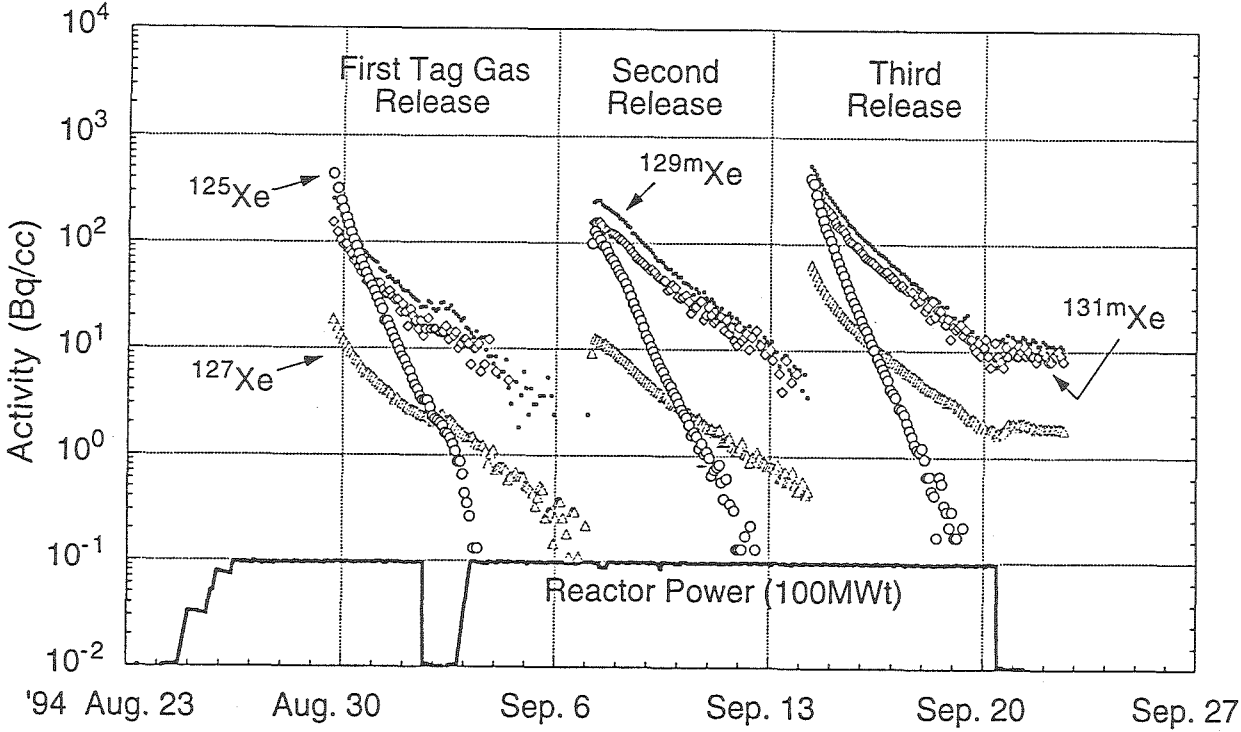
1. To Develop Accurate and Reliable FFDL
2. To Optimize Plant Operation Procedure

Tag Gas Specifications

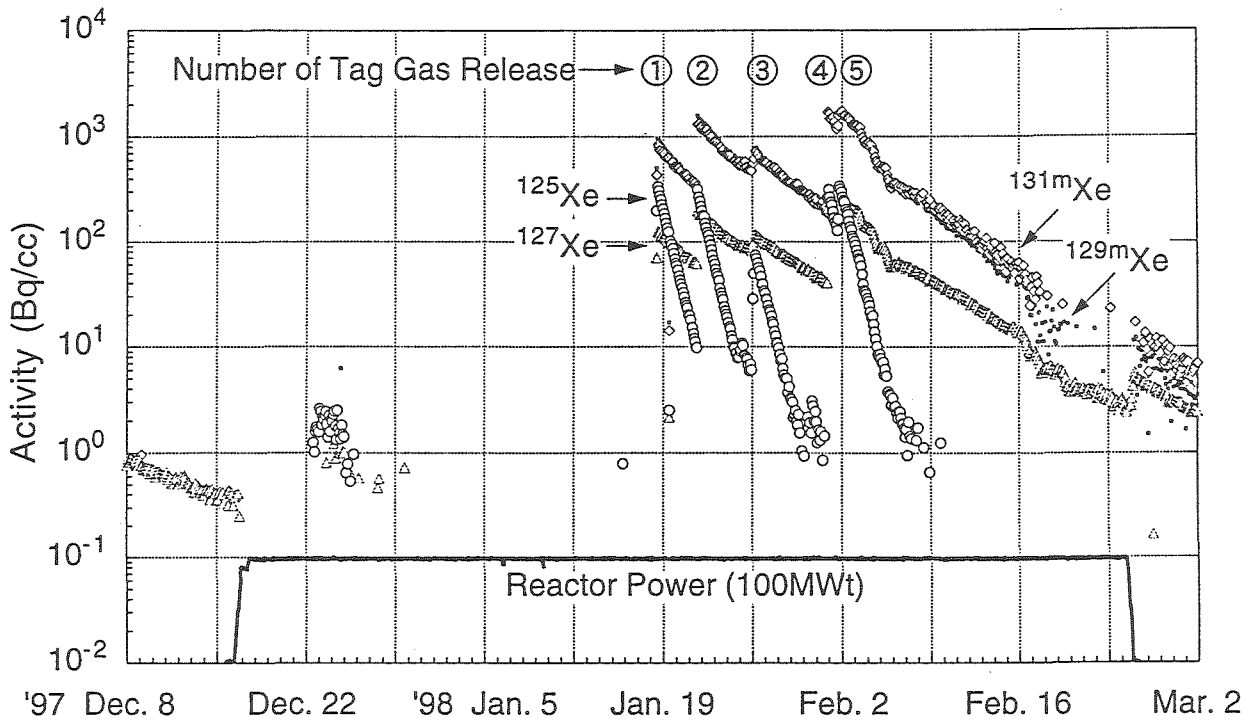
Tag Gas Volume (cc)		
Xe	Kr	He
0.77	3.1	52~62
Xe Isotope Ratio		Kr Isotope Ratio
124/129 = 0.038		78/84 = 0.022
126/129 = 0.053		80/84 = 0.110
128/129 = 0.183		82/84 = 0.260
130/129 = 0.139		83/84 = 0.213
131/129 = 0.720		86/84 = 0.298
132/129 = 0.911		
134/129 = 0.353		
Total Neutron Fluence = $0.77\sim 3.3 \times 10^{21}$ n/cm ²		
released to cover gas region (6.5×10^6 cc)		



