

## 添付書類十

変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

## 目 次

1. 安全評価に関する基本方針	10-1-1
1.1 はしがき	10-1-1
1.2 判断基準	10-1-2
1.3 主要な解析条件	10-1-4
1.3.1 初期定常運転条件	10-1-4
1.3.2 原子炉保護設備の特性	10-1-4
1.3.3 原子炉スクラム特性	10-1-4
1.3.4 反応度係数	10-1-5
1.3.5 崩壊熱	10-1-5
1.3.6 解析に当たって考慮する事項	10-1-5
1.4 解析に用いる計算コード	10-1-6
1.5 参考文献	10-1-9

2.	運転時の異常な過渡変化の解析	10-2-1
2.1	序	10-2-1
2.2	未臨界状態からの制御棒誤引抜き	10-2-2
2.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-2
2.2.2	過渡変化の解析	10-2-3
2.2.3	結論	10-2-3
2.3	出力運転中の制御棒誤引抜き	10-2-4
2.3.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-4
2.3.2	過渡変化の解析	10-2-5
2.3.3	結論	10-2-5
2.4	1次冷却材流量の減少	10-2-6
2.4.1	中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止	10-2-6
2.4.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-6
2.4.1.2	過渡変化の解析	10-2-6
2.4.1.3	結論	10-2-7
2.4.2	1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	10-2-8
2.4.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-8
2.4.2.2	過渡変化の解析	10-2-8
2.4.2.3	結論	10-2-9
2.5	1次冷却材流量の増大	10-2-10
2.5.1	中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇	10-2-10
2.5.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-10
2.5.1.2	過渡変化の解析	10-2-11
2.5.1.3	結論	10-2-11
2.5.2	1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇	10-2-12
2.5.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-12
2.5.2.2	過渡変化の解析	10-2-13
2.5.2.3	結論	10-2-13
2.5.3	1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開	10-2-14
2.5.3.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-14
2.5.3.2	過渡変化の解析	10-2-15
2.5.3.3	結論	10-2-15
2.6	2次冷却設備の除熱量の減少	10-2-16

2.6.1	加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開	10-2-16
2.6.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-16
2.6.1.2	過渡変化の解析	10-2-17
2.6.1.3	結論	10-2-17
2.6.2	2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	10-2-18
2.6.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-18
2.6.2.2	過渡変化の解析	10-2-18
2.6.2.3	結論	10-2-19
2.7	2次冷却設備の除熱量の増大	10-2-20
2.7.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-20
2.7.2	過渡変化の解析	10-2-20
2.7.3	結論	10-2-21
2.8	商用電源喪失	10-2-22
2.8.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-22
2.8.2	過渡変化の解析	10-2-23
2.8.3	結論	10-2-23
2.9	照射試料及び実験設備の異常	10-2-24
2.9.1	照射試料の移動による反応度添加	10-2-24
2.9.1.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-24
2.9.1.2	過渡変化の解析	10-2-24
2.9.1.3	結論	10-2-25
2.9.2	照射キャプセルの断熱性能の低下	10-2-26
2.9.2.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-26
2.9.2.2	過渡変化の解析	10-2-26
2.9.2.3	結論	10-2-26
2.10	特殊運転時の異常	10-2-27
2.10.1	過渡変化の原因及び防止対策	10-2-27
2.10.2	過渡変化の解析	10-2-28
2.10.3	結論	10-2-28

3.	設計基準事故解析	10-3-1
3.1	序	10-3-1
3.2	燃料体内冷却材流路閉塞事故	10-3-2
3.2.1	事故の原因及び防止対策	10-3-2
3.2.2	事故経過の解析	10-3-2
3.2.3	結論	10-3-3
3.3	1次冷却設備二重管内管破損事故	10-3-4
3.3.1	事故原因及び防止対策	10-3-4
3.3.2	事故経過の解析	10-3-5
3.3.3	結論	10-3-5
3.4	2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故	10-3-6
3.4.1	事故原因及び防止対策	10-3-6
3.4.2	事故経過の解析	10-3-7
3.4.3	結論	10-3-7
3.5	2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故	10-3-8
3.5.1	事故原因及び防止対策	10-3-8
3.5.2	事故経過の解析	10-3-9
3.5.3	結論	10-3-9
3.6	加圧水配管破断事故	10-3-10
3.6.1	事故原因及び防止対策	10-3-10
3.6.2	事故経過の解析	10-3-11
3.6.3	結論	10-3-11
3.7	1次冷却設備二重管破断事故	10-3-12
3.7.1	事故原因及び防止対策	10-3-12
3.7.2	事故経過の解析	10-3-13
3.7.2.1	炉心冷却性能の評価	10-3-13
3.7.2.2	原子炉格納容器健全性の評価	10-3-14
3.7.2.3	炉内黒鉛構造物の酸化評価	10-3-15
3.7.2.4	被ばく評価	10-3-17
3.7.3	結論	10-3-22
3.8	1次加圧水冷却器伝熱管破損事故	10-3-23
3.8.1	事故原因及び防止対策	10-3-23
3.8.2	事故経過の解析	10-3-24

3.8.3	結論	10-3-25
3.9	1次ヘリウム純化設備破損事故	10-3-26
3.9.1	事故原因及び防止対策	10-3-26
3.9.2	被ばく評価	10-3-27
3.9.3	結論	10-3-28
3.10	気体廃棄物の廃棄施設破損事故	10-3-29
3.10.1	事故原因及び防止対策	10-3-29
3.10.2	被ばく評価	10-3-30
3.10.3	結論	10-3-30
3.11	照射試験装置スweepガス配管破損事故	10-3-31
3.11.1	事故原因及び防止対策	10-3-31
3.11.2	被ばく評価	10-3-32
3.11.3	結論	10-3-32
3.12	燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故	10-3-33
3.12.1	事故原因及び防止対策	10-3-33
3.12.2	事故経過の解析	10-3-34
3.12.3	結論	10-3-34
3.13	スタンドパイプ破損事故	10-3-35
3.13.1	事故原因及び防止対策	10-3-35
3.13.2	事故経過の解析	10-3-36
3.13.2.1	炉心冷却性能の評価	10-3-36
3.13.2.2	原子炉格納容器健全性の評価	10-3-36
3.13.2.3	炉内黒鉛構造物の酸化評価	10-3-37
3.13.2.4	被ばく評価	10-3-37
3.13.3	結論	10-3-38
3.14	参考文献	10-3-39

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故……………	10-4-1
4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の 想定の基本的な考え方……………	10-4-1
4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定……………	10-4-2
4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の想定……………	10-4-2
4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の想定……………	10-4-5
4.3 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止……………	10-4-7
4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の拡大の防止策……………	10-4-7
4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出する おそれのある事故の拡大の防止策……………	10-4-8
4.3.3 事故の拡大防止策に係る要員……………	10-4-8
4.3.4 大規模損壊について……………	10-4-9
4.4 参考文献……………	10-4-9

表

第 1.3.1 表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-10
第 1.3.2 表	解析に使用する原子炉保護設備のスクラム設定値 及びスクラム応答時間	10-1-11
第 3.7.1 表	よう素の吸入による小児（1才）の 実効線量に係る線量係数	10-3-40
第 3.7.2 表	1次冷却設備二重管破断事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-40
第 3.9.1 表	1次ヘリウム純化設備破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-41
第 3.10.1 表	気体廃棄物の廃棄施設破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-41
第 3.11.1 表	照射試験装置スweepガス配管破損事故時に大気中に 放出される希ガス及びよう素の量	10-3-42
第 3.13.1 表	スタンドパイプ破損事故時に大気中に放出される 希ガス及びよう素の量	10-3-42

図

第 1.3.1 図	循環機制動停止特性	10-1-12
第 1.3.2 図	スクラム反応度挿入特性	10-1-13
第 1.3.3 図(1)	解析に使用する反応度係数（ドプラ係数）	10-1-14
第 1.3.3 図(2)	解析に使用する反応度係数（減速材温度係数）	10-1-15
第 2.2.1 図	未臨界状態からの制御棒誤引抜き	10-2-29
第 2.3.1 図	出力運転中の制御棒誤引抜き	10-2-30
第 2.4.1 図	1 次冷却材流量の減少 (中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の停止) (1)	10-2-31
第 2.4.2 図	1 次冷却材流量の減少 (中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の停止) (2)	10-2-32
第 2.4.3 図	1 次冷却材流量の減少 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (1)	10-2-33
第 2.4.4 図	1 次冷却材流量の減少 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (2)	10-2-34
第 2.4.5 図	1 次冷却材流量の減少 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (3)	10-2-35
第 2.5.1 図	1 次冷却材流量の増大 (中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇) (1)	10-2-36
第 2.5.2 図	1 次冷却材流量の増大 (中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇) (2)	10-2-37
第 2.5.3 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機の 回転数上昇) (1)	10-2-38
第 2.5.4 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機の 回転数上昇) (2)	10-2-39
第 2.5.5 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開) (1)	10-2-40
第 2.5.6 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開) (2)	10-2-41

第 2. 5. 7 図	1 次冷却材流量の増大 (1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開) (3) .....	10-2-42
第 2. 6. 1 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転) (1) .....	10-2-43
第 2. 6. 2 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転) (2) .....	10-2-44
第 2. 6. 3 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (1) .....	10-2-45
第 2. 6. 4 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (2) .....	10-2-46
第 2. 6. 5 図	2 次冷却設備の除熱量の減少 (2 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (3) .....	10-2-47
第 2. 7. 1 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転) (1) .....	10-2-48
第 2. 7. 2 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転) (2) .....	10-2-49
第 2. 7. 3 図	2 次冷却設備の除熱量の増大 (単独運転) .....	10-2-50
第 2. 8. 1 図	商用電源喪失 (1) .....	10-2-51
第 2. 8. 2 図	商用電源喪失 (2) .....	10-2-52
第 2. 8. 3 図	商用電源喪失 (3) .....	10-2-53
第 2. 9. 1 図	照射試料及び実験設備の異常 (照射試料の移動による反応度添加) .....	10-2-54
第 2. 9. 2 図	照射試料及び実験設備の異常 (照射キャプセルの断熱性能の低下) .....	10-2-55
第 2. 10. 1 図	特殊運転時の異常 (1) .....	10-2-56
第 2. 10. 2 図	特殊運転時の異常 (2) .....	10-2-57
第 3. 2. 1 図	燃料体内冷却材流路閉塞事故 .....	10-3-43
第 3. 3. 1 図	1 次冷却設備二重管内管破損事故 (1) .....	10-3-44
第 3. 3. 2 図	1 次冷却設備二重管内管破損事故 (2) .....	10-3-45
第 3. 4. 1 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (1) .....	10-3-46
第 3. 4. 2 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (2) .....	10-3-47
第 3. 4. 3 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 (3) .....	10-3-48

第 3. 5. 1 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(1) ……………	10-3-49
第 3. 5. 2 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(2) ……………	10-3-50
第 3. 5. 3 図	2 次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(3) ……………	10-3-51
第 3. 6. 1 図	加圧水配管破断事故(1)……………	10-3-52
第 3. 6. 2 図	加圧水配管破断事故(2)……………	10-3-53
第 3. 6. 3 図	加圧水配管破断事故(3)……………	10-3-54
第 3. 7. 1 図	1 次冷却設備二重管破断事故(1) ……………	10-3-55
第 3. 7. 2 図	1 次冷却設備二重管破断事故(2) ……………	10-3-56
第 3. 7. 3 図	1 次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力) ……………	10-3-57
第 3. 7. 4 図	1 次冷却設備二重管破断事故(4) (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器雰囲気温度) ……	10-3-58
第 3. 7. 5 図	1 次冷却設備二重管破断事故(5) (コンクリート表面温度) ……………	10-3-59
第 3. 7. 6 図	1 次冷却設備二重管破断事故(6) (サポートポスト表面からの酸化深さ) ……………	10-3-60
第 3. 7. 7 図	1 次冷却設備二重管破断事故(7) (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係) ……	10-3-61
第 3. 8. 1 図	1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故(1) ……………	10-3-62
第 3. 8. 2 図	1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故(2) ……………	10-3-63
第 3. 12. 1 図	燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故 ……………	10-3-64
第 3. 13. 1 図	スタンドパイプ破損事故(1)……………	10-3-65
第 3. 13. 2 図	スタンドパイプ破損事故(2)……………	10-3-66
第 3. 13. 3 図	スタンドパイプ破損事故(3)……………	10-3-67
第 4. 1. 1 図	商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳 した事象の原子炉の挙動例……………	10-4-10
第 4. 2. 1 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した場合の原子炉の挙動例 ……………	10-4-11
第 4. 2. 2 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した場合の一酸化炭素濃度の評価例……………	10-4-12
第 4. 2. 3 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び	

	二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例	10-4-13
第 4.2.4 図	1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳 した事象の解析に使用した炉心半径方向等価熱伝導率	10-4-14
第 4.2.5 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳 した場合の原子炉の挙動例	10-4-15
第 4.2.6 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳 した場合の一酸化炭素濃度の評価例	10-4-16
第 4.2.7 図	1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳 した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び 二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例	10-4-17
第 4.2.8 図	1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳 した場合の一酸化炭素濃度の評価例	10-4-18
第 4.2.9 図	1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳 した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び 二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例	10-4-19
第 4.2.10 図	プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合の プール水温度評価例	10-4-20
第 4.2.11 図	使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の 使用済燃料貯蔵ラック温度評価例	10-4-21

## 1. 安全評価に関する基本方針

### 1.1 はしがき

本説明書は、本原子炉施設の安全性について評価し、原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できること、万一重大な事故が発生したとしても、工学的安全施設により放射性物質が大洗研究所（北地区）の敷地外へ多量に放出されるのを防止できること及び万一多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生したとしても放射性物質が大洗研究所（北地区）の敷地外へ多量に放出されることを防止又は緩和できることを説明するものである。

本説明書第2章では、運転時の異常な過渡変化時について、また第3章では設計基準事故時について、安全性に対する評価を行い、それぞれ、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について記載し、原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。第4章では、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定及びその拡大を防止するために必要な措置について記載し、原子炉施設の安全対策が十分施されていることを説明する。

安全評価に当たっては、本原子炉施設で実施する全ての運転を対象とする。即ち、燃料としてA型燃料体のみを用い照射試験を行わない炉心(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」を参照；以下「基準炉心」という。)による原子炉出口冷却材温度が850℃の定格運転に加えて、基準炉心による原子炉出口冷却材温度が950℃の高温試験運転、試験燃料体等を装荷して照射試験を行う炉心(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」及び「14. 実験設備」を参照；以下「照射炉心」という。)による原子炉出口冷却材温度が850℃の運転、並びに基準炉心において原子炉出力が30MW以下で原子炉出口冷却材温度が850℃以下の定められた条件下で実施する特殊運転(添付書類八「3. 原子炉及び炉心」及び「15. 特殊運転」を参照)について、安全評価の「1.2 判断基準」で考慮している判断項目①燃料温度、②炉心の損傷、③原子炉冷却材圧力バウンダリの温度、④原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、⑤原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び⑥周辺公衆に対する放射線被ばくのリスク毎に、それぞれの項目に影響を与える要因を摘出、分析し、異常事象を摘出し、その性質によって事象を分類し、事象群ごとに最も結果が厳しくなる場合について説明する。また、基準炉心の運転及び照射炉心の運転においては、中間熱交換器と1次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転と1次加圧水冷却器のみで除熱を行う単独運転があるが、結果が厳しくなる運転の評価について説明する。また、特殊運転は単独運転のみで実施するので、この場合の評価について説明する。

なお、運転時の異常な過渡変化では、原子炉の運転状態において原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象とする。

また、ここでいう設計基準事故では、運転時の異常な過渡変化を超える異常状態であって、発生する可能性は小さいが、万一発生した場合は、本原子炉施設から放射能の放出の可能性があるため、原子炉施設の安全性を評価する観点から、想定する必要のある事象を対象とする。

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故では、本原子炉施設の安全上の特徴を解析により明示することを狙いとし、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、本原子炉施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがある事象を対象とする。

## 1.2 判断基準

### (1) 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

原子炉に異常な過渡変化が起こっても、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準は、次のとおりである。

- a. 燃料最高温度は、1,600°Cを超えないこと。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力の1.1倍以下であること。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。

(a) 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材を使用する箇所	500°C
(b) 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所	600°C
(c) 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所	980°C

判断基準 a. は、運転時の異常な過渡変化の発生頻度及びその高温継続時間を考慮して、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損並びに著しい劣化を生じさせない温度の値を定めたものである。判断基準 b. 及び c. は、高い原子炉出口冷却材温度を達成する運転を行うことから、材料が 2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材、オーステナイト系ステンレス鋼、ニッケル基耐食耐熱超合金であることを前提として、十分に安定した特性及び強度を確保できる圧力及び温度の値を定めたものである。

なお、照射試験の燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料に対する判断基準は、燃料限界照射試料の構造健全性を確保するために実験結果<sup>(1), (2)</sup>に基づいて「燃料限界照射試料最高温度は、2,500°Cを超えないこと。」とする。

### (2) 設計基準事故時の判断基準

想定した設計基準事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、炉心の損傷のおそれがないこと、及び放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを判断する基準は、次のとおりである。

- a. 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き1次冷却設備の最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。

(a) 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4Cr-1Mo 鋼NT 材を使用する箇所	550°C
(b) 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所	650°C
(c) 中間熱交換器伝熱管等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所	1,000°C
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力以下であること。
- e. 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

判断基準 a. は、具体的には燃料要素の燃料部は黒鉛ブロック内にとどまり、かつ、サポートポストが炉心を支持するのに必要な強度を有していることである。燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件は、「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいて黒鉛スリーブの底板の残存等価厚さは5 mm 以上あることとする。また、サポートポストが炉心を支持するのに必

要な強度を有しているための条件は、「高温ガス炉炉心支持黒鉛構造物の構造設計指針」に基づいてサポートポストの残存等価直径は80mm以上であることとする。

なお、照射試験の燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料に対する判断基準は、「燃料限界照射試料は著しく損傷しないこと。」とする。具体的には燃料限界照射試料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっていることであり、このために必要な燃料限界照射試料の強度は「高温ガス炉炉心黒鉛構造物の構造設計指針」に準じて定める。即ち、黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さは5mm以上あること、又は燃料限界照射試料の下部に設ける照射試験用黒鉛ブロックの残存冷却材流路孔径は、燃料限界照射試料の燃料部の残存外形寸法を上回らないこととする。

なお、運転時の異常な過渡変化解析及び設計基準事故解析の原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力及び温度の判断基準は、「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」に基づいて定めている。

### 1.3 主要な解析条件

異常状態の解析に当たって、特記しない限り共通に用いている解析条件及び考慮すべき事項については、次に示すとおりである。

#### 1.3.1 初期定常運転条件

解析では、初期原子炉出力として、定格熱出力 30MW に定常運転時の熱出力較正誤差等を加えたものを用いる。また、1 次冷却設備の運転温度及び運転圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる。基準炉心及び照射炉心の運転時の定格値及び最大の定常誤差を、第 1.3.1 表に示す。なお、基準炉心の運転には原子炉出口冷却材温度が 850°C と 950°C (高温試験運転) の場合があるが、後者の方が結果が厳しいので、高温試験運転の場合を示している。原子炉出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度及び 1 次冷却材圧力の初期値は、第 1.3.1 表に示す誤差を、解析の主要な目的に応じて結果が厳しくなるように考慮して用いる。

#### 1.3.2 原子炉保護設備の特性

原子炉保護設備により監視しているプロセス量がスクラム設定値を超えた場合、原子炉スクラム信号が発生し、自動的に制御棒駆動装置の電磁クラッチの励磁電源がしゃ断される。電磁クラッチが切離された制御棒は、炉心内へ自重により落下挿入される。原子炉スクラム時の制御棒の挿入は、まず、可動反射体領域の制御棒を挿入し、次いで燃料領域の制御棒を挿入する 2 段階方式で行う。ただし、原子炉出口冷却材温度が設定値以下及び減圧事故時には、可動反射体領域及び燃料領域の制御棒を同時に挿入する。

原子炉がスクラムした場合には、1 次ヘリウム循環機及び 2 次ヘリウム循環機が停止し、回転数が第 1.3.1 図に示す循環機の制動停止特性にしたがって低下する。原子炉のスクラムと同時に、補助冷却設備が起動され、約 20 秒で流量が確保される。

原子炉スクラム信号の解析上の設定値は、計測誤差等を考慮して、余裕を見込んだものを用いる。

また、プロセス量が解析上のスクラム設定値に達した時点から、制御棒が制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を原子炉保護設備のスクラム応答時間遅れにとり、それぞれのスクラム信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。

解析で使用するスクラム設定値及びスクラム応答時間をまとめて第 1.3.2 表に示す。

#### 1.3.3 原子炉スクラム特性

原子炉スクラム信号によって、制御棒は炉心下端まで挿入されるが、解析では、最も反応度効果の大きい制御棒 1 対が完全引抜き位置に固着し、挿入されないものと仮定する。可動反射体領域の制御棒により添加される負の反応度は、燃焼初期から燃焼末期を通じての最小値を用いるものとし、 $4.0 \times 10^{-2} \Delta k/k$  とする。更に、スクラム時の制御棒挿入による反応度の添加は、燃焼に伴う制御棒の位置及び挿入時間に関しても安全側に考慮して、第 1.3.2 図に示す反応度挿入曲線を使用する。

#### 1.3.4 反応度係数

異常状態の解析で使用する反応度係数は、燃焼特性及び炉心温度を考慮し、かつ、適切な安全余裕を見込んだ値とする。反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)を第1.3.3図に示す。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、図中に示す最大値又は最小値を用いる。

#### 1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物の崩壊熱としては、Shure の式<sup>(3)</sup>で計算される値を1.2倍した値を用いる。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する<sup>(4)</sup>。

#### 1.3.6 解析に当たって考慮する事項

異常状態時の原子炉の応答解析に当たっては、基準炉心の運転、照射炉心の運転及び特殊運転を含めて、燃料の燃焼初期から末期並びに起動時から定格出力の運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定して解析を行う。各事象の解析に当たっては、想定された事象に加え、作動を要求される工学的安全施設等の安全系に機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。ただし、作動を期待する機器が無い場合は、解析条件に単一故障を想定しない。設計基準事故の解析において、工学的安全施設の作動が要求される場合は、商用電源の喪失の有無を考慮に入れる。また、事象の影響を緩和するために、運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

#### 1.4 解析に用いる計算コード

異常状態の解析に使用する計算コードの概要を次に示す。

##### (1) BLOOST-J2<sup>(5)</sup>

BLOOST-J2 コードは、反応度、冷却材の流量、入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動を解析するコードであり、出力及び燃料、減速材、冷却材等の温度の時間変化が求められる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心を核的には遅発中性子6群の一点近似、熱的には2次元円筒でモデル化し、原子炉出力、燃料温度等を求める。
- b. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取扱う。
- c. 燃料、減速材の温度分布は、軸対称の熱伝導方程式から求める。
- d. 冷却材温度は、エネルギー保存則及び熱伝達式を解くことにより求める。

##### (2) THYDE-HTGR<sup>(6)</sup>

THYDE-HTGR コードは、反応度の変化及び配管破断等に起因する冷却材の流量、入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動並びに1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備及び補助冷却設備におけるヘリウム及び水の熱流挙動を解析するコードである。

このコードは、原子炉をいくつかの体積をもつ要素(ノード)とそれらを結合する連結点(ジャンクション)とで構成する流体回路網で表わす。各ノード、ジャンクションでヘリウム又は水の質量、運動量及びエネルギーの保存式を解き、それらの温度、流量及び圧力の時間変化を求める。また、燃料及び熱交換器伝熱管、配管等の構造材の温度分布は、1次元の非定常熱伝導方程式によって求める。原子炉出力は、一点近似核動特性計算により求める。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取扱う。
- b. 熱交換器伝熱管は、軸方向に分割した1本の伝熱管で代表する。
- c. 1次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ、逃し弁、逆止弁等での冷却材の流動上の特性を模擬する。
- d. 水・蒸気の二相流に対しては、1つの混合物として取扱う混合流モデルを用い、気液間の速度差は、実験に基づく相関式を適用して求める。

##### (3) TAC-NC<sup>(7)</sup>

TAC-NC コードは、炉心内の強制対流冷却が喪失したときに、冷却材の密度差に起因して生じる自然循環及びそれに応じた炉心、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析するコードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 温度分布は、軸対称2次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及びふく射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導とふく射による伝熱を考慮する。
- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムをもつものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

(4) RATSAM6<sup>(8)</sup>

RATSAM6 コードは、減圧事故時の1次冷却設備の伝熱流動を解析するコードであり、1次冷却設備から原子炉格納容器内へ放出される質量とエネルギーが求められる。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 1次冷却材の時間変化は、1次元非定常の質量保存則、運動量保存則及びエネルギー保存則を連立して解くことにより求める。
- b. 減圧事故時の1次冷却材の圧力変化、流量変化及び温度変化を計算する。

(5) COMPARE-MOD1<sup>(9)</sup>

COMPARE-MOD1 コードは、減圧事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 原子炉格納容器内空間を多数のノードとそれらを結合する流路パスでモデル化する。
- b. 各ノード内の冷却材又は冷却材、空気等の混合ガスに対し質量保存則及びエネルギー保存則を適用して、圧力及びエンタルピを求める。
- c. 流路パスではノード間の圧力差と流路特性等のパラメータを時間依存で求める運動量保存則を適用して、ノード間の流量を求める。

(6) GRACE<sup>(10)</sup>

GRACE コードは、減圧事故後に炉内へ侵入した空気による炉内黒鉛構造物の酸化反応の解析を行い、黒鉛構造物の酸化量分布を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 黒鉛酸化反応としては、侵入空気から黒鉛表面境界層への酸素の物質伝達、黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素の細孔内拡散及び酸素と黒鉛との化学反応の3つの過程を考慮する。
- b. 空気の流れ方向の酸素濃度分布は、黒鉛ブロック内への酸素の拡散を考慮した質量保存則を解いて求め、黒鉛ブロック内での酸素濃度分布は酸化量を保守的に評価するために定常の解析解を用いる。
- c. 酸化反応による黒鉛の消失に伴う流路の拡大を考慮する。

(7) OXIDE-3F<sup>(11)</sup>

OXIDE-3F コードは加圧水冷却器伝熱管破損事故時等に、炉内へ侵入した水蒸気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、黒鉛構造物の酸化量分布及び1次系内圧力の時間変化を求める解析コードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉内への水蒸気の侵入等をもとに、黒鉛構造物の酸化量を非定常拡散方程式を解くことにより求める。
- b. 空間及び時間依存の黒鉛温度、冷却材温度、水蒸気濃度、反応生成物濃度及び反応熱を計算する。
- c. 水蒸気及び反応生成物を含む1次系内の混合ガスの圧力が、安全弁設定圧力を超えた場合、原子炉格納容器内へ混合ガスが放出されることを模擬する。

(8) FLOWNET/TRUMP<sup>(12)</sup>

FLOWNET/TRUMP コードは、燃料体内の冷却材流路が閉塞したときの燃料体の温度分布を計算するコードであり、冷却材流路、燃料体ブロック間の径方向及び軸方向のすき間等からなる 1 次元流路モデルによる圧力、流量及び温度の定常分布を解析するコードである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 各流路に代表点を探り、代表点間を 1 次元の流路で結合して燃料体内の流路を模擬した 1 次元流路モデルで取扱う。
- b. 各代表点に質量の保存則、また、1 次元の流路に運動量保存則を適用して冷却材の圧力、流量及び温度を求める。
- c. 上記 b. で得られた冷却材の圧力、流量及び温度から燃料体ブロックまわりの境界条件を定め、これらを用いて 3 次元熱伝導方程式を解いて、燃料体ブロック及び冷却材の温度分布を求める。

## 1.5 参考文献

- (1) Ogawa, T. and Fukuda, K.; “Performance of the model fuel pin of the very high-temperature gas-cooled reactor at temperature above 2000°C”, Nucl. Eng. Des., Vol.92, pp.15-26 (1986).
- (2) 佐藤他;「黒鉛及び炭素繊維、炭素複合材料の高温における強度と破壊靱性」、日本材料強度学会誌、Vol.20, No.3, pp99-114 (1985).
- (3) “Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors”, ANS-5.1, (1971).
- (4) “Revised ANS Standard for Decay Heat from Fission Products”, Nucl. Tech. vol.46, (1979)
- (5) 中川 他;「高温ガス炉の炉心動特性解析コード “BLOOST-J2”」, JAERI-M 89-013 (1989)
- (6) Asahi, Y., Hirano, M. and Sato, K.; “THYDE-P2:RCS(Reactor-Coolant System) Analysis Code”, JAERI 1300 (1986).
- (7) 国富 他;「高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証」、JAERI-M 89-001 (1989).
- (8) Deremer, R. K., et al.; “RATSAM-6:A Computer Program to Analyze the Transient Behavior of the HTGR Primary Coolant System during Accidents”, GA-A 13705 (1977).
- (9) Gido, R. G., et al.; “COMPARE-MOD1:A Code for the Transient Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors”, LA-7199-MS (1978).
- (10) Kawakami, H.; “Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR”, 炭素、1986 (No.124), 26.
- (11) Perroomian, M. B., et al.; “OXIDE-3:A Computer Code for Analysis of HTGR Steam or Air Ingress Accidents”, GA-A 12493 (1974).
- (12) 丸山 他;「熱流動・熱伝導連成コード FLOWNET/TRUMP の検証」、JAERI-M 88-173 (1988).

第 1.3.1 表 解析に使用する初期定常運転条件

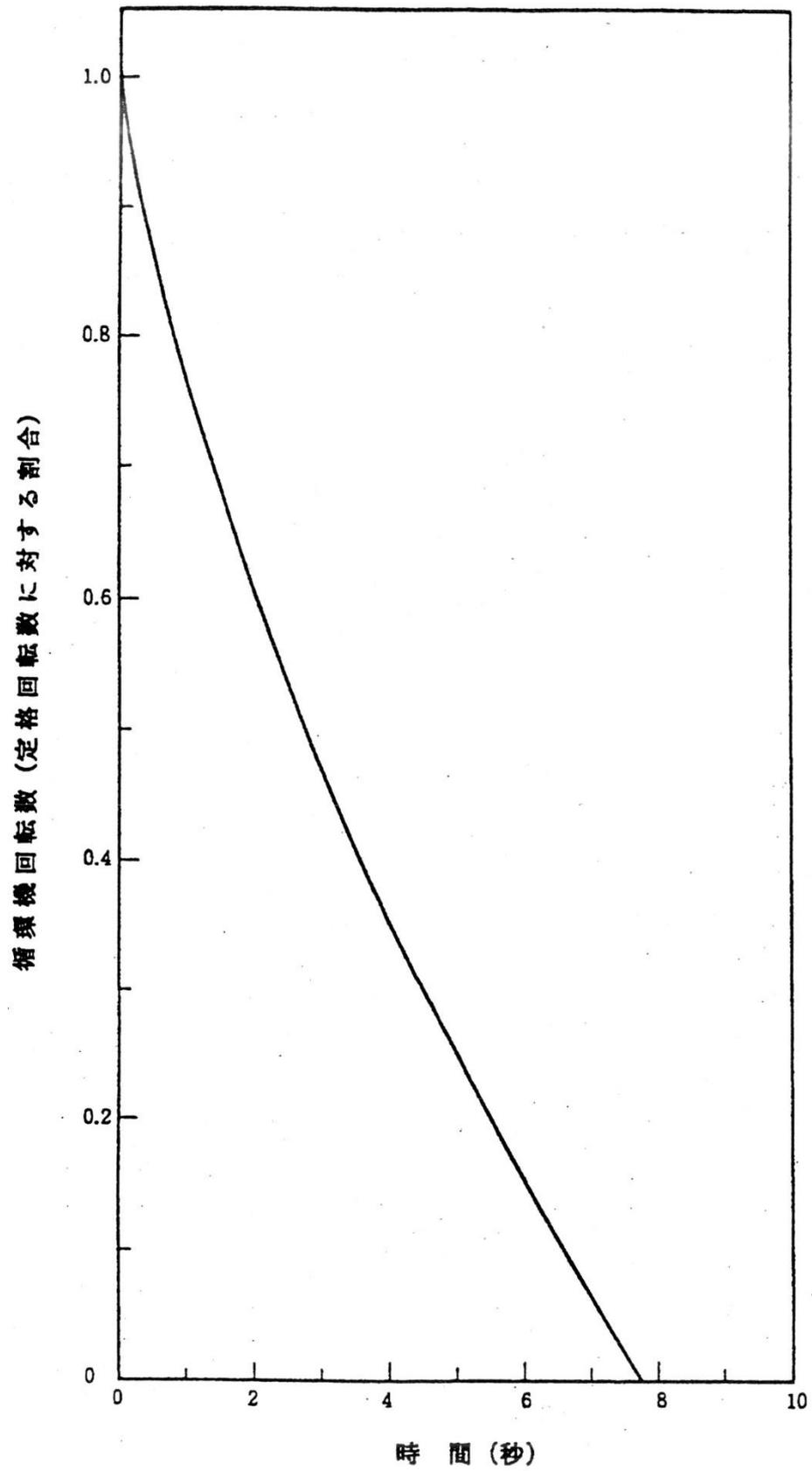
		基準炉心(高温試験運転)		照射炉心	
		定格値	定常誤差	定格値	定常誤差
原子炉出力		30 MWt	± 2.5 %	30 MWt	± 2.5 %
1次冷却材温度	原子炉出口温度	950 °C	± 17 °C	850 °C	± 19 °C
	原子炉入口温度	395 °C	± 2 °C	395 °C	± 2 °C
1次冷却材圧力		4.0 MPa(abs) (41 kg/cm <sup>2</sup> (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm <sup>2</sup> )	4.0 MPa(abs) (41 kg/cm <sup>2</sup> (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm <sup>2</sup> )

第 1.3.2 表 解析に使用する原子炉保護設備のスクラム設定値及びスクラム応答時間

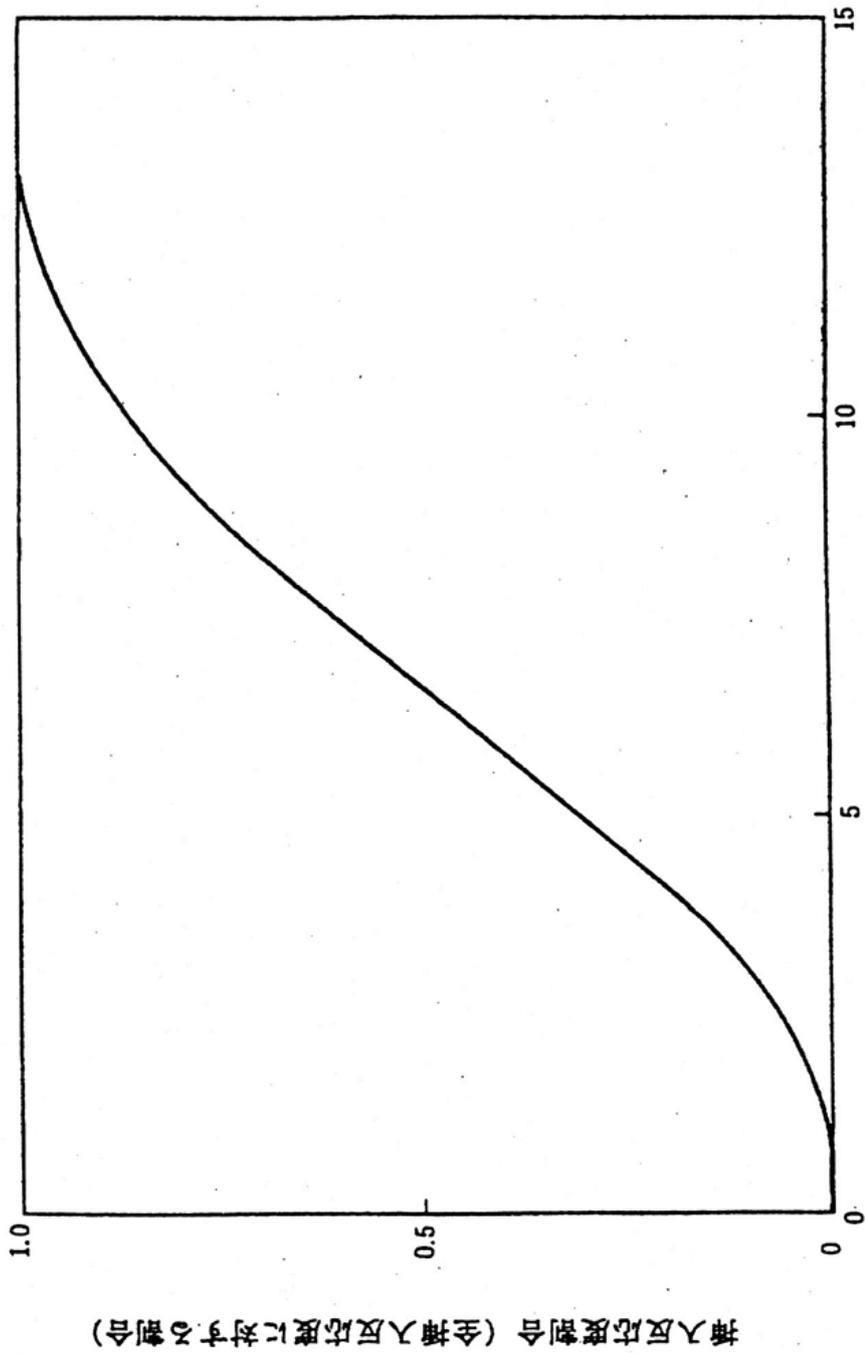
No.	原子炉スクラム信号	解析に用いたスクラム設定値	(*2) スクラム応答時間 (秒)
1	出力領域中性子束高 (高設定)	112%/114%(*1)	—
2	中間熱交換器 1 次冷却材流量 低	88 %	3.2
3	1 次加圧水冷却器ヘリウム流量 低	88 %	3.2
4	中間熱交換器出口 1 次冷却材温度 高	415 °C	100
5	原子炉出口冷却材温度 高	977 °C	100
6	炉心差圧 低	70 %	2.0
7	1 次加圧水冷却器加圧水流量 低	82 %	1.3
8	1 次冷却材・加圧水差圧 高	0.9 MPa (9 kg/cm <sup>2</sup> )	3.2
9	1 次冷却材・加圧水差圧 低	0.1 MPa (1 kg/cm <sup>2</sup> )	3.2
10	1 次・2 次ヘリウム差圧 大	0.19 MPa (1.9 kg/cm <sup>2</sup> )	2.2
11	2 次ヘリウム流量 低	83 %	3.2

(\*1) 中性子束分布が歪むような事象については 114%を使用し、その他の事象については 112%を使用する。

(\*2) 物理量がスクラム設定値に達してから原子炉スクラム信号を発するまでの時間(1 次遅れ成分)を示す。原子炉スクラム信号が発してから原子炉スクラムしゃ断器開となるまでの時間は 0.4 秒である。

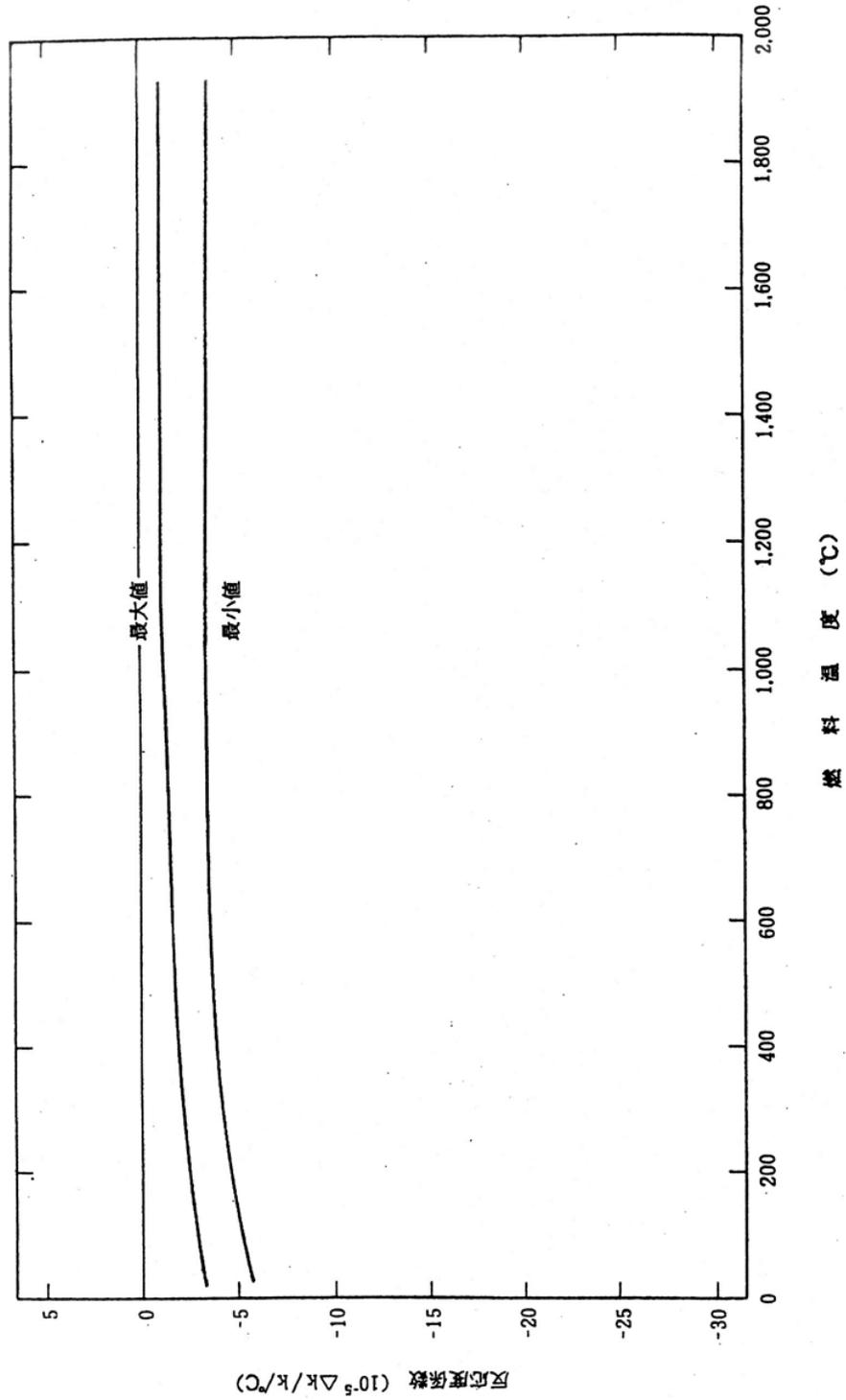


第1.3.1図 循環機制動停止特性

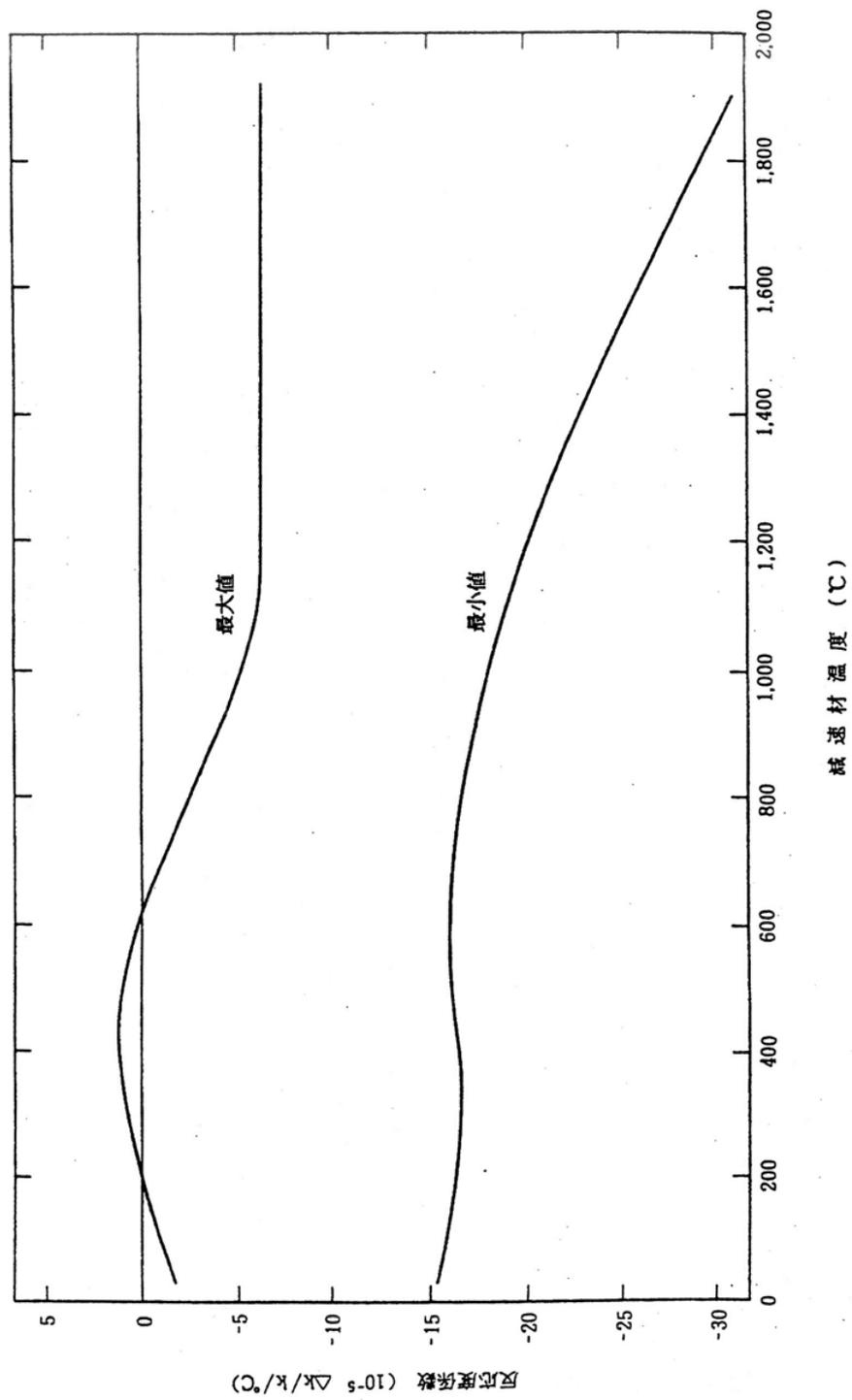


挿入時間 (秒)

