PNC TN3720 88 － 007

PNC TN3720 88-007

01

本資料は2002年07月09日付けで
登録区分変更する。　[技術展開部技術協力課]

新型転換炉ふげん発電所

原子炉設置変更許可申請書　添付書類１０

の現行安全審査指針類対応の検討

１９８８年３月

新型転換炉原型炉開発事業団
63.5.30
技術情報室

動力炉・核燃料開発事業団

動力炉建設運転本部

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、
下記にお問い合わせください。

〒319-1184　茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部　技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2002

この資料は，動燃
です。従って，その
載，引用等には事業
よう注意して下さい

に配布するもの
供覧，複製，転
には使用しない

This document i
osure to the third
Reactor and Nucle

e nor discl-
nt of Power

本資料についての問合せは下記に願います。

〒107　東京都港区赤坂1－9－13

動力炉・核燃料開発事業団

技術管理部　技術情報室

PNC TN3720 88 － 007
１９８８年３月

新型転換炉ふげん発電所
原子炉設置変更許可申請書　添付書類１０
の現行安全審査指針類対応の検討

坂下　元昭*1　小林　哲朗*2
佐藤　　隆*1　渋谷　　進*3
直井　洋介*4　永嶋　國雄*1

要　　旨

高燃焼度燃料の開発の一環として，新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」と略す。）に照射用ガドリニア燃料集合体を装荷するに当たって，現行の各種安全審査指針類に基づいた安全解析，評価を行い，「原子炉設置変更許可申請書　添付書類１０（以下「添付書類１０」と略す。）」を改訂することで検討してきた。本報告書は，その検討結果を軽水炉の「添付書類１０」の記載様式に従ってまとめたものである。

＊１　動力炉建設運転本部　原子炉第一課
＊２　現　電源開発株式会社
＊３　新型転換炉ふげん発電所　技術課
＊４　新型転換炉ふげん発電所　安全管理課

PNC SN3720 88-007
MARCH, 1988

Advanced Thermal Reactor "FUGEN"

The Investigation to Revise the Appendix 10 of the Application Document for Permission of Nuclear Reactor Establishement and Amendment

Motoaki Sakashita*1 Tetsuro Kobayashi*2
Takashi Sato*1 Susumu Shibuya*3
Yosuke Naoi*4 Kunio Nagashima*1

Abstract

As the irradiation test in developing high-burnup fuels for the ATR, a loading of MOX fuel assembly containing UO_2-Gd_2O_3 fuel rods to the "FUGEN" is planning. We have analyzed and evaluated the integrity and the safety of these fuels based on the safety examination guides. The Appendix 10 of the Application Document for Permission of Nuclear Reactor Establishment and Amendment of the "FUGEN" were revised.

The present report describes the results of these investigation refeing to the Appendix 10 for LWRs.

*1 Reactor Construction and Operation Project, 1 st Reactor Section

*2 Electric Power Development Co.

*3 Fugen Nuclear Power Station, Technical Section

*4 Fugen Nuclear Power Station, Safety and Chemical Section

新型転換炉ふげん発電所
原子炉設置変更許可申請書　添付書類１０
の現行安全審査指針類対応の検討

目　　次

1．　緒　　言 …… 1－1

2．　現行安全審査指針類の「ふげん」への適用について …… 2－1

3．　「添付書類10」の現行の安全審査指針類に関する対応の検討 …… 3－1

　　添付資料　　現行の安全審査指針類に対応した「添付書類10」（案）

4．　今後の課題 …… 4－1

5．　結　　言 …… 5－1

6．　謝　　辞 …… 6－1

7．　参考文献 …… 7－1

8．　付　　録 …… 8－1

　　付録１　　「ふげん」安全評価代表事象の選定について

　　付録２　　照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果

1. 緒 言

「ふげん」設置許可当時（昭和４５年）においては，「原子炉安全解析のための気象手引」を参考に，「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」に基づいて評価し，この指針に十分適合していることが認められた。また，「軽水炉についての安全設計に関する審査指針について」の考え方にも十分適合していることが認められた。

その後現在に至るまで，新しい知見に基づき各種安全審査指針類が整備されてきたが，「ふげん」の「添付書類１０」は，設置許可当時のままであり，現行の安全評価関連の各種安全審査指針類に対応した記載内容とはなっていない。これは，「ふげん」の「添付書類１０」における安全解析，評価は，大きな保守性を有しており，現行の安全審査指針類に基づいた安全解析，評価を包絡していると考えられていたためである。

しかしながら，軽水炉においては，「添付書類１０」に現行の安全審査指針類を順次反映してきており，「ふげん」においても，従来から現行の安全審査指針類に対する適合性を確認してきてはいるものの，「添付書類１０」を現行の安全審査指針類に対応して全面的に見直しすることについて検討する必要があった。