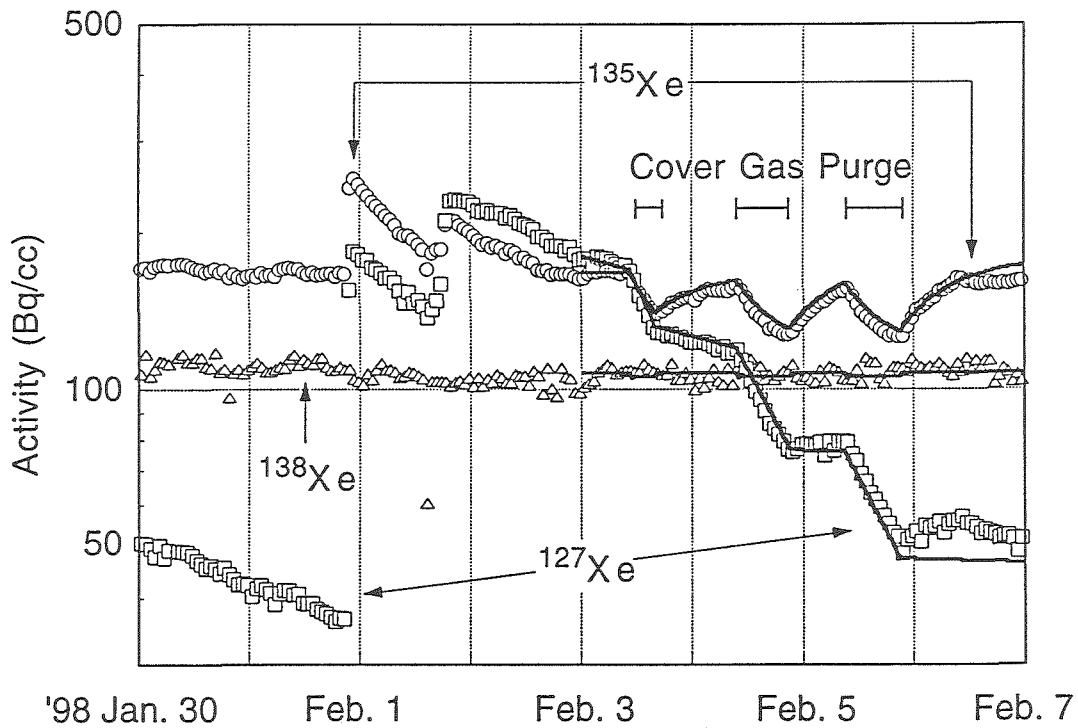
In-Core Tag Gas Release Test in JOYO



Tag Gas Activity in Cover Gas (29cy)



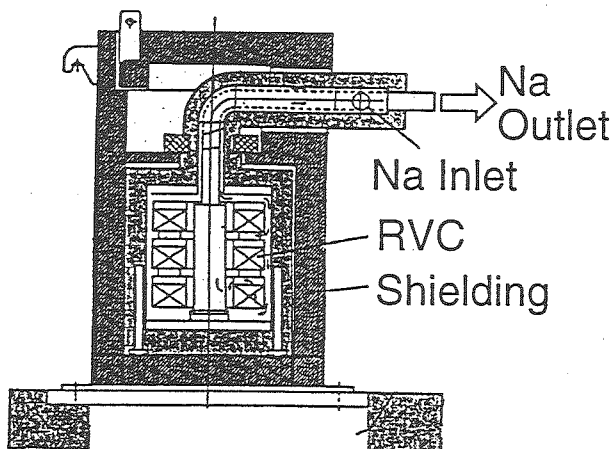
Tag Gas Activity in Cover Gas (32cy)