第1.3.2図 スクラム反応度挿入特性



第1.3.3図(1) 解析に使用する反応度係数 (ドプラー係数)



第1.3.3図(2) 解析に使用する反応度係数(減速材温度係数)

## 2. 運転時の異常な過渡変化の解析

### 2.1 序

本章では、本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

運転時の異常な過渡変化として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
  - a. 未臨界状態からの制御棒誤引抜き
  - b. 出力運転中の制御棒誤引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化  
(原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化を含む)
  - a. 1次冷却材流量の減少
  - b. 1次冷却材流量の増大
  - c. 2次冷却設備の除熱量の減少
  - d. 2次冷却設備の除熱量の増大
  - e. 商用電源喪失
- (3) 照射試料及び実験設備の異常
- (4) 特殊運転時の異常

## 2.2 未臨界状態からの制御棒誤引抜き

### 2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び防止対策

この過渡変化は、起動時に運転員の誤操作によって、制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力及び燃料温度は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、同時に2対以上の制御棒を引き抜けないようにする。
- b. 制御棒の駆動速度は、原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、1mm/s から 10mm/s に制限する。
- c. 制御棒は、制御棒位置計装により各制御棒の位置を中央制御室に表示し、各々の相対位置偏差を監視する。
- d. 上記の対策にもかかわらず、制御棒の引抜きが継続した場合には、「広領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による制御棒引抜き阻止インターロック又は制御棒パターンインターロックにより、制御棒の引抜きを自動的に阻止する。
- e. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「広領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、「出力領域中性子束高(低設定)」信号又は「出力領域中性子束高(高設定)」信号によっても、原子炉は自動停止する。

## 2.2.2 過渡変化の解析

### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、原子炉は臨界状態で、定格出力の  $10^{-7}\%$  ( $0.03\text{W}$ ) の出力とする。また、1次冷却材流量は高温試験運転時の流量とし、燃料、減速材及び1次冷却材の初期温度は、最も厳しい値として  $200^{\circ}\text{C}$  とする。
- b. 制御棒の引き抜きによる反応度添加率は、最大反応度添加率  $2.4 \times 10^{-4} \Delta\text{k/k/s}$  以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる  $1.2 \times 10^{-6} \Delta\text{k/k/s}$  とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。

### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.2.1 図に示す。

制御棒が引き抜かれると炉心に正の反応度が添加され原子炉出力は上昇し、定格出力の約 45% に整定する。この時、燃料最高温度は約  $965^{\circ}\text{C}$  まで上昇することとまる。また、1次冷却材圧力及び原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、原子炉が定格の約 45% の出力に整定することとまるので、定格出力運転時の圧力及び温度以下となる。

## 2.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.3 出力運転中の制御棒誤引抜き

### 2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転しているときに、運転員の誤操作によって、制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力及び燃料温度が上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、同時に2対以上の制御棒を引き抜けないようにする。
- b. 制御棒の駆動速度は、原子炉出力制御装置の原子炉出力制御系により、1mm/s から 10mm/s に制限する。
- c. 制御棒は、制御棒位置計装により、各制御棒の位置を中央制御室に表示し、各々の相対位置偏差を監視する。制御棒位置が許容範囲を逸脱した場合には、制御棒パターンインターロックにより、許容範囲を逸脱した制御棒の引抜きを自動的に阻止する。
- d. 上記の対策にもかかわらず、制御棒の引抜きが継続した場合には、「出力領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束変化率高」信号による制御棒引抜き阻止インターロックにより、制御棒の異常な引抜きを自動的に阻止する。
- e. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。また、「制御棒位置偏差大」信号又は「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。

## 2.3.2 過渡変化の解析

### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 制御棒の引抜きによる反応度添加率は、最大反応度添加率  $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる  $5.0 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$  とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。
- d. 引き抜かれた制御棒は、制御棒パターンインターロックにより約 6cm 引き抜かれて停止するものとする。

### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.3.1 図に示す。

制御棒が引き抜かれると、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇し、定格出力の約 104% に整定する。この時、燃料最高温度は約 1,555°C まで上昇することとどまる。また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力の上昇はわずかである。

なお、燃料限界照射試験時の燃料限界照射試料最高温度は、運転時の異常な過渡変化の中でこの事象において最も高くなるが、約 2,430°C までの上昇にとどまる。

## 2.3.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

なお、燃料限界照射試料最高温度は判断基準を満足するので、燃料限界照射試料の健全性が損なわれることはない。

## 2.4 1次冷却材流量の減少

### 2.4.1 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止

#### 2.4.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により、1次ヘリウム循環機が停止して1次冷却材流量が減少し、燃料温度及び1次冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 電気設備及び1次ヘリウム循環機等の設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、故障の発生を防止する。
- b. 1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

#### 2.4.1.2 過渡変化の解析

##### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次冷却材流量が減少する場合として、1次ヘリウム循環機1台（中間熱交換器用）が停止するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉のスクラムは、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

##### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.4.1図及び第2.4.2図に示す。

1次ヘリウム循環機の停止後、1次冷却材流量が減少し、約4秒で「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度及び1次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。また、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約348℃まで上昇するが、中間熱交換器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

#### 2.4.1.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器 1 次冷却材流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

## 2.4.2 1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開

### 2.4.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が誤開することにより、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が減少し、燃料温度の上昇あるいは原子炉出口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止する。また、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号又は「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 2.4.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「原子炉出口冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.4.3図から第2.4.5図に示す。

1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム排出弁が誤開すると1次冷却材圧力が減少し、これに伴い原子炉冷却材流量が減少してその結果、約26分で「原子炉出口冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,517°Cまで上昇する。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は、約915°Cまで上昇するが、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度及び1次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。

#### 2.4.2.3 結 論

この過渡変化において、「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.5 1次冷却材流量の増大

### 2.5.1 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇

#### 2.5.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、中間熱交換器流量制御系の故障あるいは1次ヘリウム循環機回転数制御装置の誤動作により、1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下して、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

##### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム循環機の回転数が異常に増大することを防止するために、あらかじめ決められた回転数に達した場合、循環機の回転数を制限し、それを超える場合には循環機を停止するインターロックを設ける。
- b. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材流量の増大により、中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。

### 2.5.1.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機 1 台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)まで瞬時に増大し、その回転数が維持される。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最小値を用いる。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.5.1 図及び第 2.5.2 図に示す。

1 次ヘリウム循環機の回転数が増大すると、原子炉出力が定格出力の約 105%まで上昇して整定し、燃料最高温度は約 1,510°Cまで、また、1 次冷却材圧力は約 4.39MPa(abs) (約 44.8g/cm<sup>2</sup>(abs))まで上昇するにとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は約 949°Cまで上昇するが、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

### 2.5.1.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

## 2.5.2 1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇

### 2.5.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次加圧水冷却器流量制御系の故障あるいは1次ヘリウム循環機回転数制御装置の誤動作により、1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下して、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム循環機の回転数が異常に増大することを防止するために、あらかじめ決められた回転数に達した場合、循環機の回転数を制限し、それを超える場合には循環機を停止するインターロックを設ける。
- b. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材流量の増大により、中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。

### 2.5.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 1次加圧水冷却器の1次ヘリウム循環機1台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)まで瞬時に増大し、その回転数が維持される。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最小値を用いる。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.5.3図及び第2.5.4図に示す。

1次ヘリウム循環機の回転数が増大すると、原子炉出力が定格出力の約108%まで上昇して整定し、燃料最高温度は約1,509℃まで、1次冷却材圧力は約4.28MPa(abs) (約43.6kg/cm<sup>2</sup>(abs))まで上昇することとどまる。また、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約360℃まで上昇することとどまる。

### 2.5.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

## 2.5.3 1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開

### 2.5.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が誤開することにより、1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が増大し、炉心の平均温度が低下して炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が異常に増大し、炉心の平均温度が低下し、正の反応度が添加され原子炉出力が上昇する。これにより中間熱交換器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、また、1次加圧水冷却器1次側出口ヘリウム温度が異常に上昇する場合には、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号により、原子炉は自動停止する。また、原子炉の出力が異常に上昇した場合には、「出力領域中性子束高」信号により、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 2.5.3.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように第1.3.3図に示す最小値を用いる。
- d. 原子炉スクラムは、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.5.5図から第2.5.7図に示す。

1次ヘリウム貯蔵供給設備の1次ヘリウム供給弁が誤開すると1次冷却材圧力及び1次冷却材流量が増大し、炉心に正の反応度が添加され、これに伴い原子炉出力が上昇し、約39分で「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,500℃まで上昇する。1次冷却材圧力は約4.53 MPa(abs) (約46.2 kg/cm<sup>2</sup>(abs))まで上昇する。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は約921℃、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約351℃までの上昇にとどまる。

### 2.5.3.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.6 2次冷却設備の除熱量の減少

### 2.6.1 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開

#### 2.6.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に加圧水温度制御系の誤動作によって、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤開して、加圧水冷却設備の除熱量が減少し、加圧水温度が上昇するとともに、原子炉入口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知できるようにする。
- b. 加圧水冷却設備の除熱量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号又は「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。

### 2.6.1.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が瞬時に、機械的に可能な最大の開度まで誤開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 「1次加圧水冷却器加圧水入口温度高」信号によるインターロックで加圧水循環ポンプが停止するものとする。
- e. 原子炉のスクラムは、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.6.1図から第2.6.2図に示す。

加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤開すると、1次加圧水冷却器への戻り加圧水温度が上昇し、「1次加圧水冷却器加圧水入口温度高」信号によるインターロックで加圧水循環ポンプが停止して加圧水流量が低下し、約86秒で「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,497℃まで上昇することとどまる。また、1次冷却材圧力は約4.25MPa(abs) (約43.3kg/cm<sup>2</sup>(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約370℃までの上昇にとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

なお、並列運転時においては、中間熱交換器伝熱管最高温度は、約915℃までの上昇にとどまる。

### 2.6.1.3 結論

この過渡変化において、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.6.2 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開

### 2.6.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に誤動作若しくは運転員の誤操作によって、2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開することにより、2次ヘリウム圧力及び2次ヘリウム流量が減少し、中間熱交換器を介した除熱能力が低下し、原子炉入口冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム圧力及び2次ヘリウム流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により、原子炉は自動停止する。また、「2次ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 2.6.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が、瞬時に全開するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.6.3図から第2.6.5図に示す。

2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開すると2次冷却材圧力が減少し、約4分20秒で「1次・2次ヘリウム差圧大」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この場合、燃料最高温度は約1,497℃まで上昇する。また、1次冷却材圧力は約4.22MPa(abs)(約43.0kg/cm<sup>2</sup>(abs))、中間熱交換器伝熱管最高温度は約918℃までの上昇にとどまる。1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

### 2.6.2.3 結 論

この過渡変化において、「1次・2次ヘリウム差圧大」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は、判断基準を満足するので燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題になることはない。

## 2.7 2次冷却設備の除熱量の増大

### 2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に加圧水温度制御系の誤動作によって、加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が誤閉して、加圧水冷却設備の除熱量が増大し、炉心平均温度が低下し、それに伴い正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 中央制御室では、中性子束、1次冷却材温度、流量等を監視し、異常な現象を早期に検知し、運転員が必要な操作をできるようにする。
- b. 加圧水冷却設備の除熱量の増大により、原子炉に異常に冷却された1次冷却材が流入し、炉心に正の反応度が添加されて出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。

### 2.7.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態及び単独運転状態とする。
- b. 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁が瞬時に、機械的に可能な最少の開度まで誤閉するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最小値を用いる。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.7.1図から第2.7.3図に示す。

並列運転状態においては、加圧水冷却器での除熱量が増すと原子炉出力は定格出力の約109%に上昇して整定するが、燃料最高温度は約1,526°Cまで上昇することとどまる。また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度及び中間熱交換器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

単独運転状態においては、原子炉出力は定格出力の約108%まで上昇して整定するが、燃料最高温度は約1,520°C、1次冷却材圧力は約4.19MPa(abs)(約42.7kg/cm<sup>2</sup>(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約358°Cまでの上昇にとどまる。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は、初期値を上回らない。

### 2.7.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.8 商用電源喪失

### 2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障や原子炉施設内の電気設備の故障などにより、系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ等の駆動源が喪失し、1次冷却材流量、2次ヘリウム流量及び加圧水流量が減少する現象として考える。

電源が喪失した場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、非常用発電機が起動し、非常用母線の電源が確保され、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 原子炉保護設備は、各々独立した2系統の無停電電源から給電する。また、主要な計測制御設備にも無停電電源から給電する。
- b. 2系統の非常用低圧母線には各々独立した非常用発電機を設置し、「非常用母線電圧低」信号により、自動的に起動する。
- c. 補助冷却設備の動的機器を多重化し、各々に非常用低圧母線から給電し、単独でも崩壊熱を除去できる。
- d. 電源喪失が生じた場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「2次ヘリウム流量低」信号等によっても、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

## 2.8.2 過渡変化の解析

### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 商用電源喪失により、1次ヘリウム循環機及び2次ヘリウム循環機の全数並びに加圧水循環ポンプが、同時に停止するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 原子炉スクラム信号発信後60秒で非常用低圧母線の電圧が確立するものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第2.8.1図から第2.8.3図に示す。

電源喪失により、1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプ等の駆動力が喪失し、約5秒後に「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

電源喪失後、非常用低圧母線の電圧が確立し、補助冷却設備が自動起動するので、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。

また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管温度及び中間熱交換器伝熱管温度は、いずれも初期値を上回らない。

## 2.8.3 結 論

この過渡変化において、「中間熱交換器1次冷却材流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.9 照射試料及び実験設備の異常

### 2.9.1 照射試料の移動による反応度添加

#### 2.9.1.1 過渡変化の原因及び防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、照射キャプセル内の照射試料が移動し、炉心に正の反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉出力は上昇するが、各種プロセス量の監視計装によって運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことができる。また、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終了する。

##### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 照射キャプセル及び照射試料は、運転中に移動しないような構造とする。
- b. 炉心内に設置する照射物の種類及び形状を十分に管理し、万一、照射キャプセル内で照射試料が移動した場合でも、移動により、過度の反応度が添加しないようにする。
- c. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号により、原子炉は自動停止する。

#### 2.9.1.2 過渡変化の解析

##### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード BLOOST-J2 によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 照射キャプセル内の照射試料の移動による反応度添加率は、最大反応度添加率  $1.0 \times 10^{-2} \Delta k/k/\text{ステップ}$  以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる  $2.7 \times 10^{-4} \Delta k/k/\text{ステップ}$  とする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるよう第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。

##### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.9.1 図に示す。

反応度が添加されると原子炉出力は上昇し、定格出力の約 104% に整定する。この時、燃料最高温度は約 1,480°C まで上昇するととどまる。また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力の上昇はわずかである。

### 2.9.1.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉出口冷却材温度の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.9.2 照射キャプセルの断熱性能の低下

### 2.9.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に照射キャプセル内の真空断熱層の真空度を維持するための真空ポンプが停止し、断熱性能が低下して、照射キャプセルの温度が上昇し、燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、真空ポンプの停止を検知することにより、運転員が必要な操作を行うことができ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 実験設備の設計、製作及び据付等において、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- b. 中央制御室で、キャプセル主要部温度、グローブボックス内放射能濃度等の監視を行う。

### 2.9.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード TAC-NC 等によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 異常発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 照射キャプセル内の照射試料としては、発熱量が最大となる燃料コンパクトとし、初期温度は約 2,510℃とする。
- c. 燃料コンパクトの発熱量は、試験で計画された最大値とする。
- d. 照射キャプセルの材質は、オーステナイト系ステンレス鋼とする。

#### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.9.2 図に示す。照射キャプセル内の真空断熱層の断熱性能が低下すると照射キャプセルの最高温度は約 120 秒で約 645 °C まで上昇することとなり、燃料最高温度は初期値を上回らず、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は上昇しない。

### 2.9.2.3 結 論

この過渡変化において、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.10 特殊運転時の異常

### 2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、1次ヘリウム循環機の2台停止試験中に電氣的故障等の原因により、残りの1台の1次ヘリウム循環機が停止して1次冷却材が減少し、燃料温度及び1次冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するために、次のような対策を講じる。

- a. 通常運転時に使用しているプロセス計装を有効に利用することによって、異常な状態を検知して、必要な対策がとれるようにする。
- b. 運転モード選択装置により、試験範囲を限定する。
- c. この試験時には、原子炉スクラム信号のうち、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号、「炉心差圧低」信号及び「原子炉出口冷却材温度高」信号の設定値を変更して原子炉を保護する。
- d. 電気設備及び1次ヘリウム循環機等の設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、故障の発生を防止する。
- e. 1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- f. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

## 2.10.2 過渡変化の解析

### (1) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように設定する。

- a. 試験の初期状態は、原子炉出力を定格出力の 102.5%、原子炉出口冷却材温度を 869°C、原子炉入口冷却材温度を 397°C、1 次冷却材圧力を 4.17 MPa(abs) (42.5 kg/cm<sup>2</sup>(abs)) とし、1 次ヘリウム循環機 2 台の停止試験中とする。
- b. 試験中燃料温度が最も高くなる試験開始後約 5 時間で異常が発生するものとする。
- c. 残りの 1 台の 1 次ヘリウム循環機が停止するものとする。
- d. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最大値を用いる。
- e. 原子炉スクラムは、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、それぞれ 24%及び 3.2 秒を用いる。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機 1 台の起動失敗を考慮する。

### (2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 2.10.1 図及び第 2.10.2 図に示す。

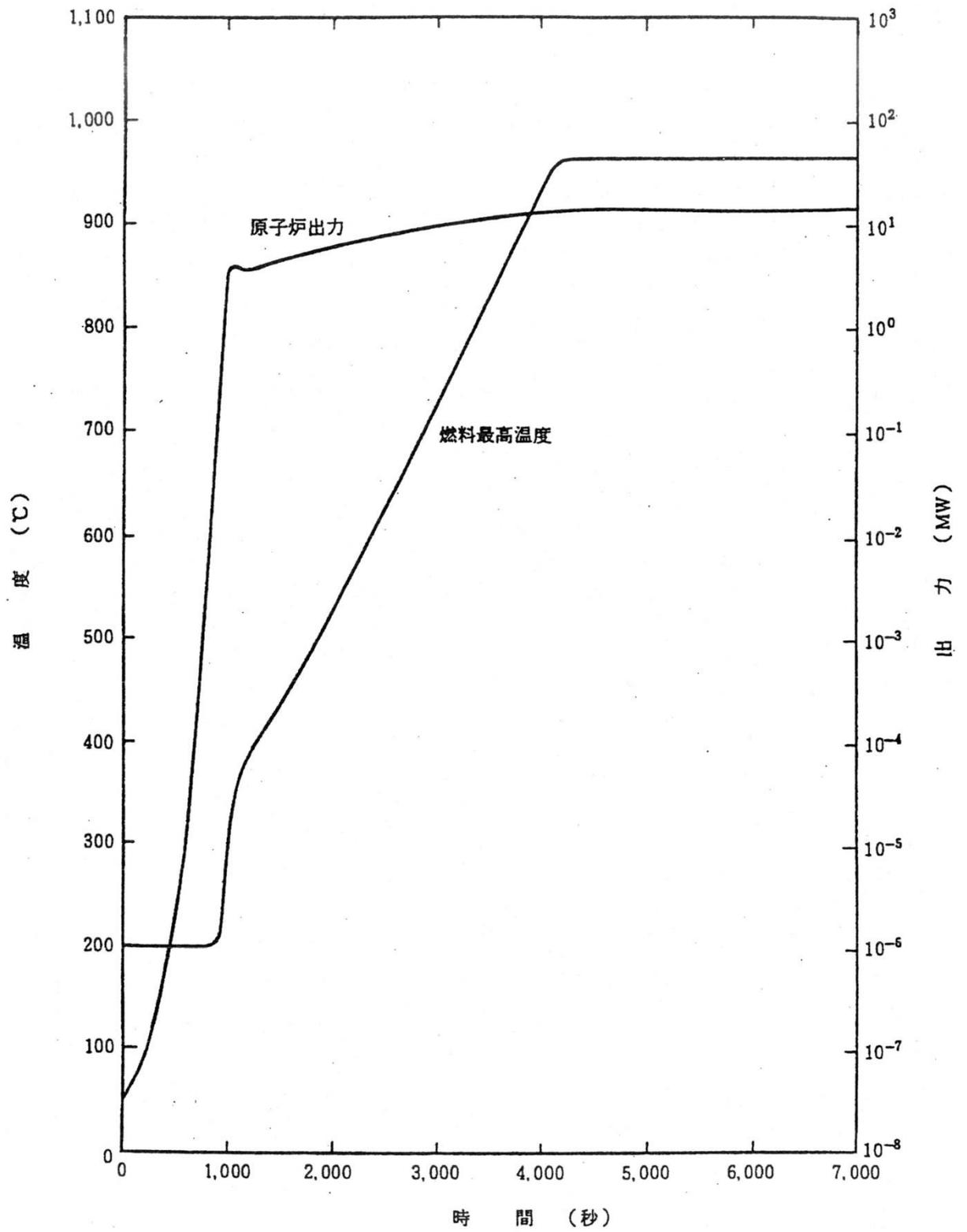
1 次ヘリウム循環機の 2 台停止試験開始後約 5 時間以内に、燃料最高温度は約 1,477°C、また、1 次冷却材圧力は約 3.30MPa(abs) (約 33.6kg/cm<sup>2</sup>(abs)) で一定となる。

更に、残りの 1 台の 1 次ヘリウム循環機が停止すると、1 次冷却材流量が減少し、約 7 秒で「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度及び 1 次冷却材圧力は、異常発生時の初期値を上回らない。また、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度は異常発生時の初期値を上回ることはない。

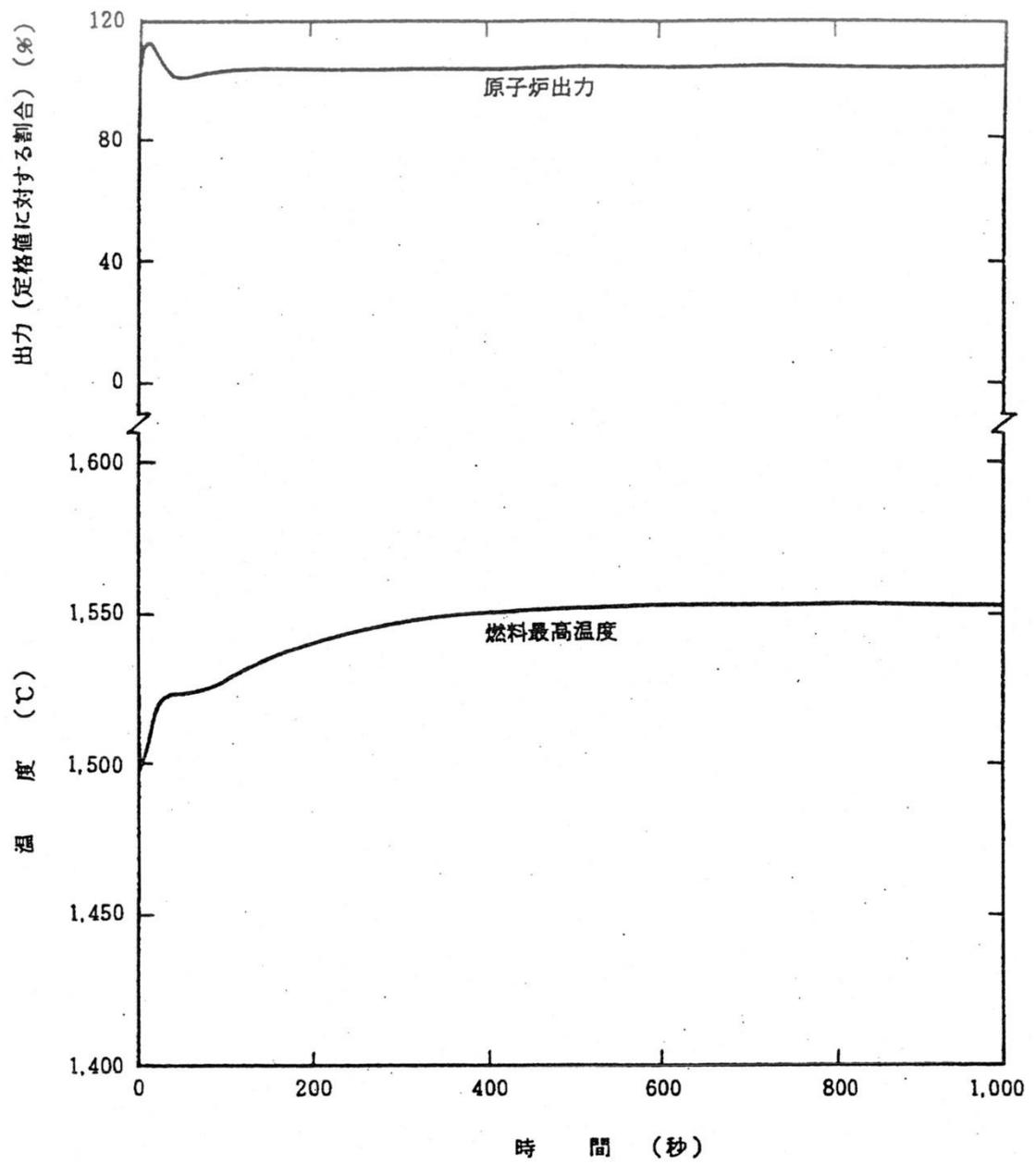
## 2.10.3 結 論

この過渡変化において、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」の信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。

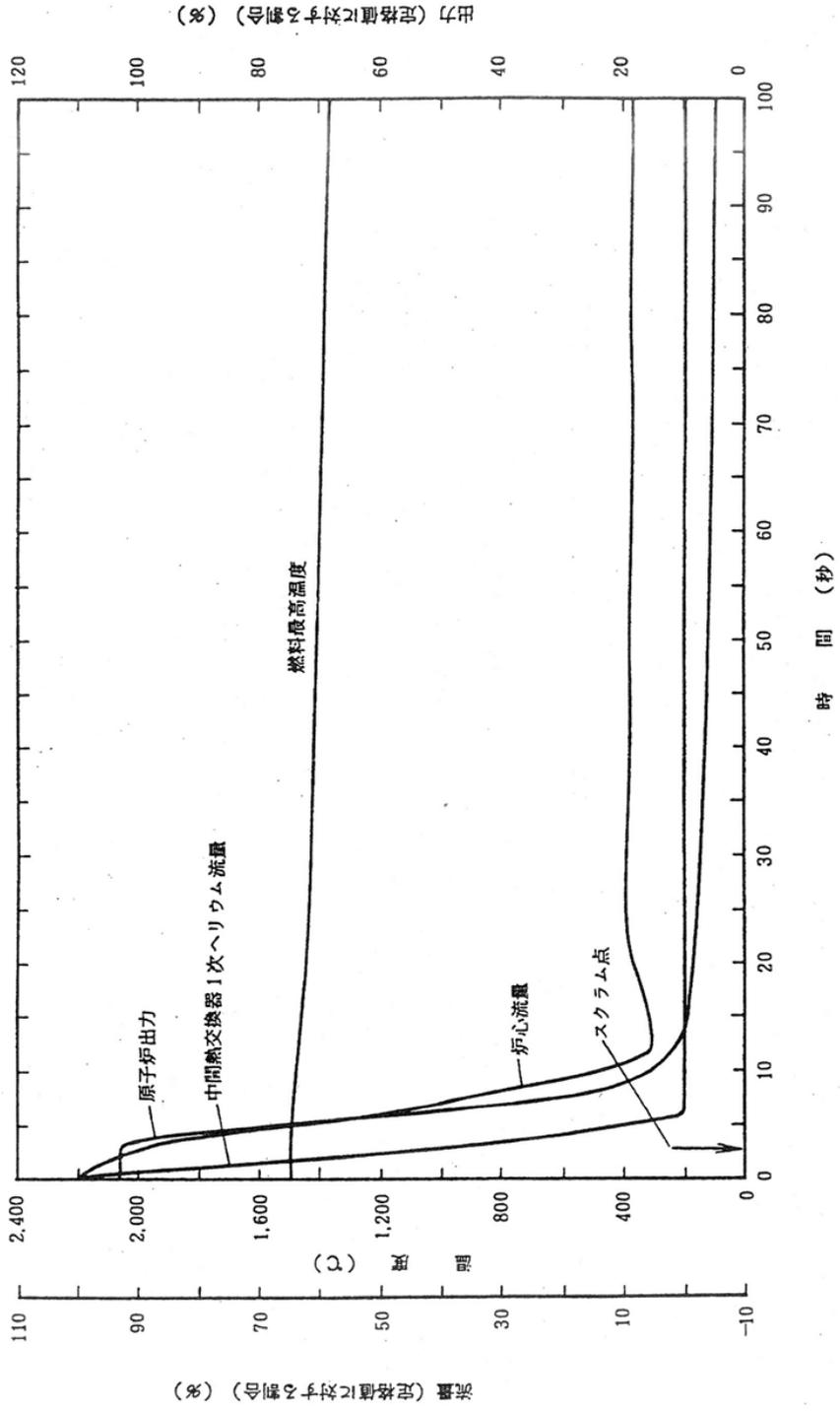
また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



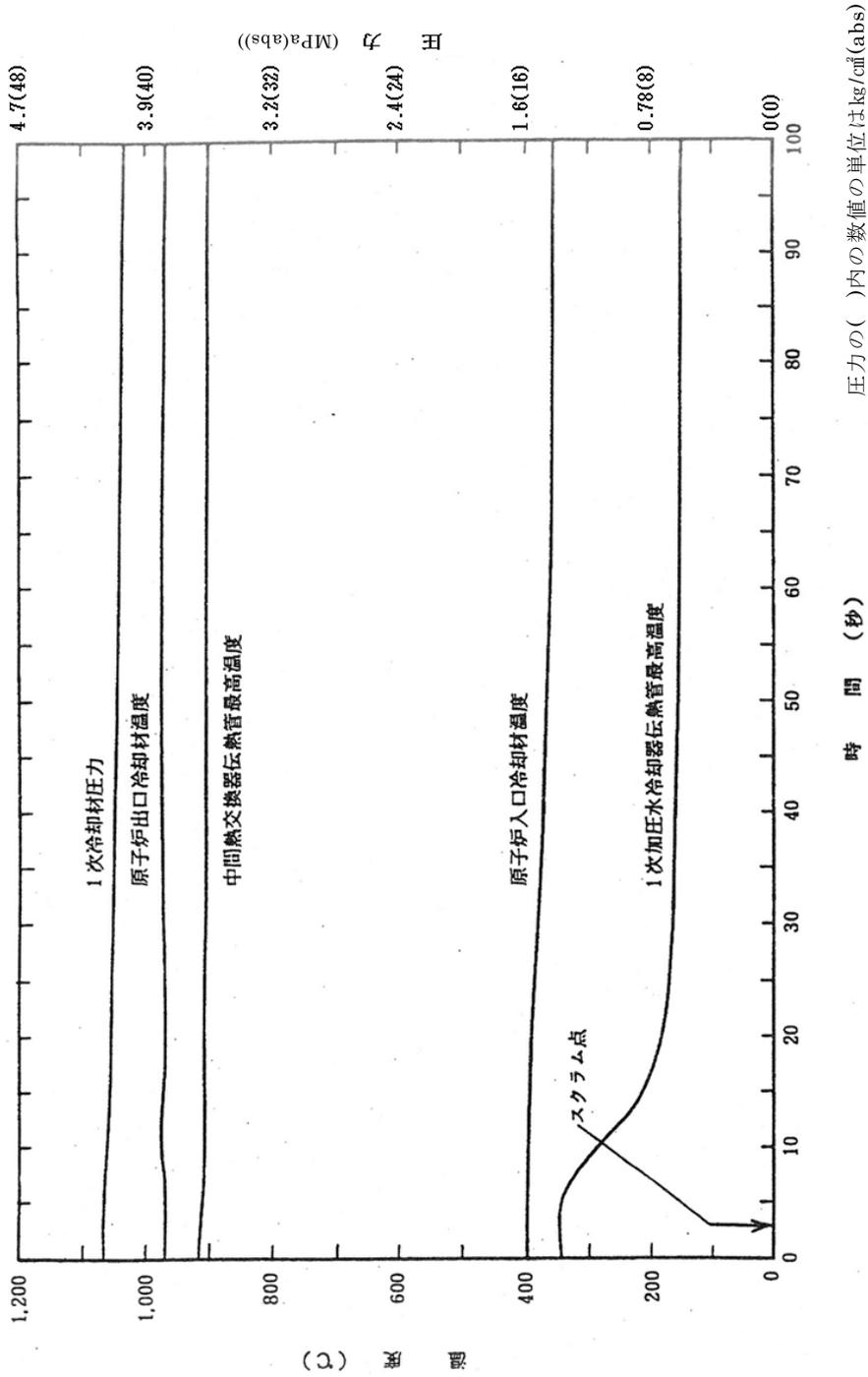
第 2.2.1 図 未臨界状態からの制御棒誤引抜き



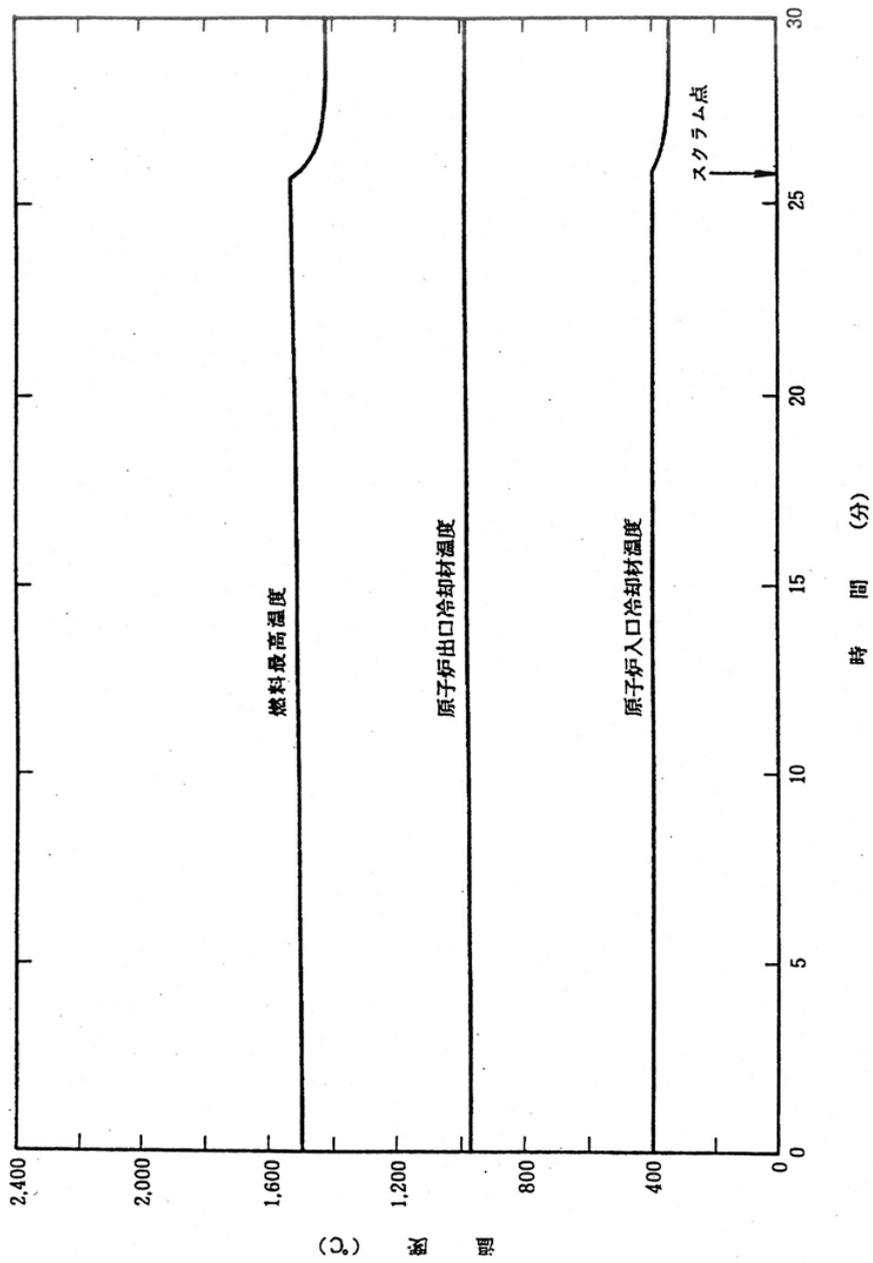
第 2.3.1 図 出力運転中の制御棒誤引抜き



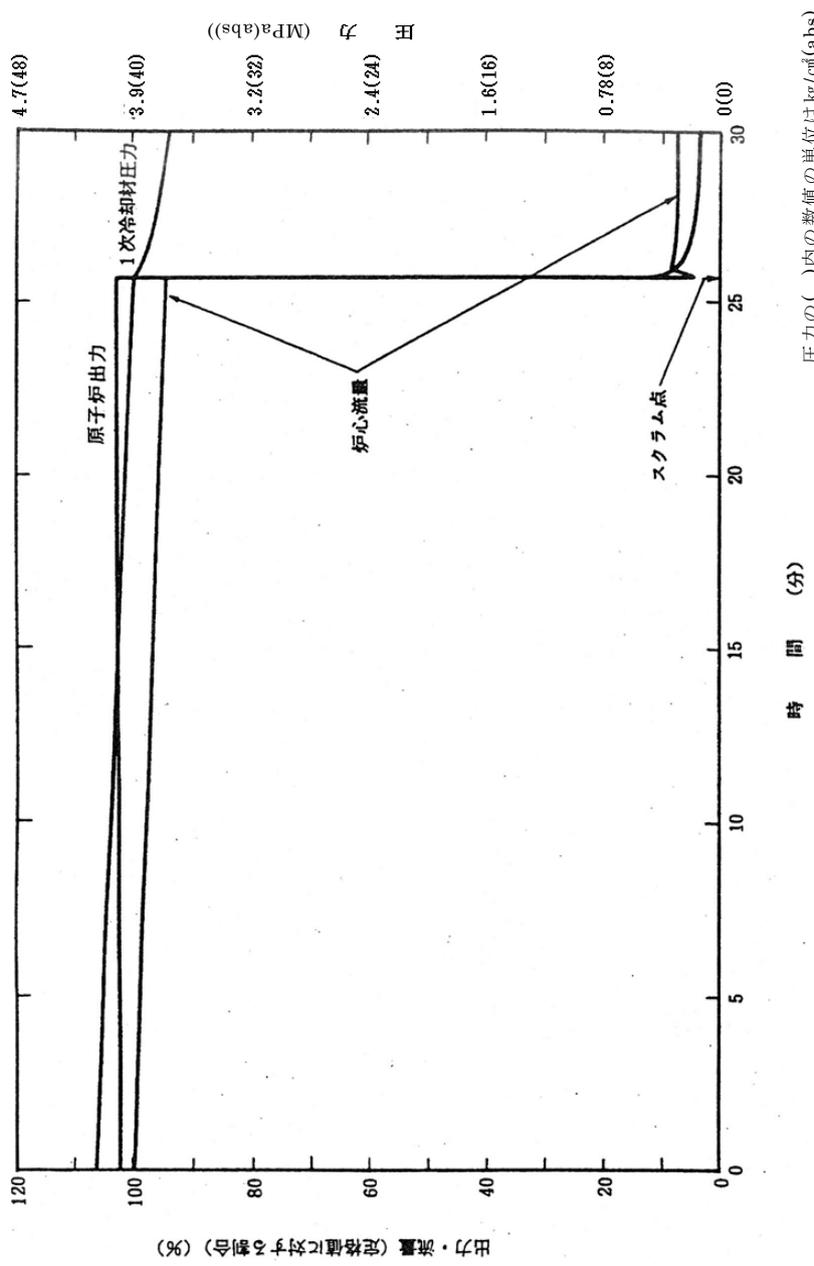
第2.4.1図 1次冷却材流量の減少  
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止)(1)



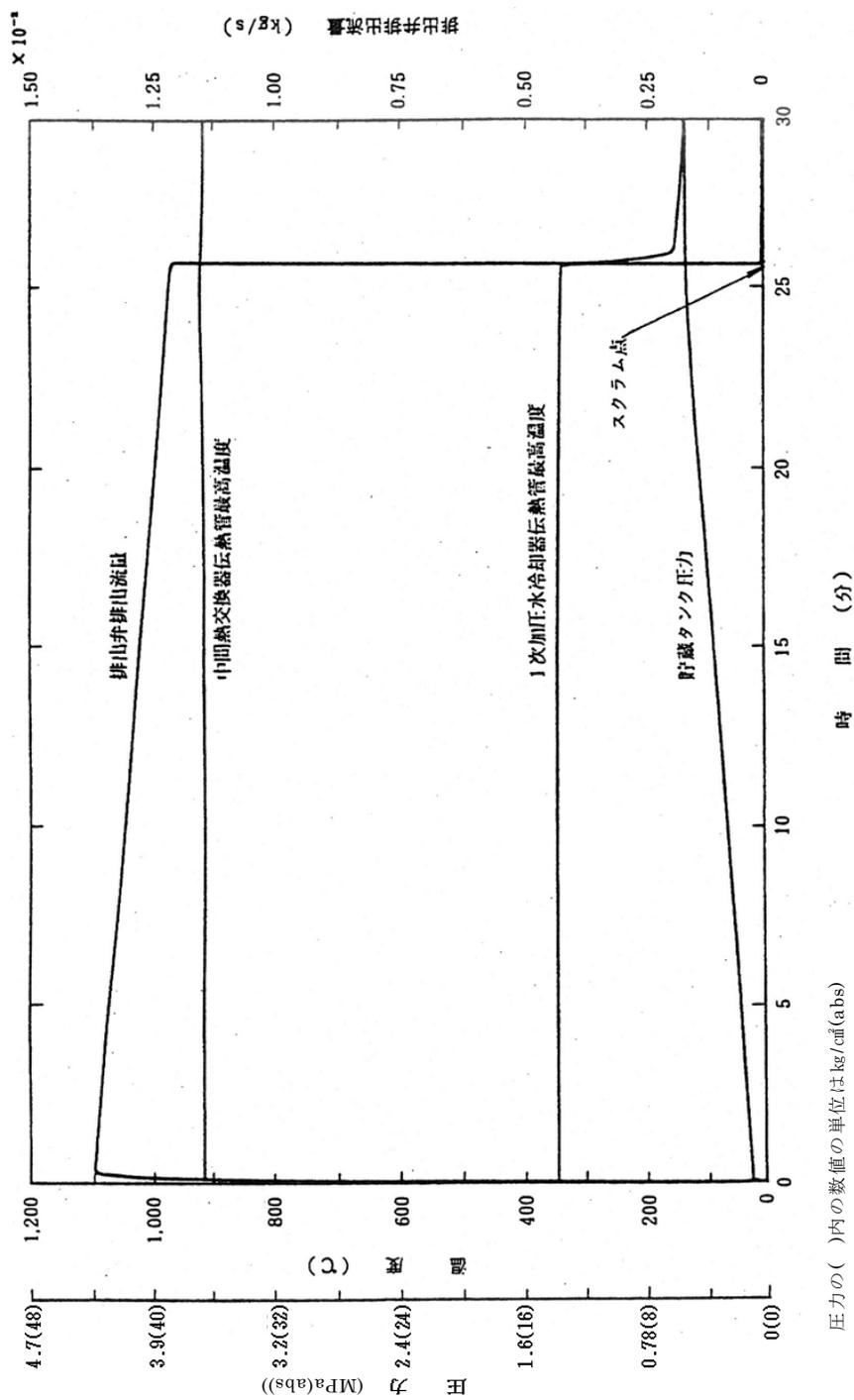
第2.4.2図 1次冷却材流量の減少  
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止)(2)



