

HTTR 原子炉施設
設置許可基準規則への適合性について
第 13 条(安全評価)

令和 2 年 6 月 12 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

第 13 条：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

<目次>

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 設置許可申請書における記載
- 1.3 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 1.3.1 安全設計方針
 - 1.3.2 気象等
 - 1.3.3 設備等

2. HTTR 原子炉施設の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止 (適合性説明資料)

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する HTTR 原子炉施設の適合性を示す。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止について、設置許可基準規則第 13 条の要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 6 条 要求事項

設置許可基準規則 第 13 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）	備考
<p>試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none">一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。<ul style="list-style-type: none">イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。	

1.2 設置許可申請書における記載

1.2.1 位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、次の基本方針のもとに安全設計を行う。

h.(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できる設計とする。

設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

添付書類八

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.2 異常時対応

原子炉施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常な状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もしこれらの修正動作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。

また、原子炉施設は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれて 1 次冷却材が漏えいした後、原子炉格納容器内の空気が炉内に侵入し、炉内の黒鉛構造物が酸化するような事故等の発生を想定しても、事故の拡大を防止し、放射性物質の放出を抑制できるように設計する。

(2) 適合性

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないもの

適合のための設計方針

原子炉施設は、その安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析を行い、判断基準を満足する設

計とする。

添付書類十の次の項目参照

2. 運転時の異常な
過渡変化の解析
3. 設計基準事故解析

耐震重要度分類変更の妥当性

1. 概要

HTTR では、基準地震動による地震力に対して耐震 S クラスの設備・機器が安全機能を損なわないよう設計している。耐震重要度は、試験炉設置許可基準規則(平成 25 年 12 月 18 日施行)の耐震重要度フローに準じて分類し、安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度 (5mSv) の放射線被ばくを与えるおそれのある設備を耐震 S クラスとして見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等の耐震クラスを S クラス (旧 As、A クラス) から B クラスへ見直した。この見直しについては、耐震 S クラス以外の設備・機器の損傷が発生した場合、周辺公衆への被ばく量は約 3mSv となり、5mSv を超えないことを評価することで、妥当であることを確認している。また、追補 2 に示すとおり、事象発生後の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、いずれも初期値及び設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉はスクラムし、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は確保される。

2. 被ばく評価条件

放射性物質を含む 1 次冷却材を内包する設備は、以下の①～⑧の設備である。これらの設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ (①と②)、1 次ヘリウム純化設備 (③) の一部、1 次ヘリウムサンプリング設備 (④) の一部、燃料破損検出装置 (⑥) の一部等の閉じ込め機能を期待することとし、これ以外の 1 次冷却材を内包している機器・配管類が地震時に破損し、放射性物質が瞬時に地上放出することを仮定し、被ばく評価を実施する。

なお、本申請において耐震クラス分類を As クラスから B クラスに変更とした炉容器冷却設備、補機冷却水設備、制御用圧縮空気設備、非常用発電機、非常用空気浄化設備及び後備停止系等は、その破損を考慮しても放射性物質を放出することはないため線量評価は行わない。

- ① 1 次冷却設備 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)
- ② 補助冷却設備 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)
- ③ 1 次ヘリウム純化設備
- ④ 1 次ヘリウムサンプリング設備
- ⑤ 気体廃棄物処理設備
- ⑥ 燃料破損検出装置
- ⑦ 照射試験装置
- ⑧ 1 次ヘリウム貯蔵供給設備

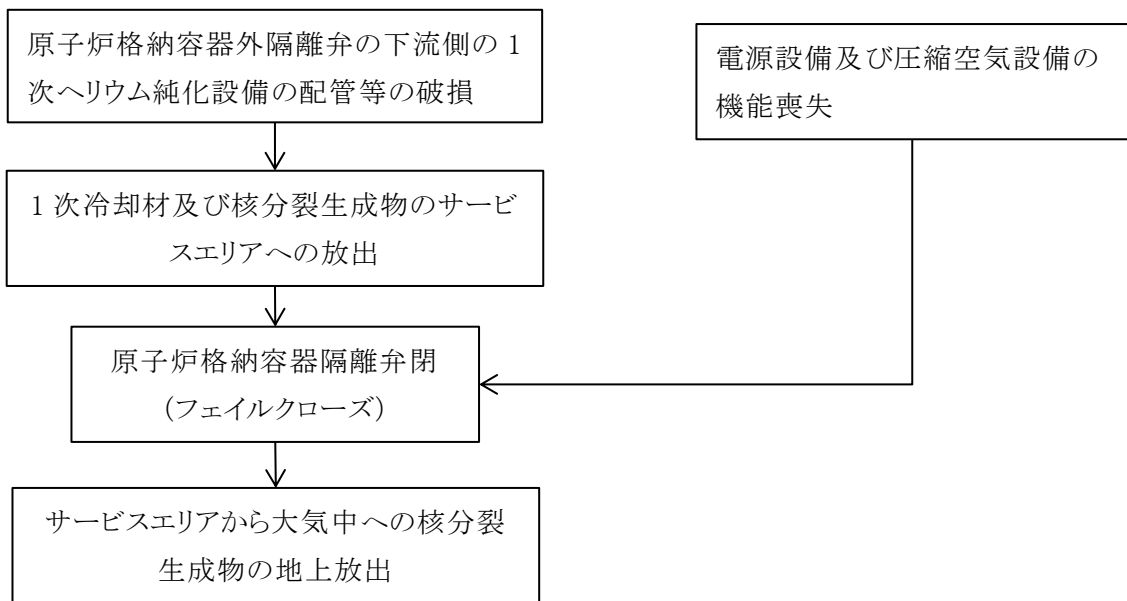
以下に、上記③～⑧の設備の被ばく評価条件を記す。

2.1 1次ヘリウム純化設備

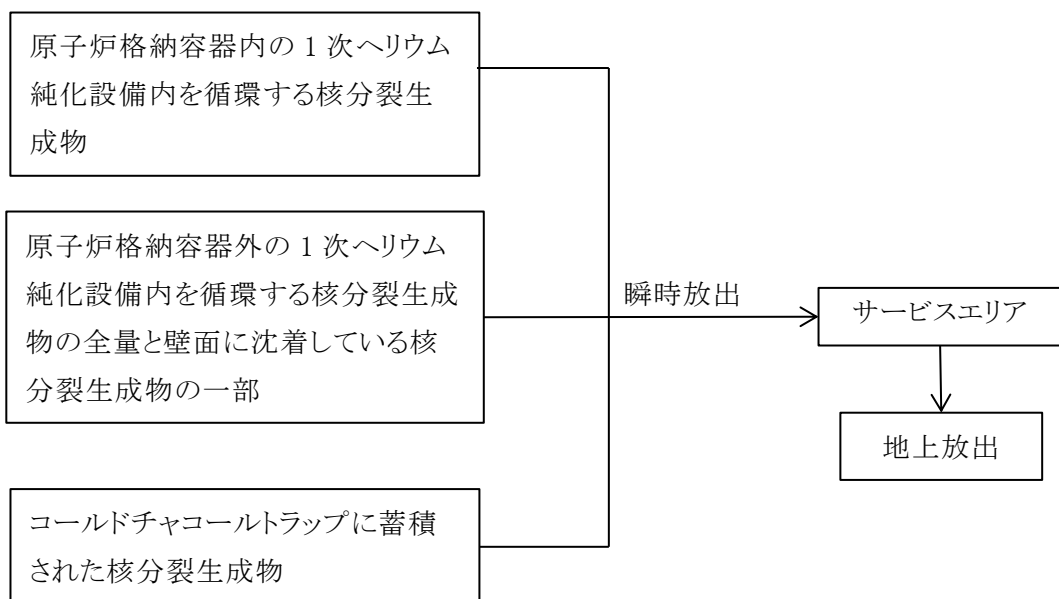
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の1次ヘリウム純化設備の配管等が破損し、1次冷却材及び核分裂生成物がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

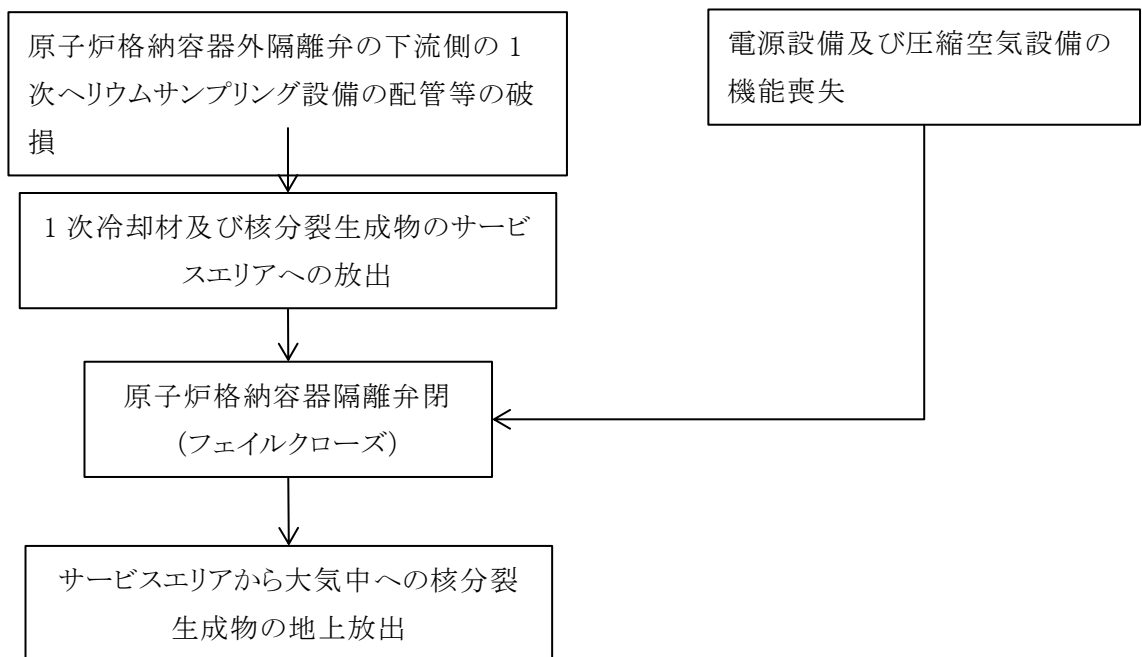
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウム純化設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウム純化設備の流量系の絞り部の断面積を用いた臨界流と隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の全量と壁面に沈着している核分裂生成物の一部	②地震後、1次ヘリウム純化設備内のヘリウムは全量サービスエリアに放出されるものとしている。
	③コールドチャコールトラップに蓄積された核分裂生成物の全量	実験に基づき離脱割合を設定。 ③地震発生直前まで2ヵ月間連続運転を仮定。
プレチャコールトラップのフィルタ効率	よう素：95%	設計値99%に余裕をとった値。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.2 1次ヘリウムサンプリング設備

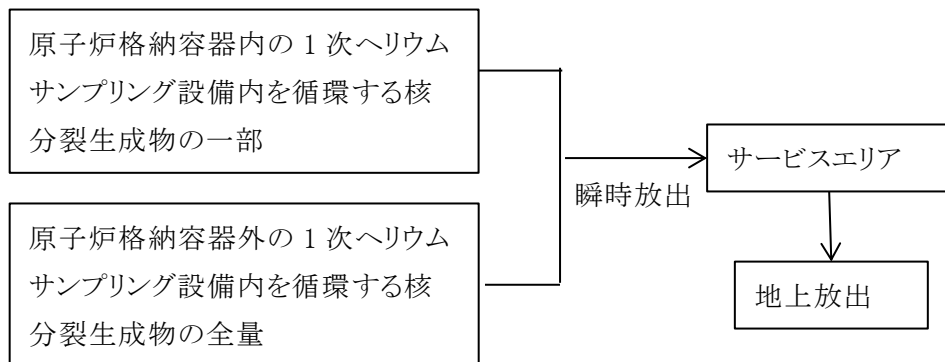
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の1次ヘリウムサンプリング設備の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

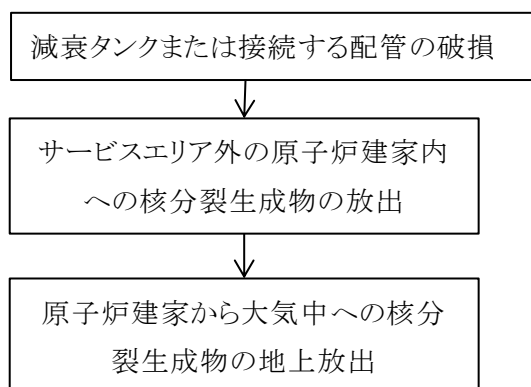
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウムサンプリング設備の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の一部	①1次ヘリウムサンプリング設備の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の1次ヘリウムサンプリング設備内を循環する核分裂生成物の全量	②地震後、1次ヘリウムサンプリング設備内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.3 気体廃棄物処理設備

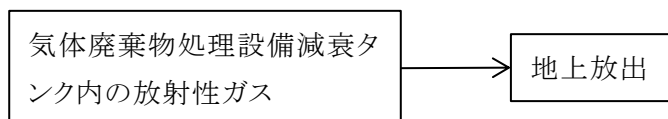
地震によって、気体廃棄物処理設備の減衰タンク等が破損し、1次冷却材が原子炉建家内へ放出される。原子炉建家に放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

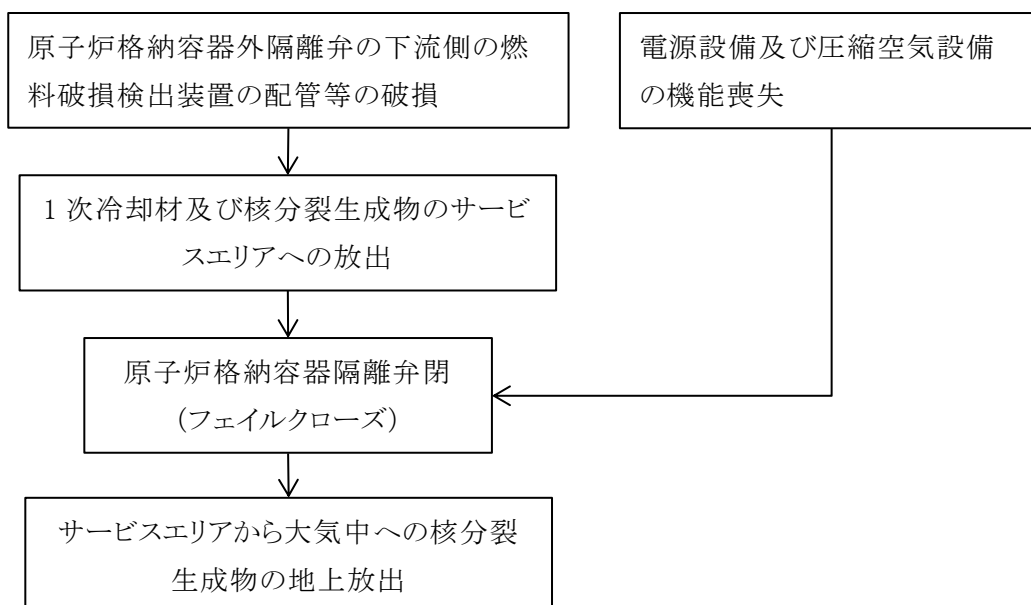
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物処理設備の破損	
原子炉建家へ放出される核分裂生成物の量	減衰タンク内の放射性ガス全量	減衰タンクは、事故発生直前まで2ヵ月間連続運転しており、1次ヘリウム純化設備の再生オフガス及び1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの流入直後の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

2.4 燃料破損検出装置

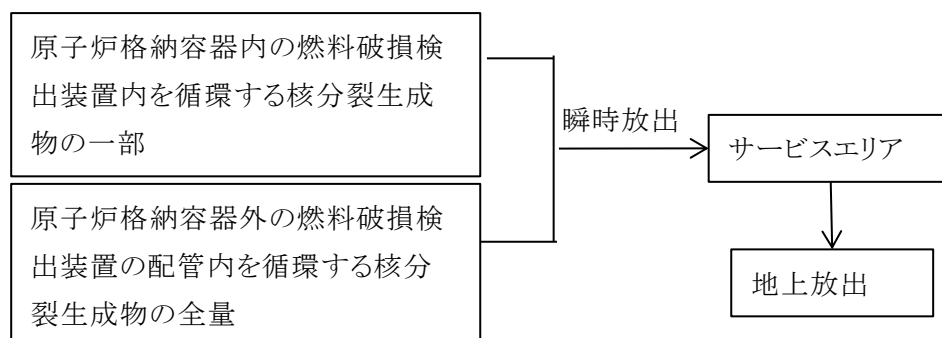
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の燃料破損検出装置の配管等が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

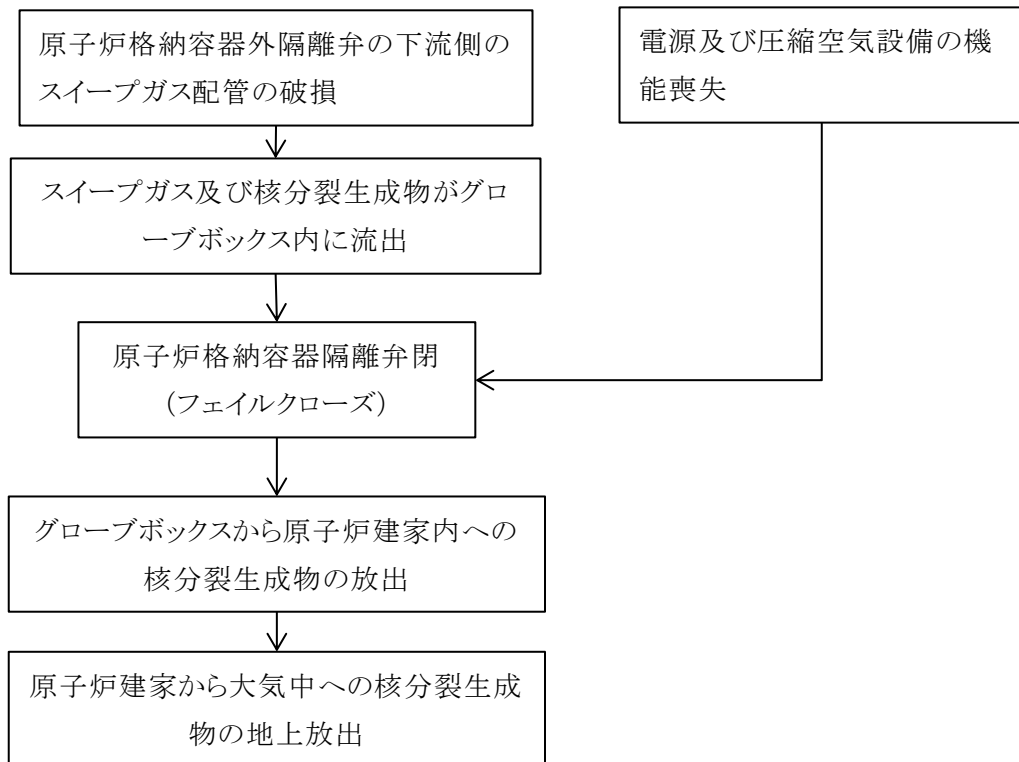
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	燃料破損検出装置の配管等の破損	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の燃料破損検出装置内を循環する核分裂生成物の一部	①燃料破損検出装置の配管の断面積を用いた臨界流速と原子炉格納容器隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定。
	②原子炉格納容器外の燃料破損検出装置内を循環する核分裂生成物の全量	②地震後、燃料破損検出装置内のヘリウムは、全量サービスエリアに放出されるものとしている。
サービスエリア内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.5 照射試験装置

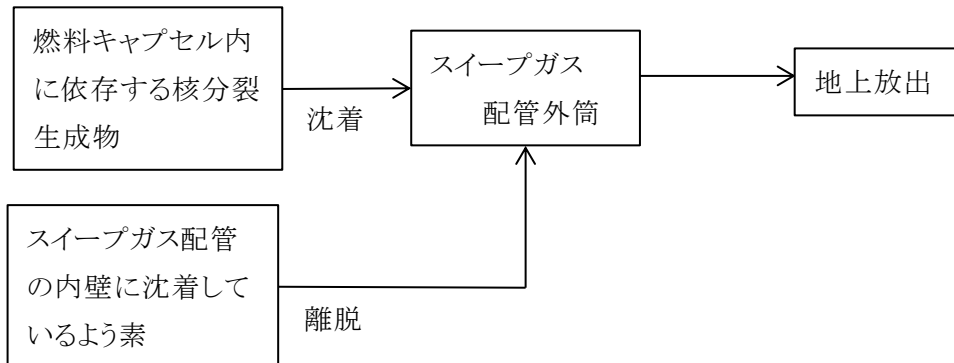
地震によって、原子炉格納容器外隔離弁の下流側の照射試験装置スイープガス配管が破損し、1次冷却材がサービスエリアへ放出される。この場合、耐震Bクラスである電源設備及び圧縮空気設備が機能喪失し、原子炉格納容器隔離弁はフェイルクローズするものとする。サービスエリアに放出された1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

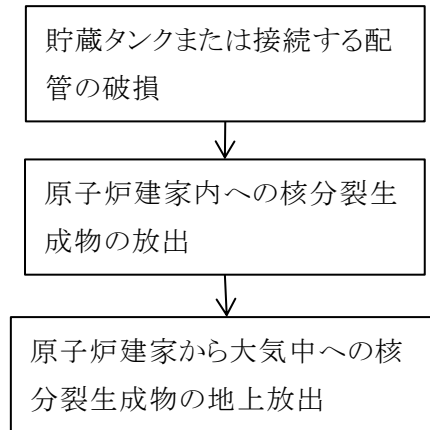
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	照射試験用実験設備のスイープガス配管の破損	
スイープガス配管外筒内への放出に寄与する核分裂生成物の量	燃料照射キャプセル内に存在する核分裂生成物の量	約 15g の UO_2 を出力約 450W で 660 日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当。
	希ガス：約 5.9×10^{12} MeV・Bq	
	よう素： 7.0×10^{11} Bq	
切断口から放出されるよう素の割合	1/10	スイープガス配管の内壁への沈着により、破断口から放出されるまでに低減される割合に余裕をとった値。
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素の量	約 3.7×10^{10} Bq	スイープガス配管の外筒内への放出に寄与するよう素の配管内面への全量沈着後、30 日間崩壊による低減を考慮した値。
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素が破断口から放出される割合	60%	実験に基づき余裕をとった値を設定。
スイープガス配管外筒内からの地上放出割合	全量瞬時放出	地震によりグローブボックス及びサービスエリアの気密機能喪失を仮定。

2.6 1次ヘリウム貯蔵供給設備破損

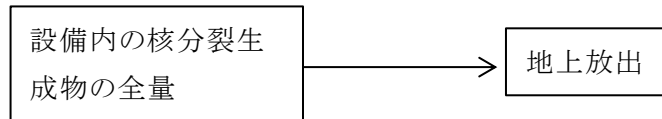
地震によって、1次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等が破損し、1次冷却材が原子炉建家内に放出される。この場合、原子炉建家内1次冷却材は、瞬時に地上放出するものとする。

(1) 事象のフローチャート及び放出経路

a. 事象のフローチャート



b. 放出経路



(2) 評価条件

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	炉停止後の1次冷却設備の減圧により、1次冷却材全量を内包する1次ヘリウム貯蔵供給設備の貯蔵タンク等の破損	
原子炉建家内へ放出される核分裂生成物の量	設備内の1次冷却材の全量	炉停止後の物理的崩壊及び1次ヘリウム純化設備により核分裂生成物の濃度が減少した1次冷却材を貯留している1次ヘリウム貯蔵供給設備の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	全量瞬時に地上放出	地震により原子炉建家の気密機能喪失を仮定。

3. 被ばく評価結果

2. の評価条件をもとに、1. に記載の①～⑧の設備のうち、閉じ込め機能を期待する設備以外の1次冷却材を含む③～⑧の設備が、地震により同時に破損した場合の被ばく評価結果を表1に示す。

さらに、1次冷却材を含む設備ではないが、耐震Bクラスである使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックに関しては、貯蔵ラックの全てが同時に閉じ込め機能を喪失し、ラック内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、周辺公衆の被ばく量は 10^{-6} mSv以下である。

以上により、耐震重要度をBクラスに変更した③～⑧の設備に加え、使用済燃料貯蔵建家の貯蔵ラックが同時に破損する事故を仮定しても、周辺の公衆に対する被ばく影響は約3.0mSvとなり、5mSvを超えないことから、耐震重要度分類の変更は妥当である。

表1 1次冷却材を内包するBクラス機器・配管類の破損時の被ばく評価結果

結果	
γ線換算放出量	約 8.3×10^{13} MeV・Bq(地上)
¹³¹ I換算放出量 (実効線量当量換算)	約 2.2×10^{11} MeV・Bq(地上)
実効線量当量	約 3.0mSv
・放射性雲からのγ線の外部被ばく	約 0.61mSv
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 2.4mSv

安全機能の重要度分類変更の妥当性

1. 概要

安全施設の安全上の機能別重要度は、「試験炉設置許可基準規則」の解釈に基づき、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、またこれまで蓄積された運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、MS-1 から MS-2 へ見直した。

制御棒は MS-1 であり信頼性が高いため、原子炉は制御棒により確実に停止することができる。また、仮に停止機能が喪失した場合でも原子炉出力が低下し安定な状態が維持できる。したがって、固有の特性から、緊急停止しなくても時間余裕のなかで原子炉を停止できることにより、後備停止系を MS-1 から MS-2 へ見直した。そのため、クラスが見直された設備のうち、停止機能以外の機能喪失を想定し、燃料温度及び原子炉圧力容器温度を評価することで、クラス変更の妥当性を確認している。

なお、クラス変更された設備は、単一故障を仮定してもその安全機能を損なわないよう設計することとしていることから、内部事象による安全機能の喪失は想定せず、外部事象による安全機能喪失を想定する。

2. 解析条件

補助冷却設備、炉容器冷却設備が同時に冷却機能喪失した場合の、燃料温度、原子炉圧力容器温度を解析する。本解析は、商用電源喪失時に非常用発電機の機能が喪失する事故(全交流動力電源喪失)に相当することから、電源喪失により、原子炉は自動停止するものの、冷却機能が喪失する事象を想定する。

本解析は、設計基準事故の解析に用いる TAC-NC コードにより実施する。また解析条件は、設計基準事故と同様とする。

3. 解析結果

本事象発生後の燃料最高温度と原子炉圧力容器最高温度を図 1 に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム後に 1,114℃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、事象発生後約 22 時間で 502℃になるが、制限温度 550℃を超えることはない。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ることはない。

以上により、事象発生後の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、いずれも初期値及び設計基準事故における制限値を超えることはなく、原子炉は停止し、原子炉冷却材

圧力バウンダリの健全性を確保されることから、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。よってクラス変更は妥当である。

4. 参考資料

HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類につい
て

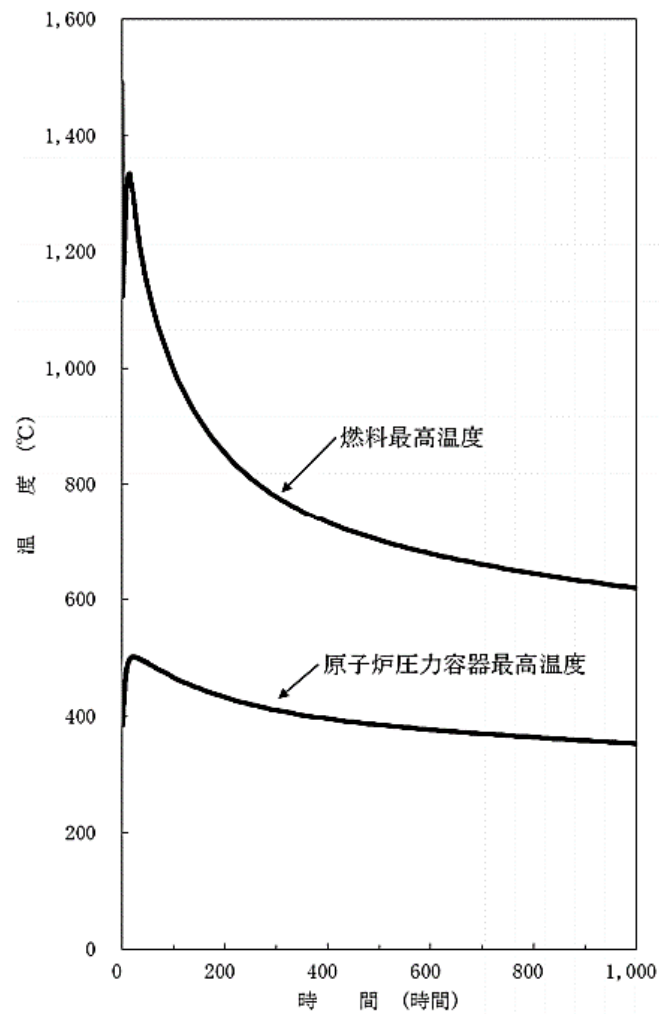


図1 補助冷却設備、炉容器冷却設備の機能喪失時の挙動

参考

HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の各機器等の安全上の機能別重要度分類について

「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」によると、安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、表1の定義に基づき分類することが示されている。

表1 安全上の機能別重要度分類に係る定義

分類	定義	
	PS	MS
クラス1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれがある構築物、系統及び機器	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器
		2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器
クラス2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1) PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器
		2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器
		3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器
クラス3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器
	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器

表1に示された定義に基づき、HTTRの安全施設の重要度分類を行った。各安全施設の重要度分類の考え方と分類結果を表2に示す。

表 2 安全上の機能別重要度分類の見直しに係る分類の考え方と分類結果

異常発生防止機能を有するもの (PS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器配管系 (計装等の小口径配管機器は除く)	HTTR で、核分裂生成物の多量放出の可能性を潜在的に有する事故を要因により大別すると、反応度事故、水侵入事故及び減圧事故が挙げられる。このうち、水侵入事故及び減圧事故の発生防止のため、原子炉冷却材圧力バウンダリを PS-1 とした。	PS-1	PS-1
2	過剰反応度の印加防止	スタンドパイプ	No. 1 に挙げた事故のうち、反応度事故について、万一站ドパイプが破断した場合には、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 次冷却材圧力が減圧する。したがって、反応度事故の発生防止のため、スタンドパイプ及びスタンドパイプクロージャを PS-1 とした。	PS-1	PS-1
		スタンドパイプクロージャ		PS-1	PS-1
3	炉心の形成	炉心支持鋼構造物 (炉心拘束機構の拘束バンドは除く) 及び炉心支持黒鉛構造物のうちサポートポスト (支持機能のみ)	HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し安定な状態に維持できること、	PS-1	PS-1
4	炉心の形成	炉心構成要素 (燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック)	及び冷却機能喪失時にも、炉心が自然に冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。 これらの性能を担保する上では、炉心支持鋼構造物 (拘束バンドを除く) 及び炉心支持黒鉛構造物 (サポートポスト (支持機能のみ)) は欠かせないため、これらを PS-1 とした。	PS-2	PS-1
		炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド及	PS-2	PS-1	

		び炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）	<p>一方、拘束バンドが損傷したとしても、また、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)が損傷したとしても、サポートポストの鉛直荷重の支持機能、レストレイントリングの水平荷重の支持機能、及び炉心支持板と炉心支持格子の鉛直荷重の支持機能をPS-1として維持することにより、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物を一体化して自然放熱による炉心の冷却が行える炉心の形状を維持することができる。すなわち、炉心構成要素及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ)を除く)や拘束バンドの損傷が直ちに多量の核分裂生成物の放出を伴う事故に進展することはないため、炉心構成要素、炉心支持鋼構造物のうち炉心拘束機構の拘束バンド、炉心支持黒鉛構造物（サポートポスト（支持機能のみ）を除く）は、PS-2とした。</p> <p>なお、従来は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止や原子炉停止後の除熱機能として、補助冷却設備による冷却機能を期待していた。そのためには、炉内で冷却材流路を形成する必要があることから、拘束バンドや炉心支持黒鉛構造物をPS-1としていた。</p>		
5	放射性物質の貯蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているものを除く）	<p>原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール（冠水維持機能）及び貯蔵ラック（上蓋を除く）</p> <p>使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セル及び貯蔵ラック（上蓋を除く）</p>	<p>使用済燃料貯蔵設備は、1基あたりの貯蔵ラックに収納する使用済燃料体の数が限られているため、万一、貯蔵ラックの機能が一部喪失したとしても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。</p> <p>原子炉建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵プールの損傷により、プール水の冠水維持ができなくなると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、原子炉内の</p>	PS-2	PS-2

			<p>燃料に比べて発熱量は小さく燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵プールには漏水検知器を設置しており、貯蔵プールからの漏水を検知するとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵プール及び貯蔵ラックを PS-2 とした。</p> <p>使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵セルの損傷により、貯蔵ラックの冷却機能が喪失すると、燃料温度の上昇により、貯蔵ラックの健全性を喪失するおそれがあり、いずれは敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるが、使用済燃料貯蔵建家へは十分（2年以上）冷却、減衰させてから移動するので、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはない。なお、貯蔵セル内の雰囲気温度を監視しており、異常を検知できるとともに、運転員により必要な対策を講じることが十分可能である。以上のことから、貯蔵セル及び貯蔵ラックを PS-2 とした。</p>		
6	1次冷却材の内蔵（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く）	1次ヘリウム純化設備	1次ヘリウム純化設備の配管が破損すると、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。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外へ放出される可能性があるが、この場合には、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、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあることから PS-2 とした。	PS-2	PS-2
7	安全弁の吹止り	1次冷却設備の安全弁（吹止り機能）	何らかの要因により安全弁の吹止まり機能が喪失した場合には、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	PS-2	PS-2

			昇あるいは原子炉出口冷却材温度の上昇が考えられるが、1次冷却材の吹き出し箇所が限定されており、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないことから、PS-2とした。		
8	実験・照射の関連機能 (核分裂生成物の放散防止)	実験設備の一部	燃料照射キャプセル試験中に、照射試験用実験設備のスweepガス配管が破損すると、キャプセル内の核分裂生成物がスweepガス配管から漏れ出し、核分裂生成物が原子炉圧力容器外へ放出される可能性がある。この場合、グローブボックス内ガス濃度信号により、燃料照射キャプセル原子炉格納容器隔離弁が閉止され核分裂生成物の過度の放出を防止する。スweepガス配管が破損したとしても、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、原子炉の停止及び冷却機能を損なうことはなく、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすことはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして、PS-2とした。	PS-2	PS-2
9	燃料の安全な取扱い	燃料交換機	燃料取扱中に燃料の多量の破損、敷地外への放射性物質の放出のおそれがあるものとしては、燃料取扱中の燃料体の落下が考えられる。燃料体の取扱いは、1体ずつ行うため、万一落下を想定しても影響範囲は限定され、燃料の多量の破損を引き起こすことはないが、燃料交換機のシール部が破損し気密性が喪失した場合には、燃料交換機内の雰囲気気体が建家内へ漏れ出す可能性があるため、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれがあるものとして PS-2 とした。	PS-2	PS-2
10	放射性物質の貯蔵(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直	気体廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設では、燃料を取り扱わないため燃料の破損を引き起こすことはないが、放射性物質を貯蔵している設備であるため、その損傷によって放射性物質	PS-2	PS-2

	接続されているものを除く)		の放出のおそれがあることから PS-2 とした。		
11	1次冷却材の保持 (PS-1, PS-2 以外のもの)	計装配管	1次冷却材の圧力、差圧、流量等の主要な小口径の計装配管には、弁、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるため PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		1次ヘリウムサンプリング設備	原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲となる箇所については、オリフィスを設置しており、その下流側が破損したとしても減圧事故には至らず、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、その損傷等により異常状態の起因事象となるものであるため PS-3 とした。	PS-3	PS-3
		1次ヘリウム貯蔵供給設備	1次ヘリウム貯蔵供給設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないため、貯蔵タンクの損傷等により、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないが、1次冷却材を内包しており、異常状態の起因事象となるものであるため PS-3 とした。	PS-3	PS-3
12	放射性物質の貯蔵	液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽	<p>原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水設備等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。使用済燃料貯蔵建家内は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽は地下に設置されており、廃液槽の損傷等により、貯留している液体廃棄物が漏えいしたとしても敷地外へ過度の放射性物質の放出のお</p>	PS-3	PS-3

			それはない。しかし、液体廃棄物の廃棄設備の損傷等による放射性物質の放出を考慮し、PS-3とした。		
		保管廃棄施設	保管廃棄施設の損傷、又は固体廃棄物を収納している容器等の損傷が発生したとしても、固体状の放射性物質が外部へ拡散するおそれはなく、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはないことから、PS-3とした。	PS-3	PS-3
13	1次冷却材の循環	1次ヘリウム循環機	1次ヘリウム循環機による1次冷却材循環機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号(例:「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等)により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
14	2次冷却系の通常時冷却	2次ヘリウム冷却設備	2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備による2次冷却系の冷却機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号(例:「1次加圧水冷却器加圧水流量低」等)により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
		加圧水冷却設備		PS-3	PS-3
15	1次・2次ヘリウムの差圧維持	2次ヘリウム貯蔵供給設備	2次ヘリウム貯蔵供給設備による1次・2次ヘリウムの差圧維持機能を喪失しても、原子炉保護設備の信号(例:「1次・2次ヘリウム差圧大」等)により原子炉は自動停止するとともに、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
16	電源	非常用発電機以外	電源が喪失した場合には、原子炉保護設	PS-3	PS-3

		の設備	備の信号（例：「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」等）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、停止後の炉心冷却機能は確保されることから、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。		
17	プラント計測・制御（安全保護機能を除く）	原子炉制御設備	プラントパラメータを安定に維持するための計測制御装置であり、その故障により、異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
		原子炉計装		PS-3	PS-3
		プロセス計装		PS-3	PS-3
18	プラント補機	制御用圧縮空気設備 (MS-2以外のもの)	制御用圧縮空気設備（MS-2関連補機への制御用空気供給ラインの範囲以外）は、原子炉の運転等に必要な圧縮空気を供給するもので、機能を喪失しても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
19	炉容器冷却設備の通常時冷却	炉容器冷却設備 (通常時冷却)	炉容器冷却設備は、通常運転時において原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼働しており、通常運転時に炉容器冷却設備の機能を喪失したとしても、燃料破損は引き起こさず、敷地外へ過度の放射性物質の放出のおそれはない。異常状態の起因事象となるものとしてPS-3とした。	PS-3	PS-3
20	実験・照射に供する機能	実験設備の一部 (PS-2以外のもの)	原子炉冷却材と接触する以外の箇所については、機能を喪失しても燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはないため、PS-3とした。	PS-3	PS-3
21	核分裂生成物の1次冷却材中への放散防止	被覆層	燃料粒子被覆層及び黒鉛スリーブは、発電炉の燃料被覆管に相当し、これらが破損しても、核分裂生成物は1次冷却材中に保持されることから敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない	PS-3	PS-3
		黒鉛スリーブ (金属性核分裂生成物のみ)		PS-3	PS-3

			程度に低くおさえるものとして、PS-3 とした。		
22	1次冷却材の浄化	1次ヘリウム純化設備	1次冷却材の浄化機能を喪失しても、燃料の多量の破損を直ちに引き起こす要因はなく、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれはない。冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低くおさえるものとして、PS-3 とした。	PS-3	PS-3

異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)

No.	安全機能	構築物・系統及び機器	分類の考え方	クラス	
				見直し後	設置当初
23	原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒系	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。</p> <p>したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止することは可能であるが、確実に未臨界を維持することを考慮して、制御棒系については、過度の放射線の影響を防止する設備として MS-1 とした。</p>	MS-1	MS-1
24	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止	1 次冷却設備の安全弁（開機能）	<p>1 次冷却設備の安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を担保する上で必要な機器であり、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。</p>	MS-1	MS-1
25	過剰反応度の抑制	スタンドパイプ固定装置	<p>スタンドパイプの上部に設置しているスタンドパイプ固定装置は、スタンドパイプ破損時の制御棒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ことを担保しており、過度の放射線の影響を防止する機器として MS-1 とした。</p>	MS-1	MS-1
26	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（停止系）	<p>安全保護系（停止系）の重要度は、当該作動信号を受ける制御棒系の重要度と整合させ MS-1 とした。</p>	MS-1	MS-1
27	安全上特に重要な関連機能	中央制御室	<p>中央制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況の監視を行うとともに、事故対策等に必要な監視、制御、操作を行うために重要であることから安全上必須な設備として MS-1 とした。</p>	MS-1	MS-1

28	未臨界維持	後備停止系	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、高温ガス炉が大きい負の反応度フィードバック特性を有しており、被覆燃料粒子の FP 保持性能と相まって、原子炉停止系である制御棒系、後備停止系による負の反応度を異常時に緊急に印加しなくても、原子炉出力が低下し燃料も破損せず、安定な状態に維持できる特性を有していることが確認されている。</p> <p>したがって、その固有の特性により、緊急停止しなくても、時間余裕のなかで原子炉を安全停止できる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、後備停止系は MS-2 とした。</p>	MS-2	MS-1
29	炉心冷却	補助冷却設備 炉容器冷却設備	<p>HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として炉心冷却機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。</p>	MS-2	MS-1
30	放射性物質の閉じ込め、放射線の遮へい及び放出低減	原子炉格納容器 (隔離弁を含む)	<p>「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される研究炉建家及び排気筒に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR では、発電炉に比べて事故時に想定される原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さく、発電炉の格納容器スプレー系のような特別な設備がなくても、原子炉格納容器温度及び圧力制限値を超えることはない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時において、当該安全機能が損なわれても核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができるため、原子炉格納容器（隔離弁を含む）の閉</p>	MS-2	MS-1

			じ込め機能に対する必要性は低い。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉格納容器（隔離弁を含む）は MS-2 とした		
		非常用空気浄化設備	「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用排気設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、HTTR で発生する核分裂生成物の量は、発電用軽水炉より十分小さく、また、事故時においても、燃料の温度上昇は小さく、多量かつ急激な破損は想定されない。また、これまでの運転実績において、通常運転時の放射能濃度は極めて低いことが確認されており、万一の事故時においても、核分裂生成物の系外への放出を低く抑えることができる。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として非常用空気浄化設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
31	原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、自然に炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉冷却材圧力バウンダリの過熱防止機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1
32	原子炉停止後の除熱	補助冷却設備	HTTR を用いた安全性実証試験により、冷却機能喪失時にも、炉心が冷却され、残留熱が除去できる特性を有していることが確認されている。このため、敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする設備として、原子炉停止後の除熱機能としての補助冷却設備及び炉容器冷却設備は MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		炉容器冷却設備		MS-2	MS-1

33	工学的安全施設及び原子炉停止系への起動信号の発生	安全保護系（工学的安全施設）	工学的安全施設である補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納容器（隔離弁を含む）、非常用空気浄化設備の重要度と整合させ MS-2 とした。	MS-2	MS-1
34	放射性物質放出の低減	排気管	1次ヘリウム純化設備（PS-2）の配管が破損すると、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する。この場合、サービスエリア内に放出された核分裂生成物は、非常用空気浄化設備を介して排気管より放出されることから、非常用空気浄化設備の重要度と整合させ MS-2 とした。	MS-2	MS-2
35	事故時のプラント状態の把握	事故時監視計器の一部	事故時のプラント状態把握（停止、冷却、閉じ込めの監視）のために最小限必要となる情報提供系を異常状態への対応上特に重要な系統して MS-2 とした。	MS-2	MS-2
36	中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤	中央制御室外からの安全停止機能は、事故時には必要ないこと、及び発電炉における重要度分類を参考にして MS-2 とした。	MS-2	MS-2
37	安全上重要な関連機能	中央制御室系換気空調装置	中央制御室換気空調系は、仮に機能を喪失しても、運転員が中央制御室に留まなくなるまでには時間余裕があり、その間で補修又は代替手段等に十分対応可能である。また、HTTR では、発電炉に比べ、事故後長期間運転員が留まる必要がないため、安全上必須な設備ではないが、異常状態への対応上特に重要な設備として MS-2 とした。	MS-2	MS-2
38	安全上特に重要な関連機能	非常用発電機	工学的安全施設の設備の関連系である非常用発電機、補機冷却設備、制御用圧縮空気設備は、工学的安全施設の設備の重要度を MS-2 としたため、これらの設備の重要度と整合させ、MS-2 とした。	MS-2	MS-1
		補機冷却水設備		MS-2	MS-1
		制御用圧縮空気設備		MS-2	MS-1
		直流電源設備		MS-2	MS-1
		安全保護系用交流無停電電源装置	MS-2	MS-1	

			止系)をMS-1としているが、「研究炉の重要度分類の考え方」の付録「水型冷却型試験研究用原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠」に示される非常用電源設備に関する説明を参考に特徴を考慮すると、原子炉停止系はフェイルセーフの設計となっていることから、安全保護系(停止系)への電源供給としての直流電源設備、安全保護系用交流無停電電源装置は、MS-2とした。			
39	出力上昇の抑制	制御棒引抜阻止 インターロック	運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和するものであるため、MS-3とした。	MS-3	MS-3	
		制御棒パターン インターロック		MS-3	MS-3	
40	炉心の除熱量の 減少の抑制	加圧水循環ポン プの電流しゃ断 器		MS-3	MS-3	
		1次加圧水冷却 器加圧水入口温 度高インターロ ック		MS-3	MS-3	
		2次加圧水冷却 器加圧水流量低 インターロック		MS-3	MS-3	
41	原子炉冷却材圧 力バウンダリの 温度上昇の抑制	ヘリウム循環機 の周波数変換器 (停止機能)		MS-3	MS-3	
42	過冷却による反 応度添加の抑制	ヘリウム循環機 の周波数変換器 (最大回転数の制 限機能)		MS-3	MS-3	
43	緊急時の防災対 策上重要なもの 及び異常状態の 把握	事故時サンプリ ング系		事故の進展に直接影響する機能ではない が、異常状態への対応上必要な設備として、 MS-3とした。	MS-3	MS-3
		通信連絡設備			MS-3	MS-3
		放射線監視設備			MS-3	MS-3
		事故時監視計器	MS-3		MS-3	

		の一部			
		消火設備		MS-3	MS-3
		安全避難通路		MS-3	MS-3
		非常用照明		MS-3	MS-3

1.3.2 気象等

添付書類六 2-V 気 象 (主に平成 25 年までのデータ)

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009 年 1 月から 2013 年 12 月における 5 年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため 2003 年から 2013 年の高さ 80m 地点における気象データについて異常年検定を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した 2003 年 1 月から 2013 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定により行った。

この検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注目する標本年とし、残りの 10 年間を他の標本年として(6-1)式により F_0 を求め、有意水準 5% で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く 10 年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第 2.5.1 表及び第 2.5.2 表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2003 年から 2008 年の 6 年で棄却された項目は 8 件であった。一方、安全解析に使用した 2009 年から 2013 年の 5 年で棄却された項目は 9 件であり、当該 5 年間が残りの 6 年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した 5 年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために行う大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さに吹上げ高さを加えたものを使用した。

JMTR 及び HTR 原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。

原子炉施設の設計基準事故時の大気拡散計算に使用する有効高さは、各原子炉施設においては排気管放出又は排気筒放出を仮定する場合には吹上げ高さを期待せず、また、地上放出を仮定する場合には 0m とした。HTR 原子炉施設から敷地境界までの距離及び排気管放出又は排気筒放出の場合の有効高さを第 2.5.4 表に示す。

2.5.3 通常運転時の被ばく評価に使用する気象条件 (省略)

2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件

各原子炉施設で想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データをもとにして、出現頻度からみて、それより悪い条件にめったに遭遇しないといえる大気拡散状態（気象条件）を推定することにより行う。拡散状態の推定は、敷地における 2009 年 1 月から 2013 年 12 月の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「気象指針」に示された方法に従って、相対濃度（ χ/Q ）、相対線量（ D/Q ）を求めることにより行った。

(1) 線量計算に用いる相対濃度（ χ/Q ）

線量計算に用いる相対濃度は、次のようにして求める。

- a. 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に敷地境界外で最大となる着目地点について求める。
- b. 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積出現率が 97%にあたる相対濃度とする。
- c. 線量計算に用いる相対濃度は、上記 b. で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

(2) 相対濃度の計算

相対濃度（ χ/Q ）は(6-10)式により計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \cdot \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \cdots \cdots \cdots \quad (6-10)$$

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (h/m^3)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (h/m^3)

${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i=1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i=0$

ここで $(\chi/Q)_i$ は実効放出継続時間の長短、建家等の影響の有無に応じて、次のように計算する。

a. 建家等の影響がない場合

(a) 短時間放出の場合

短時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、風向が一定と仮定して(6-11)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-11)$$

(b) 長時間放出の場合

長時間放出時における $(\chi/Q)_i$ の計算に当たっては、放出放射性物質の全量が1方位内のみに一様分布すると仮定して(6-12)式により計算する。

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-12)$$

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度(h/m³)

σ_{yi} : 時刻 i において濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i において濃度分布の z 方向の拡がりパラメータ (m)

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ (m)

x : 放出源から着目地点までの距離 (m)

b. 建家等の影響のある場合

建家の影響により上記の(6-11)式、(6-12)式が用いられない場合、 $(\chi/Q)_i$ は、(6-13)式、(6-14)式により計算する。

(a) 短時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-13)$$

$$\Sigma_{yi} = (\sigma_{yi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma_{zi} = (\sigma_{zi}^2 + cA/\pi)^{1/2}$$

A : 建家等の風向方向の投影面積 (m²)

c : 形状係数

(b) 長時間放出の場合

$$(\chi/Q)_i = \frac{2.032}{3600 \cdot \Sigma_{zi} \cdot U_i \cdot x} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \Sigma_{zi}^2}\right) \cdots \cdots \cdots (6-14)$$

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求める時、静穏の場合には風速を 0.5 m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除することにより求められる。

(3) 相対線量の計算

放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求めて使用する。ただし、実効放出継続時間が8時間を超える場合でも、方位内で風向軸が一定と仮定して計算する。

HTTR 原子炉施設に係る設計基準事故について、地上放出の場合は建家等の影響を考慮し、排気管放出又は排気筒放出の場合には建家等の影響を考慮せずに求めた方位別の敷地境界外で最大となる地点における χ/Q 及びD/Qの値を第2.5.7表(1)から第2.5.7表(4)に、その地点における累積出現頻度を第2.5.1図(1)から第2.5.1図(8)に示す。

第 2.5.1 表 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

測定高さ: 80m

年 \ 風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
2003	1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004	6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005	1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006	1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007	0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008	0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009	0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010	0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011	0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012	2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013	0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.2 表 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

測定高さ: 80m

年 \ 風速階級	風速階級: m/s										
	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上
2003	1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85
2004	0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55
2005	0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40
2006	7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10
2007	0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26
2008	0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66
2009	0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06
2010	2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59
2011	0.35	0.50	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86
2012	0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90
2013	0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.4 表 設計基準事故時の被ばく評価に用いる敷地境界までの距離及び排気管又は排気筒の有効高さ

放出モード	排気筒放出		地上放出	
	排気管又は排気筒から敷地境界までの距離 (m)	有効高さ (m)	炉心から敷地境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
S	470	80	420	0
SSW	430	80	400	0
SW	330	80	310	0
WSW	320	80	280	0
W	340	80	310	0
WNW	370	80	350	0
NW	360	80	380	0
NNW	420	80	450	0
N	440	80	470	0
NNE	900	80	940	0
NE	910	80	930	0
ENE	790	80	800	0
E	780	80	790	0
ESE	800	80	810	0
SE	840	80	840	0
SSE	700	80	660	0

第 2.5.5 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別出現回数 (N _{d,s})					
	f _d	f _{dT} *1	A	B	C	D	E	F*2
N	5.3	17.2	5.3	57.5	6.6	214.1	1.8	176.9
NNE	8.2	33.7	2.9	54.1	17.6	451.3	18.6	166.2
NE	20.3	36.5	5.3	187.2	208.2	1,150.2	63.4	147.2
ENE	8.0	36.0	13.7	192.8	49.8	287.1	13.4	143.1
E	7.7	17.4	81.7	288.3	14.8	170.1	2.8	109.9
ESE	1.7	9.8	40.6	59.2	0.6	23.6	0.0	20.3
SE	0.5	2.8	12.8	14.1	0.0	9.7	0.0	7.5
SSE	0.6	7.0	11.8	16.2	0.4	11.9	0.0	11.7
S	5.9	12.7	27.3	124.0	73.4	169.8	19.6	94.9
SSW	6.3	22.3	11.9	51.6	28.8	232.0	41.8	180.9
SW	10.2	27.8	8.3	82.7	80.0	378.4	51.0	285.9
WSW	11.3	28.5	11.6	143.8	43.6	324.2	26.6	430.6
W	7.1	19.9	12.3	114.6	13.2	200.8	2.6	271.5
WNW	1.5	10.5	4.4	29.4	0.2	46.2	0.0	52.1
NW	1.9	7.1	6.2	39.6	0.6	68.8	0.2	48.4
NNW	3.7	10.9	5.5	62.3	2.2	143.3	1.2	107.2

*1)着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2)大気安定度 F は G を含む

第 2.5.5 表(2) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別出現回数 (N _{d,s})					
	f _d	f _{dT} *1	A	B	C	D	E	F*2
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

*1)着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2)大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	4.29	0.87	51.89	0.90	2.55	0.37	259.26	1.20	0.72	0.24	247.07	1.39
NNE	2.58	0.86	44.12	0.81	6.12	0.35	302.61	0.67	7.26	0.39	201.58	1.21
NE	4.24	0.80	91.07	0.48	62.67	0.30	430.43	0.37	22.74	0.36	160.88	1.09
ENE	10.09	0.73	109.16	0.56	18.16	0.38	236.55	0.83	5.41	0.40	169.44	1.18
E	57.12	0.69	182.45	0.63	6.53	0.44	186.59	1.09	1.20	0.43	165.21	1.50
ESE	32.33	0.78	51.76	0.87	0.28	0.19	36.63	1.55	0.00	0.00	36.47	1.79
SE	12.30	0.96	15.48	1.08	0.00	0.00	15.59	1.58	0.00	0.00	13.44	1.82
SSE	10.47	0.88	15.45	0.95	0.18	0.18	17.54	1.48	0.00	0.00	19.33	1.65
S	20.54	0.75	66.88	0.54	23.92	0.33	114.80	0.68	8.17	0.42	99.35	1.05
SSW	9.45	0.79	38.34	0.74	8.94	0.31	154.08	0.66	17.04	0.41	179.97	0.99
SW	7.57	0.91	54.83	0.66	21.51	0.27	229.43	0.60	19.35	0.38	324.36	1.13
WSW	8.69	0.75	111.76	0.77	13.44	0.31	335.92	1.03	9.11	0.34	541.41	1.25
W	9.77	0.79	112.28	0.97	4.25	0.32	279.60	1.38	0.92	0.29	383.28	1.40
WNW	4.66	1.00	35.09	1.18	0.09	0.09	76.76	1.65	0.00	0.00	88.17	1.68
NW	5.62	0.88	48.09	1.21	0.25	0.24	105.72	1.53	0.06	0.06	76.62	1.58
NNW	4.41	0.83	63.73	1.02	0.85	0.28	193.09	1.33	0.46	0.23	160.48	1.49

*1)大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

*1)大気安定度 F は G を含む

第 2.5.7 表(1) 事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97%値 (1 次冷却設備二重管破断事故、スタンドパイプ破損事故)
(HTTR)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	350 時間		90 時間	
実効放出 継続時間	350 時間		90 時間	
有効高さ	80m		80m	
建家投影面積	0 m ²		0 m ²	
着目方位	計算地点までの 距離 (m)	97%値	計算地点までの 距離 (m)	97%値
S	570	5.9×10^{-11}	470	7.1×10^{-20}
SSW	1,700	7.1×10^{-11}	430	9.2×10^{-20}
SW	650	1.1×10^{-10}	330	<u>1.2×10^{-19}</u>
WSW	490	1.2×10^{-10}	320	1.0×10^{-19}
W	520	1.1×10^{-10}	340	8.4×10^{-20}
WNW	510	1.3×10^{-10}	370	7.6×10^{-20}
NW	430	<u>1.6×10^{-10}</u>	360	8.2×10^{-20}
NNW	500	9.9×10^{-11}	420	7.2×10^{-20}
N	550	9.1×10^{-11}	440	8.0×10^{-20}
NNE	900	6.5×10^{-11}	900	6.1×10^{-20}
NE	910	6.6×10^{-11}	910	5.2×10^{-20}
ENE	790	6.8×10^{-11}	790	4.9×10^{-20}
E	780	1.0×10^{-10}	780	5.3×10^{-20}
ESE	800	8.5×10^{-11}	800	5.5×10^{-20}
SE	840	7.2×10^{-11}	840	6.9×10^{-20}
SSE	700	7.2×10^{-11}	700	7.1×10^{-20}

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(2) 事故時の方位別 χ/Q 、D/Q の 97%値 (1 次ヘリウム純化設備破損事故)
(HTTR)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	2 時間		4 時間	
実効放出 継続時間	2 時間		4 時間	
有効高さ	80m		80m	
建家投影面積	0 m ²		0 m ²	
着目方位	計算地点までの 距離 (m)	97%値	計算地点までの 距離 (m)	97%値
S	2,000	5.0×10^{-10}	470	1.8×10^{-19}
SSW	1,850	6.1×10^{-10}	430	1.9×10^{-19}
SW	700	6.0×10^{-10}	330	<u>2.2×10^{-19}</u>
WSW	670	5.9×10^{-10}	320	2.2×10^{-19}
W	1120	4.0×10^{-10}	340	2.0×10^{-19}
WNW	540	6.6×10^{-10}	370	2.0×10^{-19}
NW	500	<u>9.1×10^{-10}</u>	360	2.1×10^{-19}
NNW	1,480	3.2×10^{-10}	420	1.5×10^{-19}
N	1,830	2.9×10^{-10}	440	1.5×10^{-19}
NNE	1,670	3.8×10^{-10}	900	1.4×10^{-19}
NE	1,490	4.1×10^{-10}	910	1.3×10^{-19}
ENE	1,360	2.7×10^{-10}	790	1.3×10^{-19}
E	1,180	3.4×10^{-10}	780	1.4×10^{-19}
ESE	1,240	3.3×10^{-10}	800	1.5×10^{-19}
SE	1,630	4.6×10^{-10}	840	1.7×10^{-19}
SSE	1,810	5.3×10^{-10}	700	1.7×10^{-19}

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ
注 記：下線は被ばく評価に用いる値

第 2.5.7 表(3) 事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値 (1次冷却設備二重管破断事故、1次ヘリウム純化設備破断事故、気体廃棄物の廃棄施設破断事故、スタンドパイプ破断事故)