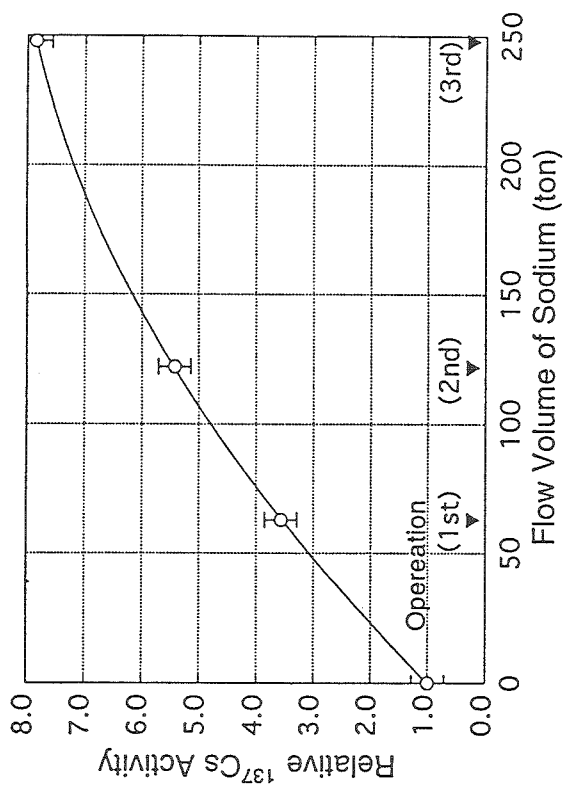
Measured and Simulated Xe Isotope Intensity

Specification of Cs Trap

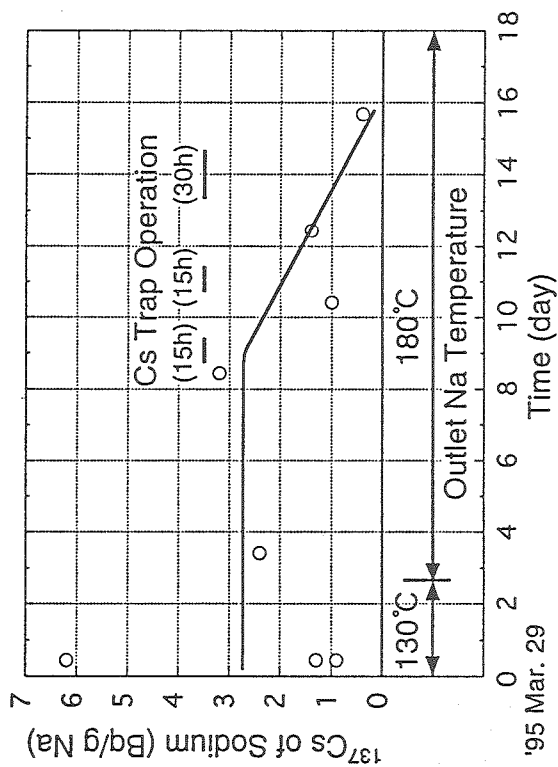
Item	
Trap's Material	Reticulated Vitreous Carbon
• Mesh size	40 holes/cm
• Inventory	4.5 kg
• Compression ratio	5
• Bulk	0.02 m ³
• Surface area	650 m ²
Operating Condition	
• Na Temperature	180 °C
• Na Flow rate	0 ~ 10 ton/h
Activity of Trapped Cs	7.4 TBq



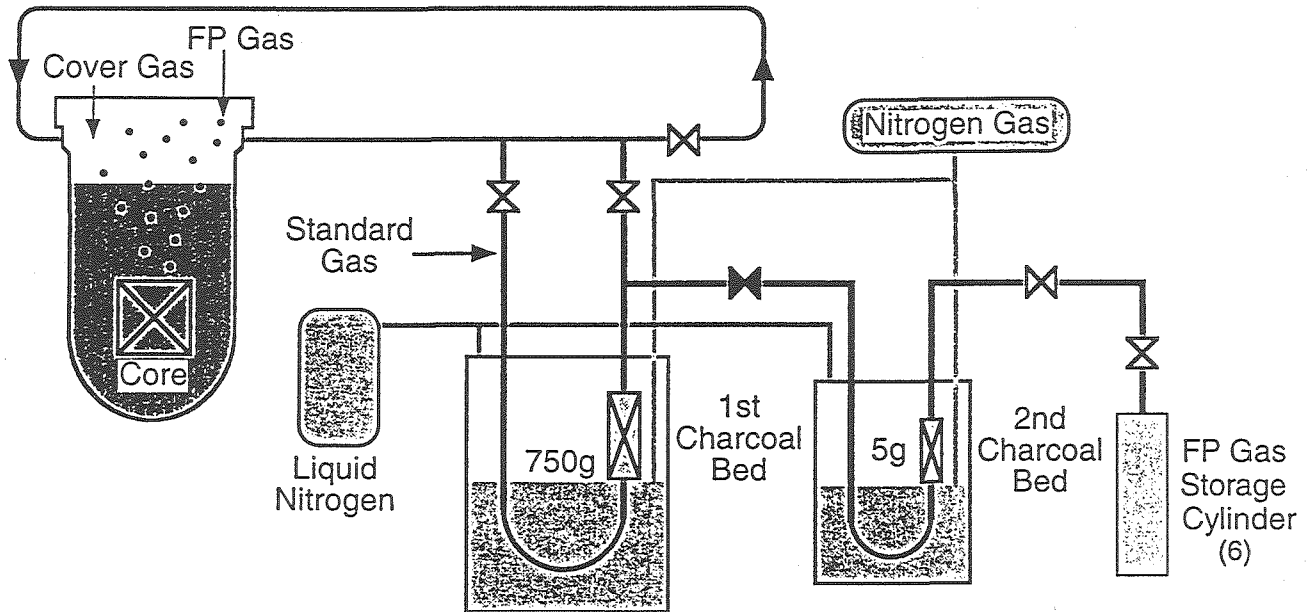
Cross-sectional View of Cs Trap



Relative ¹³⁷Cs Activity in Cs Trap



¹³⁷Cs Activity of Primary Coolant Sodium



Schematic Diagram of CGCS System

Functional Test Result of CGCS

1. Test with FP Gas (Fuel Column Failure Simulation Test)

(Operation Time : 3.7 hr)