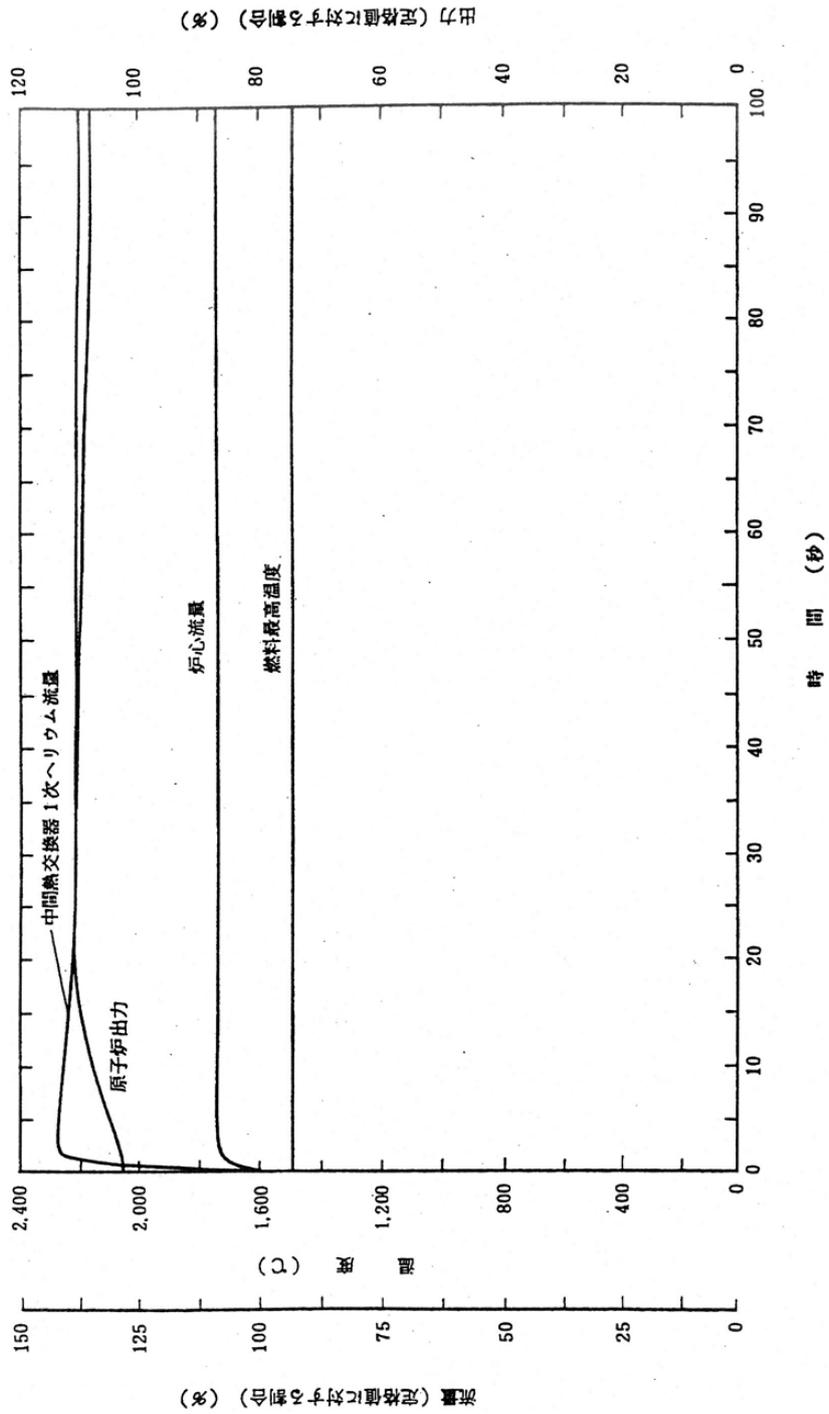
第2.4.3図 1次冷却材流量の減少  
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(1)



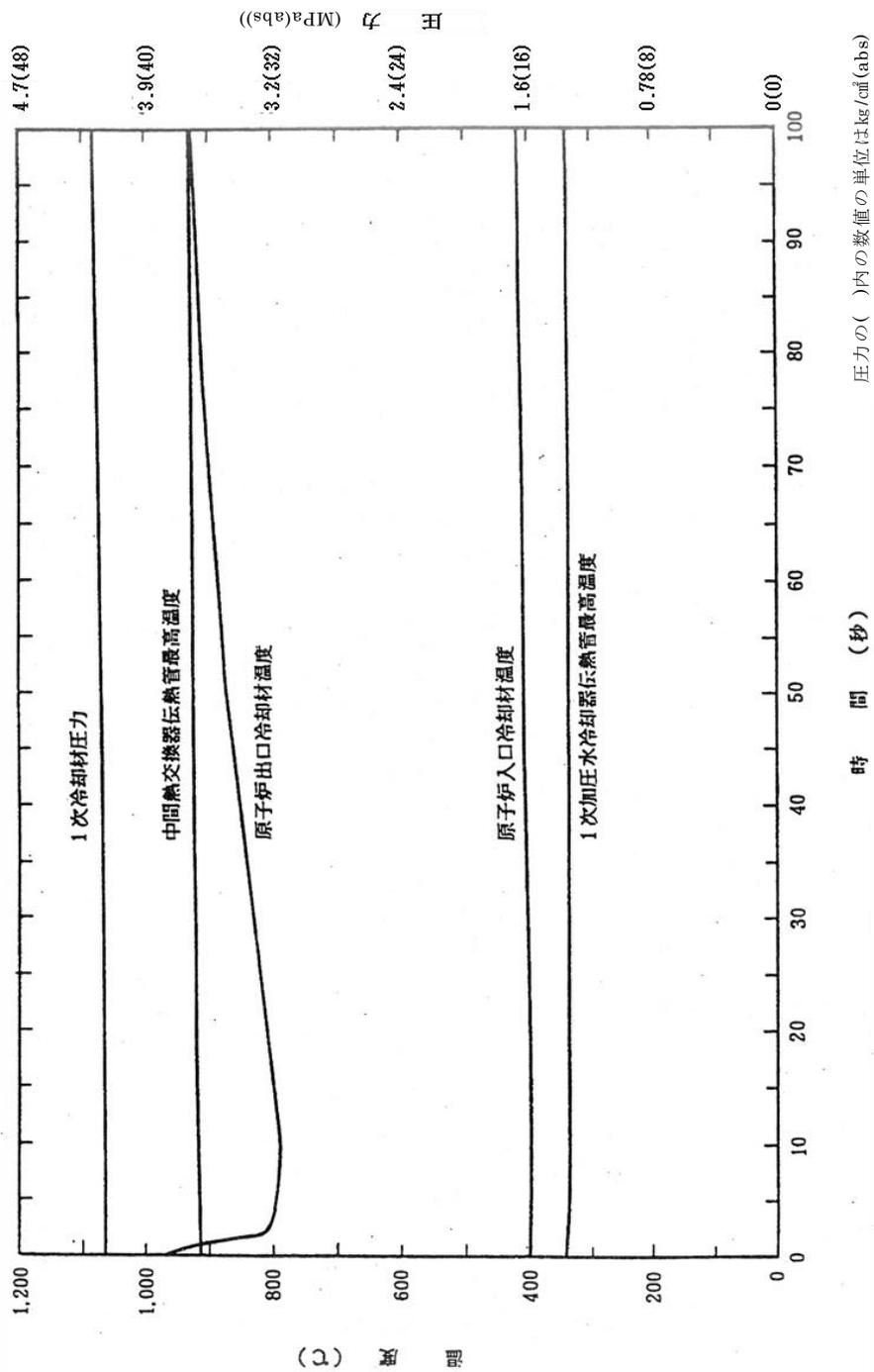
第2.4.4図 1次冷却材流量の減少  
(1次ベリウム貯蔵供給設備排弁の誤開)(2)



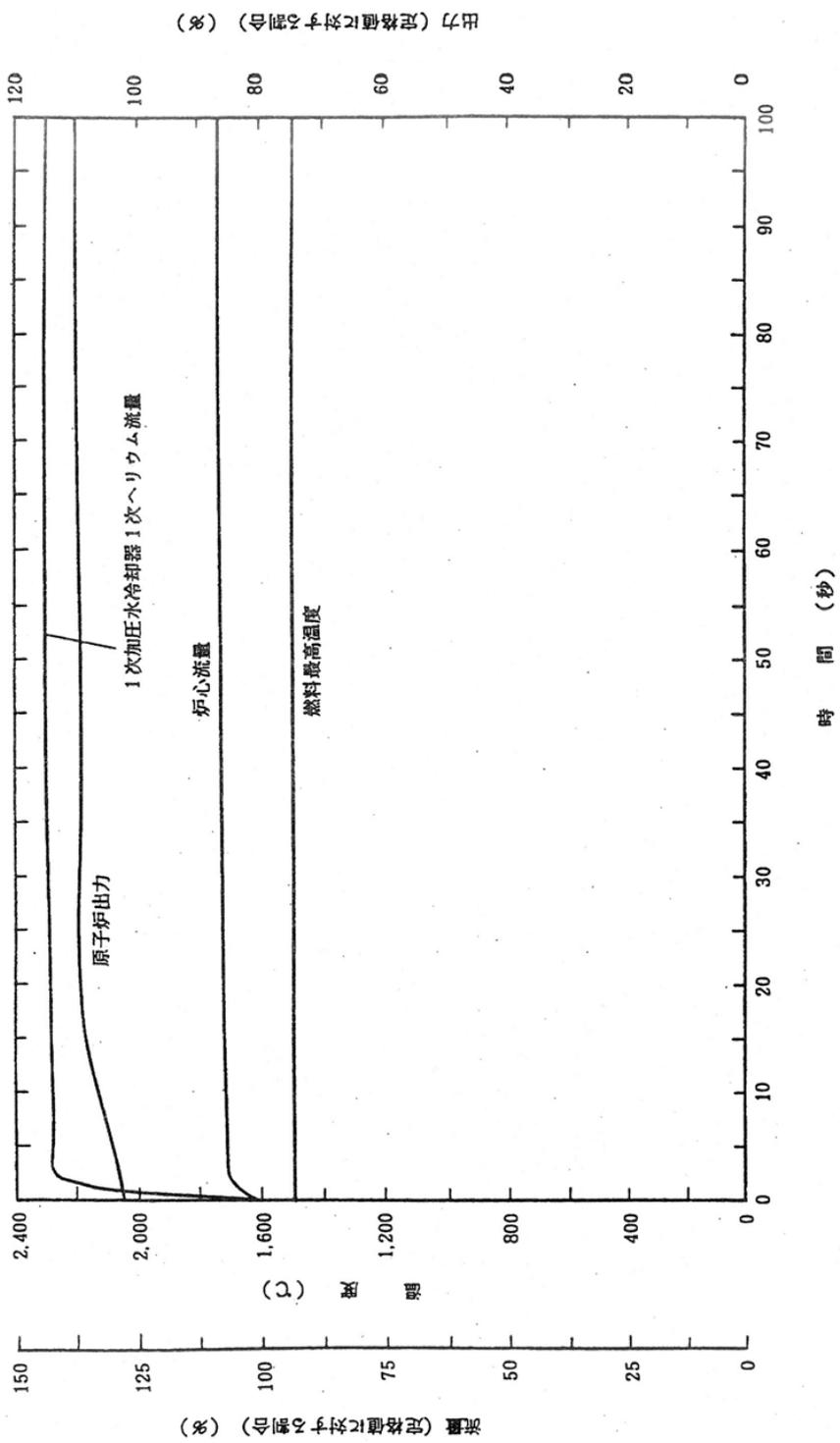
第2.4.5図 1次冷却材流量の減少  
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)



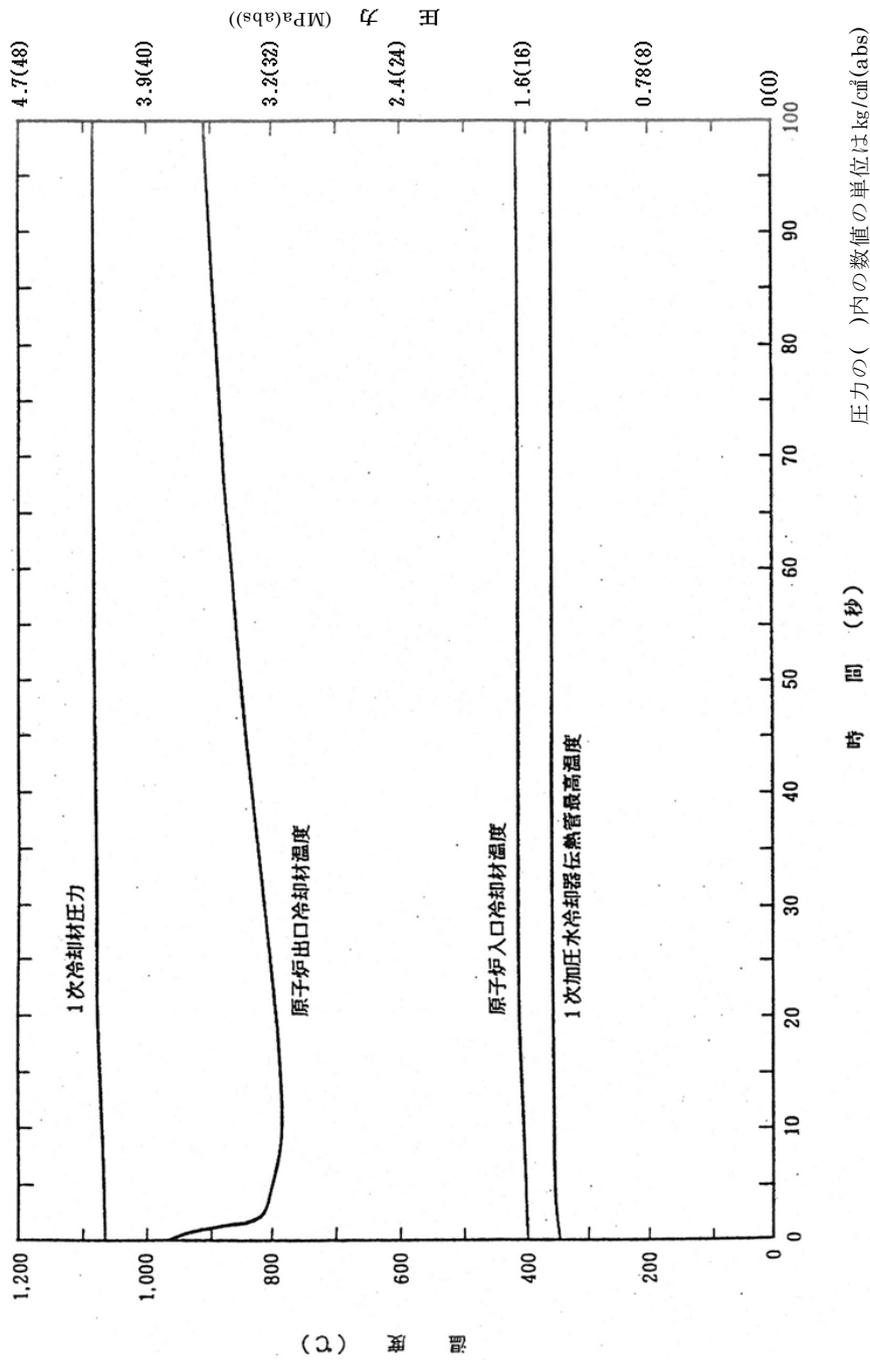
第2.5.1.1図 1次冷却材流量の増大  
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇)(1)



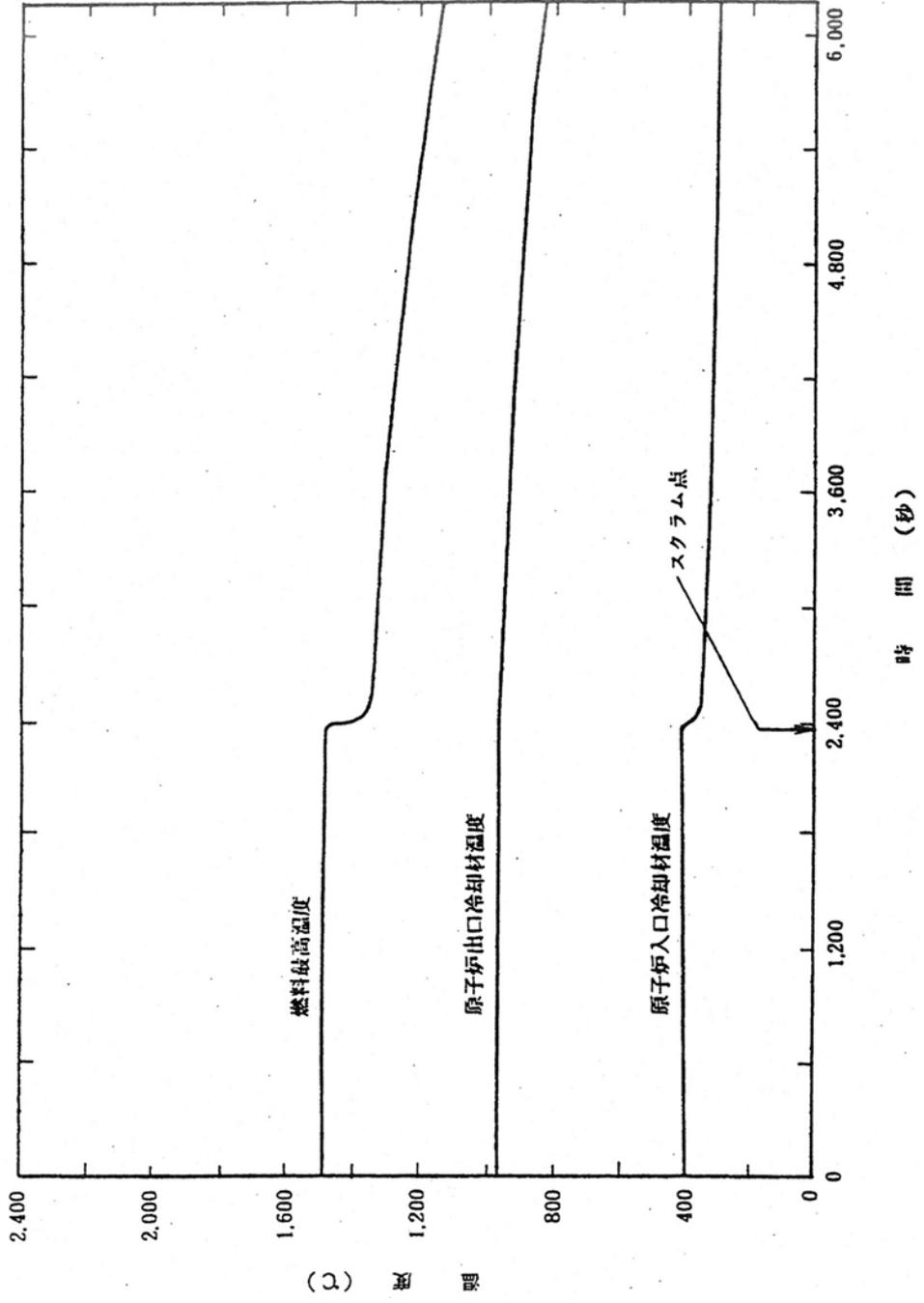
第2.5.2図 1次冷却材流量の増大  
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(2)



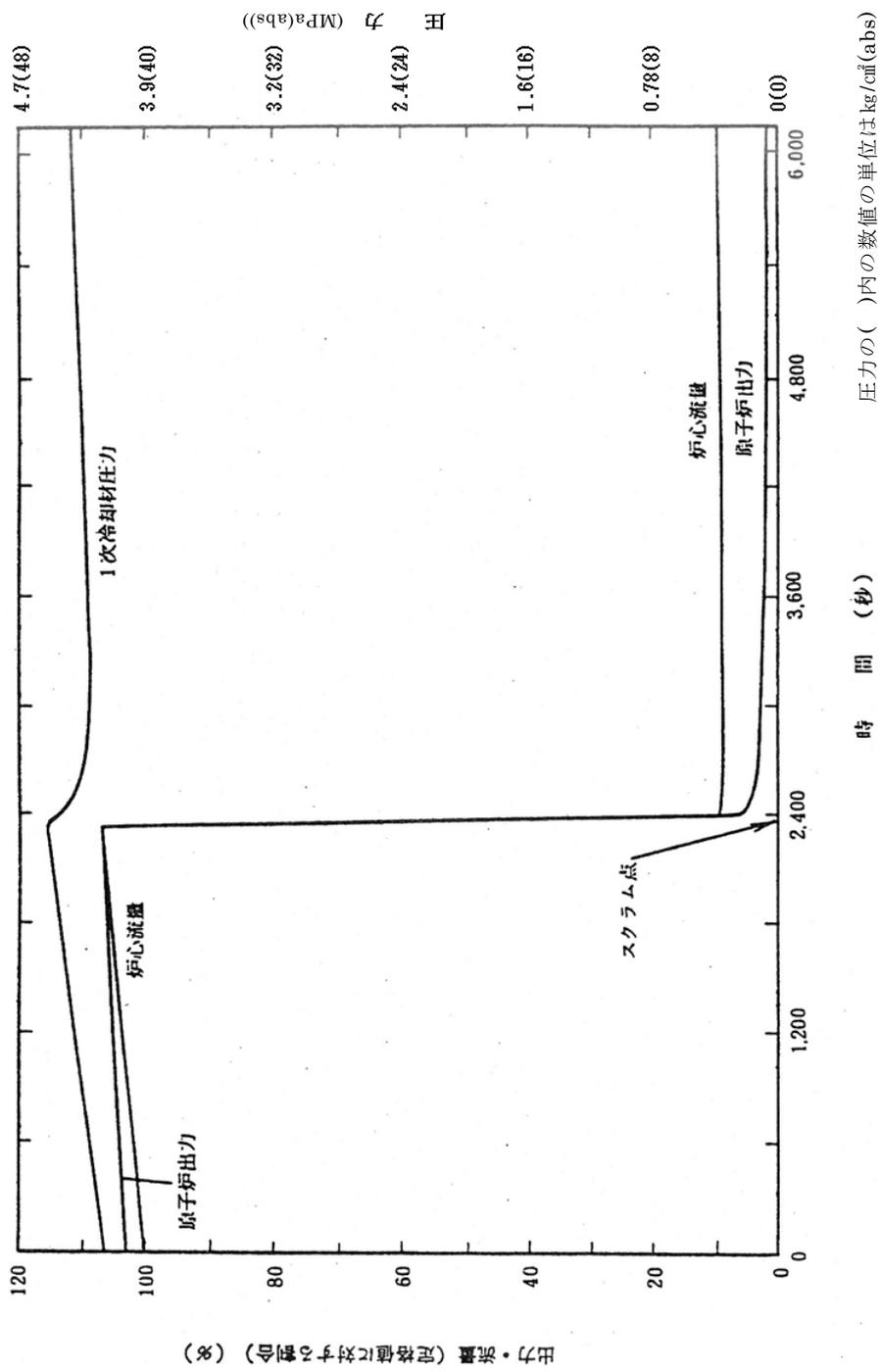
第2.5.3図 1次冷却材流量の増大  
(1次加圧水冷却器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(1)



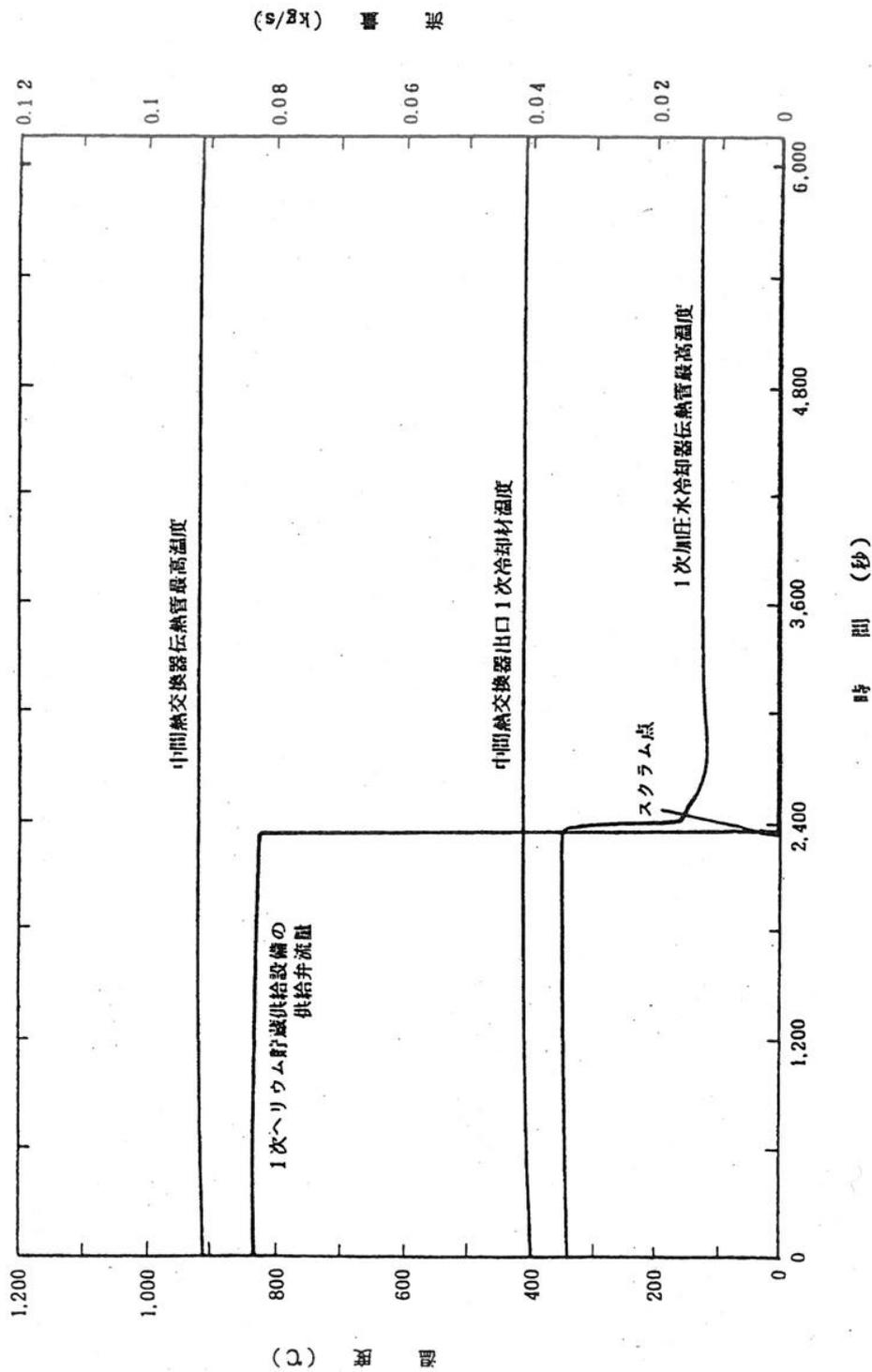
第2.5.4図 1次冷却材流量の増大  
(1次加圧水冷却器用1次へりウム循環機の回転数上昇)(2)



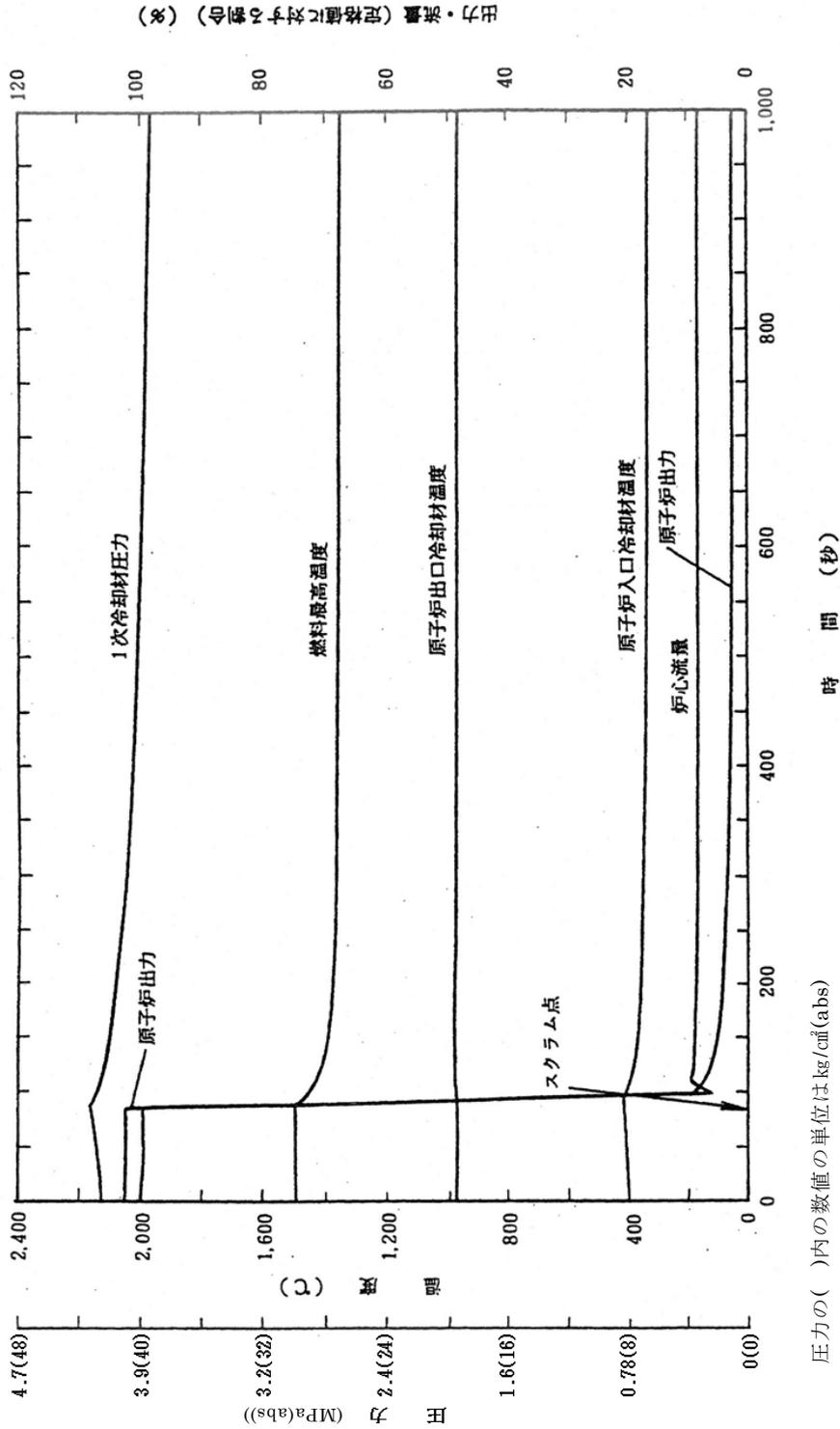
第2.5.5図 1次冷却材流量の増大  
(1次へリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(1)



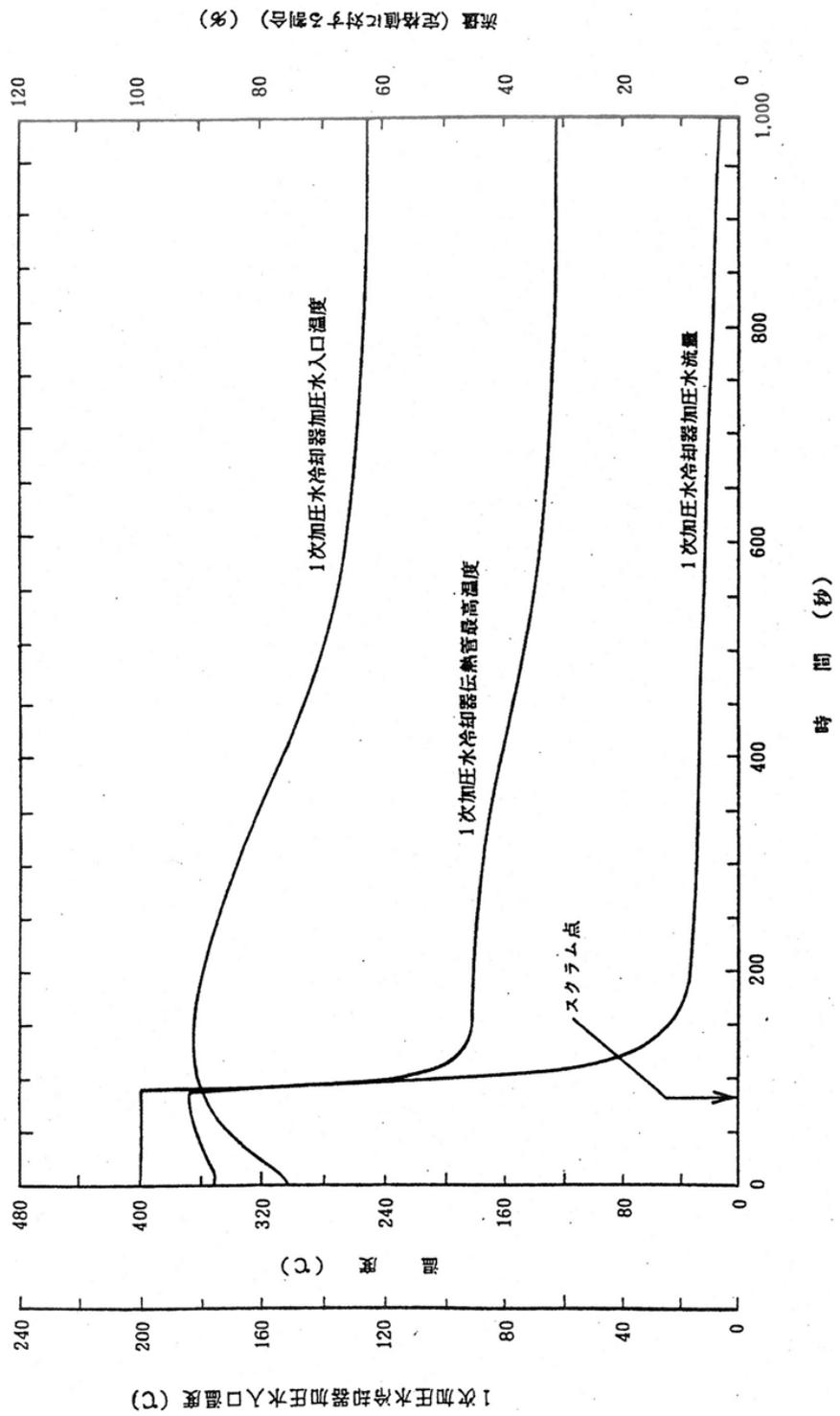
第2.5.6図 1次冷却材流量の増大  
(1次ペリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(2)



第2.5.7図 1次冷却材流量の増大  
(1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(3)

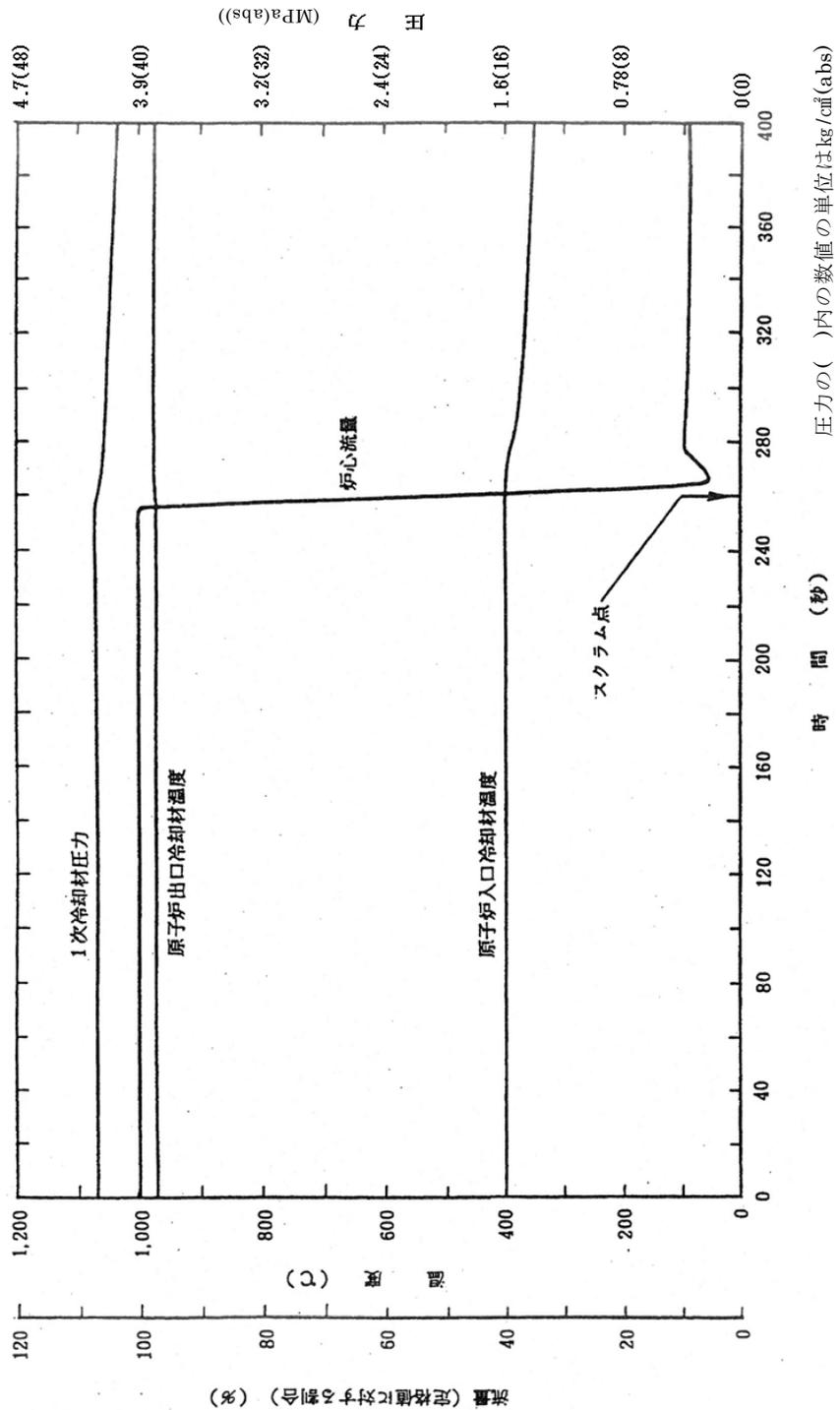


(%) (単位は右軸と同様) 横軸・75

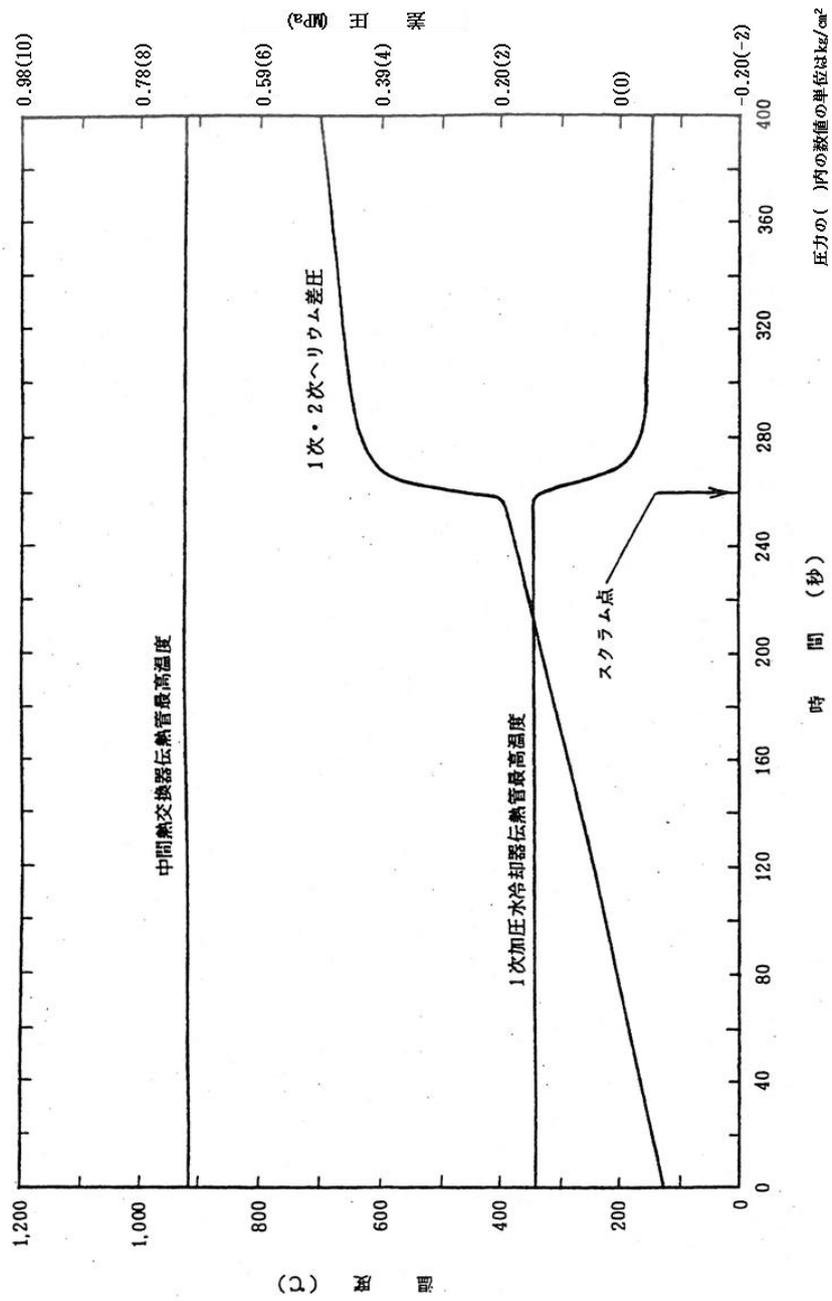


第2.6.2図 2次冷却設備の除熱量の減少  
(加圧水空冷冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転)(2)

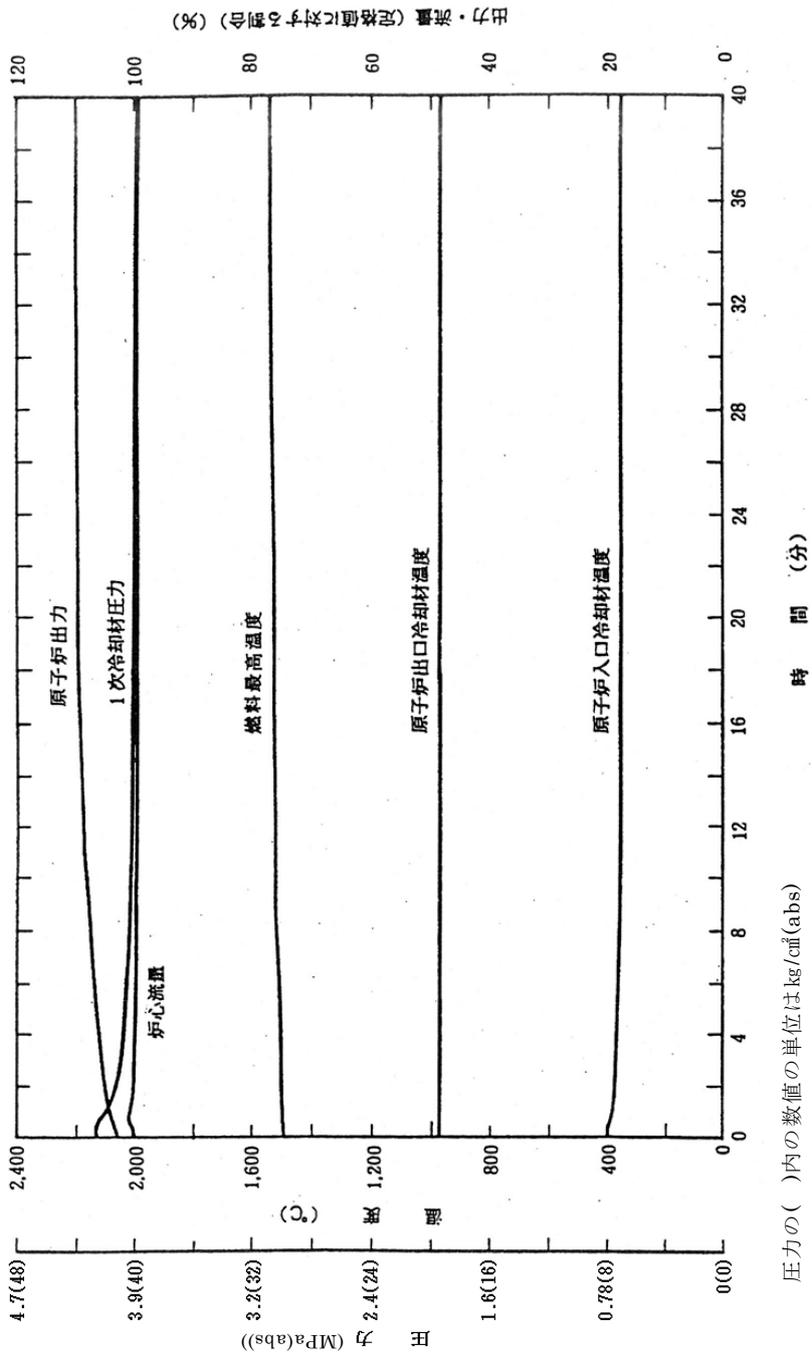




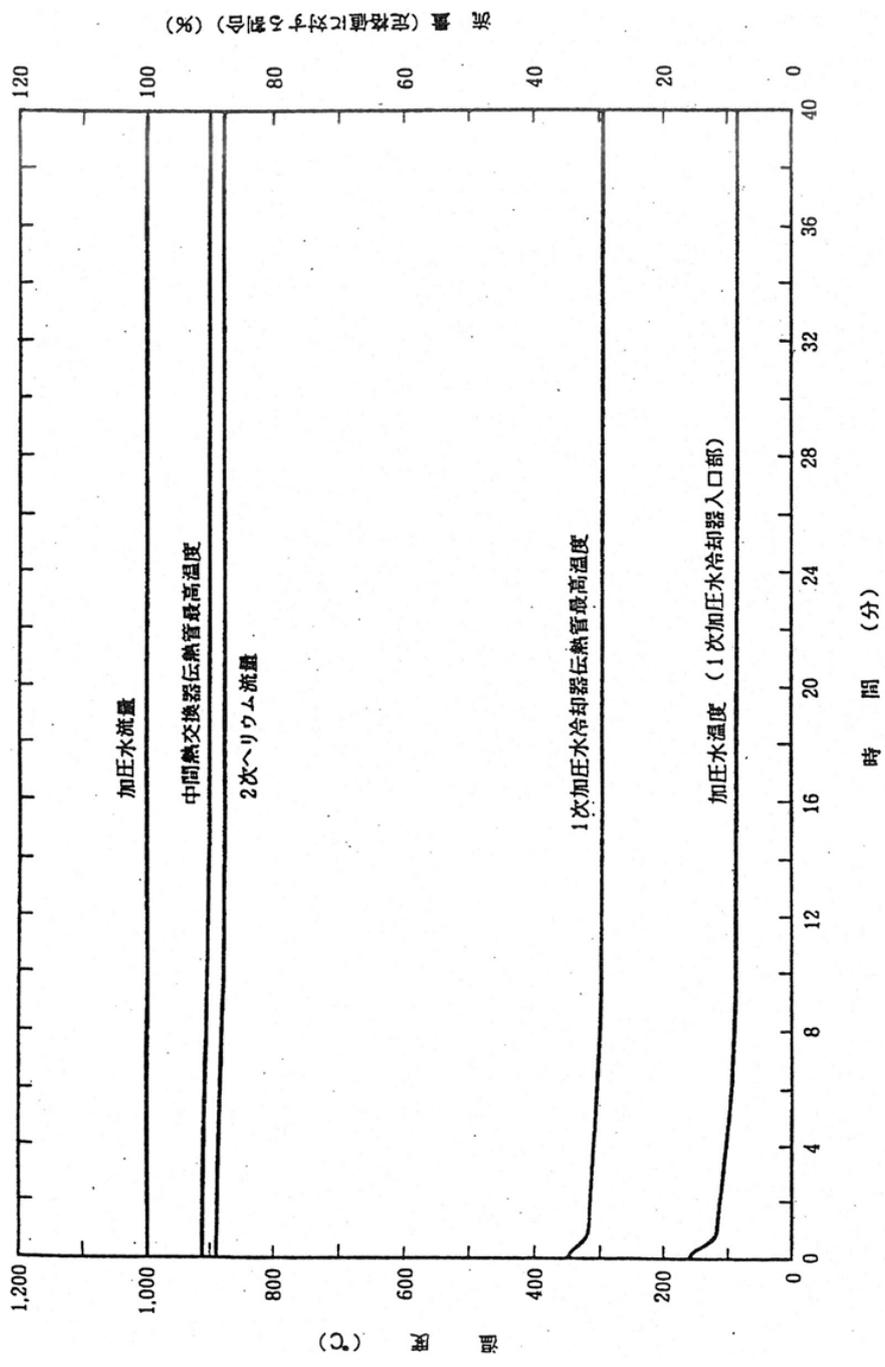
第2.6.4図 2次冷却設備の除熱量の減少  
(2次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開) (2)