本報告書には，“ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会”の検討結果を参考に，照射用ガドリニア燃料集合体装荷に係る「ふげん」安全解析，評価結果をもとに，現行の安全審査指針類に対応して作成した「添付書類１０」（案）を示す。

2. 現行安全審査指針類の「ふげん」への適用について

「ふげん」の現行の安全審査指針類への適用については，“ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会”（昭和５９年４月～昭和６０年７月）における検討結果を参考として，安全評価の方法を定めた。「添付書類１０」の現行の安全審査指針類対応のために行った安全解析，評価に当たり，適用した安全審査指針類は以下のように分類した。

⑴ そのまま適用されるもの。

① 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」

② 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」

⑵ 発電用軽水型原子炉施設を対象とした指針類であるが，軽水炉との設計上の相違点に留意しながら，準用又は参考とすべきと考えられるもの。

① 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」

② 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」

⑶ 発電用軽水型原子炉施設を対象とした指針類であるが，参考にできると考えられるもの。

① 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入に関する評価指針について」

また，代表事象の選定においては，運転時の異常な過渡変化及び事故事象について，事象シーケンス図を作成し，想定される事象を選定し，さらに，その中から判断基準に対して最も厳しくなる事象を代表事象として選定した。これらの検討結果を「８．付録」に示す。

3. 現行の安全審査指針類に対応した「添付書類１０」（案）

「ふげん」において，現行の安全審査指針類に基づいて安全解析，評価して作成した「添付書類１０」（案）を次頁以降の添付資料に示す。

なお，以下の理由により，照射用ガドリニア燃料集合体を6体装荷した炉心における標準燃料集合体の安全評価結果に基づいて，「添付書類１０」（案）を作成することとした。照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果は，「８．付録」に示す。

(1) 照射用ガドリニア燃料集合体は，試験用燃料として6体装荷するだけであり，照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果が標準燃料集合体を上回るのは，装荷後高々半年間である。

(2) 標準燃料集合体は半年毎に新燃料が装荷され，この燃料が「ふげん」の炉心を安全評価上代表するものであると考えられる。

添付資料　　現行の安全審査指針類に対応した「添付書類１０」（案）

添付資料

現行の安全審査指針類に対応した「添付書類１０」（案）

添付書類１０（案）

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

下記項目，その記述及び関連図面等を次のように変更する。

1．　はしがき

2．　事故解析

3．　事故時の安全評価

目　　次

〔その１－照射用ガドリニア燃料を装荷するまでのサイクル〕

記述は，昭和61年８月７日付け61安（原規）第104号をもって設置変更許可を受けた新型転換炉ふげん発電所原子炉設置変更許可申請書の添付書類10の記載内容と同じ。

〔その２－照射用ガドリニア燃料を装荷したサイクル以降〕

1.　安全評価に関する基本方針 ……10-1-(1)

1.1　基本的考え方 ……10-1-(1)

1.1.1　運転時の異常な過渡変化 ……10-1-(2)

1.1.2　事　　故 ……10-1-(3)

1.1.3　重大事故及び仮想事故 ……10-1-(5)

1.2　主要な解析条件 ……10-1-(7)

1.2.1　初期運転条件 ……10-1-(7)

1.2.2　安全保護系の特性 ……10-1-(7)

1.2.3　原子炉スクラム特性 ……10-1-(8)

1.2.4　反応度係数 ……10-1-(8)

1.2.5　解析に当って考慮する事項 ……10-1-(9)

1.3　解析に使用する計算コード ……10-1-(10)

1.4　参考文献 ……10-1-(14)

2. 運転時の異常な過渡変化の解析 ……10-2-(1)
2.1 序 ……10-2-(1)
2.2 解析方法及び解析条件 ……10-2-(1)
2.2.1 解析方法 ……10-2-(1)
2.2.2 解析条件 ……10-2-(1)
2.3 起動時における制御棒引抜き ……10-2-(2)
2.3.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(2)
2.3.2 過渡変化の解析 ……10-2-(2)
2.3.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(3)
2.4 出力運転中の制御棒引抜き ……10-2-(4)
2.4.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(4)
2.4.2 過渡変化の解析 ……10-2-(4)
2.4.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(5)
2.5 減速材中ホウ酸の異常な除去 ……10-2-(6)
2.5.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(6)
2.5.2 過渡変化の解析 ……10-2-(6)
2.5.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(7)
2.6 減速材温度の異常な上昇 ……10-2-(8)
2.6.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(8)
2.6.2 過渡変化の解析 ……10-2-(8)
2.6.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(9)
2.7 外部電源喪失 ……10-2-(10)
2.7.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(10)
2.7.2 過渡変化の解析 ……10-2-(10)
2.7.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(11)
2.8 給水加熱喪失 ……10-2-(12)
2.8.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(12)