(HTTR)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間	97%値	1 時間	97%値
実効放出継続時間	1 時間		1 時間	
有効高さ	0 m		0 m	
建家投影面積	990 m ²		990 m ²	
着目方位	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値
S	420	<u>2.2×10^{-7}</u>	420	7.4×10^{-18}
SSW	400	1.6×10^{-7}	400	5.0×10^{-18}
SW	310	1.2×10^{-7}	310	3.7×10^{-18}
WSW	280	1.3×10^{-7}	280	4.2×10^{-18}
W	310	5.6×10^{-8}	310	2.9×10^{-18}
WNW	350	-	350	6.1×10^{-19}
NW	380	-	380	1.8×10^{-19}
NNW	450	-	450	1.8×10^{-19}
N	470	2.7×10^{-8}	470	1.4×10^{-18}
NNE	940	3.0×10^{-8}	940	1.8×10^{-18}
NE	930	8.4×10^{-8}	930	3.5×10^{-18}
ENE	800	1.7×10^{-7}	800	6.1×10^{-18}
E	790	1.1×10^{-7}	790	6.2×10^{-18}
ESE	810	-	810	1.4×10^{-19}
SE	840	-	840	1.3×10^{-19}
SSE	660	5.0×10^{-8}	660	2.8×10^{-18}

気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値

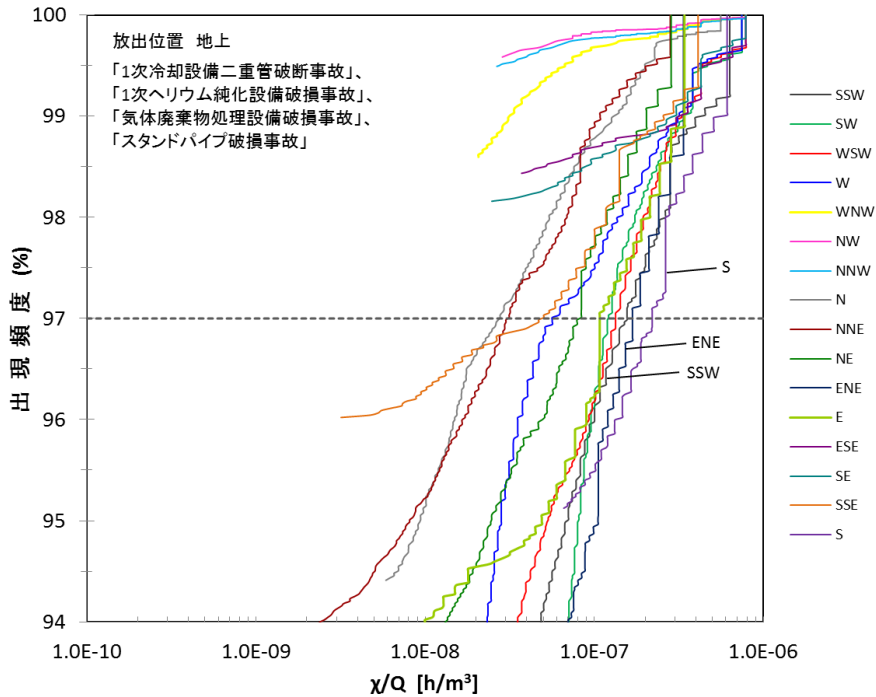
第 2.5.7 表(4) 事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q の 97%値 (照射試験装置スweepガス配管破断事故)

(HTTR)

	χ/Q [h/m ³]		D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	
	1 時間	97%値	1 時間	97%値
実効放出継続時間	1 時間		1 時間	
有効高さ	80 m		80 m	
建家投影面積	0 m ²		0 m ²	
着目方位	計算地点までの距離 (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)	97%値
S	1,840	6.1×10^{-10}	470	2.3×10^{-19}
SSW	1,690	7.0×10^{-10}	430	2.4×10^{-19}
SW	950	7.0×10^{-10}	330	2.6×10^{-19}
WSW	1,250	5.6×10^{-10}	320	<u>2.6×10^{-19}</u>
W	1,020	1.3×10^{-10}	340	2.4×10^{-19}
WNW	970	1.7×10^{-10}	370	2.3×10^{-19}
NW	510	<u>9.9×10^{-10}</u>	360	2.4×10^{-19}
NNW	1,440	3.0×10^{-10}	420	1.7×10^{-19}
N	5,950	2.2×10^{-10}	440	1.7×10^{-19}
NNE	1,530	3.7×10^{-10}	900	1.7×10^{-19}
NE	1,570	4.1×10^{-10}	910	1.6×10^{-19}
ENE	4,190	9.8×10^{-11}	790	1.4×10^{-19}
E	4,100	1.1×10^{-10}	780	1.7×10^{-19}
ESE	6,170	2.2×10^{-10}	800	1.9×10^{-19}
SE	1,480	5.1×10^{-10}	840	2.3×10^{-19}
SSE	2,000	6.6×10^{-10}	700	2.3×10^{-19}

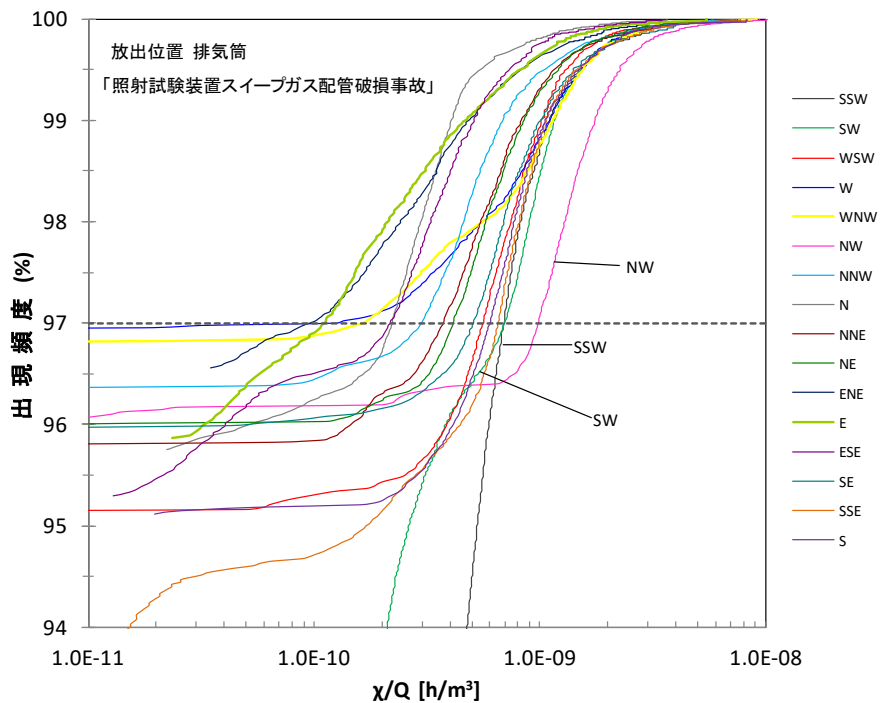
気象データ：2009年1月～2013年12月までの測定データ

注 記：下線は被ばく評価に用いる値



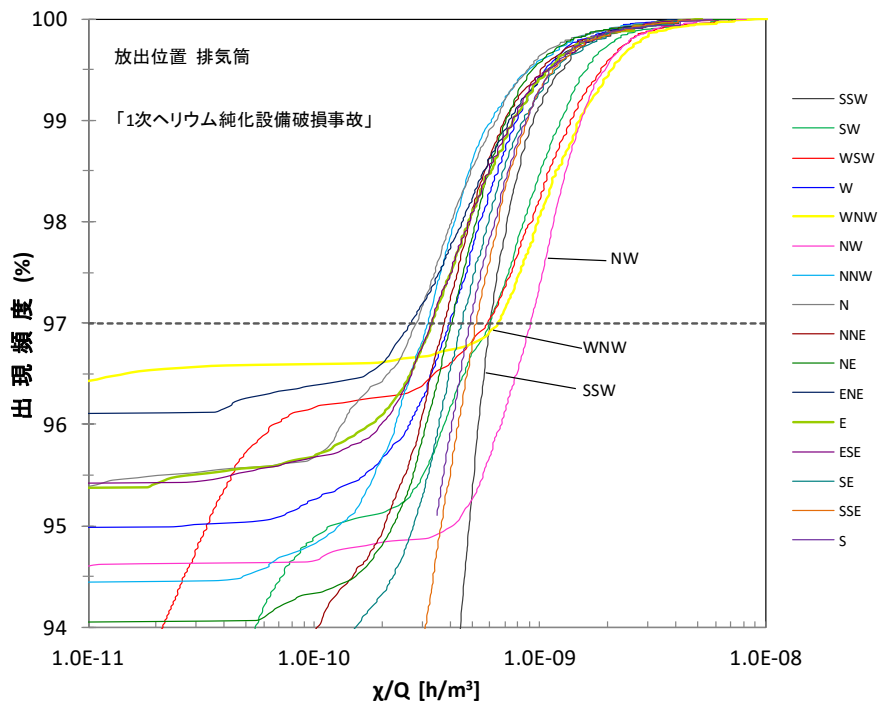
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(1) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



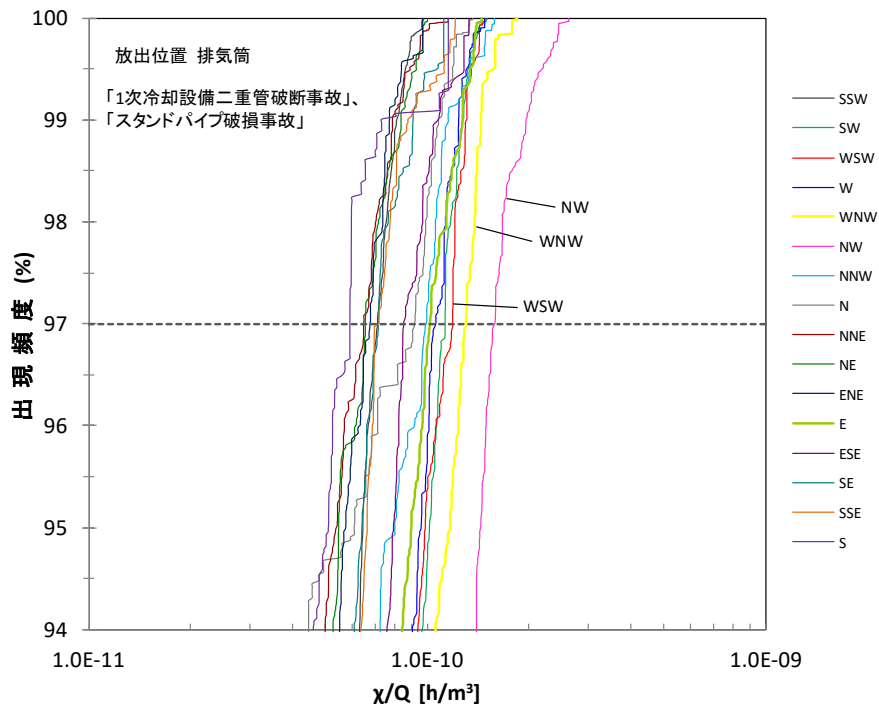
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(2) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



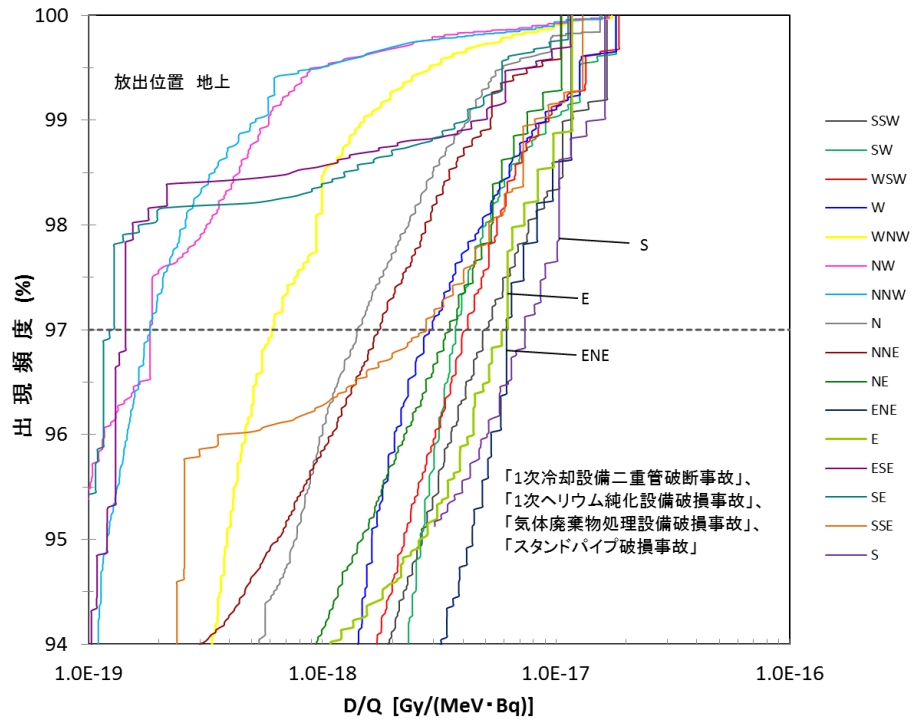
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(3) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:2 時間、放出高さ:80m)



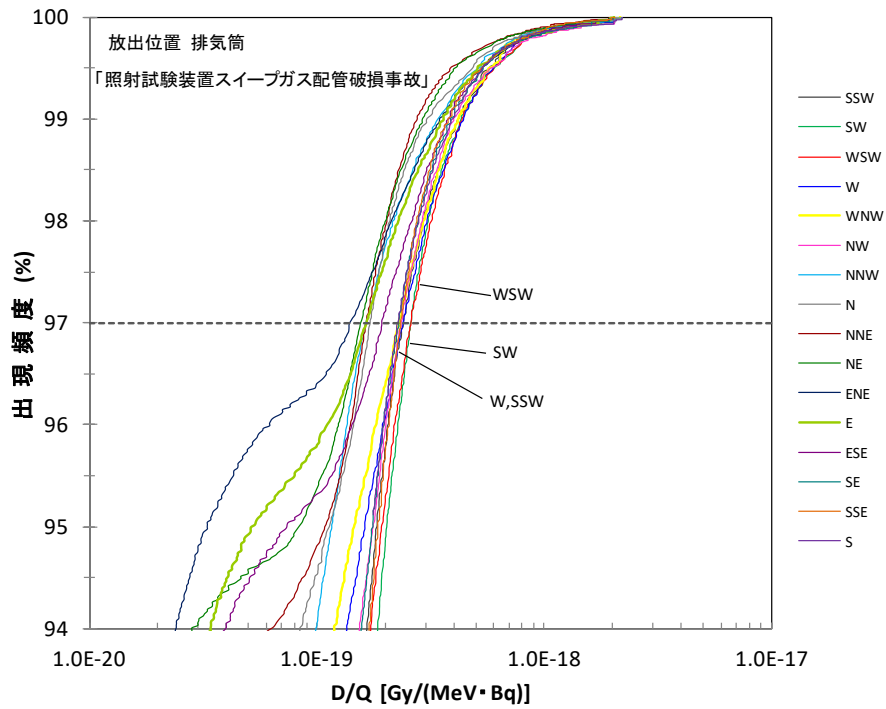
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(4) 方位別相対濃度 (χ/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:350 時間、放出高さ:80m)



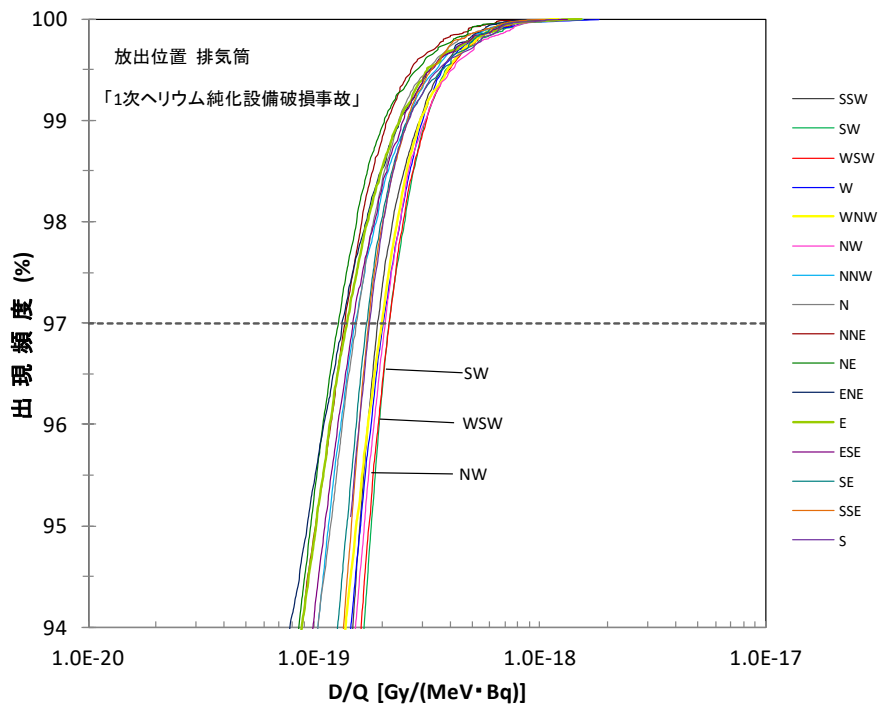
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(5) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:0m)



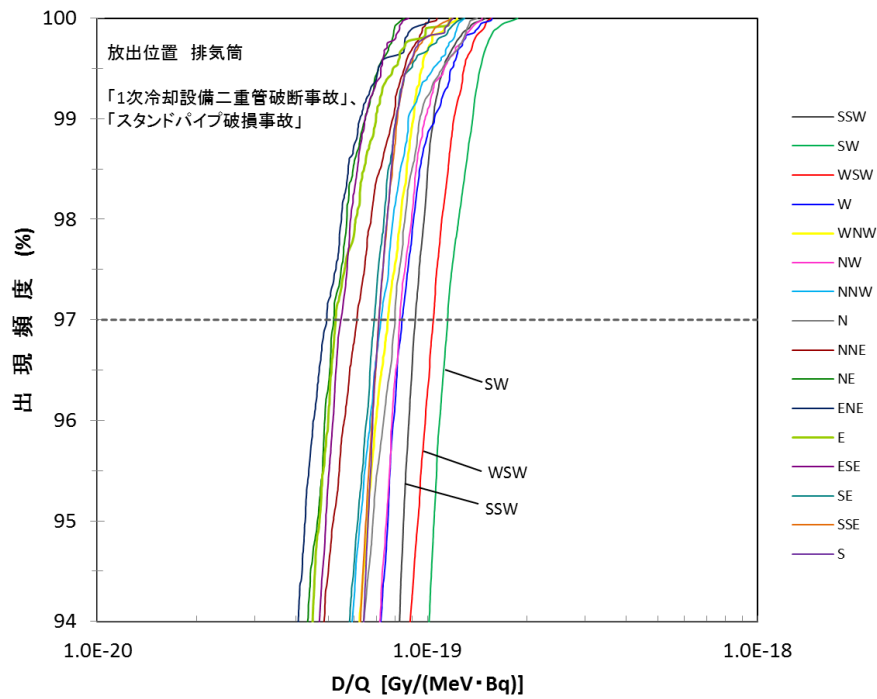
放出源：HTTR

第 2.5.1 図(6) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:1 時間、放出高さ:80m)



放出源：HTTR

第 2.5.1 図(7) 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度
(実効放出継続時間:4 時間、放出高さ:80m)



放出源：HTTR

第 2.5.1 図(8) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度
(実効放出継続時間:90 時間、放出高さ:80m)

1.3.3 設備等

添付書類十

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^{(1), (2)}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⁽³⁾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⁽⁴⁾。

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⁽⁵⁾

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⁽⁶⁾

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⁽⁷⁾

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⁽⁸⁾

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⁽⁹⁾

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⁽¹⁰⁾

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⁽¹¹⁾

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⁽¹²⁾

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 Tran-sient 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

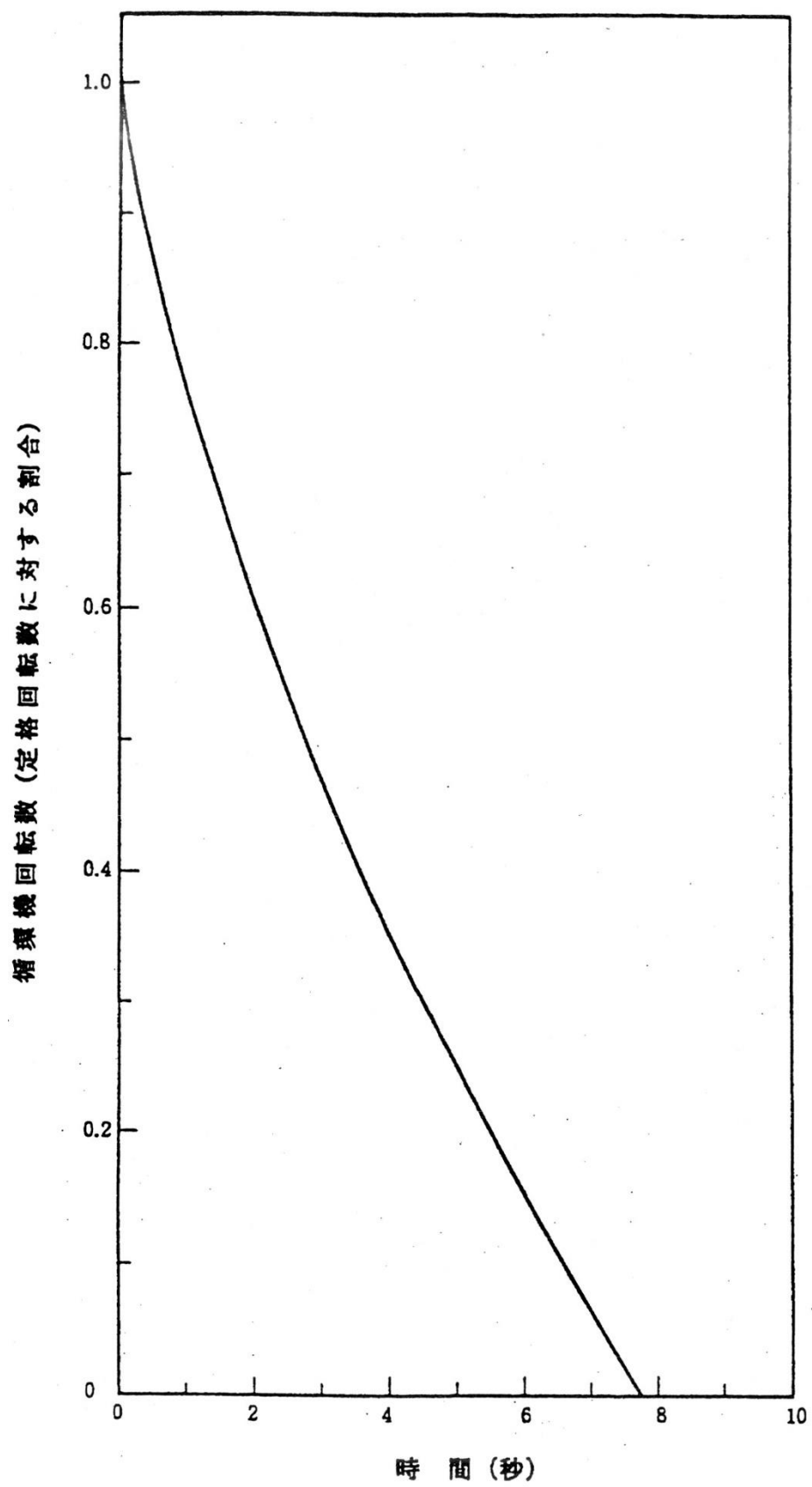
		基準炉心(高温試験運転)		照射炉心	
		定格値	定常誤差	定格値	定常誤差
原子炉出力		30 MWt	± 2.5 %	30 MWt	± 2.5 %
1次 冷却材 温度	原子炉出口温度	950 °C	± 17 °C	850 °C	± 19 °C
	原子炉入口温度	395 °C	± 2 °C	395 °C	± 2 °C
1次冷却材圧力		4.0 MPa(abs) (41 kg/cm ² (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm ²)	4.0 MPa(abs) (41 kg/cm ² (abs))	±0.15 MPa (±1.5 kg/cm ²)

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

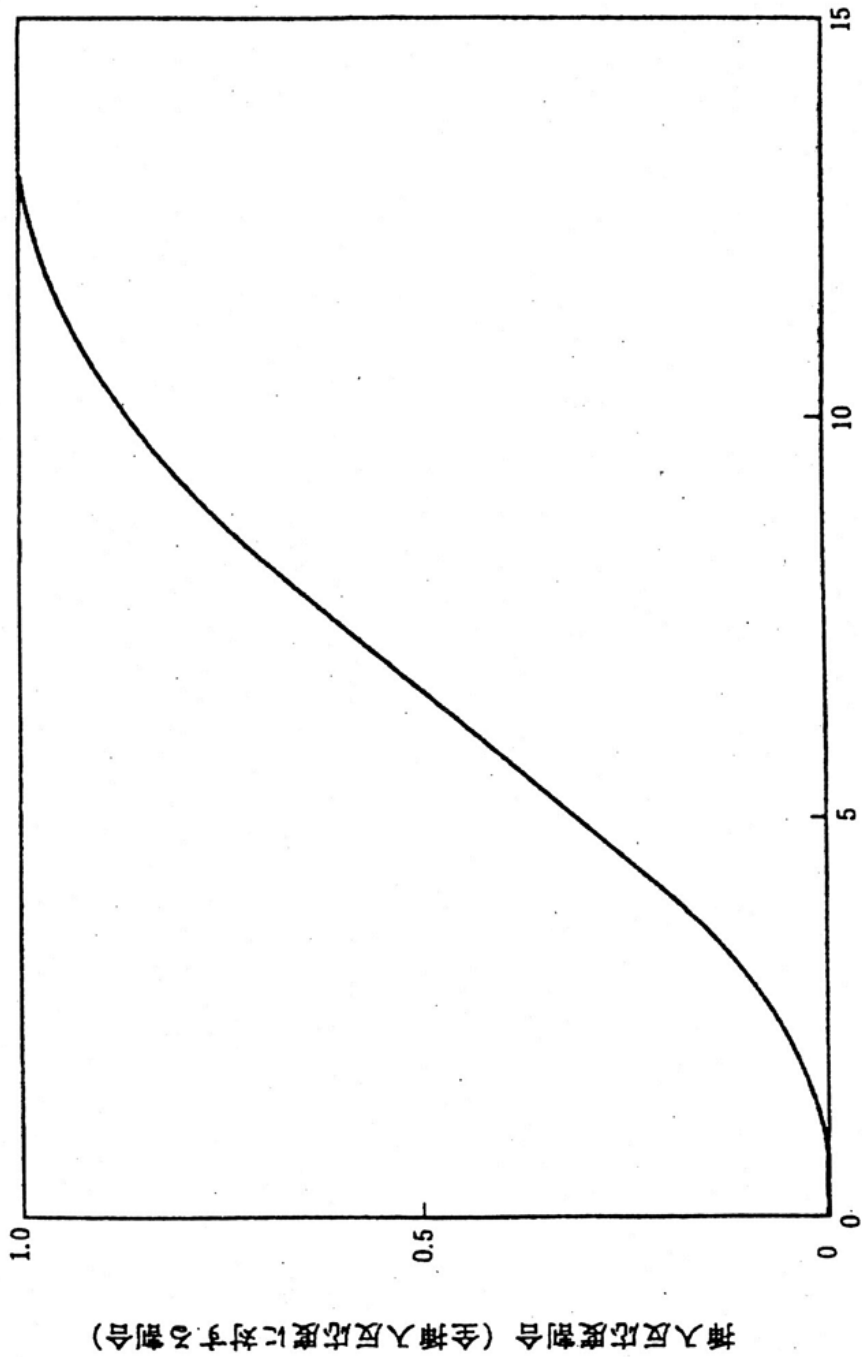
No.	原子炉スクラム信号	解析に用いたスクラム設定値	(*2) スクラム応答時間 (秒)
1	出力領域中性子束高 (高設定)	112%/114%(*1)	—
2	中間熱交換器 1 次冷却材流量 低	88 %	3.2
3	1 次加圧水冷却器ヘリウム流量 低	88 %	3.2
4	中間熱交換器出口 1 次冷却材温度 高	415 °C	100
5	原子炉出口冷却材温度 高	977 °C	100
6	炉心差圧 低	70 %	2.0
7	1 次加圧水冷却器加圧水流量 低	82 %	1.3
8	1 次冷却材・加圧水差圧 高	0.9 MPa (9 kg/cm ²)	3.2
9	1 次冷却材・加圧水差圧 低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

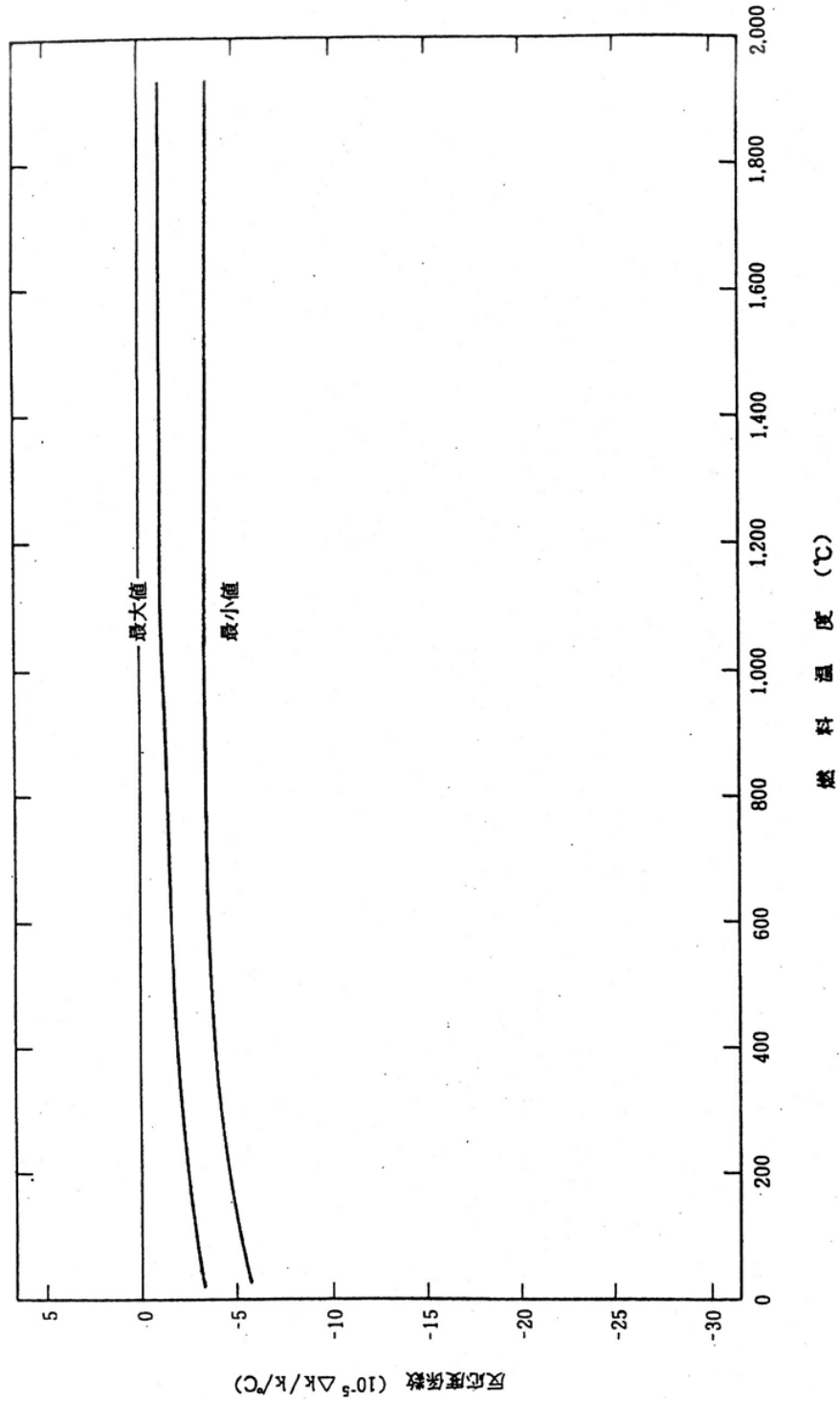


第1.3.1図 循環機制動停止特性

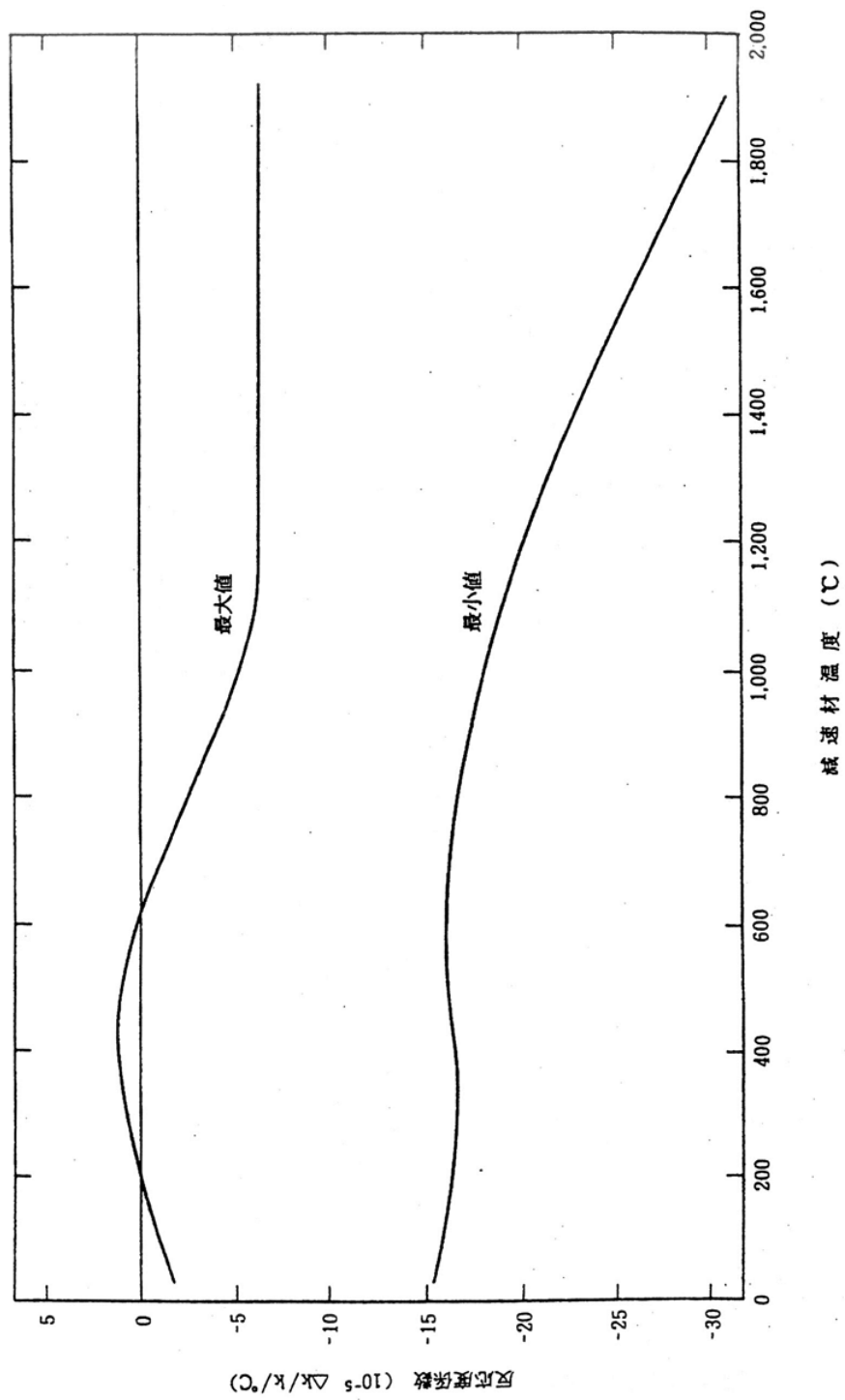


挿入時間 (秒)

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% (0.03W) 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°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 $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ 以下で燃料温度に対して最も厳しい結果となる $1.2 \times 10^{-6} \Delta k/k/s$ 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°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℃まで上昇する。また、中間熱交換器伝熱管最高温度は、約915℃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%まで上昇して安定し、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/cm²(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/cm²(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/cm²(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図及び第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/cm²(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/cm²(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/cm²(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/cm²(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。

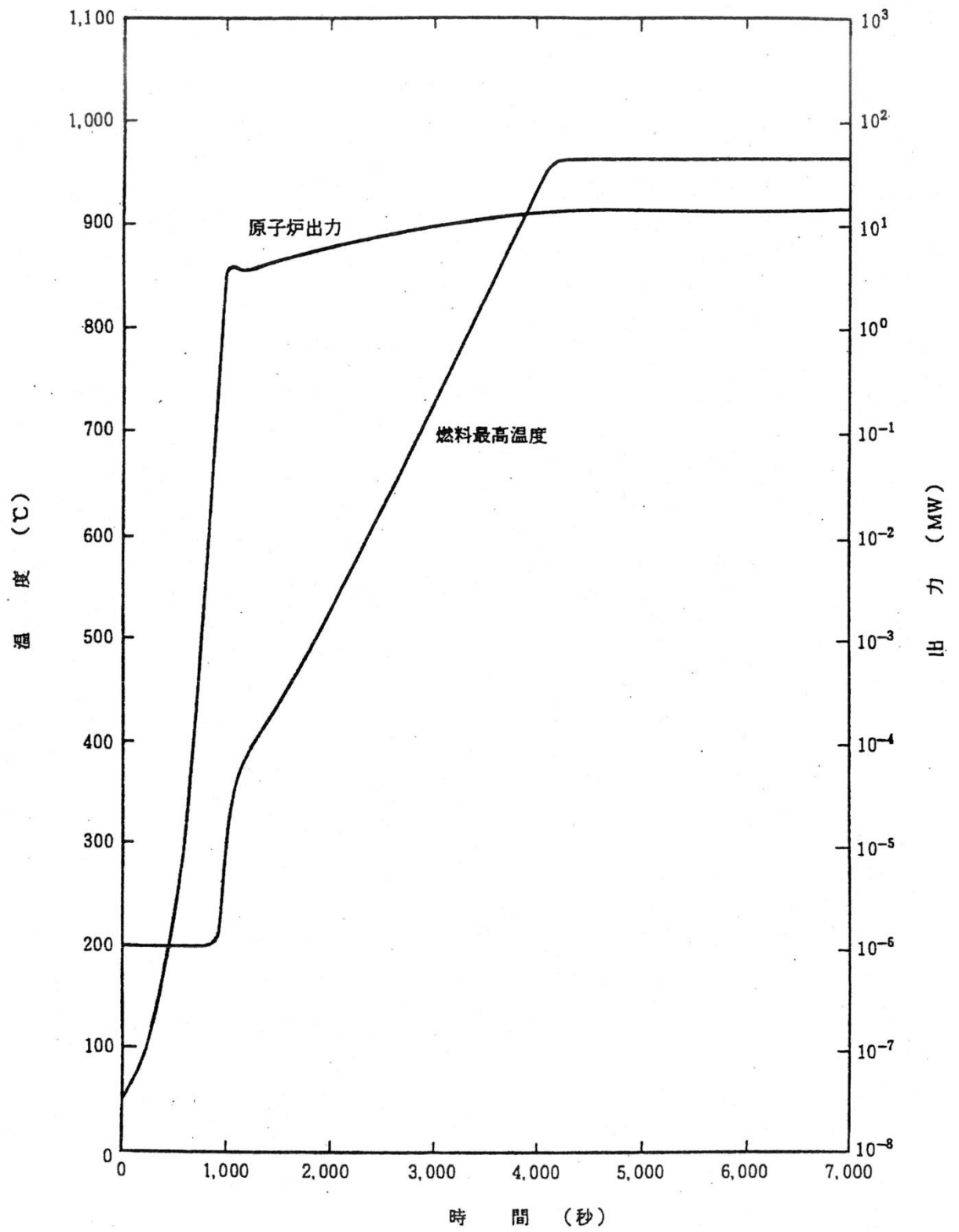
1 次ヘリウム循環機の 2 台停止試験開始後約 5 時間以内に、燃料最高温度は約 1,477°C、また、1 次冷却材圧力は約 3.30MPa(abs) (約 33.6kg/cm²(abs)) で一定となる。

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。

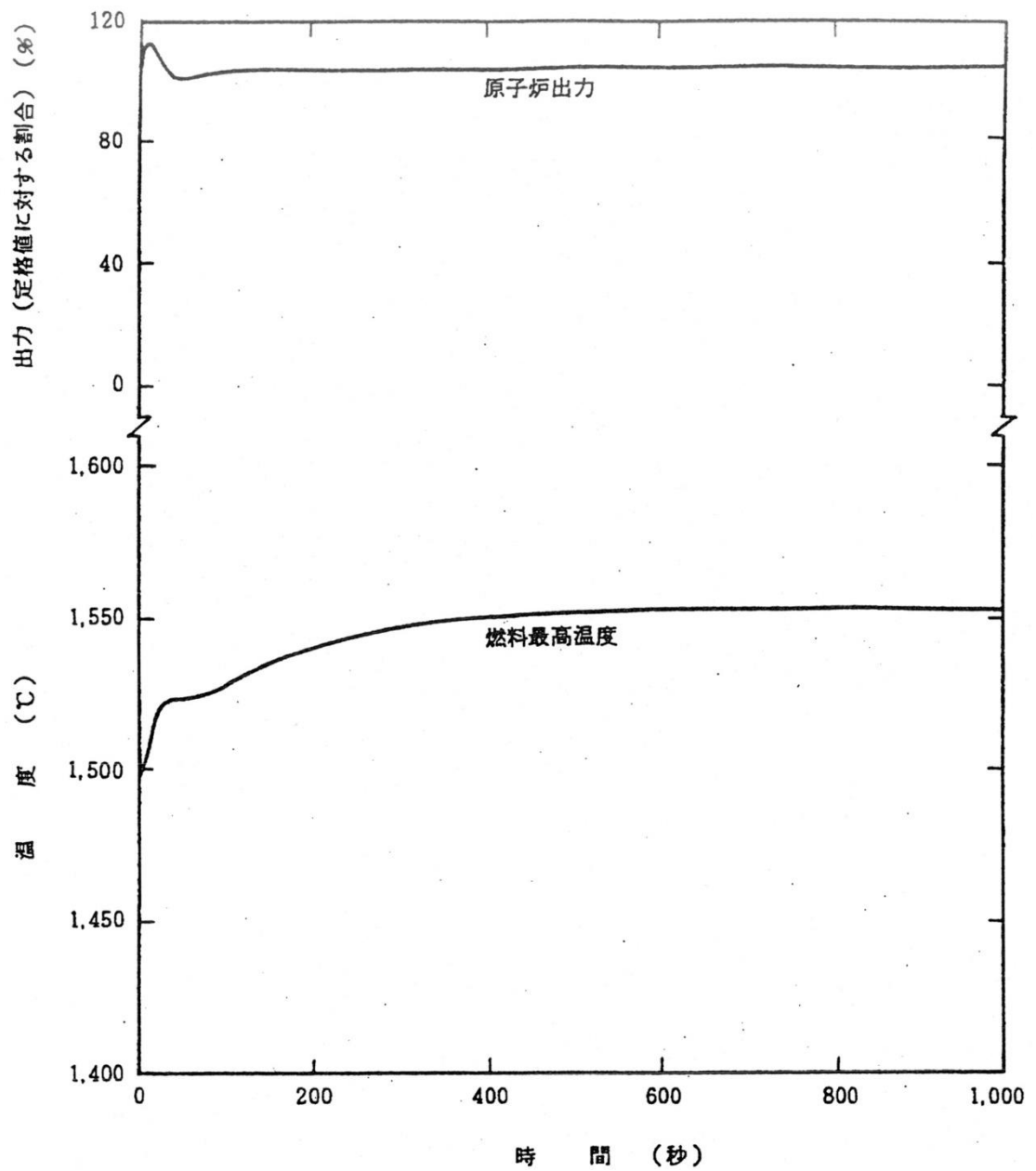
2.10.3 結 論

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。

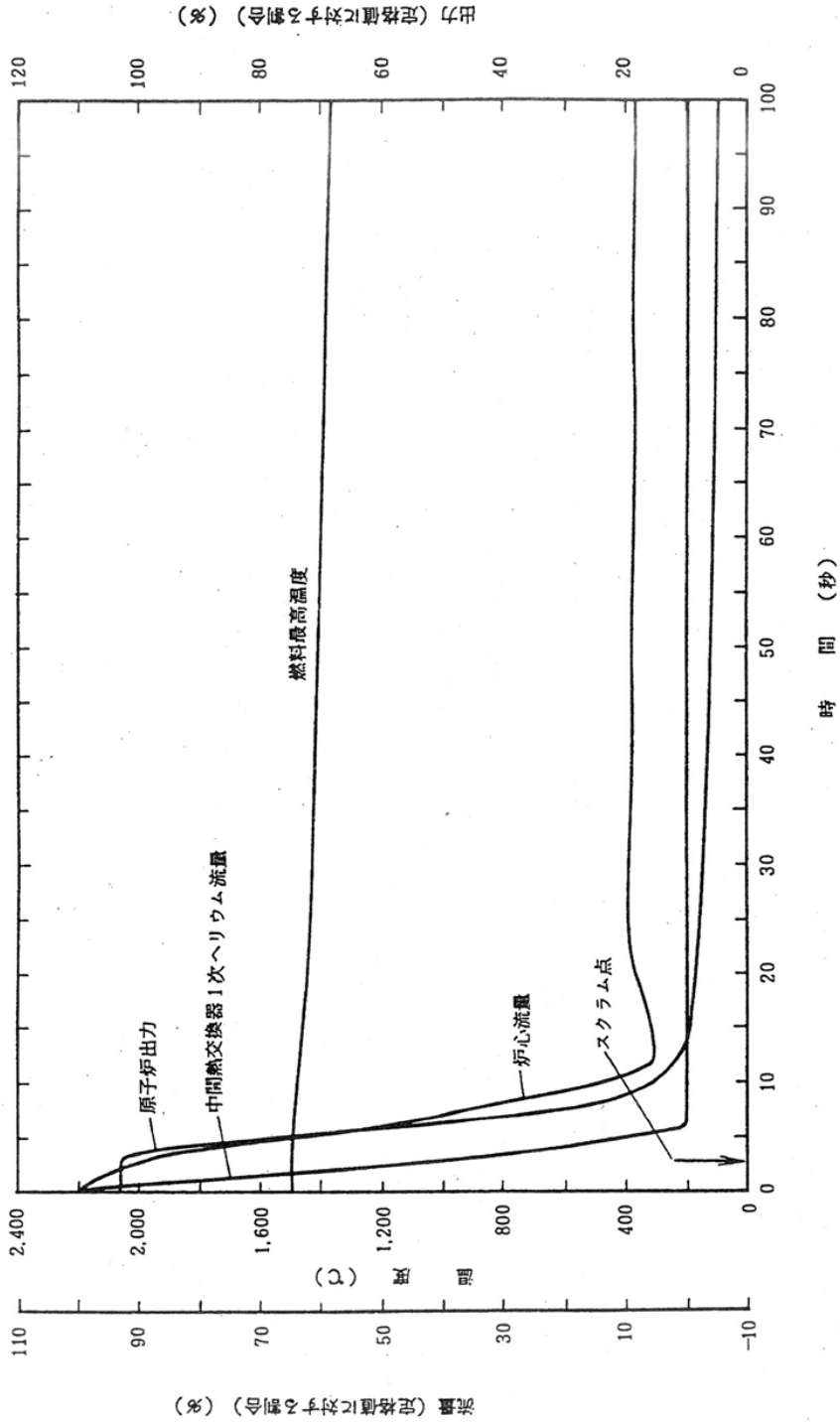
また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



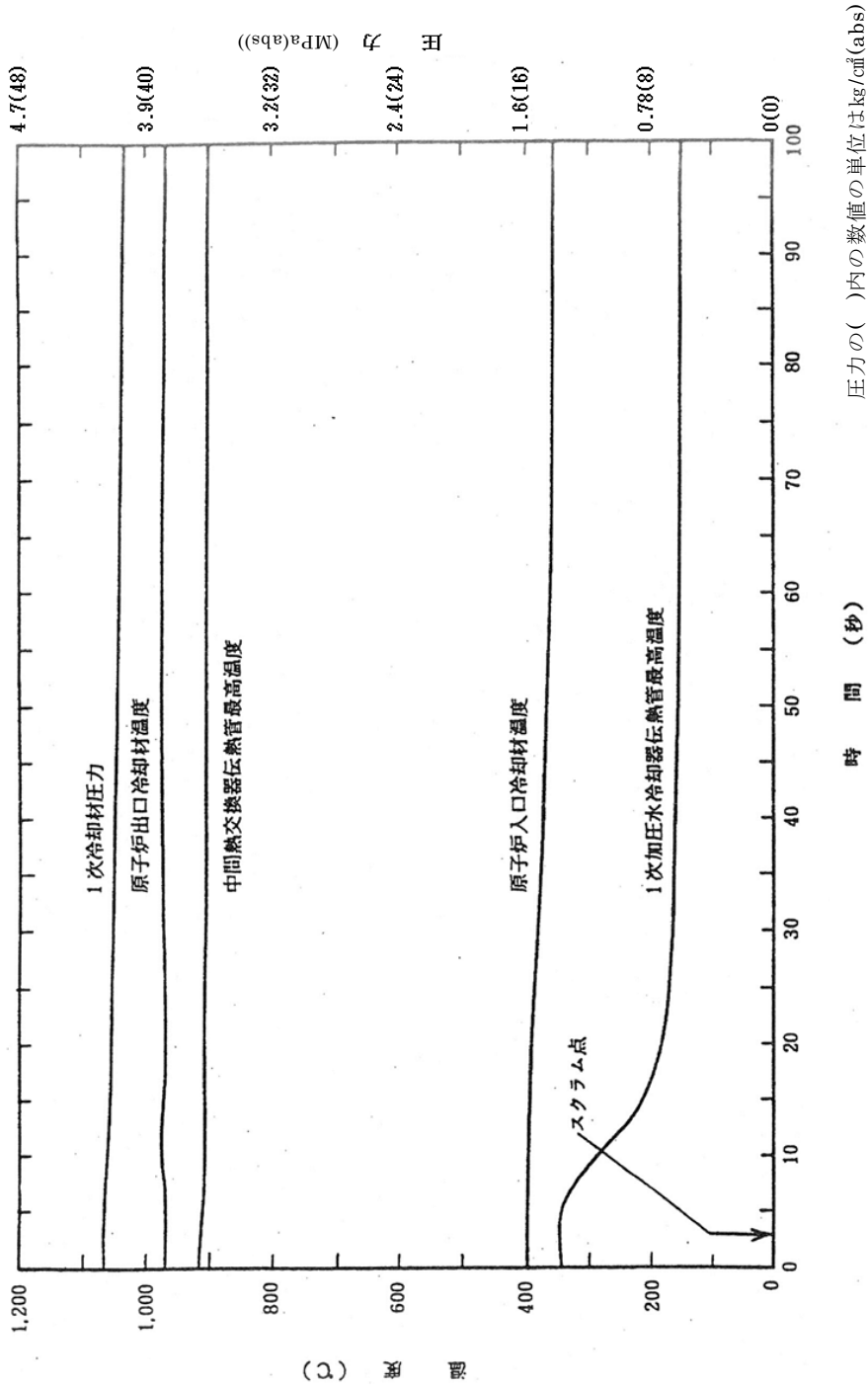
第 2.2.1 図 未臨界状態からの制御棒誤引抜き



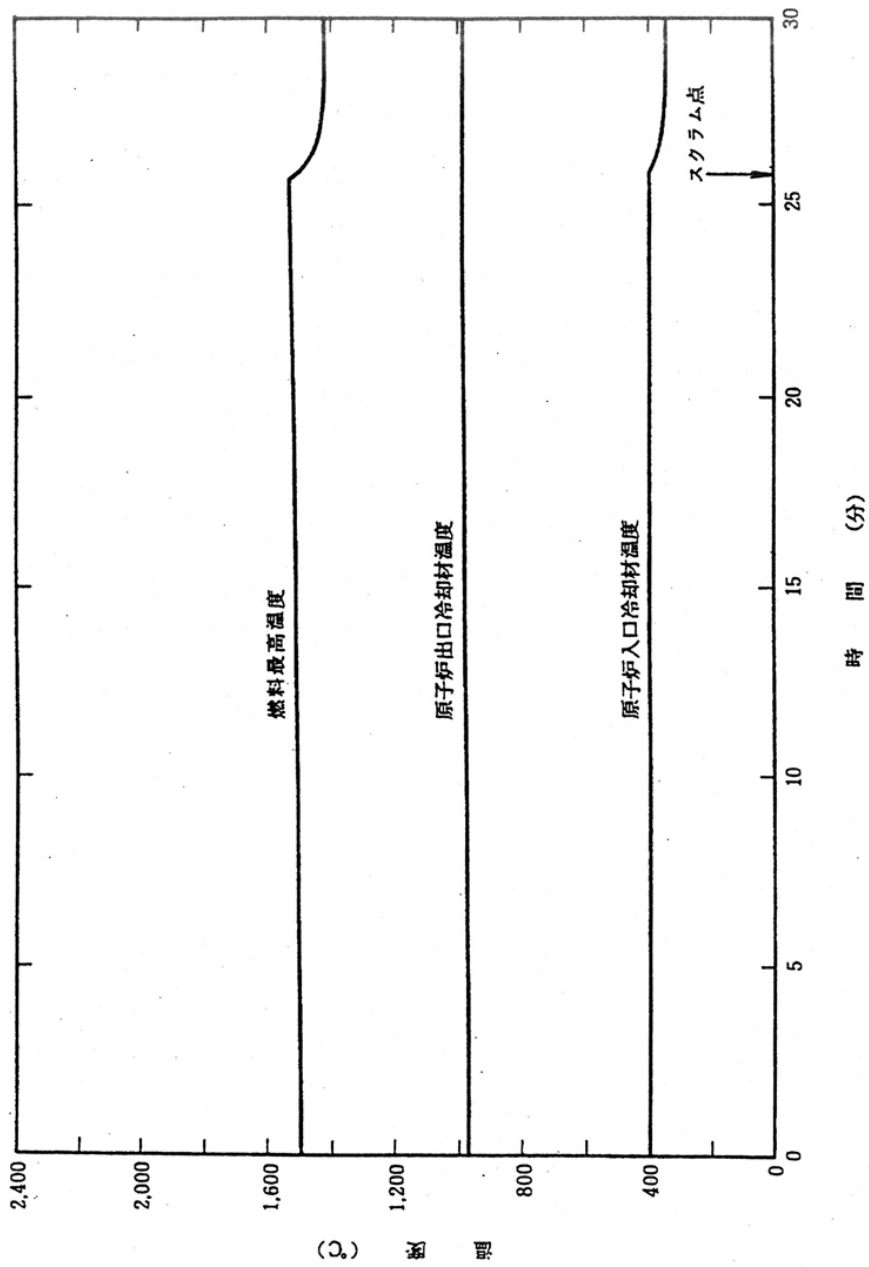
第 2.3.1 図 出力運転中の制御棒誤引抜き



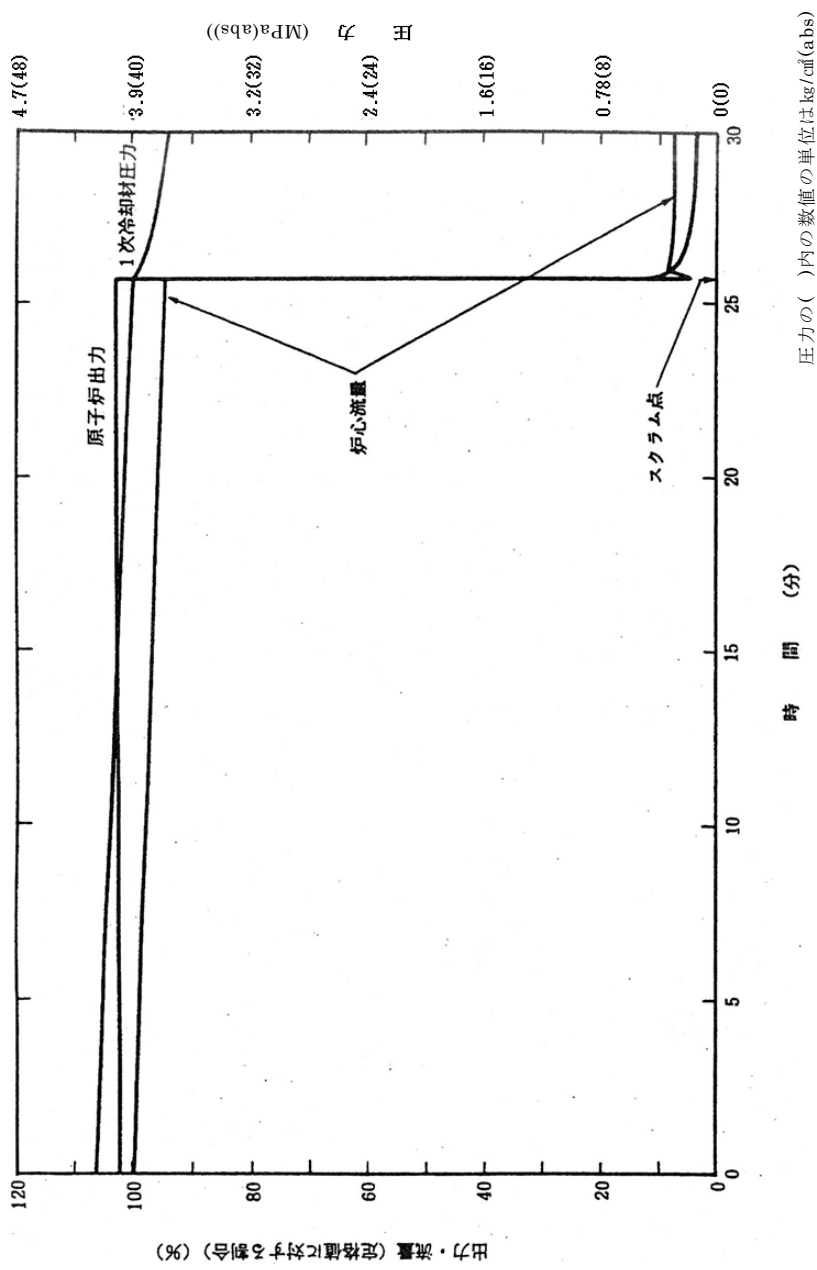
第2.4.1図 1次冷却材流量の減少
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止)(1)