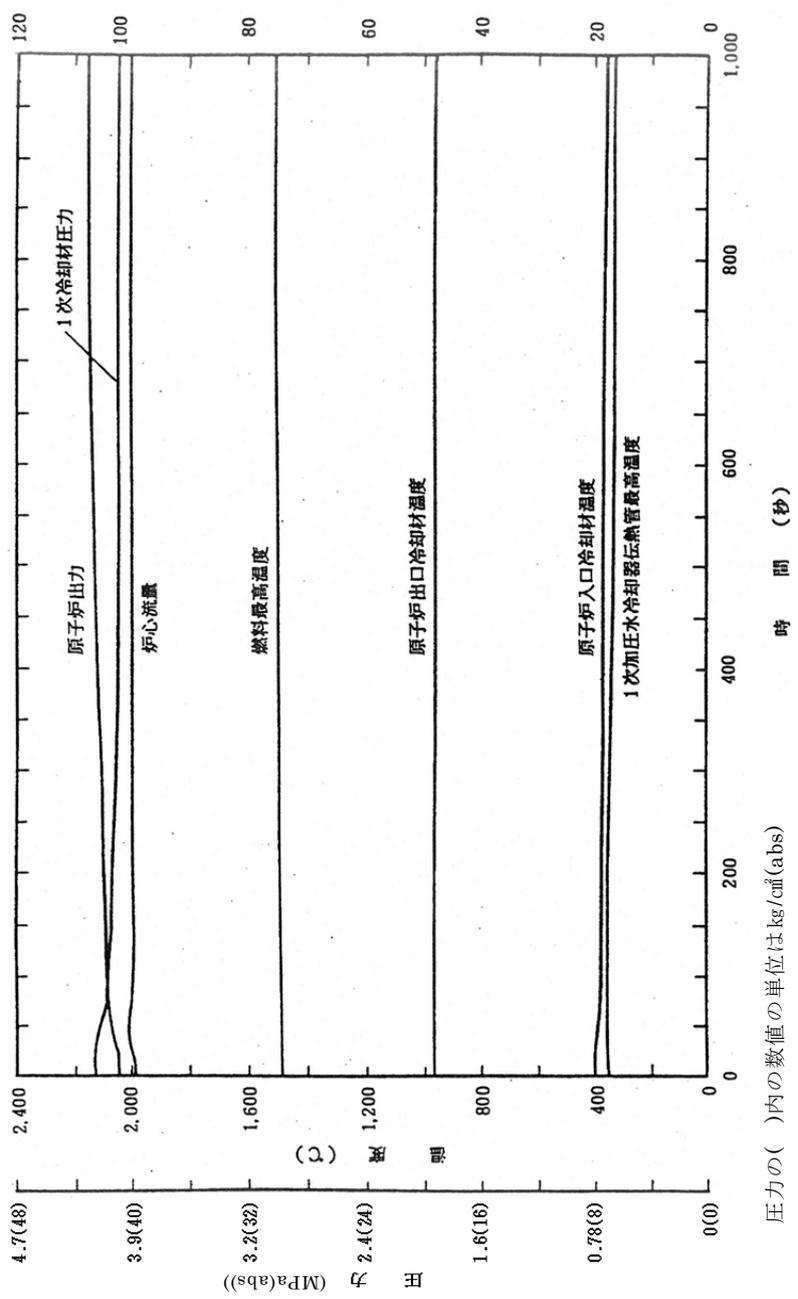
第2.6.5.5図 2次冷却設備の除熱量の減少  
(2次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)



第2.7.1図 2次冷却設備の除熱量の増大  
(並列運転)(1)

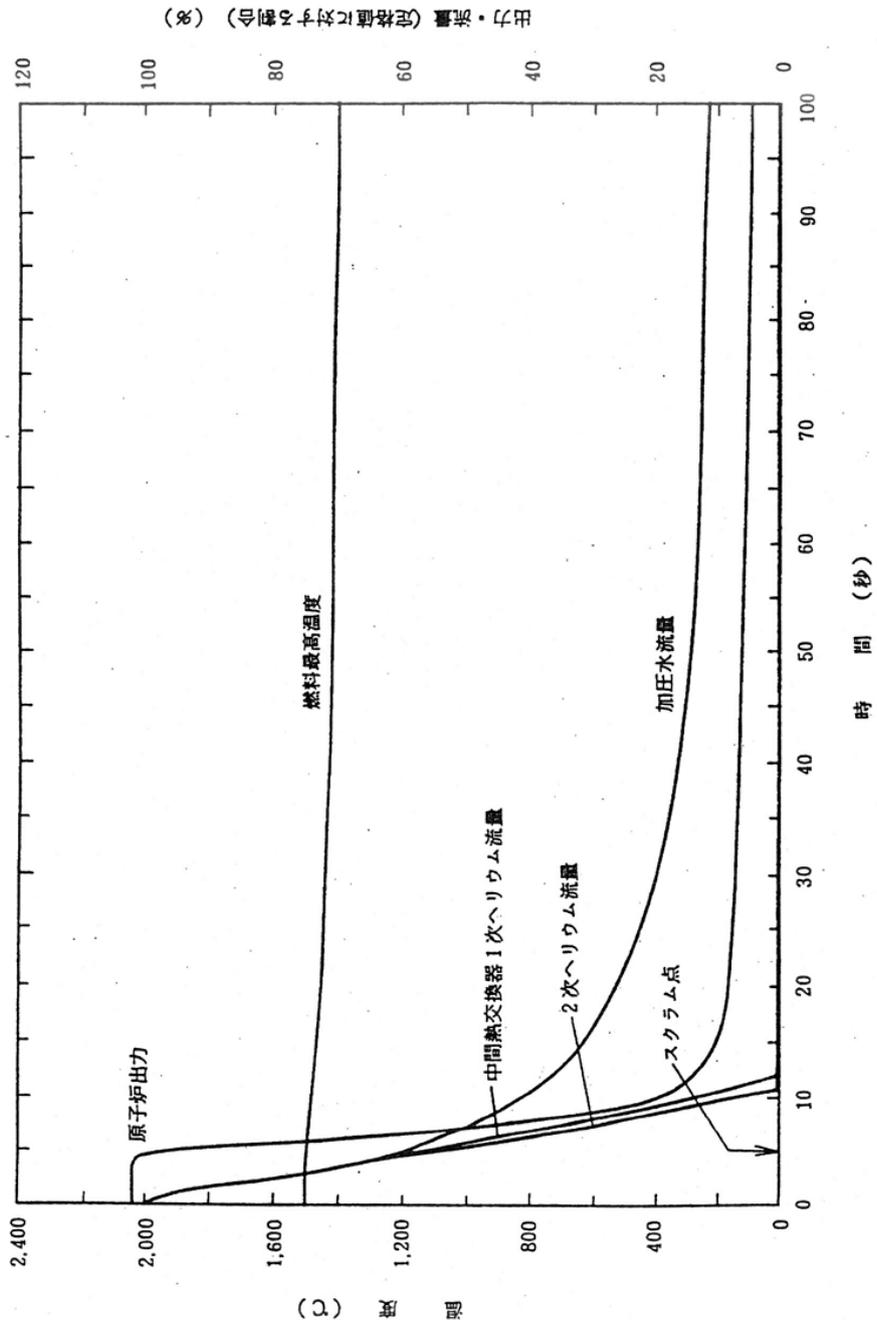


第2.7.2図 2次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転)(2)

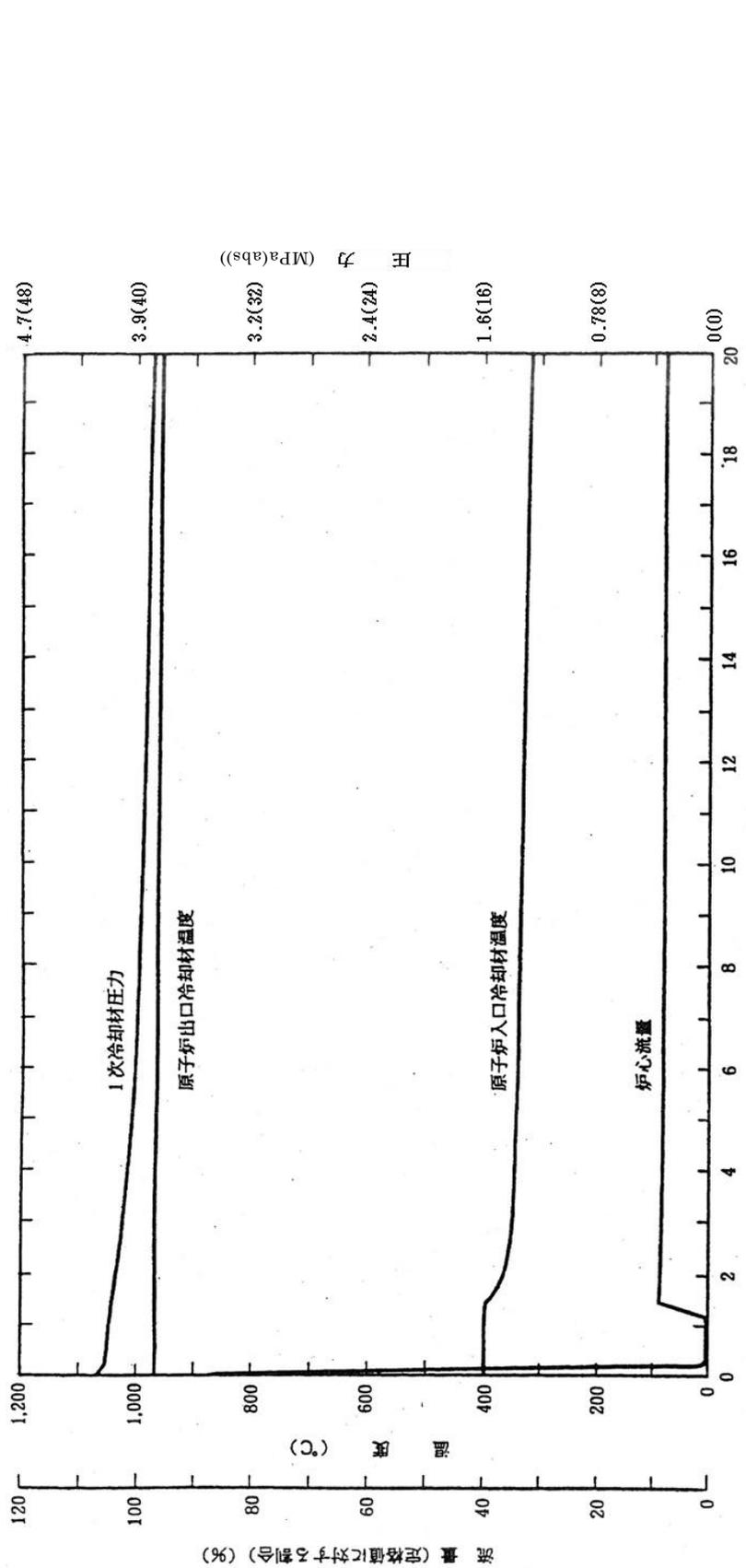


(※) (加圧水冷却器) 運転・停止

第2.7.3図 2次冷却設備の除熱量の増大 (単独運転)

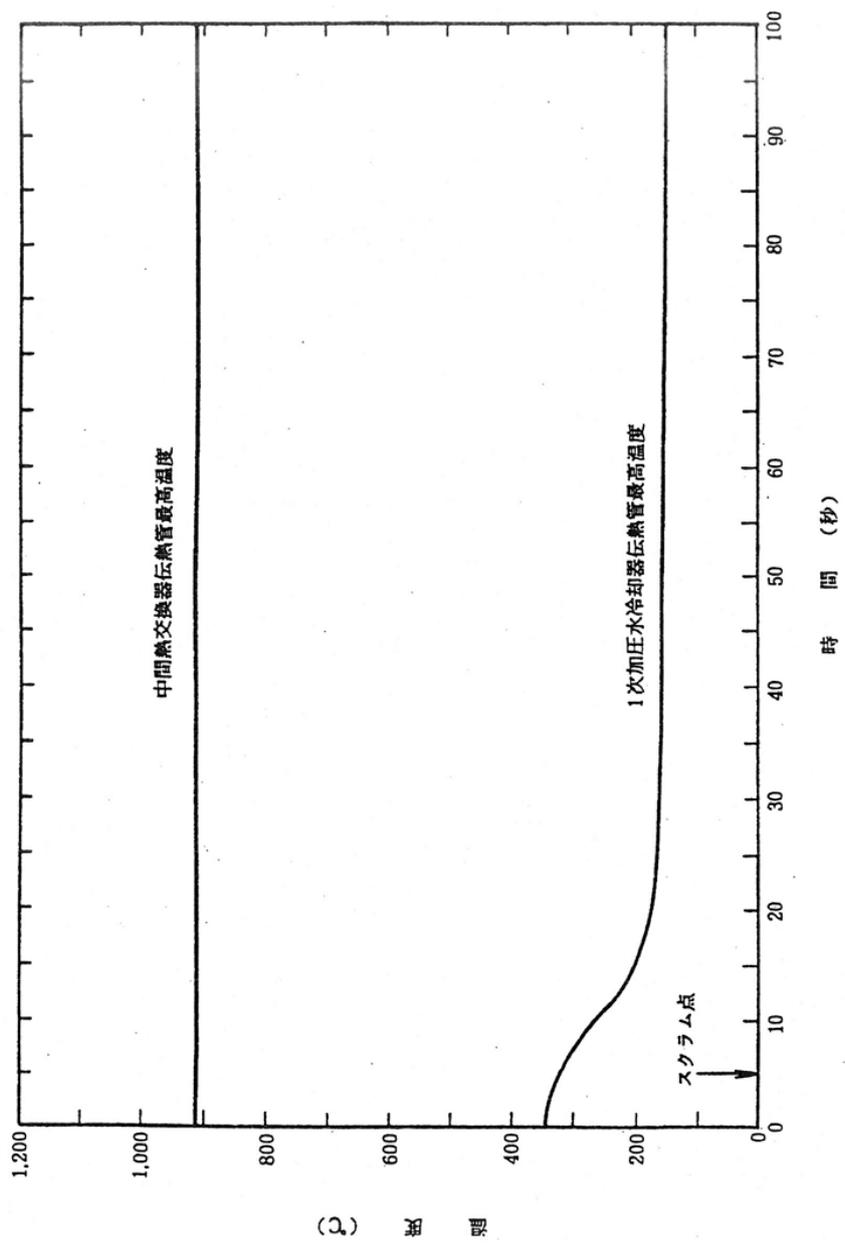


第2.8.1図 商用電源喪失(1)

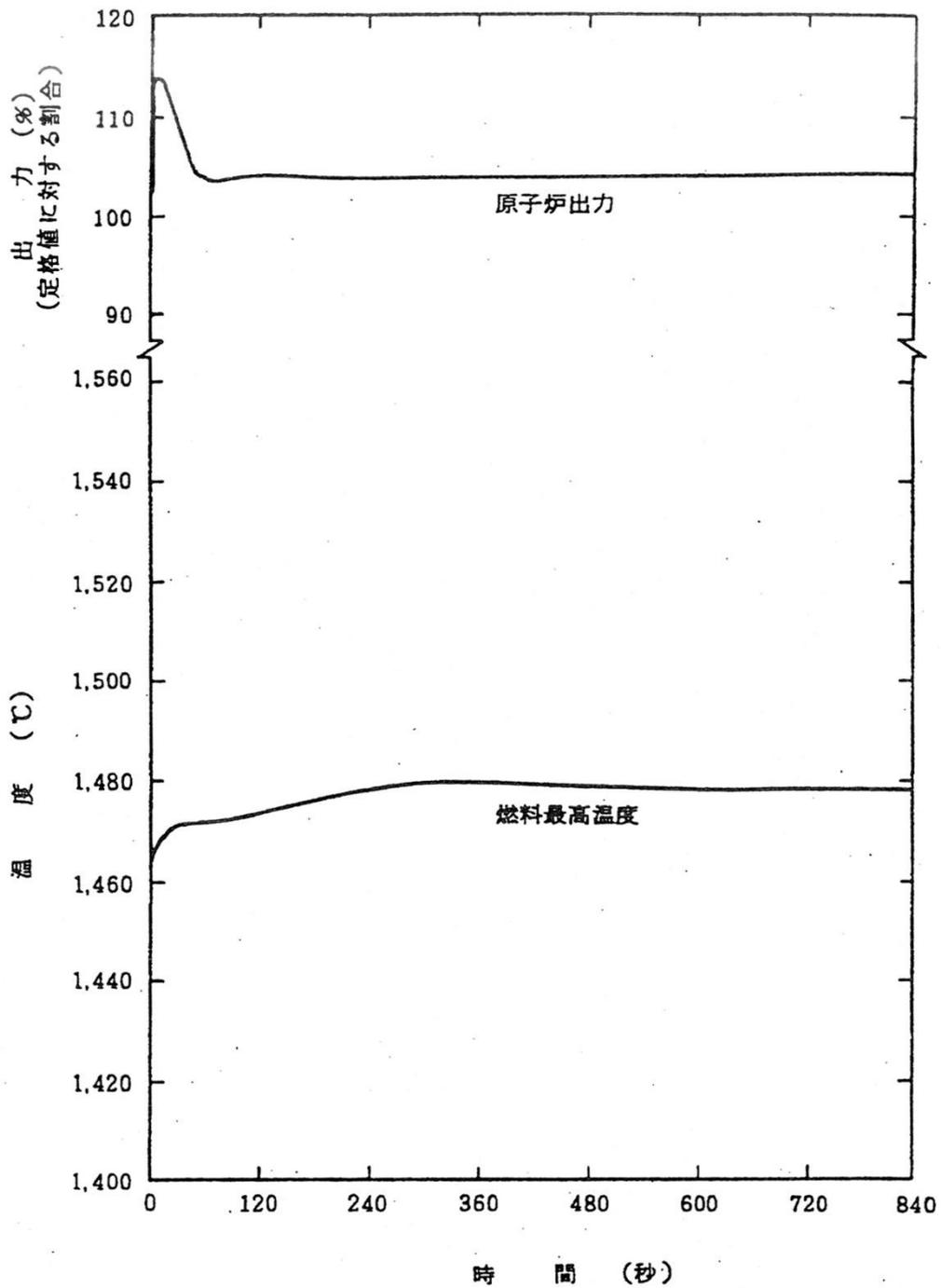


圧力の( )内の数値の単位はkg/cm²(abs)

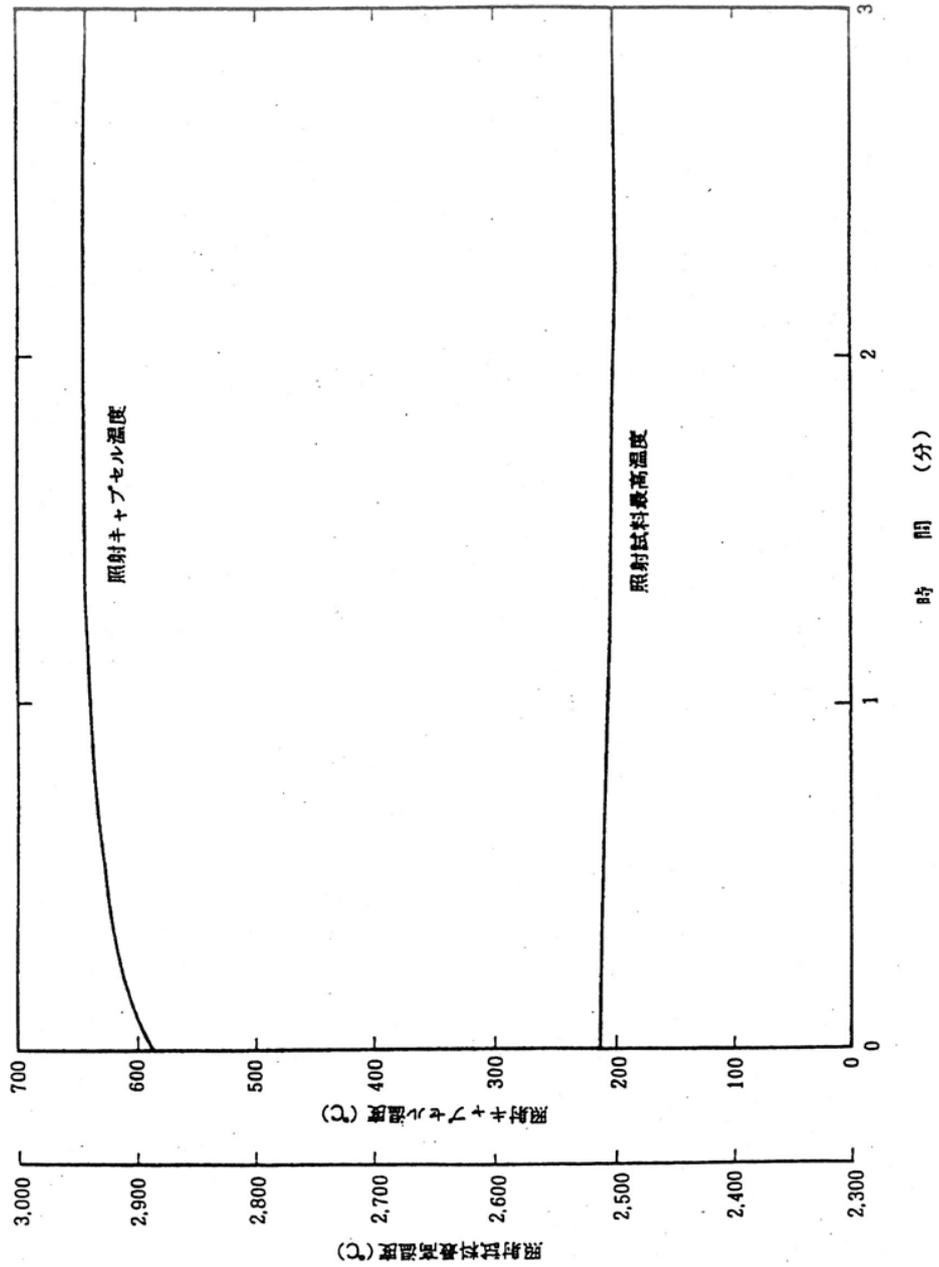
第2.8.2図 商用電源喪失(2)



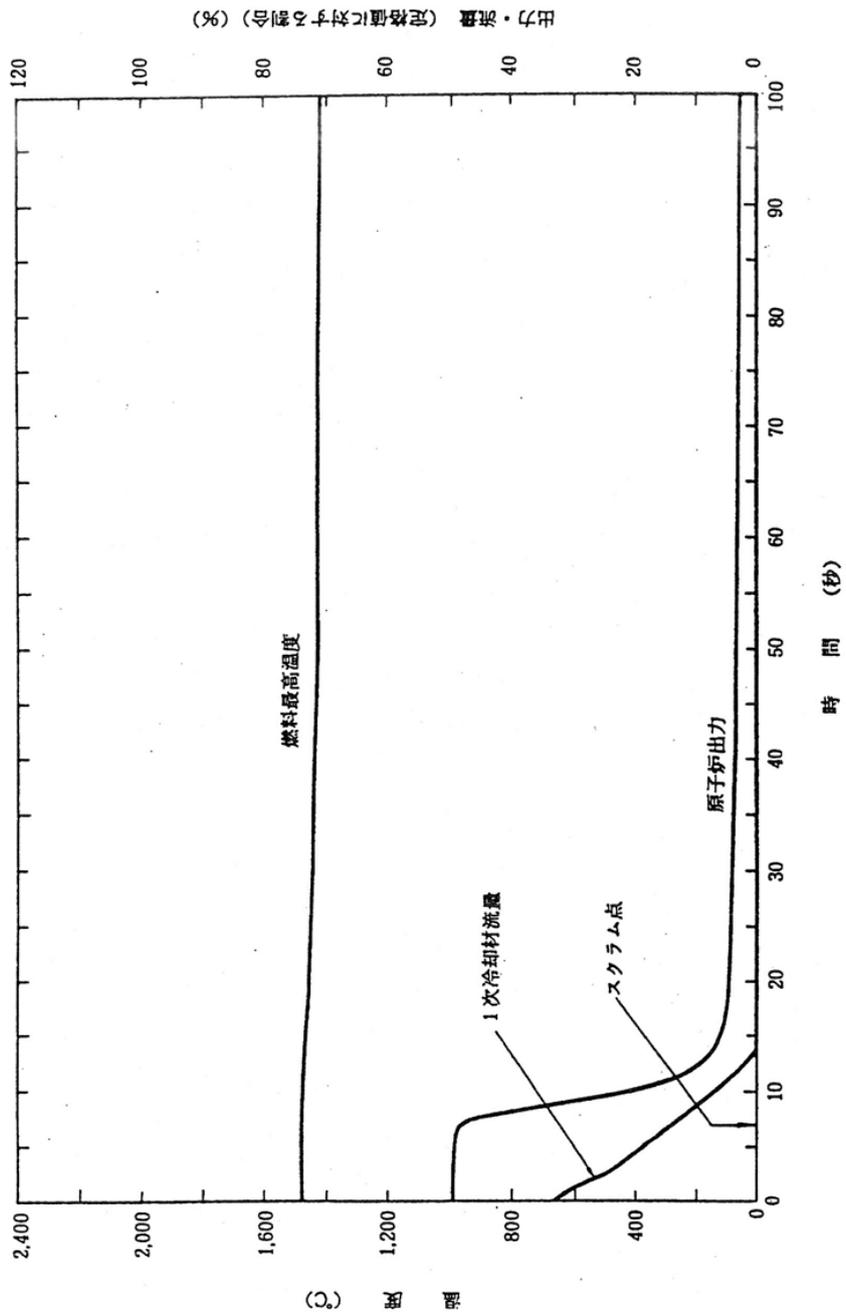
第2.8.3図 商用電源喪失 (3)



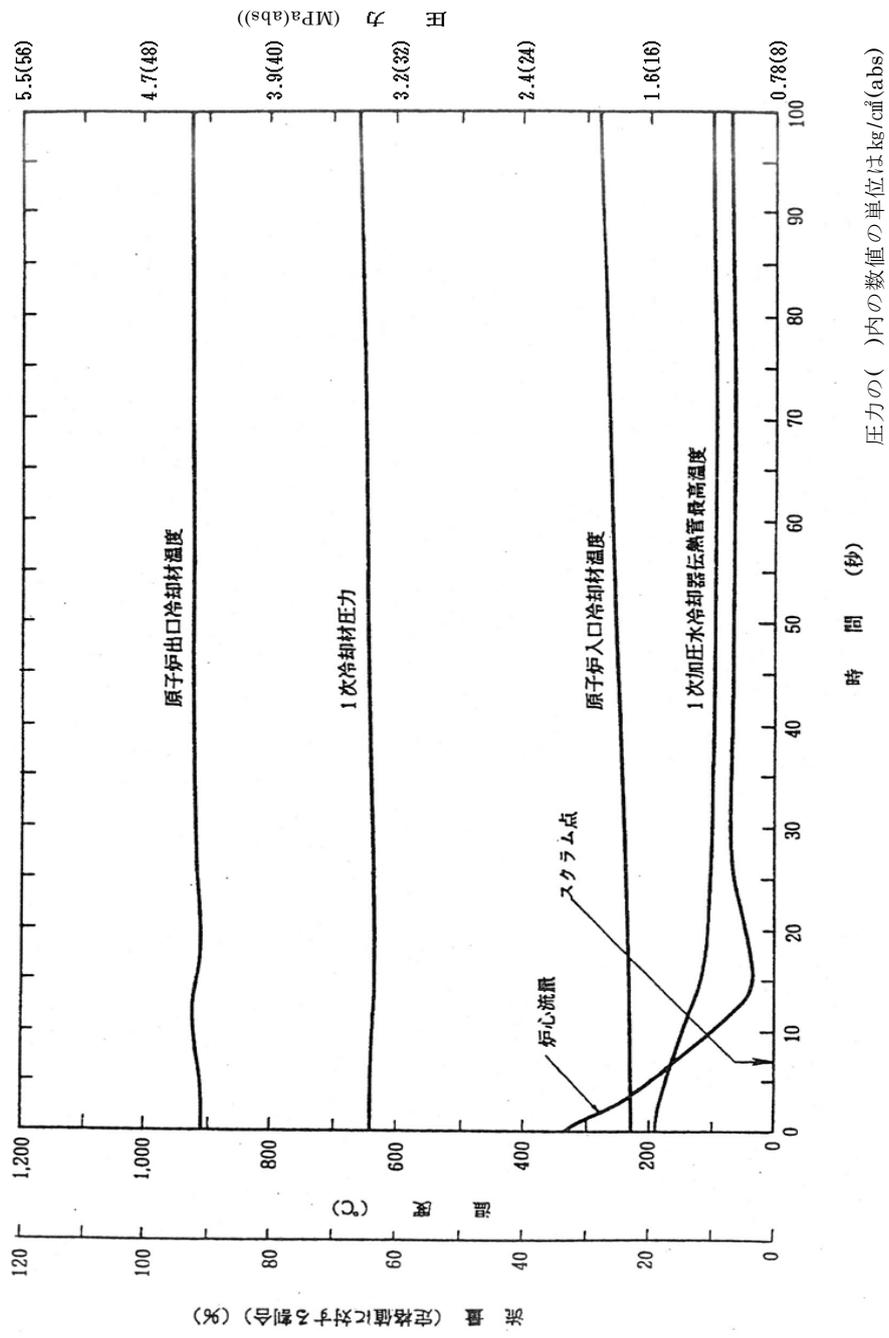
第 2.9.1 図 照射試料及び実験設備の異常  
(照射試料の移動による反応度添加)



第2.9.2図 照射試料及び実験設備の異常(照射キヤプセルの断熱性能の低下)



第2.10.1図 特殊運転時の異常(1)



第2.10.2図 特殊運転時の異常(2) 圧力の( )内の数値の単位はkg/cm<sup>2</sup>(abs)

### 3. 設計基準事故解析

#### 3.1 序

本章では、本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の解析を行い、原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

設計基準事故として、次の事象を評価する。

- (1) 炉心冷却能力の低下
  - a. 燃料体内冷却材流路閉塞事故
  - b. 1次冷却設備二重管内管破損事故
  - c. 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
  - d. 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
  - e. 加圧水配管破断事故
- (2) 減圧事故  
1次冷却設備二重管破断事故
- (3) 水侵入事故  
1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- (4) 1次ヘリウム純化設備に関する事故  
1次ヘリウム純化設備破損事故
- (5) 廃棄物処理設備に関する事故  
気体廃棄物の廃棄施設破損事故
- (6) 照射試料及び実験設備に関する事故
  - a. 照射試験装置スweepガス配管破損事故
  - b. 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
- (7) 制御棒の抜け出し等による事故  
スタンドパイプ破損事故

### 3.2 燃料体内冷却材流路閉塞事故

#### 3.2.1 事故の原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、燃料体内冷却材流路の1流路が閉塞される事象として考える。冷却材流路が閉塞すると閉塞した流路の冷却材流量が喪失し、局部的に燃料が加熱して燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、1次冷却材放射能の監視計装及び燃料破損検出装置による核分裂生成物の検出によって、運転員が異常を検知して、必要な操作を行うとともに必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備、炉心構成要素及び炉内構造物の材料選定、設計、製作及び据付けは、関連する規格、基準等に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分行い、1次冷却設備内に異物が発生しないよう十分に配慮する。
- b. 運転状態の監視及び炉心の異常監視のため、炉心の各領域出口での冷却材温度及び放射能の濃度を測定し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一、1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の量が異常に増加した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材放射能高」信号により原子炉は自動停止する。

#### 3.2.2 事故経過の解析

##### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コードFLOWNET/TRUMPによって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 出力及び燃料温度の最も高い燃料カラムの冷却材流路のうち、1流路が完全閉塞された場合を想定する。
- c. 流路閉塞を想定した1燃料カラムを対象として、側面は断熱境界とし、各燃料体の上下面に平行な冷却材の流れはないものとする。
- d. 設計基準事故発生後も原子炉出力及び1次冷却材流量は、初期値を維持するものとする。

(2) 解析結果

1 流路の燃料体内冷却材流路の閉塞により発生する各冷却材流路内の燃料最高温度を第 3.2.1 図に示す。

燃料カラム内の燃料体内冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞した場合、閉塞流路内の燃料最高温度は、燃料体の上から 3 段目の下部で 1,653°C まで上昇し、燃料体内の閉塞した流路に隣接する流路内の燃料温度も約 1,600°C まで上昇する。この時、その他のカラム内の燃料温度の過度な上昇はない。

また、原子炉出力及び 1 次冷却材流量は初期値を維持していることから、この場合の炉心出口冷却材温度及び 1 次冷却材圧力は初期値とほとんど変わらない。

3.2.3 結 論

この設計基準事故において、流路閉塞を生じた流路及びそれに隣接する流路内の燃料温度は上昇するが、この時、その他のカラム内の燃料温度はほとんど上昇しないことから、炉心は過度の損傷を起こすことなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.3 1次冷却設備二重管内管破損事故

#### 3.3.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、1次冷却材の一部が破損部を通して中間熱交換器又は1次加圧水冷却器に戻り、炉心をバイパスする事象として考える。炉心流量が減少すると、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇し、燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備二重管内管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、1次冷却設備二重管内管の破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備二重管の高温ヘリウムガス流路を形成するライナと内管の間には内部断熱材を設置し、内管の温度を十分低く保つようにする。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「炉心差圧低」信号、「原子炉出口冷却材温度高」信号等により、原子炉は自動停止する。
- d. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。

### 3.3.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故直後の解析は、計算コード THYDE-HTGR により行う。また、原子炉スクラム後の長時間の解析は計算コード TAC-NC により行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 原子炉压力容器内で内管が瞬時に完全両端破断するものとする。<sup>(1)</sup>
- c. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「炉心差圧低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第 1.3.2 表に示した値を用いる。
- d. 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で設計基準事故が起こるものとする。したがって、燃料温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。また、原子炉压力容器の温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、原子炉压力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。
- e. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障の仮定として、炉容器冷却設備の 1 系統が不作動とする。

#### (2) 解析結果

1 次冷却設備二重管内管が完全破断した場合の設計基準事故後 40 秒までのプラントの挙動を第 3.3.1 図に示す。設計基準事故後、破断部を通る流れが発生し、炉心を流れる冷却材流量は急速に減少し、約 0.7 秒で「炉心差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、徐々に低下する。

原子炉スクラムから約 100 時間の燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度を、第 3.3.2 図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約 1,135°C に低下した後、再び上昇するが、初期値を上回ることはない。また、原子炉压力容器の最高温度は、原子炉压力容器側部に生じ、設計基準事故後約 25 時間で約 515°C まで上昇するが、制限温度を超えることはない。更に、1 次冷却材圧力は、設計基準事故後約 35 時間で約 4.50MPa (abs) (約 45.9kg/cm<sup>2</sup> (abs)) まで上昇するに留まる。

### 3.3.3 結 論

この設計基準事故において、「炉心差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.4 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故

#### 3.4.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、2次ヘリウム冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、2次ヘリウムの一部が破損部を通して2次加圧水冷却器に戻り、中間熱交換器をバイパスする事象として考える。中間熱交換器の2次ヘリウム流量が低下すると、中間熱交換器による除熱能力が低下し、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム冷却設備二重管内管の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 2次ヘリウム冷却設備二重管の高温ヘリウムガス流路を形成するライナと内管の間に内部断熱材を設置し、内管の温度を十分低く保つようにする。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号、「原子炉出口冷却材温度高」信号又は「1次・2次ヘリウム差圧大」信号により、原子炉は自動停止する。
- d. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 3.4.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム内管が中間熱交換器出口部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。なお、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号による自動停止は、1次・2次ヘリウム差圧制御系により1次冷却材と2次ヘリウム冷却材の差圧が維持されたとして考えないものとする。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損が起こった場合のプラントの挙動を第3.4.1図から第3.4.3図に示す。2次ヘリウム冷却設備二重管内管の破損発生後、約47秒で「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は約47秒後に約1,497℃に上昇することとまる。

一方、中間熱交換器には1次ヘリウム流量に応じた入熱が続き、中間熱交換器伝熱管最高温度は上昇するが、約52秒後に約956℃に達することとまる。また、1次冷却材圧力は約4.30MPa(abs) (約43.8kg/cm<sup>2</sup>(abs))、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約346℃まで上昇することとまる。

### 3.4.3 結 論

この設計基準事故において、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.5 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故

#### 3.5.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、2次ヘリウム冷却設備二重管が瞬時に破断し、2次ヘリウムの流量が喪失する事象として考える。2次ヘリウム流量が喪失とすると、中間熱交換器による除熱ができなくなり、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、中間熱交換器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 2次ヘリウム冷却設備二重管の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、2次ヘリウム冷却設備二重管破断が起こる可能性を小さくする。
- b. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「2次ヘリウム流量低」信号、「1次・2次ヘリウム差圧大」信号、「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」信号又は「原子炉出口冷却材温度高」信号により、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 3.5.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 2次ヘリウム冷却設備二重管が、中間熱交換器出入口ノズル部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「2次ヘリウム流量低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

2次ヘリウム冷却設備二重管破断が起こった場合のプラントの挙動を第3.5.1図から第3.5.3図に示す。2次ヘリウム冷却設備二重管の破断発生後、約1.6秒で「2次ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることはない。中間熱交換器伝熱管最高温度は、約14秒後に約921℃に達するにとどまる。また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は初期値を上回ることはない。

### 3.5.3 結 論

この設計基準事故において、「2次ヘリウム流量低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.6 加圧水配管破断事故

#### 3.6.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、加圧水配管が瞬時に破断し、1次及び2次加圧水冷却器伝熱管内の加圧水が喪失する事象として考える。加圧水が喪失すると加圧水冷却器による除熱ができなくなり、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇するとともに、加圧水冷却器伝熱管温度が上昇する可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 加圧水配管の材料選定、設計、製作及び据付けは、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理と工程管理を十分に行い、加圧水配管破断が起こる可能性を小さくする。更に、使用する水の水質を厳重に管理することにより、加圧水配管の破断の可能性を小さくする。
- b. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧高」信号、「1次加圧水冷却器出口ヘリウム温度高」信号又は「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- c. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 3.6.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 加圧水配管が、加圧水循環ポンプ出口部近傍で、瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧高」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第1.3.2表に示した値を用いる。
- e. 商用電源は使用できないものとする。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。

#### (2) 解析結果

加圧水配管の破断が起こった場合のプラントの挙動を第3.6.1図から第3.6.3図に示す。加圧水冷却設備の配管の破断発生後、加圧水圧力が低下し、約4秒で「1次冷却材・加圧水差圧高」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、1次冷却材圧力は約4.19MPa(abs)(約42.7kg/cm<sup>2</sup>(abs))まで上昇することとまる。

1次加圧水冷却器の1次ヘリウム循環機の制動停止特性に従った流量に応じた入熱が約10秒続くが、その間加圧水のブローダウンが継続し、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は約368℃まで上昇することとまる。

### 3.6.3 結 論

この設計基準事故において、「1次冷却材・加圧水差圧高」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.7 1次冷却設備二重管破断事故

#### 3.7.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管が瞬時に完全両端破断し、1次冷却材が原子炉冷却材系外に放出され、1次冷却材圧力が急速に減圧する事象(減圧事故)として考える。

減圧事故が発生すると、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇し、また、破断部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。一方、放出された1次冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与えることなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講ずる。

- a. 1次冷却設備二重管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行い、品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行うことによつて、1次冷却設備二重管の破断が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備の過圧を防止するため安全弁を設ける。
- c. 原子炉格納容器内のエリアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを早期に検知する。
- d. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。
- f. 1次冷却設備二重管の破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。
- g. 「原子炉格納容器内圧力高」又は「原子炉格納容器内放射能高」の工学的安全施設作動信号により原子炉格納容器を隔離し、放出された1次冷却材を原子炉格納容器内に閉じ込める。更に非常用空気浄化設備を作動させることにより、サービスエリア内を負圧に維持し、放射性物質の環境への放出を抑制する。
- h. 炉容器冷却設備及び非常用空気浄化設備は、商用電源が利用できない場合にもその機能を果たせるように、非常用発電機からの給電によつて駆動できるように設計する。

### 3.7.2 事故経過の解析

#### 3.7.2.1 炉心冷却性能の評価

##### (1) 解析条件

設計基準事故直後の挙動は、計算コード THYDE-HTGR により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の挙動は、計算コード TAC-NC により解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍で瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第 1.3.3 図に示す最小値を用いる。
- d. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号によるものとし、信号の設定値と応答時間は、第 1.3.2 表に示した値を用いる。
- e. 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で設計基準事故が起こるものとする。したがって、燃料温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。  
また、原子炉圧力容器の温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率は、原子炉圧力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。
- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障として、炉容器冷却設備の1系統が不作動とする。

##### (2) 解析結果

設計基準事故後 25 秒までのプラントの挙動を第 3.7.1 図に示す。設計基準事故後、1次冷却材圧力は急速に減圧し、約 0.9 秒で「1次冷却材・加圧水差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく徐々に低下する。

原子炉スクラムから長期間の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度を第 3.7.2 図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約 1,135°C に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、設計基準事故後約 20 時間で約 530°C になるが、制限温度を超えることはない。

### 3.7.2.2 原子炉格納容器健全性の評価

#### (1) 解析条件

設計基準事故後の原子炉格納容器内へ放出される質量とエネルギーは、計算コード RATSAM6 により解析し、原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動は、計算コード COMPARE-MOD1 により解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の並列運転状態とする。
- b. 1 次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍で瞬時に完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉格納容器内圧を計算する場合は、放出された冷却材からの熱吸収体としては、放出された冷却材と接するコンクリートのみとし、熱吸収を保守的に小さく見積もるため、熱伝達率は  $6\text{W/m}^2\cdot\text{K}$  ( $5\text{kcal/m}^2\cdot\text{h}\cdot^\circ\text{C}$ )、また、コンクリートの熱伝導率は  $1.4\text{W/m}\cdot\text{K}$  ( $1.2\text{kcal/m}\cdot\text{h}\cdot^\circ\text{C}$ ) とする。
- d. 原子炉格納容器からの漏えいによる内圧の低下はないものとする。

#### (2) 解析結果

原子炉格納容器の内圧挙動を第 3.7.3 図に示す。

1 次冷却材の放出により、原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で約  $0.46\text{MPa (abs)}$  (約  $4.7\text{kg/cm}^2\text{(abs)}$ ) に上昇するが、その後時間とともに減少する。

原子炉格納容器及び原子炉格納容器雰囲気温度を第 3.7.4 図に、また、原子炉格納容器内のコンクリート温度を第 3.7.5 図に示す。

原子炉格納容器雰囲気の最高温度は、約 1 秒後に約  $390^\circ\text{C}$ 、1,000 秒後に  $100^\circ\text{C}$  以下となり、時間とともに減少する。

この際、原子炉格納容器温度は約  $85^\circ\text{C}$  まで上昇する。また、コンクリートの温度は約  $100^\circ\text{C}$  まで上昇するが、その後時間とともに減少する。

### 3.7.2.3 炉内黒鉛構造物の酸化評価

#### (1) 解析条件

設計基準事故発生後、原子炉格納容器内の空気は、拡散により破断口から原子炉圧力容器内へ侵入し、自然循環が発生する。発生した自然循環による炉内への空気侵入量はTAC-NCにより解析する。

黒鉛構造物の酸化は、黒鉛構造物の温度が低いと反応速度は遅いが、構造物内部まで酸素が侵入し、黒鉛と反応するために内部で密度減少が生じ、黒鉛材の強度が低下する。一方、高温になるにつれて反応速度は早くなるが、酸化は黒鉛構造物表面に限定された肉べりとなり、黒鉛構造物の荷重支持能力が低下する。ここで、黒鉛構造物がどれだけ酸化されたかを示すものとして、黒鉛構造物の酸化による重量減少をそれと等価な肉べり量で換算した等価肉べり量を用いる。黒鉛構造物の酸化解析は、計算コードGRACEにより解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、サポートポストの解析については1.3.1で述べた基準炉心の並列運転状態とし、黒鉛ブロックの解析については1.3.1で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 混合気体の侵入は、設計基準事故後時間遅れをもって発生することを考慮し、評価対象物ごとに最も厳しくなる時間遅れを用いて解析する。
- c. 黒鉛と酸素の反応速度は、黒鉛の種類により異なるため、使用黒鉛材料について実施した酸化試験より、各黒鉛の反応速度の上下限値を定め、評価すべき黒鉛構造物の酸化量が多くなるように使いわけるとする。具体的には、対象とする黒鉛の反応速度は上限値を、それ以外の黒鉛の反応速度は下限値を使用する。
- d. 黒鉛材中の酸素の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った値とする。
- e. 黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生成される。解析では、黒鉛酸化量を多めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスは全て一酸化炭素とする。これは、生成ガスの燃焼可能性を評価する点からも厳しい仮定である。