1) 2.8.2 過渡変化の解析 ……10-2-(12)
1) 2.8.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(13)
1) 2.9 再循環ポンプの故障 ……10-2-(14)
1) 2.9.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(14)
1) 2.9.2 過渡変化の解析 ……10-2-(14)
2) 2.9.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(15)
2) 2.10 負荷の喪失 ……10-2-(16)
2) 2.10.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(16)
3) 2.10.2 過渡変化の解析 ……10-2-(16)
4) 2.10.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(18)
4) 2.11 主蒸気隔離弁の閉鎖 ……10-2-(19)
4) 2.11.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(19)
5) 2.11.2 過渡変化の解析 ……10-2-(19)
6) 2.11.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(20)
6) 2.12 給水制御装置の故障 ……10-2-(21)
6) 2.12.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(21)
7) 2.12.2 過渡変化の解析 ……10-2-(21)
8) 2.12.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(22)
8) 2.13 圧力制御装置の故障 ……10-2-(23)
8) 2.13.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(23)
9) 2.13.2 過渡変化の解析 ……10-2-(23)
10) 2.13.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(24)
10) 2.14 全給水流量の喪失 ……10-2-(25)
10) 2.14.1 過渡変化の原因及び対策 ……10-2-(25)
11) 2.14.2 過渡変化の解析 ……10-2-(25)
12) 2.14.3 判断基準への適合性の検討 ……10-2-(26)
12) 2.15 結　論 ……10-2-(27)

3. 事故解析 ……10-3-(1)
3.1 序 ……10-3-(1)
3.2 再循環ポンプ軸固着事故 ……10-3-(2)
3.2.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(2)
3.2.2 事故経過の解析 ……10-3-(2)
3.2.3 判断基準への適合性の検討 ……10-3-(3)
3.3 冷却材喪失事故 ……10-3-(4)
3.3.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(4)
3.3.2 事故経過の解析 ……10-3-(6)
3.3.3 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価 ……10-3-(14)
3.3.4 判断基準への適合性の検討 ……10-3-(16)
3.4 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故 ……10-3-(18)
3.4.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(18)
3.4.2 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価 ……10-3-(18)
3.4.3 判断基準への適合性の検討 ……10-3-(19)
3.5 主蒸気管破断事故 ……10-3-(20)
3.5.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(20)
3.5.2 事故経過の解析 ……10-3-(20)
3.5.3 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価 ……10-3-(22)
3.5.4 判断基準への適合性の検討 ……10-3-(24)
3.6 燃料取扱事故 ……10-3-(25)
3.6.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(25)
3.6.2 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価 ……10-3-(25)
3.6.3 判断基準への適合性の検討 ……10-3-(27)
3.7 重水漏えい事故 ……10-3-(28)
3.7.1 事故の原因及び対策 ……10-3-(28)
3.7.2 トリチウムの放出量及び被ばく線量の評価 ……10-3-(28)

3.7.3　判断基準への適合性の検討 ……10-3-(29)
3.8　結　　論 ……10-3-(30)
3.9　その他（地震，火災，台風，洪水等） ……10-3-(31)
3.10　参考文献 ……10-3-(32)

4.　重大事故及び仮想事故の評価 ……10-4-(1)
4.1　重大事故 ……10-4-(2)
4.1.1　冷却材喪失事故 ……10-4-(2)
4.1.2　主蒸気管破断事故 ……10-4-(10)
4.1.3　判断基準への適合性の検討 ……10-4-(16)
4.2　仮想事故 ……10-4-(17)
4.2.1　冷却材喪失事故 ……10-4-(17)
4.2.2　主蒸気管破断事故 ……10-4-(20)
4.2.3　判断基準への適合性の検討 ……10-4-(22)
4.2　結　　論 ……10-4-(23)
4.4　参考文献 ……10-4-(24)

表

第１．２－１表　解析に使用する初期運転条件 …… 10-1-(15)

第１．２－２表　解析に使用する原子炉のスクラム設定値及び応答時間 …… 10-1-(16)

第１．２－３表　解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動設定値及び応答時間 …… 10-1-(17)

第１．３－１表　解析に使用する計算コード一覧表(1)運転時の異常な過渡変化 …… 10-1-(18)

第１．３－２表　解析に使用する計算コード一覧表(2)事故 …… 10-1-(19)

第3..３－１表　冷却材喪失事故解析主要解析条件 …… 10-3-(33)

第４．１－１表　ヨウ素の破断ループ側炉心内蓄積量 …… 10-4-(25)

第４．１－２表　希ガスの破断ループ側炉心内蓄積量 …… 10-4-(25)