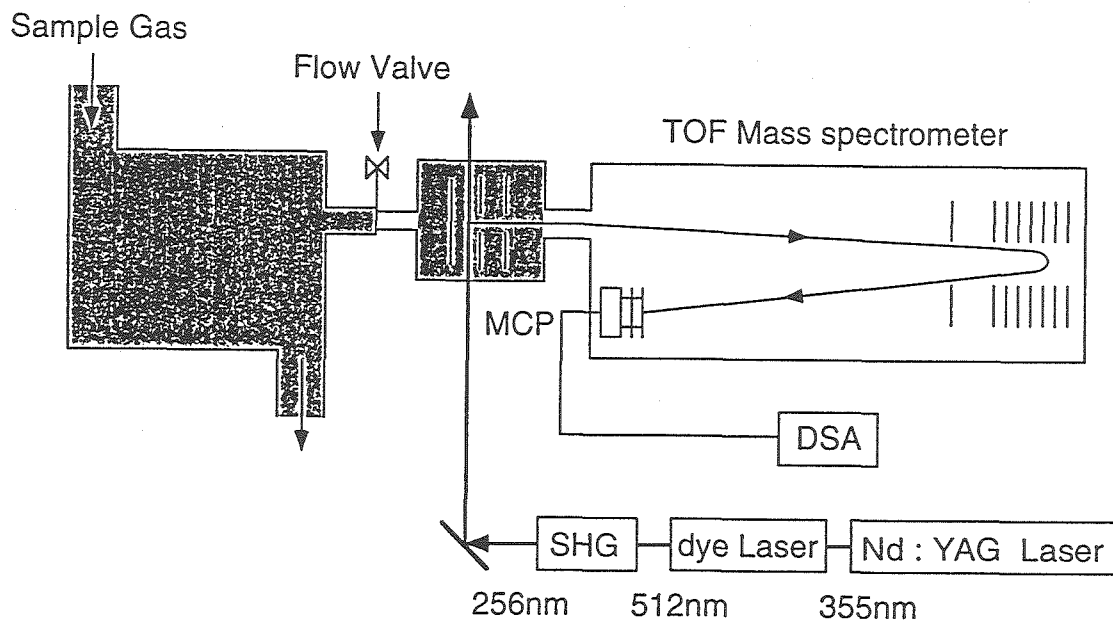
Item	Total Activity of Cover Gas [Bq]		
	^{133m}Xe	^{133}Xe	^{135}Xe
① Before CGCS Operation	1.3×10^9	3.8×10^{10}	1.7×10^{10}
② After CGCS Operation	2.0×10^8	4.5×10^9	2.3×10^9
Collection Ratio (%)	85%	88%	87%
(① - ②) / ①	88% of total activity		

2. Non-radioactive Gas Test

The Collection Ratio was 85~87% for Kr

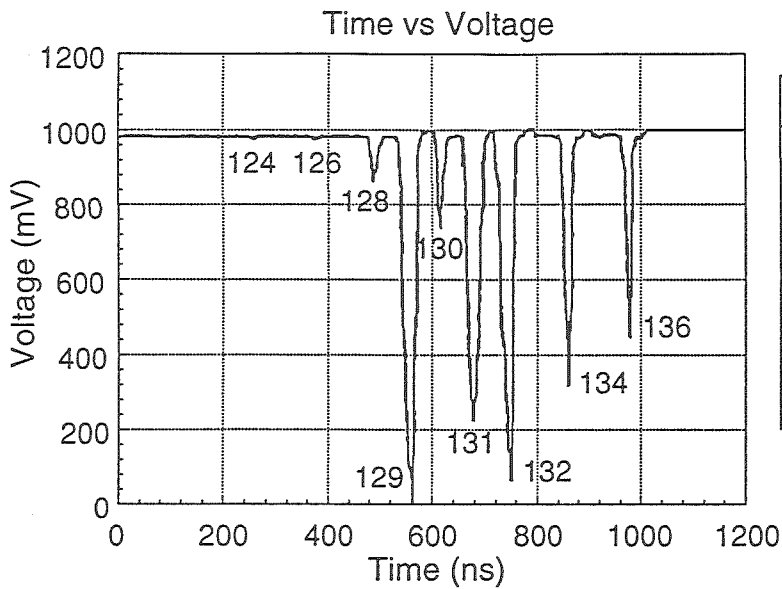
FFDL System Upgrade with Laser System

12



RIMS : Resonance Ionization Mass Spectrometry

Block Diagram of RIMS System with TOF Mass Spectrometer



Mass Spectrum of Natural Xe by RIMS

Comparison of FFD System

Method	Sensitivity	S/N	Delay Time
RIMS	56.3	270~	0.1~10s
Precipitator	$\sim 10^8$	5~10	~ 10 min
DNM	$\sim 10^{12}$	5	20~40s
On-line γ -ray Monitor	$\sim 10^8$	100~	~ 30 min

- Detection limit of RIMS :
 5.3×10^8 [atoms/perceptible Volume]
where ionization chamber : 100cm^3
- RIMS can detect both stable
and radioactive isotopes

Summary

1. FP gas behavior is simulated well by activated tag gas.
2. FP gas and Cs could be effectively recovered using CGCS and Cs Trap.
3. Upgrade of FFDL system has been started by RIMS.