#### (2) 解析結果

設計基準事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外との間に自然循環が形成され、空気とヘリウムからなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。

炉心支持黒鉛構造物及び炉心黒鉛構成要素は、混合気体中の酸素により酸化腐食される。

酸化されるサポートポストの胴部表面からの酸化率分布を第3.7.6図に示す。酸化前のサポートポストの半径75mmに対して約6mmの等価肉べり量となるが、サポートポストの残存等価直径は約138mmあるため、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約3.6mmとなるが、残存等価厚さは約6.4mm厚さを有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。

なお、厚さ10mmの黒鉛スリーブ底板を有する燃料限界照射試料は、酸化後でも約6.6mmの底板の厚さを有しており、燃料試料を保持するに必要な強度を有している。

また、一酸化炭素の濃度と燃焼範囲の関係を第3.7.7図に示す。減圧事故後、原子炉格納容器内

の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

### 3.7.2.4 被ばく評価

#### (1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率 60%で、炉心については 3 年間、プラントについては 20 年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の 1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一樣に分布しているものとする。
- c. 原子炉格納容器内へ放出される核分裂生成物としては、1 次冷却設備内を循環する核分裂生成物、1 次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物、炉心及び燃料限界照射試料に蓄積した核分裂生成物を考慮する。これらの核分裂生成物のうち、1 次冷却設備内を循環する核分裂生成物の全量及び 1 次冷却設備の壁面に沈着している核分裂生成物(よう素)の 60%が、設計基準事故後瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとする。

また、炉心及び燃料限界照射試料に蓄積した核分裂生成物の一部は、設計基準事故後の温度変化及び黒鉛酸化により 1 次冷却材中に移行し、次いで原子炉格納容器内に放出されるものとする。

- d. 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、有機よう素が占める割合は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。
- e. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内機器等に付着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を期待しない。
- f. 原子炉格納容器からの漏えい率は、設計では 0.1%/d(常温空気、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力)であるが、評価上は設計基準事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇等を考慮した漏えい率を上回る値として 0.25%/d とする。
- g. 原子炉格納容器からサービスエリアへ漏えいした核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を経て排気管より放出される。このとき、サービスエリア内での核分裂生成物の沈着及び付着の効果はないものとする。
- h. 設計基準事故後、サービスエリアは原子炉格納容器からの漏えい、機器等の放散熱等により昇圧される。このため、評価上は設計基準事故後 5 分間にサービスエリアに放出された核分裂生成物のうち、大気圧との圧力差分に余裕を見込んだ割合(1%)の核分裂生成物が地上放出されるものとする。なお、地上放出割合とその継続時間の算定に当たっては、設計基準事故後約 5 分後に商用電源が喪失するものとする。
- i. 設計基準事故後、非常用空気浄化設備のフィルタ機能が期待できるまでの時間は、評価上 13 分とし、その間、原子炉格納容器からサービスエリアに漏えいした核分裂生成物は、上記 h. で考慮するものを除き、非常用空気浄化設備の設計流量(56m<sup>3</sup>/min)により、排気管から大気中に放出されるものとし、非常用空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

また、13 分以降は、非常用空気浄化設備のフィルタを経て、排気管より大気中に放出されるものとする。

- j. 非常用空気浄化設備のフィルタのよう素除去効率は、設計値(95%)に余裕をもった値として90%とする。
- k. 大気中に放出される核分裂生成物の量を評価する期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。
- 1. 原子炉格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャイン $\gamma$ 線及び直接 $\gamma$ 線については、原子炉建家等の遮蔽効果を考慮して評価する。

(2) 評価方法

a. 評価する線量の種類

1次冷却設備二重管破断事故を想定した場合の敷地境界外での公衆の線量は、次のように計算する。

- (a) 原子炉格納容器から大気中に放出された核分裂生成物による線量、即ち、希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量及びよう素の吸入による小児の実効線量
- (b) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量、即ち、原子炉格納容器から原子炉建家の屋根を透過した $\gamma$ 線が空気により散乱された結果生ずるスカイシャイン $\gamma$ 線及び原子炉格納容器から原子炉建家の壁を透過した直接 $\gamma$ 線による実効線量

b. 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(a) 相対線量(D/Q)及び相対濃度( $\chi/Q$ )

線量の計算は、添付書類六「2-V 2.5 安全解析に使用する気象条件」に示す相対線量(D/Q)及び相対濃度( $\chi/Q$ )を用いる。

(b) 計算方法

イ. 外部被ばくによる実効線量

大気中に放出された希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量は、次式により求められる。

$$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (10-1)$$

ここに、

$H_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

$K_1$  : 空気カーマから実効線量への換算係数  
(=1Sv/Gy)

$Q_{\gamma}$  : 希ガス及びよう素の $\gamma$ 線換算放出量 (MeV・Bq)

[放出量(Bq) ×  $\gamma$ 線実効エネルギー(MeV)<sup>(2)</sup>]

(D/Q) : 相対線量 (Gy/MeV・Bq)

ロ. よう素の吸入による小児の実効線量

よう素の吸入による小児の実効線量は、次式により計算する。

$$H_I^E = \sum_i K_{C,E,i} \cdot M_C \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \cdots \cdots \cdots (10-2)$$

ここに、

$H_I^E$  : よう素の吸入による小児の実効線量 (Sv)

$K_{C,E,i}$  : よう素の核種  $i$  を吸入した場合の小児の実効線量係数<sup>(3)(4)</sup> (Sv/Bq)

なお、各よう素を吸入した場合の小児の実効線量係数を第 3.7.1 表に示す。

$M_C$  : 小児呼吸率<sup>(3)(4)</sup> ( $m^3/h$ )

小児(1才)1日平均の呼吸率  $M_C$  は  $5.16m^3/d$  であり、評価期間が比較的長時間である排気管放出の場合に用いる。また、評価期間が比較的短時間である地上放出の場合、小児(1才)活動時の呼吸率  $M_C$  としては、 $0.31m^3/h$  を用いる。

なお、1次ヘリウム純化設備破損事故、気体廃棄物の廃棄施設破損事故及び照射試験装置スweepガス配管破損事故では、評価期間が比較的短時間であることを考慮して、呼吸率  $M_C$  としては、 $0.31m^3/h$  を用いる。

$Q_i$  : 設計基準事故期間中のよう素の核種  $i$  の大気中への放出量 (Bq)

$(\chi/Q)$  : 相対濃度 ( $h/m^3$ )

c. 原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による線量

(a) 線源強度

イ. 計算条件

- (イ) 設計基準事故時に原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する。
- (ロ) 核種の選定に当たっては、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、十分高いエネルギーをもつものについて着目する。
- (ハ) 積算線源強度の評価期間は、積算線源強度の増加が無視できる程度までの期間とすれば十分であるが、ここでは保守的に無限期間とする。

ロ. 計算方法

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による積算線源強度は、次式により計算する。ライブラリは ORLIBJ33 を用いる。

$$S_p = q_p \cdot \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) \cdot \sum_{k=1}^{n_p} R_{pk} \cdot E_{pk} \cdots \cdots \cdots (10-3)$$

$$S_d = \left[ q_d \cdot \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) + q_p \cdot \beta \cdot \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \right\} \right] \cdot \sum_{k=1}^{n_d} R_{dk} \cdot E_{dk} \dots \dots \dots (10-4)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \dots \dots \dots (10-5)$$

ここに、

- S : 原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物の積算線源強度 (MeV)
- q : 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物の量 (Bq)
- t : 設計基準事故発生後の時間 (s)
- R : 崩壊してエネルギー E の γ 線を出す割合 (dis<sup>-1</sup>)
- E : γ 線のエネルギー (MeV)
- λ : 崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)
- n : 当該核種から放出される γ 線のうち I 番目のエネルギー群に属する γ 線の数
- β : 親核種から娘核種への崩壊の割合
- 添字 : p: 親核種、d: 娘核種、ℓ: 親核種の数、m: 娘核種の数、k: 当該核種から放出され、I 番目のエネルギー群に属する γ 線のうち k 番目を示す。

(b) 線量

イ. スカイシャイン γ 線による実効線量

原子炉格納容器内では、空気との散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に均一に充満した γ 線源のうち、原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体及び2次上部遮蔽体の上方の空間に存在する γ 線源を原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間の中央に置いた等方性点状線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点(炉心から敷地境界までの最短距離 280m)におけるスカイシャイン γ 線による実効線量を求める。計算にはG-33コードを用いる。

計算の基本式は次のとおりである。

$$H_s = K_1 \sum_E \sum_{E'} \int_{r \in v} \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_m \mu_r' X_m} dV \dots \dots \dots (10-6)$$

ただし、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-\sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j} \dots\dots\dots (10-7)$$

ここに、

- $H_S$  : 評価点におけるスカイシャイン $\gamma$ 線による  
実効線量 (Sv)
- $K_1$  : 空気カーマから実効線量への換算係数  
(=1 Sv/Gy)
- $\phi(E, X)$  : 散乱点における $\gamma$ 線エネルギー強度 (MeV/m<sup>2</sup>)
- $S(E)$  : 線源エネルギーEの積算線源強度 (MeV)
- $K_2(E')$  : 散乱エネルギーE'の空気カーマ換算係数  
(Gy/(MeV/m<sup>2</sup>))
- $\mu_i$  : 線源エネルギーEにおける物質iの線減衰係数 (m<sup>-1</sup>)
- $\mu'_\ell$  : 散乱エネルギーE'における物質 $\ell$ の線減衰係数 (m<sup>-1</sup>)
- $X_j$  : 領域jの通過距離 (m)
- $X_m$  : 領域mの通過距離 (m)
- $\rho$  : 線源点から散乱点までの距離 (m)
- $r$  : 散乱点から評価点までの距離 (m)
- $V$  : 散乱体積 (m<sup>3</sup>)
- $N$  : 空気中の電子数密度 (m<sup>-3</sup>)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$  : Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m<sup>2</sup>)
- $\theta$  : 散乱角 (sr)
- $B(E', b)$  : 散乱エネルギーE'の $\gamma$ 線の減衰距離  $b (= \sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m)$

に対するビルドアップ係数で、次式で表す。

$$B(E', b) = 1 + \left( 0.8 - 0.214 \ln \frac{E'}{1.801} \right) \cdot \left( \sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m \right)^a \quad (E' > 1.801 \text{ MeV}) \dots\dots\dots (10-8)$$

$$B(E', b) = 1 + 0.8 \cdot \left( \sum_\ell \sum_m \mu'_\ell \cdot X_m \right)^a \quad (E' \leq 1.801 \text{ MeV}) \dots\dots\dots (10-9)$$

ここに、

$$a = 1.44 + 0.0239E' + 0.625 \ln \left( 0.19 + \frac{1.0005}{E'} \right) \dots\dots\dots (10-10)$$

ロ. 直接 $\gamma$ 線による実効線量

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による $\gamma$ 線が、原子炉建家の壁を透過して評価点に至る直接 $\gamma$ 線による実効線量の計算は、原子炉格納容器内の上部生体遮蔽体上方の空間を円筒状線源とみなして行う。計算にはQADコードを用いる。

なお、計算点は、スカイシャイン $\gamma$ 線による実効線量の計算点と同一とする。  
計算の基本式は、次のとおりである。

$$H_d = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \quad \dots\dots\dots (10-11)$$

ここに、

$H_d$  : 直接 $\gamma$ 線による実効線量 (Sv)

$K_2(E)$  : エネルギーEの $\gamma$ 線に対する空気カーマへの換算係数  
(Gy $\cdot$ m<sup>3</sup>/MeV)

$S_v$  : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m<sup>3</sup>)

$r$  : 線源点から評価点までの距離 (m)

$F(b)$  :  $\gamma$ 線の減衰率で、次式で表す。

$$F(b) = B_E(b) \cdot e^{-b} \dots\dots\dots (10-12)$$

$b$  : 減衰距離 ( $= \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ )

$\mu_i$  : i番目の物質の線減衰係数 (m<sup>-1</sup>)

$t_i$  : i番目の物質中の通過距離 (m)

$B_E(b)$  : エネルギーEの $\gamma$ 線のビルドアップ係数

### (3) 評価結果

設計基準事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を、第3.7.2表に示す。  
敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

#### 実効線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $3.5 \times 10^{-8}$ Sv
スカイシャイン $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $1.6 \times 10^{-3}$ Sv
直接 $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $7.0 \times 10^{-6}$ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $1.4 \times 10^{-6}$ Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約  $1.7 \times 10^{-3}$  Sv となる。

### 3.7.3 結 論

この設計基準事故において、「1次冷却材・加圧水差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない。また、空気侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。原子炉圧力容器の最高温度は判断基準を満足するため、その健全性が損なわれることはない。

原子炉格納容器の内圧の最大値は判断基準を満足しており、更に原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にあり、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

また、大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3.8 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故

#### 3.8.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次加圧水冷却器の伝熱管が瞬時に破損し、加圧水が1次加圧水冷却器の1次側に侵入する事象として考える。1次冷却設備内へ侵入した加圧水が蒸発し、1次冷却材圧力が上昇するとともに、炉心に多量の蒸気が混入すると正の反応度が添加され、また、黒鉛が酸化されることにより、炉心及び炉心支持構造物に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、加圧水冷却設備は隔離され、補助冷却設備が作動して崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることはなく、また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次加圧水冷却器の伝熱管等の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。更に、使用する水の水質を厳重に管理することにより、1次加圧水冷却器伝熱管の破損の可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備に湿分モニタ及び加圧水冷却設備に放射能濃度モニタを設け、湿分あるいは放射能濃度が高くなると中央制御室に警報を発し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一1次加圧水冷却器の伝熱管が破損した場合には、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により、原子炉は自動停止する。また、同信号により加圧水循環ポンプが停止するとともに、1次及び2次加圧水冷却器の隔離弁が閉止し、1次冷却設備へ侵入する可能性のある加圧水量を限定する。
- d. 原子炉の自動停止時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

### 3.8.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR によって行う。また、炉内の黒鉛構造物の酸化は OXIDE-3F によって解析する。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた基準炉心の単独運転状態とする。
- b. 1次加圧水冷却器伝熱管1本が、瞬時に完全両端破断するものとし、破断位置は侵入した水の瞬時の蒸発量が最大となる部分とする。
- c. 1次加圧水冷却器の伝熱管が破損すると、約5秒で「1次冷却材・加圧水差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止するものとする。また、同信号により、加圧水循環ポンプが停止し、加圧水冷却設備の隔離弁が閉止するものとする。
- d. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- e. 商用電源喪失を仮定する。
- f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台の起動失敗を考慮する。
- g. 1次冷却設備への加圧水冷却設備の加圧水の侵入は、両設備が均圧になった時点より開始すると考えられるが、水侵入量を過大に評価するため、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号の発信と同時に開始し、隔離弁が閉止するまでの30秒間継続するものとする。更に、隔離弁の閉止後の加圧水の侵入は、伝熱管に残留している加圧水の挙動を考慮して決定する。また、侵入した加圧水は、1次加圧水冷却設備内の構造物の保有熱を吸収して蒸発するものとする。
- h. 黒鉛と水蒸気の反応速度及び黒鉛材中の水蒸気の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるよう十分保守性をもった値とする。
- i. 1次冷却材圧力を過大に評価するため、黒鉛と水蒸気の反応により生成されるガスは、全て一酸化炭素と水素とする。
- j. 炉内への水蒸気侵入による反応度増加を過大に評価するよう保守的に、水蒸気は炉内の空間及び黒鉛部の空孔部に一様に分布するものとする。

#### (2) 解析結果

1次加圧水冷却器伝熱管破損が起こった場合のプラントの挙動を第3.8.1図及び第3.8.2図に示す。

燃料最高温度及び原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は初期値を上回ることはない。

1次冷却設備内へ侵入し、瞬時に蒸発する加圧水の最大量は175kgであり、蒸発した加圧水により1次冷却材圧力は上昇するが、その最大値は約4.45MPa(abs) (約45.4kg/cm<sup>2</sup>(abs))にとどまり、安全弁の設定圧力に達することはない。この場合、添加される反応度は約 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ であり、原子炉スクラム時の反応度停止余裕は十分確保される。

この場合の黒鉛スリーブ底板の等価肉盛り量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約1mmであり、残存等価厚さは約9mm有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。さらに、サポートポストの等価肉盛り量は酸化する前のサポートポスト半径75mmに対して約2mmであり、サポートポストの残存等価直径は約146mmあるため、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。

### 3.8.3 結 論

この設計基準事故において、「1次冷却材・加圧水差圧低」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇せず、水侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.9 1次ヘリウム純化設備破損事故

#### 3.9.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により、1次ヘリウム純化設備の配管が瞬時に破損し、1次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に漏えいする事象として考える。1次冷却材がサービスエリア内に放出されると、サービスエリア内の圧力が上昇して、核分裂生成物が原子炉施設外へ放出される可能性がある。この場合、原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器隔離弁が閉止し、原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次ヘリウム純化設備の材料の選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. 1次冷却材が漏えいした場合、「1次ヘリウム純化設備流量高」の原子炉格納容器隔離信号により原子炉格納容器は隔離される。
- c. サービスエリア内で漏えいが起った場合でも、1次ヘリウム純化設備プレチャコールドトラップに蓄積された核分裂生成物がサービスエリアに放出されるのを防止するため、また、サービスエリアに流出する1次冷却材中の核分裂生成物を除去するため、1次ヘリウム純化設備プレチャコールドトラップを、原子炉格納容器内に設置する。
- d. 1次ヘリウム純化設備からサービスエリア内に放出された核分裂生成物は、一部を除き、非常用空気浄化設備を介して排気管に導く。

### 3.9.2 被ばく評価

#### (1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率 60%で、炉心については 3 年間、プラントについては 20 年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の 1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一樣に分布しているものとする。
- c. 1 次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップは、設計基準事故発生直前まで 2 ヶ月間連続運転されていたものとする。
- d. 商用電源は、設計基準事故後、約 11 分後に喪失するものとする。
- e. サービスエリア内への 1 次冷却材放出量は、1 次ヘリウム純化設備の流量計のオリフィス部の断面積を用いた臨界流量と、隔離弁閉鎖までの期間(5 秒)により求める。  
また、1 次冷却材とともに核分裂生成物がサービスエリア内に放出されるものとする。  
このとき、プレチャコールトラップのよう素除去効率は、95%とする。
- f. プレチャコールトラップ下流側の 1 次ヘリウム純化設備の配管に沈着した核分裂生成物(よう素)の 60%が離脱し、サービスエリア内に放出されるものとする。
- g. コールドチャコールトラップに蓄積された核分裂生成物の全量が、サービスエリア内に放出されるものとする。
- h. サービスエリアの昇圧に対しては、評価上サービスエリア内に放出された核分裂生成物のうち、大気圧との圧力差分に余裕を見込んだ割合(5%)の核分裂生成物が、地上放出されるものとする。
- i. 設計基準事故後、非常用空気浄化設備のフィルタ機能を期待できるまでの時間は、評価上 20 分とし、その間に放出された核分裂生成物は、上記 h で考慮するものを除き、非常用空気浄化設備の設計流量(56m<sup>3</sup>/min)により、排気管から大気中へ放出されるものとし、非常用空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- j. 20 分以降は、サービスエリアに存在する核分裂生成物が非常用空気浄化設備のフィルタを経て排気管より大気中に放出されるものとする。非常用空気浄化設備のフィルタのよう素除去効率は、設計値(95%)に余裕をもった値として 90%とする。

#### (2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1 次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

#### (3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第 3.9.1 表に示す。

敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

##### 実効線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $3.6 \times 10^{-5}$ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $5.7 \times 10^{-5}$ Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約  $9.3 \times 10^{-5}$ Sv となる。

### 3.9.3 結 論

1 次ヘリウム純化設備の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3.10 気体廃棄物の廃棄施設破損事故

#### 3.10.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、何らかの原因で、気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物の廃棄施設が破損し、放射性ガスが原子炉建家内へ放出される設計基準事故として考える。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 気体廃棄物の廃棄施設の配管、減衰タンク等の材料選定、設計、製作及び据付けは、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. 気体廃棄物の廃棄施設から、原子炉建家内に放出された放射性ガスは、換気空調設備によって排気筒に導く。

### 3.10.2 被ばく評価

#### (1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102.5%で長期間にわたって運転されていたものとし、その運転期間は稼働率60%で、炉心については3年間とする。また、設計基準事故発生時に燃料限界照射試験を行っていたものとする。
- b. 設計基準事故発生以前に、炉心の全被覆燃料粒子の1%に被覆層破損が生じているとし、かつ、被覆層に破損のある被覆燃料粒子は炉心に一様に分布しているものとする。
- c. 気体廃棄物の廃棄施設減衰タンクは、設計基準事故発生直前まで2ヶ月間連続運転されているものとする。
- d. 減衰タンクに最も多くの放射性ガスが貯蔵されているときに破損が発生し、この全ての核分裂生成物が原子炉建家へ放出されるものとする。
- e. 原子炉建家へ放出された放射性ガスは、保守的に瞬時に大気中へ地上放出されるものとする。

#### (2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

#### (3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第3.10.1表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

##### 実効線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $2.1 \times 10^{-6}$ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $1.6 \times 10^{-5}$ Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約  $1.8 \times 10^{-5}$  Sv となる。

### 3.10.3 結 論

気体廃棄物の廃棄施設の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3.11 照射試験装置スweepガス配管破損事故

#### 3.11.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故説明

この設計基準事故は、燃料照射キャプセル試験中に、何らかの原因で、照射試験用実験設備のスweepガス配管が瞬時に破損し、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏えいする設計基準事故として考える。この場合、グローブボックス内ガスモニタ濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止し、設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. sweepガス配管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- b. sweepガスが漏えいした場合、グローブボックス内の核分裂生成物の濃度の上昇を検知し、sweepガスの供給を停止する等の漏えいの抑制措置をとれるように設計する。
- c. 万一、sweepガス配管が破損したとしても、sweepガス中の核分裂生成物が系外に漏えいしないよう二重管にし、グローブボックスへ導かれるようにする。グローブボックス内の核分裂生成物は実験設備換気装置により、よう素除去フィルタを経て、排気筒に導く。

また、「グローブボックス内ガスモニタ濃度高」の信号により、グローブボックス内に漏えいした核分裂生成物を検知し、自動的に燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁を閉止する等の漏えい防止の措置をとる。

### 3.11.2 被ばく評価

#### (1) 評価条件

評価条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故によって、照射試料内を含め照射キャプセル内に存在する核分裂生成物のうち、希ガス約  $5.9 \times 10^{12} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$  及びよう素約  $8.0 \times 10^{11} \text{Bq}$  ( $^{131}\text{I}$  等価実効線量換算) (約 15g の  $\text{UO}_2$  を出力約 450W で 660 日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当) がスweepガス配管外管内又はグローブボックス内への放出に寄与するものとする。
- b. 照射試料から放出されたよう素は、スweepガス配管の内壁面への沈着により、破断口から放出されるまでに、1/10 に低減されるものとする。
- c. 設計基準事故発生時に配管の内壁に沈着しているよう素の量を、保守的に  $4.3 \times 10^{10} \text{Bq}$  ( $^{131}\text{I}$  等価実効線量換算) とする。
- d. スweepガス配管の破断時に、流速の増加により、沈着しているよう素が破断口から放出される割合を 60% とする。
- e. スweepガス配管外管内又はグローブボックス内に放出された希ガス及びよう素は、実験設備換気装置により排気筒に導く。

#### (2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量は、「3.7 1 次冷却設備二重管破断事故」と同様の方法により評価する。

#### (3) 評価結果

この設計基準事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量を第 3.11.1 表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

##### 実効線量

希ガス及びよう素からの $\gamma$ 線の外部被ばく	約 $1.7 \times 10^{-6} \text{Sv}$
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $5.1 \times 10^{-6} \text{Sv}$

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約  $6.9 \times 10^{-6} \text{Sv}$  となる。

### 3.11.3 結 論

スweepガス配管の破損事故を仮定しても、大気中へ放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3.12 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故

#### 3.12.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、燃料限界照射試験時に、何らかの原因で、燃料限界照射試料の冷却材流路の1流路が閉塞される事象として考える。冷却材流路が閉塞すると閉塞した流路の冷却材流量が喪失し、局部的に燃料が過熱して燃料の破損が生じる可能性がある。

この場合、1次冷却材放射能の監視計装及び燃料破損検出装置による核分裂生成物の検出によって、運転員が異常を検知して、必要な操作を行うとともに必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- a. 1次冷却設備、炉心構成要素、炉内構造物及び照射試験用ブロックの材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準等に準拠して行うとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、1次冷却設備内に異物が発生しないよう十分に配慮する。
- b. 運転状態の監視及び炉心の異常監視のため、炉心の各領域出口での冷却材温度及び放射能の濃度を測定し、異常な現象を早期に検知する。
- c. 上記の防止対策にもかかわらず、万一1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の量の異常な増加に対しては、原子炉保護設備の「1次冷却材放射能高」信号により原子炉をスクラムさせる。

### 3.12.2 事故経過の解析

#### (1) 解析条件

設計基準事故の解析は、計算コード FLOWNET/TRUMP によって行う。

解析条件を次のように仮定する。

- a. 設計基準事故発生時の初期状態は、1.3.1 で述べた照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 燃料限界照射試料のカラムの冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞された場合を想定する。
- c. 流路閉塞を想定した燃料限界照射カラムを対象として、側面は断熱境界とし、各燃料体の上下面に平行な冷却材の流れはないものとする。
- d. 設計基準事故発生後も原子炉出力及び1次冷却材流量は、初期値を維持するものとする。
- e. 燃料限界照射試料の初期温度は、工学的安全係数を考慮して 2,280°C とする。

#### (2) 解析結果

燃料限界照射試料の冷却材流路の閉塞により発生する各冷却材流路内の燃料最高温度を第 3.12.1 図に示す。

燃料限界照射試料内の冷却材流路のうち、1 流路が完全閉塞した場合、閉塞流路内の燃料限界照射試料最高温度は、燃料要素の最下端において約 2,488°C まで上昇する。この時、その他のカラム内の燃料温度は、ほとんど上昇しない。

また、原子炉出力及び1次冷却材流量は初期値を維持していることから、この場合の炉心出口冷却材温度及び1次冷却材圧力は、初期値を上回ることはない。

### 3.12.3 結 論

この設計基準事故において、流路閉塞を生じた流路内の燃料限界照射試料温度は上昇するが、この時、その他のカラム内の燃料温度は、ほとんど上昇しないことから、炉心は過度の損傷を起こすことなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

### 3.13 スタンドパイプ破損事故

#### 3.13.1 事故原因及び防止対策

##### (1) 事故原因及び事故の説明

この設計基準事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因で、制御棒駆動装置を内蔵するスタンドパイプが瞬時に破損し、原子炉圧力容器の内外差圧によりスタンドパイプが、制御棒とともに浮き上がり、炉心に反応度が添加されるとともに、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する事象として考える。

反応度が添加されると原子炉出力が上昇し燃料温度が上昇する。また、破損部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。一方、放出された1次冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与えることなく設計基準事故は安全に終止する。

##### (2) 防止対策

この設計基準事故の発生を防止し、また、万一設計基準事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともに、その波及を制限するために、次のような対策を講ずる。

- a. スタンドパイプの材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠して行い、品質管理や工程管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行うことによって、スタンドパイプの破損が起こる可能性を小さくする。
- b. 1次冷却設備の過圧を防止するため安全弁を設ける。
- c. 原子炉格納容器内のエリアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを早期に検知する。
- d. 上記の防止対策にもかかわらず、万一設計基準事故が発生した場合には、原子炉保護設備の「出力領域中性子束高(高設定)」信号、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止する。
- e. 原子炉スクラム時には、炉容器冷却設備により、原子炉停止後の残留熱を除去する。
- f. スタンドパイプの上部にスタンドパイプ固定装置を設け、スタンドパイプ破損時の制御棒の浮き上がり量を制限することにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。
- g. スタンドパイプ破損時の空気侵入量を制限し、原子炉格納容器の局所的な昇温、昇圧を抑制するために、スタンドパイプ内に案内スリーブを設ける。
- h. スタンドパイプの破損に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。
- i. 「原子炉格納容器内圧力高」又は「原子炉格納容器内放射能高」の工学的安全施設作動信号により原子炉格納容器を隔離し、放出された1次冷却材を原子炉格納容器内に閉じ込める。更に非常用空気浄化設備を作動させることにより、サービスエリア内を負圧に維持し、放射性物質の環境への放出を抑制する。
- j. 炉容器冷却設備及び非常用空気浄化設備は、商用電源が利用できない場合にもその機能を果たせるように、非常用発電機からの給電によって駆動できるように設計する。

### 3.13.2 事故経過の解析

#### 3.13.2.1 炉心冷却性能の評価

##### (1) 解析条件

設計基準事故直後の挙動は、計算コードBLOOST-J2により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の挙動は、計算コードTAC-NCにより解析する。

解析では、3.7.2.1の(1)に前述した解析条件のb.及びc.を除いて同様な条件で評価する。b.及びc.については以下のとおりとする。

b. スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で瞬時に完全両端破断するものとする。

c. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、第1.3.3図に示す最大値を用いる。

##### (2) 解析結果

設計基準事故後35秒までのプラントの挙動を、第3.13.1図に示す。設計基準事故後、1次冷却材圧力は急速に減圧するとともに、制御棒の浮き上がりにより反応度が添加され、約0.1秒で「出力領域中性子束高(高設定)」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度は約1,530℃まで上昇するにとどまる。

原子炉スクラムから長時間の燃料最高温度を、第3.13.2図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に約1,135℃に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。なお、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、設計基準事故後約20時間で約530℃になるが、制限温度を超えることはない。

#### 3.13.2.2 原子炉格納容器健全性の評価

##### (1) 解析条件

解析では、3.7.2.2の(1)に前述した解析条件のb.を除いて同様な条件で評価する。b.については以下のとおりとする。

b. スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で完全両端破断するものとする。

##### (2) 解析結果

原子炉格納容器の内圧挙動を第3.13.3図に示す。

1次冷却材の放出により、原子炉格納容器の内圧は約50秒で約0.38MPa(abs)(約3.9kg/cm<sup>2</sup>(abs))に上昇するにとどまる。

### 3.13.2.3 炉内黒鉛構造物の酸化評価

#### (1) 解析条件

スタンドパイプが原子炉圧力容器との溶接部で瞬時に完全両端破断するものとし、3.7.2.3の(1)に前述した解析条件のb.を除いて同様な条件で評価する。b.については以下のとおりとする。

b. 混合気体の侵入は、設計基準事故後瞬時に発生するものとする。

#### (2) 解析結果

設計基準事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外との間に自然循環が形成され、空気とヘリウムからなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。

炉心支持黒鉛構造物及び炉心黒鉛構成要素は、混合気体中の酸素により酸化腐食される。

サポートポストの等価肉べり量は酸化する前のサポートポスト半径75mmに対して約2mmであり、サポートポストの残存等価直径は約146mmある。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約2mmであり、残存等価厚さは約8mmの厚さを有している。

したがって、黒鉛酸化により炉心の健全性が損なわれることはない。

また、設計基準事故後原子炉格納容器内の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

### 3.13.2.4 被ばく評価

#### (1) 評価条件

解析では、3.7.2.4の(1)に前述した解析条件と同様な条件で評価する。

#### (2) 評価方法

大気中に放出された核分裂生成物による公衆の線量及び原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物からのγ線の外部被ばくによる実効線量は、3.7.2.4の(2)に前述した評価方法と同様の方法により評価する。

#### (3) 評価結果

設計基準事故を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量を、第3.13.1表に示す。敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

##### 実効線量

希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約 $3.4 \times 10^{-8}$ Sv
スカイシャインγ線の外部被ばく	約 $7.2 \times 10^{-4}$ Sv
直接γ線の外部被ばく	約 $4.8 \times 10^{-6}$ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $1.3 \times 10^{-6}$ Sv

したがって、敷地境界外における公衆の最大の実効線量の合計は、約 $7.3 \times 10^{-4}$ Svとなる。

### 3.13.3 結 論

この設計基準事故において、「出力領域中性子束高(高設定)」の信号により、原子炉は自動停止し、燃料最高温度は過度に上昇することはない。また、空気侵入による黒鉛酸化を考慮しても、炉心の損傷は起こらず、炉心の冷却能力が失われることはない。原子炉圧力容器の最高温度は判断基準を満足するので、その健全性が損なわれることはない。

原子炉格納容器の内圧の最大値は判断基準を満足しており、更に原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にあり、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

この場合、大気中に放出される放射性物質の量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3.14 参考文献

- (1) 丸山 他; 「HTTRの1次冷却設備配管破断事故に関する安全解析」、JAERI-M 90-195 (1990).
- (2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 (平成元年3月 原子炉安全基準専門部会、平成13年3月 一部改訂 原子力安全委員会).
- (3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」 (平成2年8月 原子力安全委員会、平成13年3月 一部改定 原子力安全委員会).
- (4) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients」 ICRP Publication 71, 1995.

第 3.7.1 表 よう素の吸入による小児(1才)の実効線量に係る線量係数

核種	よう素の吸入による小児(1才)の実効線量に係る線量係数 (Sv/Bq)
$^{131}\text{I}$	$1.6 \times 10^{-7}$
$^{132}\text{I}$	$2.3 \times 10^{-9}$
$^{133}\text{I}$	$4.1 \times 10^{-8}$
$^{134}\text{I}$	$6.9 \times 10^{-10}$
$^{135}\text{I}$	$8.5 \times 10^{-9}$

第 3.7.2 表 1次冷却設備二重管破断事故時に大気中に放出される希ガス及びよう素の量

核種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の $\gamma$ 線換算量 (MeV·Bq)	約 $3.8 \times 10^7$	約 $3.0 \times 10^{11}$
$^{131}\text{I}$	$4.9 \times 10^6$	$2.4 \times 10^{11}$
$^{132}\text{I}$	$1.8 \times 10^6$	$6.1 \times 10^8$
$^{133}\text{I}$	$5.0 \times 10^6$	$2.0 \times 10^{10}$
$^{134}\text{I}$	$2.0 \times 10^6$	$5.8 \times 10^7$
$^{135}\text{I}$	$3.6 \times 10^6$	$2.7 \times 10^9$

第 3.9.1 表 1 次ヘリウム純化設備破損事故時に大気中に放出される  
希ガス及びよう素の量

核 種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の $\gamma$ 線換算量 (MeV·Bq)	約 $3.7 \times 10^{12}$	約 $3.9 \times 10^{13}$
$^{131}\text{I}$	$4.0 \times 10^9$	$1.1 \times 10^{10}$
$^{132}\text{I}$	$1.4 \times 10^9$	$1.9 \times 10^9$
$^{133}\text{I}$	$4.0 \times 10^9$	$9.4 \times 10^9$
$^{134}\text{I}$	$1.5 \times 10^9$	$1.5 \times 10^9$
$^{135}\text{I}$	$2.8 \times 10^9$	$5.3 \times 10^9$

第 3.10.1 表 気体廃棄物の廃棄施設破損事故時に大気中に放出される  
希ガス及びよう素の量

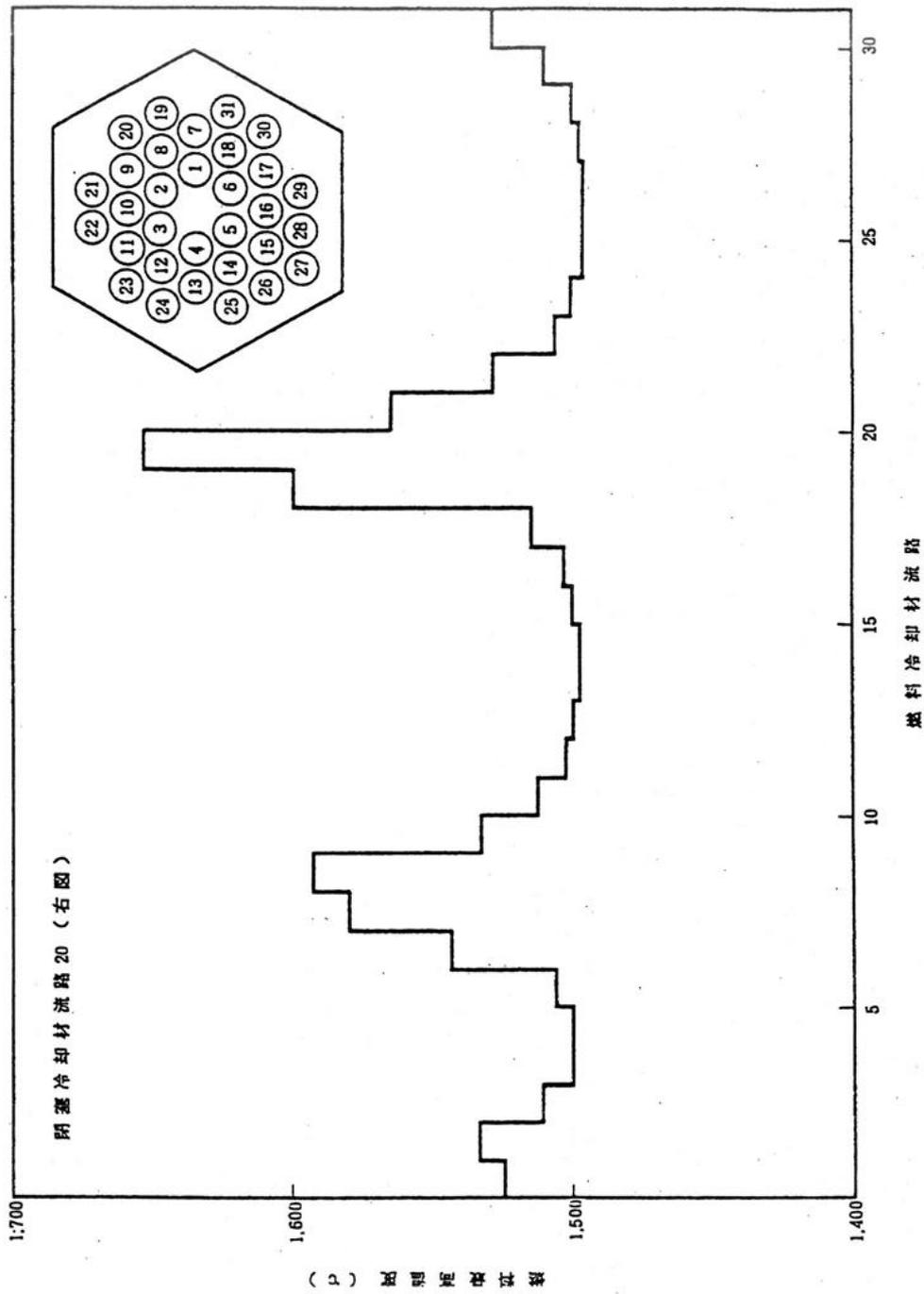
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の $\gamma$ 線換算量 (MeV·Bq)	約 $2.9 \times 10^{11}$
$^{131}\text{I}$	$8.1 \times 10^8$
$^{132}\text{I}$	$2.9 \times 10^9$
$^{133}\text{I}$	$1.6 \times 10^9$
$^{134}\text{I}$	$7.1 \times 10^9$
$^{135}\text{I}$	$2.5 \times 10^9$

第 3.11.1 表 照射試験装置スweepガス配管破損事故時に大気中に放出される  
希ガス及びヨウ素の量

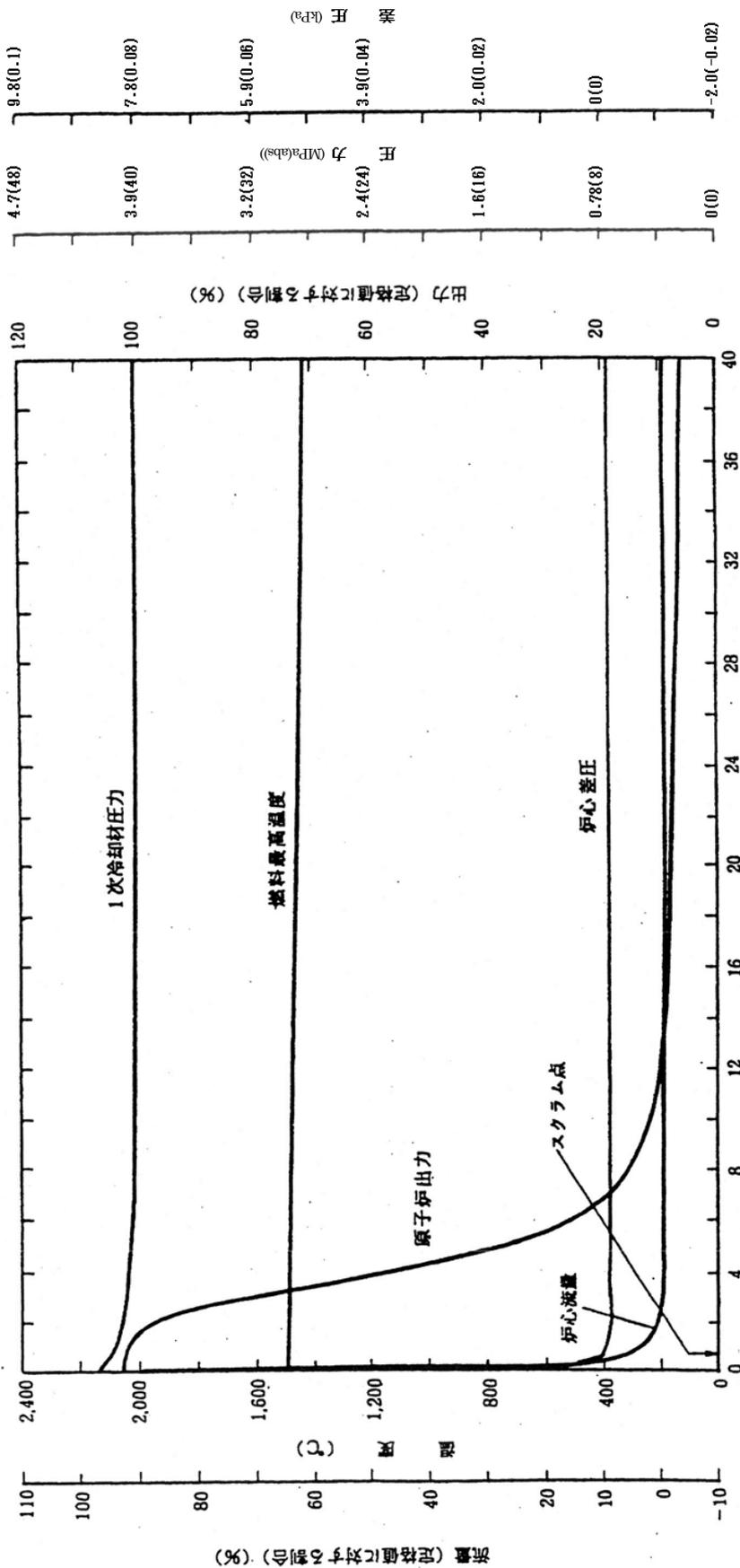
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びヨウ素の $\gamma$ 線換算量 (MeV·Bq)	約 $6.7 \times 10^{12}$
$^{131}\text{I}$	$7.0 \times 10^{10}$
$^{132}\text{I}$	$6.9 \times 10^{10}$
$^{133}\text{I}$	$1.1 \times 10^{11}$
$^{134}\text{I}$	$1.2 \times 10^{11}$
$^{135}\text{I}$	$9.3 \times 10^{10}$

第 3.13.1 表 スタンドパイプ破損事故時に大気中に放出される  
希ガス及びヨウ素の量

核 種	地上放出による放出量 (Bq)	排気管放出による放出量 (Bq)
希ガス及びヨウ素の $\gamma$ 線換算量 (MeV·Bq)	約 $3.8 \times 10^7$	約 $2.9 \times 10^{11}$
$^{131}\text{I}$	$4.9 \times 10^6$	$2.3 \times 10^{11}$
$^{132}\text{I}$	$1.8 \times 10^6$	$5.7 \times 10^8$
$^{133}\text{I}$	$5.0 \times 10^6$	$2.0 \times 10^{10}$
$^{134}\text{I}$	$2.0 \times 10^6$	$5.8 \times 10^7$
$^{135}\text{I}$	$3.6 \times 10^6$	$2.7 \times 10^9$