第４．１－３表　ヨウ素を１Ｃｉ吸入したときの成人の甲状腺被ばく線量 …… 10-4-(26)

第４．１－４表　格納容器内の積算線源強度（重大事故） …… 10-4-(26)

第４．１－５表　冷却材喪失事故時の被ばく線量（重大事故） …… 10-4-(26)

第４．１－６表　ハロゲンの冷却材中濃度及び燃料要素から追加放出される核分裂生成物の量〔主蒸気管破断事故（重大事故，仮想事故）〕 …… 10-4-(27)

第４．１－７表　主蒸気管破断事故時の被ばく線量（重大事故） …… 10-4-(28)

第４．２－１表　格納容器内の積算線源強度（仮想事故） …… 10-4-(29)

第４．２－２表　冷却材喪失事故時の被ばく線量（仮想事故） …… 10-4-(29)

第４．２－３表　主蒸気管破断事故時の被ばく線量（仮想事故） …… 10-4-(29)

第４．２－４表　全身被ばく線量の人口積算値（仮想事故）（1985年の人口） …… 10-4-(30)

第４．２－５表　全身被ばく線量の人口積算値（仮想事故）（2035年の人口） …… 10-4-(31)

図

(15) 第1.1－1図　燃料ペレット保有熱量の許容限界値 …… 10-1-(20)

(16) 第1.2－1図　スクラム時反応度印加曲線 …… 10-1-(21)

第1.2－2図　ドップラー反応度係数 …… 10-1-(22)

(17) 第2.3－1図　起動時における制御棒引抜解析に使用するスクラム曲線 …… 10-2-(28)

第2.3－2図　起動時における制御棒引抜時の過渡変化 …… 10-2-(29)

(18) 第2.4－1図　出力運転中の制御棒引抜時の過渡変化 …… 10-2-(30)

(19) 第2.4－2図　領域出力検出装置（ＲＰＭ）の応答 …… 10-2-(31)

(33) 第2.5－1図　減速材中ホウ酸の異常な除去時の過渡変化 …… 10-2-(32)

(25) 第2.6－1図　減速材温度の異常な上昇時の過渡変化 …… 10-2-(33)

(25) 第2.7－1図　外部電源喪失時の過渡変化 …… 10-2-(34)

(26) 第2.8－1図　給水加熱喪失時の過渡変化 …… 10-2-(35)

(26) 第2.9－1図　再循環ポンプ１ループ２台トリップ時の過渡変化 …… 10-2-(36)

(26) 第2.9－2図　発電機負荷遮断タービンバイパス弁作動時の過渡変化 …… 10-2-(37)

第2.10－1図　発電機負荷遮断タービンバイパス弁不作動時の過渡変化 …… 10-2-(38)

第2.11－1図　主蒸気隔離弁閉鎖時の過渡変化 …… 10-2-(39)

(27) 第2.12－1図　給水制御装置故障時の過渡変化 …… 10-2-(40)

(28) 第2.13－1図　圧力制御装置故障時の過渡変化 …… 10-2-(41)

(29) 第2.14－1図　全給水流量喪失時の過渡変化 …… 10-2-(42)

(29) 第3.2－1図　再循環ポンプ軸固着事故解析結果 …… 10-3-(34)

(29) 第3.3－1図　ＥＣＣＳ解析の流れ図 …… 10-3-(35)

第3.3－2図　冷却材喪失事故時における破断面積に対する燃料被覆管

(30) 最高温度 …… 10-3-(36)

第3.3－3図　下降管完全両端破断事故時におけるブローダウン特性 …… 10-3-(37)

(31) 第3.3－4図　下降管完全両端破断事故時における再冠水特性 …… 10-3-(38)

第3.3－5図　下降管完全両端破断事故時における燃料被覆管最高温度

を与える位置での熱伝達率の変化 …… 10-3-(39)

第３．３－６図　下降管完全両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での燃料被覆管温度変化 …… 10-3-(40)
第３．３－７図　燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と応力の関係 …… 10-3-(41)
第３．３－８図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²)におけるブローダウン特性 …… 10-3-(42)
第３．３－９図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²)における再冠水特性 …… 10-3-(43)
第３．３－10図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²)における燃料被覆管最高温度を与える位置での対流熱伝達率の変化 …… 10-3-(44)
第３．３－11図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²)における燃料被覆管最高温度を与える位置での燃料被覆管温度変化 …… 10-3-(45)
第３．３－12図　下降管完全両端破断事故時における格納容器内圧力変化 …… 10-3-(46)
第３．３－13図　冷却材喪失事故時の格納容器内水素濃度変化 …… 10-3-(47)
第３．５－１図　主蒸気管破断事故解析結果 …… 10-3-(48)
第４．１－１図　冷却材喪失事故（重大事故）時のヨウ素の大気放出過程（Ｉ－１３１等価量） …… 10-4-(32)
第４．１－２図　冷却材喪失事故（重大事故）時の希ガスの大気放出過程（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値） …… 10-4-(33)
第４．１－３図　主蒸気管破断事故（重大事故）時のハロゲンの大気放出過程 …… 10-4-(34)
第４．１－４図　主蒸気管破断事故（重大事故）時の希ガスの大気放出過程（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値） …… 10-4-(35)
第４．２－１図　冷却材喪失事故（仮想事故）時のヨウ素の大気放出過程（Ｉ－１３１等価量） …… 10-4-(36)
第４．２－２図　冷却材喪失事故（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値） …… 10-4-(37)