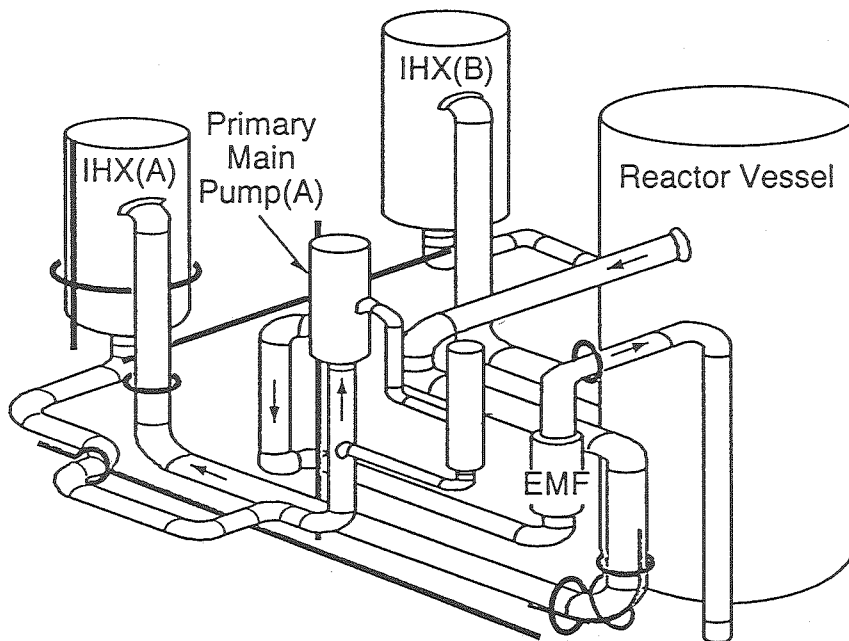
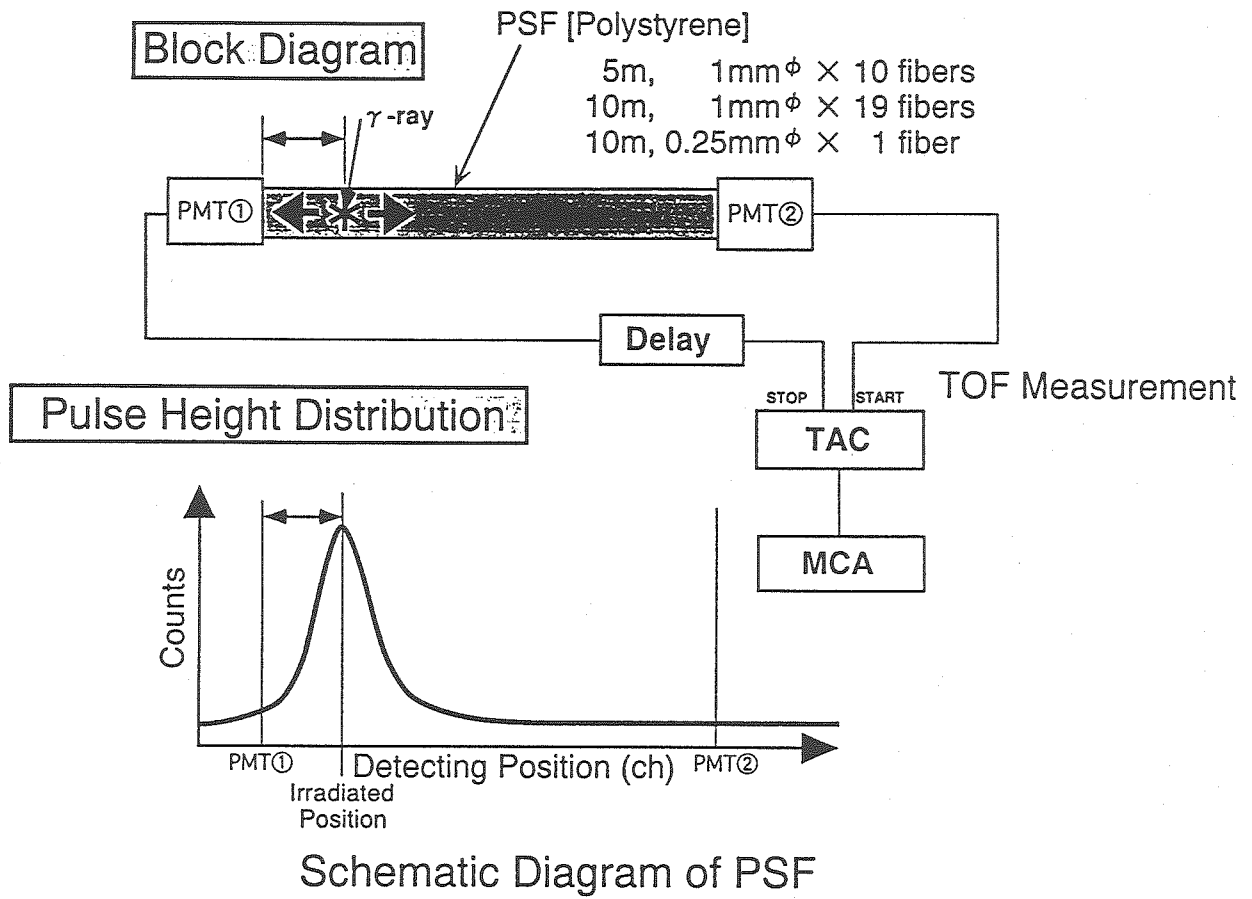
Application of Optical Fiber for FBR Plant Instrumentation