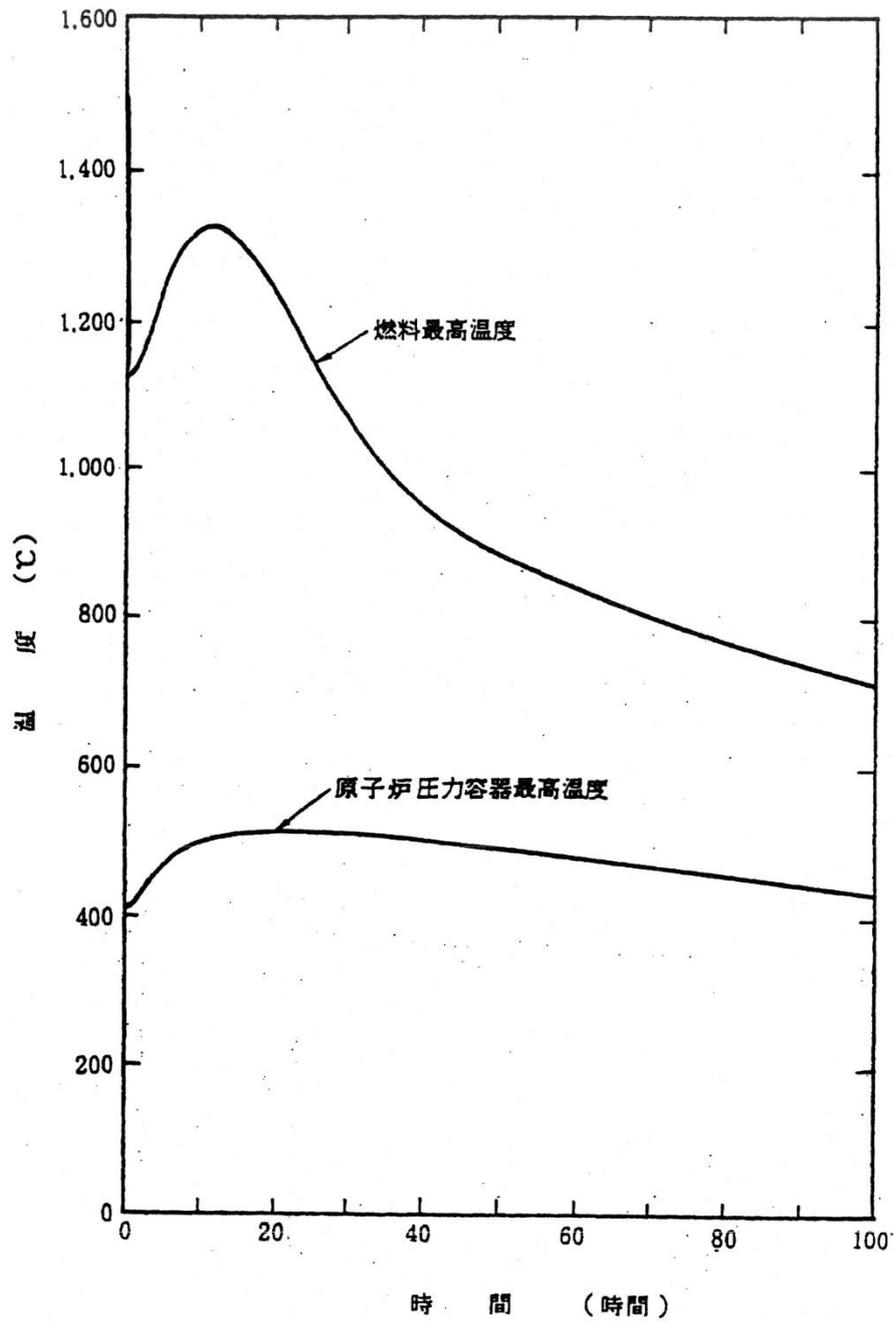


第3.2.1图 燃料体内冷却材流路閉塞事故

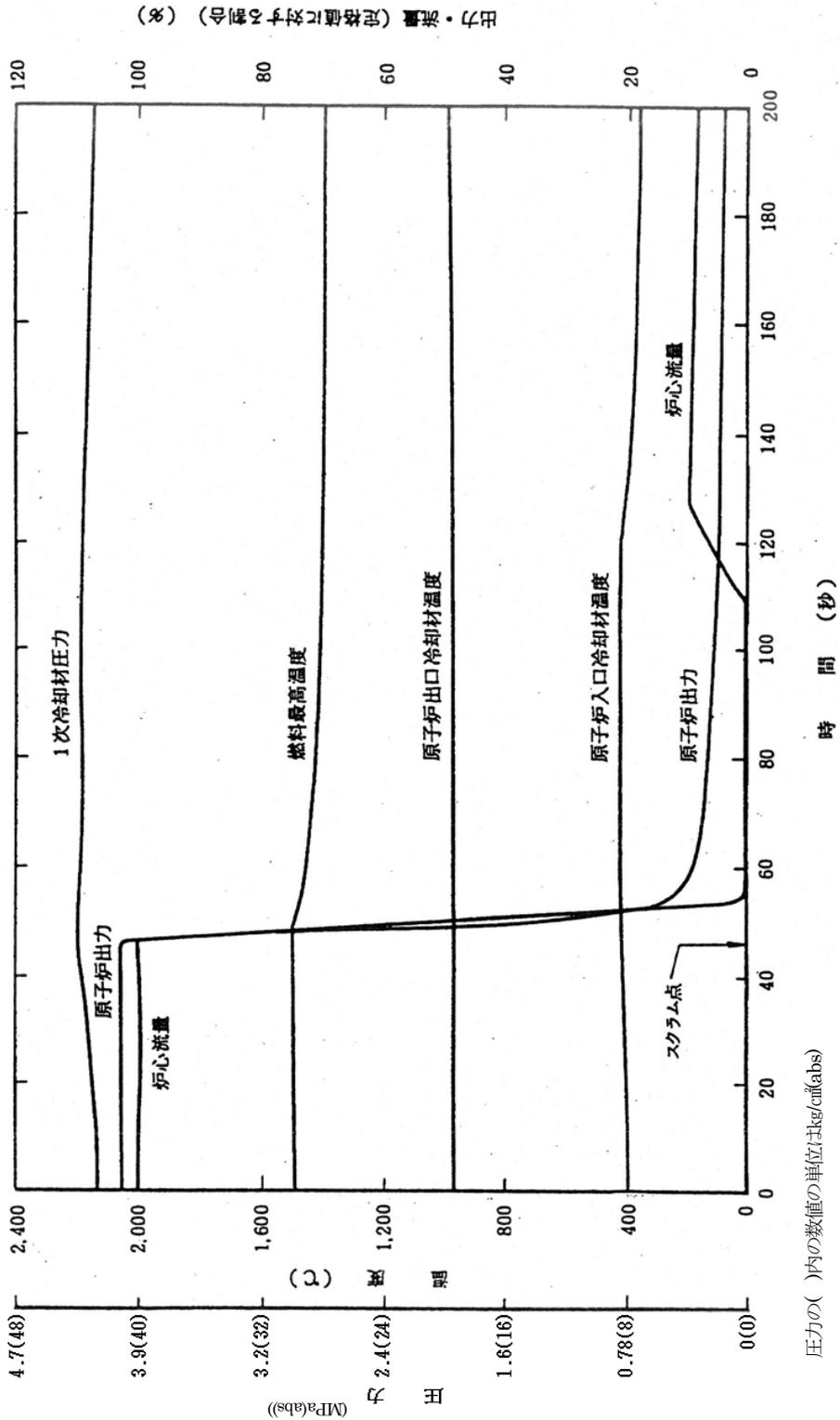


圧力の( )内の数値の単位はkg/cm<sup>2</sup>(abs)  
 差圧の( )内の数値の単位はkg/cm<sup>2</sup>

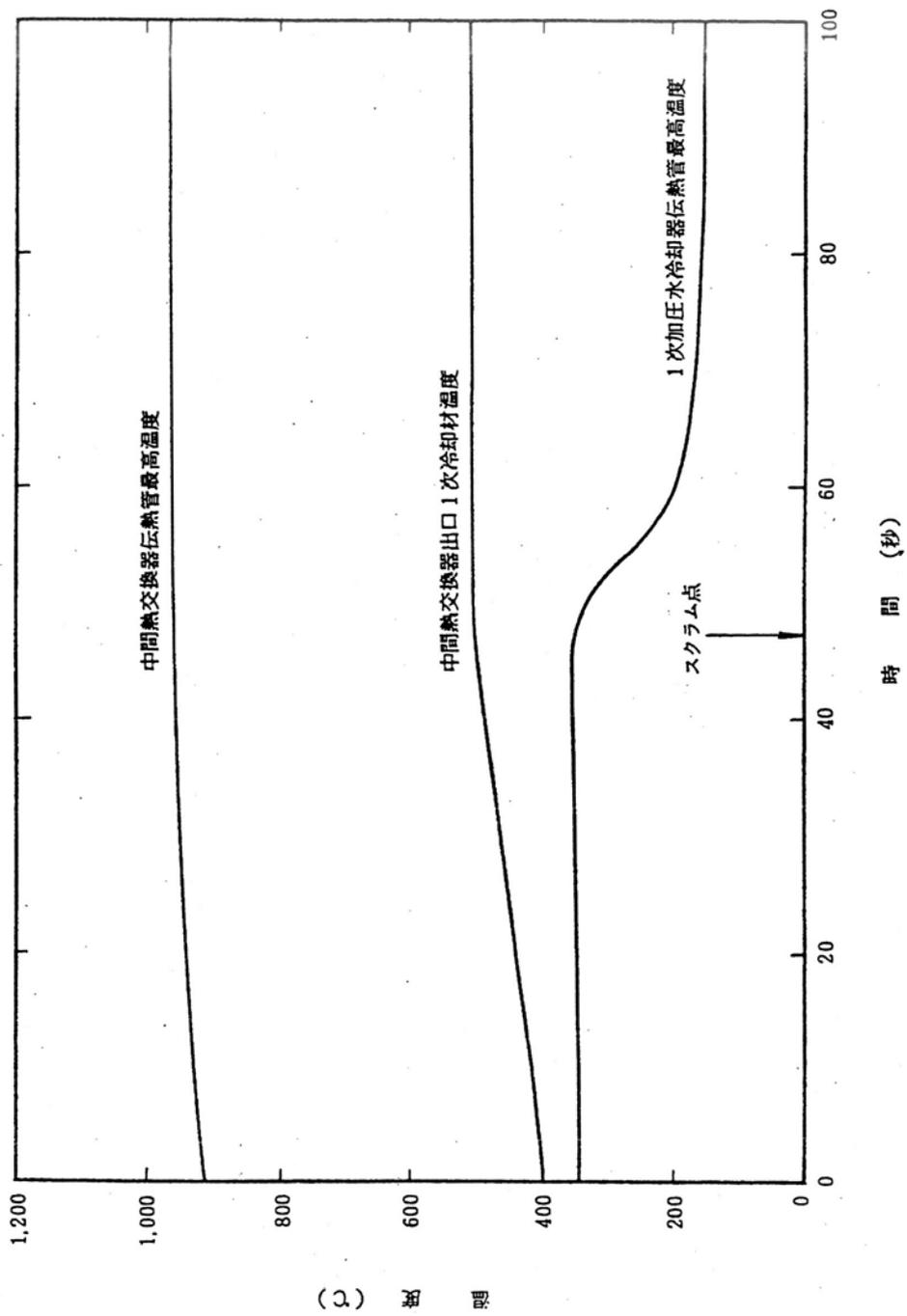
第3.3.1図 1次冷却設備二重管内管破損事故(1)



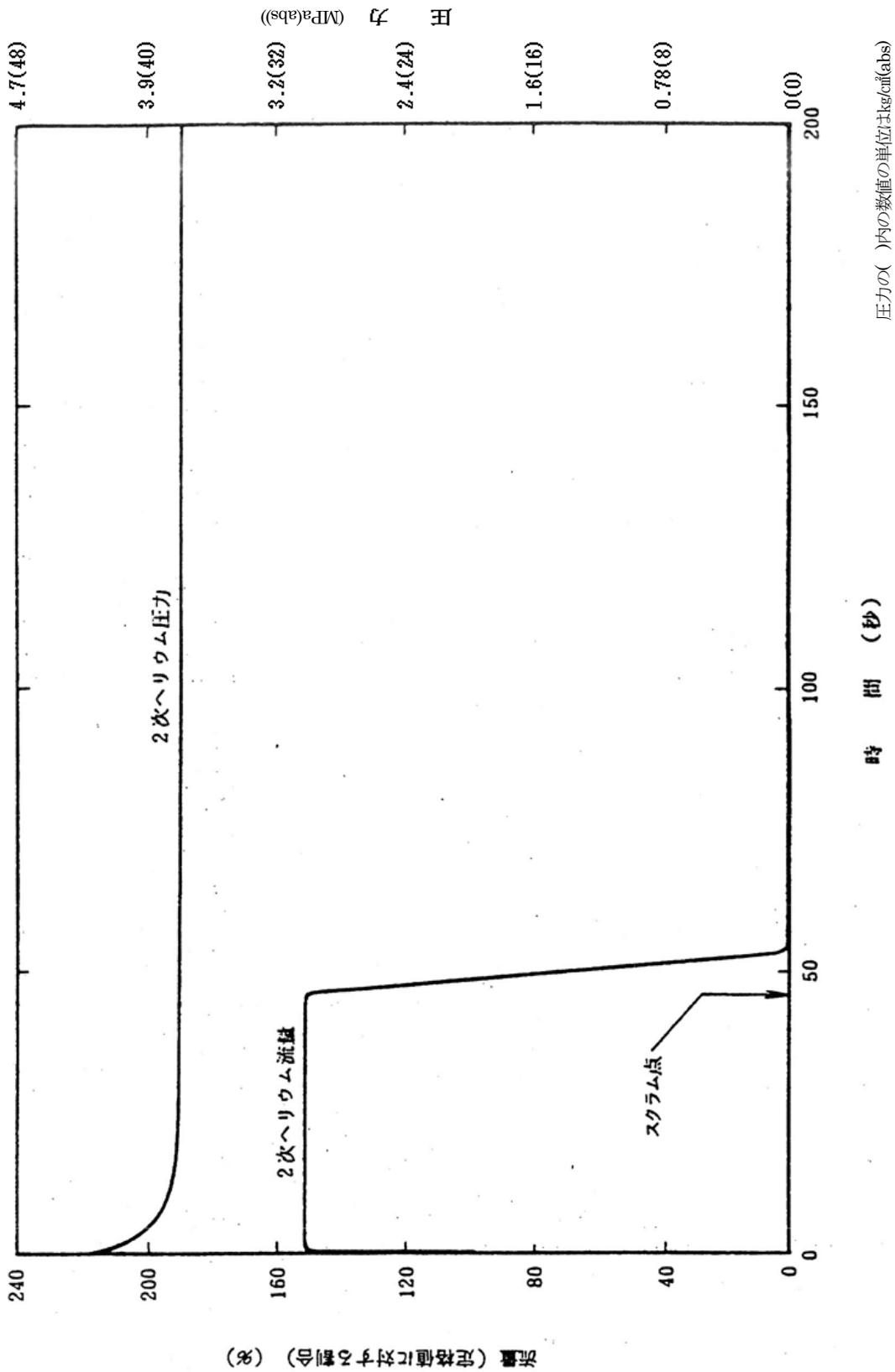
第 3.3.2 図 1 次冷却設備二重管内管破損事故(2)



第3.4.1図 2次へリウム冷却設備二重管内管破損事故(1)

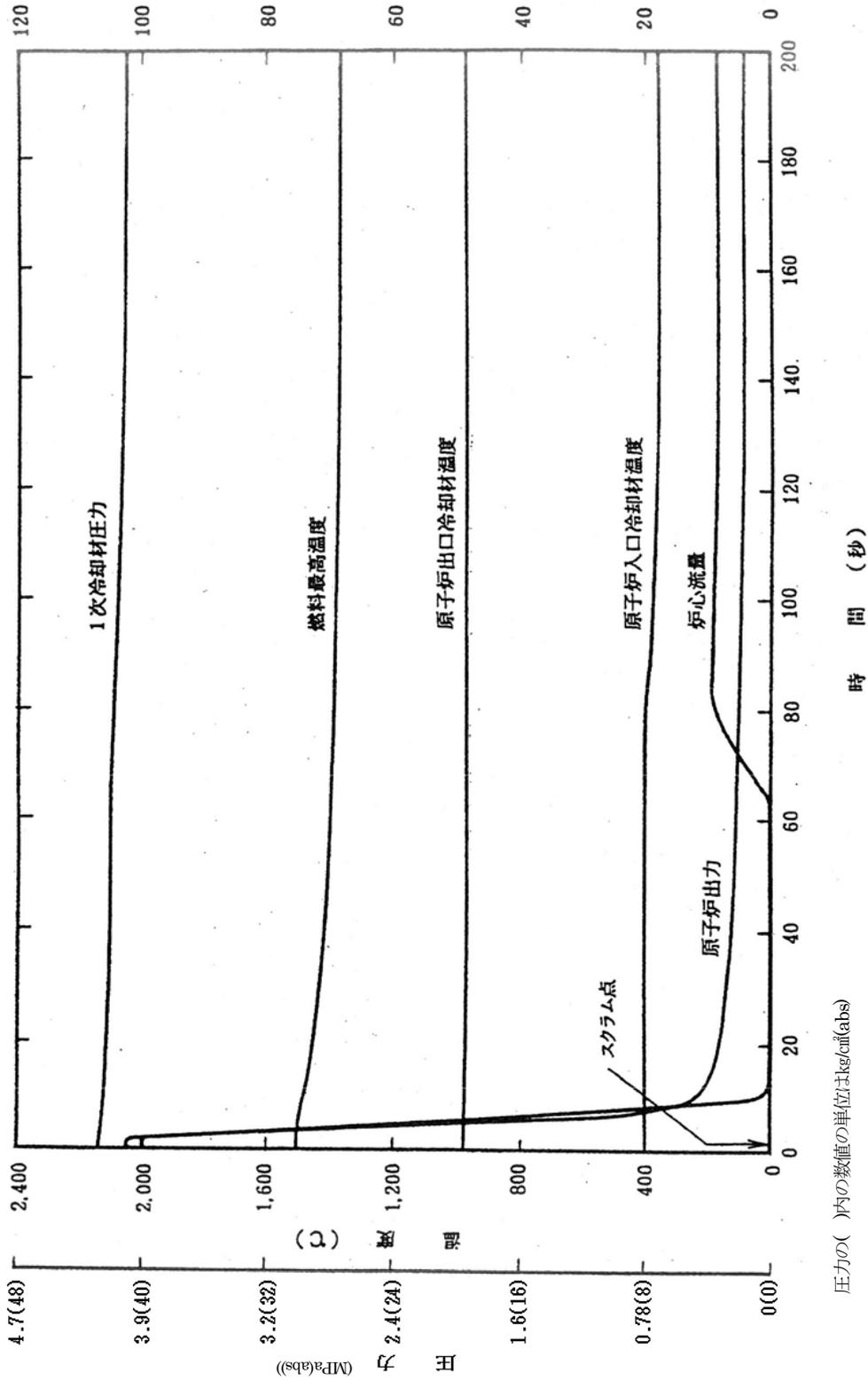


第3.4.2図 2次へリウム冷却設備二重管内管破損事故(2)

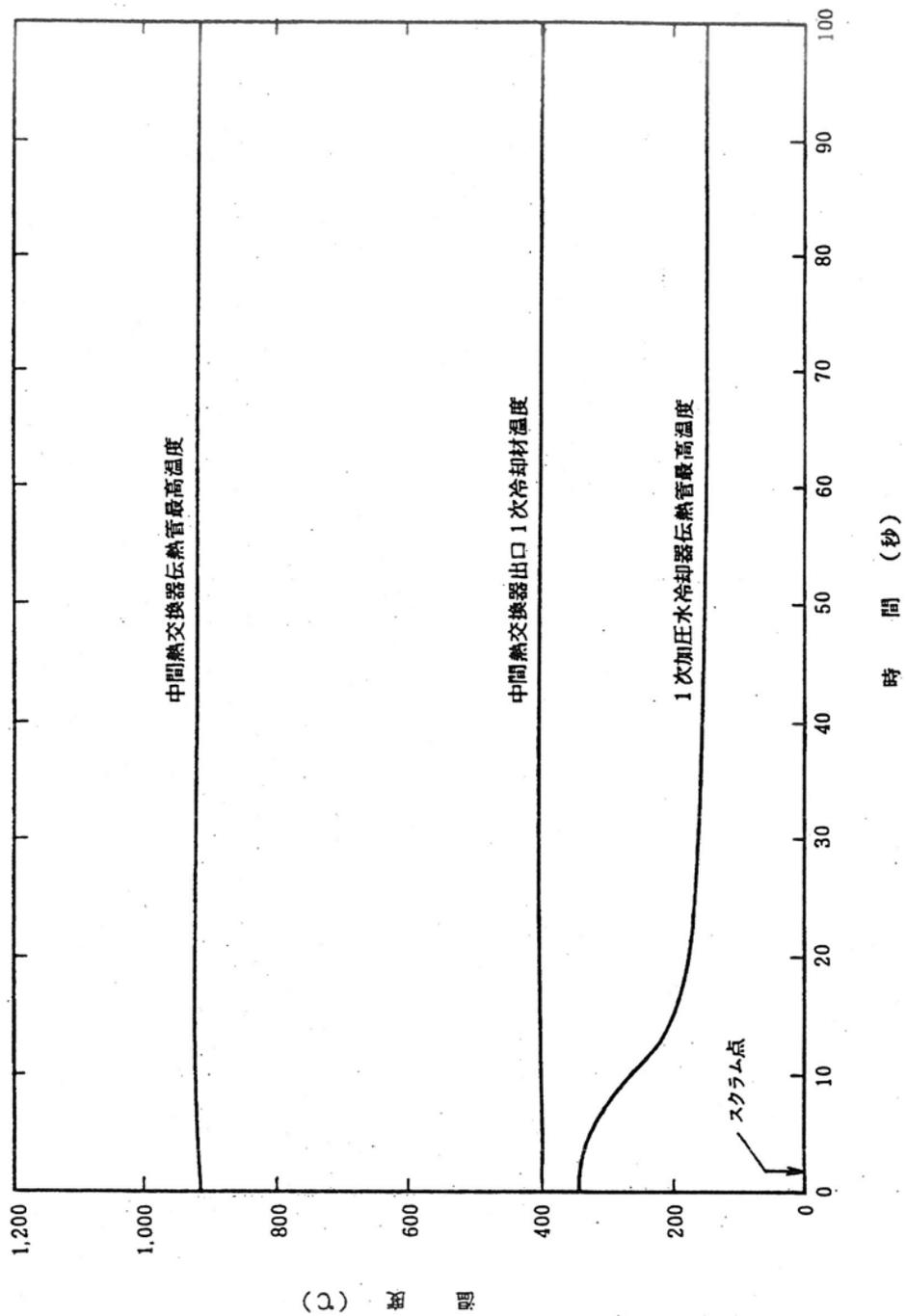


第3.4.3図 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故(3)

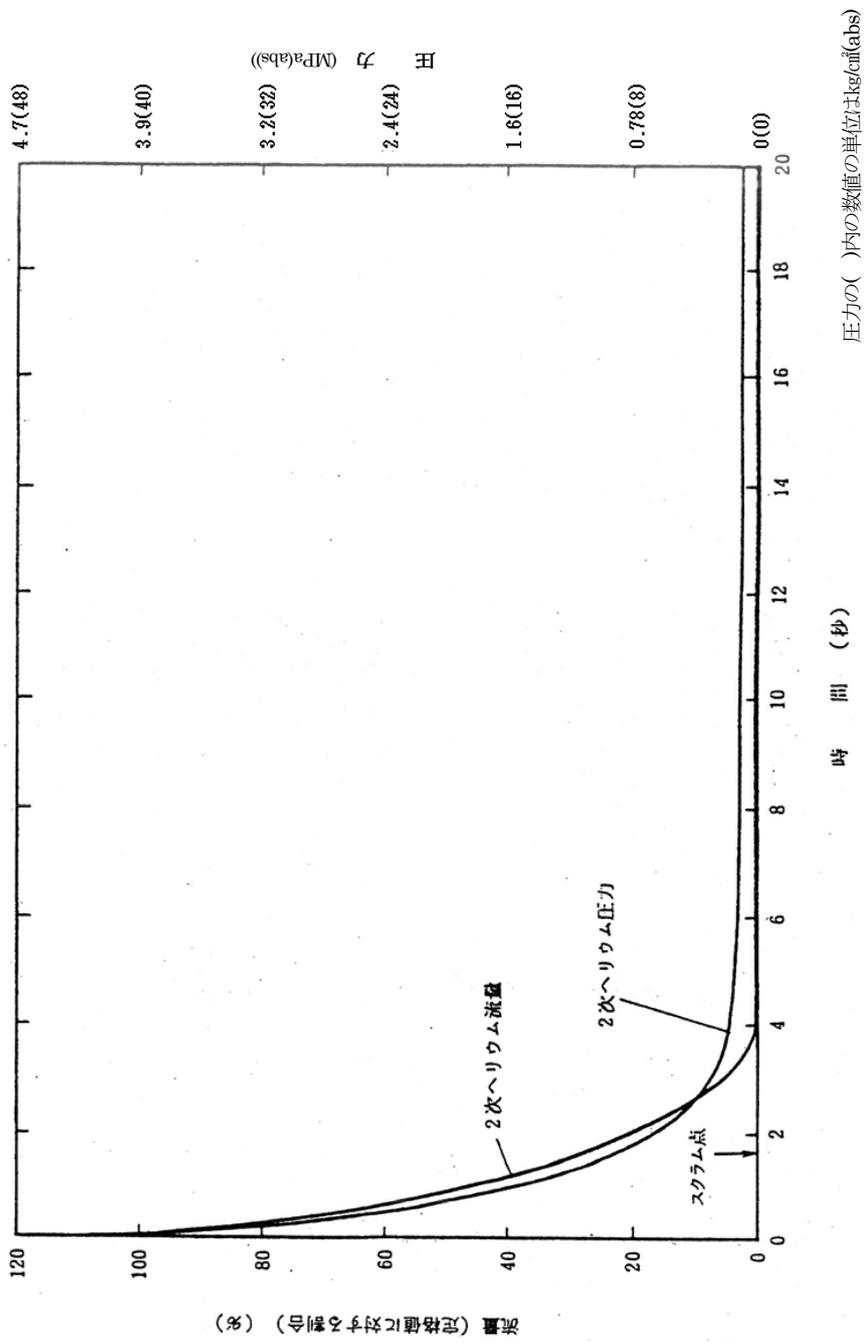
(8) (炉内温度の経時変化) 資料・7.15



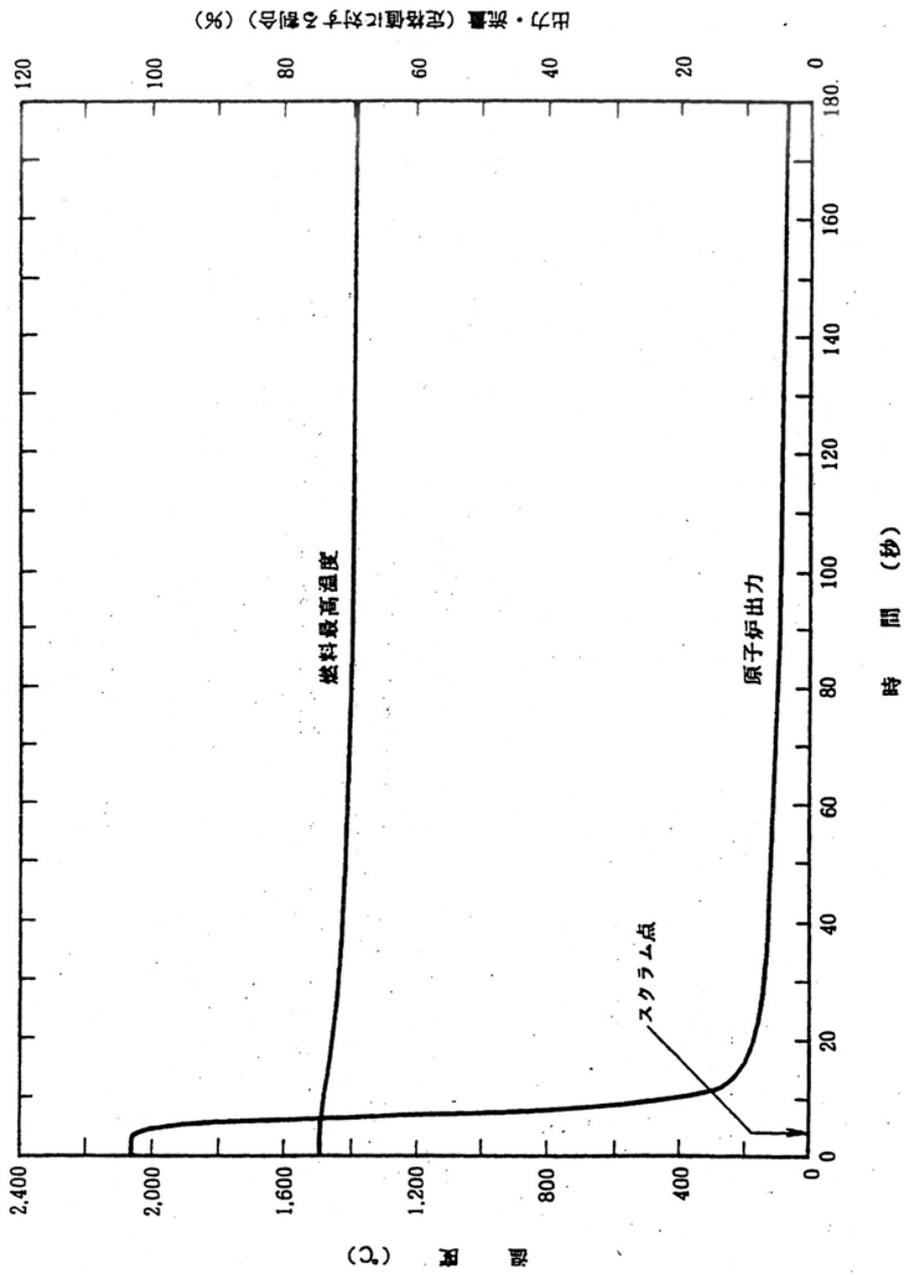
第3.5.1図 2次へリウム冷却設備二重管破断事故(1)



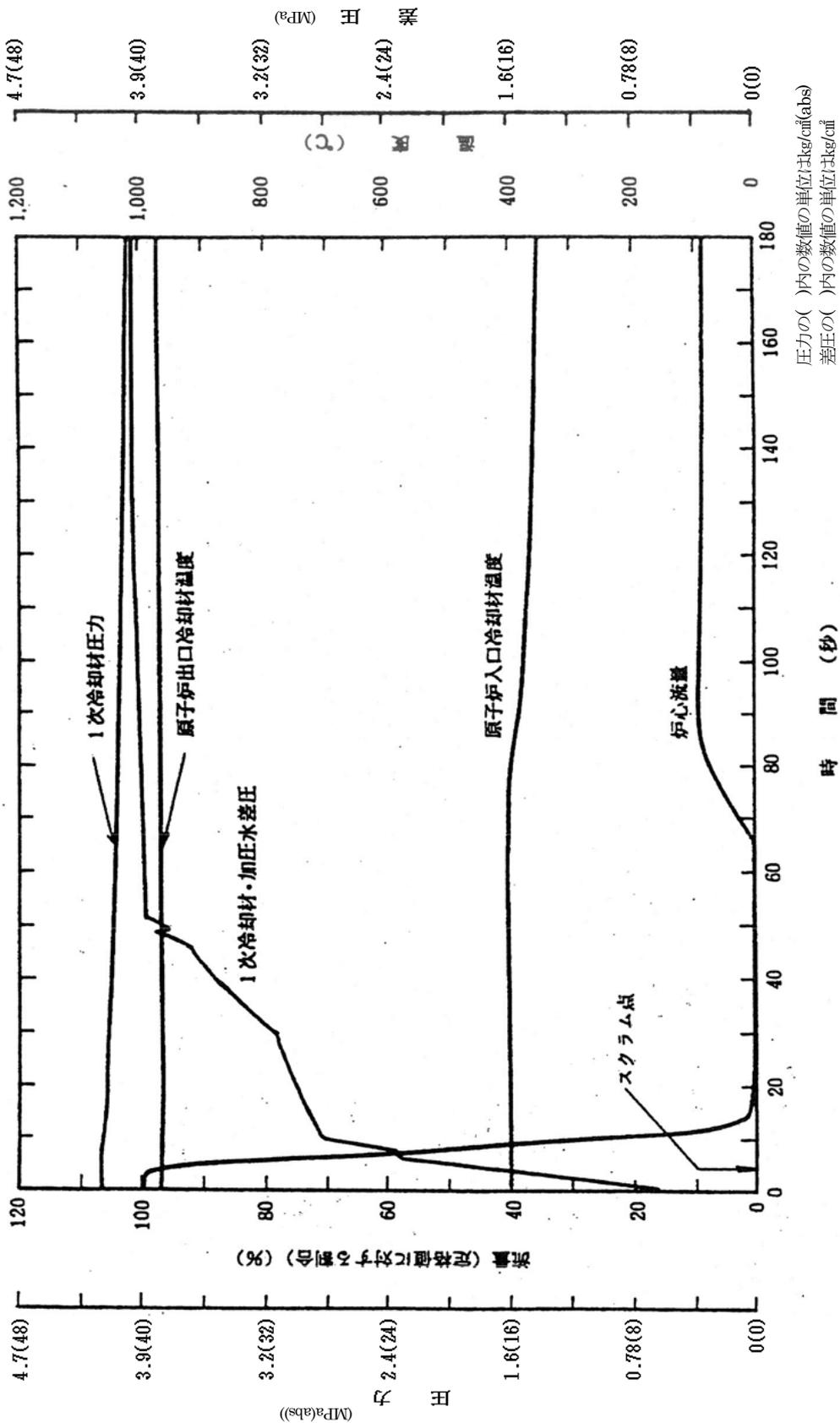
第3.5.2図 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(2)



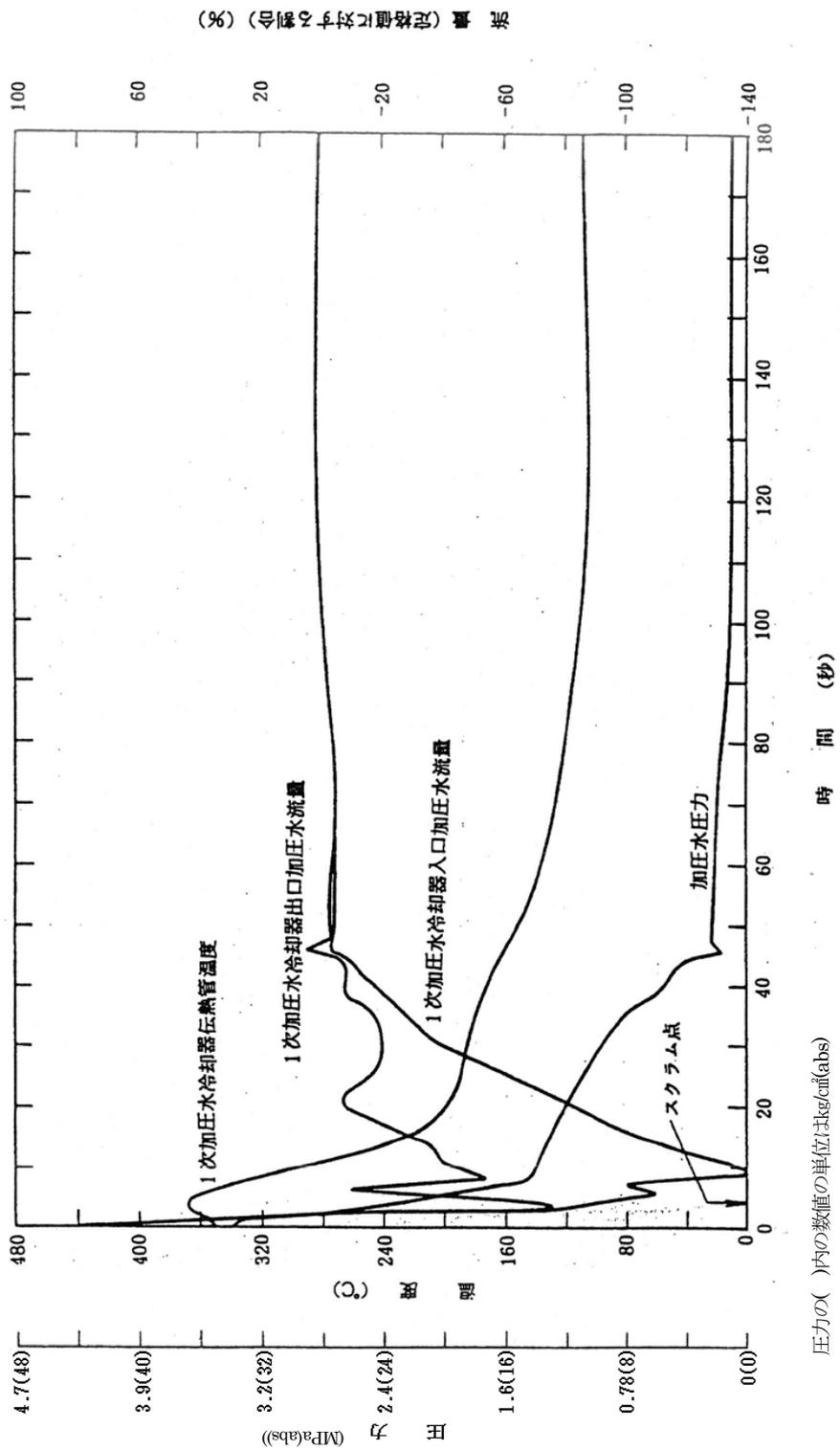
第3.5.3図 2次ヘリウム冷却設備二重破断事故(3)

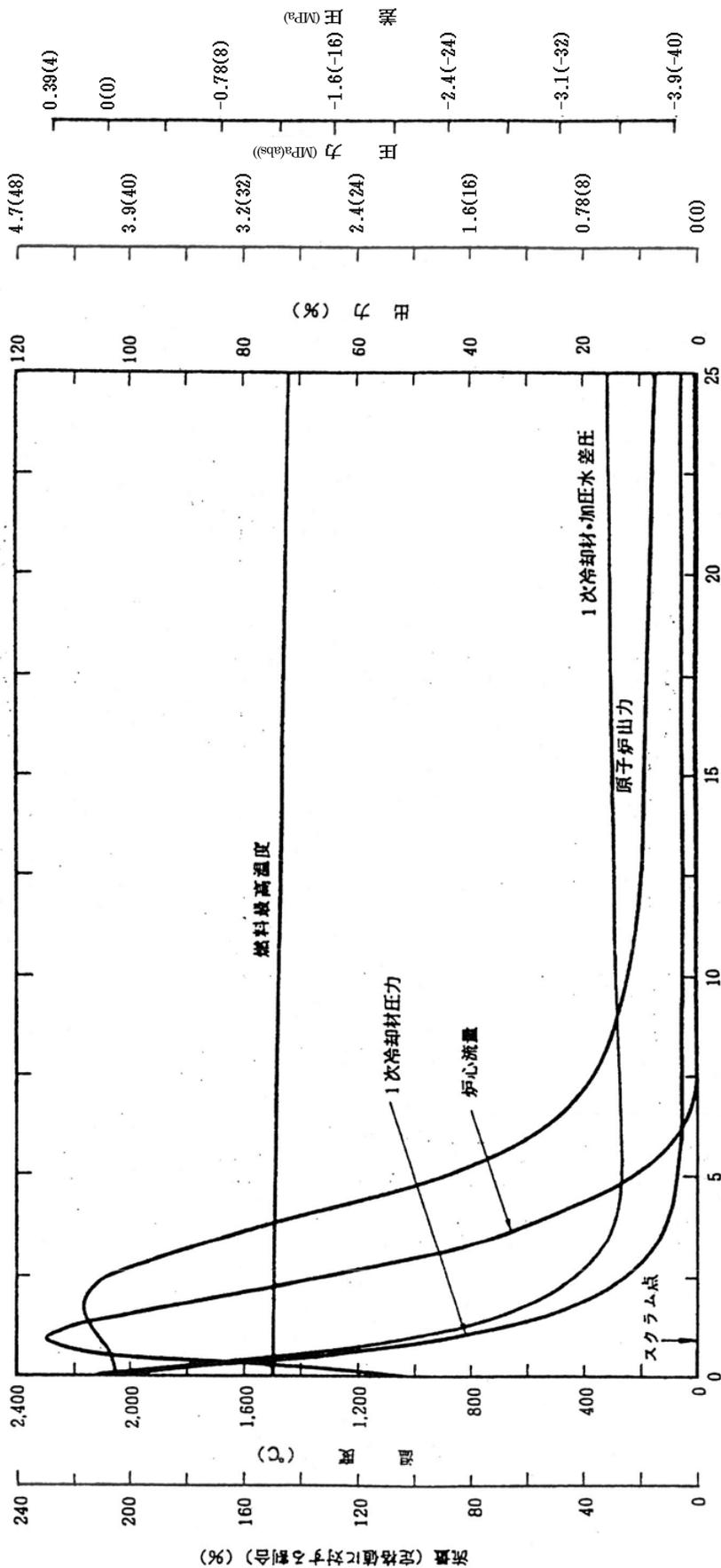


第3.6.1図 加圧水配管破断事故(1)



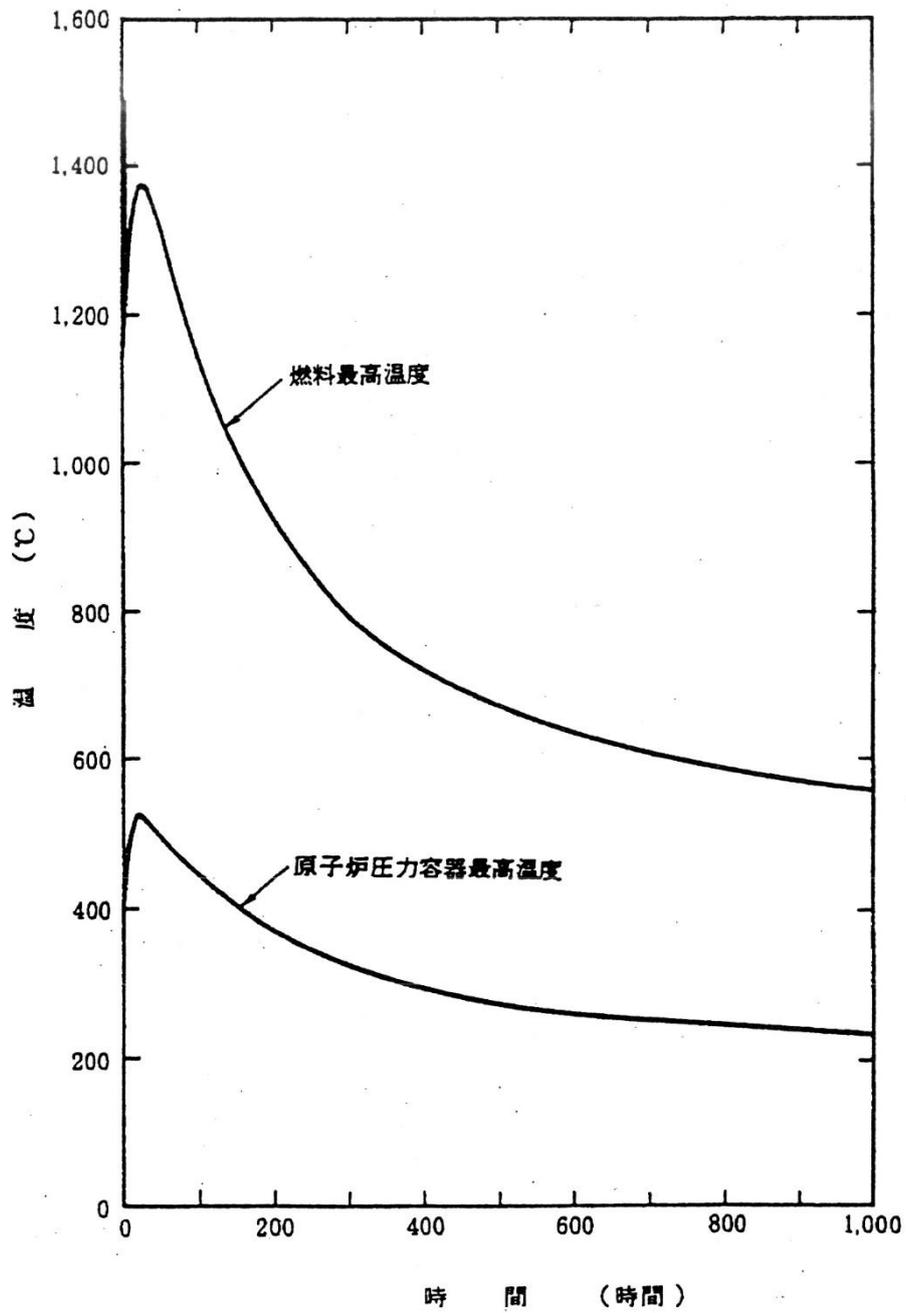
第3.6.2図 加圧水配管破断事故(2)