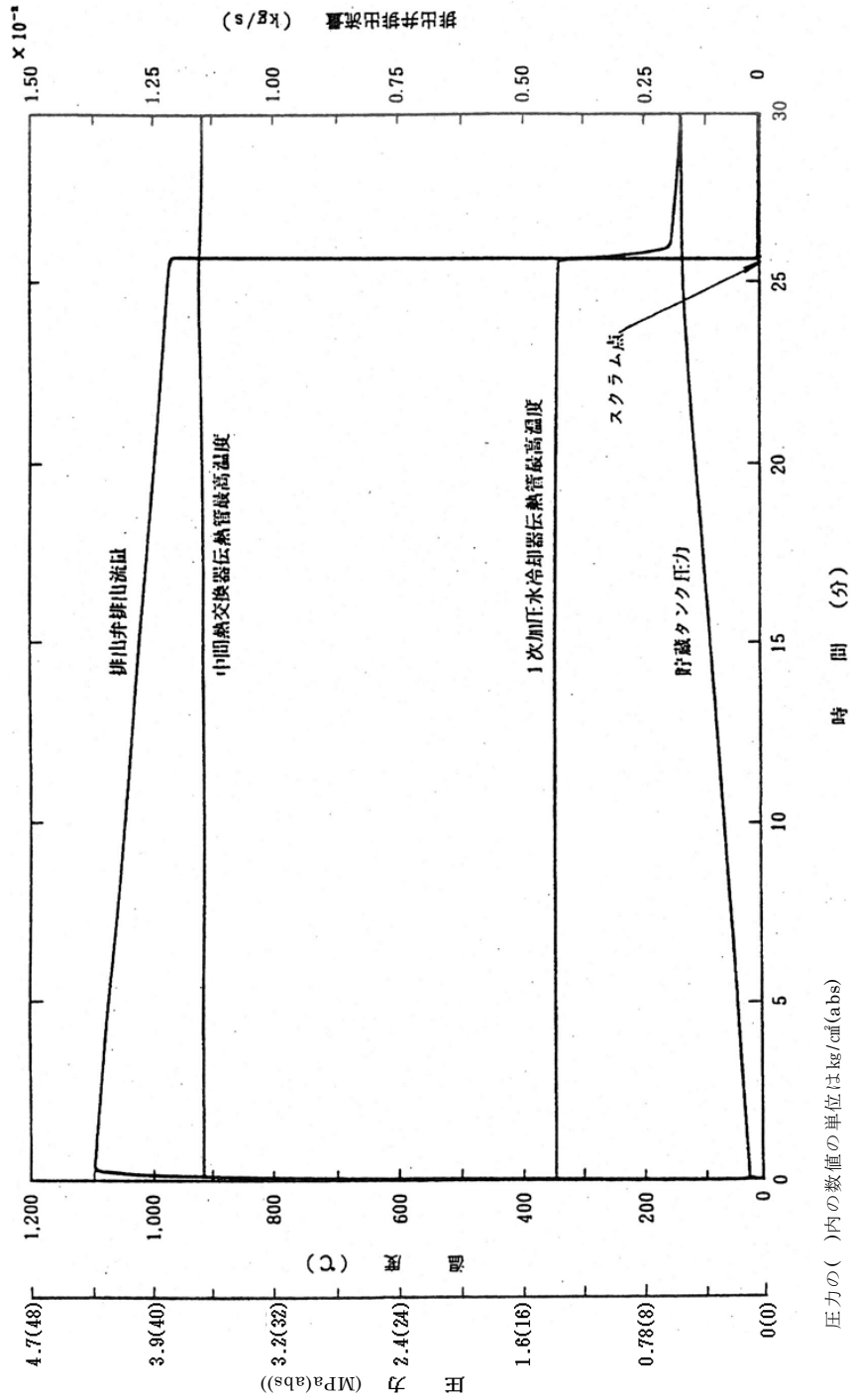
第2.4.2図 1次冷却材流量の減少
(中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止)(2)



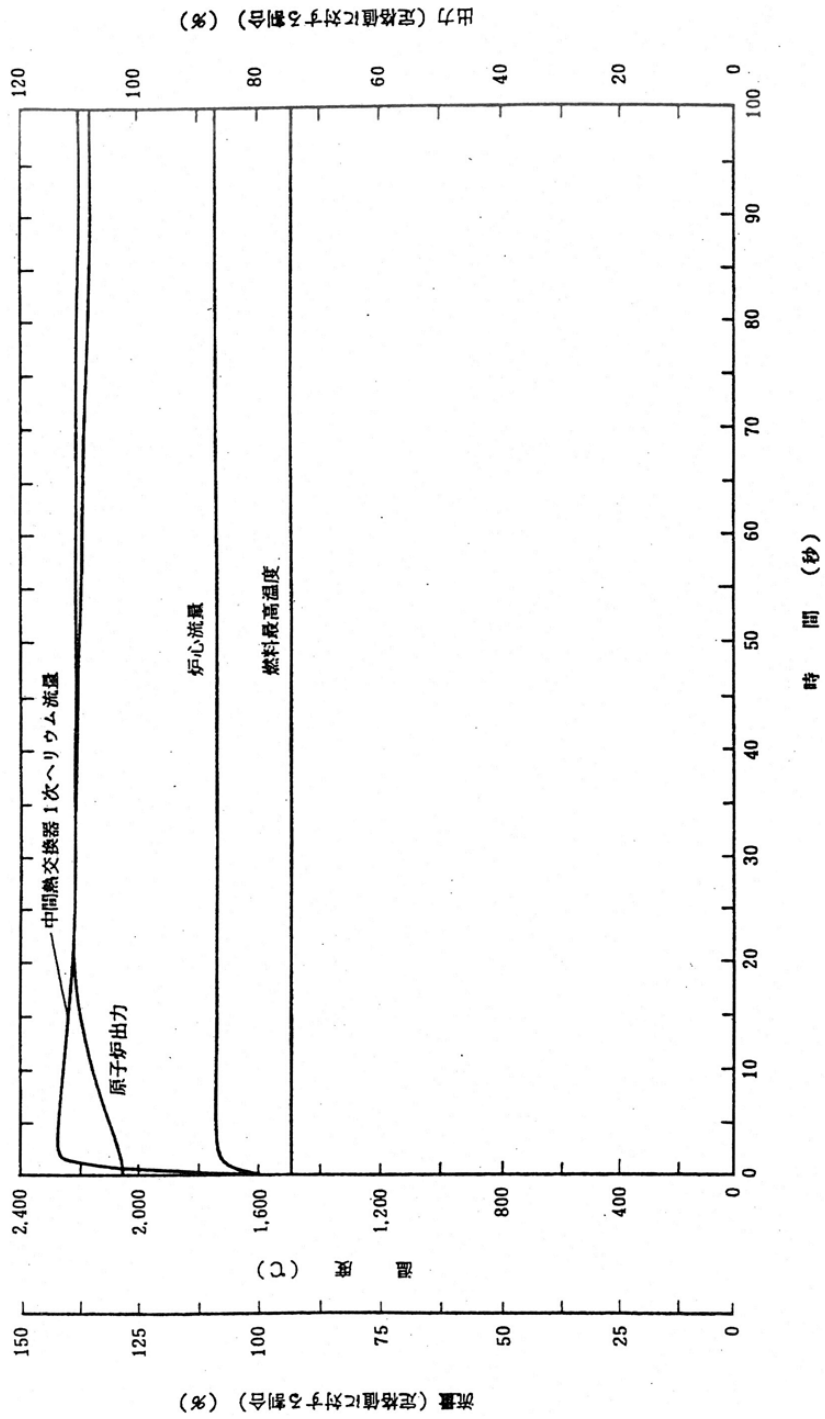
第2.4.3図 1次冷却材流量の減少
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(1)



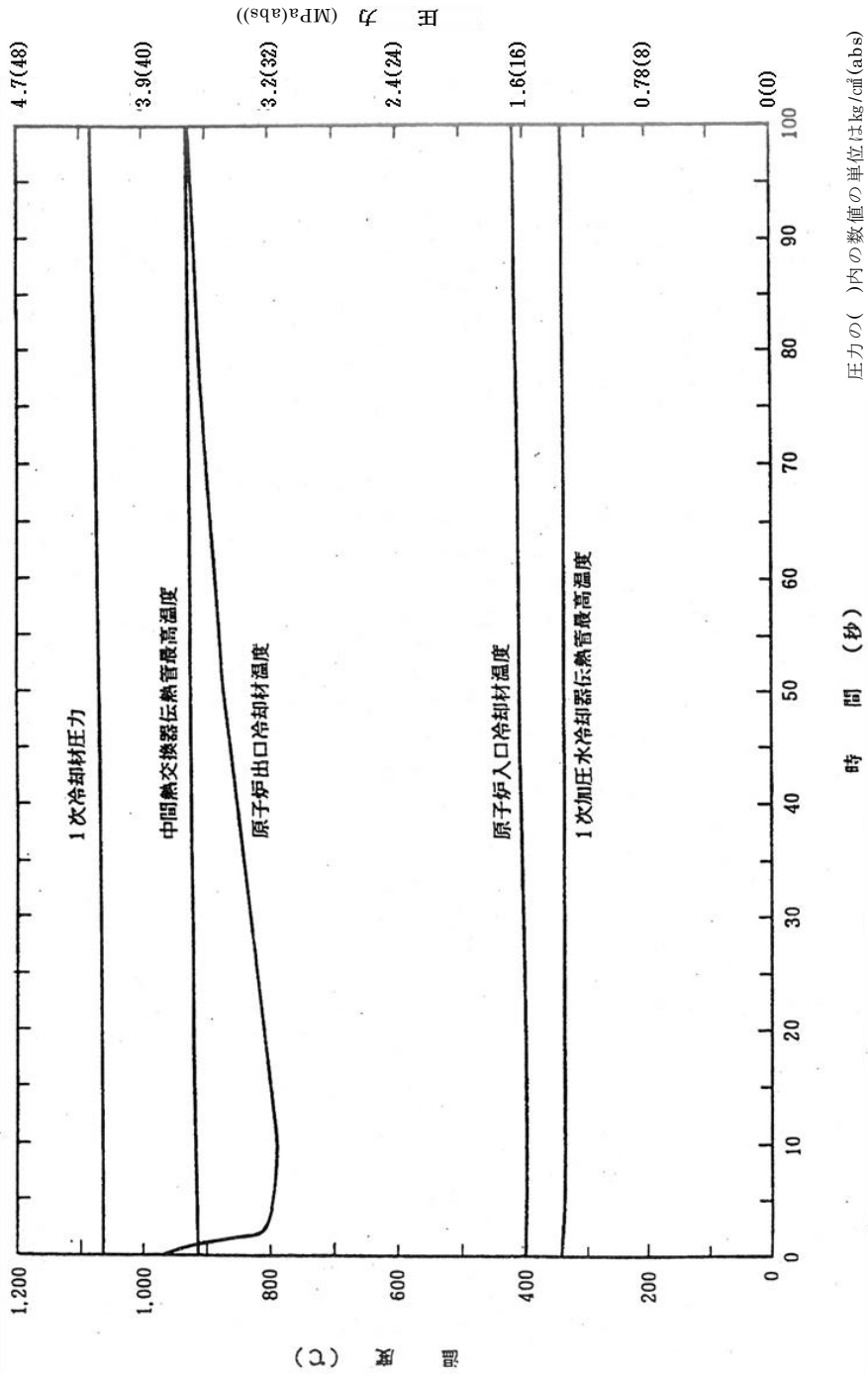
第2.4.4図 1次冷却材流量の減少
(1次ベリウム貯蔵供給設備排弁の誤開)(2)



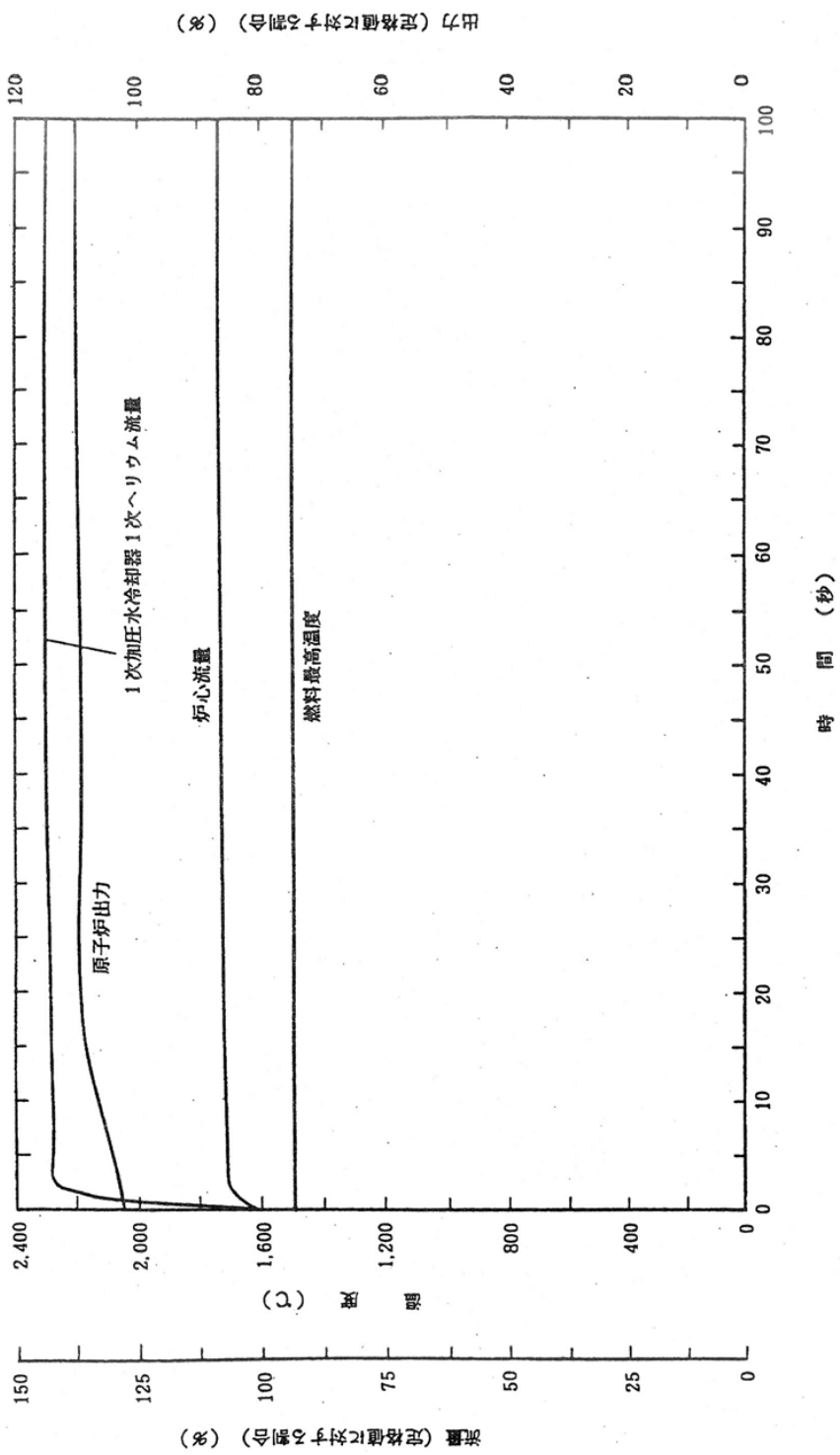
第2.4.5図 1次冷却材流量の減少
(1次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)



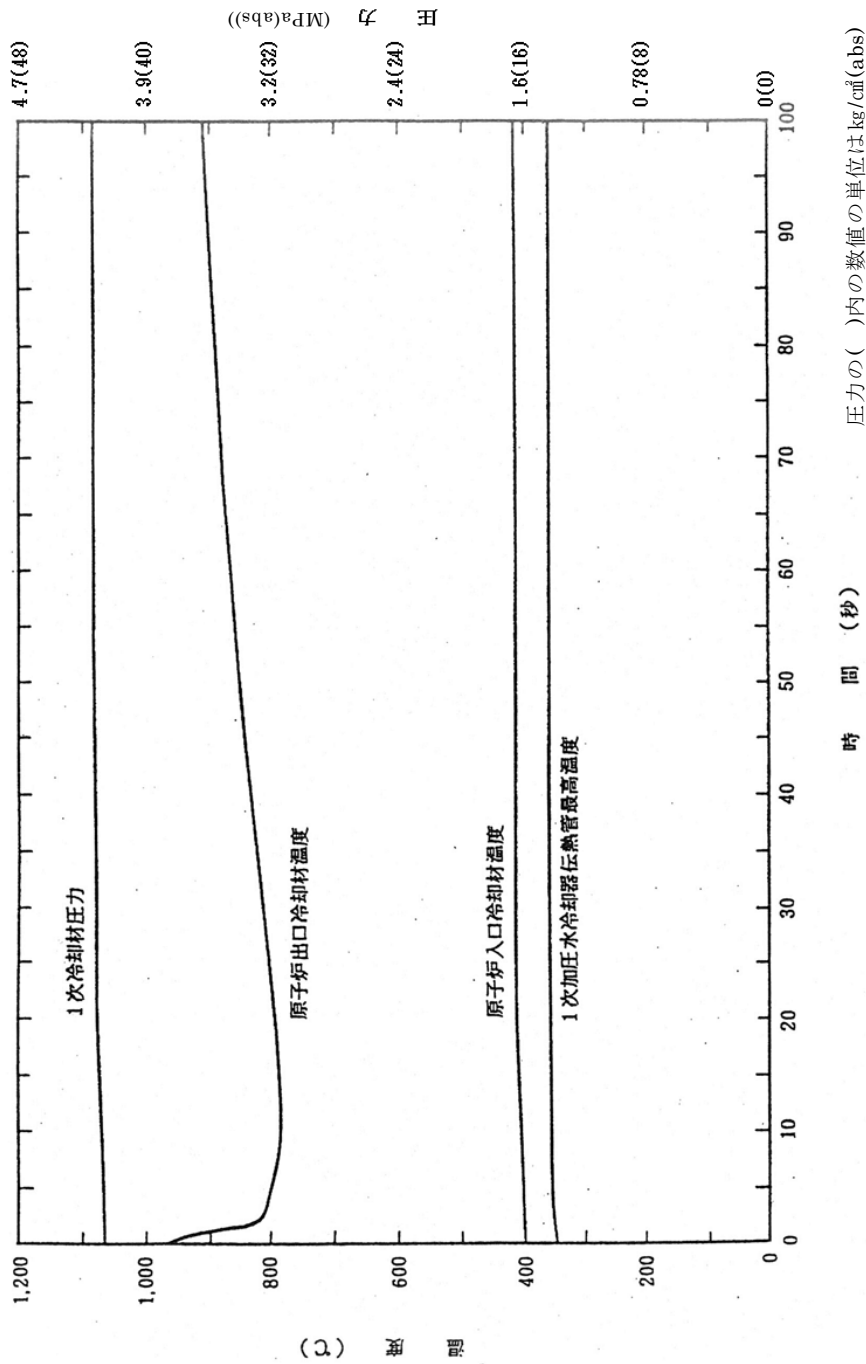
第2.5.1図 1次冷却材流量の増大
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(1)



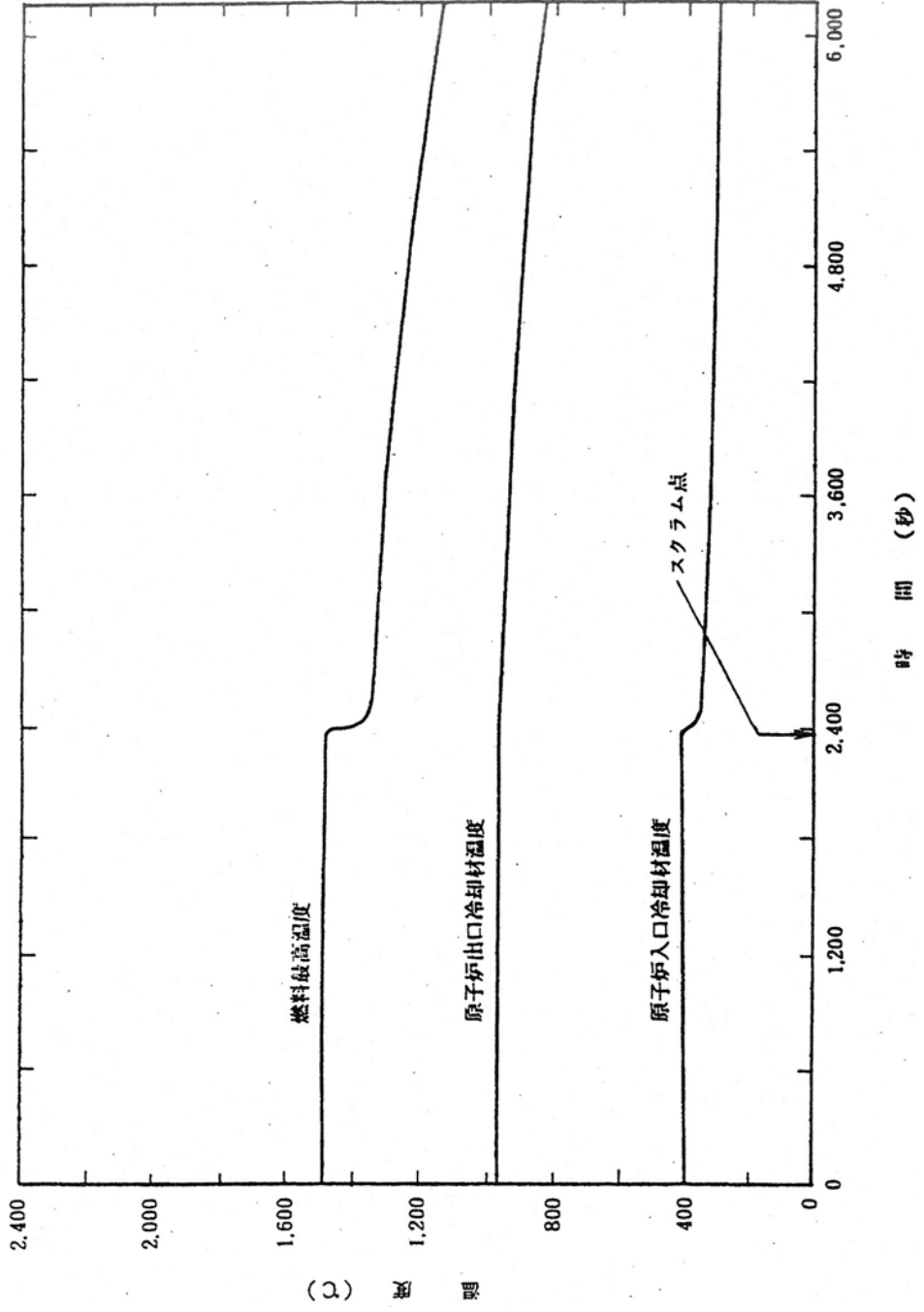
第2.5.2図 1次冷却材流量の増大
(中間熱交換器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(2)



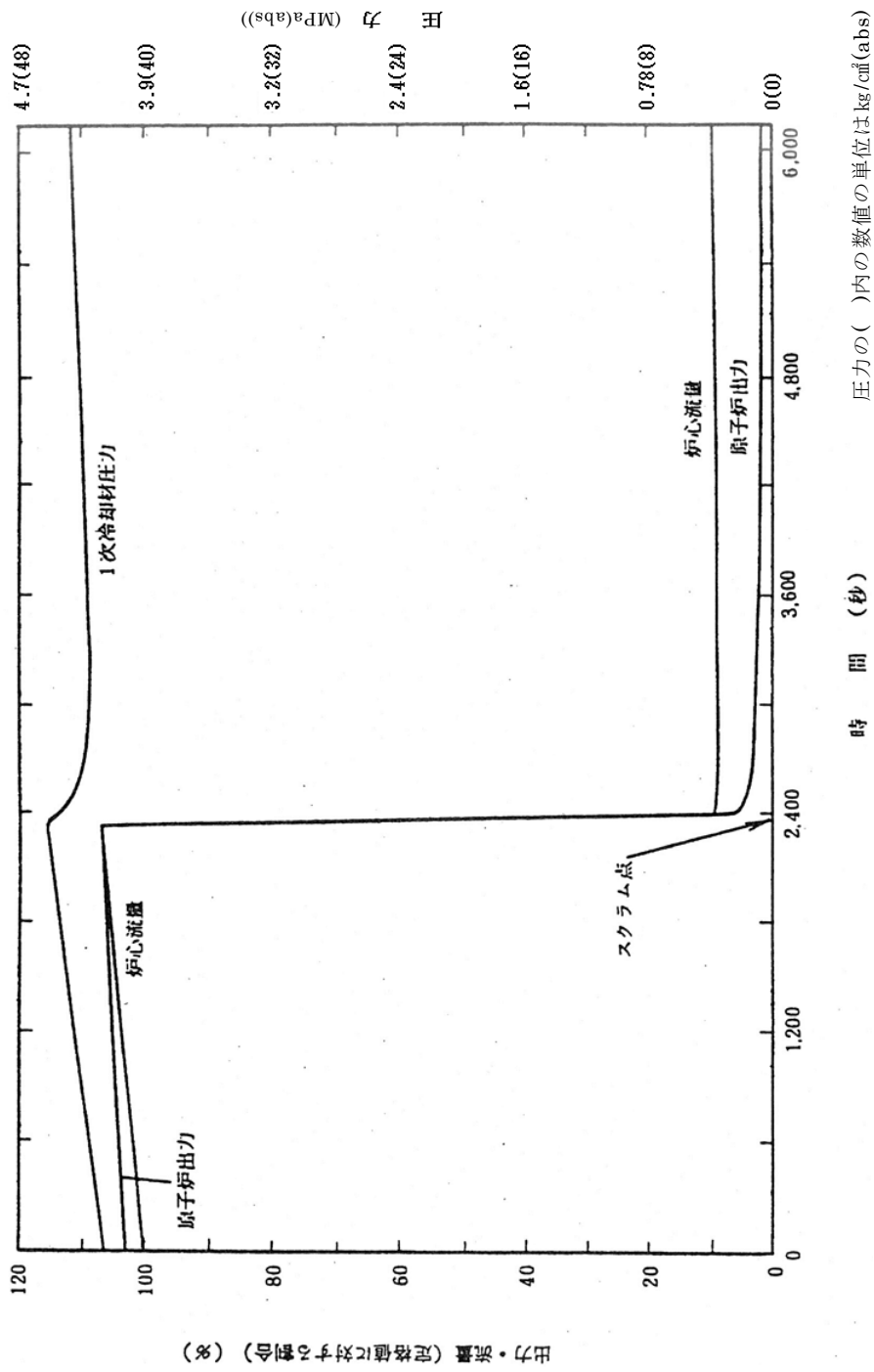
第2.5.3図 1次冷却材流量の増大
(1次加圧水冷却器用1次へリウム循環機の回転数上昇)(1)



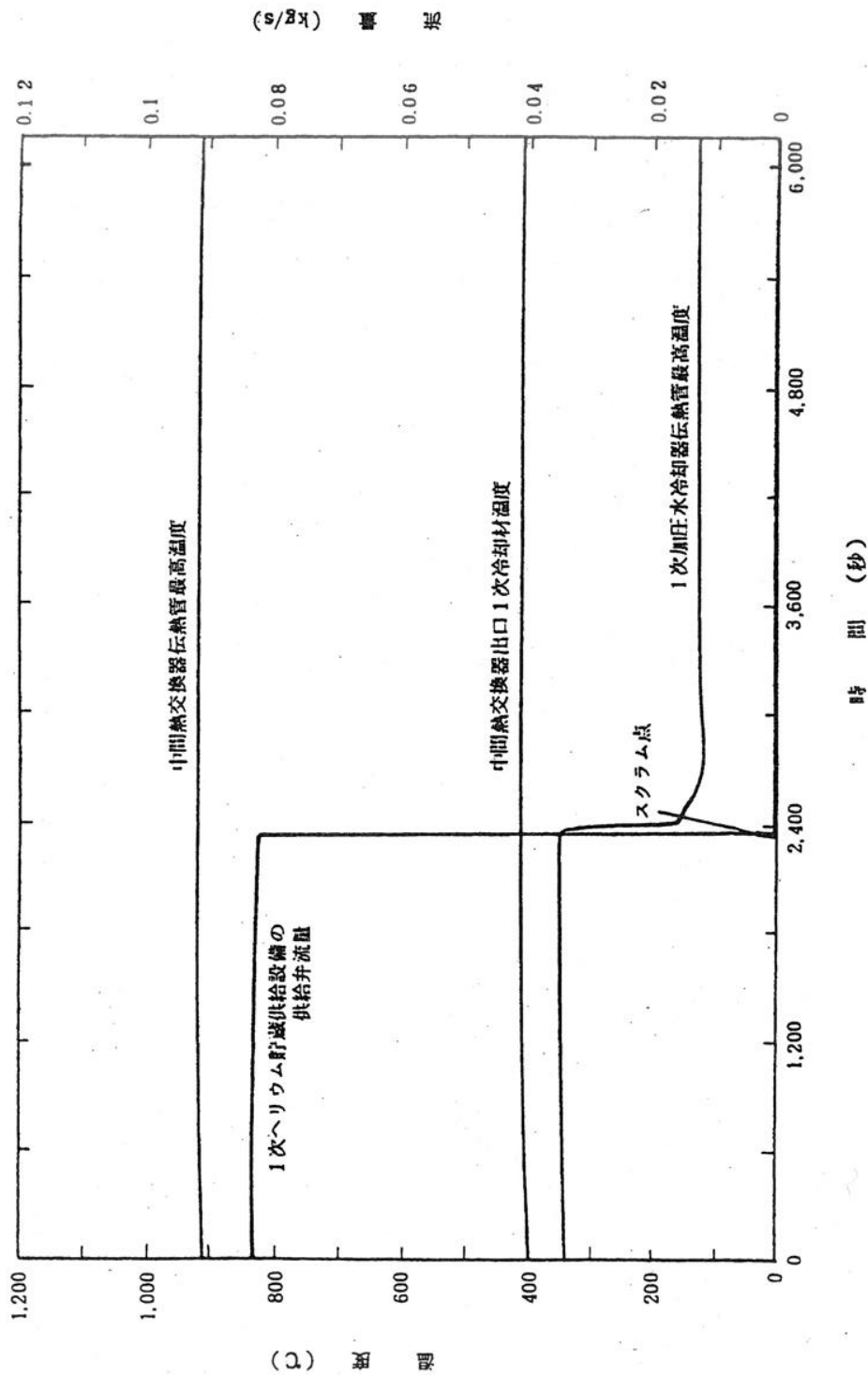
第2.5.4図 1次冷却材流量の増大
(1次加圧水冷却器用1次へりウム循環機の回転数上昇)(2)



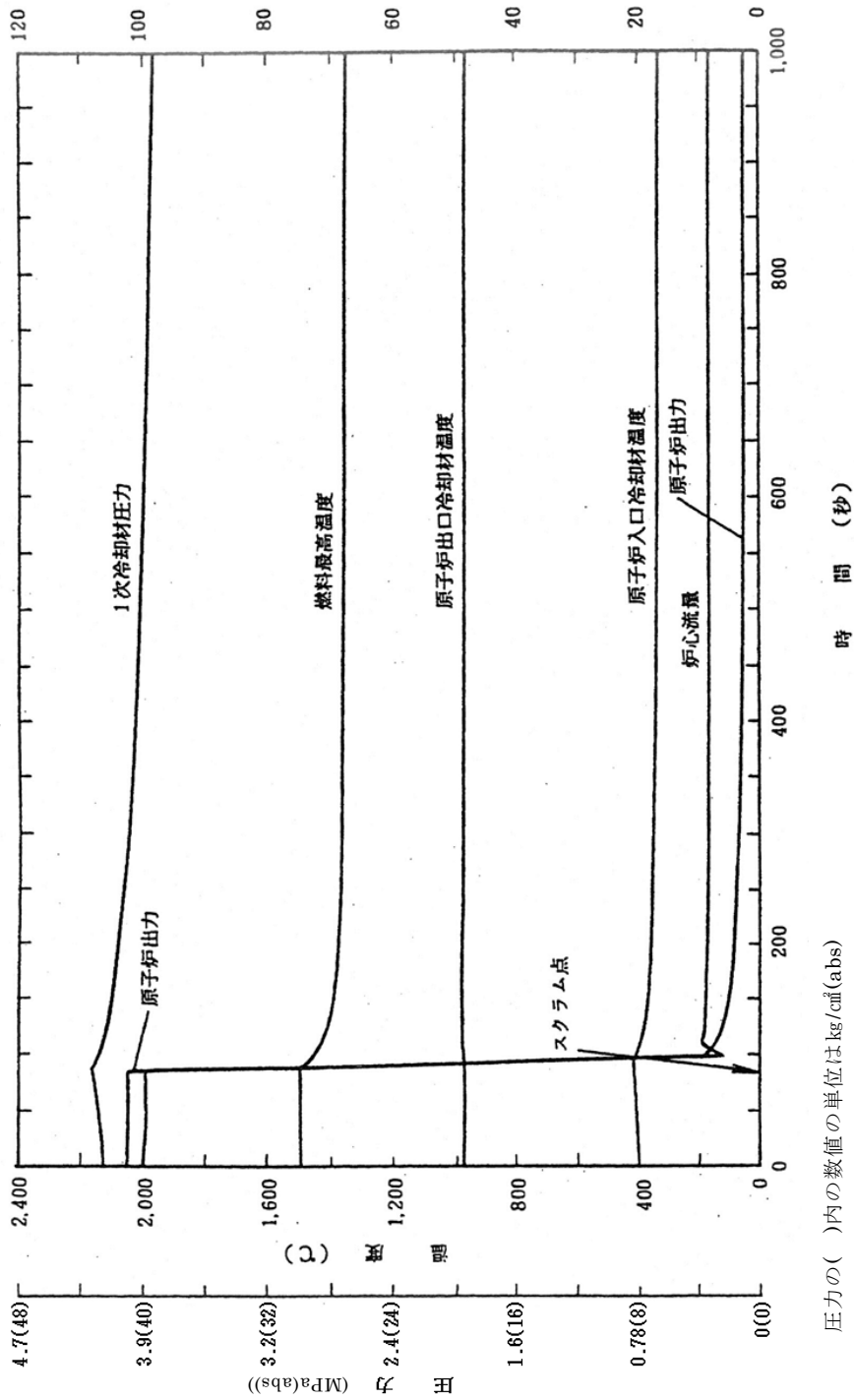
第2.5.5図 1次冷却材流量の増大
(1次へリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(1)



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)

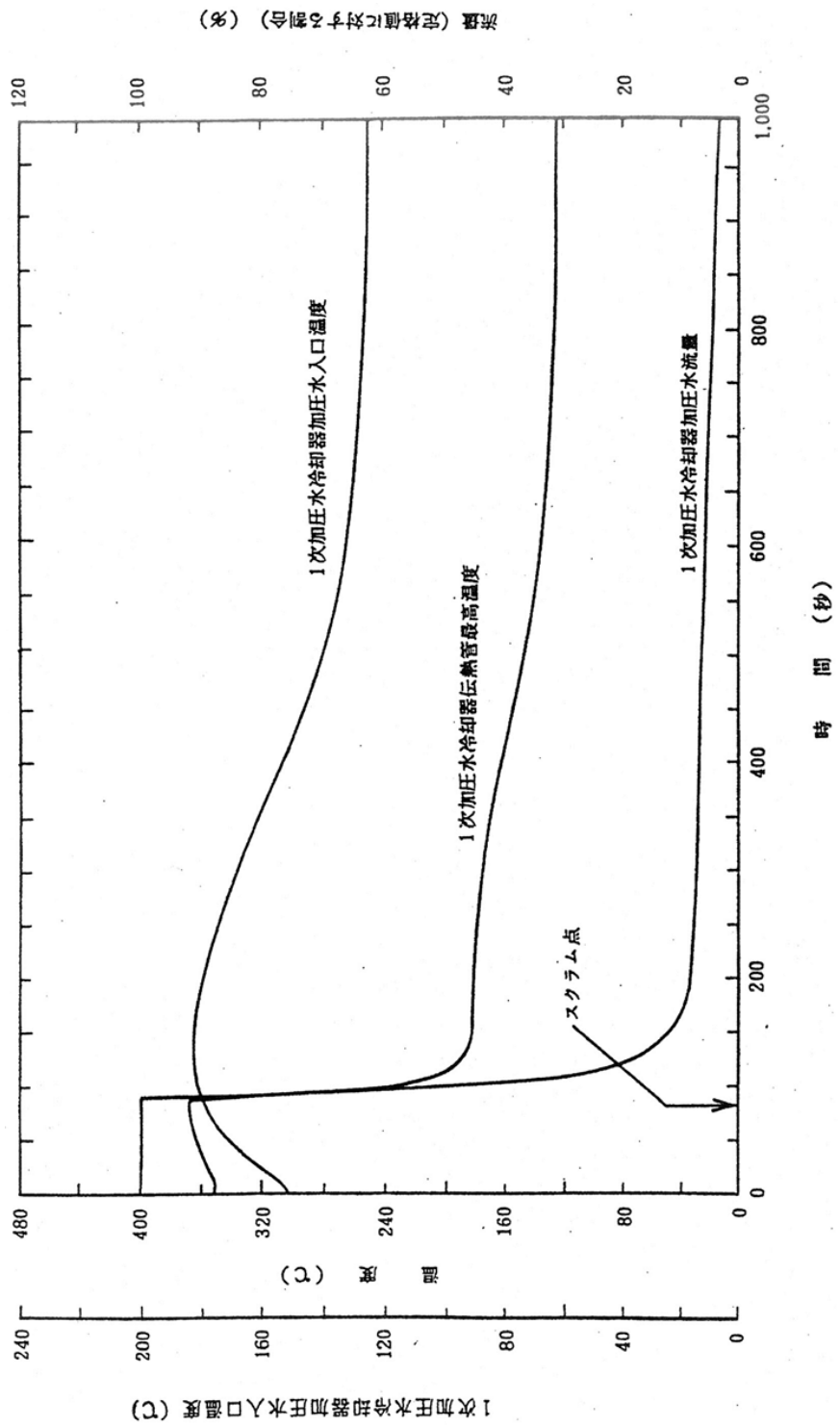


第2.5.7図 1次冷却材流量の増大
(1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開)(3)

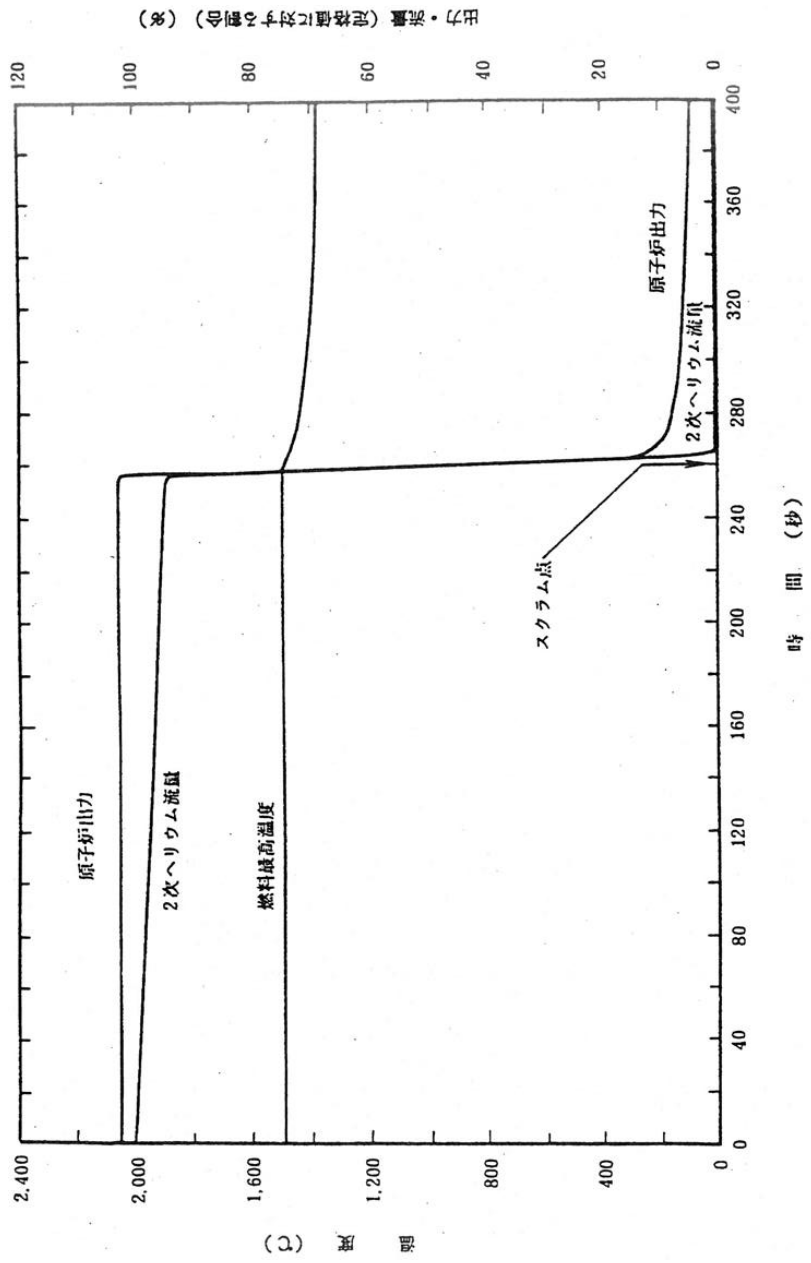


(%) (中絶による過渡現象) 横軸・七五

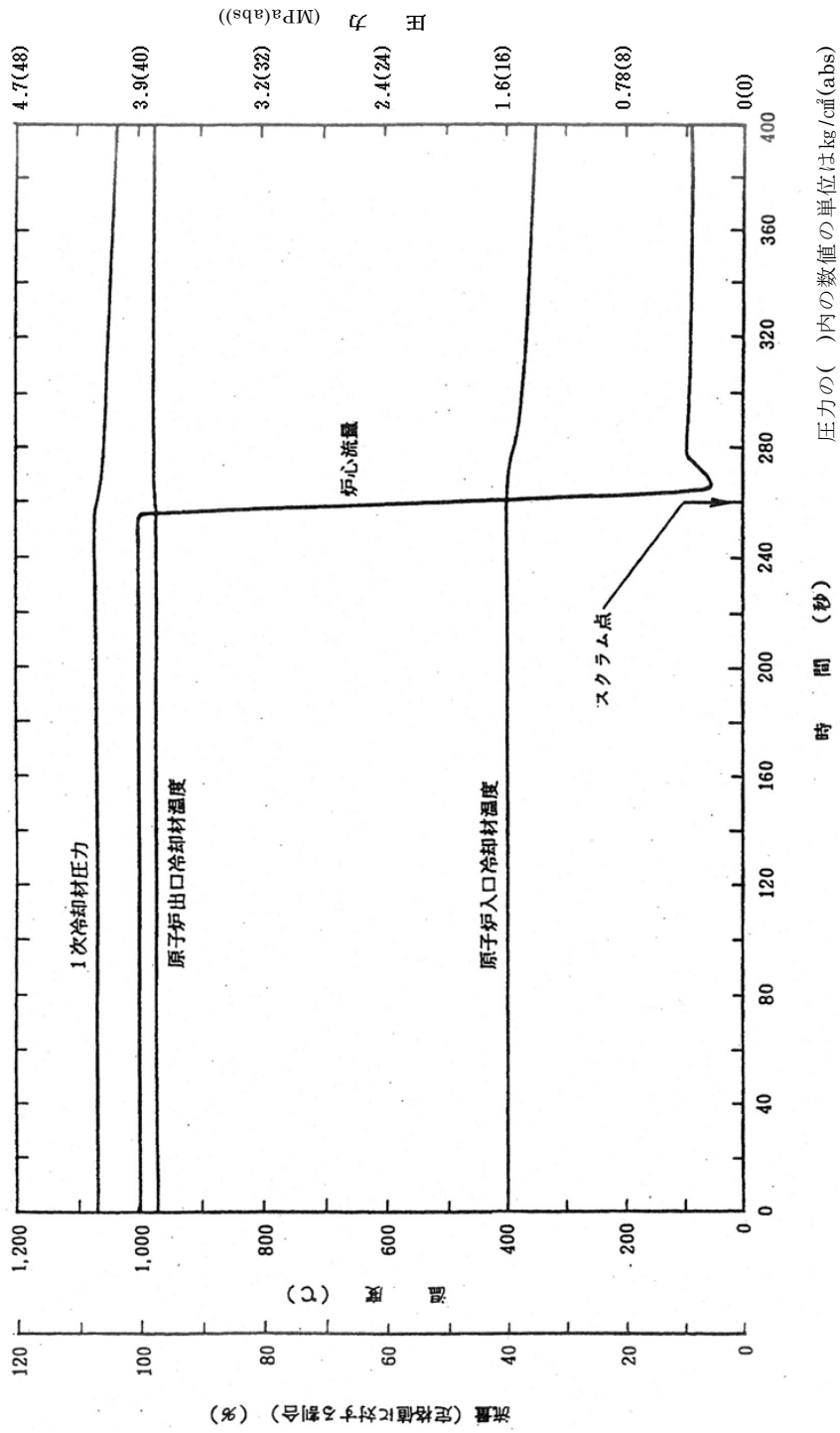
第2.6.1図 2次冷却設備の除熱量の減少
(加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転)(1)



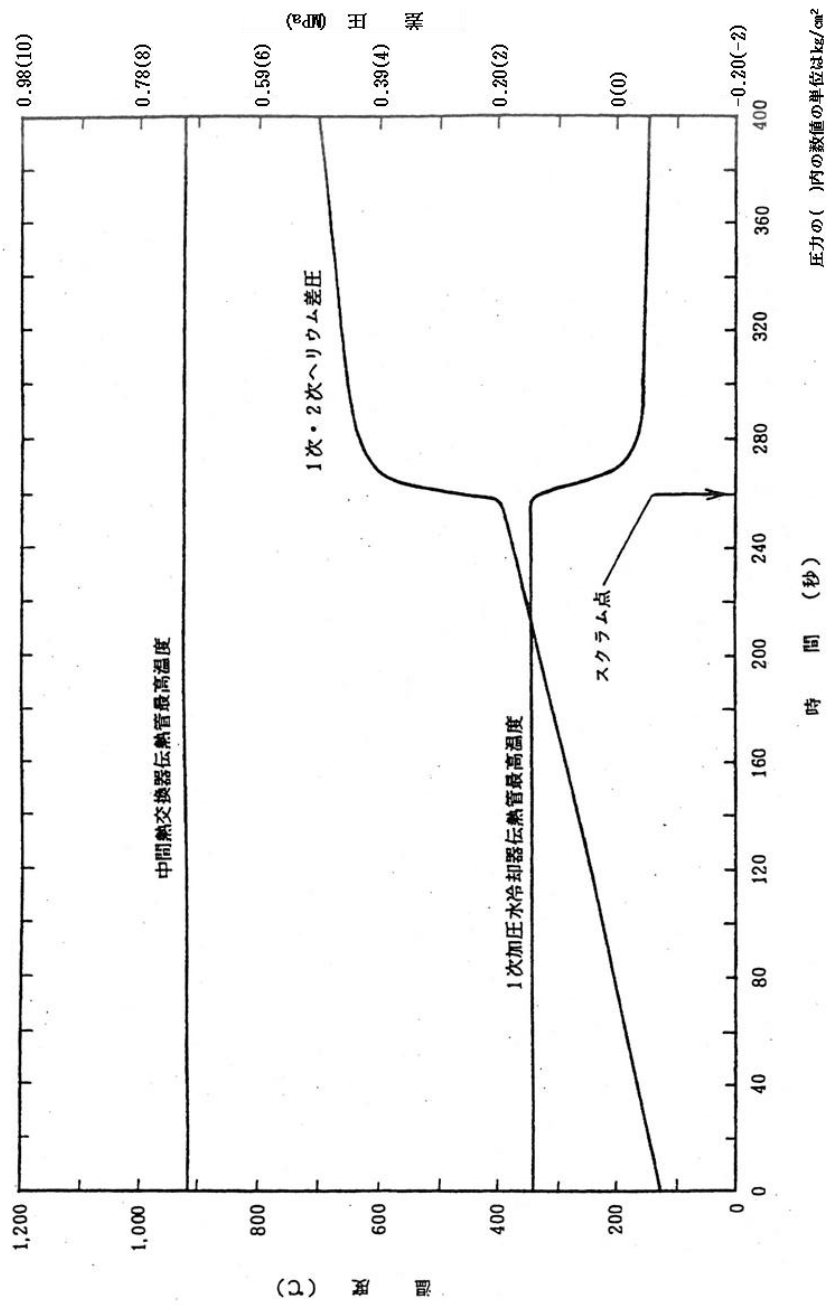
第2.6.2図 2次冷却設備の除熱量の減少
(加圧水空冷冷却器のバイパス流量調節弁の誤開 - 単独運転)(2)



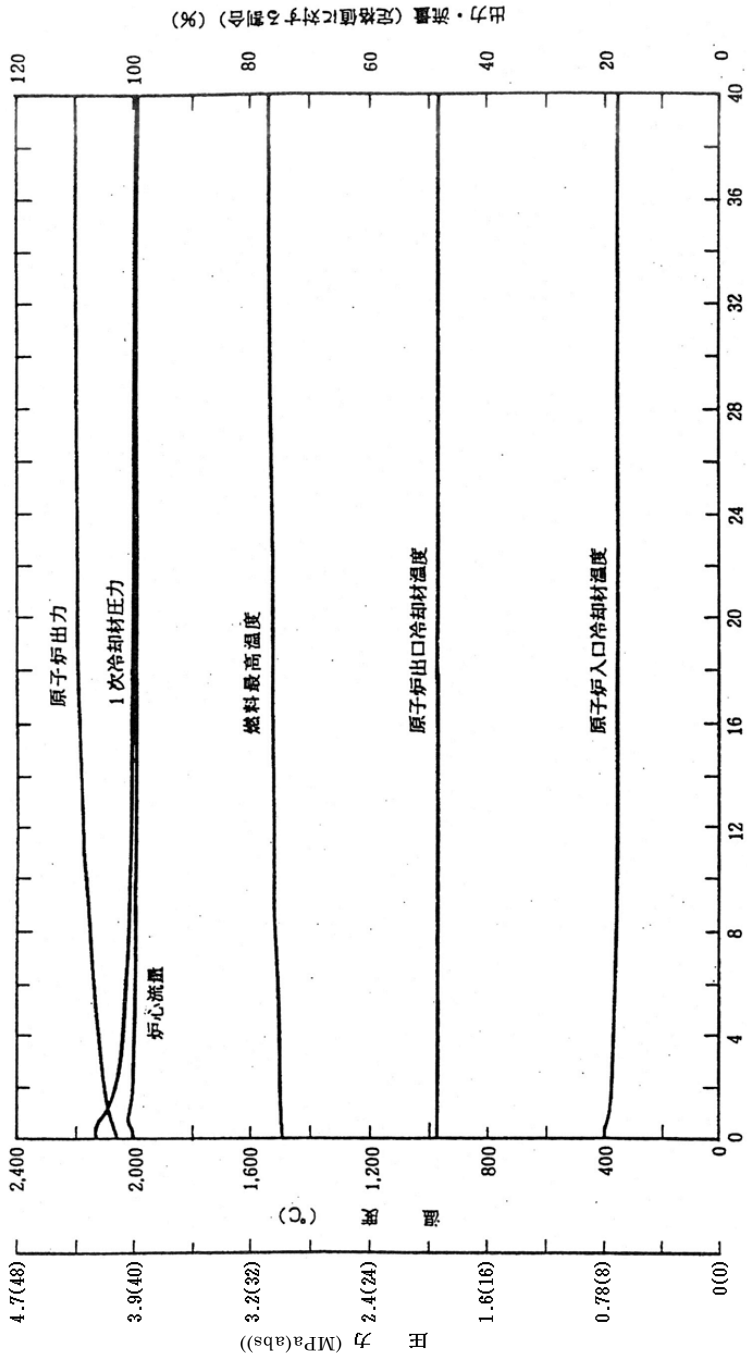
第2.6.3図 2次冷却設備の除熱量の減少
(2次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(1)



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)



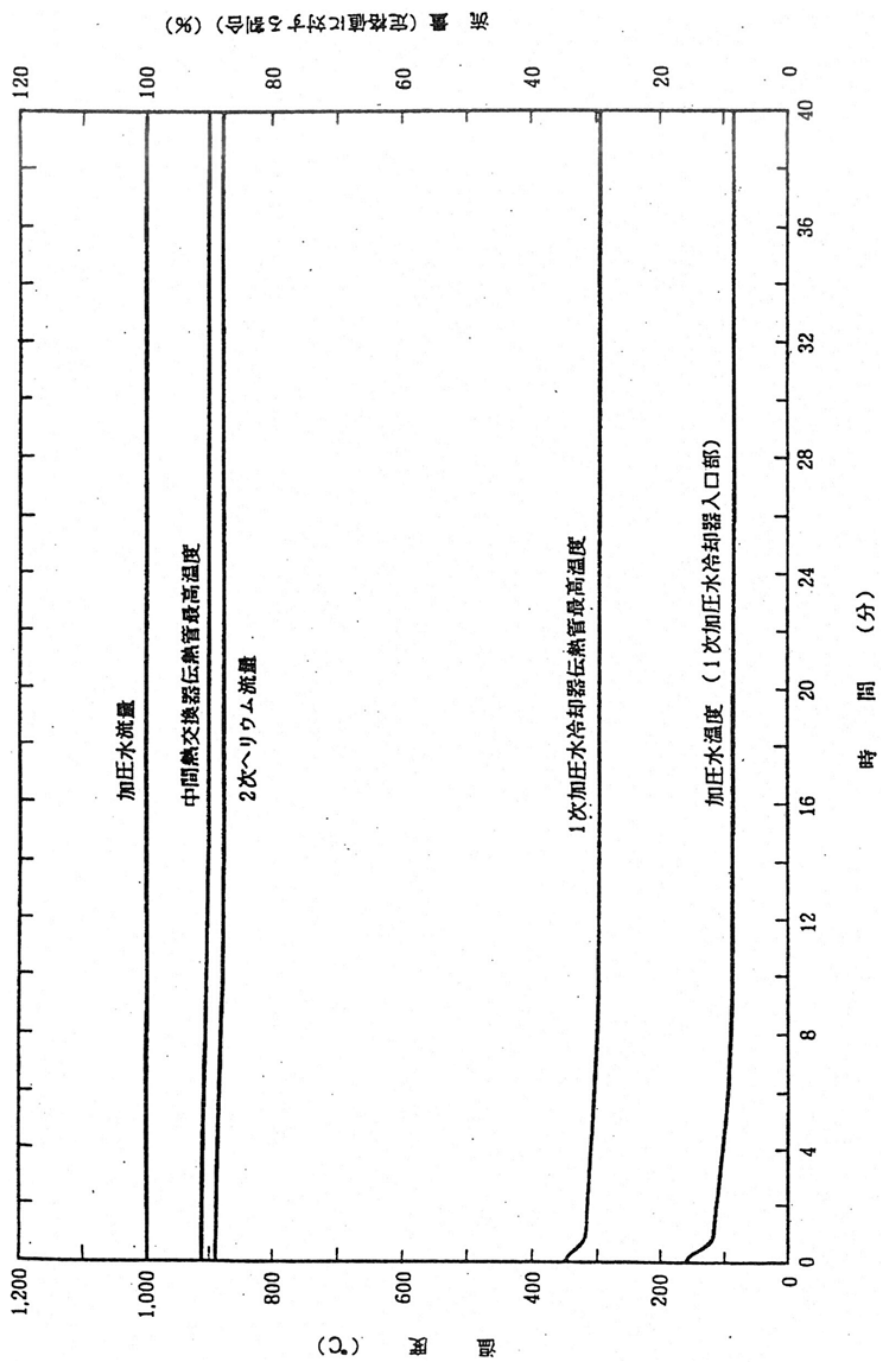
第2.6.5図 2次冷却設備の除熱量の減少
(2次へリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開)(3)



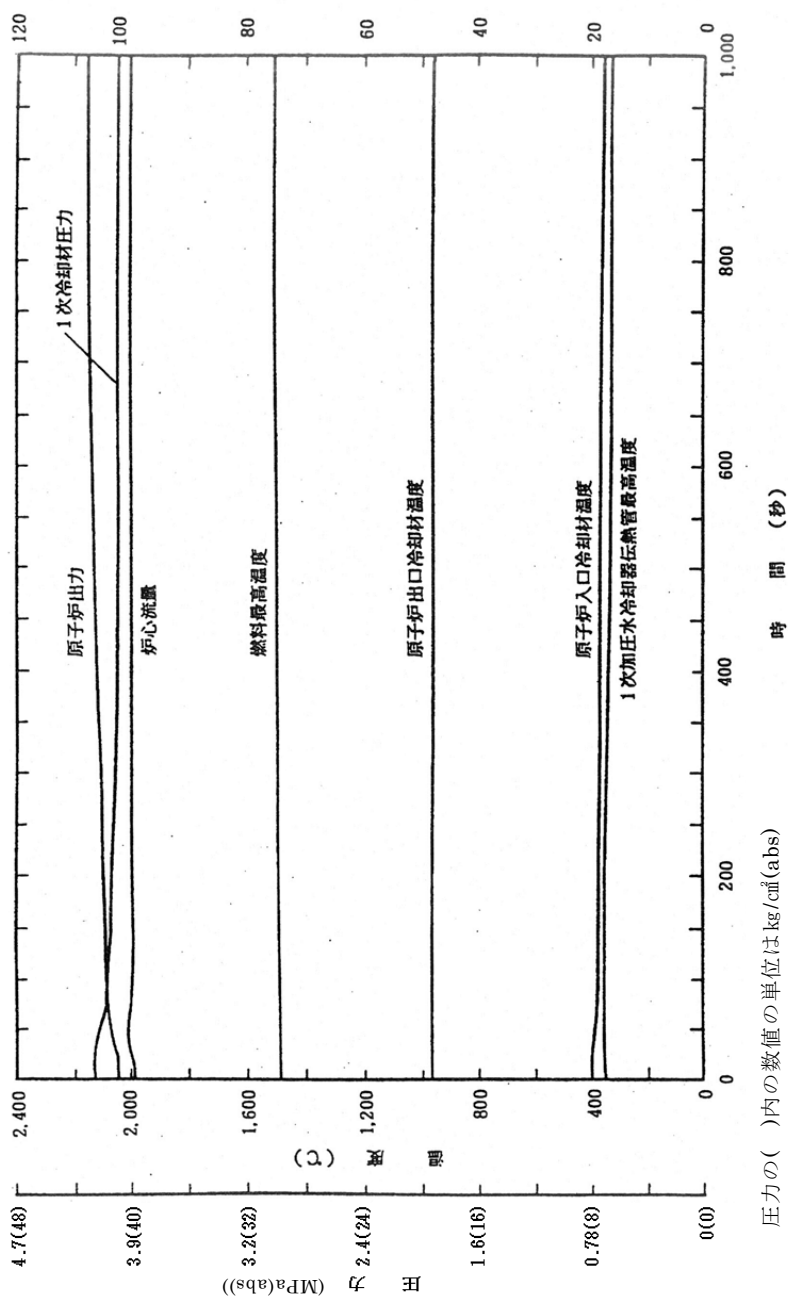
圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