第４．３－３図　主蒸気管破断事故（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程（γ線実効エネルギー0.5 MeV 換算値）…… 10-4-(38)
第４．３－４図　主蒸気管破断事故（仮想事故）時のハロゲンの大気放出過程 …… 10-4-(39)

〔その１－照射用ガドリニア燃料を装荷するまでのサイクル〕

記述は，昭和61年８月７日付け61安（原規）第104号をもって設置変更許可を受けた新型転換炉ふげん発電所原子炉設置変更許可申請書の添付書類10の記載内容と同じ。

〔その２－照射用ガドリニア燃料を装荷したサイクル以降〕

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 基本的考え方

本原子炉施設の安全評価の目的は，以下のとおりである。

(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認

本原子炉が，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を示し，原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性の確認する。

(2) 立地条件の適否の確認

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発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し，発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」を参考とし，新型転換炉原型炉の設計上の特徴を考慮することにより，また，原子炉の立地条件の適否は，「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが，これらの判断の過程で行う安全評価は，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」（以下「安全評価指針」という。），「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」（以下「ＥＣＣＳ性能評価指針」という。），「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針について」（以下「反応度投入事象評価指針」という。）等を参考として行うものとする。

本原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するための安全評価を行うに当たっては，原子炉施設の通常運転の状態を超えた事象，すなわち，運転時の異常な過渡変化について評価を行い，次いでこの運転時の異常な過渡変化の範囲を超える事象，すなわち，事故について評価を行う。

一方，本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては，「原子炉立地審査指針」に基づき，重大事故及び仮想事故について評価を行う。

1.1.1　運転時の異常な過渡変化

1.1.1.1　定　　義

運転時の異常な過渡変化とは，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又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作等によって，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いう

1.1.1.2　評価事象

本原子炉において評価する運転時の異常な過渡変化は，「安全評価指針」の基本的考え方に基づき，原子炉施設が制御されずに放置されると燃料又は原子炉冷却材圧力バウンダリーに過度の損傷をもたらす可能性のある事象を想定し，これら事象が発生した場合における安全保護系，原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するという観点から選定する。

なお，類似の異常な過渡変化が二つ以上ある場合には，最も厳しい事象で代表させ，その解析結果を示すこととし，具体的には以下の事象とする。

(1)　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

①　起動時における制御棒引抜き

②　出力運転中の制御棒引抜き

③　減速材中ホウ酸の異常な除去

④　減速材温度の異常な上昇

(2)　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

①　外部電源喪失

②　給水加熱喪失

③　再循環ポンプの故障

(3) 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

① 負荷の喪失

② 主蒸気隔離弁の閉鎖

③ 給水制御装置の故障

④ 圧力制御装置の故障

⑤ 全給水流量の喪失

1.1.1.2 判断基準

運転時の異常な過渡変化の判断基準は以下のとおりとする。

(1) 最小限界出力比（以下「ＭＣＰＲ」という。）が許容限界値1.08以上であること。

(2) 燃料被覆管は，機械的に破損しないこと。具体的には，燃料被覆管表面熱流束の値が燃料被覆管の円周方向の平均塑性歪１％に相当する値すなわち，通常運転時の燃料要素（以下「燃料棒」という。）最大線出力密度に相当する表面熱流束（以下「表面熱流束の定格値」という。）の140%以下であること。

(3) 燃料ペレットの保有熱量は，許容限界値を超えないこと。具体的には，「反応度投入事象評価指針」に示される判断基準を適用し，燃料エンタルピーの最大値は，燃料棒内圧から冷却材圧力を差し引いた圧力（燃料棒内外圧差）に依存して決定される第1.1-1図に示す燃料エンタルピーを超えないこと。

(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリーにかかる圧力は，原子炉冷却材圧力バウンダリーの最高使用圧力である82.0kg/cm²の1.1倍の圧力90.2kg/cm²以下であること。

1.1.2 事 故

1.1.2.1 定 義

事故とは，「1.1.1 運転時の異常な過渡変化」で記載する運転時の異常

な過渡変化を超える異常事象であって，発生頻度は小さいが，発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり，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いう。