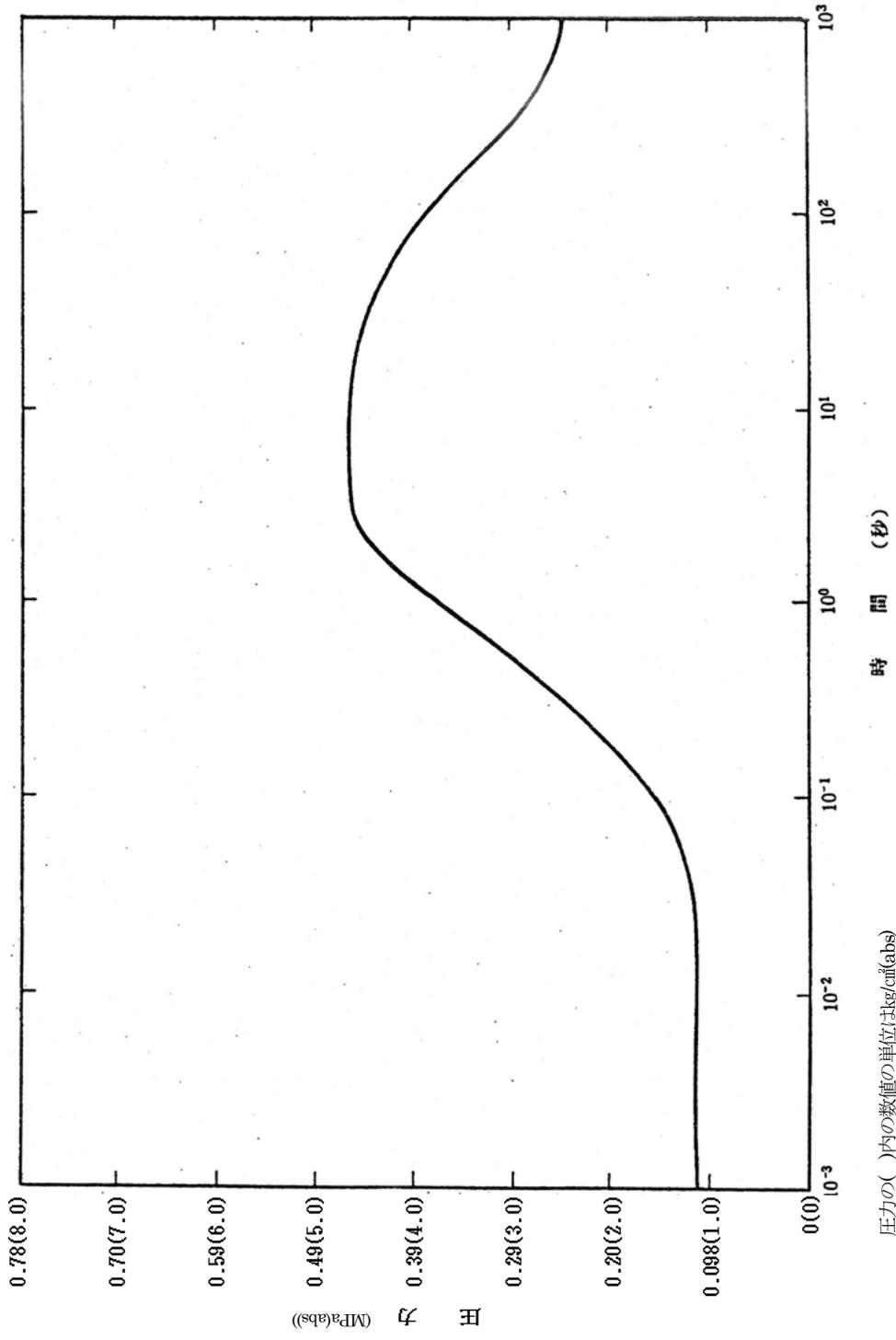


圧力の ( ) 内の数値の単位は kg/cm<sup>2</sup>(abs)  
 差圧の ( ) 内の数値の単位は kg/cm<sup>2</sup>

第3.7.1図 1次冷却設備二重管破断事故(1)

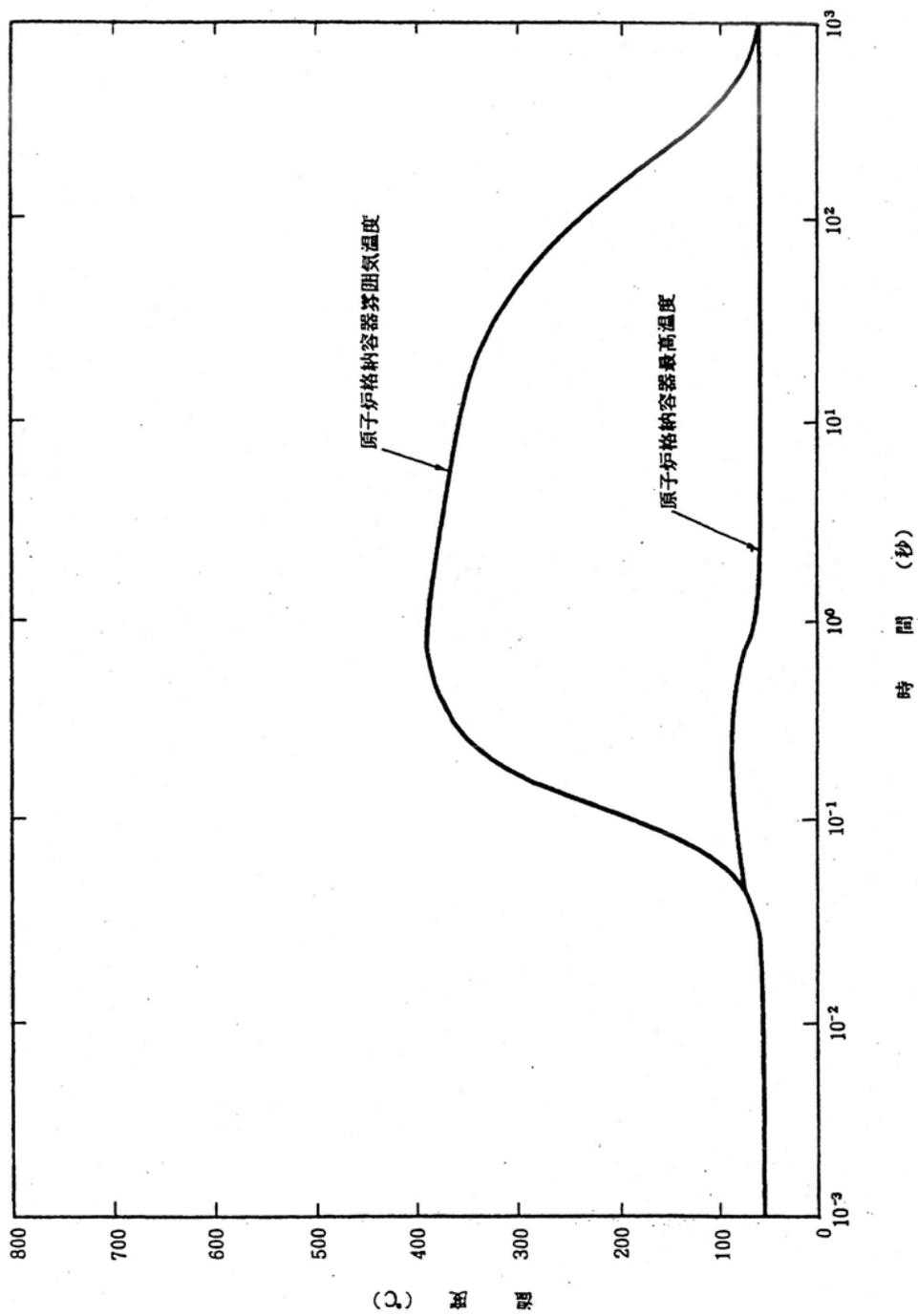


第3.7.2図 1次冷却設備二重管破断事故(2)

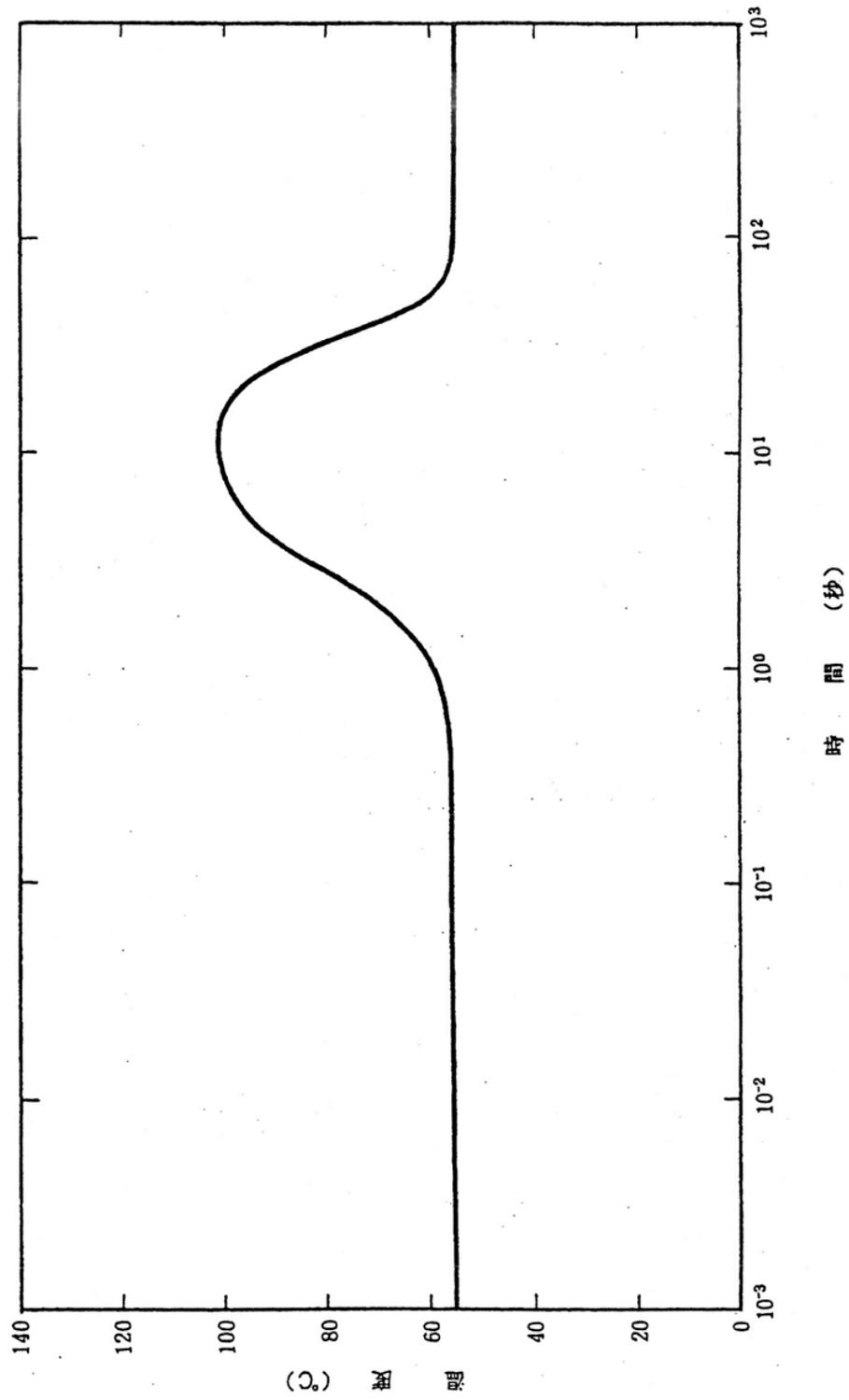


圧力の( )内の数値の単位はkg/cm<sup>2</sup>(abs)

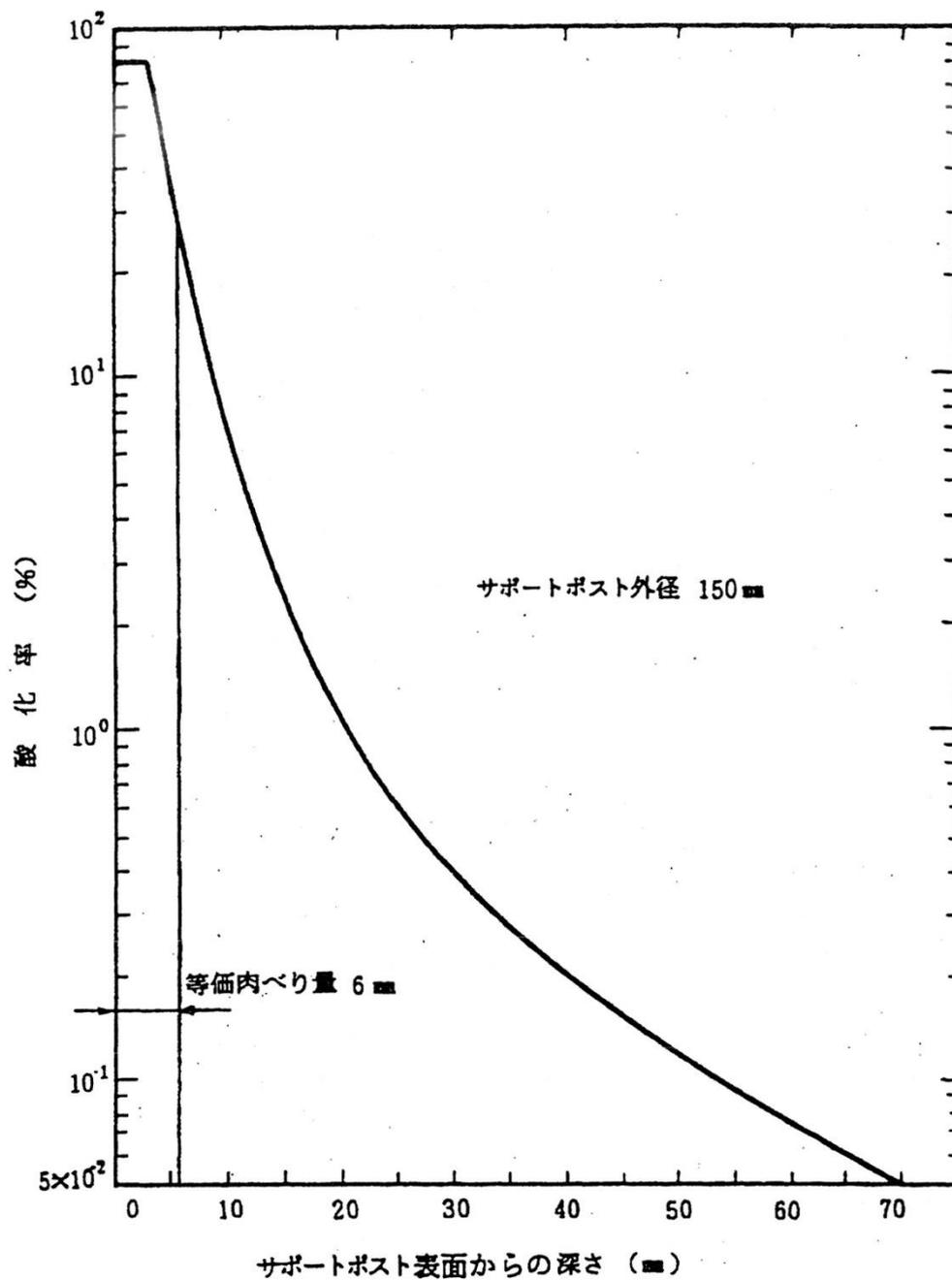
第3.7.3図 1次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力)



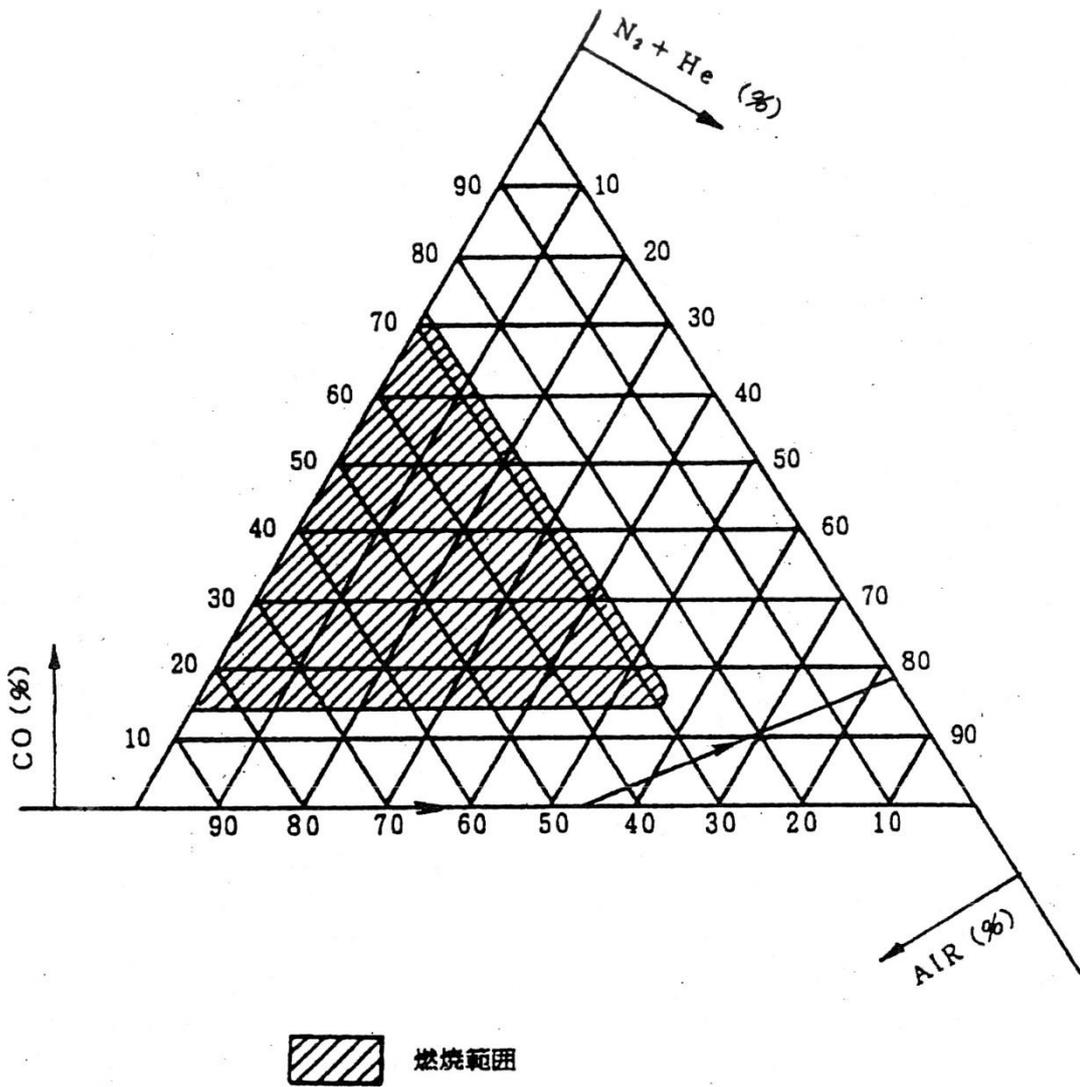
第3.7.4図 1次冷却設備二重管破断事故(4) (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器雰囲気温度)



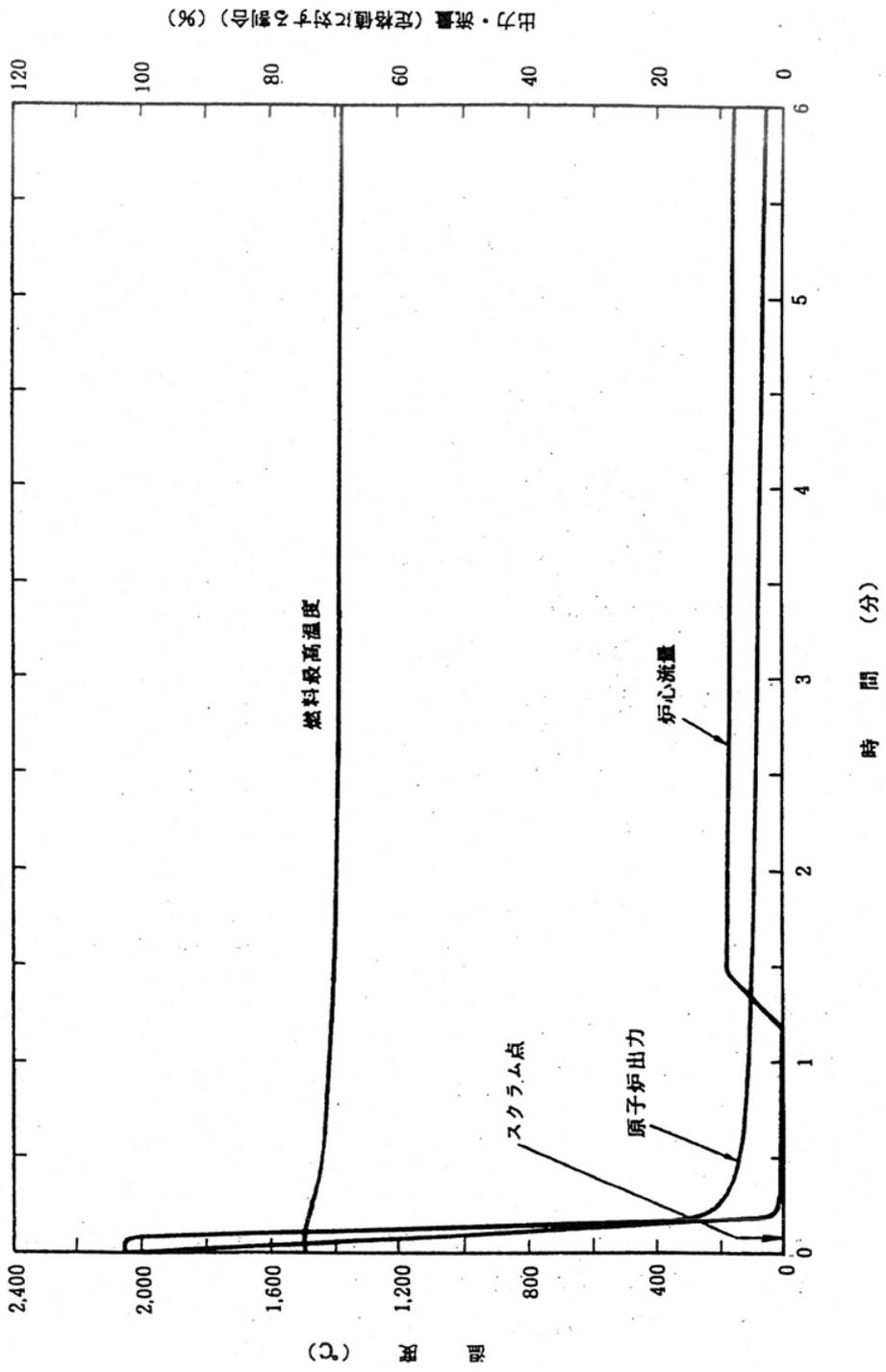
第3.7.5図 1次冷却設備二重管破断事故(5) (コンクリート表面温度)



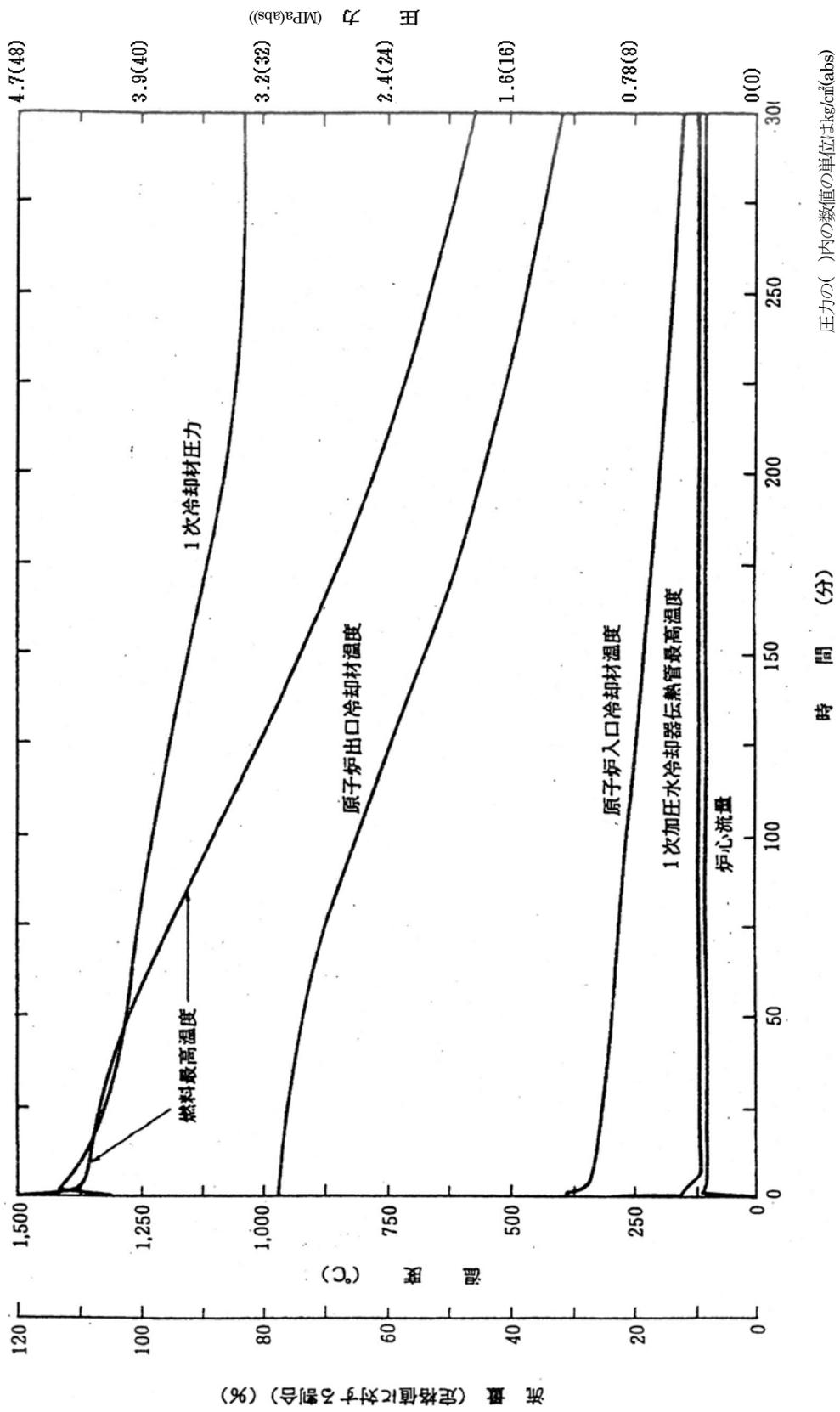
第3.7.6図 1次冷却設備二重管破断事故(6) (サポートポスト表面からの酸化深さ)



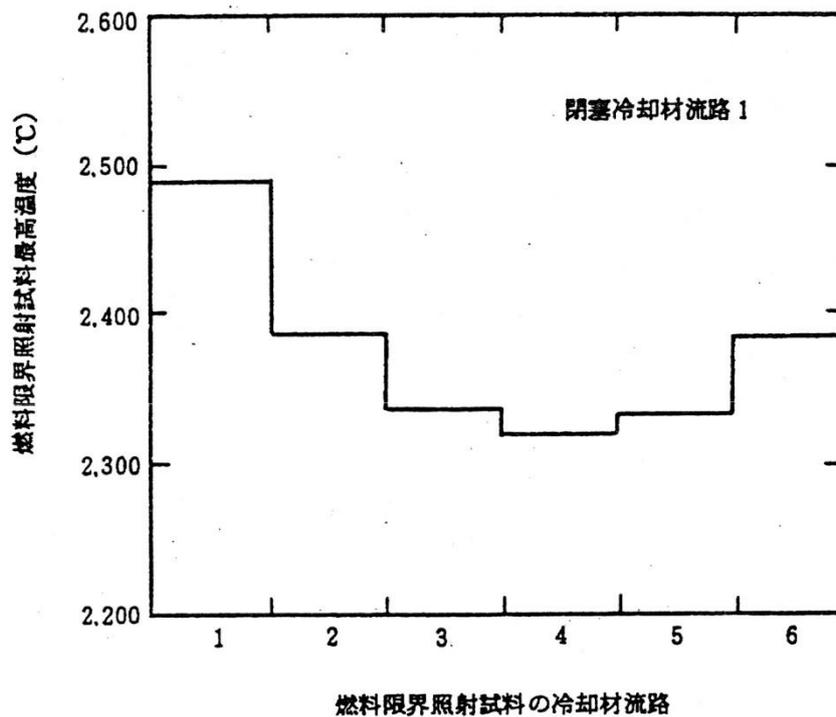
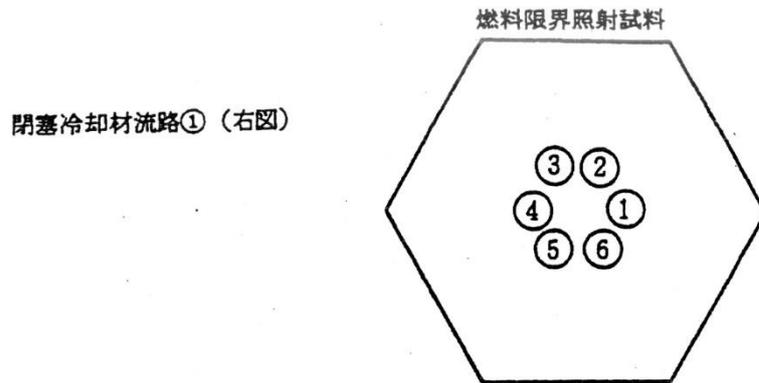
第3.7.7図 1次冷却設備二重管破断事故(7)  
 (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)



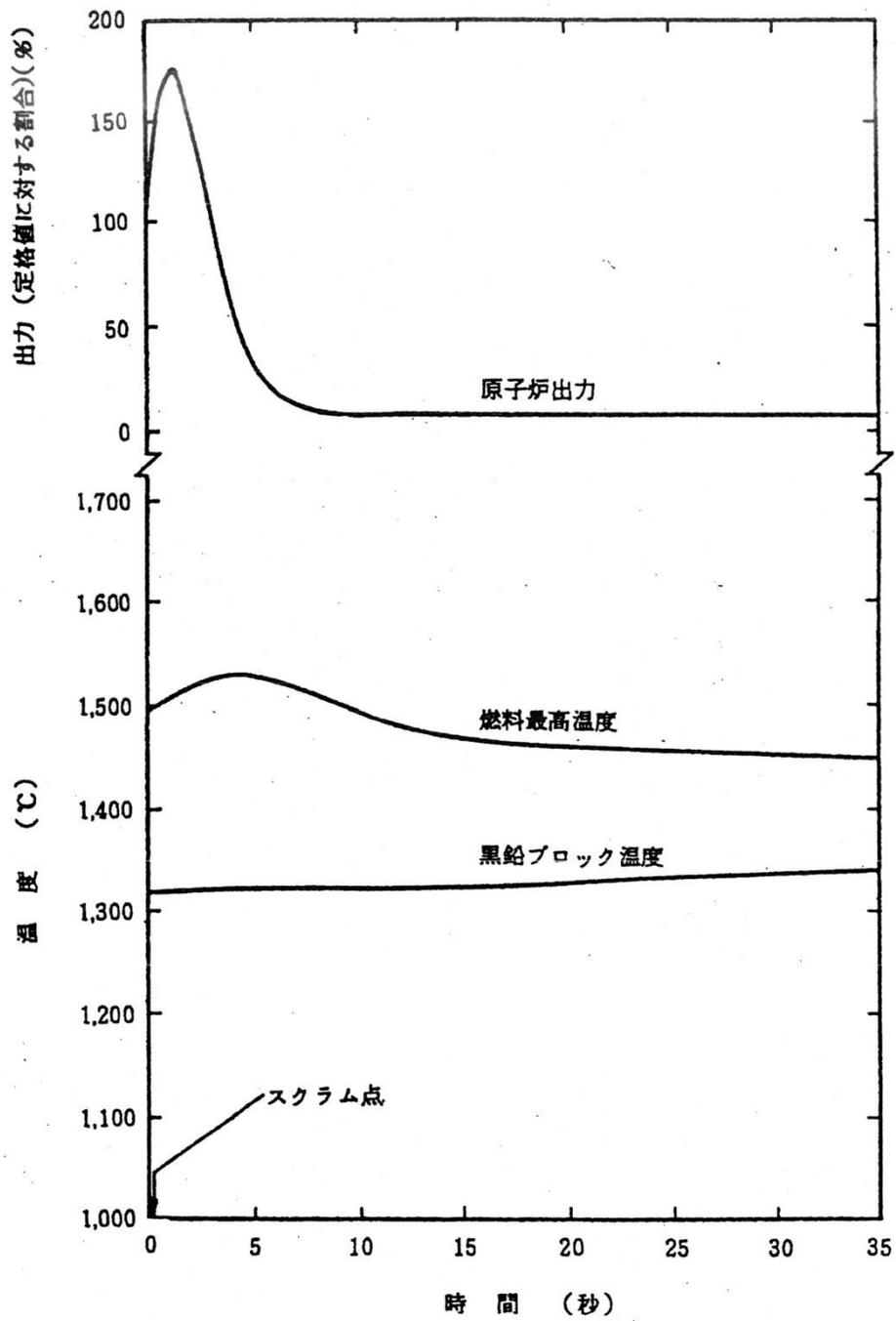
第3.8.1図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(1)



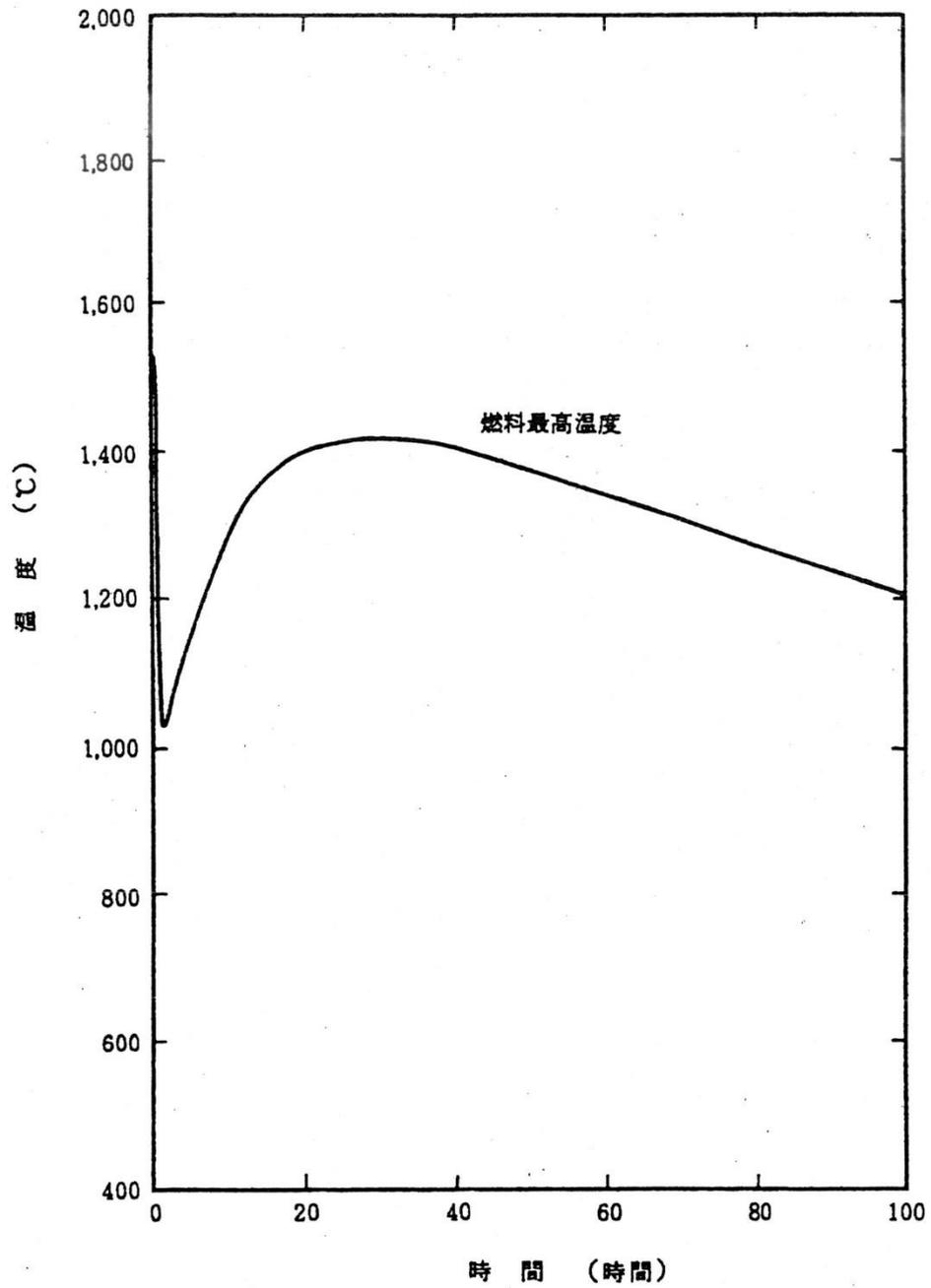
第3.8.2図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(2)



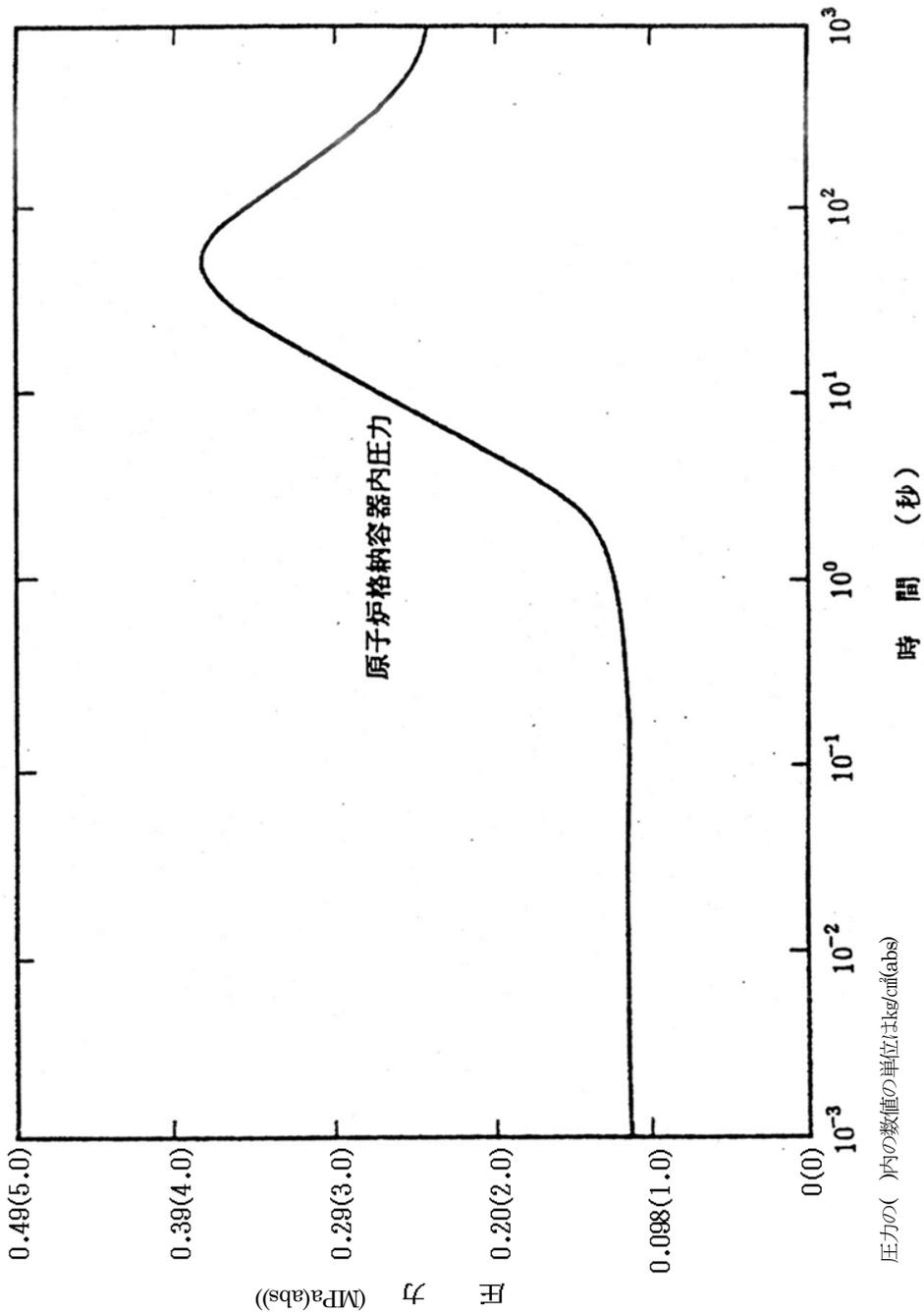
第 3.12.1 図 燃料限界照射試験料の冷却材流路閉塞事故



第3.13.1図 スタンドパイプ破損事故(1)



第3.13.2図 スタンドパイプ破損事故(2)



第3.13.3図 スタンドパイプ破損事故(3)

#### 4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

##### 4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方

試験炉許可基準規則第53条に基づき、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故(以下「設計基準事象」という。)時に、作動を想定していた以下の(i)から(iii)までの機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事象、すなわち設計基準事象を超える事象の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。

(i) 原子炉停止機能

(ii) 炉心冷却機能

(iii) 放射性物質の閉じ込め機能(以下「閉じ込め機能」という。)

上記の設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

a. 放射性物質等の放出の影響

b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響

c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を選定する。

本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響はない。

そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a. から c. までの影響が最も大きくなる1次冷却設備二重管破断に(i)から(iii)までの安全機能の機能喪失の重畳を想定する。

また、試験炉許可基準規則の解釈第53条で示されている使用済燃料の損傷についても検討を行う。

なお、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を想定する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響がないことの例として、基準炉心における運転時の異常な過渡変化事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象の中で原子炉冷却材圧力バウンダリ(原子炉圧力容器)温度が最も高くなる事象である、商用電源喪失に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)する事象が発生した場合、第4.1.1図に示すように、燃料温度は上昇するものの燃料の許容設計限界温度である1,600°Cを超えない。また、燃料は溶融することなく、ヘリウムガスの急激な温度上昇もないことから、機械的エネルギーの発生により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損することはない。さらに、第4.1.1図に示すように、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度は使用材料の引張強度が熱時効により著しく変化しない温度である550°Cを上回ることはない。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、多量の放射性物質の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じない。すなわち、a. から c. までの影響はない。なお、本評価は、4.2.1に示す解析コード、TAC/BLOOST<sup>(1)</sup>、DELIGHT<sup>(2)</sup>、TWOTRAN<sup>(2)</sup>及びCITATION<sup>(2)</sup>を用いるとともに、4.2.1に示す炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)等の条件を用いて実施した。

## 4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

### 4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

#### (1) 原子炉停止機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)となり、原子炉停止機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.1図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備のみ作動しており、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。また、異常発生時の初期状態は、事故時に放出しうる放射性物質の量がより多くなる燃料限界照射試験時の照射炉心体系を選定した。

原子炉を停止させない場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることとはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで原子炉が再臨界となり、燃料最高温度は約1,550°Cへと上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1,600°Cには到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 $1.7 \times 10^{-3}$ Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉压力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることとはない。なお、原子炉压力容器の最高温度は、後述するa.～c.に示す事象を早期に収束させるための措置を講ずることで、炉心冷却機能の喪失時の影響を上回ることとはない。

本事象と1次冷却設備二重管破断事故を比較した場合、再臨界となるまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する(第3.7.3図参照)。本事象が発生した場合、1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する。しかしながら、再臨界後、炉心の温度上昇により約0.27MPa(abs)で安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約0.46MPa(abs)となり、原子炉格納容器の最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。

このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気の量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることとはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることとはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.2図及び第4.2.3図に示すように、一酸化炭

素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価では、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コードにより実施している。また、使用する反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)は、設計基準事故の解析と同様に、DELIGHT、TWOTRAN 及び CITATION により評価している。黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN<sup>(3)</sup>コードにより実施している。

本事象の評価条件として、設計基準事故と同様の解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)及び可燃性ガスの生成過程は以下に示す条件により評価している。

炉心半径方向等価熱伝導率について、設計基準事故の評価では、保守性を持たせるために、燃料ブロック内燃料棒挿入孔や制御棒案内ブロック内制御棒挿入孔におけるふく射を考慮しない条件のもとで評価し、さらに得られた炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度 20%を考慮している<sup>(4)</sup>。

しかし、本評価においては、現象論に基づき炉心を構成する燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及びふく射を考慮し求めた第 4.2.4 図に示す値を用いている。また、得られた炉心半径方向熱伝導率には安全裕度を加味しない値を用いている。

反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値<sup>(5)</sup>に 20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、安全裕度を加味しない値を用いている。

可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素と二酸化炭素が生成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している<sup>(6)</sup>。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。
- b. 原子炉が停止していない場合、手動スクラム又は手動によるスクラムしゃ断器の開による原子炉の停止操作を行う。また、後備停止系の作動操作を行う。
- c. 非常用発電機が機能喪失している場合、仮設電源により、原子炉の状態を継続的に監視するとともに、後備停止系を操作し、原子炉の停止に努める。

なお、万一すべての停止機能が喪失した場合は、原子炉停止にかかる自主対策設備を用いて原子炉の停止に努める。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

## (2) 炉心冷却機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能を有する炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.5図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料最高温度は一旦低下した後、約1,160℃まで再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料温度は許容設計限界温度である1,600℃に到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 $1.7 \times 10^{-3}$ Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉圧力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は原子炉圧力容器側部に生じ、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に、事故後約120時間で約460℃まで上昇するが、制限温度を超えることはない。

本事象では、「(1) 原子炉停止機能の喪失」の場合に見られる再臨界とならないことから、第4.2.5図で示すように炉心温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることではなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.6図及び第4.2.7図に示すように、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価は、「(1) 原子炉停止機能の喪失」と同様の条件で実施している。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。
- b. 炉容器冷却設備の復旧に努め、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事象収束に努める。
- c. 非常用発電機が機能喪失している場合、仮設電源により、原子炉の状態を継続的に監視する。

本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

### (3) 閉じ込め機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)により閉じ込め機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失及びサイフォン効果による使用済燃料貯蔵プール水の流出も含む。)が重畳した事象を想定する。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料温度は初期温度を上回ることとはなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じない。しかしながら、1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能を喪失していることから、放射性物質を含む1次冷却材の地上放出により多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

また、この時には原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、空気が原子炉格納容器内に流入し続け、炉心に空気が侵入し、黒鉛の酸化を引き起こすことで可燃性ガスが発生するおそれがあるが、第4.2.8図及び第4.2.9図に示すように原子炉格納容器への空気の流入及び混合ガスの流出条件における可燃性の一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

原子炉格納容器が大規模に破損した場合には原子炉格納容器への空気の流入及びヘリウム、空気、可燃性ガス等の混合ガスの流出が多く、原子炉格納容器内の混合ガスが空気で置換されるため可燃性ガスの濃度はさらに小さくなる。

さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失によって炉内へ侵入する空気の量が増加する場合でも、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることとはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることとはない。

なお、本評価は、「(1) 原子炉停止機能の喪失」と同様の条件で実施した。

本事象では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるため、4.3.1に示す措置を講ずることとする。

#### 4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。

##### (1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の冷却機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合における使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動を第4.2.10図に示す。貯蔵プール外