時間 (分)

第2.7.1図 2次冷却設備の除熱量の増大
(並列運転)(1)

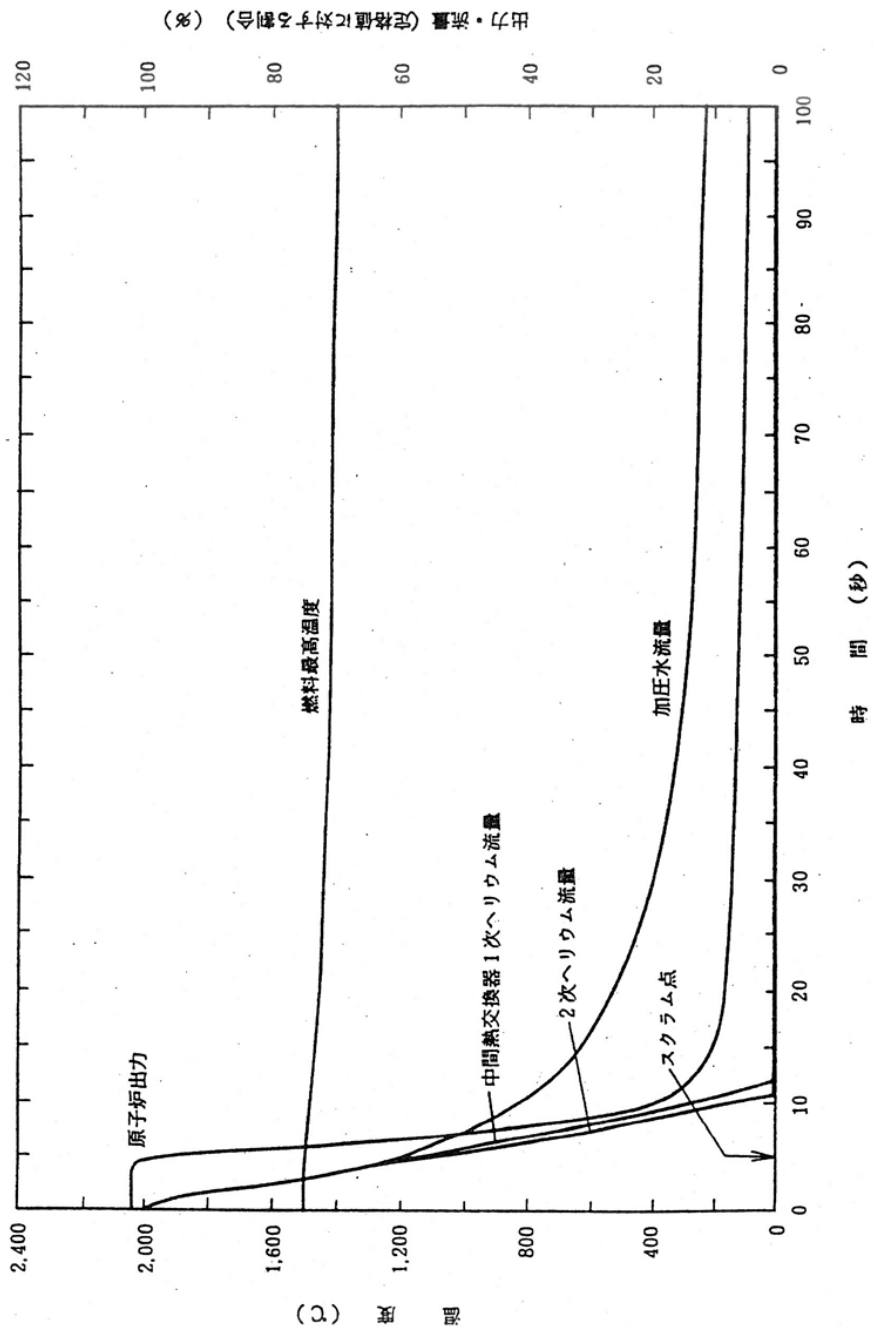


第2.7.2.2図 2次冷却設備の除熱量の増大 (並列運転)(2)

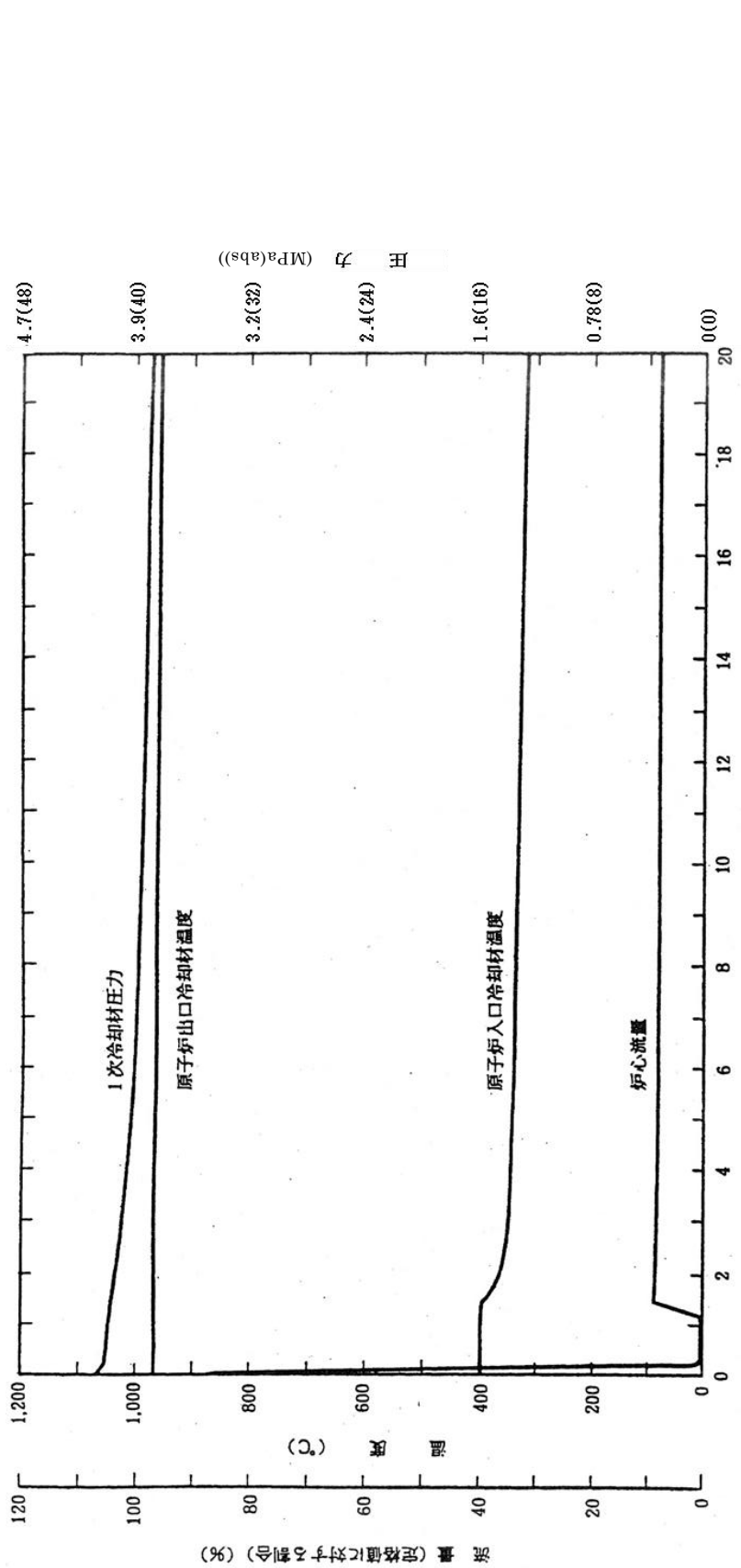


(※) (0.4 MPa以上に達しない) 運転・7.5

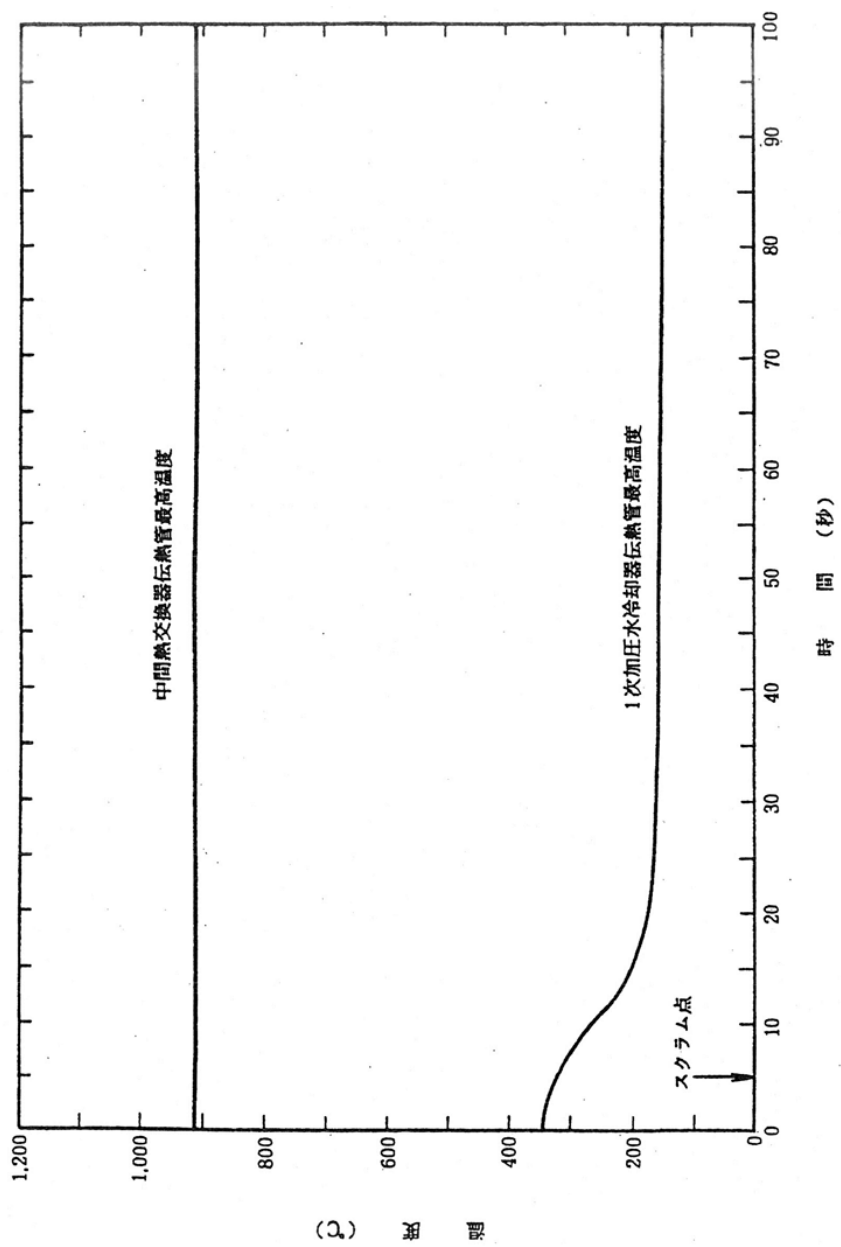
第2.7.3図 2次冷却設備の除熱量の増大 (単独運転)



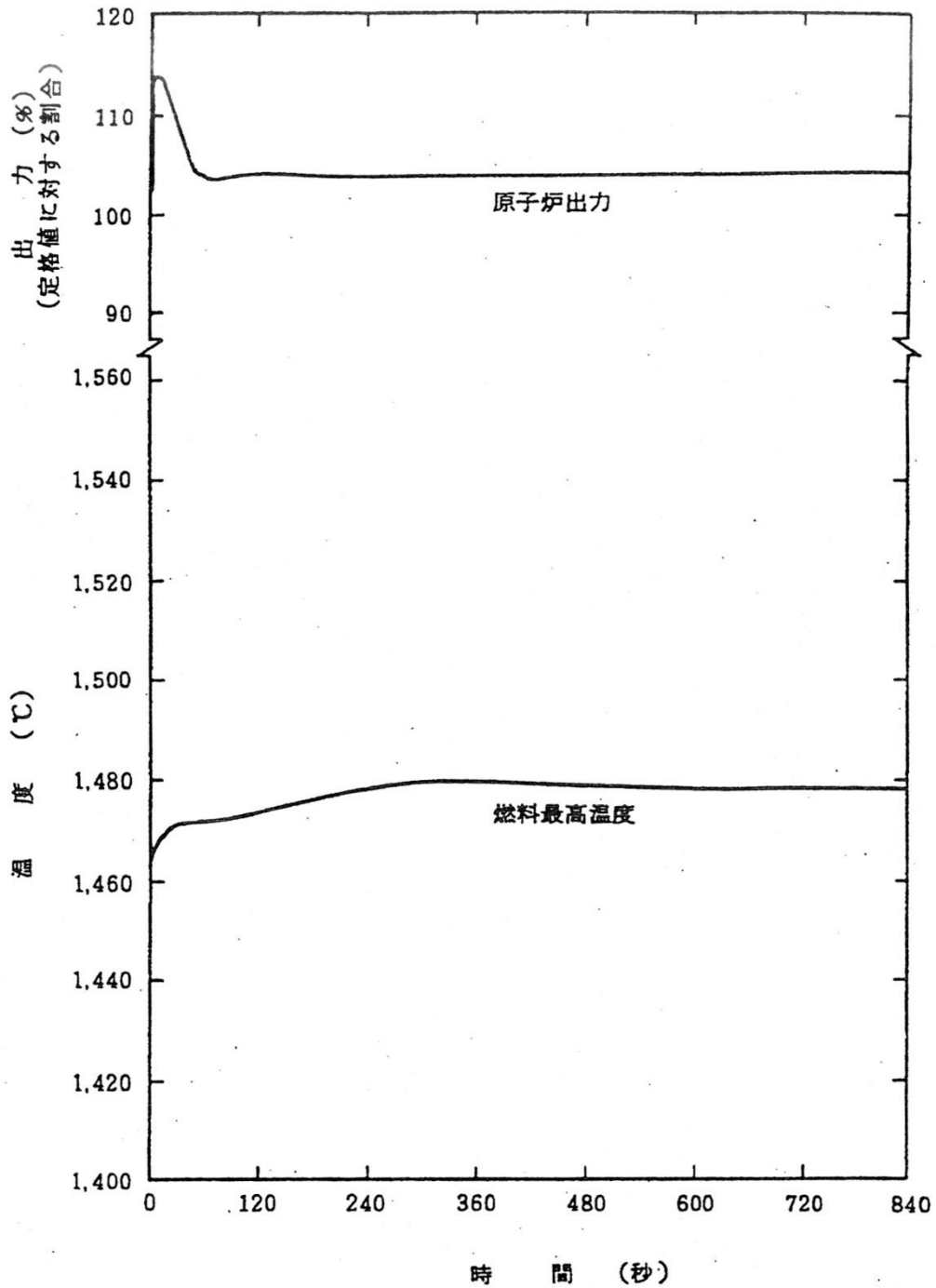
第2.8.1図 商用電源喪失(1)



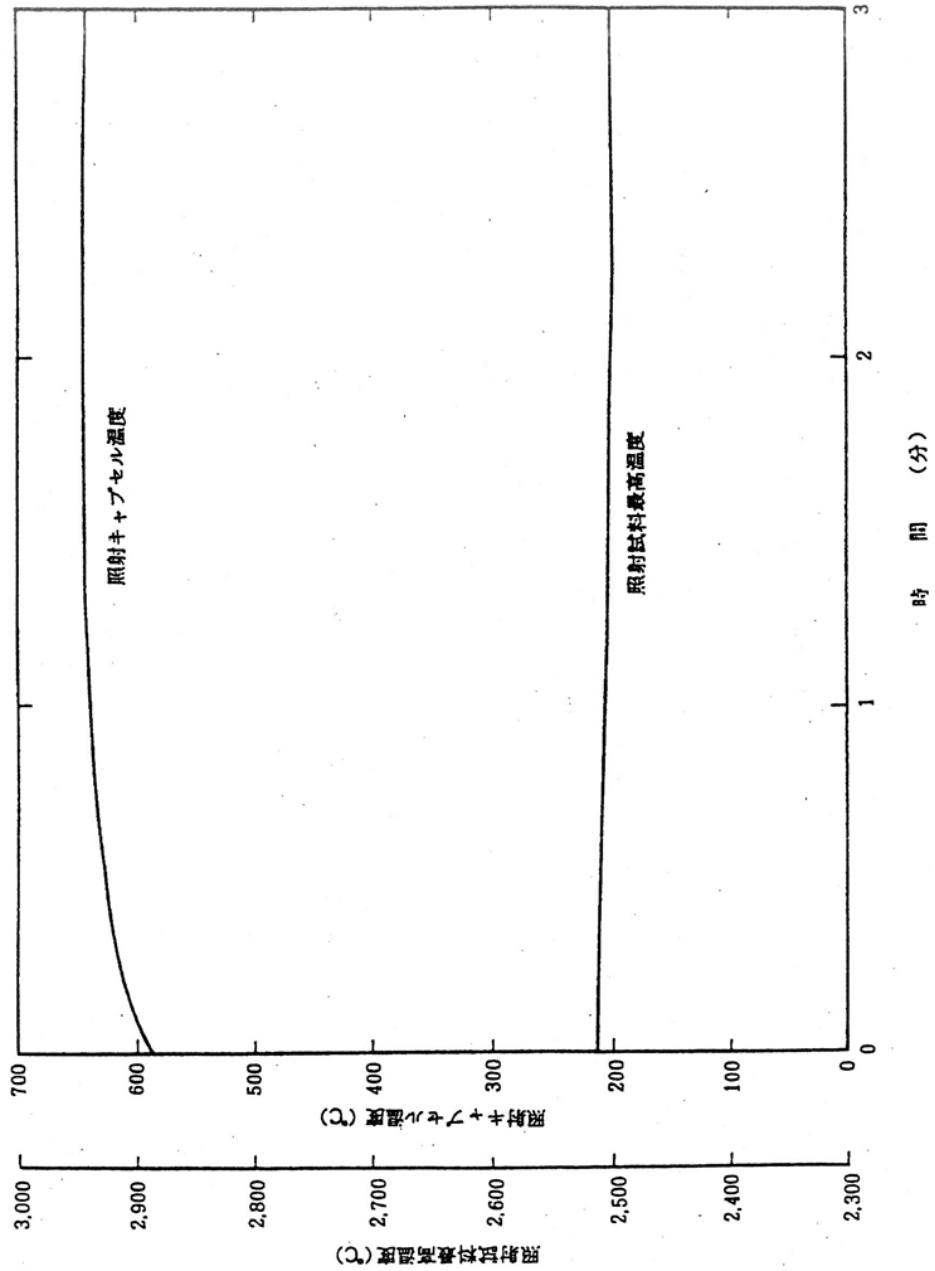
第2.8.2図 商用電源喪失(2) 圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)



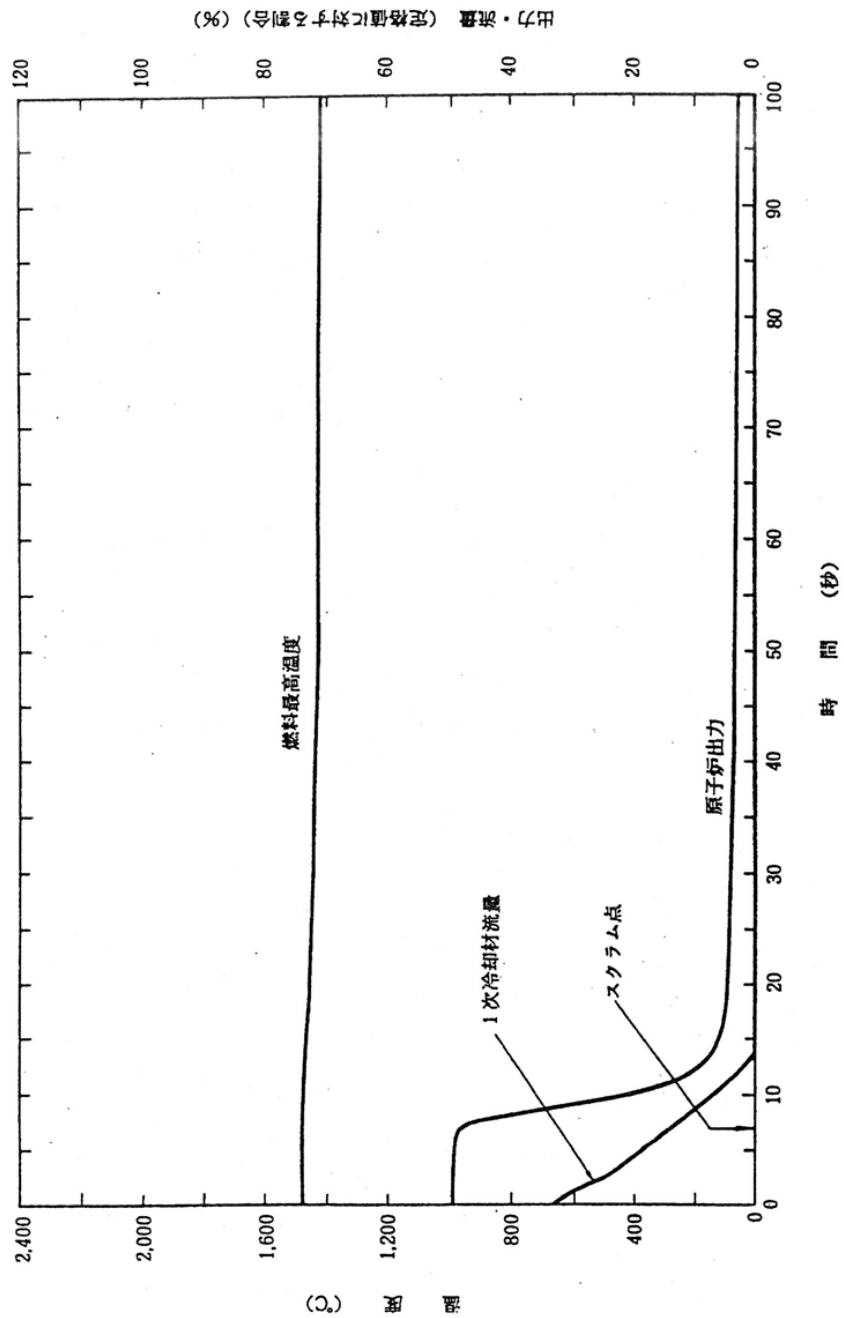
第2.8.3図 商用電源喪失 (3)



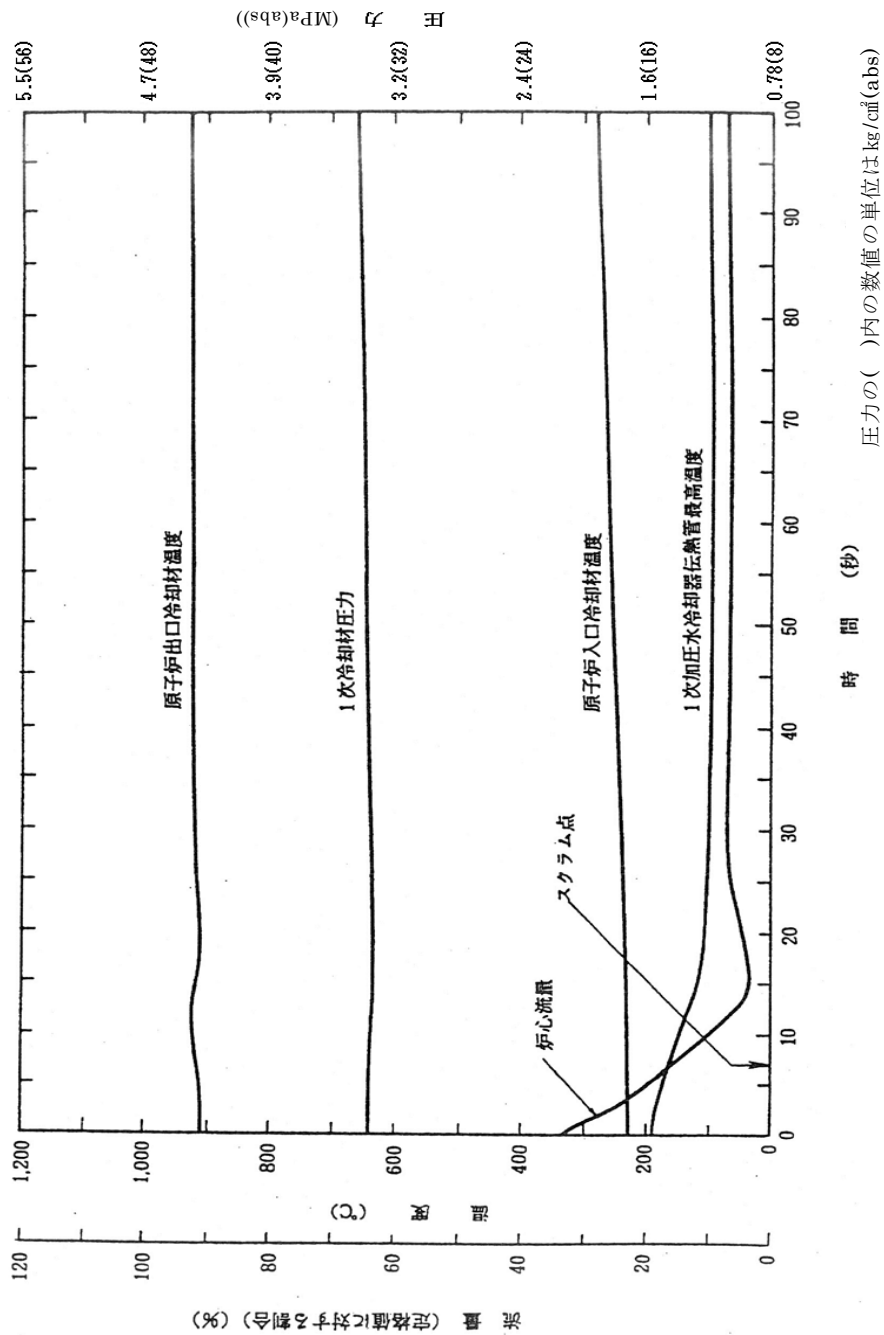
第 2.9.1 図 照射試料及び実験設備の異常
(照射試料の移動による反応度添加)



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)

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℃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℃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。⁽¹⁾
- 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/cm² (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/cm²(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/cm²(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、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、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 0.46MPa (abs) (約 4.7kg/cm^2 (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°C 、1,000 秒後に 100°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°C まで上昇する。また、コンクリートの温度は約 100°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压力容器内へ侵入し、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、原子炉压力容器内と原子炉压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压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様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(56m³/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 γ 線及び直接 γ 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、希ガス及びびよう素からの γ 線の外部被ばくによる実効線量及び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 γ 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 γ 線が空気により散乱された結果生ずるスカイシャイン γ 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 γ 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(χ/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(χ/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びよう素からの γ 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_{γ} : γ 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_{γ} : 希ガス及びびよう素の γ 線換算放出量 (MeV・Bq)

[放出量(Bq) × γ 線実効エネルギー(MeV) ⁽²⁾]

(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⁽³⁾⁽⁴⁾ (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⁽³⁾⁽⁴⁾ (m³/h)

小児(1才)1日平均の呼吸率 M_C は5.16m³/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、0.31m³/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、0.31m³/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)

(χ/Q) : 相対濃度 (h/m³)

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。

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

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

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

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⁻¹)
- E : γ 線のエネルギー (MeV)
- λ : 崩壊定数 (s⁻¹)
- 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

ブ係数を乗じて、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。

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

ただし、

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

ここに、

- H_s : 評価点におけるスカイシャインγ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γ線エネルギー強度 (MeV/m²)
- $S(E)$: 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/m²))
- μ_i : 線源エネルギーEにおける物質iの線減衰係数 (m⁻¹)
- μ'_l : 散乱エネルギーE'における物質lの線減衰係数 (m⁻¹)
- X_j : 領域jの通過距離 (m)
- X_m : 領域mの通過距離 (m)
- ρ : 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 (m³)
- N : 空気中の電子数密度 (m⁻³)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m²)

θ : 散乱角 (sr)

$B(E', b)$: 散乱エネルギー E' の γ 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 γ 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 γ 線が、原子炉建家の壁を透過して評価点に至る直接 γ 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 γ 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。

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

ここに、

H_d : 直接 γ 線による実効線量 (Sv)

$K_2(E)$: エネルギー E の γ 線に対する空気カーマへの換算係数
(Gy \cdot m³ / MeV)

S_v : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV / m³)

r : 線源点から評価点までの距離 (m)

$F(b)$: γ 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 ($= \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$)

μ_i : i 番目の物質の線減衰係数 (m⁻¹)

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 γ 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 γ 線の外部被ばく	約 $3.5 \times 10^{-8} \text{Sv}$
スカイシャイン γ 線の外部被ばく	約 $1.6 \times 10^{-3} \text{Sv}$
直接 γ 線の外部被ばく	約 $7.0 \times 10^{-6} \text{Sv}$
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 $1.4 \times 10^{-6} \text{Sv}$

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 $1.7 \times 10^{-3} \text{Sv}$ 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・加圧水差压低」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・加圧水差压低」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/cm²(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(56m³/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γ線の外部被ばく	約 3.6×10 ⁻⁵ Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 5.7×10 ⁻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 9.3×10⁻⁵Sv 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 γ 線の外部被ばく	約 2.1×10^{-6} Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.6×10^{-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 1.8×10^{-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}I 等価実効線量換算) (約 15g の 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}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 γ 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°C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°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。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°C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/cm²(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压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、原子炉压力容器内と原子炉压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压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 3.4×10^{-8} Sv
スカイシャインγ線の外部被ばく	約 7.2×10^{-4} Sv
直接γ線の外部被ばく	約 4.8×10^{-6} Sv
よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.3×10^{-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 7.3×10^{-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}I	1.6×10^{-7}
^{132}I	2.3×10^{-9}
^{133}I	4.1×10^{-8}
^{134}I	6.9×10^{-10}
^{135}I	8.5×10^{-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 γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 3.8×10^7	約 3.0×10^{11}
^{131}I	4.9×10^6	2.4×10^{11}
^{132}I	1.8×10^6	6.1×10^8
^{133}I	5.0×10^6	2.0×10^{10}
^{134}I	2.0×10^6	5.8×10^7
^{135}I	3.6×10^6	2.7×10^9

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 γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 3.7×10^{12}	約 3.9×10^{13}
^{131}I	4.0×10^9	1.1×10^{10}
^{132}I	1.4×10^9	1.9×10^9
^{133}I	4.0×10^9	9.4×10^9
^{134}I	1.5×10^9	1.5×10^9
^{135}I	2.8×10^9	5.3×10^9

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

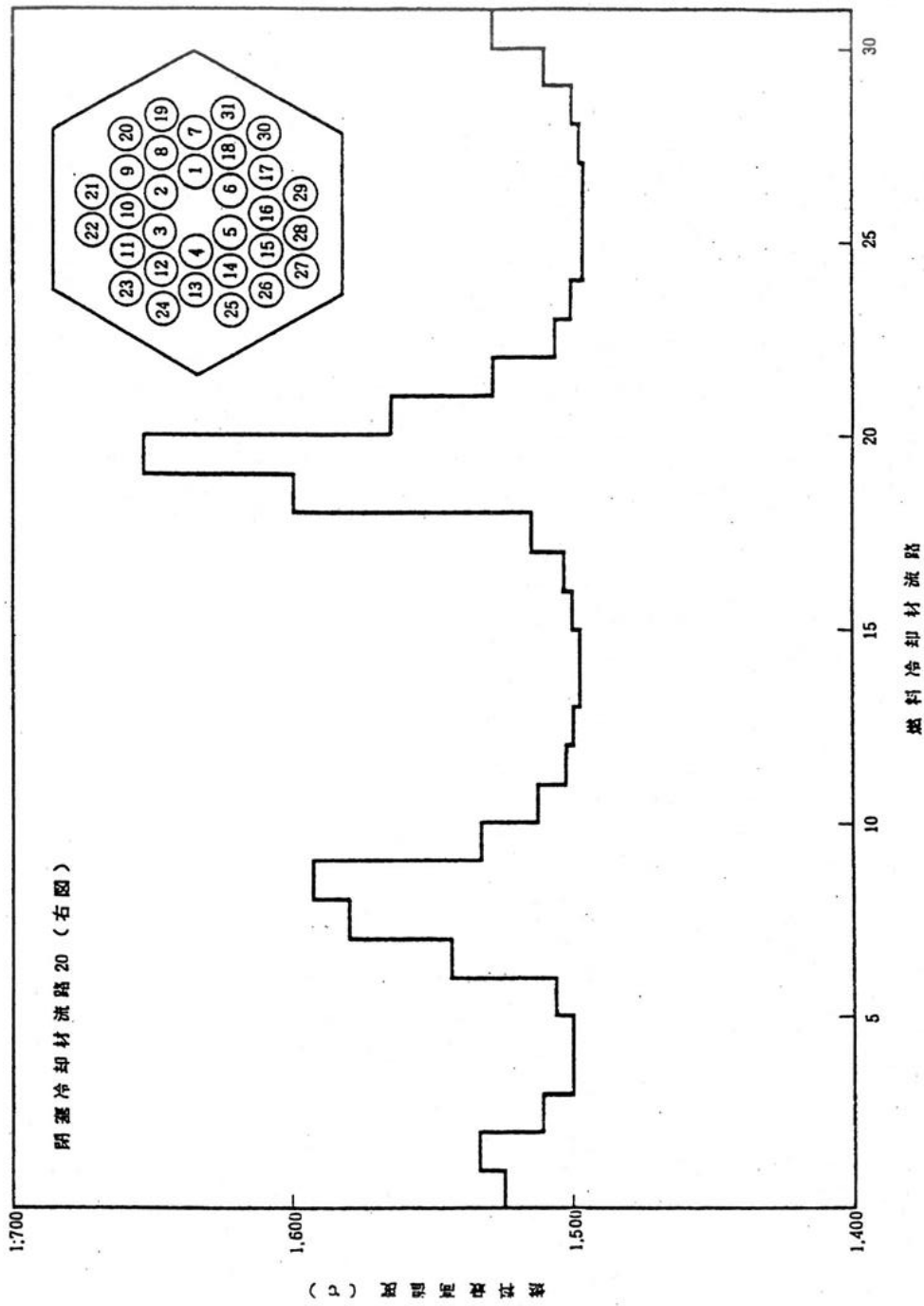
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びよう素の γ 線換算量 (MeV·Bq)	約 2.9×10^{11}
^{131}I	8.1×10^8
^{132}I	2.9×10^9
^{133}I	1.6×10^9
^{134}I	7.1×10^9
^{135}I	2.5×10^9

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

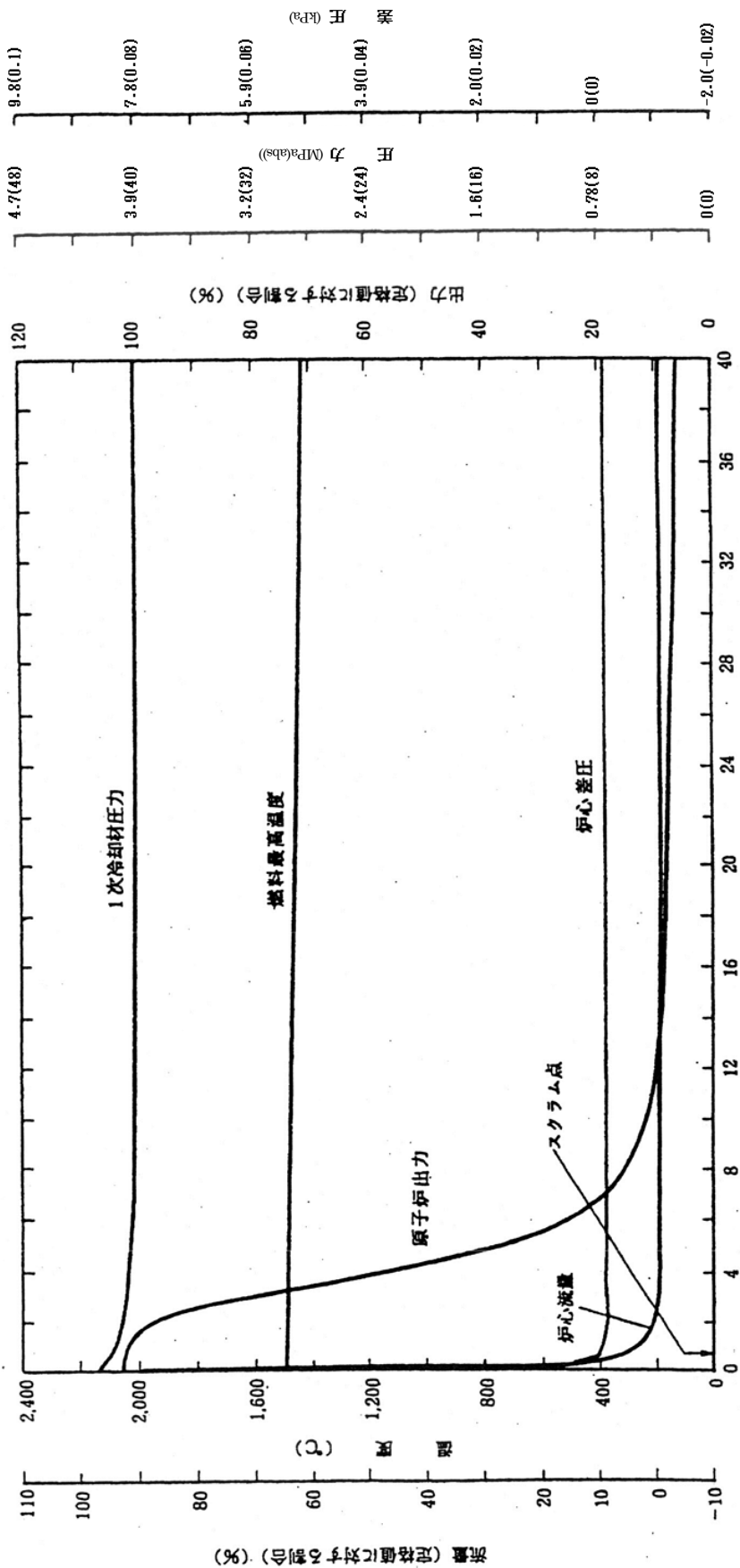
核 種	放出量 (Bq)
希ガス及びヨウ素の γ 線換算量 (MeV・Bq)	約 6.7×10^{12}
^{131}I	7.0×10^{10}
^{132}I	6.9×10^{10}
^{133}I	1.1×10^{11}
^{134}I	1.2×10^{11}
^{135}I	9.3×10^{10}

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 γ 線換算量 (MeV・Bq)	約 3.8×10^7	約 2.9×10^{11}
^{131}I	4.9×10^6	2.3×10^{11}
^{132}I	1.8×10^6	5.7×10^8
^{133}I	5.0×10^6	2.0×10^{10}
^{134}I	2.0×10^6	5.8×10^7
^{135}I	3.6×10^6	2.7×10^9

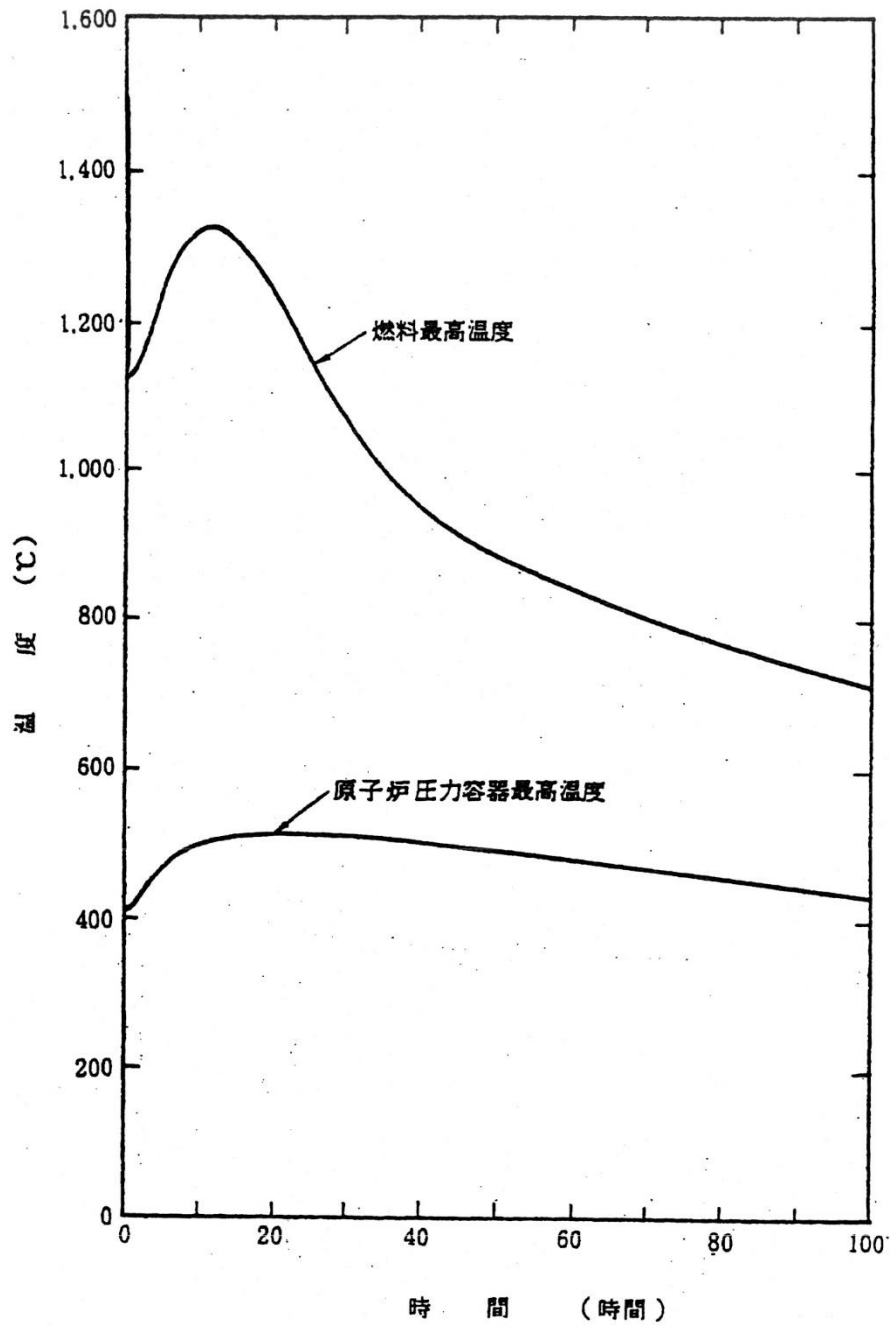


第3.2.1.1图 燃料体内冷却材流路閉塞事故

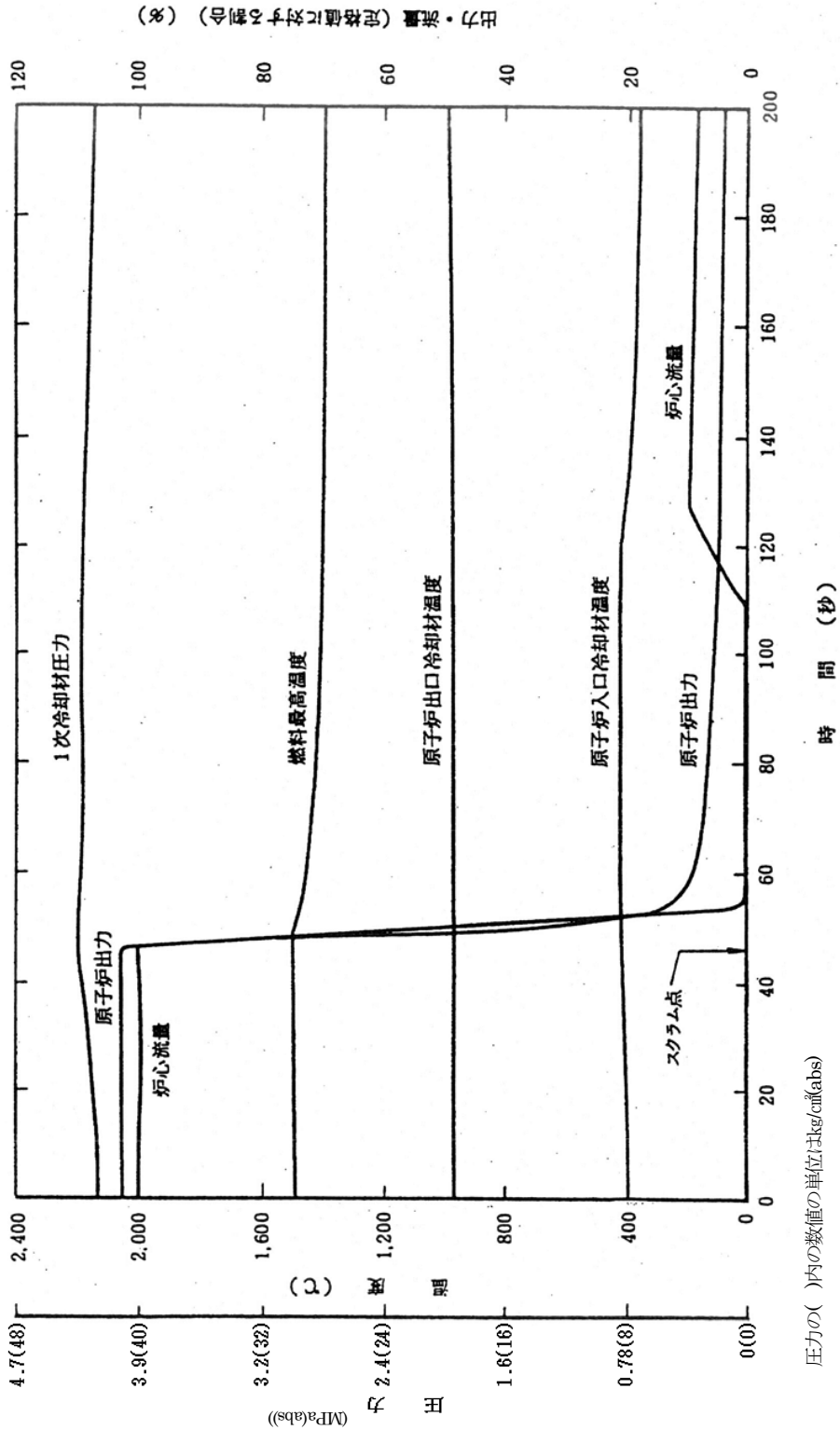


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)
 差圧の()内の数値の単位はkg/cm²

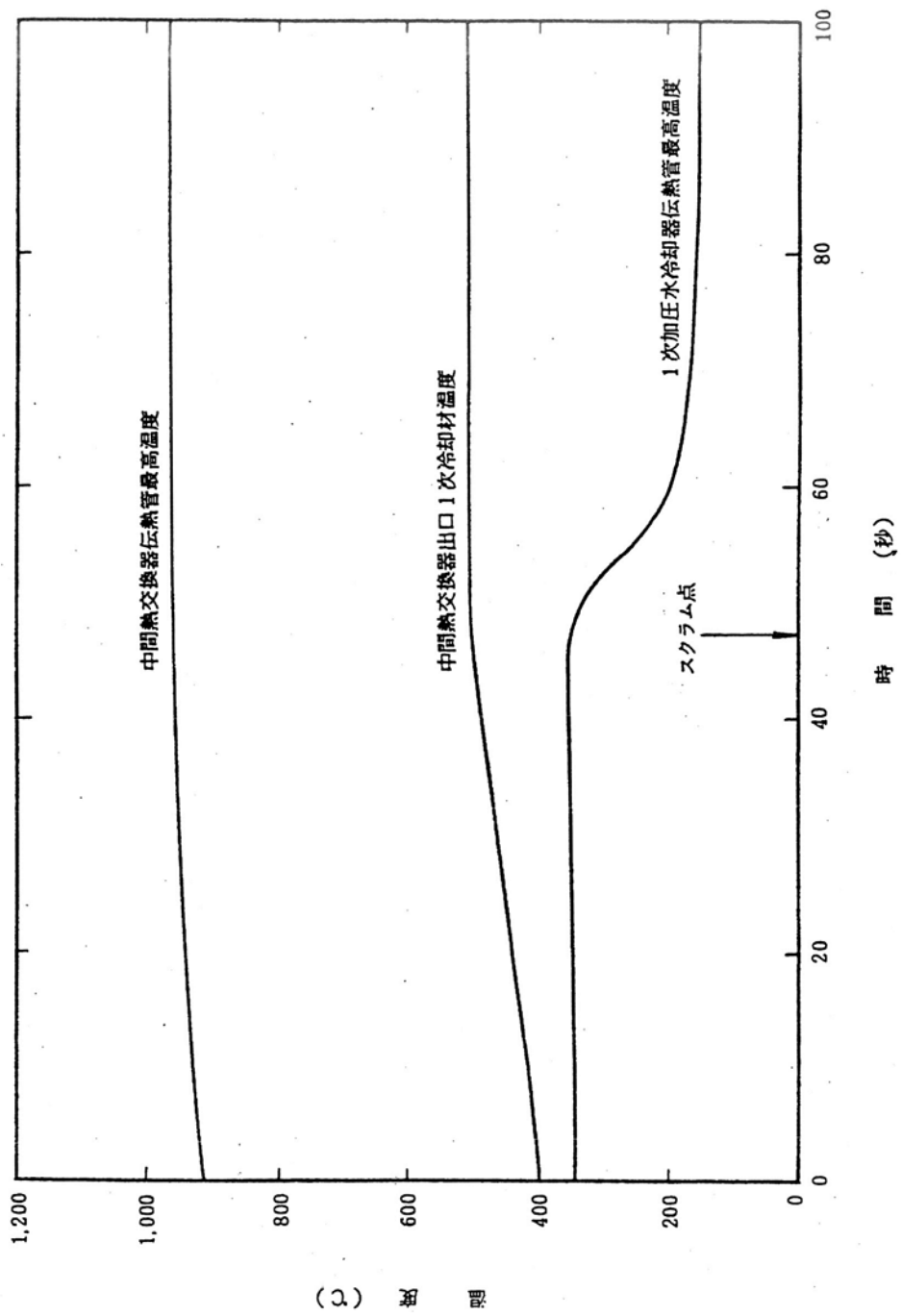
第3.3.1図 1次冷却設備二重管内管破損事故(1)



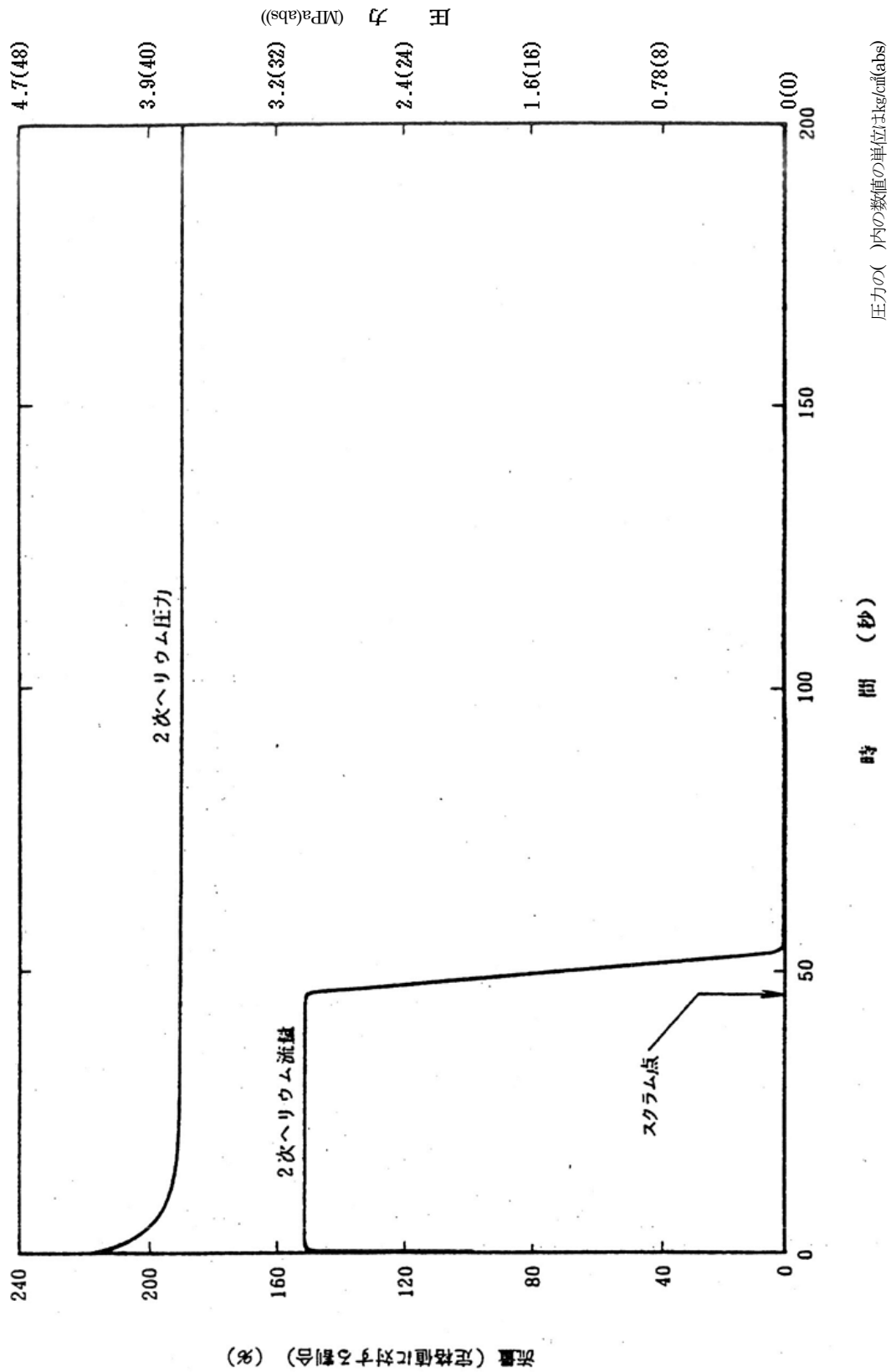
第 3.3.2 図 1 次冷却設備二重管内管破損事故(2)



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)

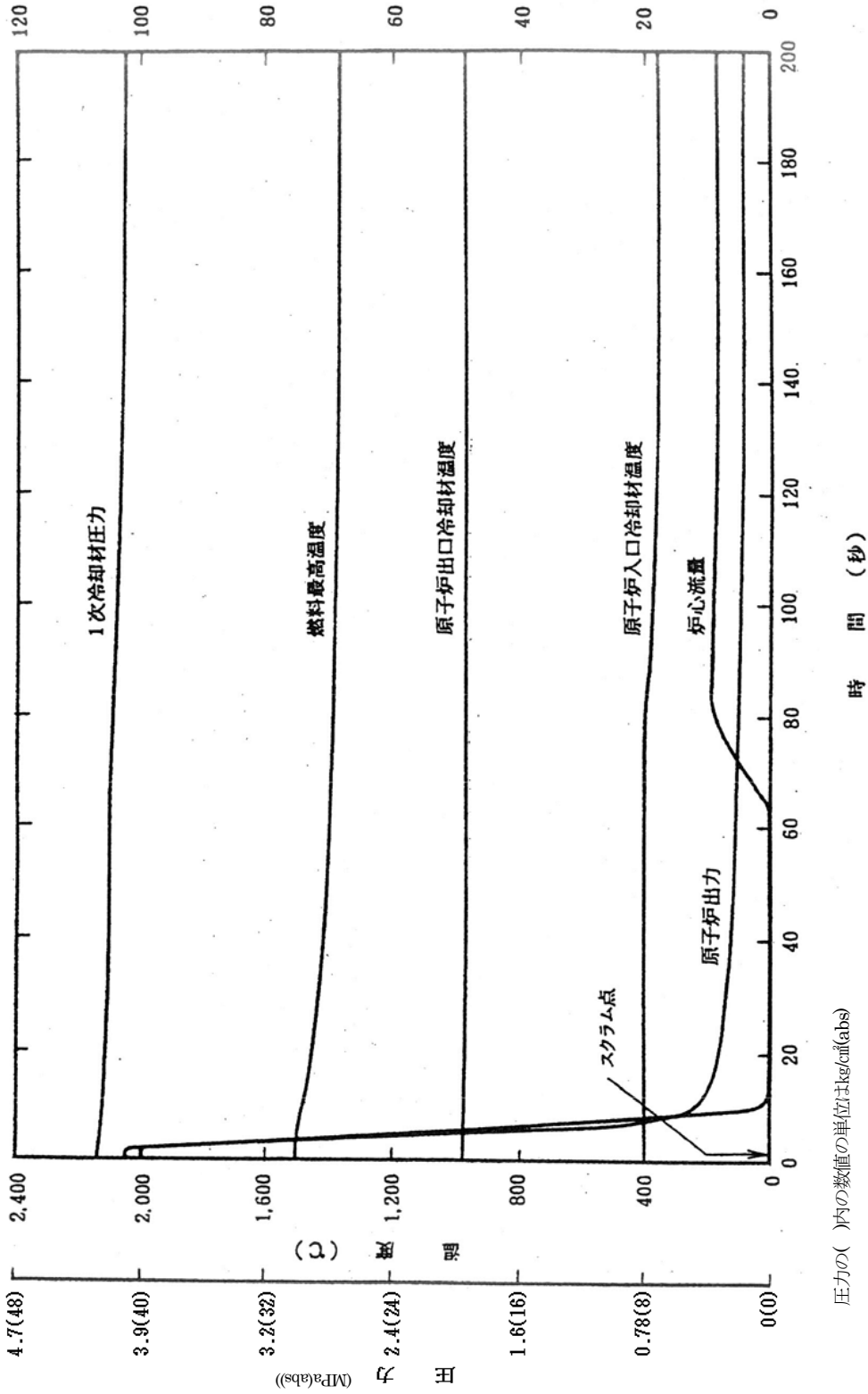


第3.4.2図 2次へリウム冷却設備二重管内管破損事故(2)