Chikara ITO

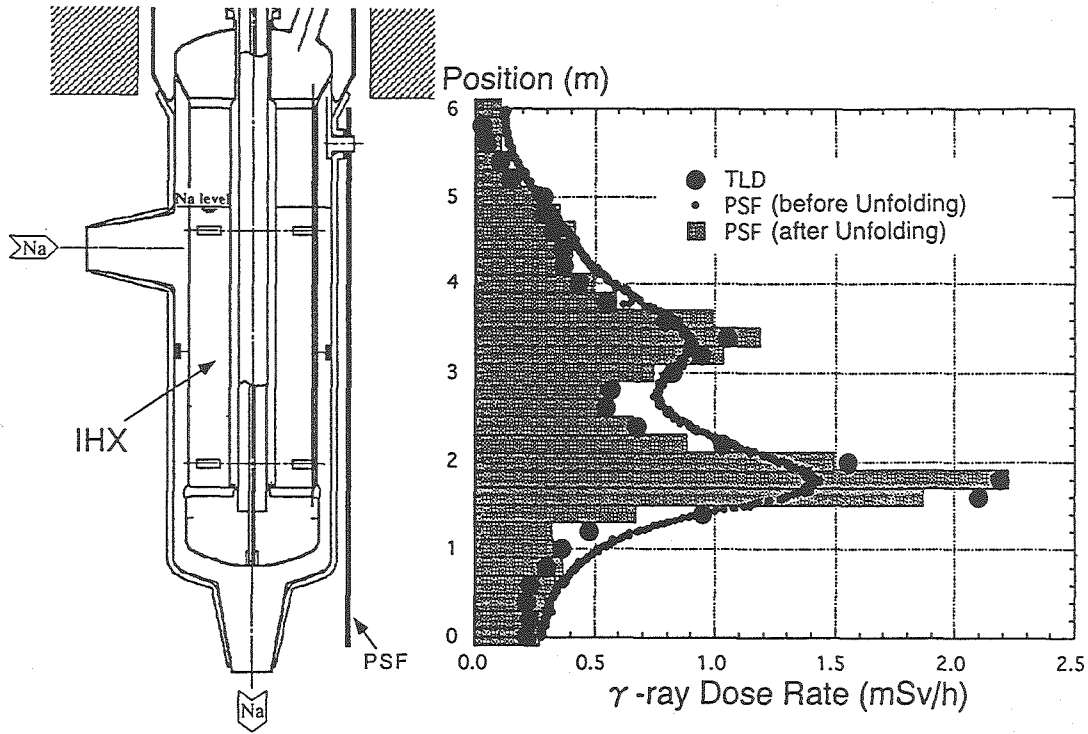
Experimental Reactor Division
Oarai Engineering Center
PNC

Contents

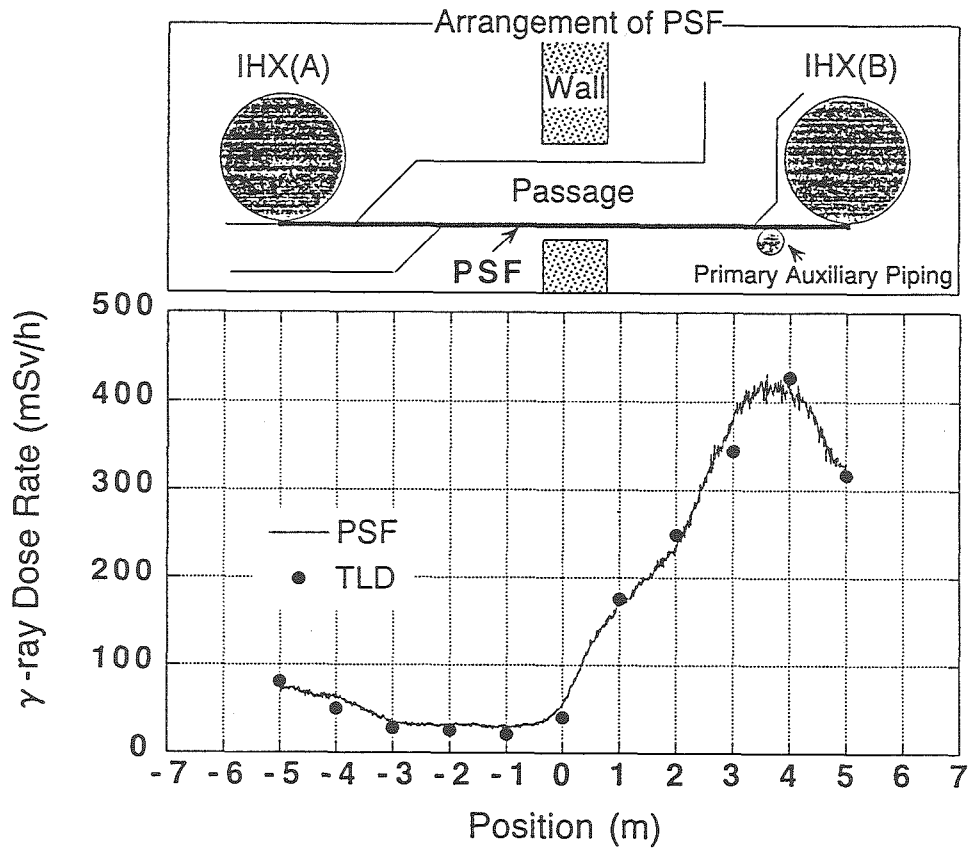
1. Dose Rate Distribution Measurement
around the Primary Cooling System
by Plastic Scintillation Fiber (PSF)
2. Temperature Distribution Measurement
in the Primary Cooling System
by Fiber Optic Temperature Laser Radar (FTR)



Locations of PSF Measurement



γ -ray Dose Rate Profile of IHX (A)