1.1.2.2　評価事象

本原子炉において評価する事故は，「安全評価指針」の基本的な考え方に基づき，原子炉施設からの放射線による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象を想定し，これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するという観点から選定する。具体的には以下の事象とする。

(1)　炉心冷却能力の低下

再循環ポンプ軸固着事故

(2)　冷却材喪失

冷却材喪失事故

(3)　廃棄物廃棄施設の破損

放射性気体廃棄物処理施設の破損事故

(4)　主蒸気管の破損

主蒸気管破断事故

(5)　燃料取扱いに伴う事故

燃料取扱事故

(6)　重水の漏えい

重水漏えい事故

1.1.2.3　判断基準

事故の判断基準は以下のとおりとする。

(1)　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。

(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリーにかかる圧力は，最高使用圧力の1.2倍の

圧力98.4kg/cm²以下であること。

(3) 格納容器バウンダリーにかかる圧力は，設計圧力の1/0.9倍(1.50kg/cm²)以下であること。

(4) 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。ただし，「著しい放射線被ばくのリスク」についての具体的な運用は，「安全評価指針」の考え方に従うこととする。

なお，上記の判断基準に対して想定した事故ごとに更に具体的な基準を用いる場合には，「3. 事故解析」で述べる各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.3 重大事故及び仮想事故

1.1.3.1 定　義

重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき，原子炉立地条件の適否を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。

1.1.3.2 評価事象

本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は，「安全評価指針」の基本的な考え方に基づき，以下の事象とする。

(1) 重大事故

前記事故の解析結果を参考として，これらの事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ，技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし，原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内放出に係る事故として冷却材喪失事故（以下「ＬＯＣＡ」という。）を，また，格納容器外放出に係る事故として主蒸気管破断事故をそれぞれ選定する。

(2) 仮想事故

重大事故として取り上げた事故について，より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

1.1.3.3　判断基準

原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は，「原子炉立地審査指針」に従い以下のとおりとする。

(1)　原子炉の周囲は，原子炉からある距離の範囲内は，非居住区域であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして，重大事故の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（小児）に対して　　150　rem

全　身　　に対して　　25　rem

(2)　原子炉からある距離の範囲内であって，非居住区域の外側は，低人口地帯であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして，仮想事故の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（成人）に対して　　300　rem

全　身　　に対して　　25　rem

(3)　原子炉敷地は，人口密集地帯からある距離だけ離れていること。

「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして，仮想事故の場合における全身被ばく線量の積算値に対して200万人remを参考とする。

1.2　主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び事故の解析において，特に断わらない限り共通に使用する解析条件及び解析に当たって考慮する事項について記述する。

1.2.1　初期運転条件

解析では，原子炉熱出力の初期値として，原子炉熱出力の定格値に運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差等を考慮した値を使用する。

原子炉冷却材圧力（蒸気ドラム圧力）の初期値は，定格値に運転時の誤差を考慮した値を使用する。

第1.2-1表に原子炉熱出力及び蒸気ドラム圧力について定格値及び最大の定常誤差を示す。

原子炉熱出力，蒸気ドラム圧力の初期値は，解析の結果が厳しくなるよう，上記の誤差を考慮し，原子炉熱出力約568MW，蒸気ドラム圧力約70.0kg/cm²とする。

再循環ポンプ流量は，定格流量の設計上の最小値である7,600t/hとする。

1.2.2　安全保護系の特性

安全保護系により監視している原子炉施設の運転変数が設定値を超えた場合，原子炉の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が切り離され，制御棒は自重によって炉心へ挿入される。

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，余裕を見込んだ値を使用する。

また，安全保護系の応答時間遅れとしては，それぞれのスクラム信号に対して運転変数がスクラム設定値に達した時点から，制御棒駆動装置の電磁クラッチ開放信号が発生するまでの時間をとり，解析結果が厳しくなるように定める。

第1.2-2表に解析で用いた原子炉スクラム設定値及び応答時間を示す。

工学的安全施設を作動させるための運転変数が設定値に達した場合は，非常用炉心冷却設備（以下「ＥＣＣＳ」という。）等の工学的安全施設を作動させる信号が発生する。

工学的安全施設作動信号の解析上の設定値は，計測誤差等を考慮して，余裕を見込んだ値を使用する。

また，応答時間遅れとして，運転変数が作動設定値に達した時点から，工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり，それぞれの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。

第1.2-3表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動設定値及び応答時間を示す。

1.2.3　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，すべて炉心へ挿入されるが，解析に当たっては，最も反応度価値の大きい制御棒１本が挿入されないものと仮定し，反応度の印加曲線は，第1.2-1図に示すものを使用する。