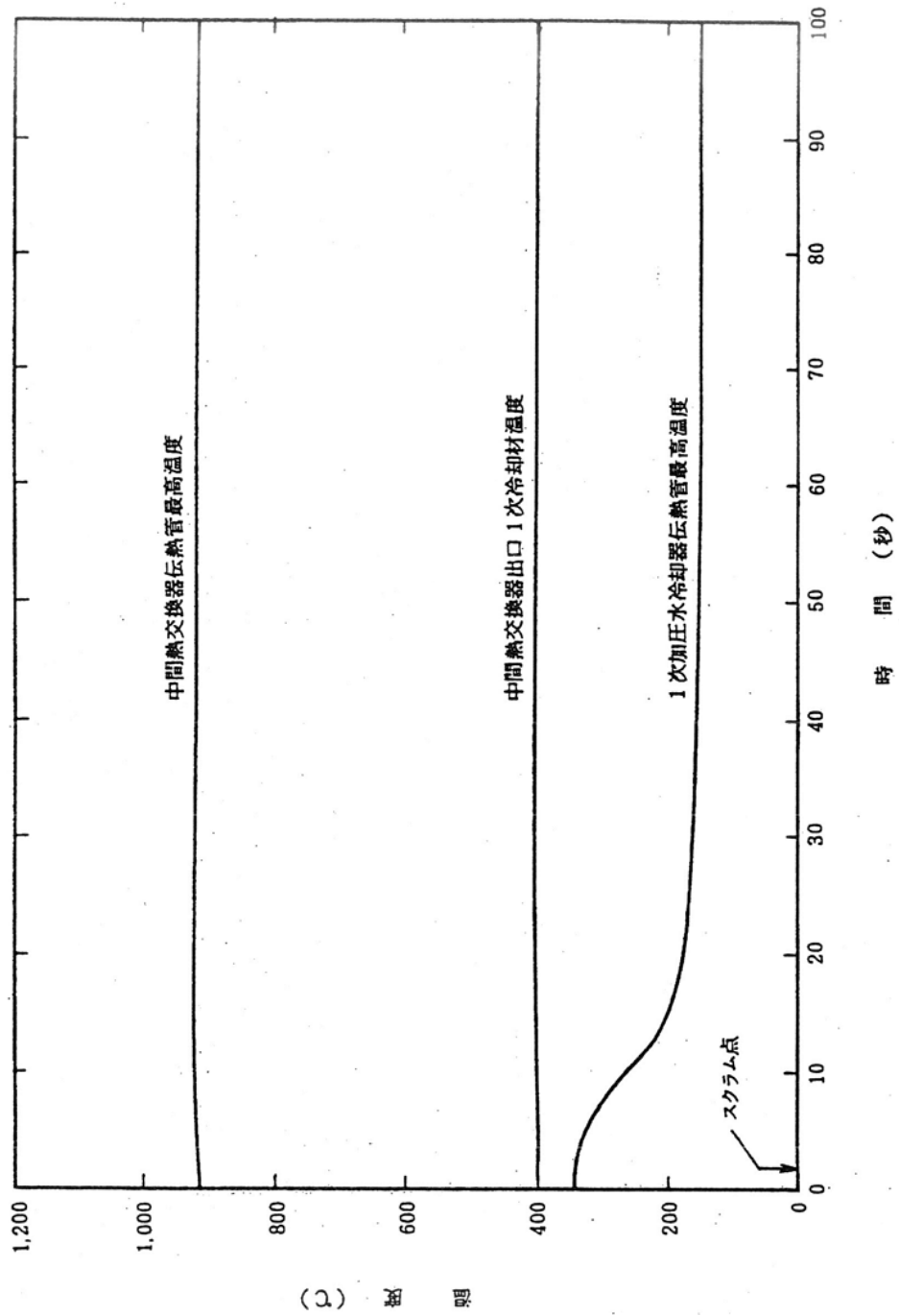
第3.4.3図 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故(3)

(8) (印紙の大きさ) 単位・凡例

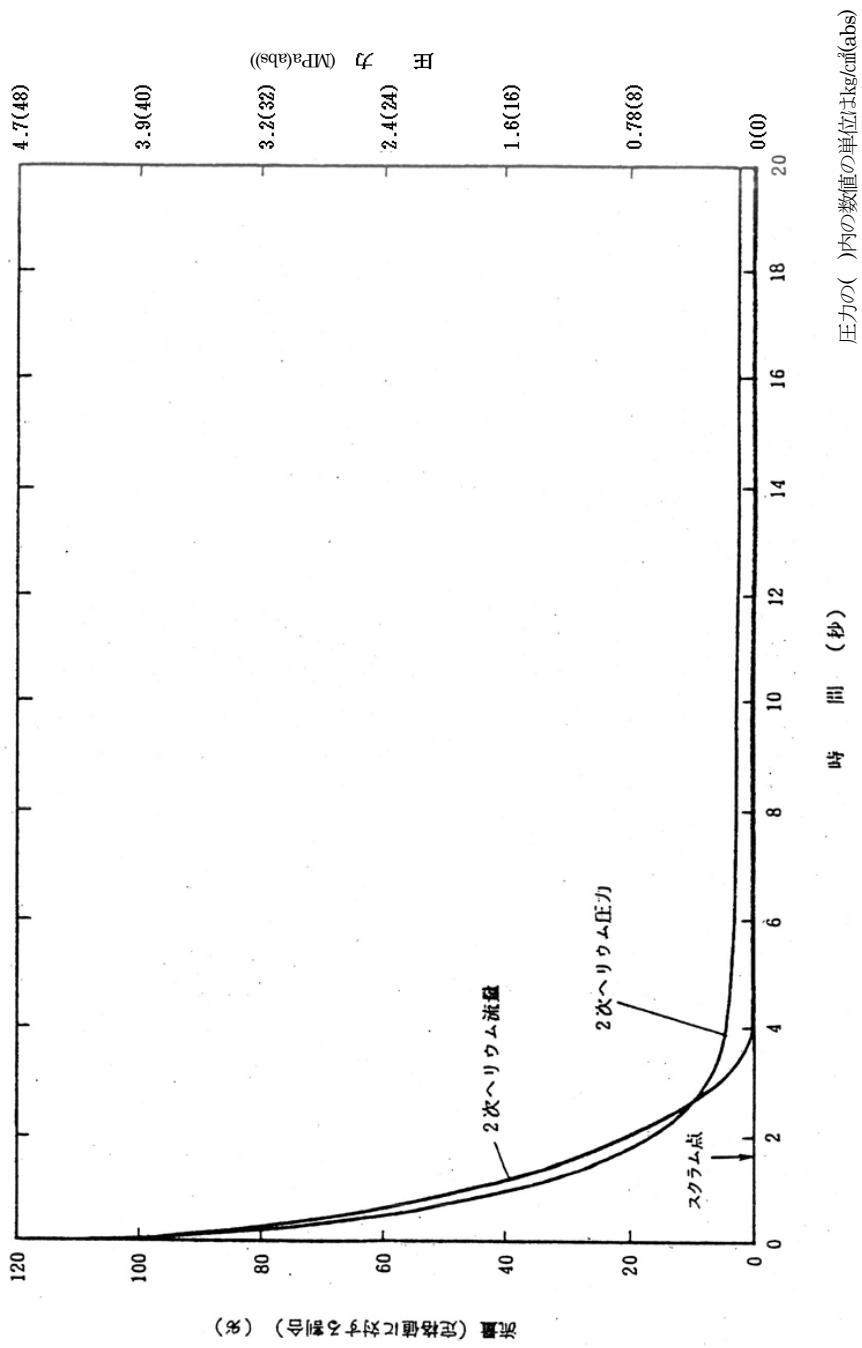


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

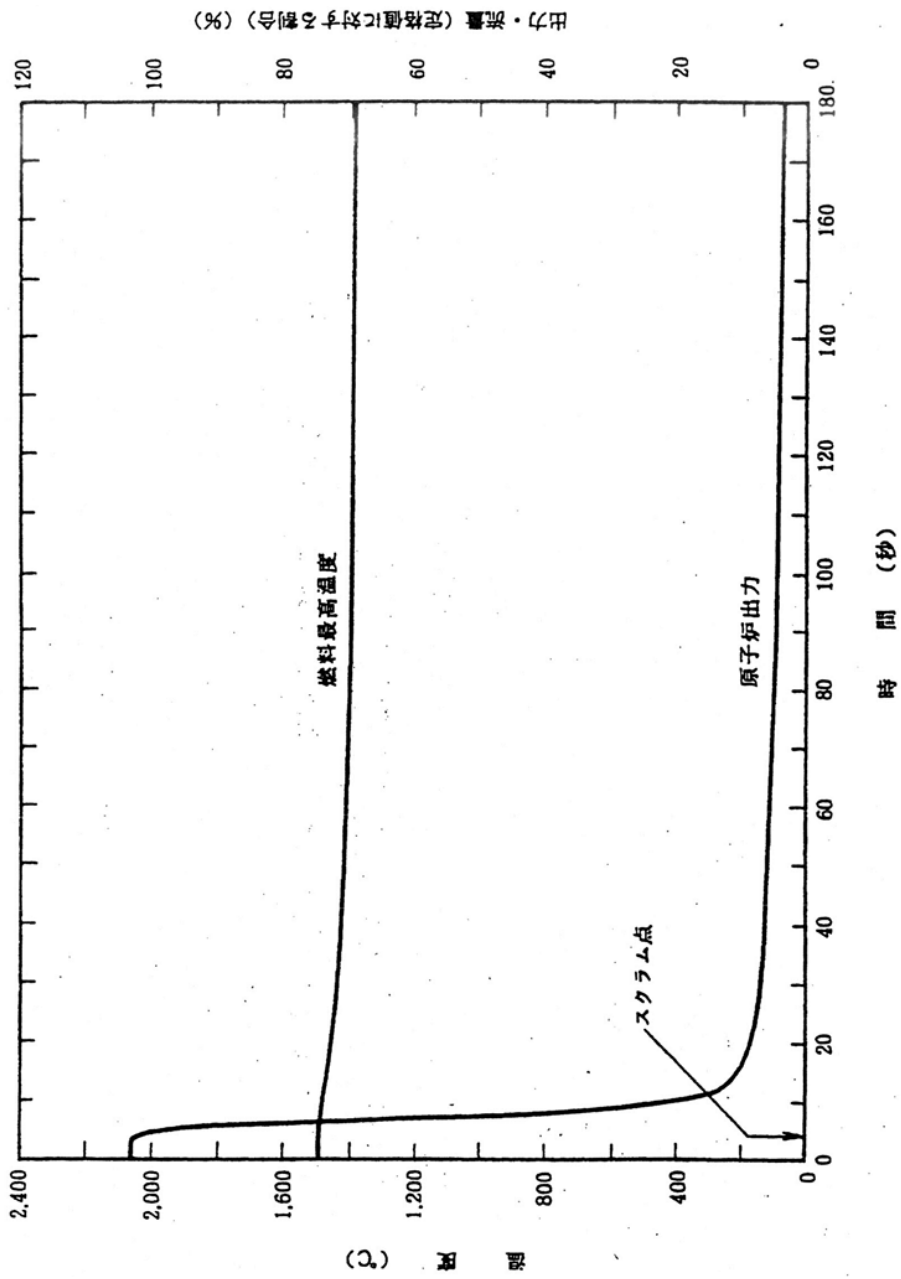
第3.5.1図 2次へリウム冷却設備二重管破断事故(1)



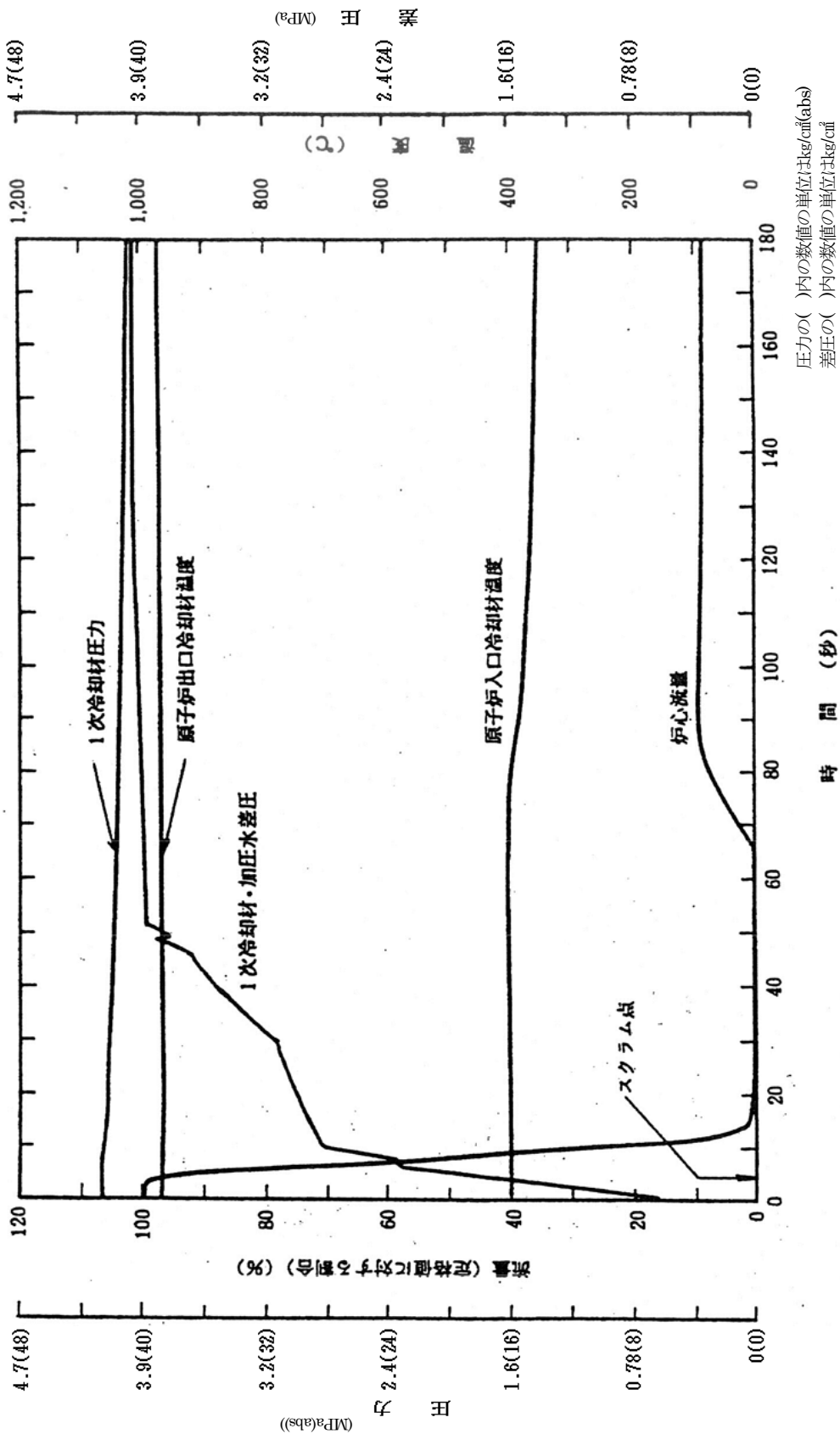
第3.5.2図 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故(2)



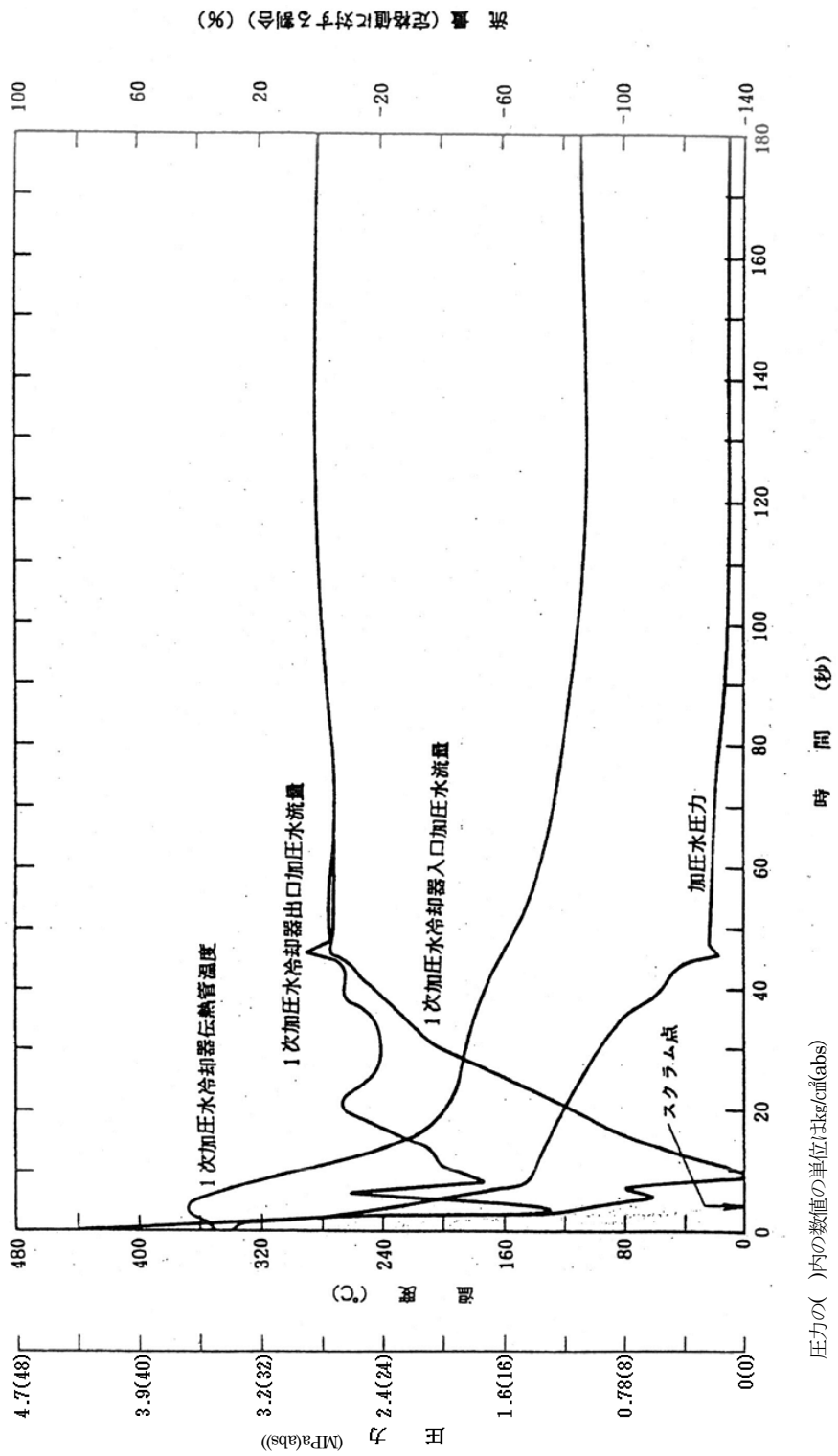
第3.5.3図 2次ヘリウム冷却設備二重破断事故(3)



第3.6.1図 加圧水配管破断事故(1)

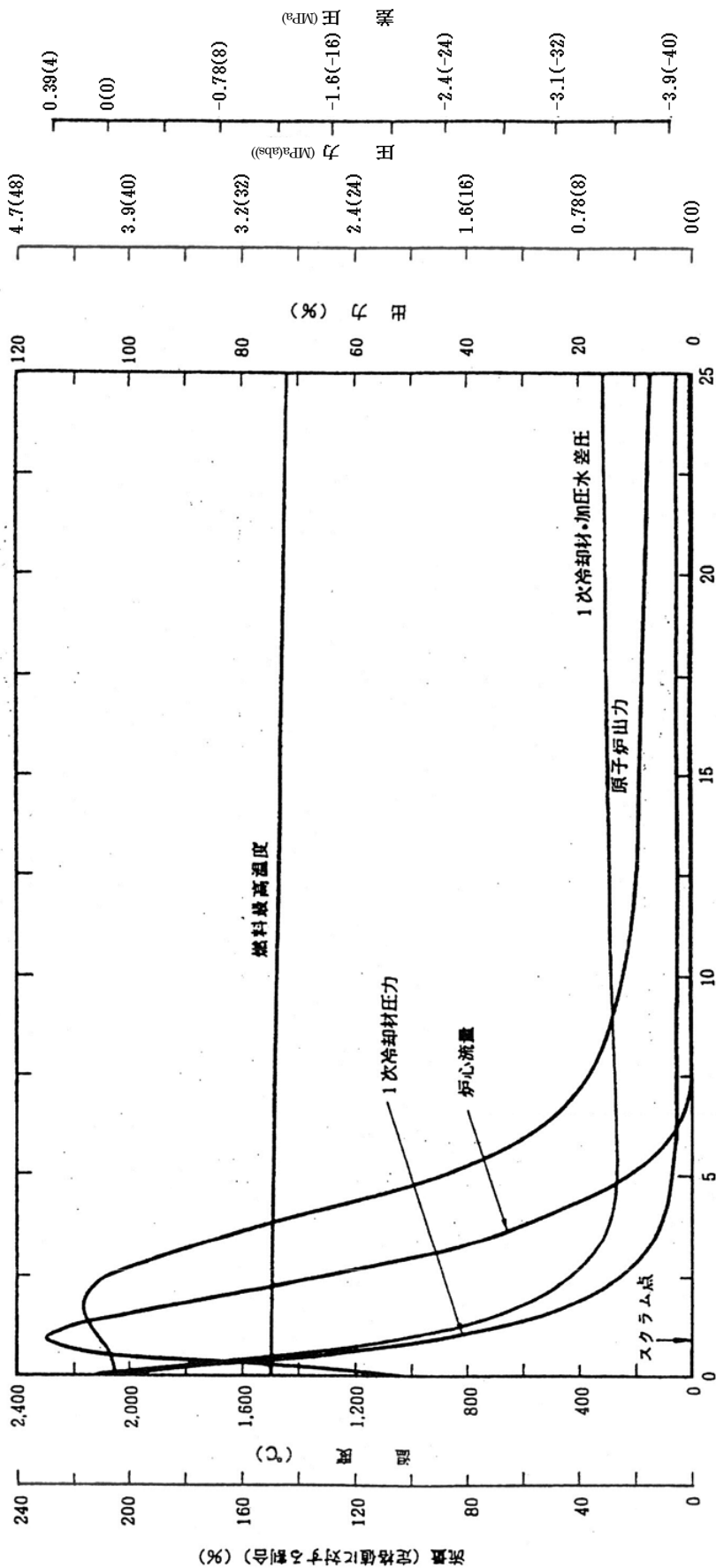


第3.6.2図 加圧水配管破断事故(2)



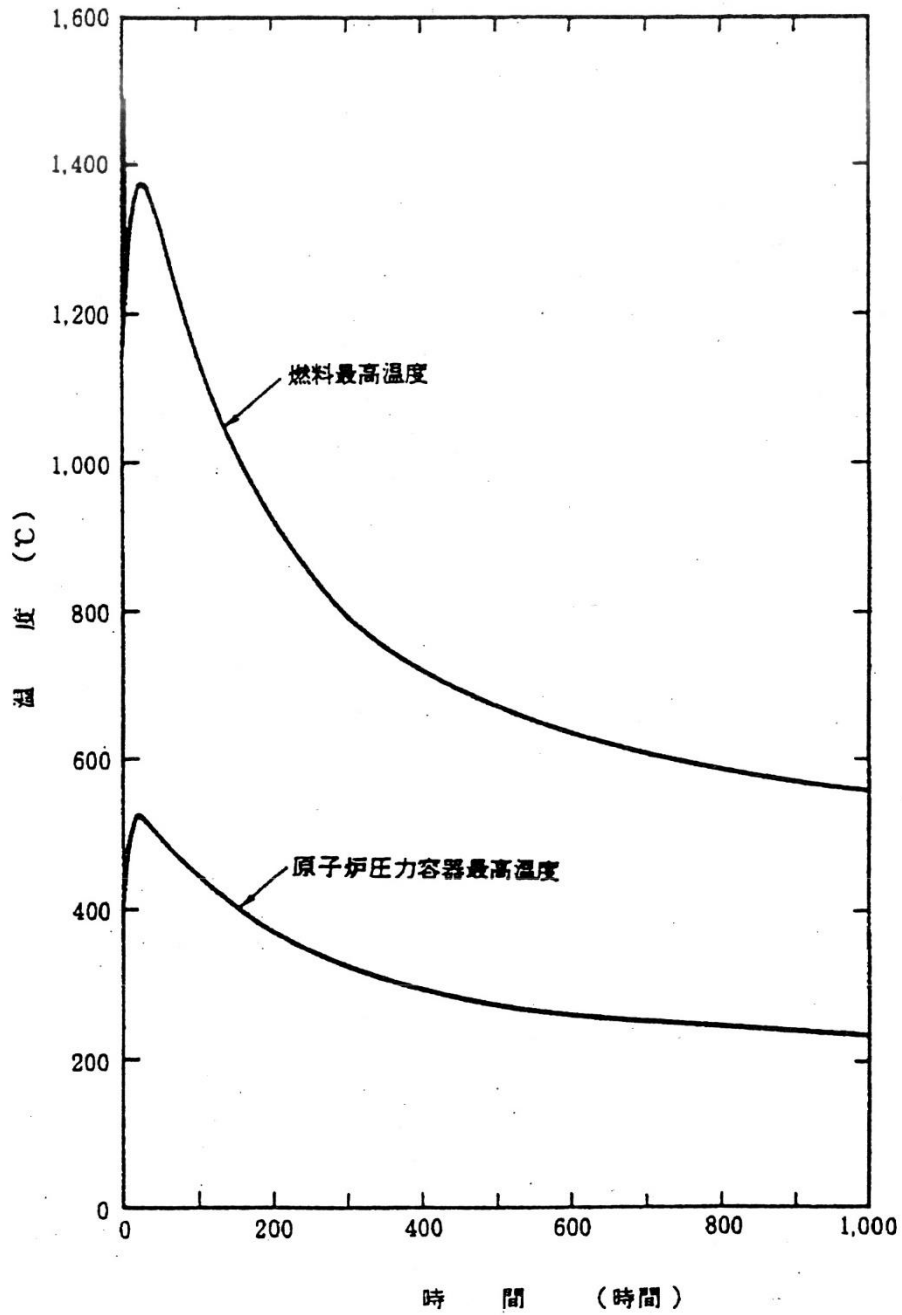
圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

第3.6.3図 加圧水配管破断事故(3)

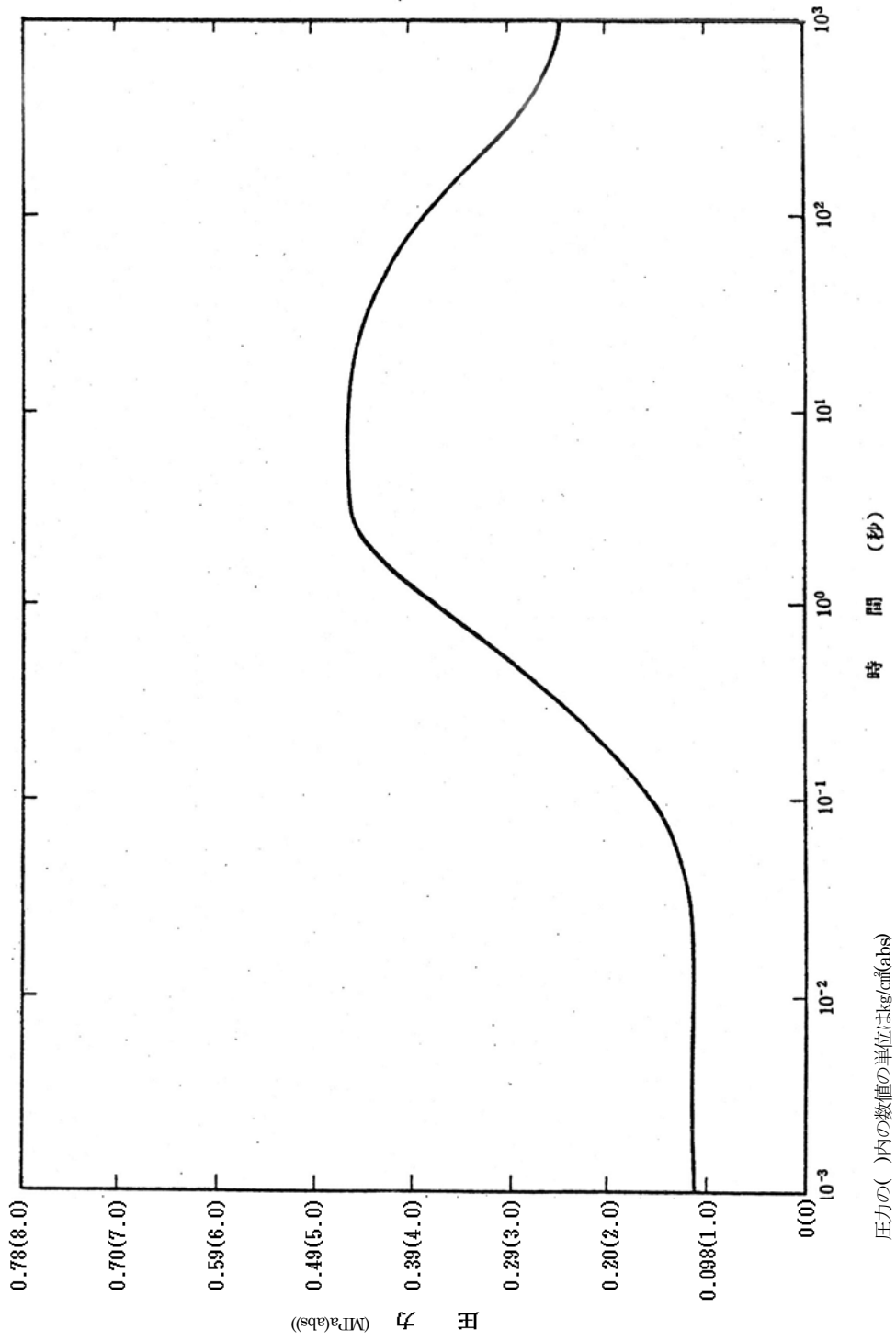


圧力の () 内の数値の単位は kg/cm²(abs)
 差圧の () 内の数値の単位は kg/cm²

第3.7.1図 1次冷却設備二重管破断事故(1)

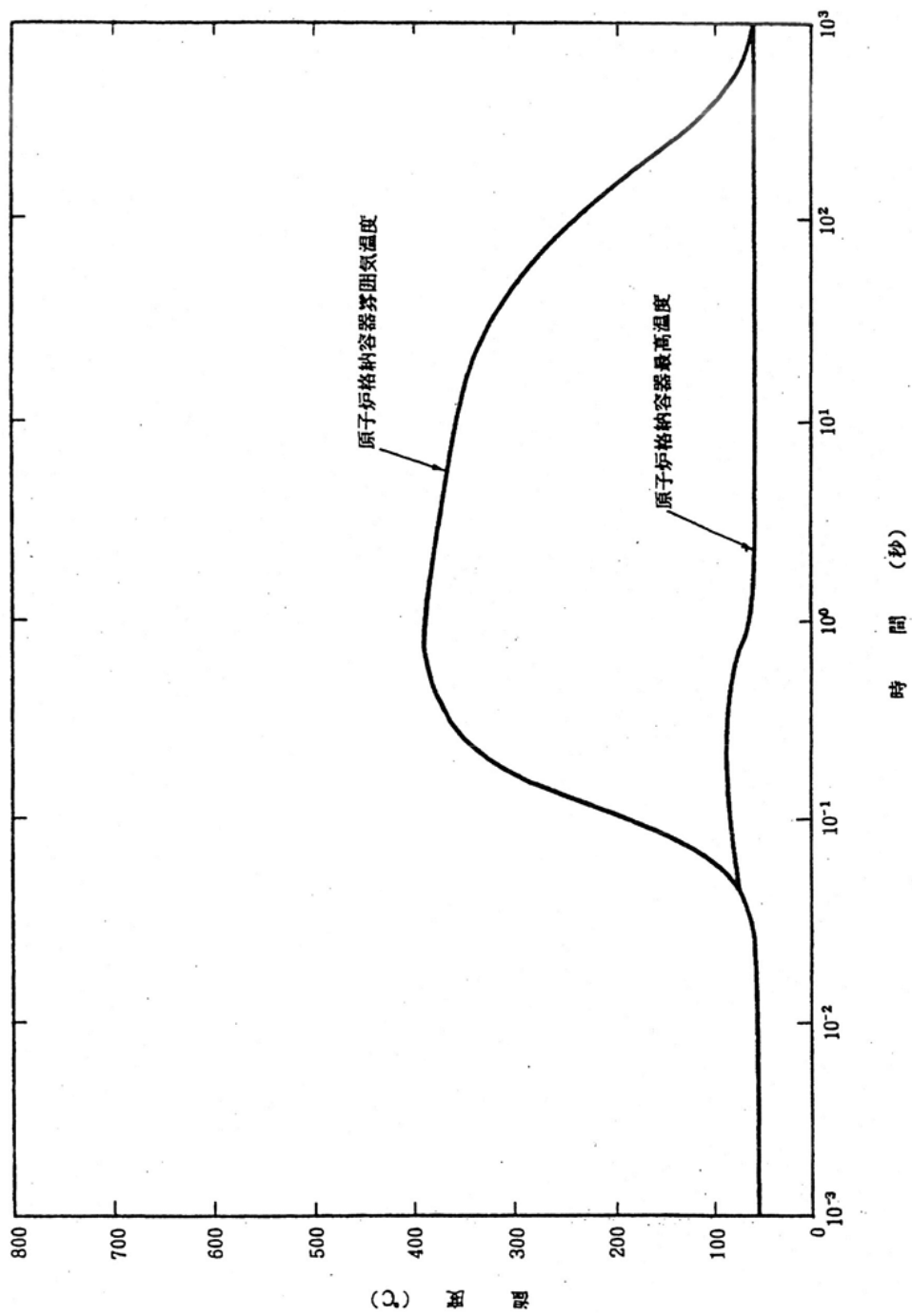


第3.7.2図 1次冷却設備二重管破断事故(2)

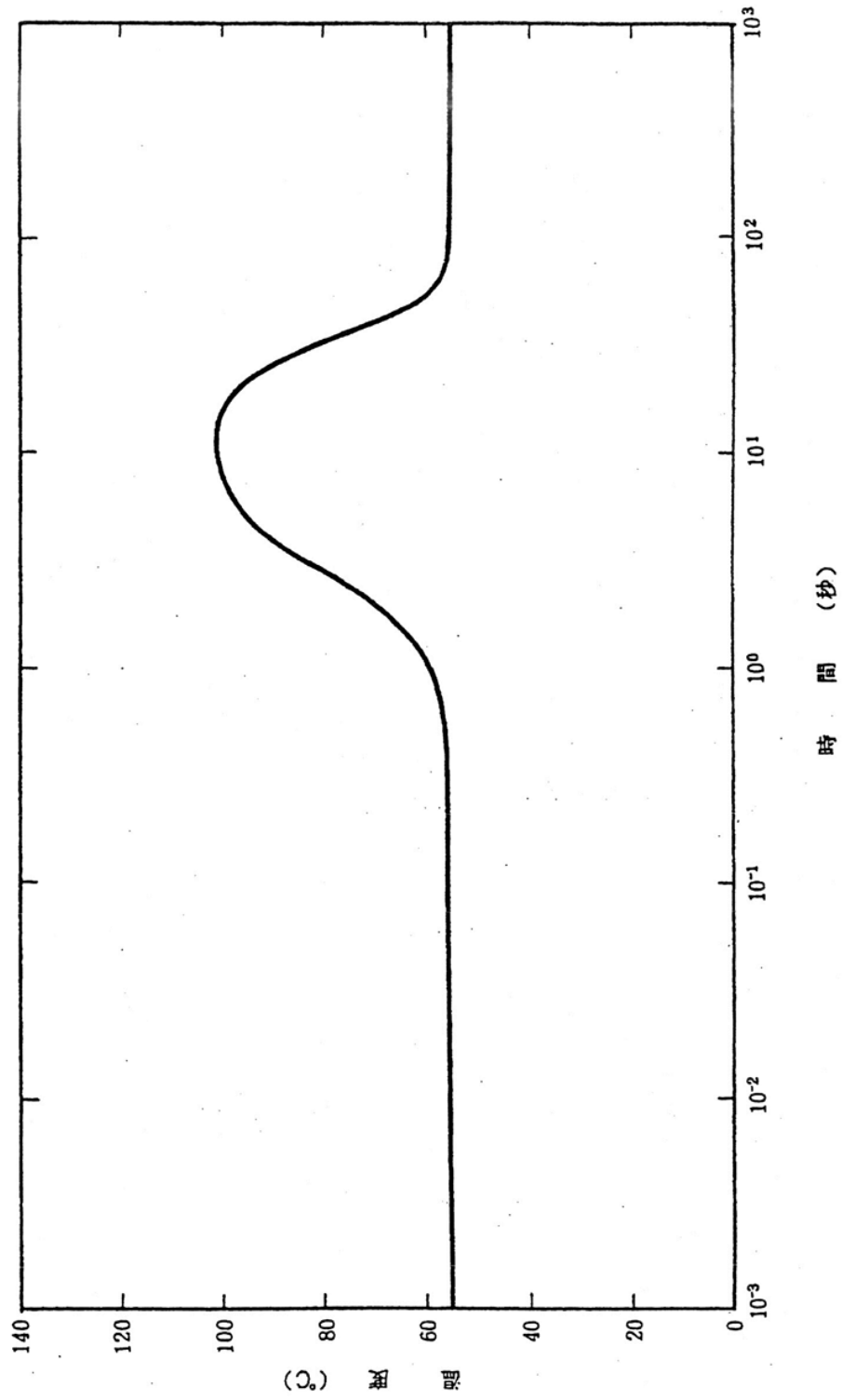


圧力の()内の数値の単位はkg/cm²(abs)

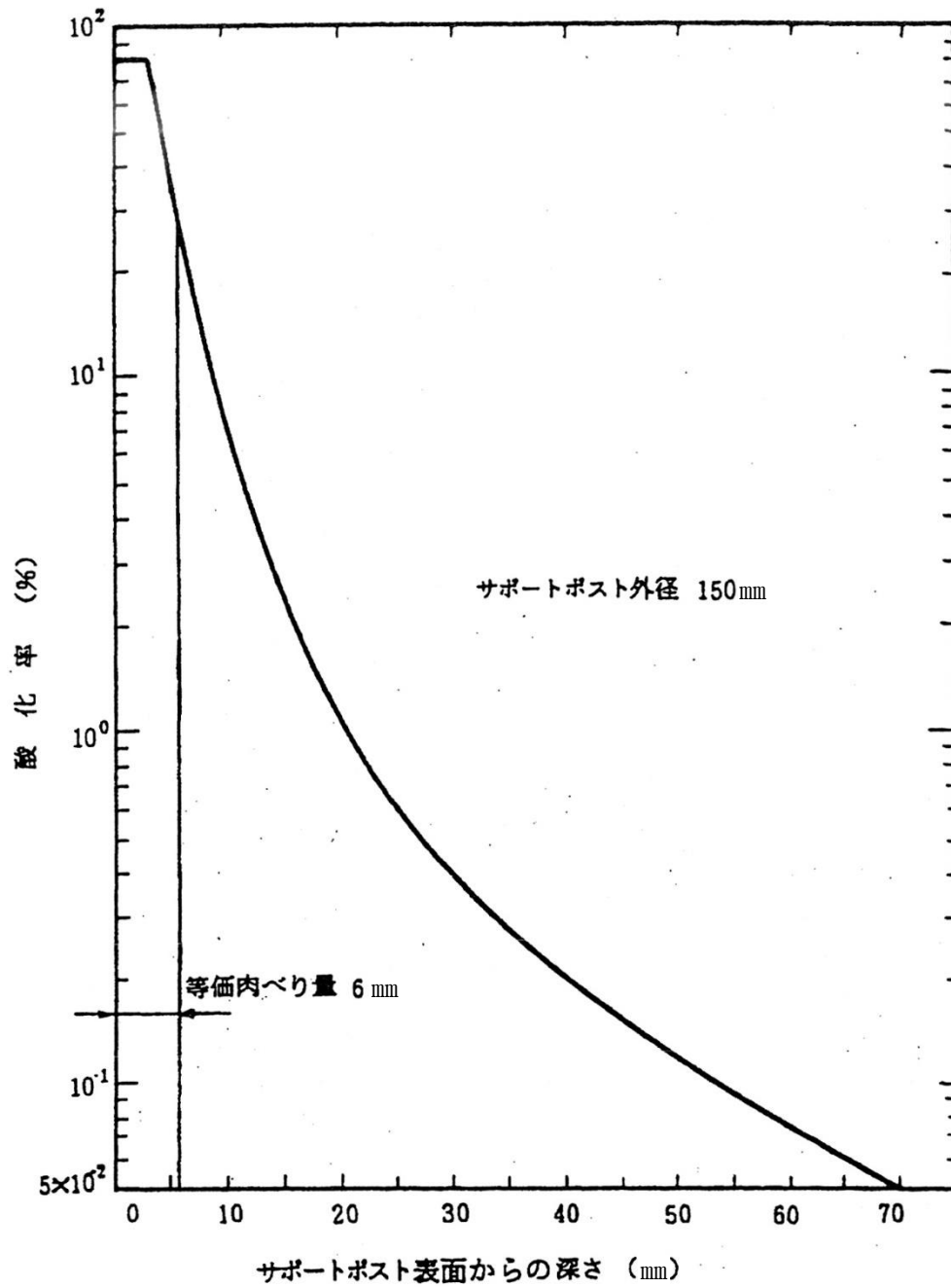
第3.7.3図 1次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力)



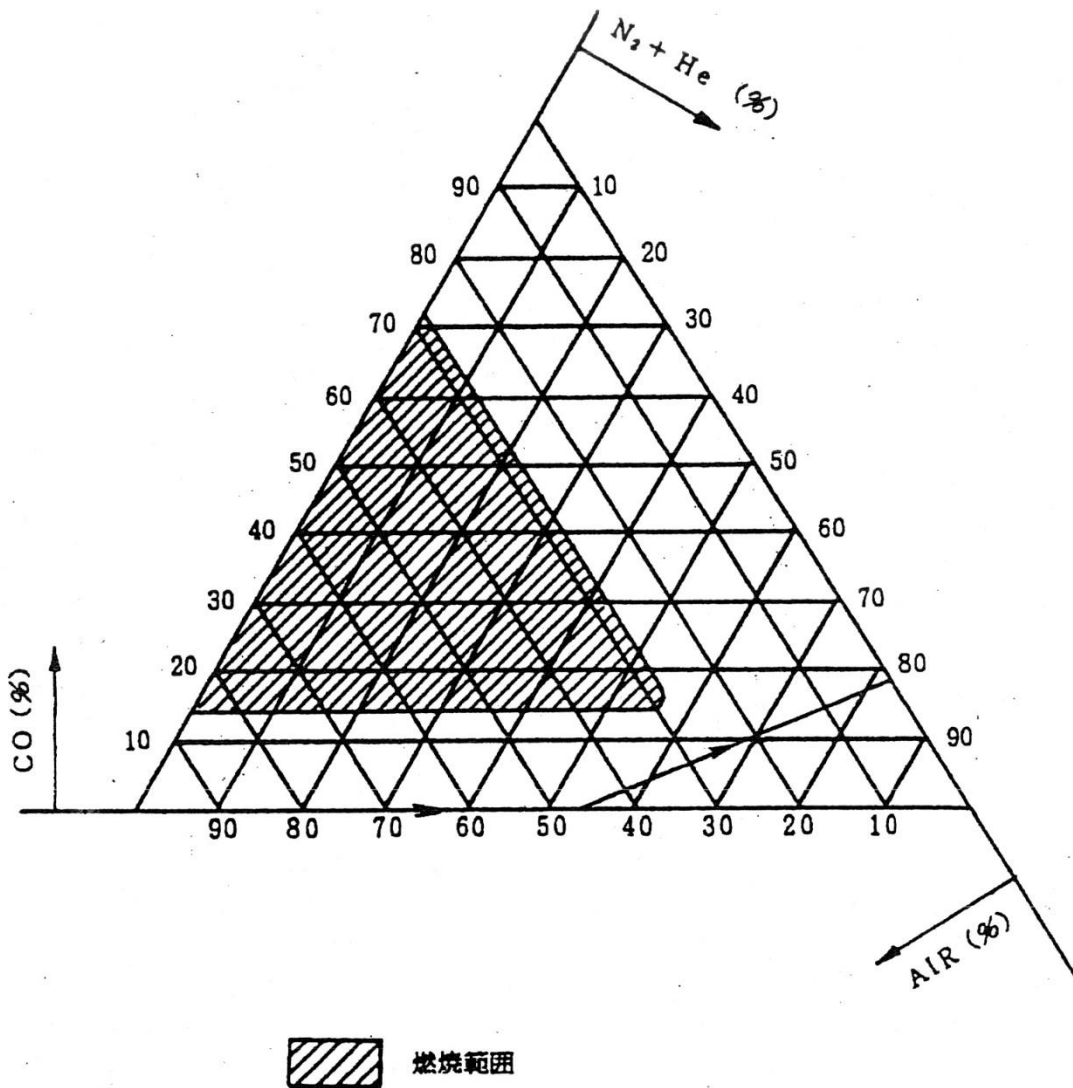
第3.7.4図 1次冷却設備二重管破断事故(4) (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器雰囲気温度)



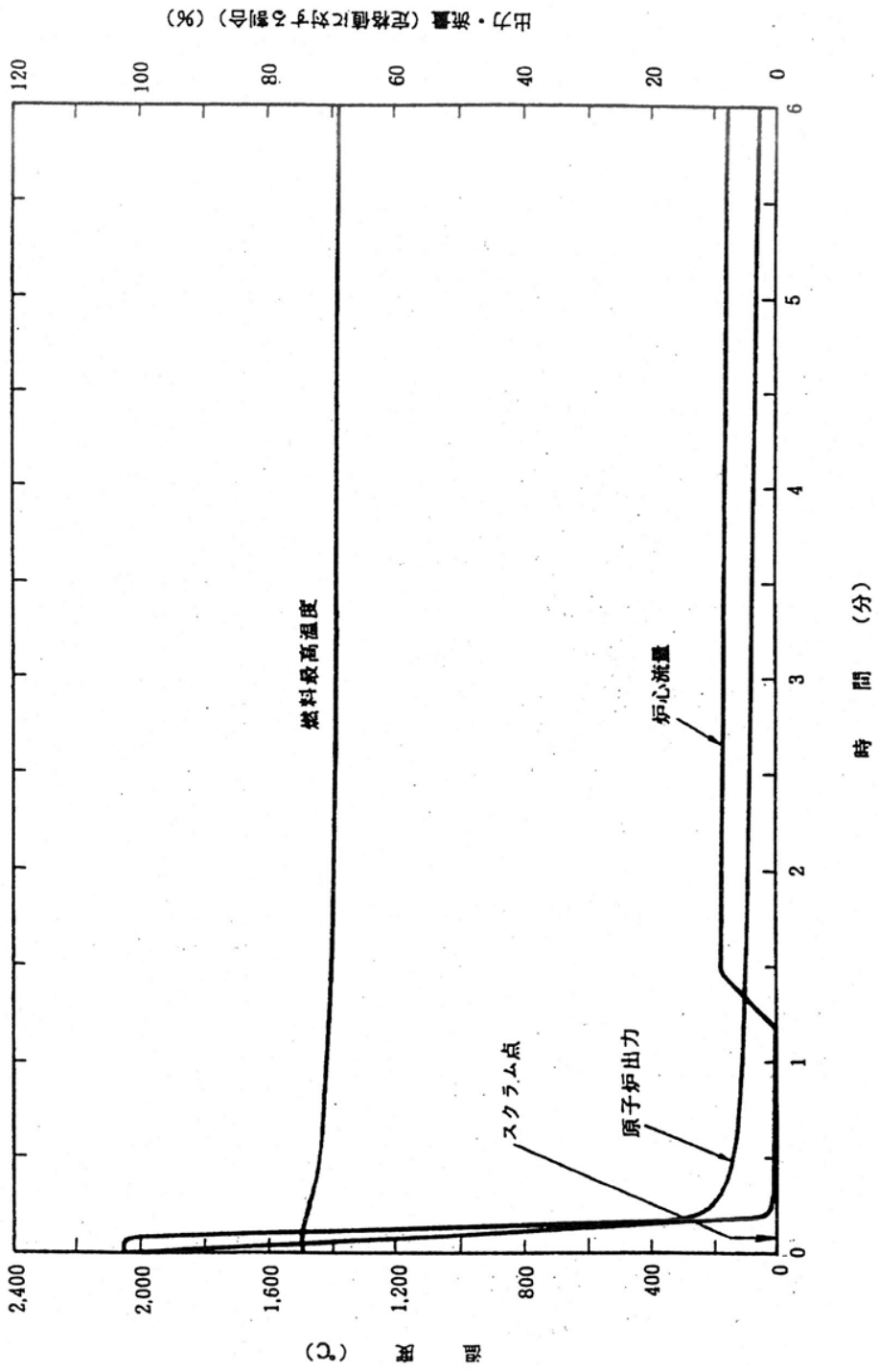
第3.7.5図 1次冷却設備二重管破断事故(5) (コンクリート表面温度)



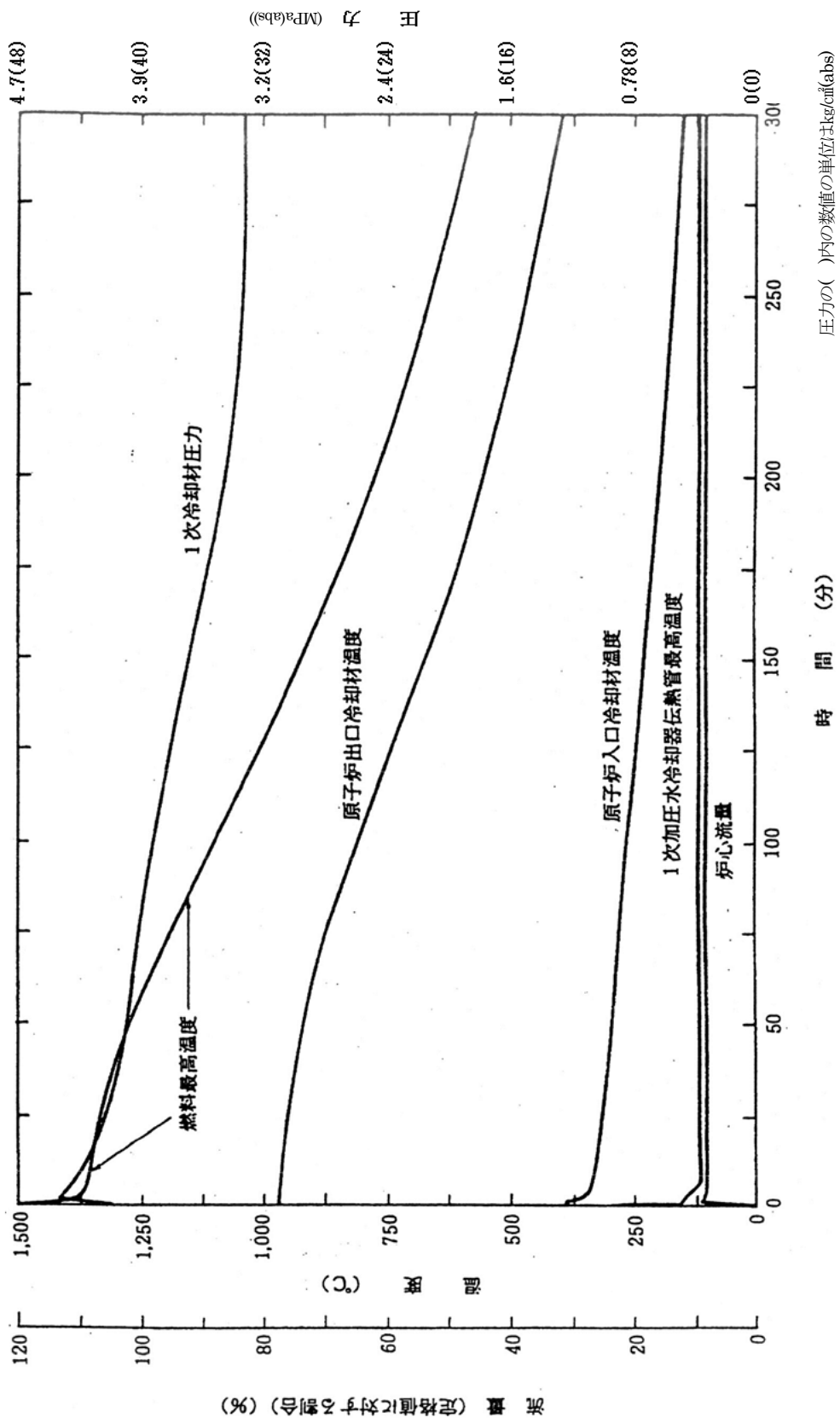
第 3.7.6 図 1 次冷却設備二重管破断事故(6) (サポートポスト表面からの酸化深さ)



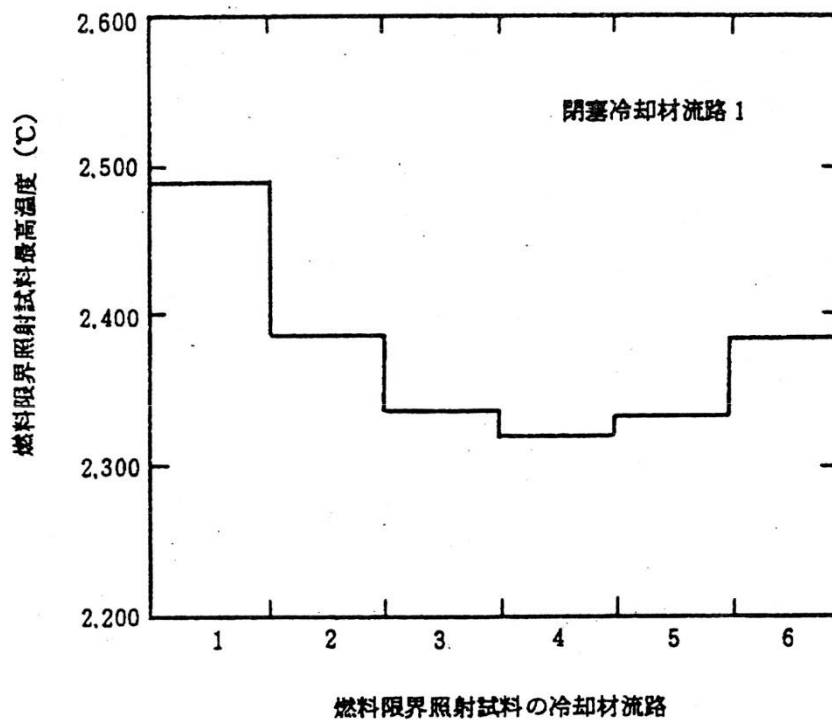
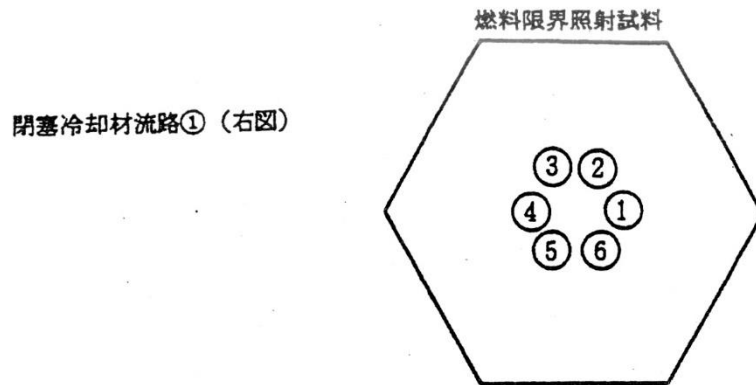
第3.7.7図 1次冷却設備二重管破断事故(7)
 (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)



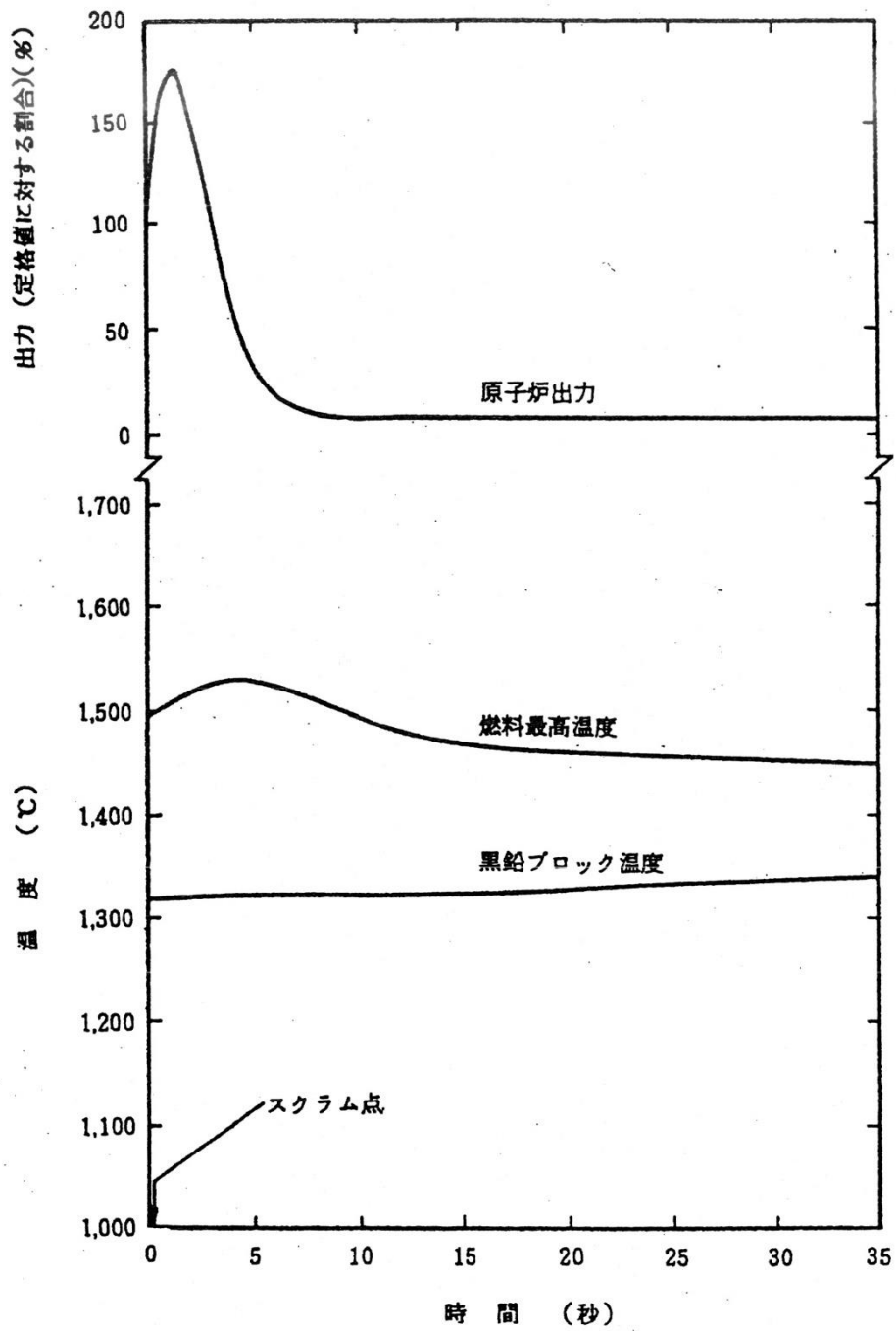
第3.8.1図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(1)