Spatial Dose Rate Distribution beneath IHXs

FTR System Characteristics

Fiber core material: pure silica

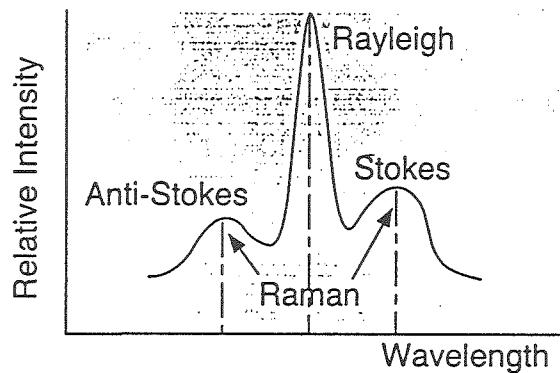
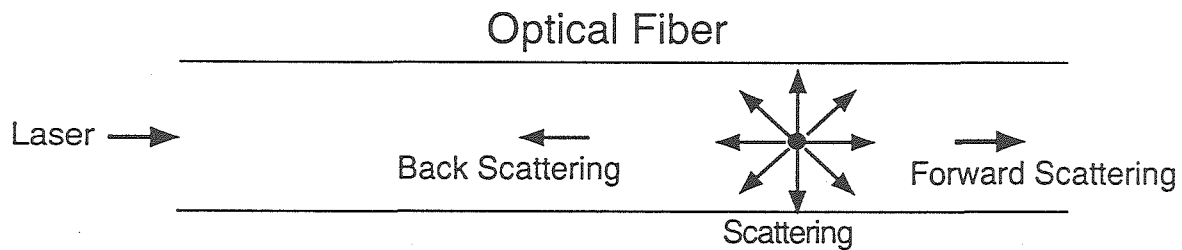
Core/clad: 50/125 μm in diameter

Laser wavelength: 1047nm

Temperature range: -200~500°C with $\pm 2\sim 4^\circ\text{C}$

Spatial resolution: 5m for 10km

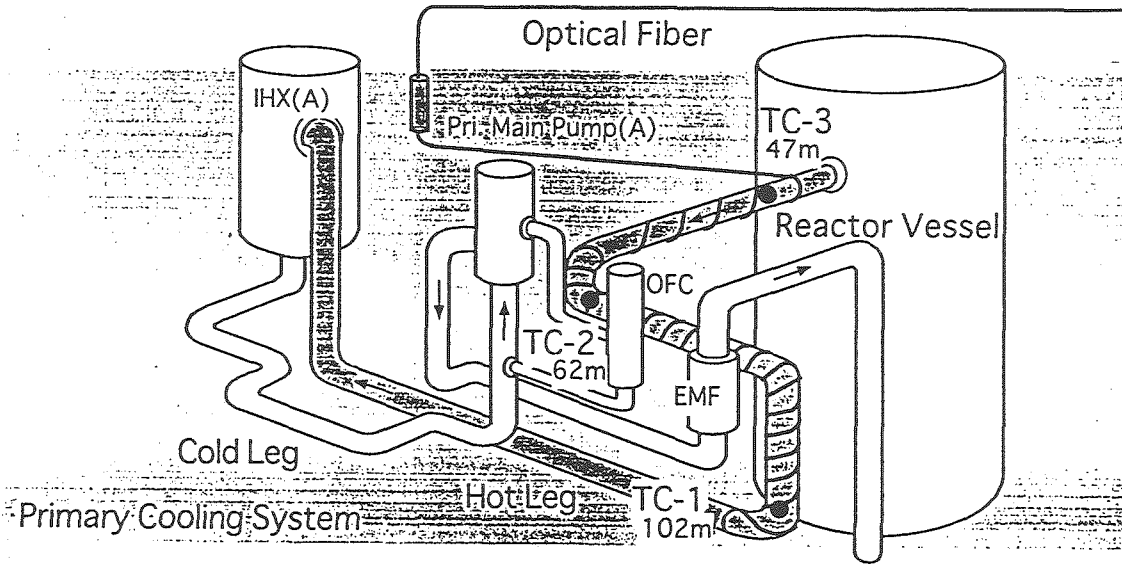
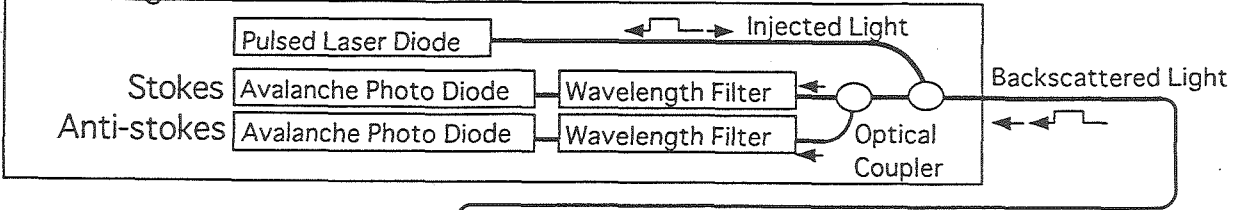
8