また，スクラム時の制御棒挿入時間の設計値は全ストロークの80%挿入で2.0秒以下としているが，解析では挿入が遅れる方向に余裕を考慮した値2.2秒を使用する。

1.2.4　反応度係数

原子炉の過渡応答は，反応度のフィードバック効果，とりわけ冷却材ボイド反応度係数及びドップラー反応度係数に依存する。解析に使用する冷却材ボイド反応度係数及びドップラー反応度係数は，それぞれの解析において結果を最も厳しく評価するような値を使用する。

冷却材ボイド反応度係数は，冷却材ボイド率が減少する事象については最負値を，冷却材ボイド率が増加する事象については最正値を用いることとし，最負値としては$-1.4\times10^{-4}\Delta k/k/\%$ボイド，最正値としては炉心平均ボイド率が80%未満では$0\ \Delta k/k/\%$ボイド，炉心平均ボイド率が80%以上では$2.29\times10^{-4}\Delta k/k/\%$ボイドを使用する。また，ドップラー反応度係数は，第1.2-2図に示す値を使用する。

1.2.5　解析に当たって考慮する事項

運転時の異常な過渡変化及び事故の解析に当たっては，炉心サイクル初期から末期まで，また，起動時から定格出力運転時までを考慮して運転条件を選定し解析を行う。解析すべき事象については，その事象が発生してから収束するまでのあいだの計測制御系，安全保護系，工学的安全施設等の作動状況及び運転員の操作を考慮する。

また，解析に当たって使用するモデル及びパラメータは，評価の結果が厳しくなるよう選定し，評価目的の範囲内で合理的なものを用いる。

なお，故障等の仮定に当たっては以下の考慮をする。

(1)　解析に当たっては，想定された事象に加え，作動を要求される安全系の機能別に，結果を最も厳しくする単一故障を仮定する。

(2)　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。

(3)　事故の解析に当たって，工学的安全施設の作動が要求される場合には，外部電源の喪失を考慮に入れる。

1.3　解析に使用する計算コード

運転時の異常な過渡変化及び事故の解析に使用する計算コードの一覧表を，それぞれ第1.3-1表及び第1.3-2表に示す。表中の主な計算コードの概要を以下に記載する。

(1)　ＲＥＡＣＴ

反応度投入事象解析コードＲＥＡＣＴは，起動時における制御棒引抜事象の解析に使用する。

本コードは，原子炉熱出力の過渡変化を炉心１点近似，遅発中性子６群の動特性方程式で表し，熱的現象は，質量，運動量及びエネルギー保存則に基づく方程式を解くことにより冷却材の密度，圧力，エンタルピー等の時間変化を計算する。また，印加反応度としては，引抜制御棒価値，スクラム反応度及びフィードバック反応度を考慮する。

本コードの入力は，炉心チャネルの幾何学的形状，各種反応度テーブル，動特性パラメータ，物性値等の核・熱データ，及び原子炉熱出力，再循環流量等の初期条件であり，出力として，原子炉熱出力，燃料エンタルピーの時間変化，並びに炉心内流動分布等が求められる。

(2)　ＨＥＡＴＵＰ

燃料温度詳細解析コードＨＥＡＴＵＰは，燃料集合体温度挙動の詳細を求めるコードである。

伝熱計算は，燃料棒，冷却材，圧力管本体，断熱ガス層，カランドリア管及び減速材を含む燃料集合体軸方向に直角な１断面について行う。燃料被覆管表面熱伝達は，対流及び輻射による熱伝達を考慮する。対流熱伝達率は，次のモデルに基づいて計算する。

①　未飽和単相強制対流熱伝達率　　；　Dittus-Boelterの式

②　強制対流核沸騰熱伝達率　　；　Jens-Lottesの式

③　強制対流膜沸騰熱伝達率　　；　HTLの式

④　蒸気単相強制対流熱伝達率　　；　McEligotの式[1]

また，水－金属反応計算はBaker-Just[2]の式に基づいて計算する。

本コードの入力は，燃料棒及び炉心に関するデータ，ＲＥＡＣＴ，ＳＥＮＨＯＲ（後述）又はＬＯＴＲＡＣ（後述）により求められる炉心での冷却材の圧力，流量，エンタルピー，原子炉熱出力の時間変化，及びＦＬＯＯＤ（後述）又はＬＯＴＲＡＣにより求められる燃料被覆管温度ターンアラウンド開始時間等であり，出力として．燃料エンタルピー，ＭＣＰＲ，燃料被覆管最高温度，水－金属反応量等が求められる。

(3) ＬＡＹＭＯＮ

三次元核熱結合計算コードＬＡＹＭＯＮは，新型転換炉の炉心核熱水力特性を解析する定常計算コードであり，出力運転中の制御棒引抜き，減速材中ホウ酸の異常な除去及び減速材温度の異常な上昇の解析に使用する。