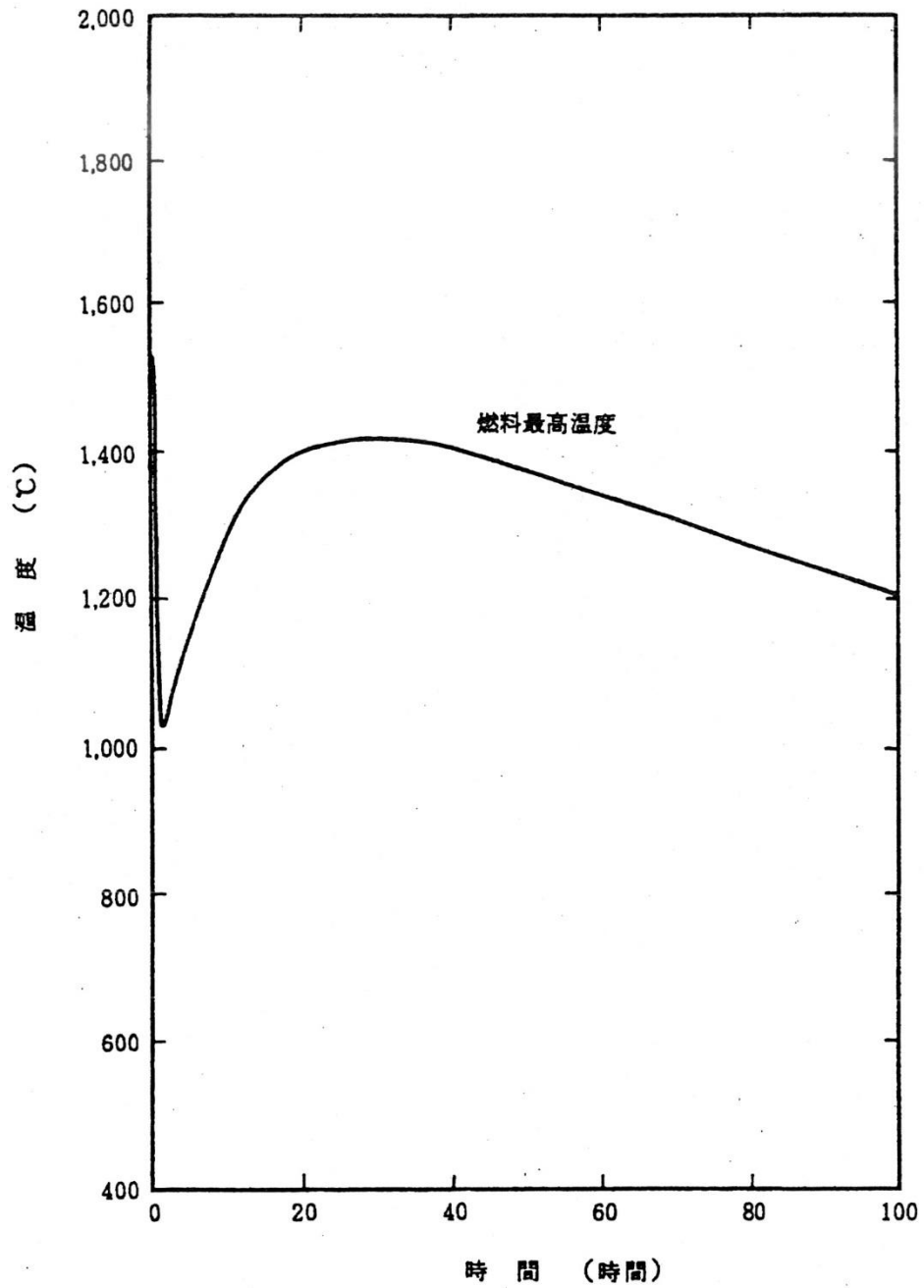
第3.8.2図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故(2)



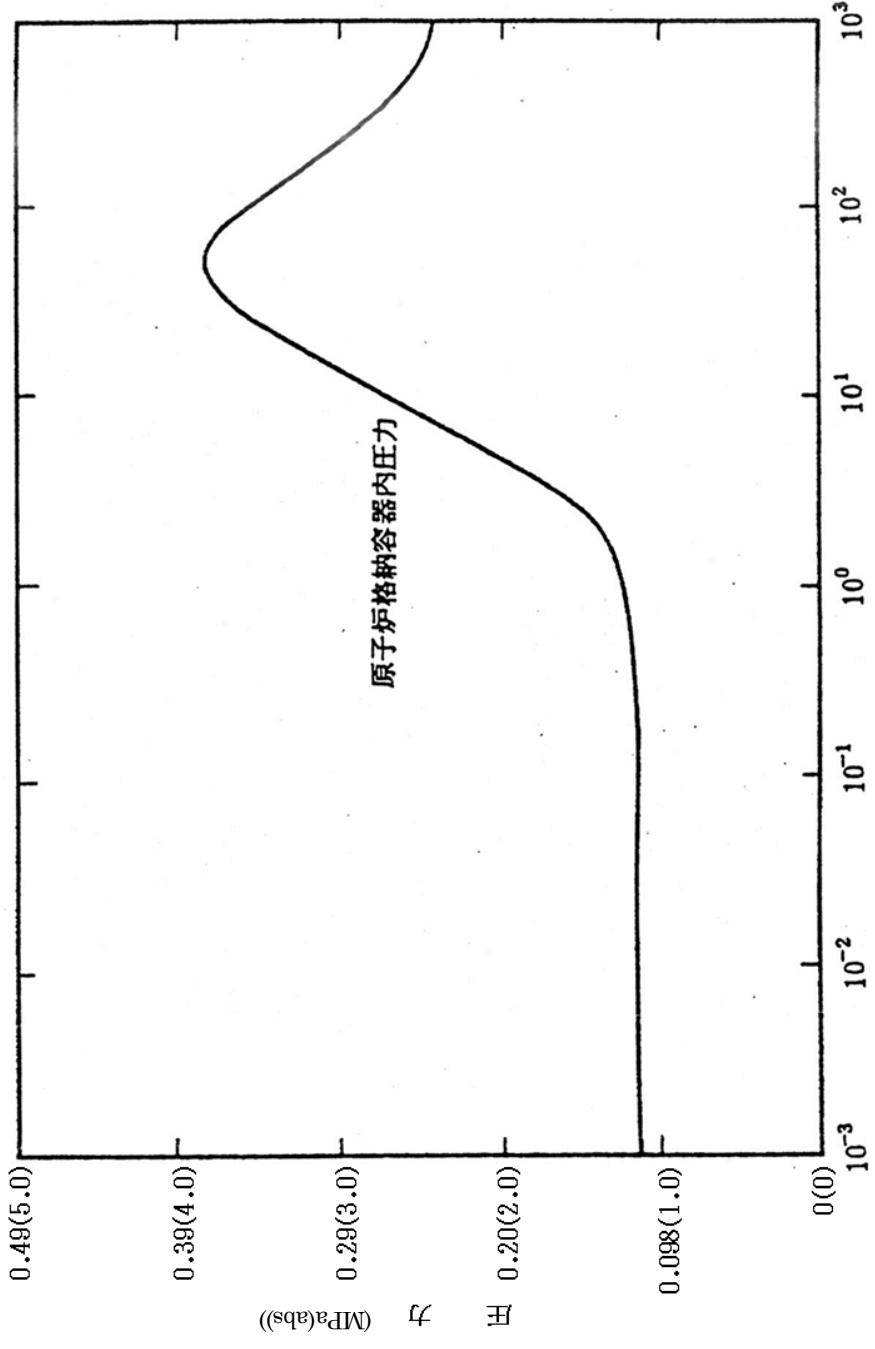
第 3.12.1 図 燃料限界照射試験料の冷却材流路閉塞事故



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)



圧力の()内の数値の単位はke/cm²(abs)

時間 (秒)

第3.13.3図 スタンドパイプ破損事故(3)

2. HTTR 原子炉施設の
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
(適合性説明資料)

基本的な考え方

基本的な考え方

- ① 許可基準規則（以下、「規則」という。）十三条に記載されている「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止」において想定する事象を選定する。なお、選定に当たっては、規則等に記載している判断基準を基に事象を選定する。
- ② 判断基準を逸脱するおそれのある異常事象を同定し、異常事象に至る主な起因事象に対して評価する。
- ③ 評価結果に基づき、判断基準の観点から、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の代表事象を選定する。
- ④ 代表事象が判断基準を満足することを確認し、規則に適合していることを確認する。

要求事項

要求事項

【許可基準規則】

第十三条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

試験研究用等原子炉施設は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

事象選定方法(1/2)

第13条の要件を満足する判断基準は以下のとおり。(規則の解釈)

① 運転時の異常な過渡変化

- 二 第54条で準用するガス冷却型原子炉の場合
 - イ 燃料最高温度は、燃料粒子被覆層の有意な破損及び著しい劣化を生じさせる温度以下であること。
 - ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の1.1倍以下であること。
 - ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、使用する金属が十分に安定した強度を確保できる温度以下であること。

② 設計基準事故

- 二 第54条で準用するガス冷却型原子炉の場合
 - イ 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
 - ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、設計上の最高使用圧力の1.2倍以下であること。ただし、二次冷却材にヘリウムを用いる場合にあっては、一次冷却材と二次冷却材とのバウンダリを破損させないこと。
 - ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、高温ガス炉第一種機器の高温構造設計指針（平成2年12月科学技術庁原子力安全局内規（平成15年5月30日改定））に基づき定めた設計上の制限温度以下であること。
- ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
- ホ 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ないこと。

事象選定方法(2/2)

- 事象選定は、規則の解釈を考慮し、判断基準の項目毎に影響を与える要因を抽出、分析し、異常事象を同定する。
- 起因事象をその性質によって分類及び評価を行い、判断基準の観点から最も厳しくなる事象を代表事象として選定する。

判断基準の項目

運転時の異常な過渡変化

- ・ 燃料温度の上昇
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ温度の上昇
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の上昇

設計基準事故

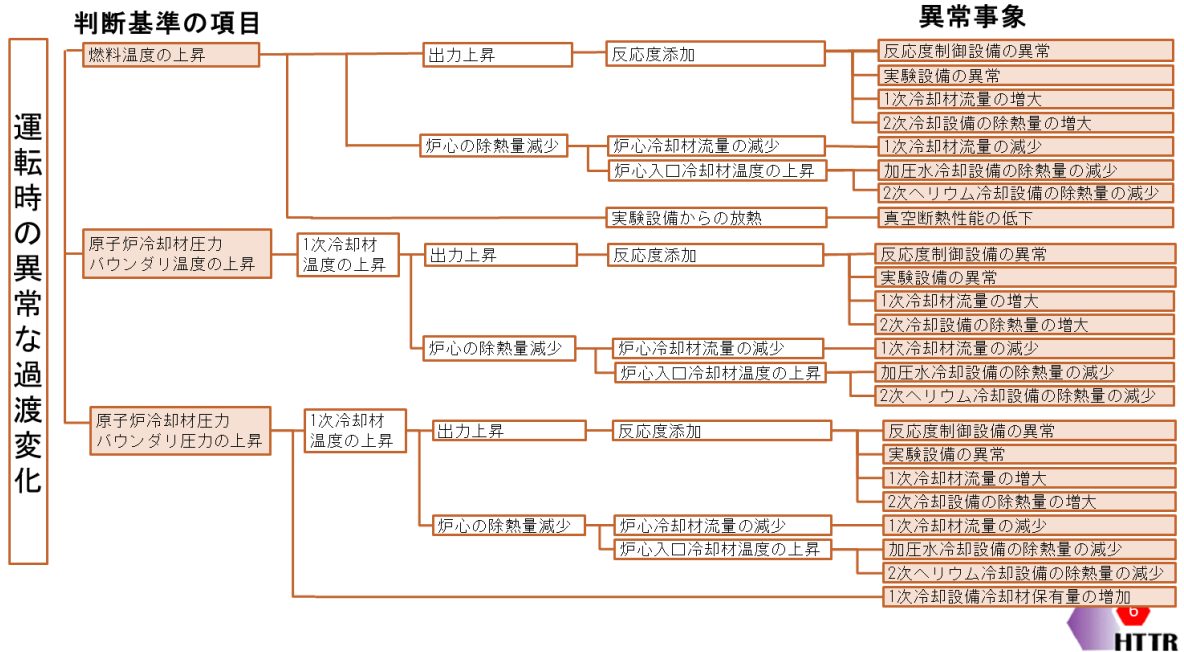
- ・ 炉心の損傷
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ温度の上昇
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の上昇
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの内外差圧の増大
- ・ 原子炉格納容器バウンダリの圧力の上昇
- ・ 周辺公衆に対する放射線被ばくのリスク

事象選定方法—事象の抽出(1/2)—

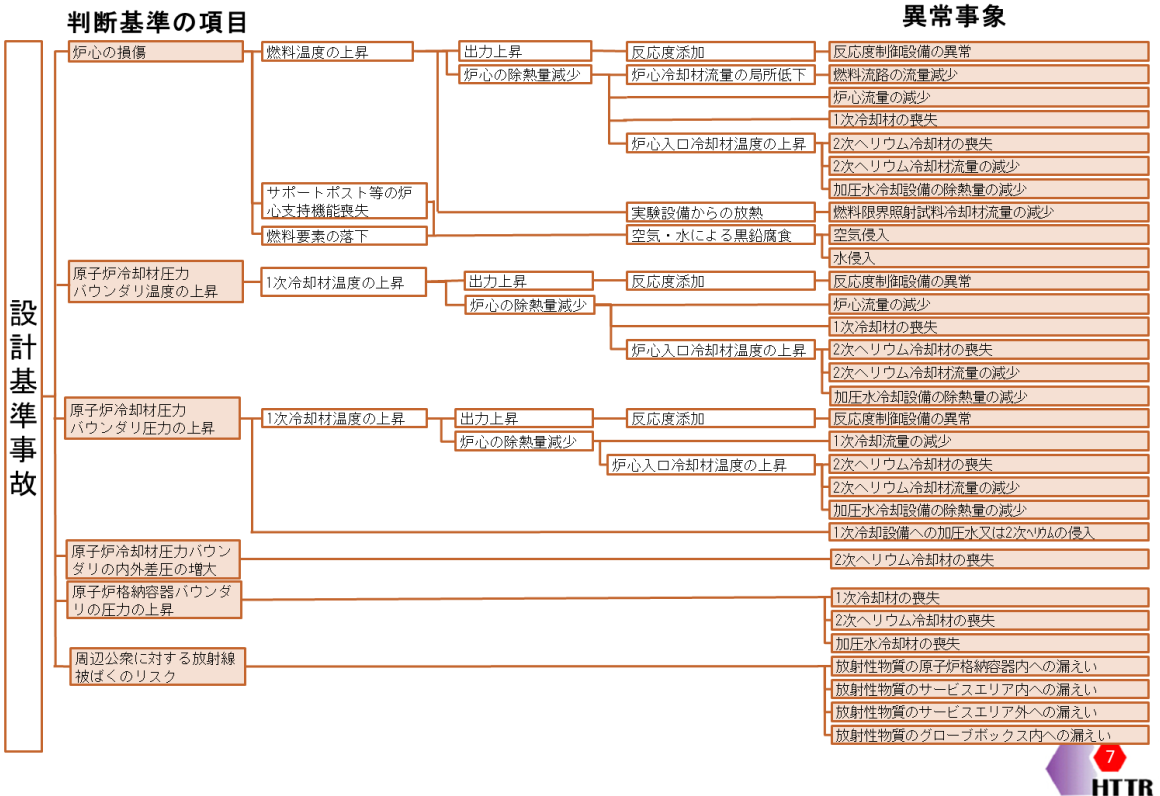
異常事象の抽出

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について判断基準の項目に影響を与える異常事象の抽出を行う。

異常事象の抽出に当たっては、原子炉及び原子炉冷却系そのものの異常事象以外に、照射試験時の照射試料あるいは実験設備の異常に起因する異常事象も含めている。

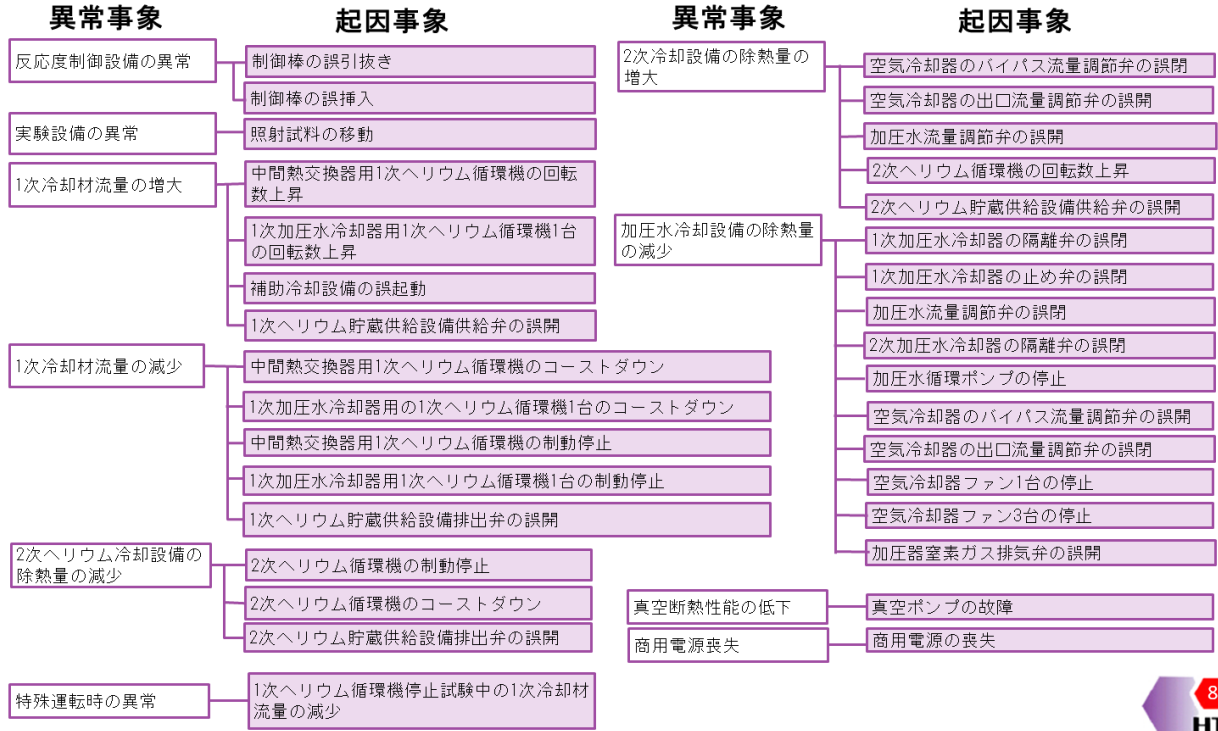


事象選定方法—事象の抽出(2/2)—

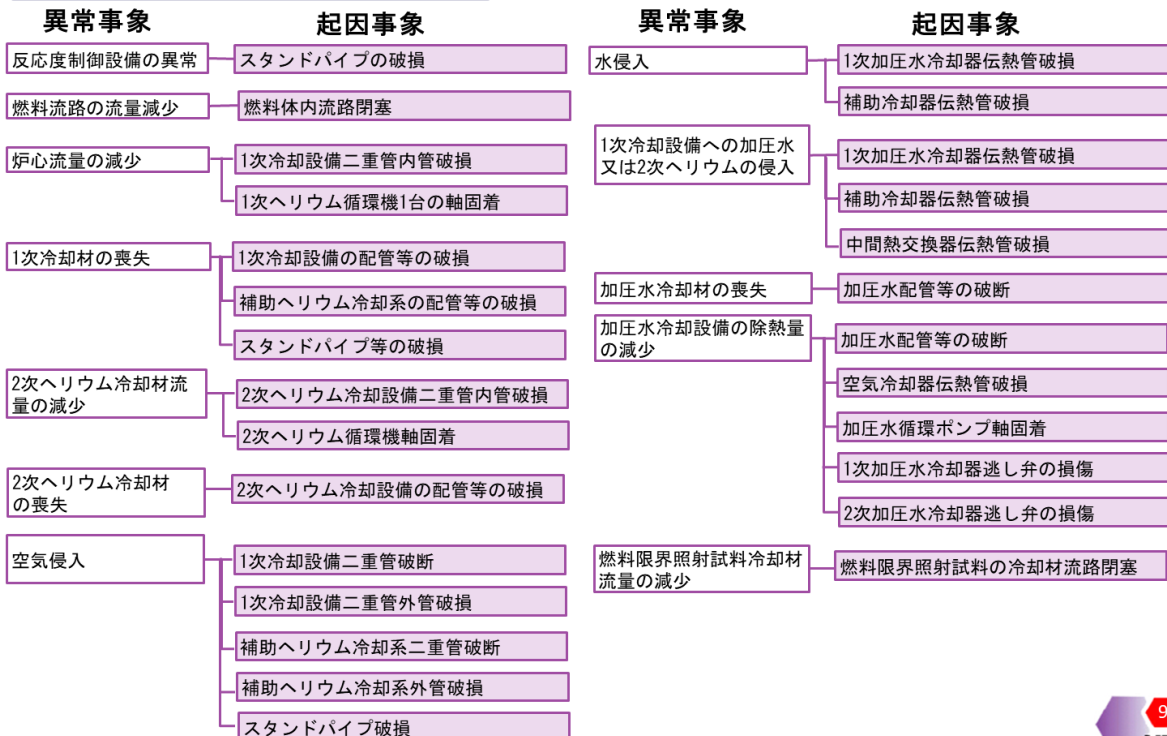


起因事象の分類（運転時の異常な過渡変化）

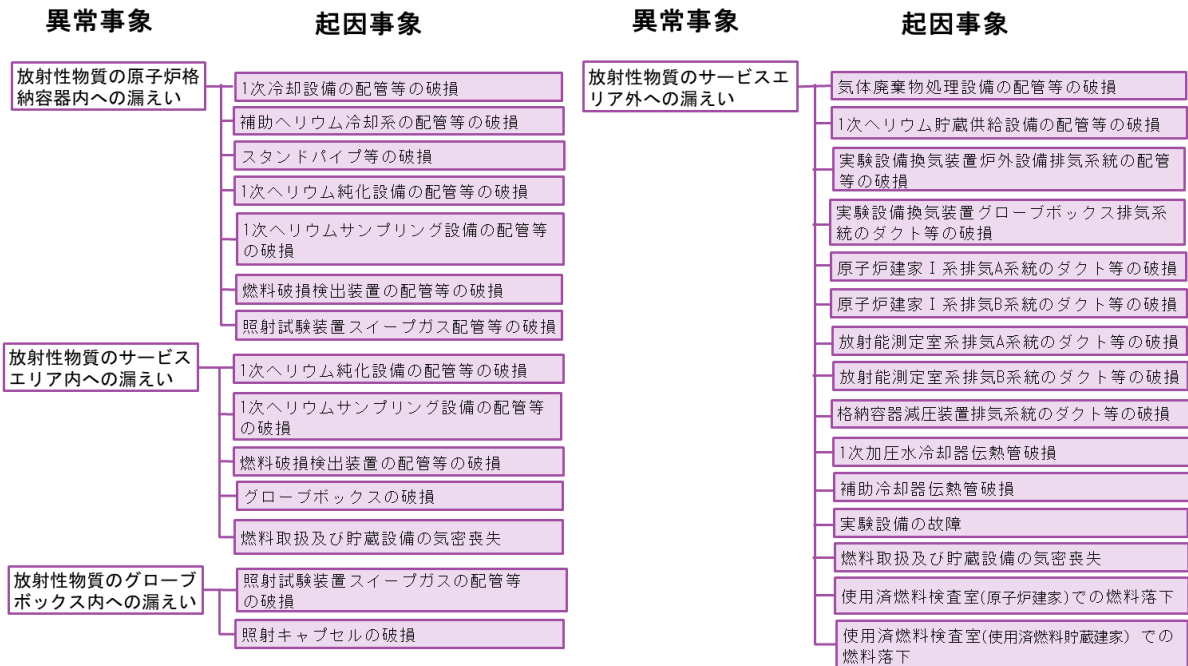
選定された異常事象毎に起因事象の分類を行う。



起因事象の分類(設計基準事故)



起因事象の分類(設計基準事故)



放射性物質の大気中への移行経路の観点から漏えい場所毎に分類し選定している。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件(1/10)

起因事象に対して評価を行う。解析条件は以下のとおりとする。

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厳しくする単一故障を想定する。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件(2/10)

初期定常運転条件

初期定常運転条件は結果を厳しくする条件を選定している。

- 定格値に定常誤差を含め条件を選定。
- 高温試験運転と定格運転を比較すると、判断基準の各項目について、安全解析の初期値は高温試験運転の方が高いため、原則として高温試験運転を選定。
- 並列運転と単独運転についても結果が厳しい方を選定。

- 定常誤差を以下の表に示す。

項目	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	30MWt	±2.5%	30MWt	±2.5%
1次冷却材温度	原子炉出口温度	950℃	850℃	±19℃
	原子炉入口温度	395℃	395℃	±2℃
1次冷却材圧力	4.2MPa	±0.15MPa	4.2MPa	±0.15MPa

※特殊運転は定格運転・単独運転時に実施する



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件(3/10)

■ 原子炉出力

- ・ 原子炉出力の定常誤差2.5%の設定根拠は以下のとおり。

誤差	設定根拠
熱出力校正誤差：2%	熱出力の計算に使用する計器の誤差を考慮する。熱出力は、①加圧水冷却設備の除熱量、②炉容器冷却設備の除熱量、③補助冷却設備の除熱量、④再循環冷却装置の除熱量、⑤1次ヘリウム循環機の入熱量から求める
制御変動誤差：0.5%	原子炉出力制御装置の制御動作により、0.5%の偏差が生ずるまでに制御動作で回復する

■ 1次冷却材温度

- ・ 原子炉出口温度の定常誤差17℃の設定根拠は以下のとおり。

誤差	設定根拠
スクラムチャンネル誤差：10℃	温度検出器・伝送器及び計器設定器の誤差を考慮する
通常運転時変動幅：7℃	通常運転時の変動要因として①原子炉出力、②1次ヘリウム流量、③原子炉入口温度があり、それらの変動を考慮する

- ・ 原子炉入口温度の定常誤差2℃の設定根拠は以下のとおり。

誤差	設定根拠
制御変動誤差：2℃	測温抵抗体の精度を考慮する

■ 1次冷却材圧力

- ・ 1次冷却材圧力の定常誤差0.15MPaの設定根拠は、制御変動誤差0.05MPa及び測定誤差0.08MPaの和に余裕をとった値

定期自主検査及び施設定期検査前検査で、各計器の誤差の積み上げによる定常誤差が、設定内となることを確認している。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(4/10)

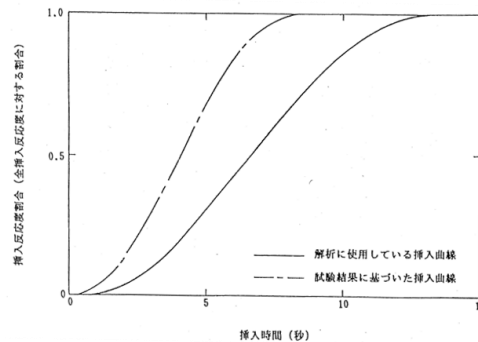
その他解析条件

● 原子炉スクラム特性

- ・ 異常状態の解析で使用するスクラム反応度としては、 $4\% \Delta k/k$ を用いる。
- ・ スクラムは可動反射体領域の制御棒により行い、可動反射体領域の最大反応度値を有する制御棒1対が完全引き抜き位置に固着し、挿入されないものとして評価を行っている。
- ・ 第3リング制御棒の反応度は、引き抜き位置が他の制御棒と異なるため、保守的にスクラム反応度の計算には含めない。

● 原子炉スクラム反応度曲線

- ・ 第3リング制御棒を除く他の制御棒は、すべて同一レベルで挿入される。
- ・ スクラム開始時の制御棒の位置は、制御棒が最も引き抜かれる燃焼末期としている。



● 崩壊熱

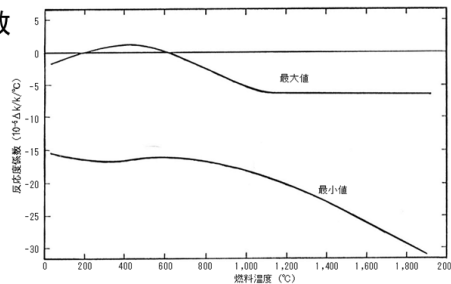
- ・ 核分裂生成物の崩壊熱としてはShureの式で計算される値を1.2倍した値を用いる。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(5/10)

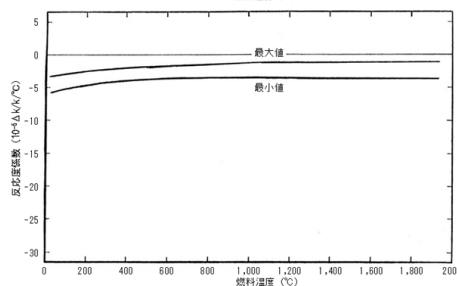
● 反応度係数

- ・ 使用する温度係数は、解析結果が厳しくなるよう、図中の最大値又は最小値を用いている。最大値及び最小値は計算値に対して20%の不確かさを考慮している。
- ・ 解析に使用したドプラ係数及び減速材温度係数

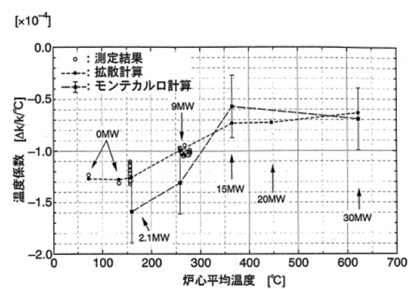
減速材温度係数



ドプラ温度係数



等温温度係数測定試験結果 と解析値の比較



評価に用いている拡散計算の結果と測定結果がほぼ一致していることを確認している。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(6/10)

- 解析条件の保守性（解析条件と実績値の比較）
解析条件と実績値の比較を以下に示す。
 - 原子炉スクラム特性
解析上、スクラム反応度は $4\% \Delta k/k$ としているが、制御棒反応度値測定の結果と比べ保守的な値となっている。
 - 制御棒の挿入速度
解析上、制御棒が挿入されるまでの時間を12秒としているが、施設定期検査では12秒以内（約8秒）に挿入されている。
 - 補助冷却設備の起動から定格流量に達するまでの時間
解析上、定格流量に達するまでの時間を20秒としているが、施設定期検査では20秒以内（約15秒）に定格流量に達している。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(7/10)

- 被ばく評価条件
被ばく評価に用いる主要なパラメータとその根拠は下表のとおり

項目	数値	根拠
原子炉の稼働率	60%	全出力運転を行う期間の割合で、安全評価上想定した値
被覆燃料粒子の破損率	1%	初期(製造時)破損、原子炉の運転中の追加破損及びその他の予期せぬ破損を考慮して保守的に定めた値
原子炉格納容器からの漏えい率 (減圧事故時)	0.25%/d	事故後の原子炉格納容器内の圧力挙動等から計算値に余裕をとった値
非常用空気浄化設備のフィルタのよう素 除去効率	90%	排気フィルタユニットのよう素除去効率の設計値(95%)に余裕をとった値





運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件(8/10)

解析における系統機器の作動の考慮

各事象の解析上考慮している系統機器を以下としている。

①運転時の異常な過渡変化の解析

事象名	重要度クラス 系統機器	MS-1、2	MS-1	MS-2	MS-2	MS-2	MS-3	MS-3	MS-3	MS-3
		工学的安全施設 (停止系0、1、2)	安全保護系 制御棒系	補助冷却設備	炉容器冷却設備	非常用発電機	ヘリウム循環機の周波数変換器	制御棒パターンのインターロック	加圧水循環ポンプの電流しゃ断	度高インターロック
未臨界状態からの制御棒誤引抜き		-	-	-	-	-	-	-	-	-
出力運転中の制御棒誤引抜き		-	-	-	-	-	●	-	-	-
中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止		△	◎	●	◎	-	◎	-	-	-
1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開		△	◎	●	◎	-	◎	-	-	-
中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇		-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機1台の回転数上昇		-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開		△	◎	●	◎	-	◎	-	-	-
加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開		△	◎	●	◎	-	◎	-	△	△
2次ヘリウム貯蔵設備排出弁の誤開		△	◎	●	◎	-	◎	-	-	-
2次冷却設備の除熱量の増大		-	-	-	-	-	-	-	-	-
商用電源の喪失		△	◎	●	◎	△	◎	-	-	-
照射試料の移動による反応度添加		-	-	-	-	-	-	-	-	-
照射キャプセルの断熱性能の低下		-	-	-	-	-	-	-	-	-
特殊運転時の異常		△	◎	●	◎	-	◎	-	-	-

◎: 作動を期待しているもの

△: 多重性のある1系統の単一故障を仮定するが解析結果に影響を与えないもの

●: 多重性のある1系統の単一故障を仮定することにより解析結果に影響を与えるもの

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1、MS-2及び機能を期待することの妥当性が示されたMS-3としている。



運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析条件(9/10)

②設計基準事故

事象名	重要度クラス 系統機器	MS-1、2	MS-1	MS-2	MS-2	MS-2	MS-2	MS-2	MS-2	MS-3	MS-2
		工学的安全施設 (停止系0、1、2)	安全保護系 制御棒系	補助冷却設備	炉容器冷却設備	原子炉格納容器隔離弁	加圧水冷却設備隔離弁	浄化設備	非常用空気を非常用発電機	非常用発電機	ヘリウム循環機の周波数変換器
燃料体内冷却材管路閉塞事故		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次冷却設備二重管内管破損事故		△	◎	-	●	-	-	-	△	◎	-
2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故		△	◎	●	◎	-	-	-	△	◎	-
2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故		△	◎	●	◎	-	-	-	△	◎	-
加圧水配管破断事故		△	◎	●	◎	-	-	-	△	◎	-
1次冷却設備二重管破断事故		△	◎	-	●	-	-	●	△	◎	-
1次加圧水冷却器伝熱管破損事故		△	◎	●	◎	-	△	-	△	◎	-
1次ヘリウム純化設備破損事故		-	-	-	-	△	-	●	△	-	-
気体廃棄物処理設備破損事故		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
照射試験装置スイープガス配管破損事故		-	-	-	-	-	-	-	-	-	△
燃料限界照射試料の冷却材管路閉塞事故		-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
スタンドパイプ破損		△	◎	-	●	-	-	●	△	◎	-

◎: 作動を期待しているもの

△: 多重性のある1系統の単一故障を仮定するが解析結果に影響を与えないもの

●: 多重性のある1系統の単一故障を仮定することにより解析結果に影響を与えるもの

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1、MS-2及び機能を期待することの妥当性が示されたMS-3としている。





運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(10/10)

【MS-3の機能を期待することの妥当性について】

安全解析上、機能を期待しているMS-3の系統及び機器は、以下に示す基本的な考え方により設計している。

- ① 必要な場合に確実に作動するように、多重性を有し、動的機器の単一故障によって、その機能を喪失しないようにする。
- ② 電源等の駆動源は、安全機能を損なわないように確保する。
- ③ 機能が喪失していないことを確認するため、原子炉運転中あるいは停止時に試験及び検査が行えるようにする。

機能を期待しているMS-3の設備対応の具体的内容は以下のとおりである。

	多重性	駆動源	試験検査
ヘリウム循環機の周波数変換器	動的機器(切換しや断器)は、多重性を有する	直流電源から独立に給電	原子炉停止時に作動を確認する
制御棒パターンインターロック	制御棒引抜阻止のためのインターロックとして、相対位置の偏差によるパターンインターロック及び制御棒の連続引抜制限によるパターンインターロックを有する。(多様性)	計算機用無停電電源から給電(駆動源を喪失した場合、インターロックが作動する)	原子炉停止時に作動を確認する
加圧水循環ポンプの電流しゃ断器	動的機器(電流しゃ断器)は多重性を有する	直流電源から独立に給電	原子炉停止時に作動を確認する
1次加圧水冷却器加圧水入口温度高インターロック	1次加圧水冷却器加圧水入口温度高の検出器及び論理回路は多重性を有する	交流無停電電源から独立に給電	原子炉停止時に作動を確認する

解析上考慮している系統機器は、必要な設備対応がなされている。



現行申請書との変更点

現行申請書との変更点は以下のとおりである。

- I 気象データの更新(風向・風速・大気安定度他)
- II 社会環境データの更新(最新化)
- III 線量換算係数の詳細化
(年齢別実効線量換算係数等)

その他の点については、運転経験や安全性実証試験の実績から判断して、現行の解析結果が非安全側になることは無く、十分な保守性を有しているため変更していない。





代表事象の選定結果

起因事象の評価

各起因事象毎に評価値について判断基準と照らして最も厳しい値に注目し、代表事象として選定する。

代表事象の選定結果

運転時の異常な過渡変化

- 未臨界状態からの制御棒誤引抜き
- 出力運転中の制御棒誤引抜き
- 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止
- 1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇
- 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次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開
- 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開
- 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- 2次冷却設備の除熱量の増大
- 商用電源喪失
- 照射試料の移動による反応度添加
- 照射キャプセルの断熱性能の低下
- 特殊運転時の異常

設計基準事故

- 燃料体内冷却材流路閉塞事故
- 1次冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
- 加圧水配管破断事故
- 1次冷却設備二重管破断事故
- 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- 1次ヘリウム純化設備破損事故
- 気体廃棄物処理設備破損事故
- 照射試験装置スweepガス配管破損事故
- 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
- スタンドパイプ破損事故
- その他(地震、火災、台風、洪水等)

22

HTR

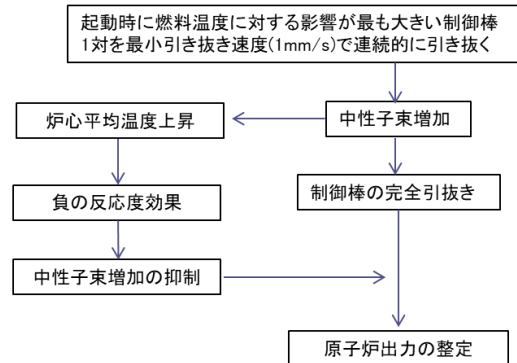
解析条件および結果(運転時の異常な過渡変化)

すべての異常事象について、選定された単一故障条件、初期運転条件等のもと解析を行う。

①【未臨界状態からの制御棒誤引抜き】

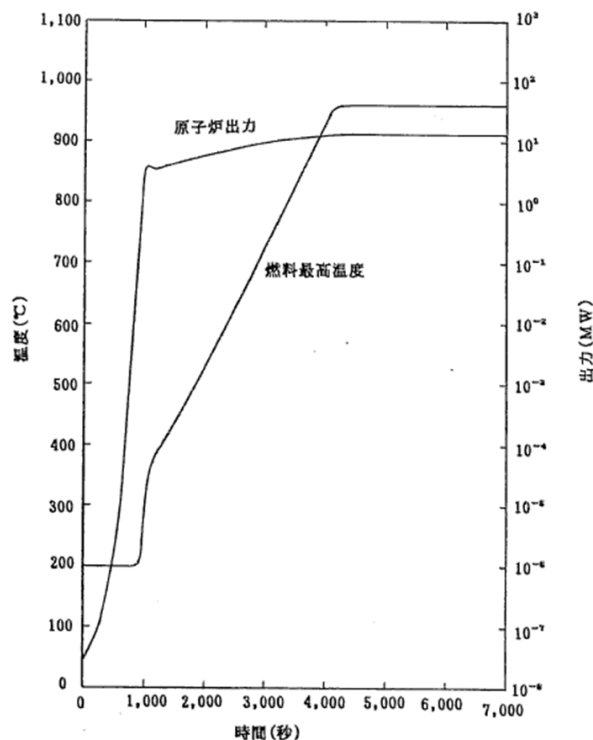
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	起動時における運転員の誤操作による制御棒の連続引抜き(並列運転)	
単一故障の条件	動作を期待する機器はない	
原子炉初期出力	10 ⁻⁷ %(0.03W)	中性子源の出力に相当する値
1次冷却材温度	入口温度 200℃ 出口温度 200℃	制御棒の手動操作の上限出力(30%)時の温度に余裕をとった値
反応度添加率	1.2×10 ⁻⁶ Δk/k/s	燃料温度が最も高くなる反応度添加率
原子炉スクラム時挿入反応度	—	原子炉はスクラムせず
ドブラ係数減速材温度係数	解析条件の最大値	投入される負の反応度量を少なくして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

事象のフローチャート



	結果	判断
燃料最高温度	約965℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600℃以下
Hastelloy XR	初期値を上回らない	980℃以下

①【未臨界状態からの制御棒誤引抜き】



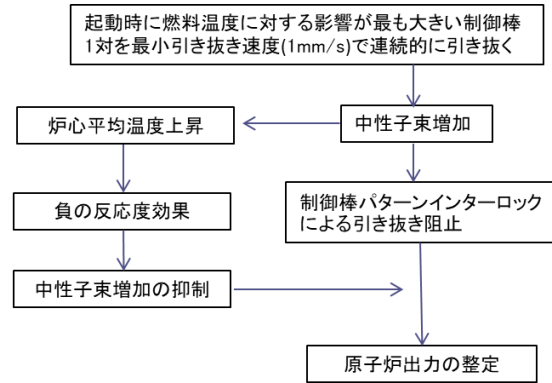


解析結果－運転時の異常な過渡変化(3/30)－

②【出力運転中の制御棒誤引抜き】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中の運転員の誤操作による制御棒の連続引抜き(並列運転)	
単一故障の条件	制御棒パターンインターロック	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
反応度添加率	$5.0 \times 10^{-8} \Delta k/k/s$	燃料温度が最も高くなる反応度添加率
原子炉スクラム時挿入反応度	—	原子炉はスクラムせず
ドブラ係数減速材温度係数	解析条件の最大値	投入される負の反応度量を少なくして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

事象のフローチャート

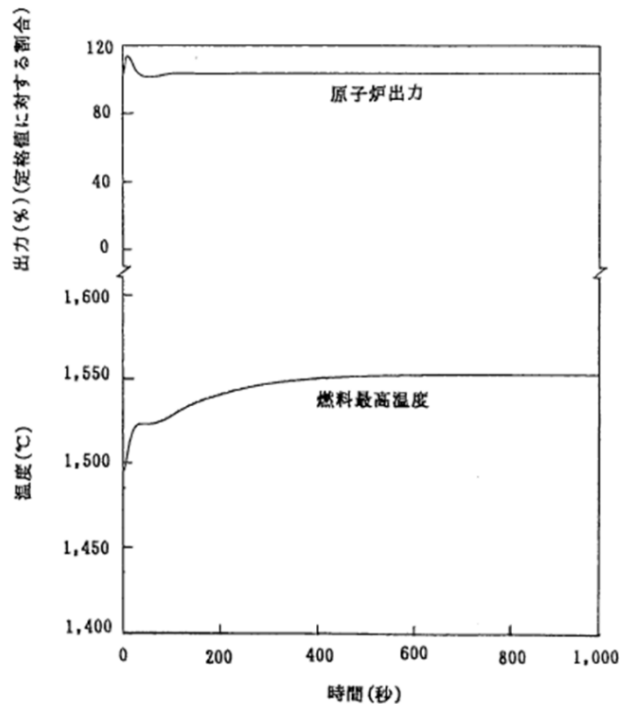


	結果	判断
燃料最高温度	約1555℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.21MPa(42.9kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約352℃	600℃以下
Hastelloy XR	約922℃	980℃以下



解析結果－運転時の異常な過渡変化(4/30)－

②【出力運転中の制御棒誤引抜き】

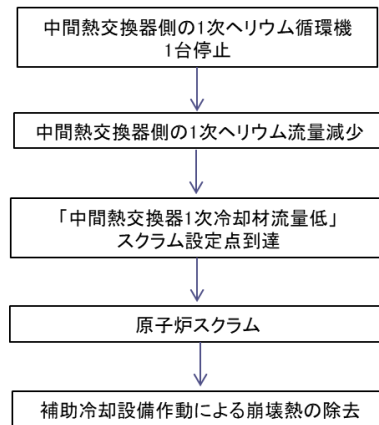


解析結果－運転時の異常な過渡変化(5/30)－

③【中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に電氣的故障等の原因により、中間熱交換器用1次ヘリウム循環機1台が停止して1次冷却材流量が減少する。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値。
ドブラ係数減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する。
安全保護系信号	「中間熱交換器1次冷却材流量低」	

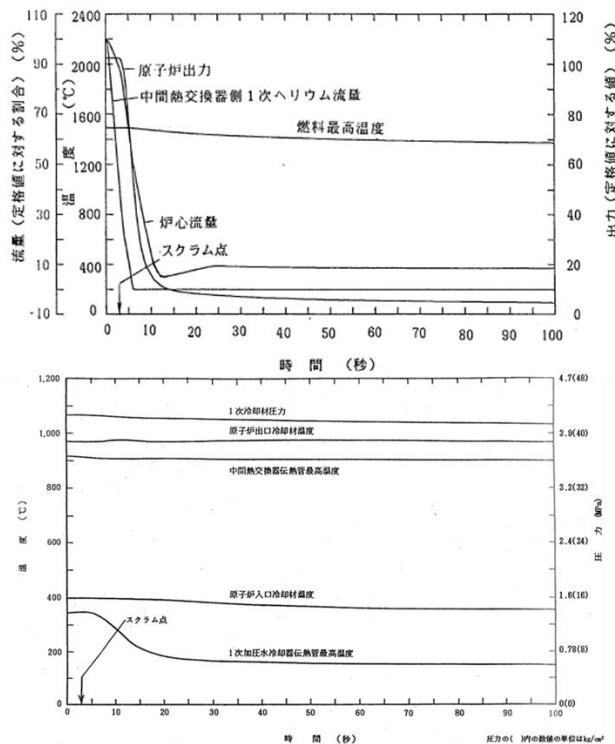
事象のフローチャート



	結果	判断
燃料最高温度	初期値を上回らない	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約348℃	600℃以下
Hastelloy XR	初期値を上回らない	980℃以下

解析結果－運転時の異常な過渡変化(6/30)－

③【中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止】

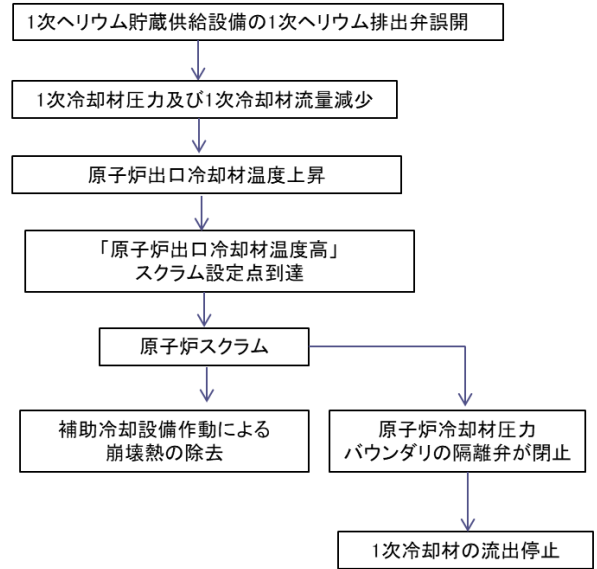


解析結果－運転時の異常な過渡変化(7/30)－

④【1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に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する。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
安全保護系信号	「原子炉出口冷却材温度高」	

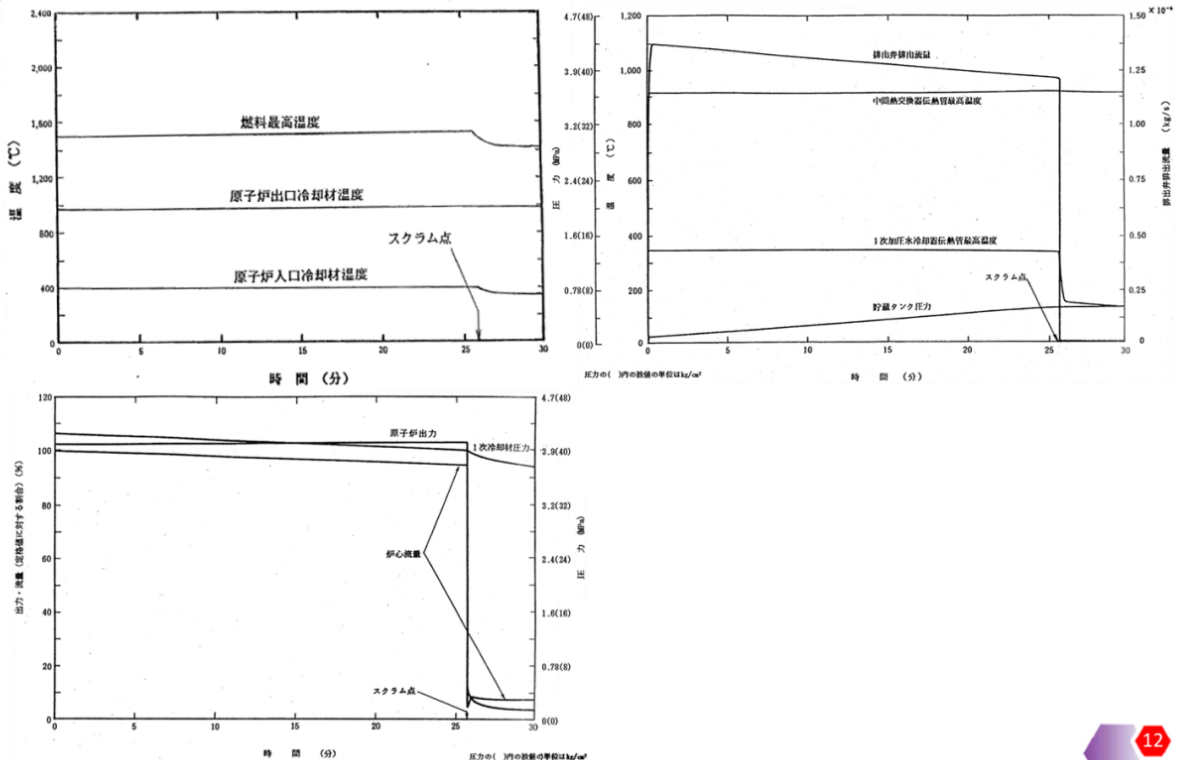
事象のフローチャート



	結果	判断
燃料最高温度	約1517℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600℃以下
ハステロイXR	約915℃	980℃以下

解析結果－運転時の異常な過渡変化(8/30)－

④【1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開】



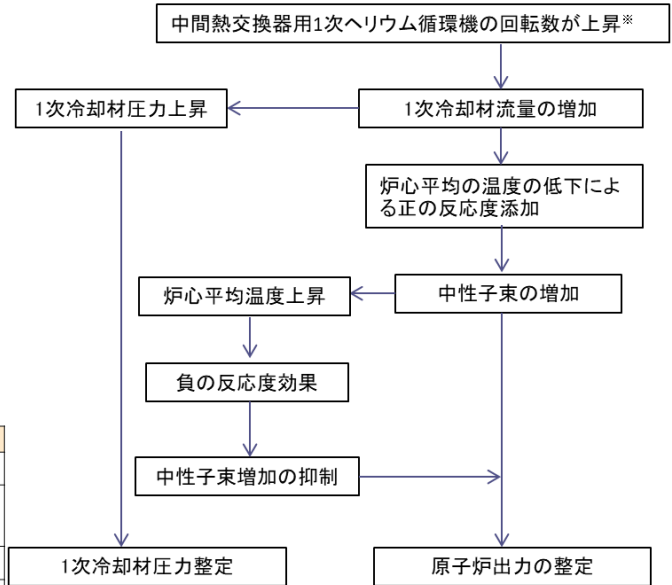
解析結果－運転時の異常な過渡変化(9/30)－

⑤【中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に中間熱交換器用1次ヘリウム循環機(1台)回転数制御装置の誤作動により1次冷却材流量が増大する。(並列運転)	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	-	原子炉はスクラムせず
ドブラ係数減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
燃料最高温度	約1510°C	1600°C以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.39MPa (44.8kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍 (5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600°C以下
Hastelloy XR	約949°C	980°C以下

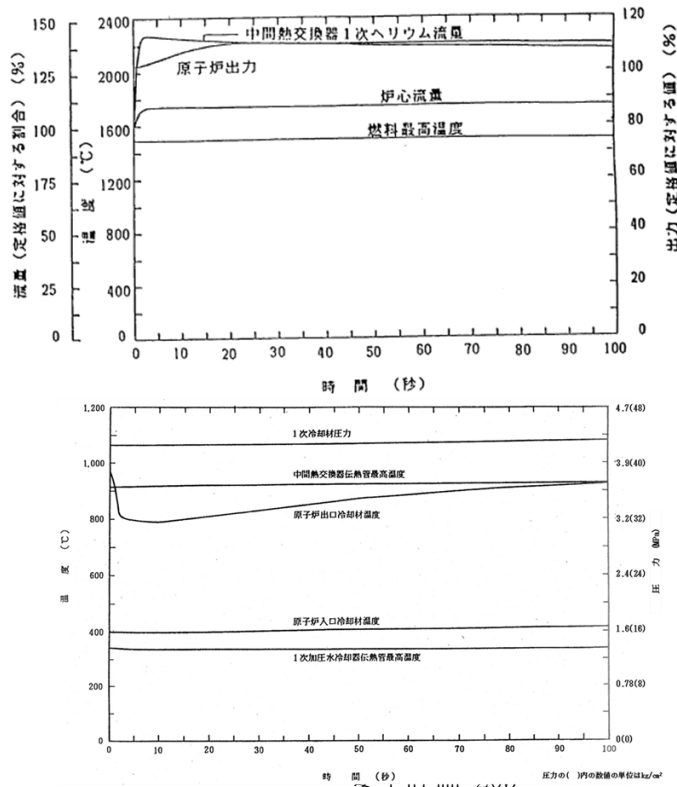
事象のフローチャート



※1次ヘリウム循環器1台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)までほぼ瞬時に増大し、回転数が維持される。

解析結果－運転時の異常な過渡変化(10/30)－

⑤【中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇】



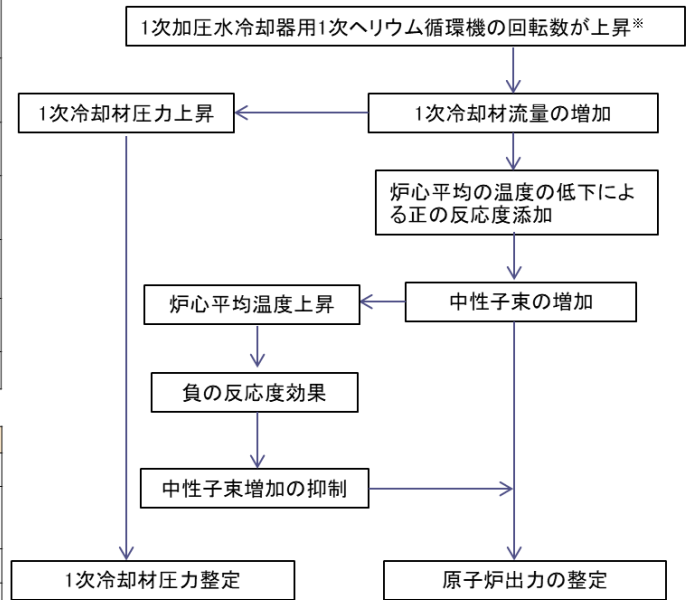
解析結果－運転時の異常な過渡変化(11/30)－

⑥【1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機(1台)回転数制御装置の誤作動により1次冷却材流量が増大する。(単独運転)	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	-	原子炉はスクラムせず
ドプラ係数減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
燃料最高温度	約1509℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.28MPa (43.6kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍 (5.28MPa(53.8kg/cm ²)) 以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約360℃	600℃以下
HastelloyXR	初期値を上回らない	980℃以下