に設置されている配管が破損した場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出(瞬時流出とした想定)によりプール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、約15日で100℃に到達する。その後、使用済燃料貯蔵プール水の蒸発により冠水維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度は約130℃/日で上昇し、約24日で使用済燃料貯蔵ラックの温度は強度を確保できなくなる800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。

よって、本事象では多量の放射性物質等の放出のおそれがあり、4.3.2に示す措置を講ずることとする。

また、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料が破損する可能性があるため、4.3.2に示す措置を講ずることにより使用済燃料貯蔵プール水の流出量を制限する。なお、当該措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した第4.2.10図に示す温度挙動の評価に包絡される。

## (2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による除熱機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。

- a. 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度1,600℃を超えて燃料が破損する。
- b. 冷却機能喪失により貯蔵ラックが800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。
- c. 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。
- d. 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。

a. について、冷却機能が完全に喪失した場合の温度挙動を構造解析コードNastran<sup>(7)</sup>を用いて評価する。解析モデルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮する。使用済燃料貯蔵ラック周り及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体—貯蔵ラック間にふく射による伝熱を考慮する。貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。

評価の結果、第4.2.11図に示すように使用済燃料の最高温度は約670℃となり、燃料の許容設計限界温度1,600℃を超えない。そのため、昇温による燃料の破損は生じず健全性は保たれる。

b. について、第4.2.11図に示すように使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約670℃となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度800℃を超えることはない。

c. について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、約110mmの炭素鋼の上板及び約1600mmのコンクリート等からなる。このため、例えば地震等により構造上遮蔽体(上蓋)がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。

d. について、使用済燃料貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、被ばく量は $10^{-6}$ mSv以下に留まる。

以上のように、使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態）を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがあることから、4.3.2に示す措置を講ずることとする。

なお、使用済燃料貯蔵設備は、耐震重要度を添付書類八 1.4.2 耐震設計上の重要度分類に基づきBクラス及びCクラスと分類している。しかし、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、上記の使用済燃料貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能を喪失しないこと並びに未臨界性の確保が必要であることから、使用済燃料貯蔵建家躯体及び貯蔵ラック等は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

#### 4.3 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止

##### 4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合、放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態（止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等）及び放射線量を把握するとともに、事象の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失しており、原子炉の状態が把握できない場合は、仮設計器を計装盤に設置し、仮設電源を仮設計器に接続することにより、原子炉の状態を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。
- b. 炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプが簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、炉心を冷却する。なお、炉容器冷却設備の配管が破損しているおそれがある場合に炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させた場合、原子炉格納容器内に水が入るおそれがあることから、配管の健全性が確認できない場合は炉容器冷却設備の循環ポンプを作動させない。
- c. 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管等が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- d. 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- e. 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングを行う。
- f. 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。

- g. 原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングの結果、放射線量が高い場合は、サービスエリア等の扉の目張りをすることにより建家の気密を改善して影響緩和の措置に努める。
- h. 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。
- i. 使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合、拡大防止のために、注水配管のベント弁等を開とすることにより、使用済燃料貯蔵プール水の流出を停止する。

#### 4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

##### (1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

使用済燃料貯蔵プールにおいて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故が発生した場合、燃料の許容設計限界温度である1,600℃を超えることで使用済燃料が破損し、多量の放射性物質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止及び放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

- a. プール水冷却浄化設備が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- b. プール水冷却浄化設備が復旧できない場合、純水供給設備が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- c. 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止及び影響緩和のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵プールに注水を行う。
- d. 消防自動車内の貯水、機械棟の貯水及び夏海湖の貯水等の水源を利用する。
- e. 仮設計器等により水位を確認する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

##### (2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態）を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがある。このことから、事故の拡大防止のために以下のような措置を講ずる。

- a. 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- b. 使用済燃料貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等の撤去に努める。

#### 4.3.3 事故の拡大防止に係る要員

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止については、必要な要員を確保する。

#### 4.3.4 大規模損壊について

上記の想定を上回る事象として、設計基準事象を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊\*1(以下「大規模損壊」という。)の発生を仮想的に想定する。その場合、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴を踏まえて、事業者は、4.3.1及び4.3.2の対策を可能な範囲で実施する。

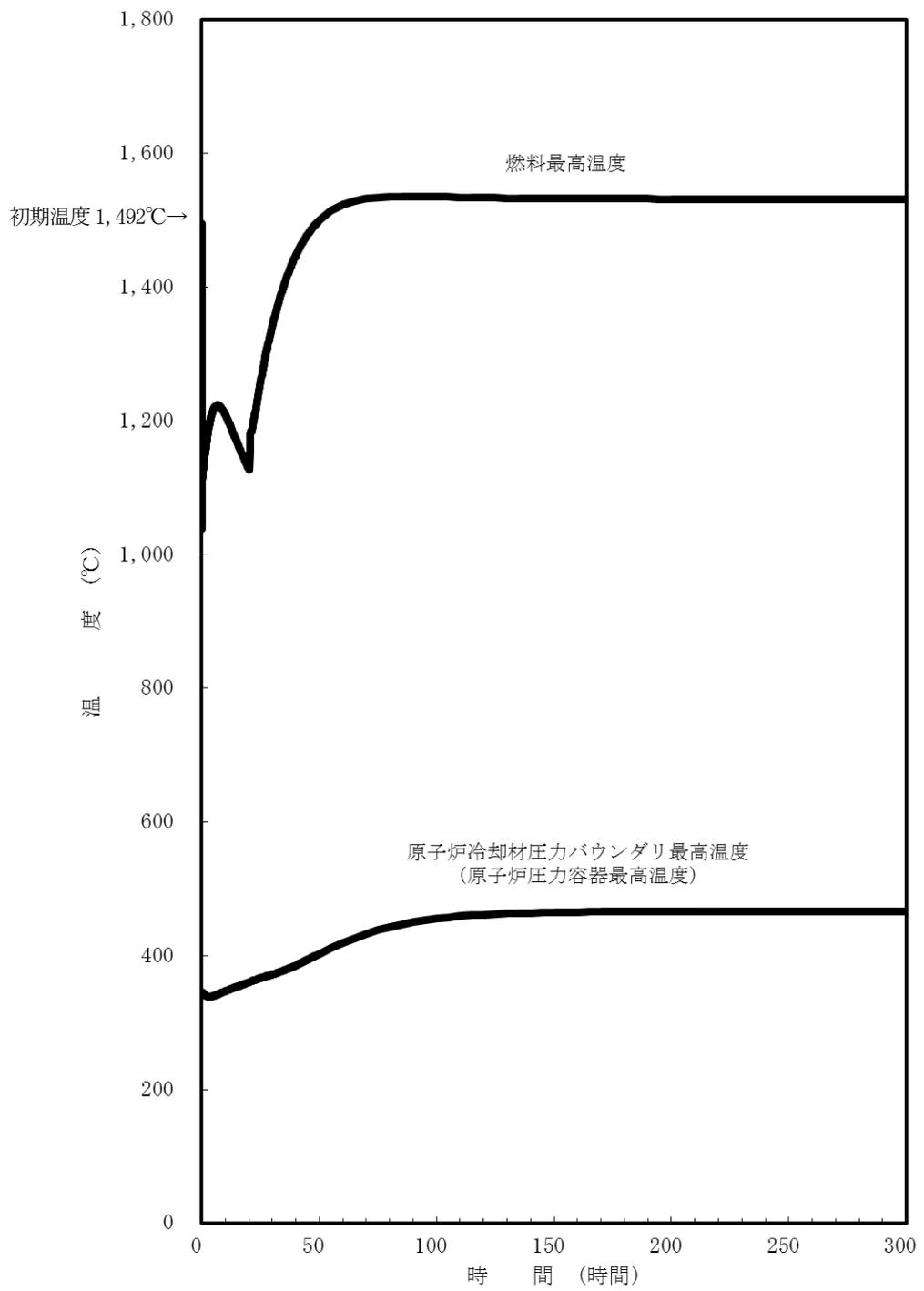
なお、本原子炉施設において、4.3.2(1)に示す事故及び事象が発生した場合は、共用の消防自動車を上記の事故の拡大を防止するための措置及び対策に優先して用いる。

#### 4.4 参考文献

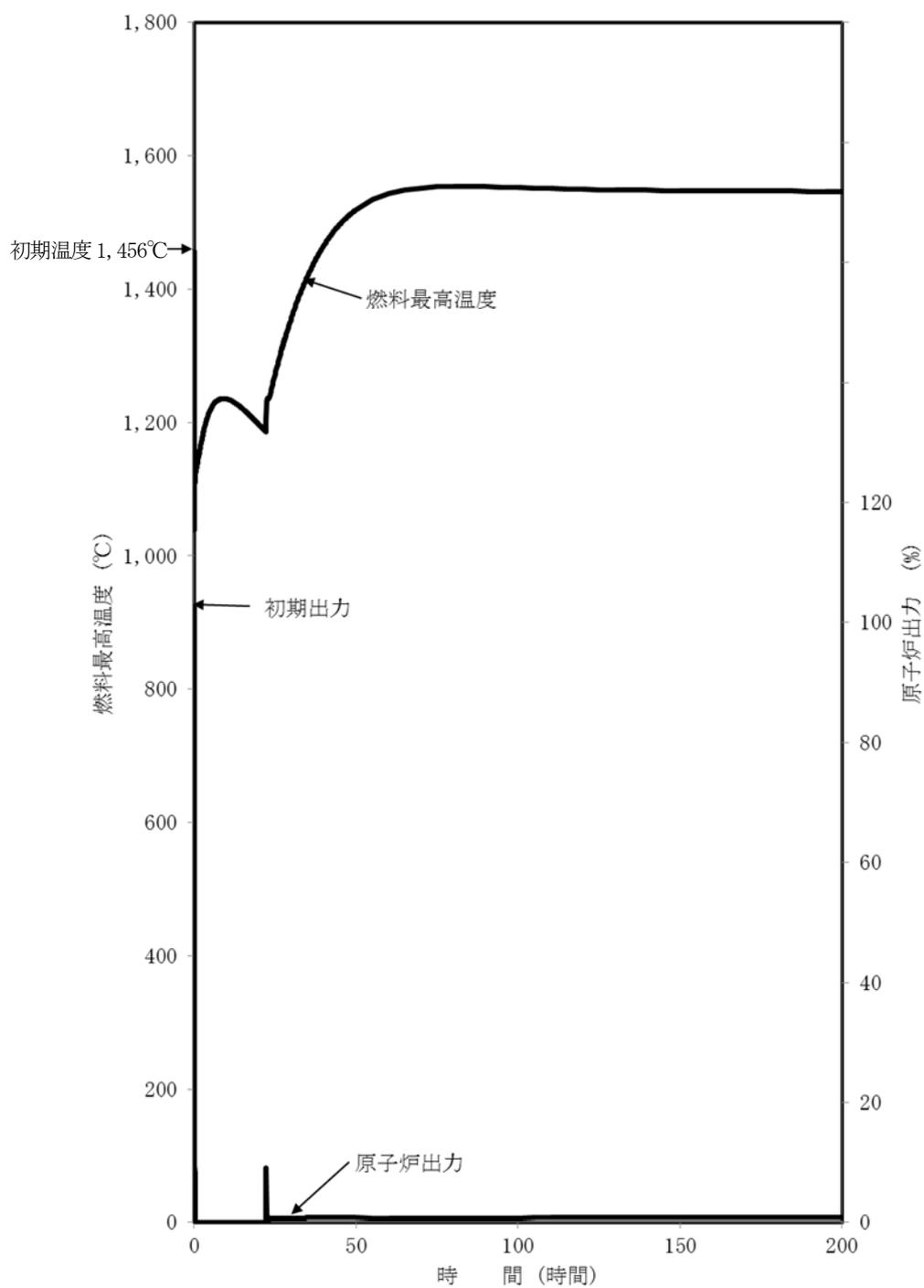
- (1) 高松 他 ; 「TAC/BLOOST コードの検証 (受託研究)」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005)
- (2) 土井 他 ; 「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6」、JAERI-M 83-176 (1983)
- (3) 島崎 他 ; 「高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証」、JAEA-Technology 2014-038 (2014)
- (4) 國富 他 ; 「高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析」、JAERI-M 91-163 (1991)
- (5) 山下 他 ; 「高温工学試験研究炉の反応度係数の評価」、JAERI-M 90-008 (1990)
- (6) 小川 他 ; 「円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達」、日本原子力学会誌 Vol. 35、No. 3、pp. 245-252 (1993)
- (7) Siemens Product Lifecycle Management Software Inc. ; 「NX Nastran 8 Verification Manual」, (2011)

---

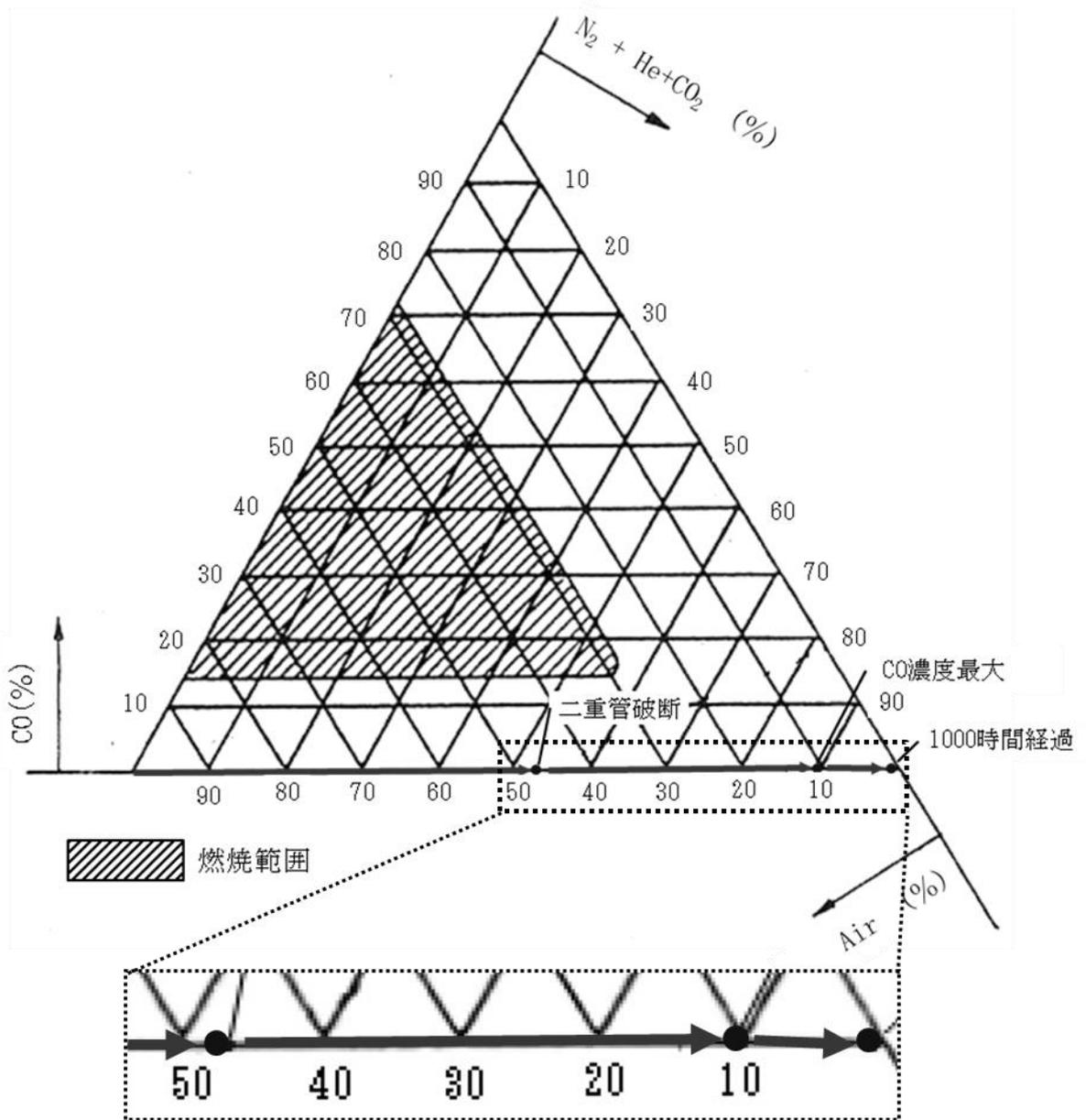
\*1大規模損壊への対応は、発電用原子炉施設に対して要求されている事項である。試験研究用原子炉である本原子炉施設についても、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省を踏まえ、想定を超える事象としての大規模損壊が発生した場合の安全確保の考え方を防災の観点から考察した。



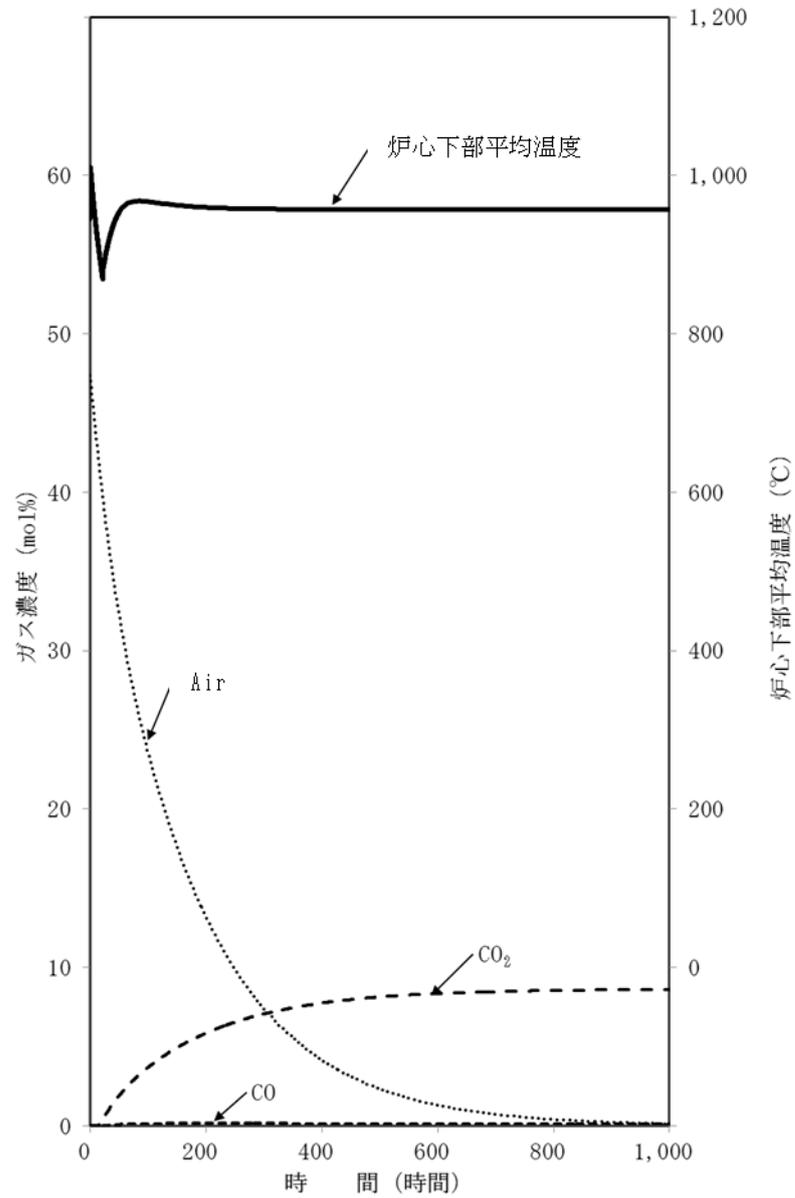
第 4.1.1 図 商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の原子炉の挙動例



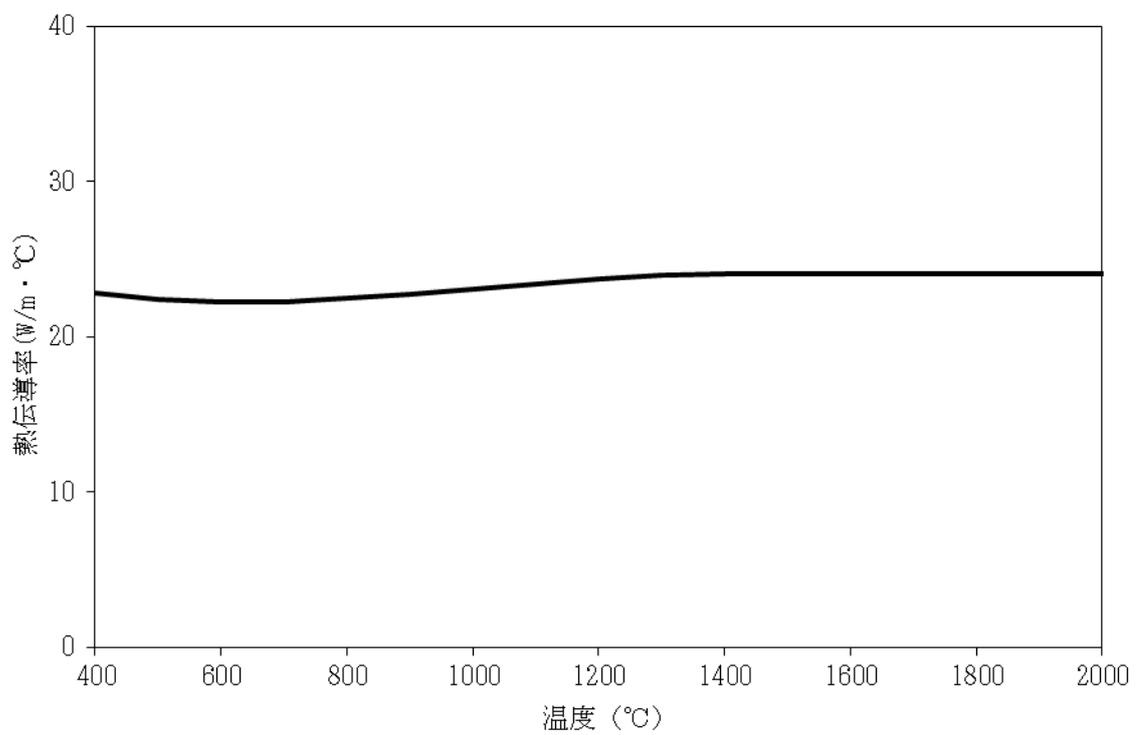
第 4. 2. 1 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



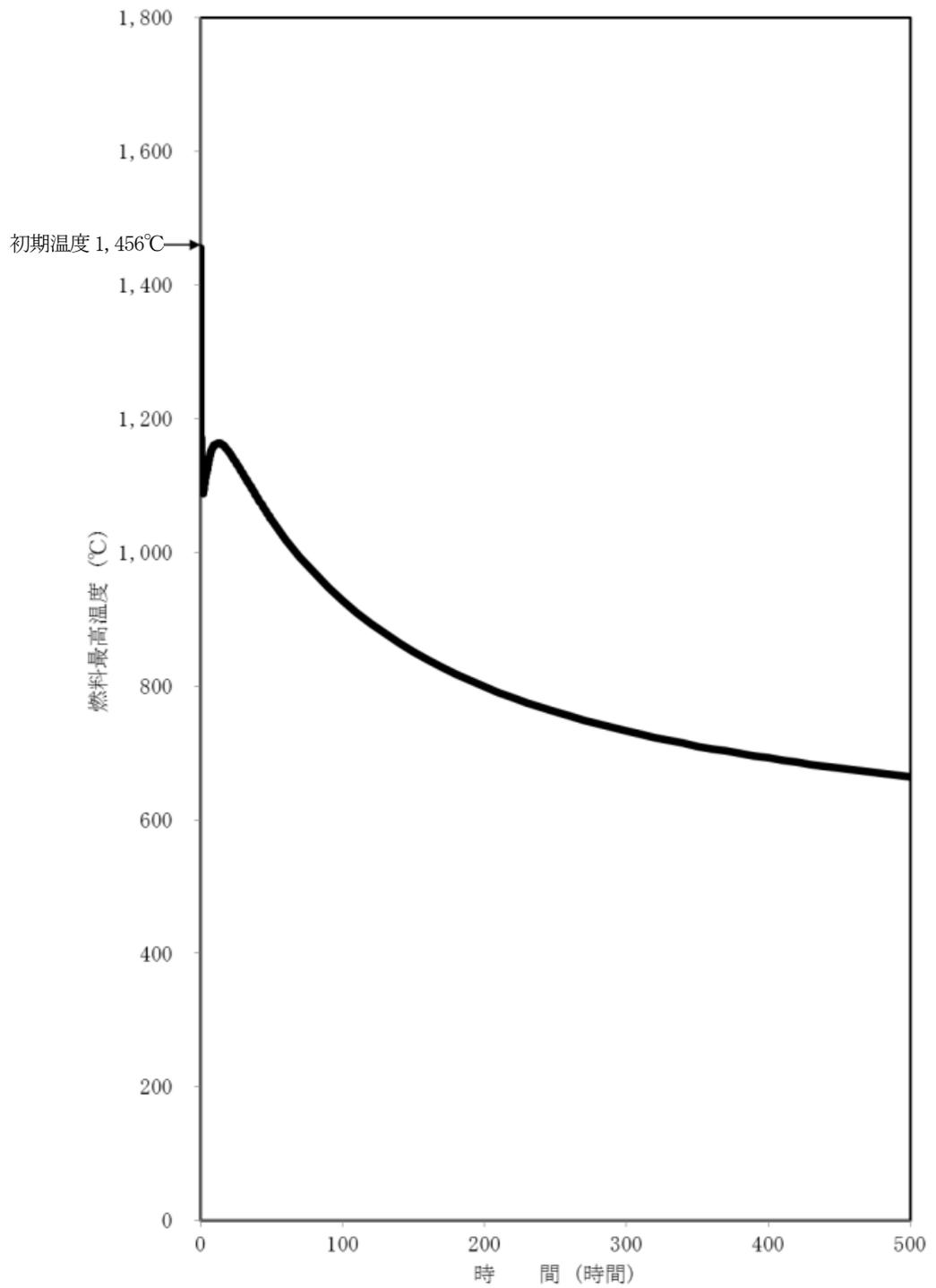
第 4. 2. 2 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



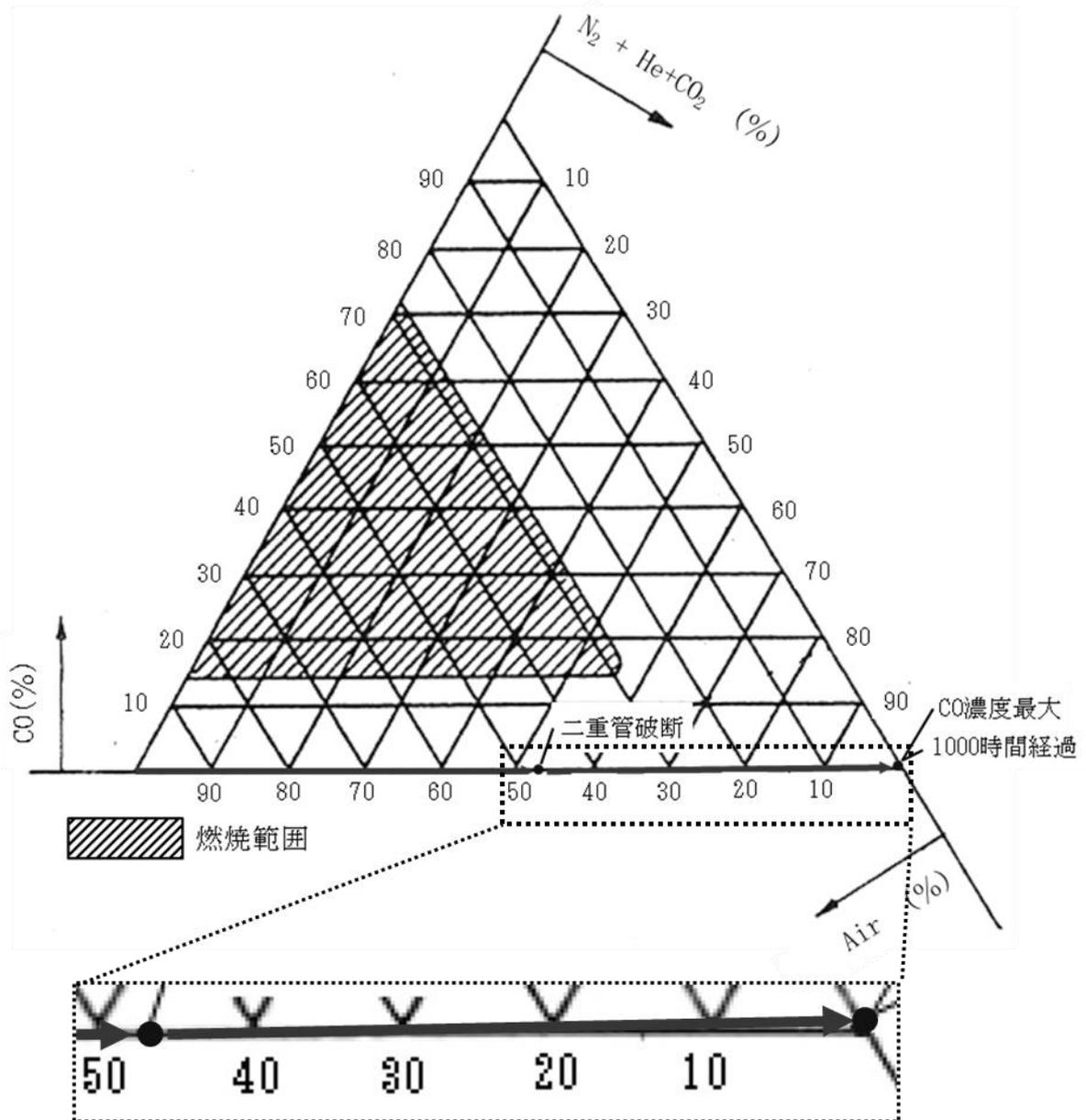
第 4.2.3 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



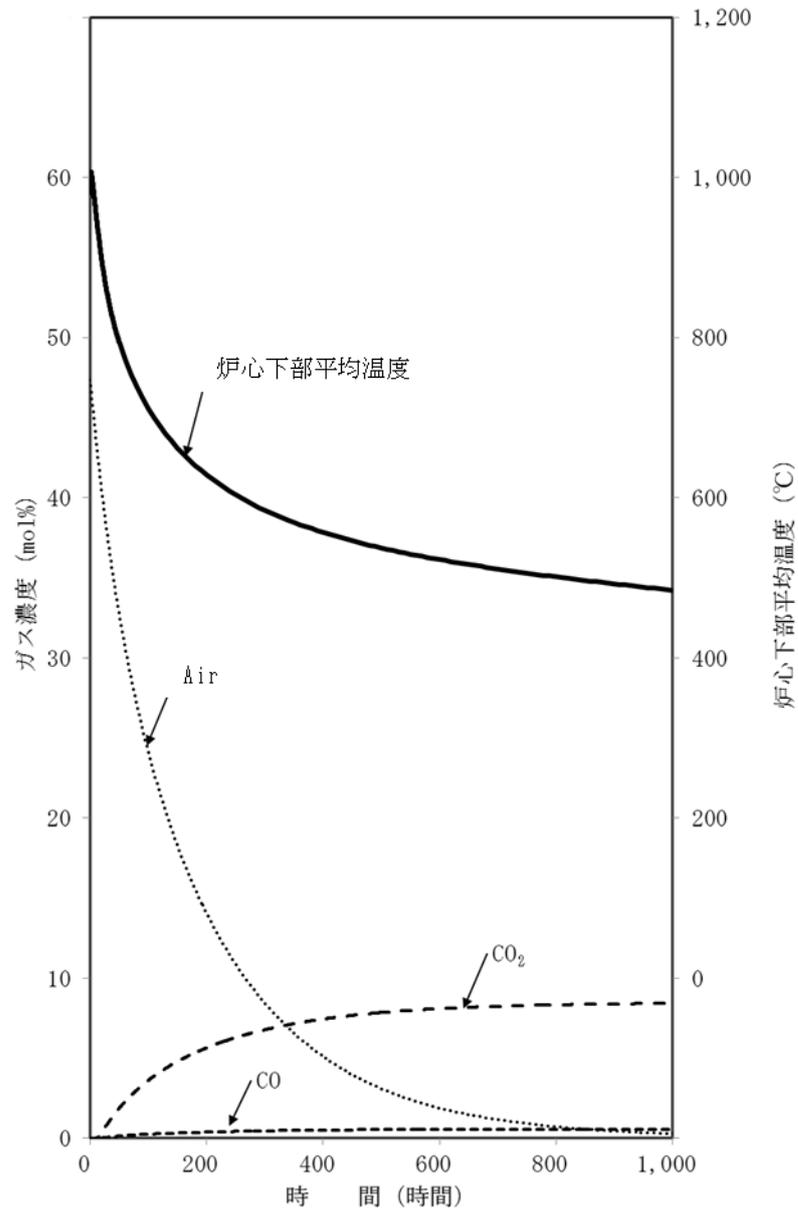
第 4. 2. 4 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の解析に使用した炉心半径方向等価熱伝導率



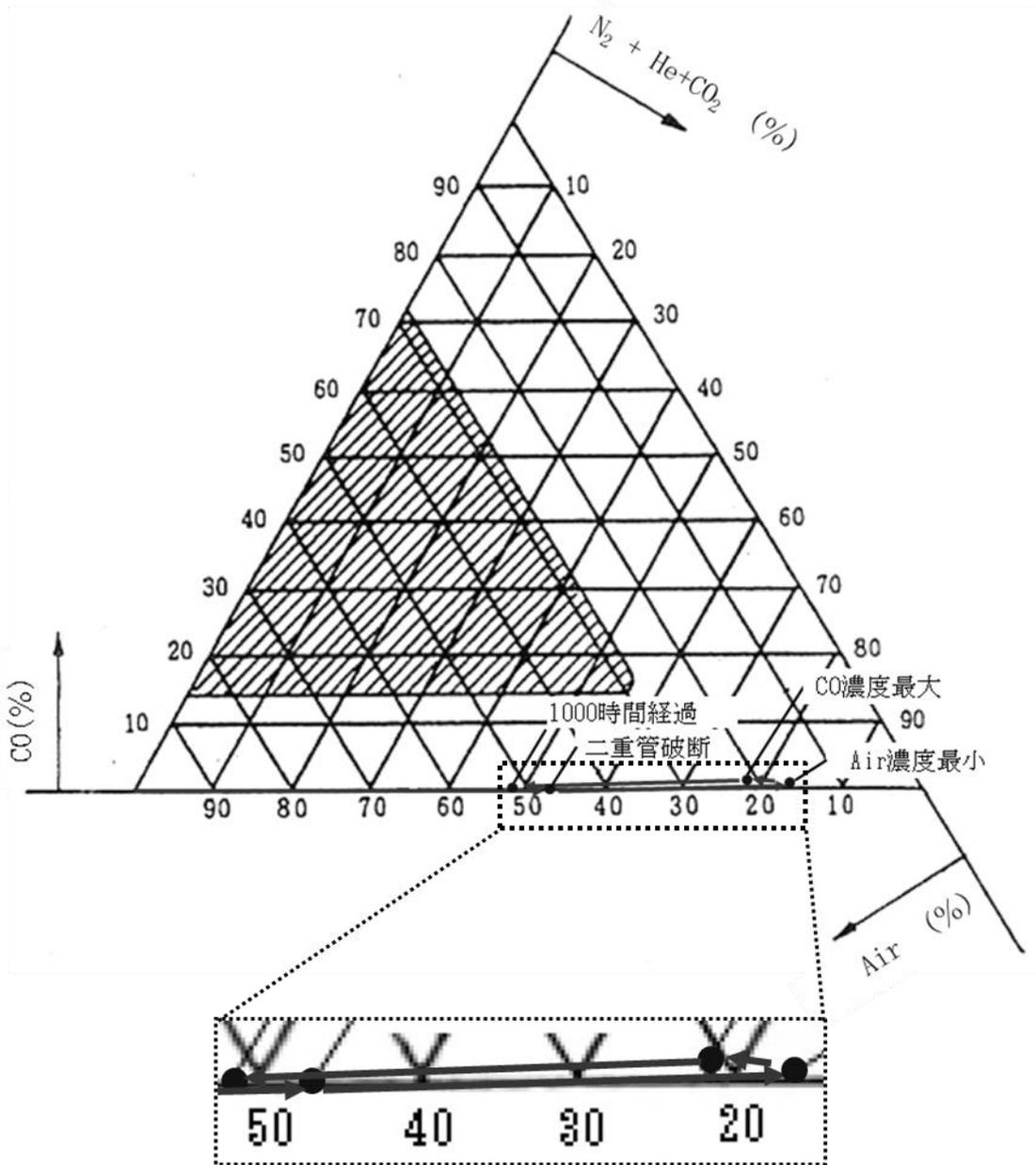
第 4.2.5 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



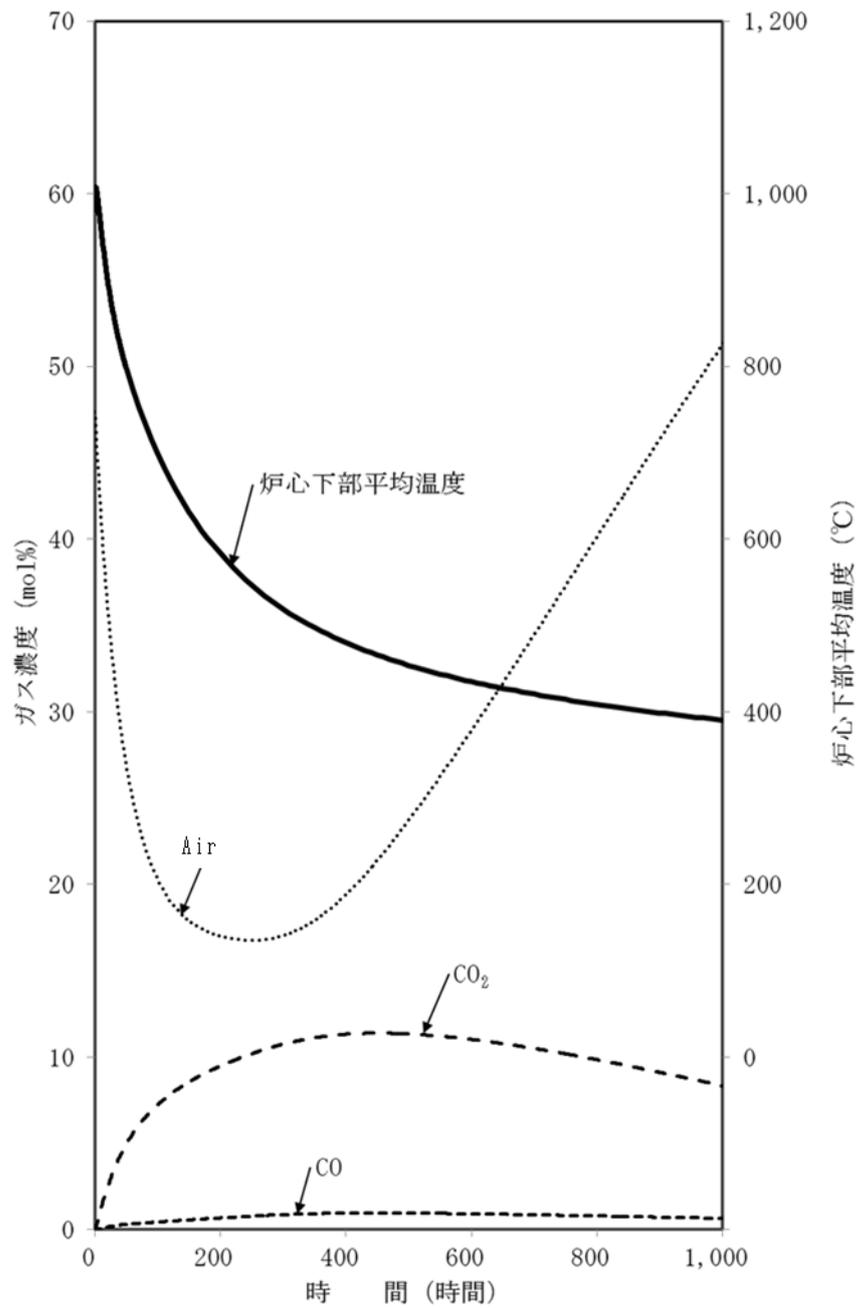
第 4.2.6 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



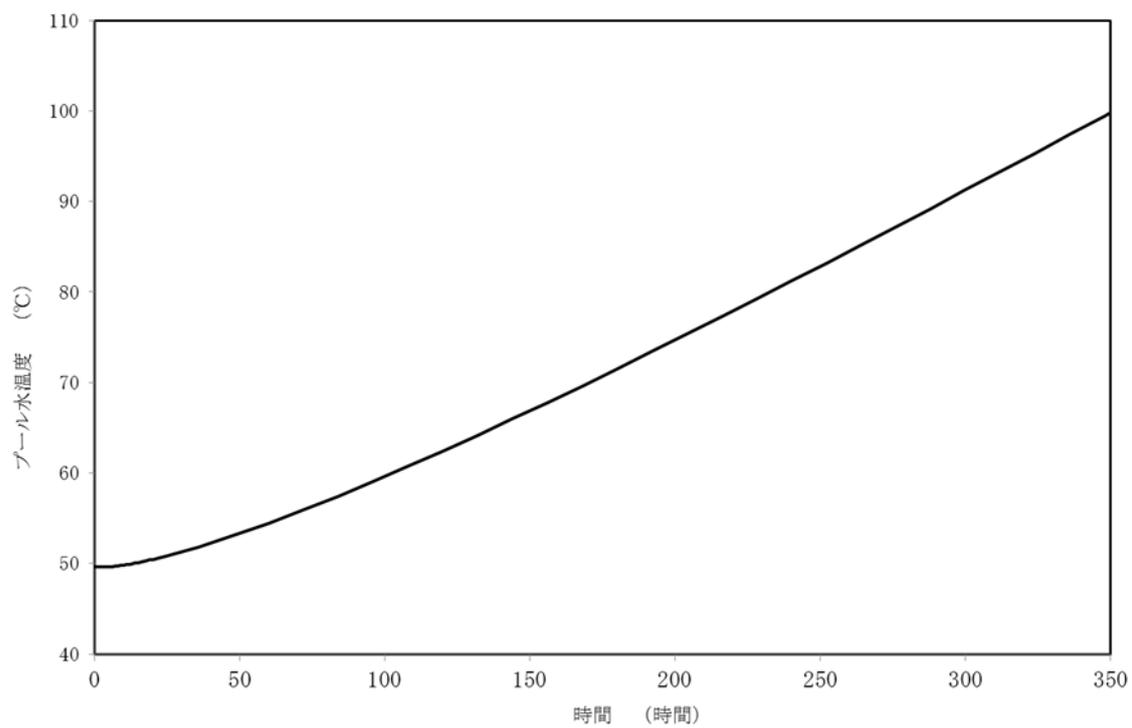
第 4.2.7 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



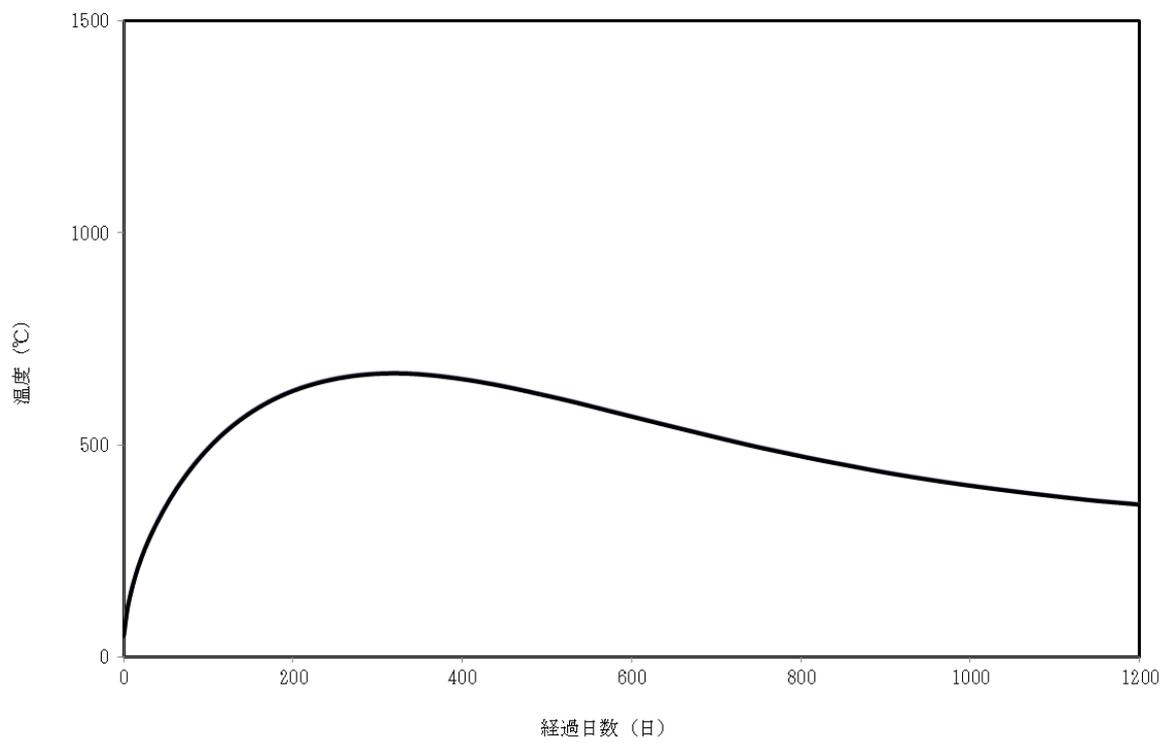
第 4.2.8 図 1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



第 4.2.9 図 1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



第 4. 2. 10 図 プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合のプール水温度評価例



第 4. 2. 11 図 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の使用済燃料貯蔵ラック温度評価例