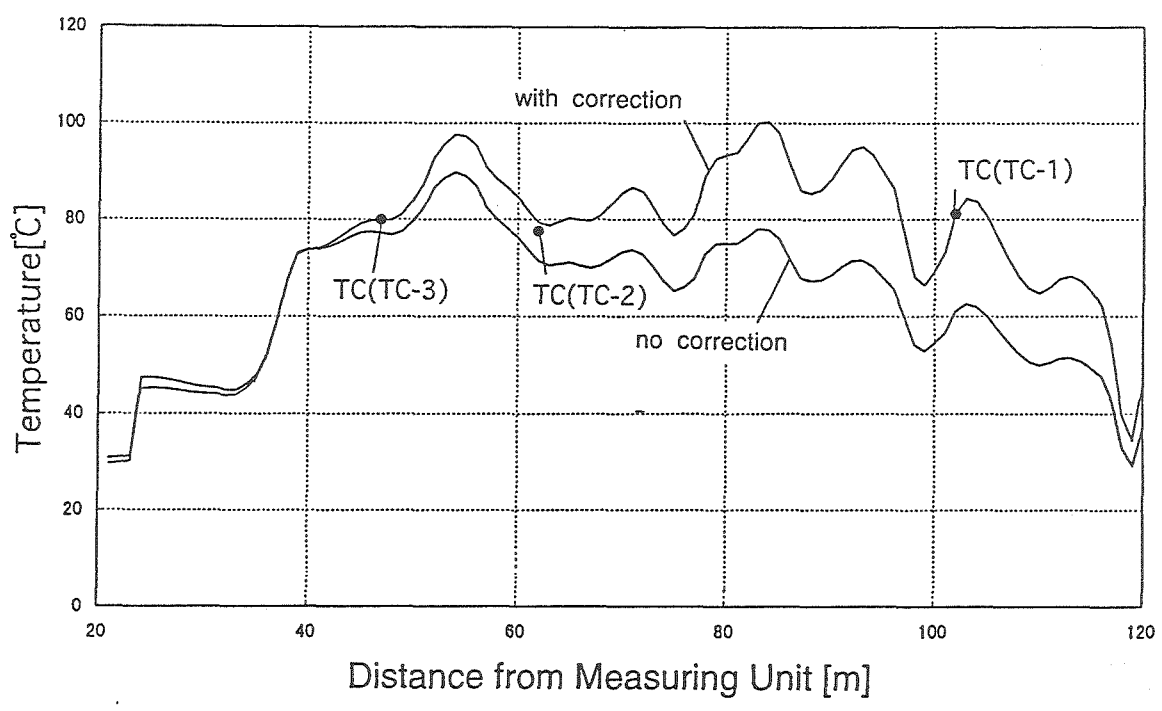
Spectrum of Backscattered Light

Principle of FTR

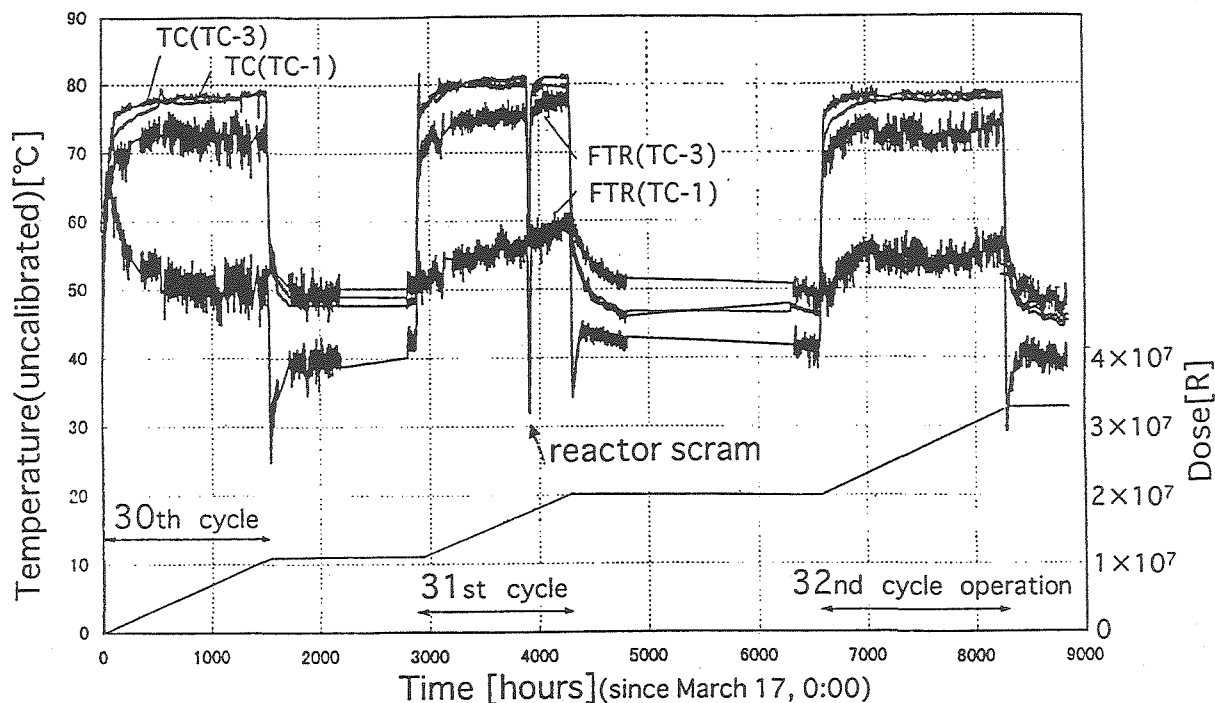
Measuring unit



FTR and TC Installation along the Primary Piping



Temperature Distribution Result (Sep. 11, 1997)



Results with FTR and TC at TC-1 and TC-3 Positions

Summary

1. PSF is effective for the fine dose rate profile measurement around the primary cooling system.
2. After radiation effect is investigated, FTR is applied successfully for temperature distribution measurement of the primary cooling system, .