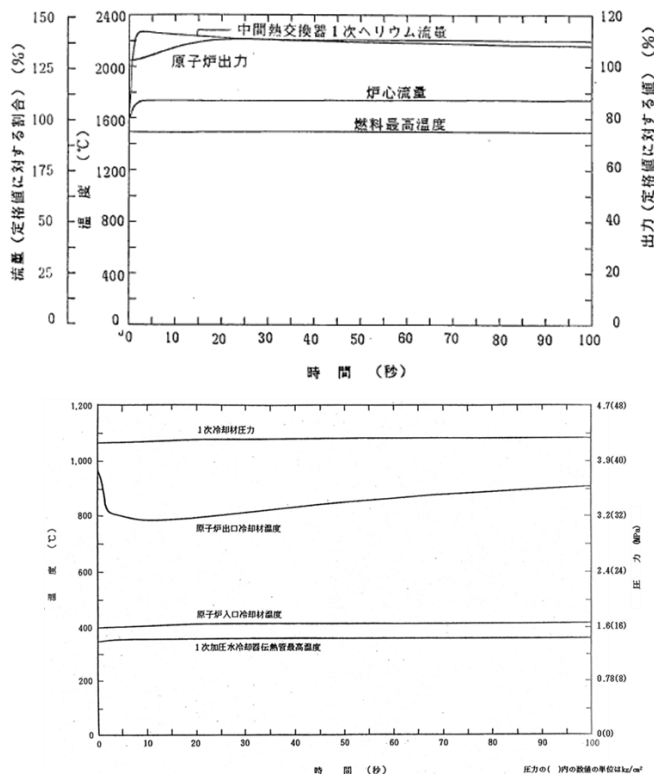
事象のフローチャート



※1次ヘリウム循環器1台の回転数が、インターロック設定値(12,500rpm)までほぼ瞬時に増大し、回転数が維持される。

解析結果－運転時の異常な過渡変化(12/30)－

⑥【1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇】



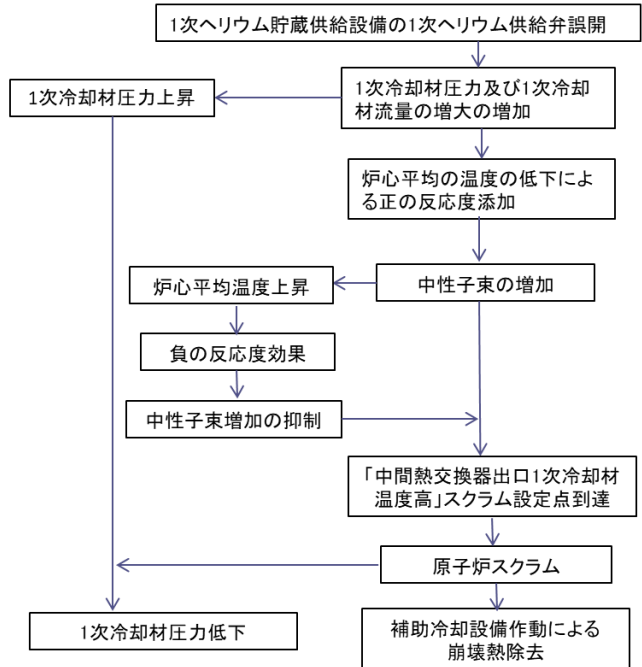
解析結果－運転時の異常な過渡変化(13/30)－

⑦【1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に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する。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドラブ係数減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
安全保護系信号	「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」	

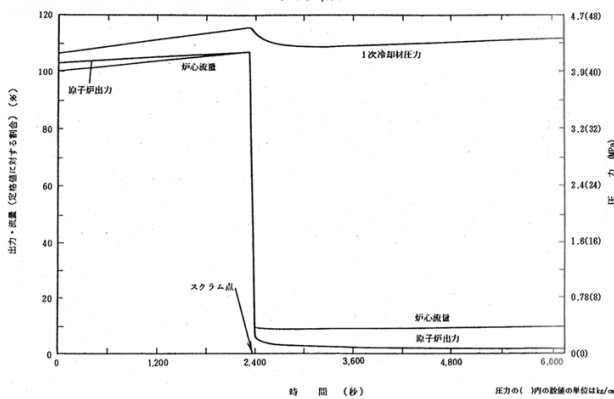
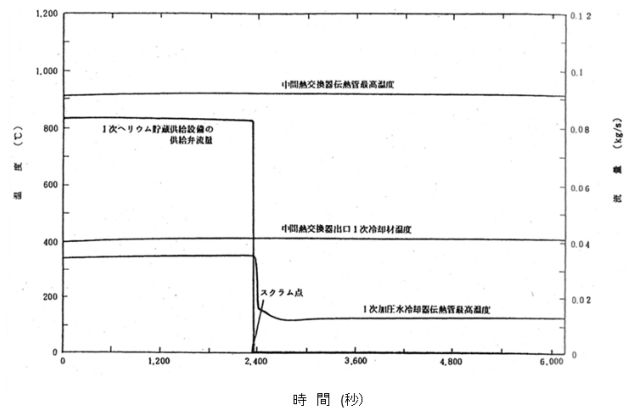
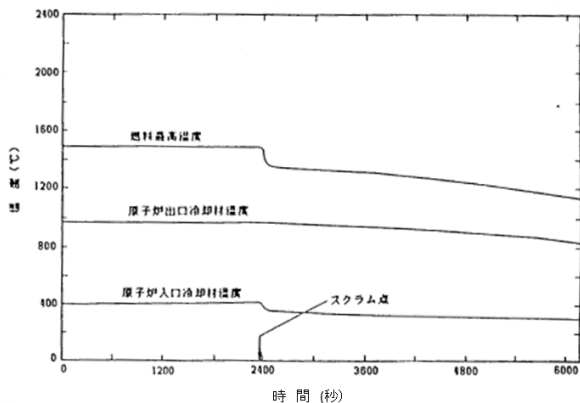
	結果	判断
燃料最高温度	約1500°C	1600°C以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.53MPa(46.2kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約351°C	600°C以下
HastelloyXR	約921°C	980°C以下

事象のフローチャート



解析結果－運転時の異常な過渡変化(14/30)－

⑦【1次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開】



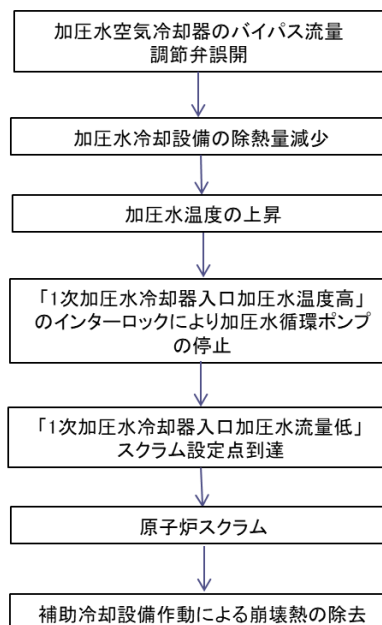
JAEA 解析結果－運転時の異常な過渡変化(15/30)－

⑧【加圧水空気冷却器バイパス流量調節弁の誤開】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	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、加圧水冷却設備の除熱量が減少する。(単独運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
安全保護系信号	「1次加圧水冷却器加圧水流量低」	

	結果	判断
燃料最高温度	約1497℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.25MPa(43.3kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約370℃	600℃以下
ハステロイX	初期値を上回らない	980℃以下

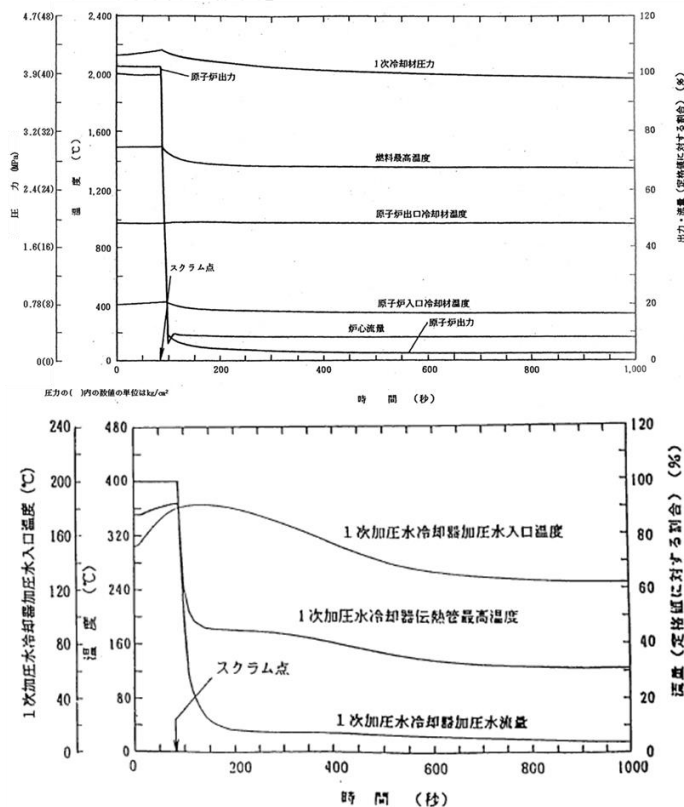
事象のフローチャート



JAEA 解析結果－運転時の異常な過渡変化(16/30)－



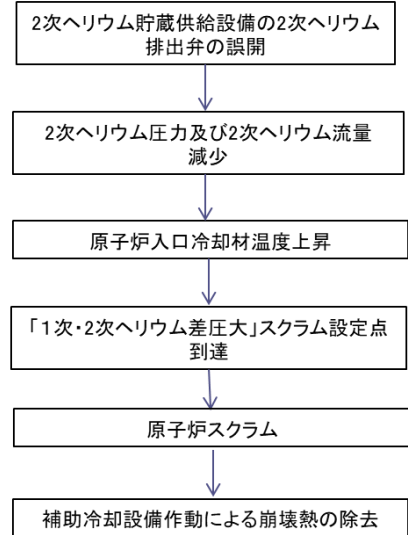
⑧【加圧水空気冷却器バイパス流量調節弁の誤開】



⑨【2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開】

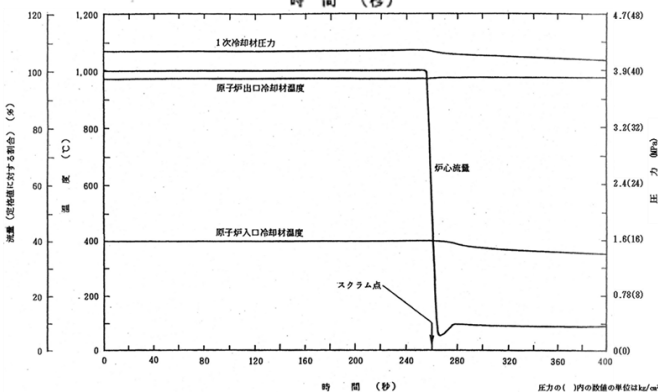
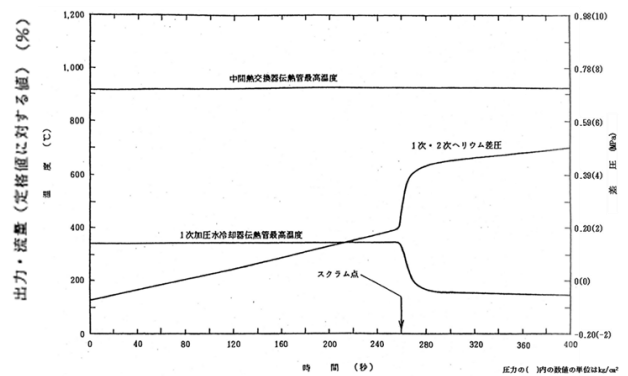
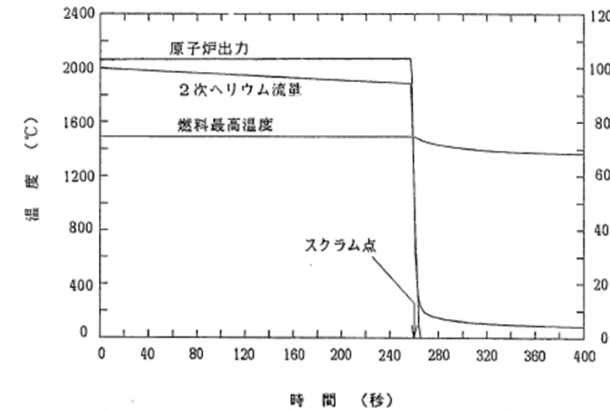
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に2次ヘリウム貯蔵供給設備の2次ヘリウム排出弁が誤開することにより2次ヘリウム圧力及び2次ヘリウム流量が減少する(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドラブ係数減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
安全保護系信号	「1次・2次ヘリウム差圧大」	

事象のフローチャート



	結果	判断
燃料最高温度	約1497°C	1600°C以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.22MPa(43.0kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600°C以下
ハステロイX	約918°C	980°C以下

⑨【2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開】





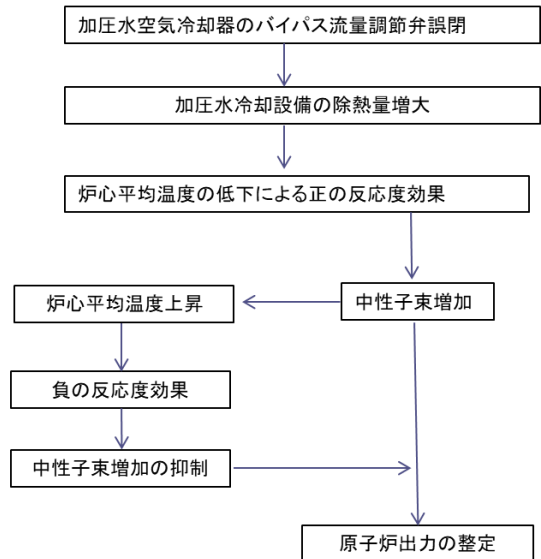
解析結果－運転時の異常な過渡変化(19/30)－

⑩-1【2次冷却設備の除熱量の増大(並列運転)】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に加圧水温度制御系の誤操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、加圧水冷却設備の除熱量が増大する。(並列運転)	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	-	原子炉はスクラムせず。
ドラ係数減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
燃料最高温度	約1526℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600℃以下
Hastelloy XR	初期値を上回らない	980℃以下

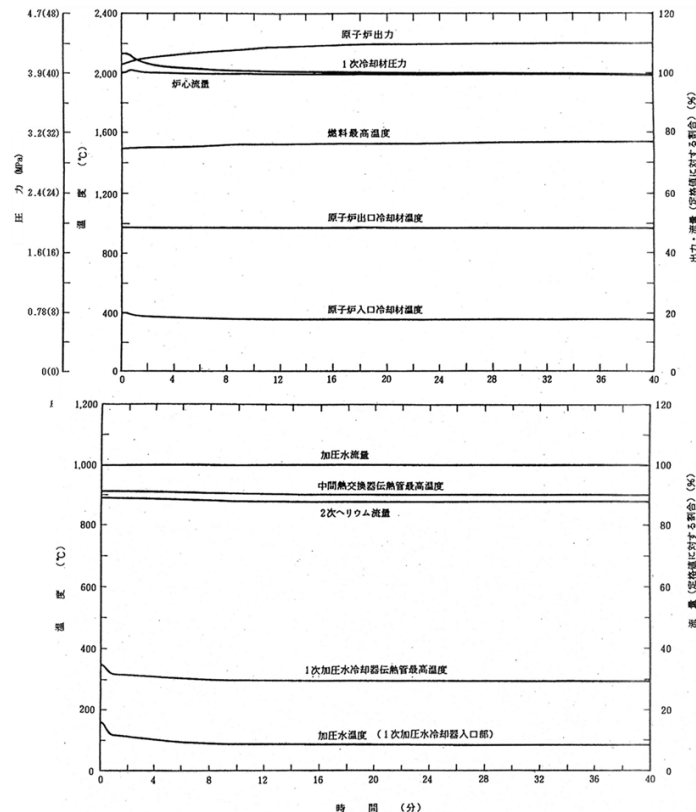
事象のフローチャート



解析結果－運転時の異常な過渡変化(20/30)－



⑩-1【2次冷却設備の除熱量の増大(並列運転)】



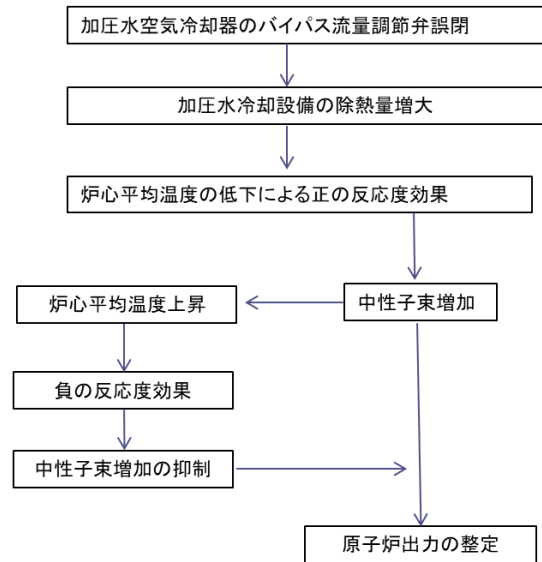
JAEA 解析結果—運転時の異常な過渡変化(21/30)—

⑩-2【2次冷却設備の除熱量の増大(単独運転)】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中に加圧水温度制御系の誤操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、加圧水冷却設備の除熱量が増大する。(単独運転)	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	-	原子炉はスクラムせず。
ドラ係数減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
燃料最高温度	約1520℃	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.19MPa(42.7kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約358℃	600℃以下
HastelloyXR	初期値を上回らない	980℃以下

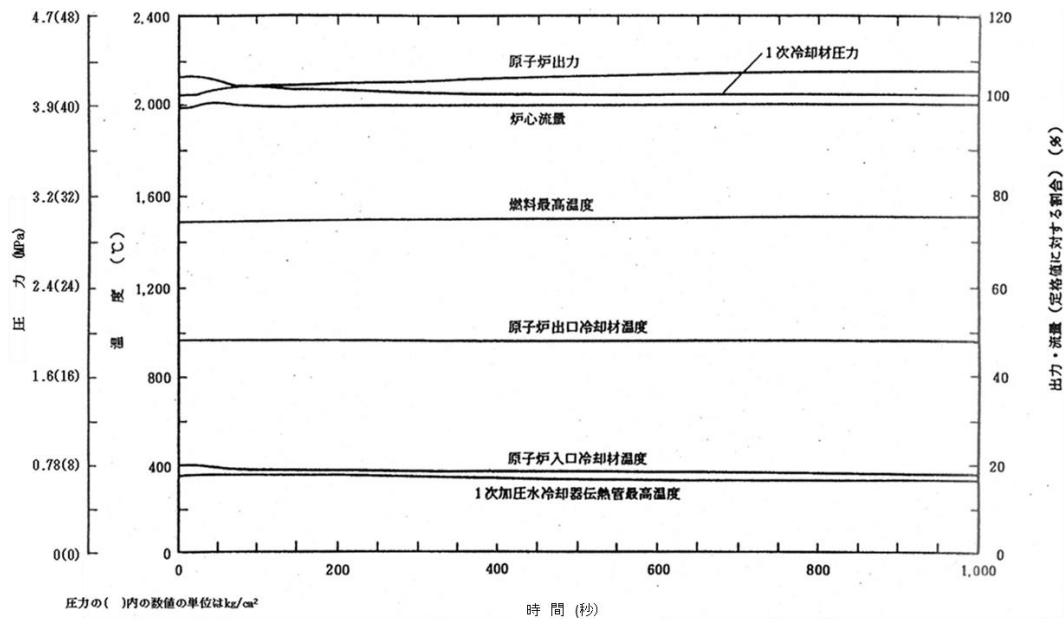
事象のフローチャート



JAEA 解析結果—運転時の異常な過渡変化(22/30)—



⑩-2【2次冷却設備の除熱量の増大(単独運転)】



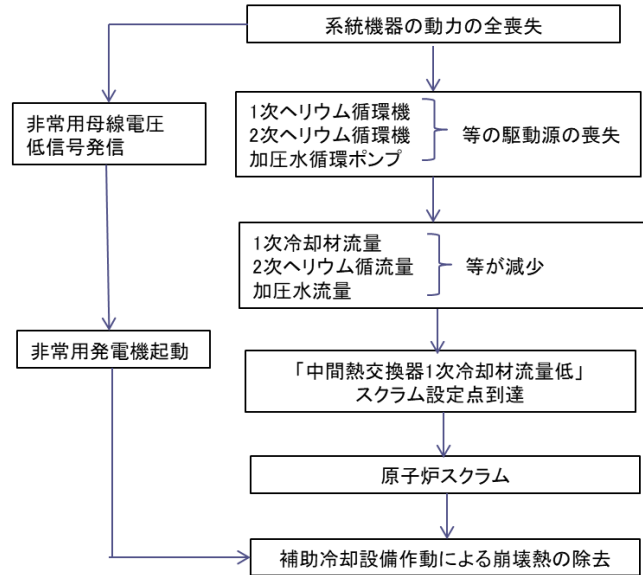
解析結果－運転時の異常な過渡変化(23/30)－

⑪【商用電源喪失】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	商用電源が喪失し、1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプが同時に停止する。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドラ係数減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
安全保護系信号	「中間熱交換器1次冷却材流量低」	

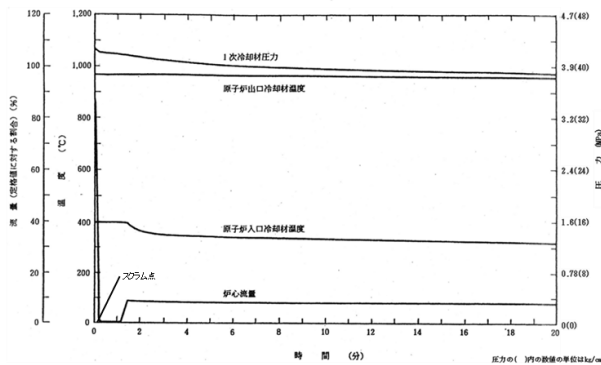
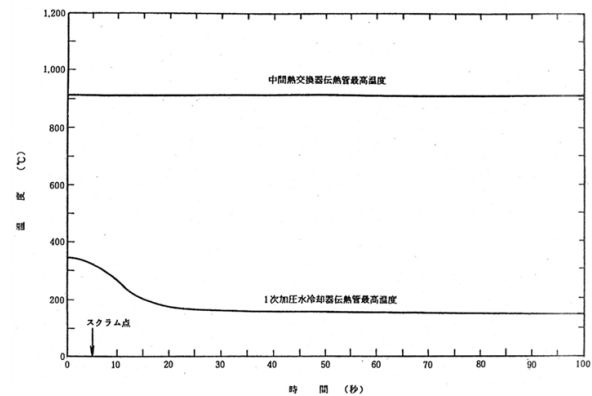
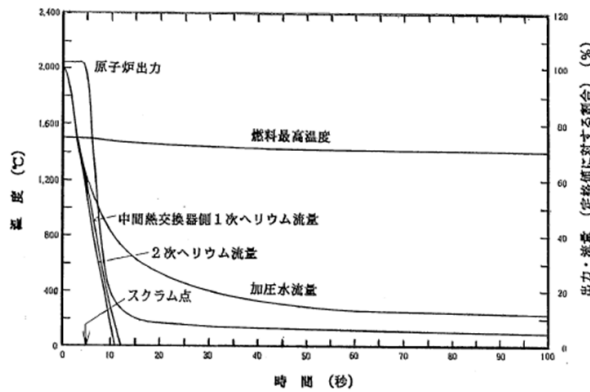
	結果	判断
燃料最高温度	初期値を上回らない	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600℃以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	980℃以下

事象のフローチャート



解析結果－運転時の異常な過渡変化(24/30)－

⑪【商用電源喪失】



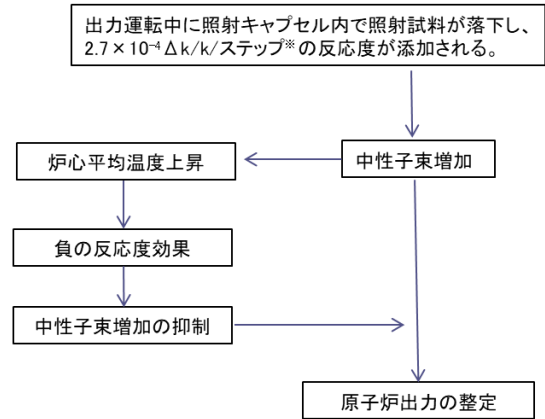
JAEA 解析結果—運転時の異常な過渡変化(25/30)—

⑫【照射試料の移動による反応度添加】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	材料照射試験時の照射キャプセル内の照射試料の落下(並列運転)	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
原子炉初期条件	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 869°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(19°C)
反応度添加率	$2.7 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	$1 \times 10^{-2} \Delta k/k/s$ ステップ以下で、燃料温度が最も高くなる反応度添加率
原子炉スクラム時挿入反応度	—	原子炉はスクラムせず
ドブラ係数減速材温度係数	解析条件の最大値	投入される負の反応度少なくして厳しく評価する
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
燃料最高温度	約1480°C	1600°C以下
原子炉冷却材圧力 バウンダリ圧力	約4.22MPa(43.0kg/cm ²)	最高使用圧力の1.1倍 (5.28MPa(53.8kg/cm ²)) 以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約338°C	600°C以下
ハステロイXR	約338°C	980°C以下

事象のフローチャート

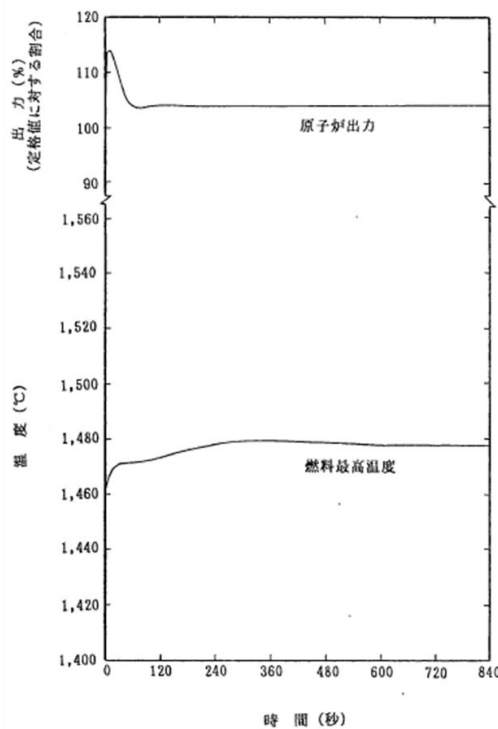


※試料落下時の反応度添加率は、 $1 \times 10^{-2} \Delta k/k/$ ステップ以下となる。この範囲で燃料温度が最も高くなる反応度添加率は、 $2.7 \times 10^{-4} \Delta k/k/$ ステップとなる。

JAEA 解析結果—運転時の異常な過渡変化(26/30)—



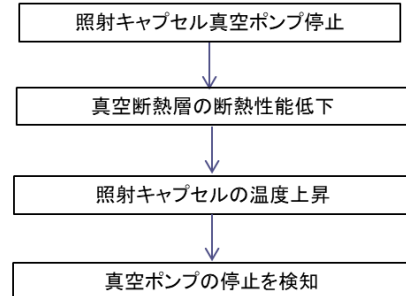
⑫【照射試料の移動による反応度添加】



⑬【燃料キャプセルの断熱性能の低下】

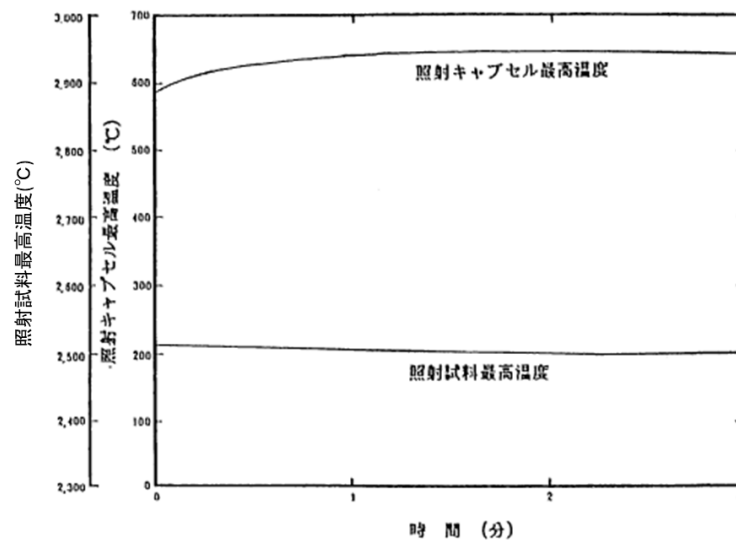
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	燃料照射時の照射キャプセル内の真空断熱層の真空度を維持するための真空ポンプの停止による断熱性能の低下	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない	
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 869℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(19℃)
炉内キャプセル初期温度	590℃	照射キャプセル(可動反射体)の最高温度
照射試料温度	2510℃	照射試料の最高温度(約2500℃)に余裕をとった値
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

事象のフローチャート



	結果	判断
燃料最高温度	初期値を上回らない	1600℃以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600℃以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	980℃以下

⑬【燃料キャプセルの断熱性能の低下】

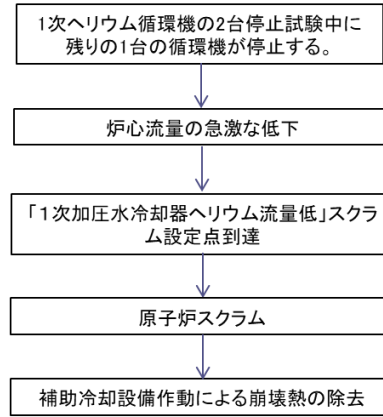


⑭【特殊運転時の異常】

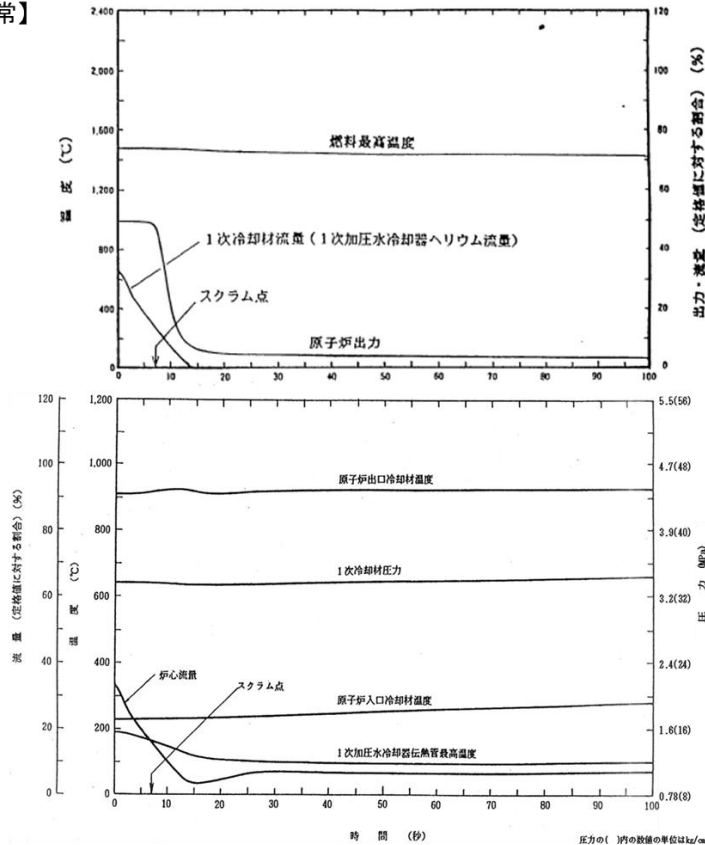
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウム循環機2台停止の循環機停止試験中に燃料温度が最高温度になった時点で電氣的事故等の原因により残りの1台の1次ヘリウム循環機が停止する。(単独運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 869°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(19°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数減速材温度係数	解析条件の最大値	投入される負の反応度を少なくして厳しく評価する
安全保護系信号	「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」	

	結果	判断
燃料最高温度	初期値を上回らない	1600°C以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.1倍(5.28MPa(53.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	500°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	600°C以下
ハステロイX	初期値を上回らない	980°C以下

事象のフローチャート



⑭【特殊運転時の異常】



解析結果－設計基準事故 (1/20)－

解析条件および結果 (設計基準事故)

すべての異常事象について、選定された単一故障条件、初期運転条件等のもと解析を行う。

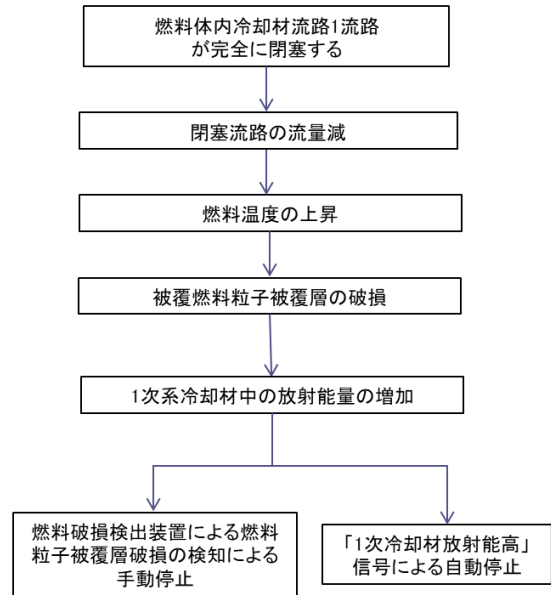
①【燃料体内冷却材流路閉塞事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	原子炉の出力運転中に、何等かの原因で、燃料体内冷却材流路の1流路が閉塞される。(並列運転)	
単一故障の条件	動作を期待する機器はない	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	-	-
ドブラ係数/減速材温度係数	-	-
安全保護系信号	原子炉はスクラムせず	

	結果	判断
炉心損傷	-	-
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.2倍 (5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000°C
原子炉格納容器バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力(0.49MPa (5.0kg/cm ²))以下

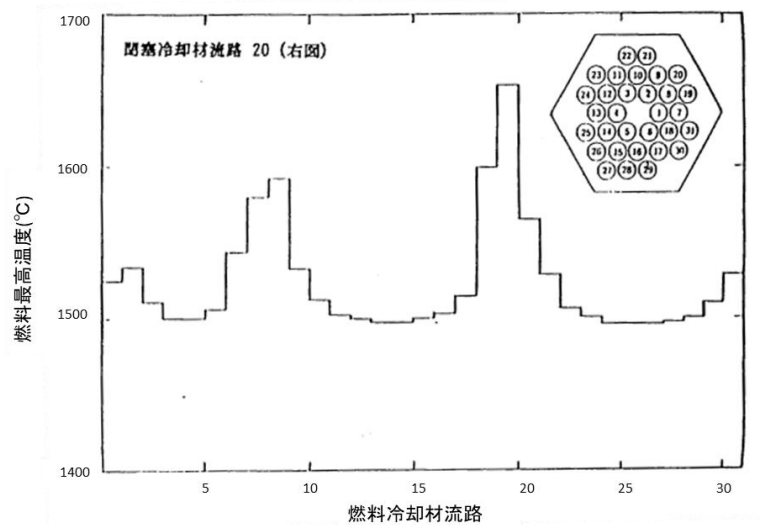
黒鉛の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い
燃料最高温度は、局所的に約1653°Cであり、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (2/20)－

①【燃料体内冷却材流路閉塞事故】



解析結果－設計基準事故 (3/20)－

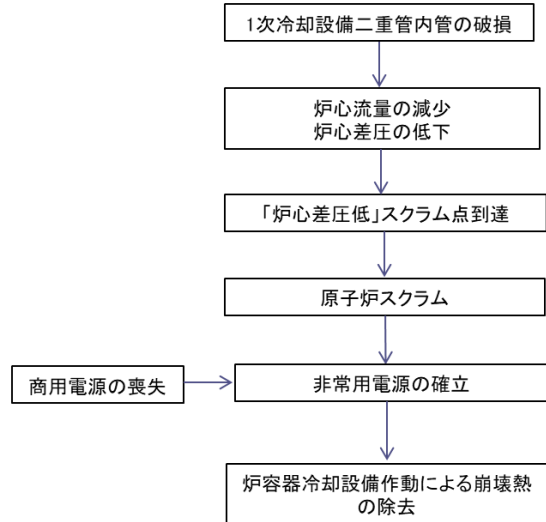
②【1次冷却設備二重管内管破損事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次冷却設備二重管内管が破損し、1次冷却材が炉心をバイパスする。(並列運転)	
単一故障の条件	炉容器冷却設備1系統の不作動	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数/減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
破損位置	原子炉压力容器内	
安全保護系信号	「炉心差压低」	

	結果	判断
炉心損傷	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.50MPa(45.9kg/cm ²)	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	約515°C	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
Hastelloy XR	初期値を上回らない	1000°C
原子炉格納容器バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

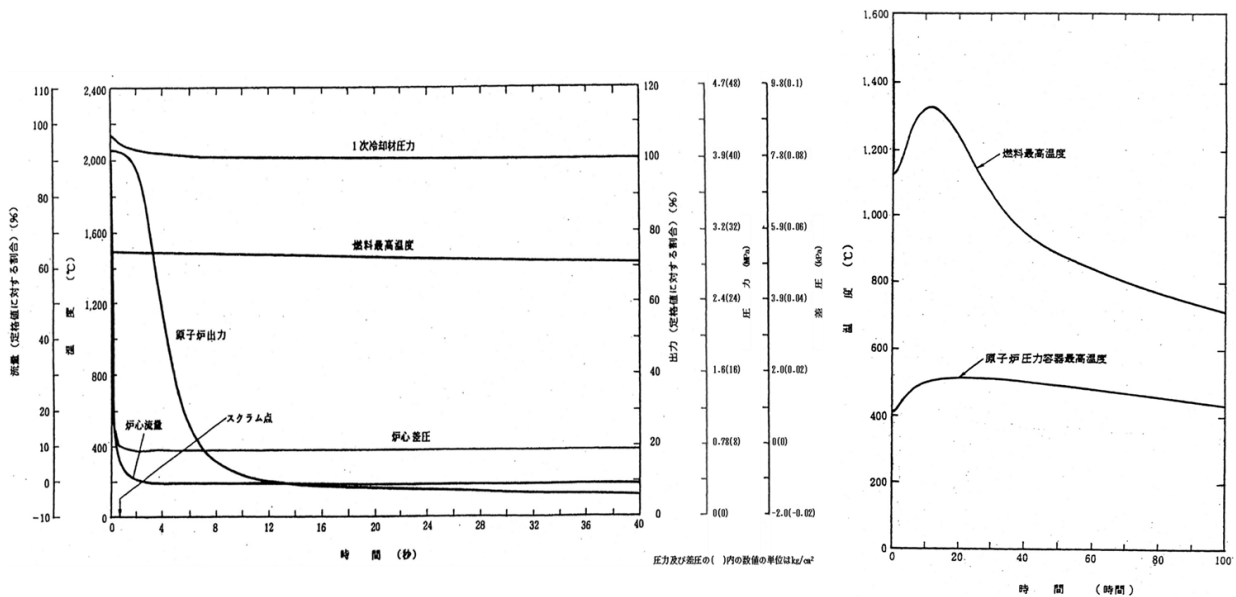
燃料の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い。燃料最高温度は、初期値を上回らないため、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である。

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (4/20)－

②【1次冷却設備二重管内管破損事故】



解析結果－設計基準事故 (5/20)－

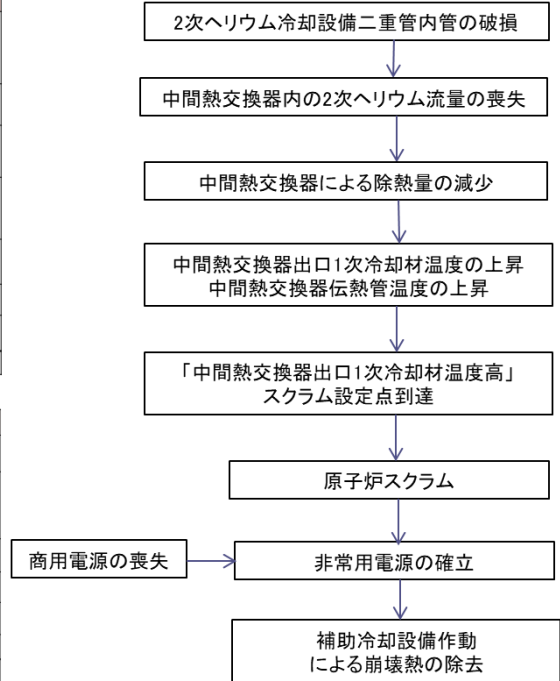
③【2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	2次ヘリウム冷却設備二重管内管が破損し、2次冷却材が中間熱交換器をバイパスする。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2%) 定格値+定常誤差(17%)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数/減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
破損位置	中間熱交換器出口部近傍	
安全保護系信号	「中間熱交換器出口1次冷却材温度高」	

	結果	判断
炉心損傷	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約43.0MPa(43.8kg/cm ²)	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	550℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約346℃	650℃以下
ハステロイXR	約956℃	1000℃
原子炉格納容器バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

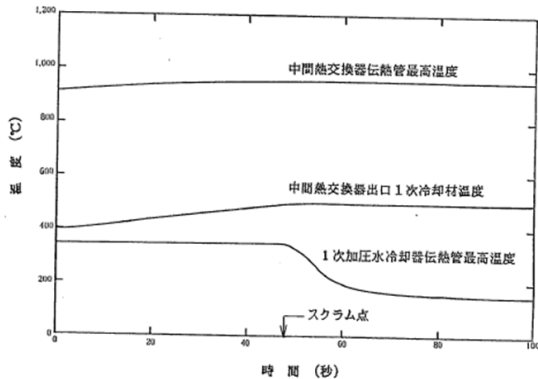
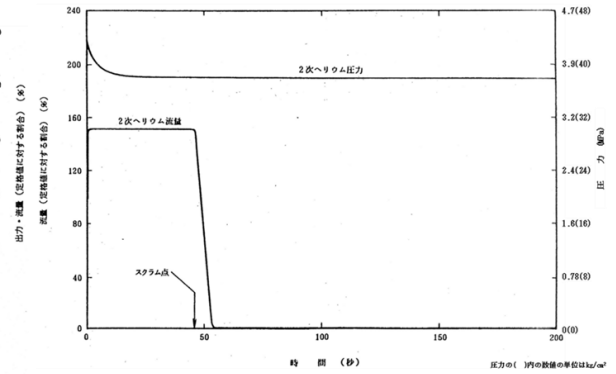
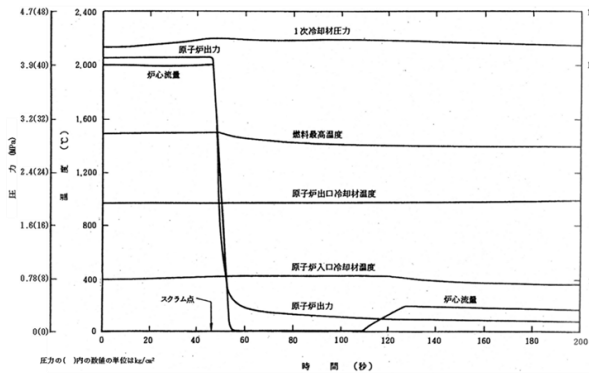
黒鉛の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い
燃料最高温度は、約1497℃であり、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (6/20)－

③【2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故】

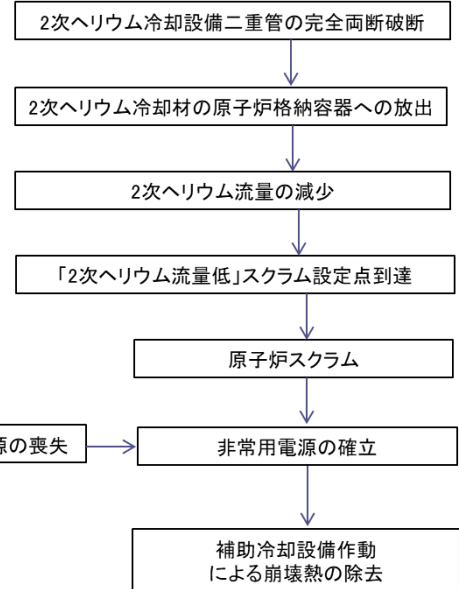


解析結果－設計基準事故 (7/20)－

④【2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	2次ヘリウム冷却設備二重管が破損し、2次冷ヘリウム流量が喪失する。(並列運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数/減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
破損位置	中間熱交換器出入口ノズル部近傍	
安全保護系信号	「2次ヘリウム流量低」	

事象のフローチャート

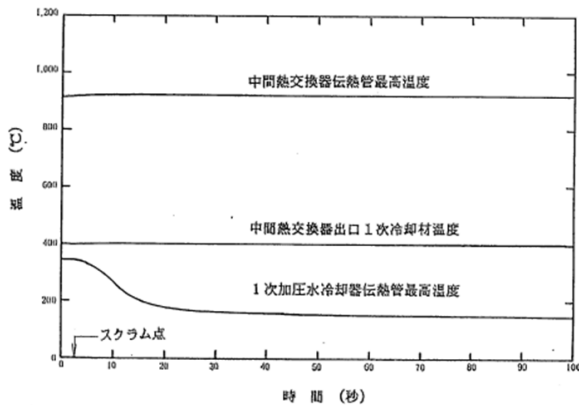
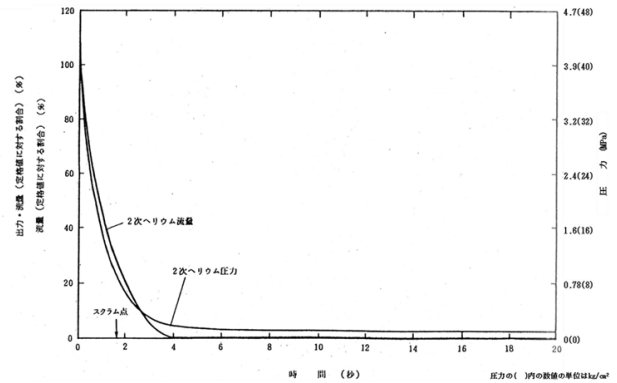
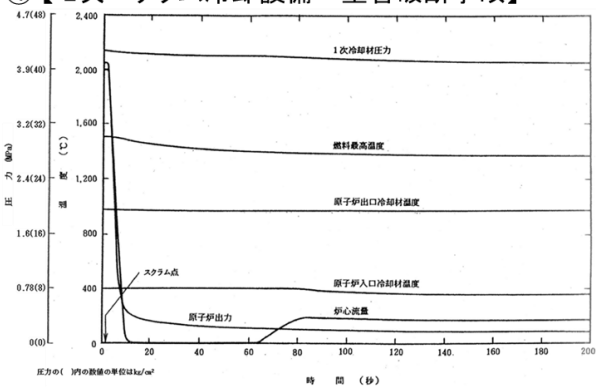


	結果	判断
炉心損傷	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
ハステロイX/R	約921°C	1000°C
原子炉格納容器バウンダリ圧力	0.13MPa(1.3kg/cm ²)	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

黒鉛の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い
燃料最高温度は、初期値を上回らないため、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である

解析結果－設計基準事故 (8/20)－

④【2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故】



解析結果－設計基準事故 (9/20)－

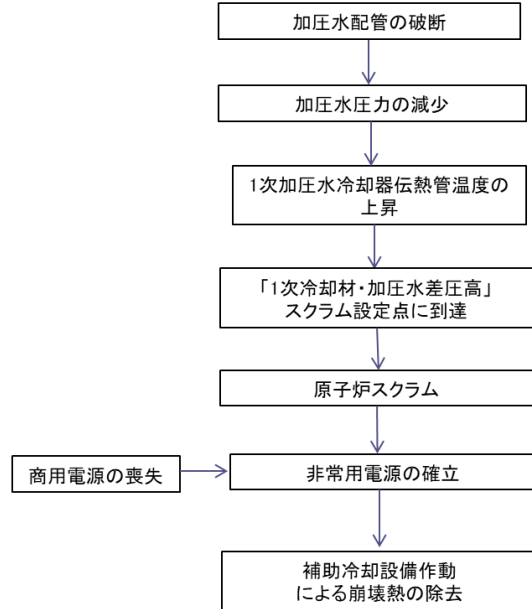
⑤【加圧水配管破断事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	加圧水配管が破断し、1次加圧水冷却器伝熱管内の加圧水が喪失する。(単独運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数/減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
破損位置	加圧水循環ポンプ出口部近傍	
安全保護系信号	「1次冷却材・加圧水差圧高」	

	結果	判断
炉心損傷	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.19MPa(42.7kg/cm ²)	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	550℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	約368℃	650℃以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000℃
原子炉格納容器バウンダリ圧力	約0.27MPa(2.8kg/cm ²)	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

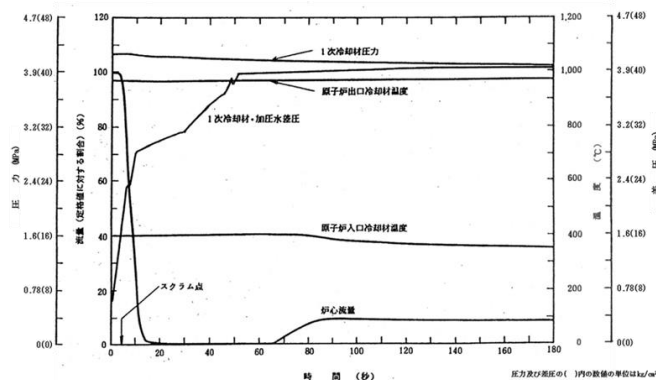
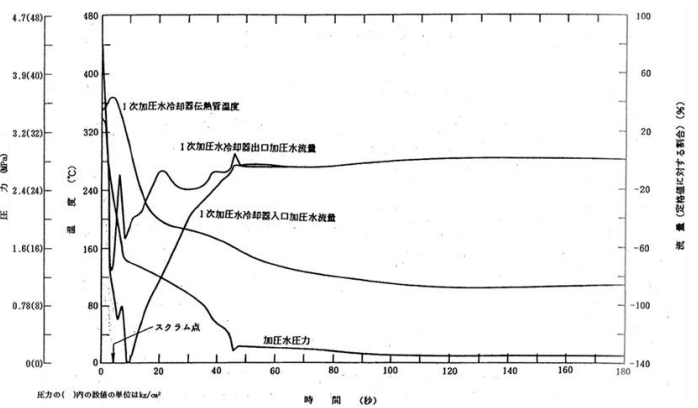
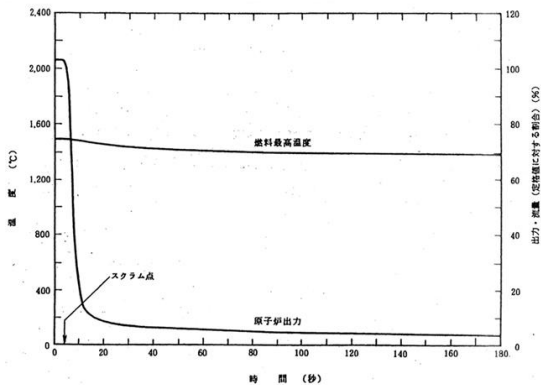
黒鉛の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い。燃料最高温度は、初期値を上回らないため、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である。

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (10/20)－

⑤【加圧水配管破断事故】

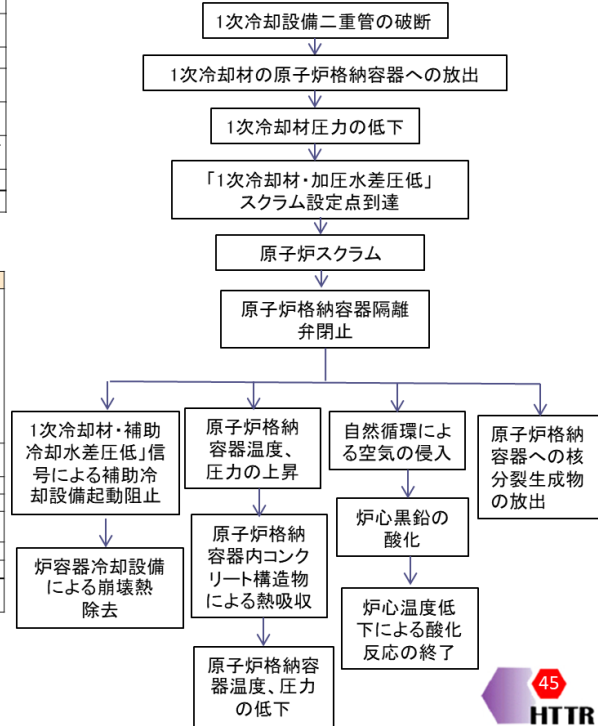


解析結果－設計基準事故 (11/20)－

⑥【1次冷却設備二重管破断事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次冷却設備二重管が完全両端破断し、1次冷却材が1次冷却系外に放出され、1次冷却設備が急速に減圧する。(並列運転)	
単一故障の条件	炉容器冷却設備の1次系統不動作	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397℃ 出口温度 967℃	定格値+定常誤差(2℃) 定格値+定常誤差(17℃)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドラ係数/減速材温度係数	解析条件の最小値	投入される正の反応度を多くして厳しく評価する
破損位置	原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍	
安全保護系信号	「1次冷却材・加圧水差圧低」	

事象のフローチャート

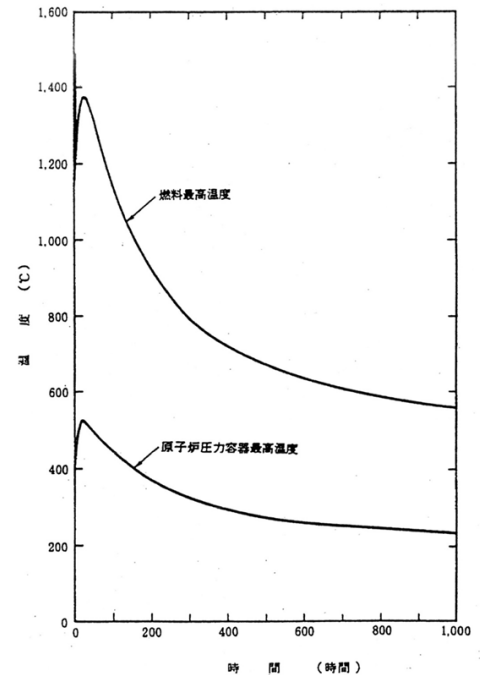
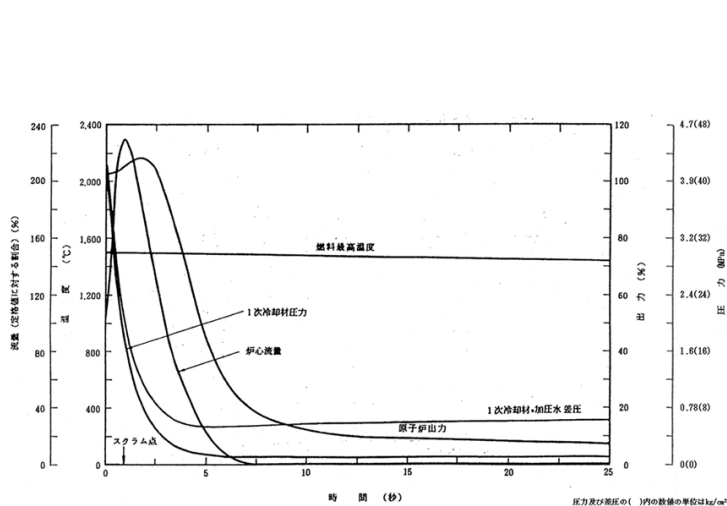


	結果	判断
炉心損傷	黒鉛酸化 カポートポスト部の直径 138mm	残存直径が80mm以上であること
	黒鉛スリーブ底板 6.4mm	残存厚さが5mm以上であること
	燃料限界照射試料の黒鉛スリーブ底板 6.6mm	残存厚さが5mm以上であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度 21/4Cr-1Mo鋼NT材	約530℃	550℃以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650℃以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000℃
原子炉格納容器		
バウンダリ圧力	約0.46MPa(4.7kg/cm ²)	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

可燃性ガス濃度は燃焼範囲外である

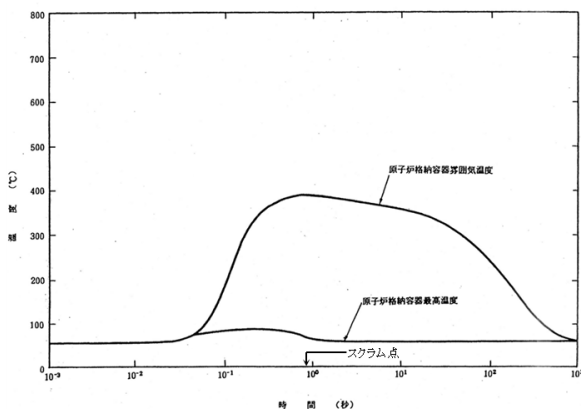
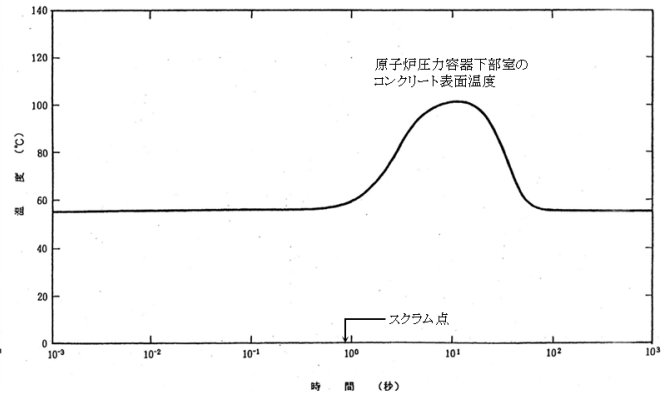
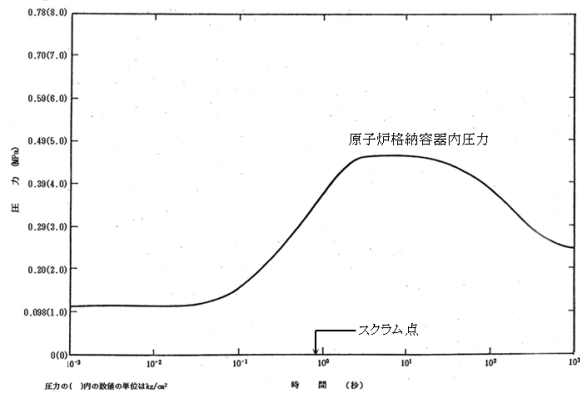
解析結果－設計基準事故 (12/20)－

⑥【1次冷却設備二重管破断事故】



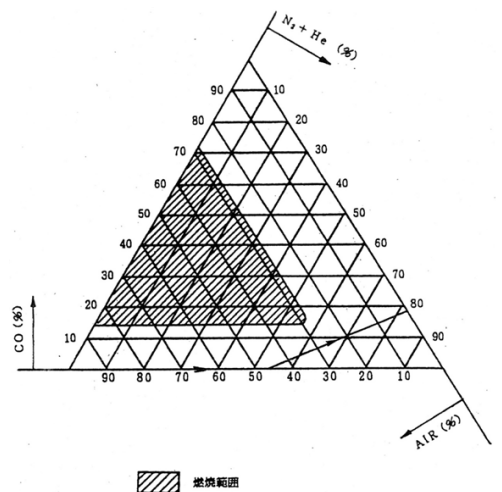
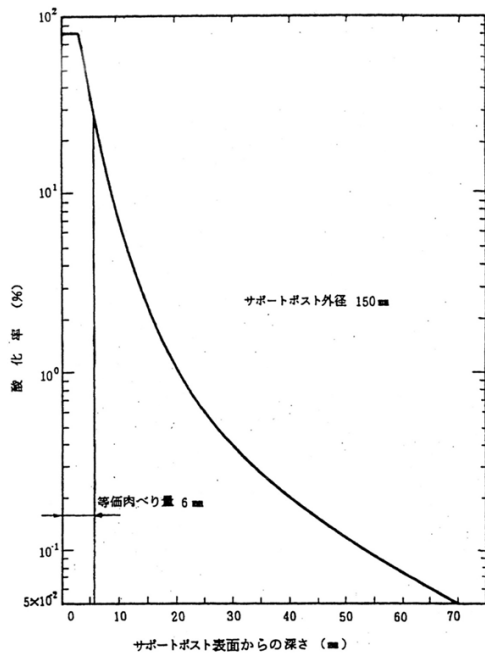
解析結果—設計基準事故 (13/20)—

⑥【1次冷却設備二重管破断事故】



解析結果—設計基準事故 (14/20)—

⑥【1次冷却設備二重管破断事故】



(原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)

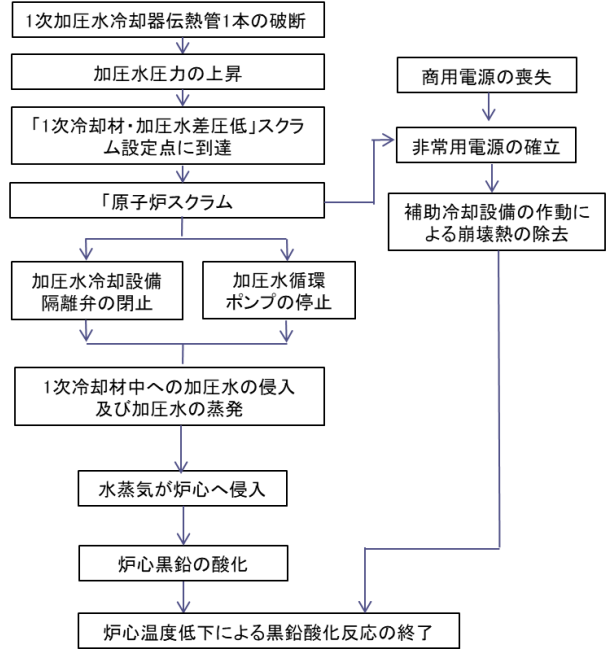
解析結果－設計基準事故 (15/20)－

⑦【1次加圧水冷却器伝熱管破損事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次加圧水冷却器伝熱管1本が破損し、加圧水が1次加圧水冷却器1次側に侵入する。(単独運転)	
単一故障の条件	補助ヘリウム循環機1台の起動失敗	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 967°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(17°C)
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドブラ係数/減速材温度係数	原子炉出力一定	炉心の発熱量を大きめに評価する
破断の状況	加圧水冷却器伝熱管1本の破断	
安全保護系信号	「1次冷却材・加圧水差圧低」	

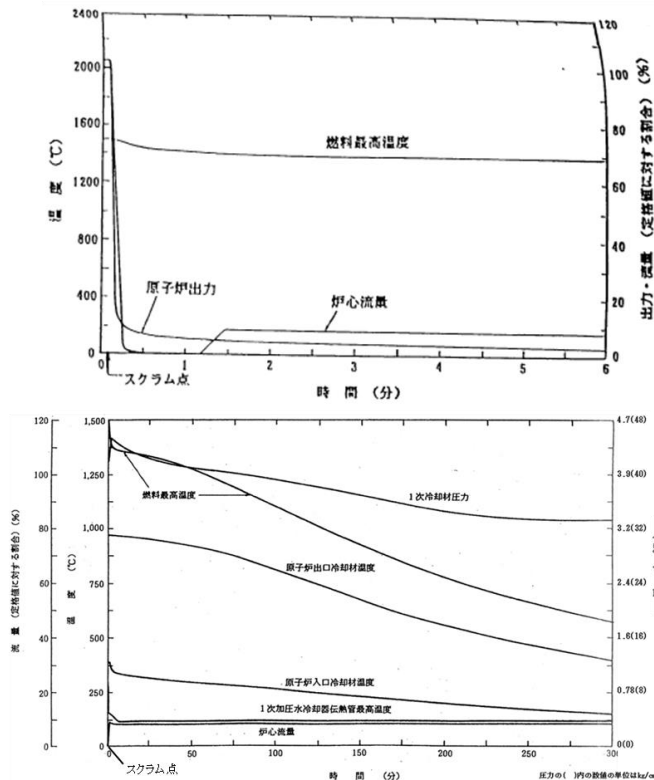
	結果	判断
炉心損傷	黒鉛酸化 サポートポスト部の直径 146mm	残存直径が80mm以上であること
	黒鉛スリブ底板 9mm	残存厚さが5mm以上であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.45MPa(45.4kg/cm ²)	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度	21/4Cr-1Mo鋼NT材 初期値を上回らない	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000°C
原子炉格納容器バウンダリ圧力	初期値を上回らない	最高使用圧力(0.49MPa(5.0kg/cm ²))以下

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (16/20)－

⑦【1次加圧水冷却器伝熱管破損事故】



解析結果－設計基準事故 (17/20)－

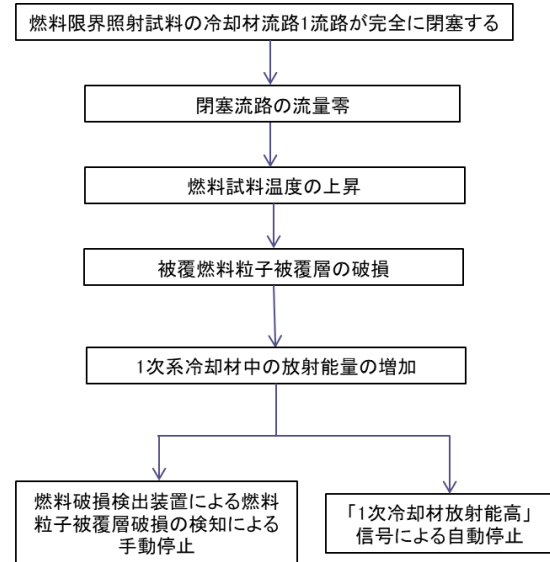
⑧【燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	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。	
単一故障の条件	動作を期待する機器はない	
原子炉初期出力	102.5%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C 出口温度 869°C	定格値+定常誤差(2°C) 定格値+定常誤差(19°C)
初期燃料資料温度	2280°C	工学的安全係数を考慮した最高温度
原子炉スクラム時挿入反応度	-	-
ドラム係数/減速材温度係数	-	-
安全保護系信号	原子炉はスクラムしない	

	結果	判断
炉心損傷	-	-
原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	約4.19MPa(42.7kg/cm ²)	最高使用圧力の1.2倍(5.75MPa(58.6kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
21/4Cr-1Mo鋼NT材	初期値を上回らない	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000°C

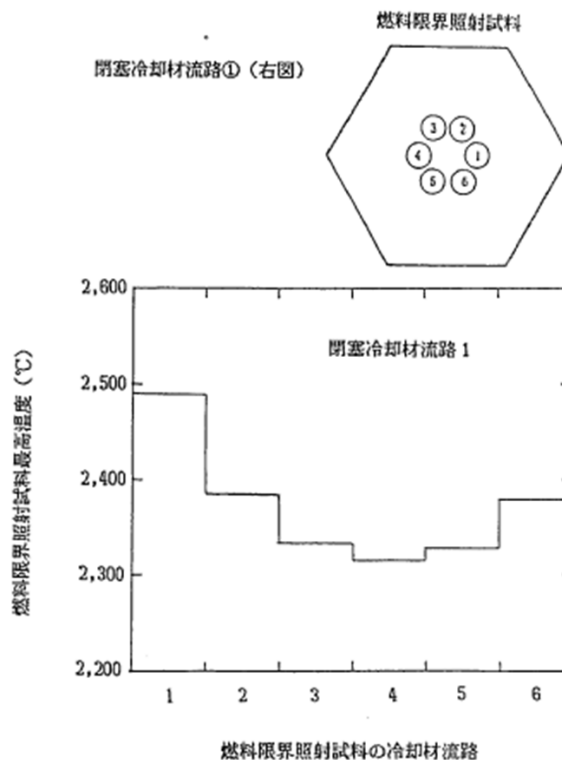
黒鉛の酸化腐食が生じないため、炉心損傷は無い
燃料最高温度は、約1530°Cであり、炉心に大きな損傷を与えることなく、十分な冷却が可能である

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (18/20)－

⑧【燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故】



解析結果－設計基準事故 (19/20)－

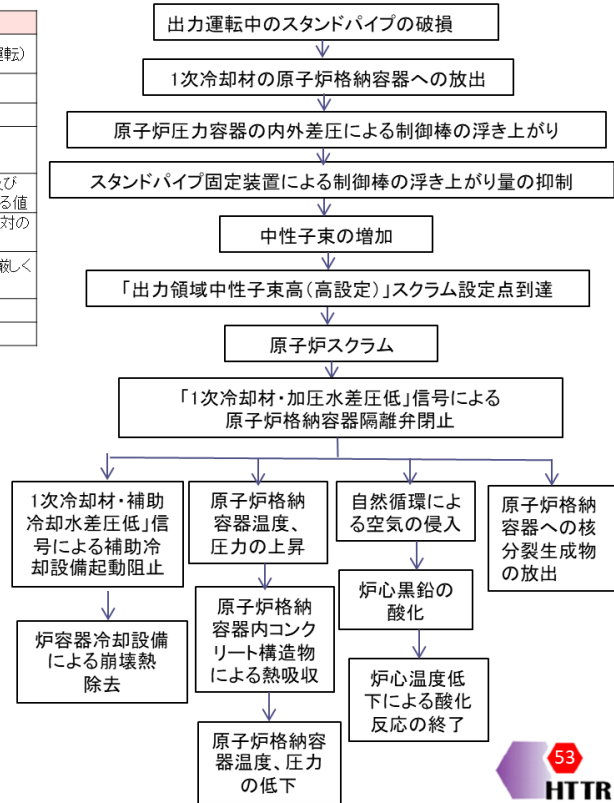
⑨【スタンドパイプ破損事故】

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	出力運転中のスタンドパイプの破損による制御棒の浮き上がり(並列運転)	
単一故障の条件	炉容器冷却設備の1系統不動作	
原子炉初期出力	102.50%	定格値+定常誤差(2.5%)
1次冷却材温度	入口温度 397°C	定格値+定常誤差(2°C)
	出口温度 967°C	定格値+定常誤差(17°C)
反応度添加率	0.16%Δk/k/ステップ以降2.4×10 ⁻⁴ Δk/k/s	制御棒の初期浮き上がり量7cm及び以降10mm/sの引き抜きに相当する値
原子炉スクラム時挿入反応度	4.0%Δk/k/s	反応度効果の最も大きい制御棒1対のスタックを考慮した値
ドラム係数/減速材温度係数	解析条件の最大値	投入される負の反応度を多くして厳しく評価する
破損位置	原子炉圧力容器とスタンドパイプの溶接部	
安全保護系信号	「出力領域中性子束高(高設定)」	

	結果	判断
炉心損傷	黒鉛酸化 サポートポスト部の直径 146mm 黒鉛スリーブ底板 8mm	残存直径が90mm以上であること 残存厚さが5mm以上であること
	原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	初期値を上回らない 最高使用圧力の1.2倍 (5.75MPa(58.8kg/cm ²))以下
原子炉冷却材圧力バウンダリ温度		
2 1/4Cr-1Mo鋼NT材	約530°C	550°C以下
オーステナイト系ステンレス鋼	初期値を上回らない	650°C以下
ハステロイXR	初期値を上回らない	1000°C

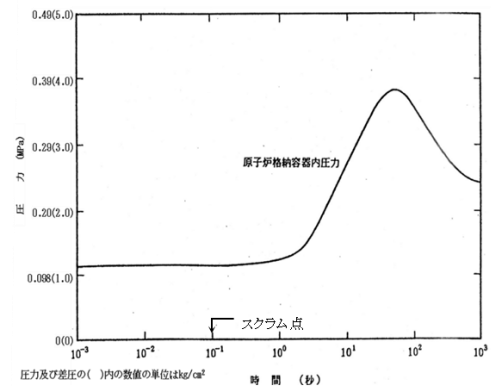
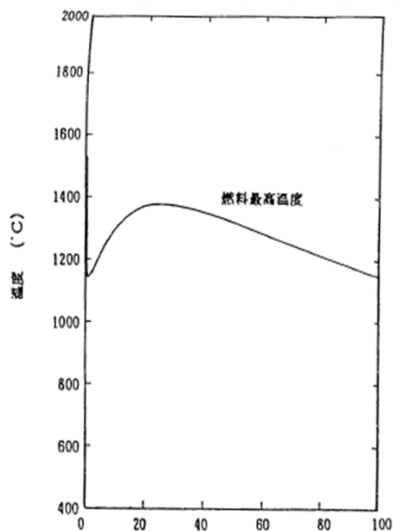
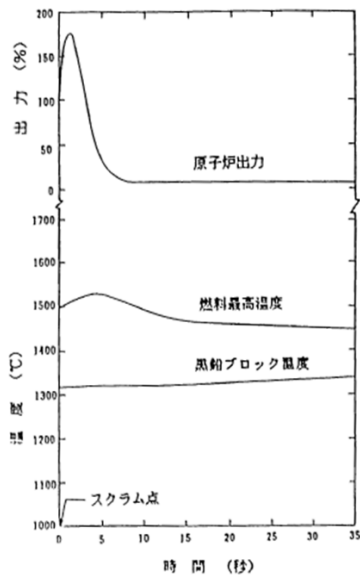
可燃性ガス濃度は燃焼範囲外である

事象のフローチャート



解析結果－設計基準事故 (20/20)－

⑨【スタンドパイプ破損事故】

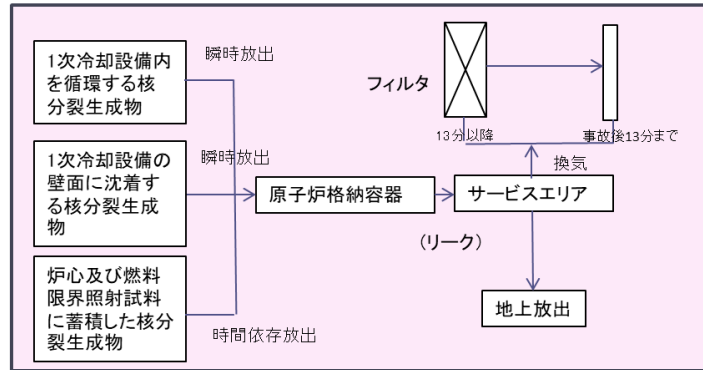
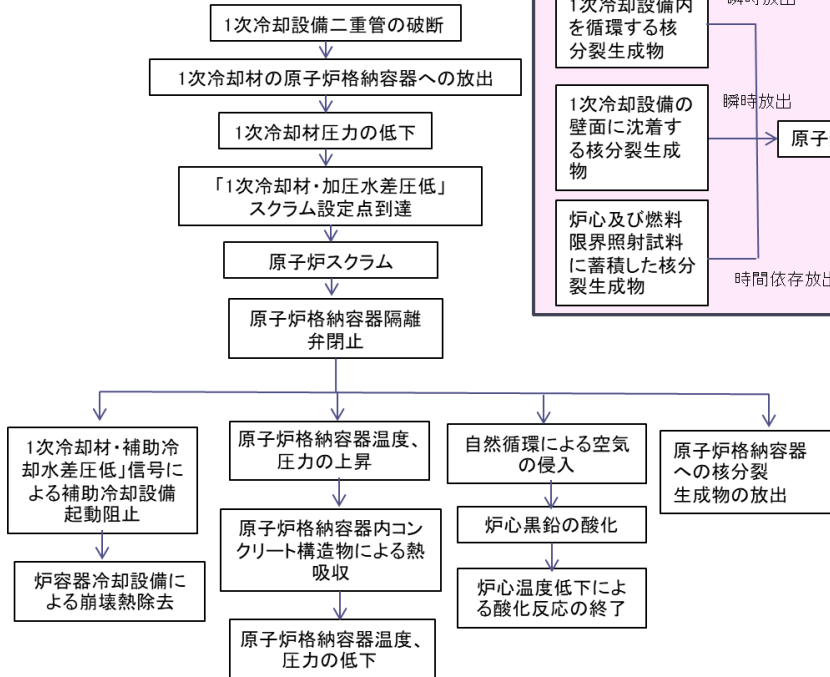


解析条件および結果 (被ばく評価)

①【1次冷却設備二重管破断事故】

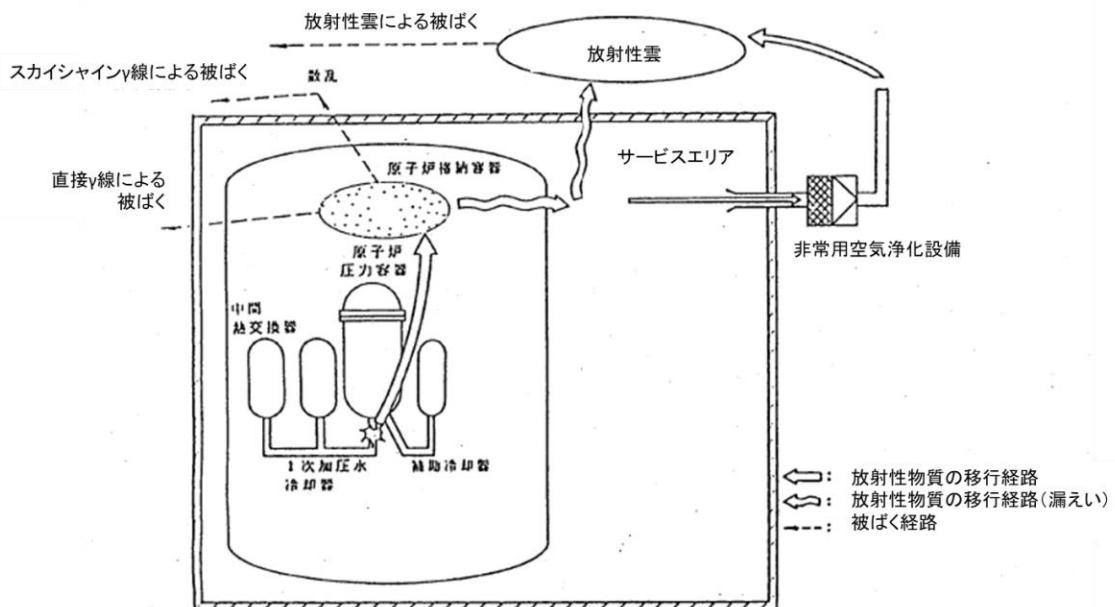
(1)事故原因および説明

事象のフローチャート



①【1次冷却設備二重管破断事故】

(2)大気中への核分裂生成物の移行経路



解析結果－被ばく評価 (3/13)－

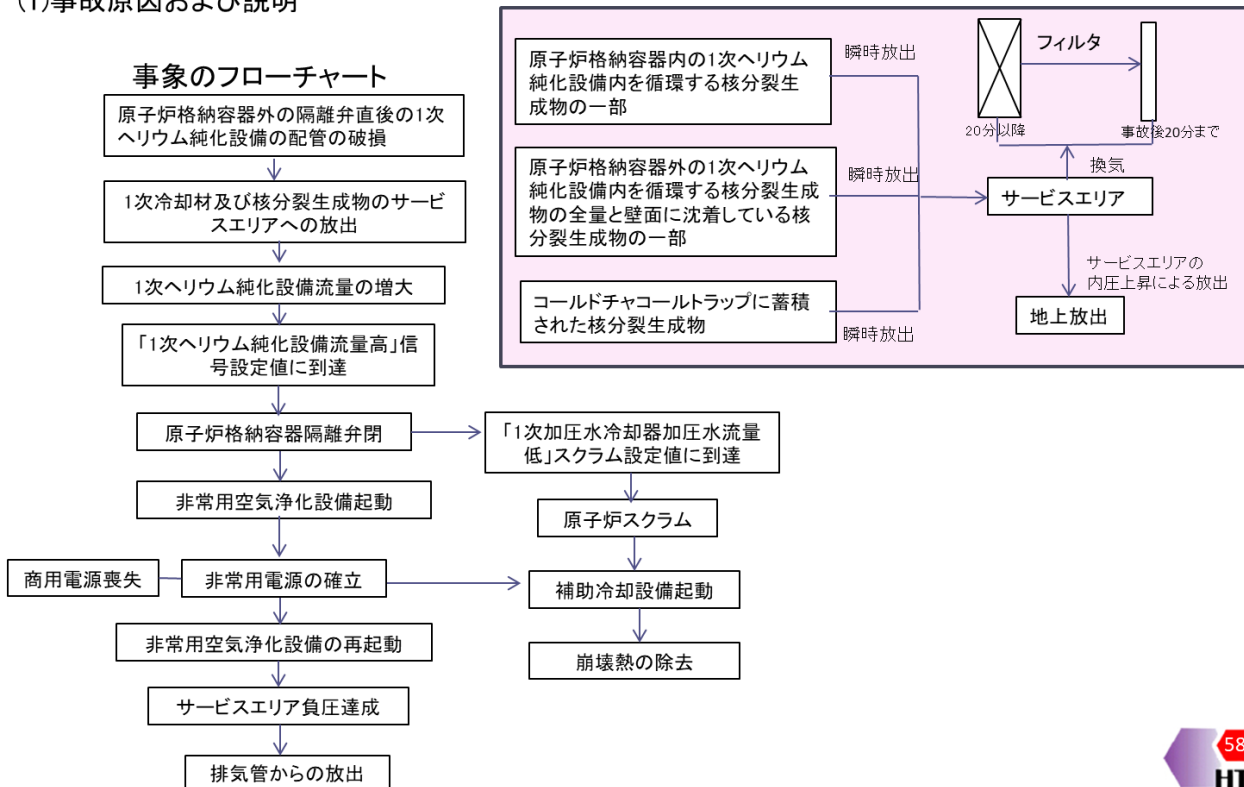
(4)解析条件および結果

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次冷却設備二重管の破断	
単一故障の条件	非常用空気浄化設備1系統の不作動	
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物	①1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の全量(瞬時放出) ②1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%(瞬間放出) ③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(時間依存放出)	①1次冷却設備内の核分裂生成物 ②実験に基づき離脱割合を設定 ③事故後の温度変化及び黒鉛酸化による時間依存放出
原子炉格納容器漏えい率	0.25%/d	設計漏えい率に事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を考慮した値
原子炉格納容器内へ放出されたよう素の組成	無機よう素:0.96 有機よう素:0.04	
原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合	無機よう素:0.5 希ガス:1.0 有機よう素:1.0	
地上放出割合 排気管放出割合	1%(5分後まで) 99%(5分後まで) 100%(5分後以降)	
非常用空気浄化設備の流量	56 m ³ /min	非常用空気浄化設備の設計流量
非常用空気浄化設備のフィルタ効率	よう素:90%(13分以降)	設計値95%に余裕を取った値

	結果	判断
実効線量 ・希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく ・スカイシャインγ線の外部被ばく ・直接γ線の外部被ばく ・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約1.4×10 ⁻³ Sv 約3.5×10 ⁻³ Sv 約1.4×10 ⁻³ Sv 約6.1×10 ⁻³ Sv 約1.4×10 ⁻³ Sv	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。なお、判断のめやすとして、実効線量5mSvを用いている。

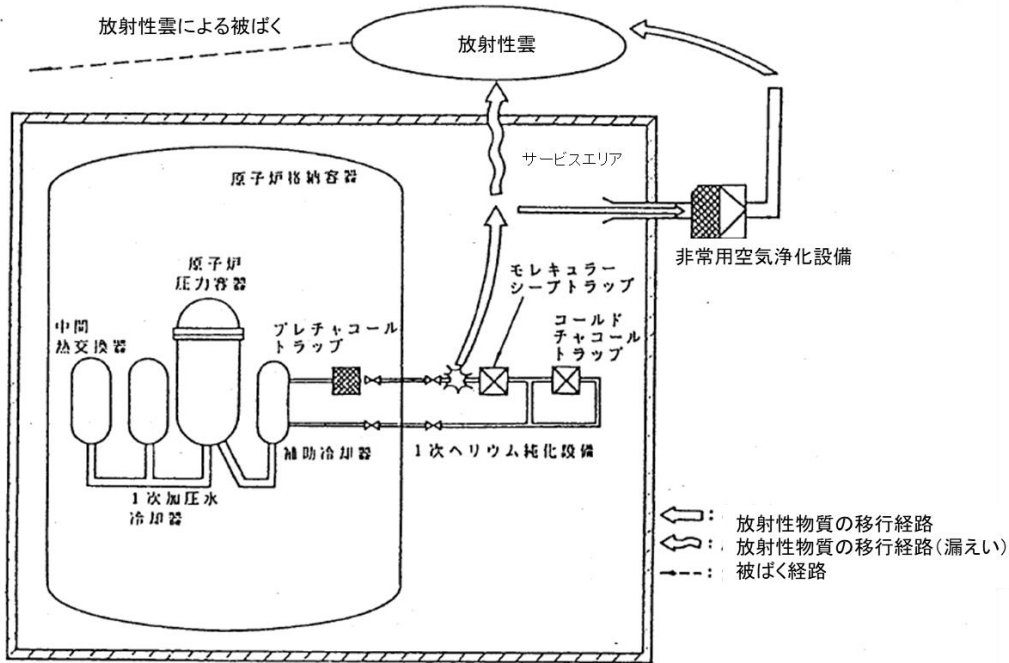
解析結果－被ばく評価 (4/13)－

②【1次ヘリウム純化設備破損事故】 (1)事故原因および説明



解析結果－被ばく評価 (5/13)－

②【1次ヘリウム純化設備破損事故】 (2)大気中への核分裂生成物の移行経路



解析結果－被ばく評価 (6/13)－

(4)解析条件および結果

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	1次ヘリウム純化設備の配管の破損	
単一故障の条件	非常用空気浄化設備1系統の不作為	
サービスエリアへの放出に寄与する核分裂生成物の量	①原子炉格納容器内の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の一部 ②原子炉格納容器外の1次ヘリウム純化設備内を循環する核分裂生成物の全量と壁面に沈着している核分裂生成物の一部 ③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	①1次ヘリウム純化設備の流量系の絞り部の断面積を用いた臨界流と隔離弁閉までの期間(5秒)による。なお、事故発生時に燃料限界照射試験の実施を仮定 ②事故後、1次ヘリウム純化設備内のヘリウムは全量サービスエリアに放出されるものとしている。 実験に基づき離脱割合を設定 ③事故発生直前まで2ヵ月間連続運転を仮定
プレチャコールトラップのフィルタ効率	よう素:95%	設計値99%に余裕をとった値
サービスエリア内の圧力上昇による地上放出割合	5%	サービスエリア内の圧力と大気圧との圧力非に余裕を取った値
非常用空気浄化設備の流量	56 m ³ /min	非常用空気浄化設備の設計流量
非常用空気浄化設備のフィルタ効果	よう素:90%(20分以降)	設計値95%に余裕を取った値

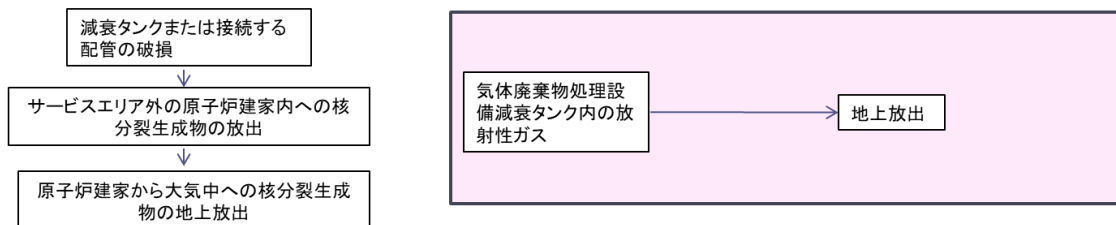
	結果	判断
実効線量	約9.3×10 ⁻⁶ Sv	周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えることはない。なお、判断のめやすとして、実効線量5mSvを用いている。
・希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約3.6×10 ⁻⁶ Sv	
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約5.7×10 ⁻⁶ Sv	

解析結果－被ばく評価 (7/13)－

③【気体廃棄物処理設備破損事故】

(1)事故原因および説明

事象のフローチャート



解析結果－被ばく評価 (8/13)－

(3)解析条件および結果

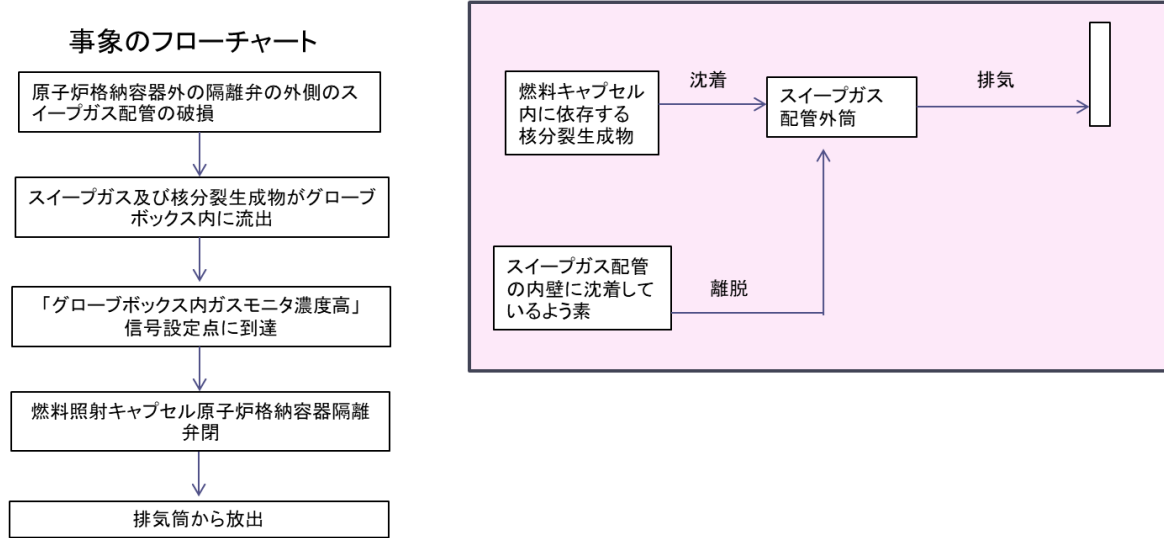
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	気体廃棄物が最も多く貯蔵されている気体廃棄物処理設備の破損	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない。	
原子炉建家へ放出される核分裂生成物の量	減衰タンク内の放射性ガス全量	減衰タンクは、事故発生直前まで2ヵ月間連続しており、1次ヘリウム純化設備の再生オフガス及び1次ヘリウムサンプリング設備のオフガスの流入直後の破損を仮定。
原子炉建家から環境への放出過程	瞬時地上放出	原子炉建家は通常運転時微負圧を保っているが、保守的に、全量地上放出とする。

	結果	判断
実効線量	約 1.8×10^{-5} Sv	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。なお、判断のめやすとして、実効線量当量5mSvを用いている。
・希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約 2.1×10^{-6} Sv	
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 1.6×10^{-5} Sv	

解析結果－被ばく評価 (9/13)－

④【照射試験装置スイープガス配管破損事故】

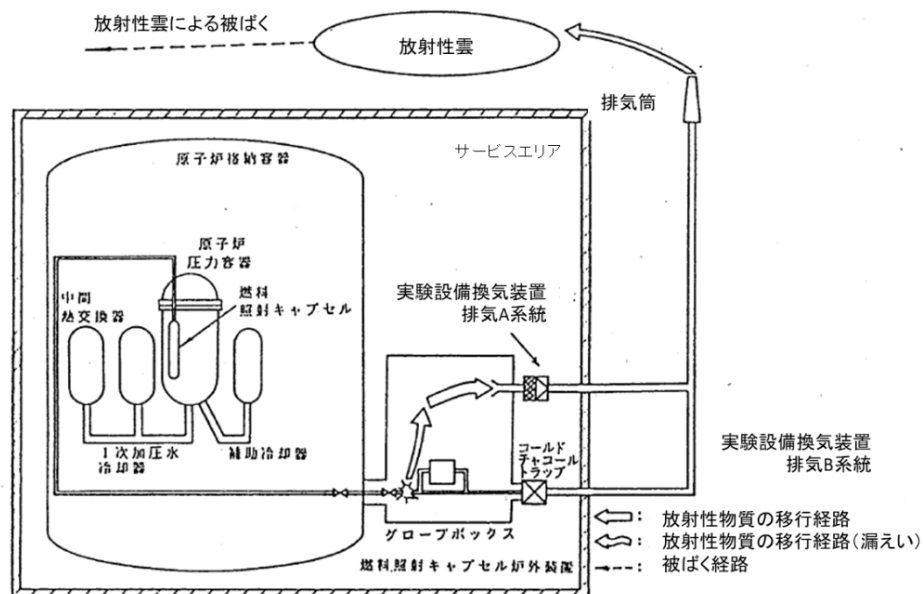
(1)事故原因および説明



解析結果－被ばく評価 (10/13)－

④【照射試験装置スイープガス配管破損事故】

(2)大気中への核分裂生成物の移行経路



解析結果－被ばく評価 (11/13)－

(3)解析条件および結果

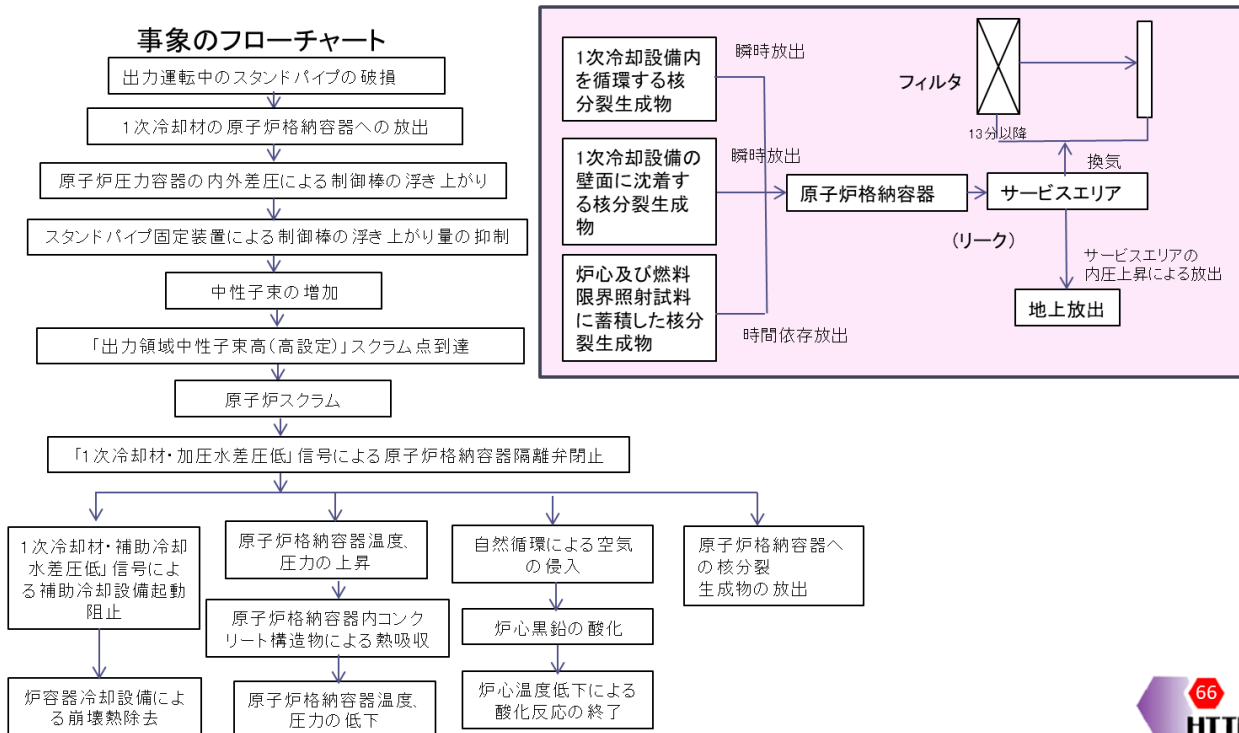
	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	照射試験用実験設備のスイープガス配管の破損	
単一故障の条件	作動を期待する機器はない。	
スイープガス配管外筒内への放出に寄与する核分裂生成物の量	燃料照射キャプセル内に存在する核分裂生成物の量	約15gのUO ₂ を出力約450Wで660日間照射したときの核分裂生成物の蓄積量に相当
	希ガス: 約 5.9×10^{19} Mev・Bq よう素: 7.0×10^{11} Bq	
切断口から放出されるよう素の割合	1/10	スイープガス配管の内壁への沈着により、破断口から放出されるまでに低減される割合に余裕をとった値
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素の量	約 3.7×10^{10} Bq	スイープガス配管の外筒内への放出に寄与するよう素の配管内面への全量沈着後、30日間崩壊による低減を考慮した値。
スイープガス配管の内壁に沈着しているよう素が破断口から放出される割合	60%	実験に基づき離脱割合を設定

	結果	判断
実効線量	約 6.9×10^{-6} Sv	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。なお、判断のめやすとして、実効線量5mSvを用いている。
・希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約 1.7×10^{-6} Sv	
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約 5.1×10^{-6} Sv	

解析結果－被ばく評価 (12/13)－

⑤【スタンドパイプ破損事故】

(1)事故原因および説明



(2)解析条件および結果

	設定(値)	設定理由
事象の想定条件	スタンドパイプ破損	
単一故障の条件	非常用空気浄化設備1系統の不作動	
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物	①1次冷却設備内を循環する核分裂生成物の全量(瞬時放出)	①1次冷却設備内の核分裂生成物
	②1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%(瞬間放出)	②実験に基づき離脱割合を設定
	③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(時間依存放出)	③事故後の温度変化及び黒鉛酸化による時間依存放出
原子炉格納容器漏えい率	0.25%/d	設計漏えい率に事故時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を考慮した値
原子炉格納容器内へ放出されたよう素の組成	無機よう素:0.96 有機よう素:0.04	
原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合	無機よう素:0.5 希ガス:1.0 有機よう素:1.0	
地上放出割合 排気管放出割合	1%(5分後まで) 99%(5分後まで) 100%(5分後以降)	
非常用空気浄化設備の流量	56 m ³ /min	非常用空気浄化設備の設計流量
非常用空気浄化設備のフィルタ効果	よう素:90%(13分以降)	設計値95%に余裕を取った値

	結果	判断
実効線量	約6.3×10 ⁻⁸ Sv	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。なお、判断のめやすとして、実効線量5mSvを用いている。
・希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく	約3.4×10 ⁻⁸ Sv	
・スカイシャインγ線の外部被ばく	約6.2×10 ⁻⁸ Sv	
・直接γ線の外部被ばく	約4.1×10 ⁻⁸ Sv	
・よう素の吸入による小児の内部被ばく	約1.3×10 ⁻⁸ Sv	

まとめ

代表事象の選定結果

運転時の異常な過渡変化

- 未臨界状態からの制御棒誤引抜き
- 出力運転中の制御棒誤引抜き
- 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の停止
- 1次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- 中間熱交換器用1次ヘリウム循環機の回転数上昇
- 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次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開
- 加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開
- 2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- 2次冷却設備の除熱量の増大
- 商用電源喪失
- 照射試料の移動による反応度添加
- 照射キャプセルの断熱性能の低下
- 特殊運転時の異常

設計基準事故

- 燃料体内冷却材流路閉塞事故
- 1次冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
- 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
- 加圧水配管破断事故
- 1次冷却設備二重管破断事故
- 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
- 1次ヘリウム純化設備破損事故
- 気体廃棄物処理設備破損事故
- 照射試験装置スニープガス配管破損事故
- 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
- スタンドパイプ破損事故
- その他(地震、火災、台風、洪水等)

まとめ

全ての代表事象は、判断基準を満足しており、規則に適合している。

従来の解析条件は保守性を有していることから、気象条件データの最新化等による被ばく評価結果以外は評価結果を変更していない。

審査会合におけるコメント

(1) 安全施設の安全重要度を変更している設備にあつては、設計基準事故時にも期待できる信頼性が確保されていることを説明すること。

安全施設の安全上の機能別重要度(以下「安全重要度」という。)は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「設置許可基準規則」という。)の解釈に基づき、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成3年7月18日原子力安全委員会決定)」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、またこれまで蓄積された運転実績、安全性実証試験等の技術的知見を反映して見直した結果、後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備、非常用発電機等について、MS-1 から MS-2 へ見直した。

安全評価では、内部事象を対象として「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行っている。水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針では、想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として MS-1 及び MS-2 に属するものによる機能とされている。また、「設計基準事故」に対処するために必要な MS の系統及び機器については、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求している。安全評価において、事象に対処するためにその緩和機能を期待している補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納施設、非常用空気浄化設備及び非常用発電機は、前述したとおり、その系統及び機器の単一故障を仮定しても、安全機能を損なわないように高い信頼性を有するよう設計している。このことから、安全評価においては、これらの影響緩和機能について期待している。

なお、MS-1 から MS-2 へ見直す系統及び機器については、現在行っている保守管理の品質を変えるものではなく、これまでと同様の信頼性を確保する。

審査会合におけるコメント

- (2) 平常時及び設計基準事故時被ばく評価を実施している事象については、事象ごとに被ばく評価の前提条件及び評価結果の変更点を明らかにして説明すること。

HTTRでは、設置許可を変更する際に、新たに被ばく評価を行う場合は、最新の気象条件やICRP勧告等を反映することとしている。新規規制基準に係る適合性を説明するにあたっては、許可の変更範囲が大きいため、設計基準事故など既往の記載から変更のない事象についても、被ばく評価を行っている事象については、最新の知見を取り入れて、被ばく評価を更新している。このため、現在申請している設置変更許可申請書に記載している被ばく線量に係る数値は、全て更新したものである。具体的な変更点は以下のとおりである。

小児の呼吸率、線量換算係数のデータの年齢区分を詳細化(3カ月児から1才児に変更)したことにより、平常時の内部被ばく評価結果が大きくなった。さらに気象データの更新により、相対強度と相対濃度を変更した。(参照:平成27年4月30日第55回審査会合資料)

また、最新の核データライブラリに基づく評価を、設計基準事故の被ばく評価にも適用した。これによりスカイシャイン及び直接線の寄与が大きくなったため、格納容器内の核分裂生成物によるスカイシャイン及び直接線による被ばくを評価する1次冷却設備二重管破断事故及びスタンドパイプ破損事故について、被ばく結果を変更した。(参照:平成27年12月18日第87回審査会合資料2-2)

被ばく評価における気象データやライブラリ変更の寄与について

気象データの更新及び敷地の再測量により、事故時の被ばく線量評価値が変化した。(参考資料1：平成27年4月30日 第55回審査会合資料2-4)。変化の主な要因は、気象データの年変動によるものである。また被ばく線量評価に用いるライブラリを更新したことにより、スカイシャイン γ 線の外部被ばくと直接 γ 線の外部被ばくが増加し、この結果として1次冷却設備二重管破断事故、およびスタンドパイプ破損事故の評価値が増加した(参考資料2：平成27年12月18日 第87回審査会合資料2-2)。

参考として「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に以下のような記載がある。

「1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ一年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。

このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。」

DBA時被ばく評価

実効線量の評価結果の変更

単位: Sv

事故の種類 評価項目	1次冷却設備 二重管破断事故	1次ヘリウム純化設備 破損事故	気体廃棄物処理設備 破損事故	スweepガス配管 破損事故	スタンドパイプ 破損事故
希ガス及びよう素からの γ 線の外部被ばく	$3.5 \times 10^{-8} \rightarrow 3.5 \times 10^{-8}$ (1.0)	$3.1 \times 10^{-5} \rightarrow 3.6 \times 10^{-5}$ (1.2)	$1.8 \times 10^{-6} \rightarrow 2.1 \times 10^{-6}$ (1.2)	$1.7 \times 10^{-6} \rightarrow 1.7 \times 10^{-6}$ (1.0)	$3.4 \times 10^{-8} \rightarrow 3.4 \times 10^{-8}$ (1.0)
スカイシャイン γ 線の 外部被ばく	$1.4 \times 10^{-3} \rightarrow 1.6 \times 10^{-3}$ (1.1)	-	-	-	$6.2 \times 10^{-4} \rightarrow 7.2 \times 10^{-4}$ (1.2)
直接 γ 線の外部被ばく	$6.1 \times 10^{-6} \rightarrow 7.0 \times 10^{-6}$ (1.1)	-	-	-	$4.1 \times 10^{-6} \rightarrow 4.8 \times 10^{-6}$ (1.2)
よう素の吸入による 小児の内部被ばく	$1.4 \times 10^{-6} \rightarrow 1.4 \times 10^{-6}$ (1.0)	$4.8 \times 10^{-5} \rightarrow 5.7 \times 10^{-5}$ (1.2)	$1.3 \times 10^{-5} \rightarrow 1.6 \times 10^{-5}$ (1.2)	$4.0 \times 10^{-6} \rightarrow 5.1 \times 10^{-6}$ (1.3)	$1.4 \times 10^{-6} \rightarrow 1.3 \times 10^{-6}$ (0.93)
合計	$1.4 \times 10^{-3} \rightarrow 1.7 \times 10^{-3}$ (1.2)	$7.9 \times 10^{-5} \rightarrow 9.3 \times 10^{-5}$ (1.2)	$1.5 \times 10^{-5} \rightarrow 1.8 \times 10^{-5}$ (1.2)	$5.7 \times 10^{-6} \rightarrow 6.9 \times 10^{-6}$ (1.2)	$6.3 \times 10^{-4} \rightarrow 7.3 \times 10^{-4}$ (1.2)

() の値は変更の割合

●いずれも事故時の被ばく評価に係る判断のめやす 5mSvを下回る



気象・社会環境及び通常時・事故時の被ばく評価に係る変更点

- I 気象データ等の更新(風向・風速・大気安定度・敷地境界距離他)
- II 社会環境データの更新(最新化)
- III 線量換算係数の詳細化(年齢別実効線量換算係数等)



通常運転時及び設計基準事故時における被ばく線量の評価



変更点の概要(その1)

I 気象データ等の更新に伴う主な変更

① 地域の気象データ

主に平成12年まで



主に平成25年まで

平成20年10月に小名浜測候所が小名浜特別地域気象観測所に移行した。それ以後の同所における雲量、積雪、雷日数、霜の初終日、雪の初終日のデータはないが、HTTRの保安に必要な情報は水戸のデータで担保できる。

② 敷地の気象データ

1996年～2000年



2009年～2013年

気象データの代表性の検討
2003年1月～2013年12月までの気象データを用いて異常年検定を実施
⇒ 2009年～2013年のデータは長期間の気象データを代表していると判断

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、気象現象の年変動について、「1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。」「また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。」とされている。以上を受けて、2009年1月～2013年12月の5年間の気象データを安全解析に使用した。



③ 相対濃度、相対線量の変更

変更の理由: 気象データの更新及び敷地再測量結果に基づく χ/Q 及びD/Qの変更

再測量に基づく敷地境界までの距離の変更例

着目方位	通常時の被ばく評価に用いる距離	事故時(排気筒放出)被ばく評価に用いる距離	事故時(地上放出)被ばく評価に用いる距離
SSW	480m → 480m	430m → 430m	410m → 400m
SW	370m → 370m	340m → 330m	310m → 310m

χ/Q 及びD/Qの変更の例

1次冷却設備二重管破断事故					
(排気筒放出)			(地上放出)		
χ/Q (よう素) [h/m ³]	χ/Q (希ガス) [h/m ³]	D/Q[Gy/(MeV Bq)]	χ/Q (よう素) [h/m ³]	χ/Q (希ガス) [h/m ³]	D/Q[Gy/(MeV Bq)]
$1.6 \times 10^{-10} \rightarrow 1.6 \times 10^{-10}$ (1.0)	$1.6 \times 10^{-10} \rightarrow 1.6 \times 10^{-10}$ (1.0)	$1.1 \times 10^{-19} \rightarrow 1.2 \times 10^{-19}$ (1.1)	$1.8 \times 10^{-7} \rightarrow 2.2 \times 10^{-7}$ (1.2)	$1.8 \times 10^{-7} \rightarrow 2.2 \times 10^{-7}$ (1.2)	$6.2 \times 10^{-18} \rightarrow 7.4 \times 10^{-18}$ (1.2)

()は変更の割合

II 社会環境データの更新に伴う主な変更点

① 社会環境データ



変更の例 大洗研究所(北地区)から半径5km以内の人口
13,182人 → 11,875人



III 線量換算係数の詳細化

ICRP Publication71 (Age-dependent Doses to Members of Public from Intake of Radionuclides : part 4 inhalation Dose Coefficients)などに基づく実効線量への換算係数の詳細化

幼児 ⇒ 15才児、10才児、5才児の比較で評価
乳児 ⇒ 1才児、3か月児の比較で評価

パラメータ	単位	数値
呼吸率	cm ³ /d	成人 2.22×10 ⁷
		15才児 2.01×10 ⁷
		10才児 1.53×10 ⁷
		5才児 8.72×10 ⁶
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq	成人 ¹³¹ I 1.5×10 ⁻²
		¹³³ I 2.9×10 ⁻³
		幼児 ¹³¹ I 6.9×10 ⁻²
		¹³³ I 1.6×10 ⁻²
放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq	成人 ¹³¹ I 1.6×10 ⁻²
		¹³³ I 3.1×10 ⁻³
		幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻²
		¹³³ I 1.7×10 ⁻²
乳児	μSv/Bq	¹³¹ I 1.3×10 ⁻¹
		¹³³ I 3.5×10 ⁻²
		¹³¹ I 1.4×10 ⁻¹
		¹³³ I 3.8×10 ⁻²



パラメータ	単位	数値				
呼吸率	cm ³ /d	成人	2.22×10 ⁷			
		15才児	2.01×10 ⁷			
		10才児	1.53×10 ⁷			
		5才児	8.72×10 ⁶			
		1才児	5.16×10 ⁶			
		3か月児	2.86×10 ⁶			
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq		¹³¹ I	¹³³ I		
		成人	1.5×10 ⁻²	2.9×10 ⁻³		
		15才児	2.3×10 ⁻²	4.6×10 ⁻³		
		10才児	3.5×10 ⁻²	7.1×10 ⁻³		
		5才児	6.9×10 ⁻²	1.6×10 ⁻²		
		1才児	1.2×10 ⁻¹	3.0×10 ⁻²		
		3か月児	1.3×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻²		
		放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq		¹³¹ I	¹³³ I
				成人	1.6×10 ⁻²	3.1×10 ⁻³
				15才児	2.5×10 ⁻²	5.0×10 ⁻³
10才児	3.8×10 ⁻²			7.7×10 ⁻³		
5才児	7.5×10 ⁻²			1.7×10 ⁻²		
1才児	1.3×10 ⁻¹			3.2×10 ⁻²		
3か月児	1.4×10 ⁻¹			3.8×10 ⁻²		



(参考)単年気象データによる評価～関連:DBA時被ばく評価

事故の種類【1次冷却設備二重管破断事故】

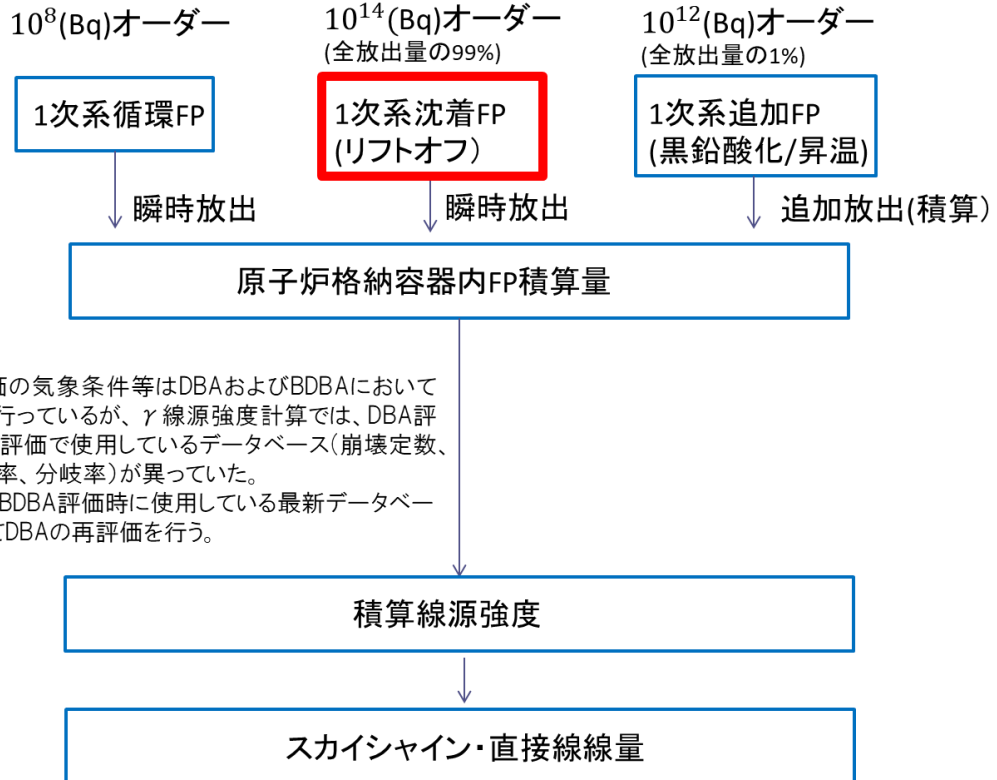
排気筒放出分	希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく 第2.5.7表(1) 実効放出継続時間:90時間/ 有効高さ:80m/ 建屋投影面積:0m ²				よう素の吸入による小児の内部被ばく 第2.5.7表(1) 実効放出継続時間:350時間/ 有効高さ:80m/ 建屋投影面積:0m ²			
	D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	評価地点	線量[Sv]	変更の割合	χ/Q [h/m3]	評価地点	線量[Sv]	変更の割合
	1996-2000(既許可)	1.1×10 ⁻¹⁹	南西340m	3.4×10 ⁻⁸	-	1.6×10 ⁻¹⁰	北西440m	1.3×10 ⁻⁶
2009-2013	1.2×10 ⁻¹⁹	南西330m	3.5×10 ⁻⁸	(1.0)	1.6×10 ⁻¹⁰	北西430m	1.3×10 ⁻⁶	(1.0)
2009	1.2×10 ⁻¹⁹	南西330m	3.7×10 ⁻⁸	(1.1)	1.3×10 ⁻¹⁰	北西460m	1.1×10 ⁻⁶	(0.85)
2010	1.0×10 ⁻¹⁹	南西330m	3.1×10 ⁻⁸	(0.91)	1.5×10 ⁻¹⁰	北西430m	1.3×10 ⁻⁶	(1.0)
2011	9.5×10 ⁻²⁰	南西330m	2.8×10 ⁻⁸	(0.82)	1.5×10 ⁻¹⁰	北西480m	1.3×10 ⁻⁶	(1.0)
2012	1.1×10 ⁻¹⁹	南西330m	3.2×10 ⁻⁸	(0.94)	2.0×10 ⁻¹⁰	北西410m	1.7×10 ⁻⁶	(1.3)
2013	1.3×10 ⁻¹⁹	南西330m	4.0×10 ⁻⁸	(1.2)	1.7×10 ⁻¹⁰	北西430m	1.4×10 ⁻⁶	(1.1)

地上放出分	希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく 第2.5.7表(3) 実効放出継続時間:1時間/ 有効高さ:0m/ 建屋投影面積:990m ²				よう素の吸入による小児の内部被ばく 第2.5.7表(3) 実効放出継続時間:1時間/ 有効高さ:0m/ 建屋投影面積:990m ²			
	D/Q [Gy/(MeV・Bq)]	評価地点	線量[Sv]	変更の割合	χ/Q [h/m3]	評価地点	線量[Sv]	変更の割合
	1996-2000(既許可)	6.2×10 ⁻¹⁸	南430m	2.3×10 ⁻¹⁰	-	1.8×10 ⁻⁷	南430m	5.8×10 ⁻⁸
2009-2013	7.4×10 ⁻¹⁸	南420m	2.8×10 ⁻¹⁰	(1.2)	2.2×10 ⁻⁷	南420m	7.0×10 ⁻⁸	(1.2)
2009	8.6×10 ⁻¹⁸	南420m	3.3×10 ⁻¹⁰	(1.4)	2.6×10 ⁻⁷	南420m	8.4×10 ⁻⁸	(1.4)
2010	6.2×10 ⁻¹⁸	東790m	2.4×10 ⁻¹⁰	(1.0)	1.7×10 ⁻⁷	南420m	5.2×10 ⁻⁸	(0.9)
2011	9.0×10 ⁻¹⁸	南420m	3.4×10 ⁻¹⁰	(1.5)	2.6×10 ⁻⁷	南420m	8.4×10 ⁻⁸	(1.4)
2012	7.4×10 ⁻¹⁸	南420m	2.8×10 ⁻¹⁰	(1.2)	2.2×10 ⁻⁷	南420m	7.0×10 ⁻⁸	(1.2)
2013	7.4×10 ⁻¹⁸	南420m	2.8×10 ⁻¹⁰	(1.2)	2.2×10 ⁻⁷	南420m	7.0×10 ⁻⁸	(1.2)

①【1次冷却設備二重管破断事故】合計	希ガス及びよう素からのγ線の外部被ばく		よう素の吸入による小児の内部被ばく		合計	
	線量[Sv]	変更の割合	線量[Sv]	変更の割合	線量[Sv]	変更の割合
1996-2000(既許可)	3.5×10 ⁻⁸	-	1.4×10 ⁻⁶	-	1.4×10 ⁻⁶	-
2009-2013	3.5×10 ⁻⁸	(1.0)	1.4×10 ⁻⁶	(1.0)	1.4×10 ⁻⁶	(1.0)
2009	3.7×10 ⁻⁸	(1.1)	1.2×10 ⁻⁶	(0.86)	1.2×10 ⁻⁶	(0.86)
2010	3.1×10 ⁻⁸	(0.89)	1.3×10 ⁻⁶	(0.93)	1.3×10 ⁻⁶	(0.93)
2011	2.9×10 ⁻⁸	(0.83)	1.4×10 ⁻⁶	(1.0)	1.4×10 ⁻⁶	(1.0)
2012	3.2×10 ⁻⁸	(0.91)	1.8×10 ⁻⁶	(1.3)	1.8×10 ⁻⁶	(1.3)
2013	4.1×10 ⁻⁸	(1.2)	1.5×10 ⁻⁶	(1.1)	1.5×10 ⁻⁶	(1.1)

被ばく解析モデル:スカイシャイン・直接線量計算フロー

Cs-137放射能



- 被ばく評価の気象条件等はDBAおよびBDBAにおいて再評価を行っているが、 γ 線源強度計算では、DBA評価とBDBA評価で使用しているデータベース(崩壊定数、光子発生率、分岐率)が異っていた。
- そのため、BDBA評価時に使用している最新データベースを用いてDBAの再評価を行う。