本コードは，三次元の拡散方程式により原子炉全体の出力分布や実効増倍率を計算し，更に，その出力分布を基に熱的評価計算及び燃焼計算を行う。本コードの用途は，炉心のシミュレーションを中心として，制御棒計画，燃焼度管理，制御棒価値計算等に利用される。本コードを出力運転中の制御棒引抜等の解析に使用する場合には，制御棒引抜きの各状態等において定常計算を行い，ＭＣＰＲ及び最大線出力密度を求める。

本コードの入力は，炉心の幾何学的形状，核計算に必要なデータ，熱水力計算に必要なデータ，制御棒パターン等の炉心状態を表すデータであり，出力として原子炉熱出力，出力分布，ＭＣＰＲ，最大線出力密度等が求められる。

(4) ＦＡＴＲＡＣ

プラント動特性解析コードＦＡＴＲＡＣは，新型転換炉のプラント安定性，運転時の異常な過渡変化のうち外部電源喪失等の事象及び再循環ポンプ軸固着事故を解析するコードである。

本コードは，炉心，蒸気ドラム等を含む２つの独立な冷却ループで構成される冷却材再循環系，主蒸気系，給水系，タービン系等のプラント全体を模擬し，６群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む１点近似中性子動特性，燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力学的挙動を計算する。また，炉心部等での冷却材の熱水力学的挙動は，代表チャネルを軸方向に多ノードに分割し計算する。

本コードの入力は，原子炉熱出力，再循環流量，主蒸気圧力等の初期条件，炉心部，冷却材再循環系，主蒸気系等の構造データ，核特性データ，燃料棒データ，各種制御系データ等であり，出力としては，原子炉熱出力，蒸気ドラム圧力，再循環流量，蒸気ドラム水位，ＭＣＰＲ等の時間変化が求められる。

(5) ＳＥＮＨＯＲ

大破断時熱水力過渡変化解析コードＳＥＮＨＯＲは，新型転換炉の大破断解析用に開発されたコードであり，ブローダウン時の原子炉冷却設備内の熱水力学的な挙動及び燃料の温度挙動を解析する。

解析モデルは，原子炉冷却設備を蒸気ドラム，下降管，再循環ポンプ，下部ヘッダ，入口管，圧力管（燃料集合体を含む）及び上昇管からなる体系と考え，配管内の流動，圧力分布，エネルギー分布と蒸気ドラム及び下部ヘッダ内の圧力，保有水量，エネルギーの変化及び燃料棒の温度変化等を求める。

本コードの入力は，原子炉熱出力，再循環流量等の初期条件，原子炉の幾何学的形状及び水力学的データ，燃料棒及び炉心に関するデータ，ＥＣＣＳの性能特性，再循環ポンプ特性，想定破断の位置及び破断面積等であり，出力としてＭＣＰＲ，燃料温度挙動解析に使用する炉心での冷却材の圧力，流量，エンタルピー，原子炉熱出力の時間変化，炉心再冠水特性解析に使用する蒸気ドラム圧力の時間変化，ＥＣＣＳ注入開始時間等が求められる。

(6) ＬＯＴＲＡＣ

中小破断時熱水力過渡変化解析コードＬＯＴＲＡＣは，新型転換炉の中小破断時における長時間の冷却特性を解析するコードである。

配管内流動計算は，系をいくつかのノードに分割し，運動量，質量及びエネルギーの各保存則を基礎とし，各ノードでは瞬時完全混合を仮定した差分近似解法にて配管内流動を求める。また，主蒸気流量，給水流量，原子炉熱出力等の動特性計算を行う。本コードの入力は，原子炉熱出力，蒸気ドラム圧力等の初期条件，原子炉の幾何学的形状及び水力学的データ，燃料棒及び炉心に関するデータ，ＥＣＣＳ性能特性，再循環ポンプ特性，想定破断の位置及び破断面積等であり，出力として，燃料温度挙動解析に使用する炉心での冷却材の圧力，流量，エンタル

ピー，原子炉熱出力の時間変化，燃料被覆管温度のターンアラウンド開始時間，蒸気ドラム水位変化等が求められる。

(7) ＦＬＯＯＤ

炉心再冠水特性解析コードＦＬＯＯＤは，新型転換炉のＬＯＣＡ時における燃料被覆管温度ターンアラウンド開始時間及び蒸気冷却効果を解析するコードである。　基本計算体系は，何本かの配管と，それらをつなぐヘッダと配管の途中に介在する弁からなる。配管内の流動は水単相ピストン型の流動として扱い，両端の圧力差による運動量保存則に基づく方程式とヘッダ及び配管接合部での質量保存則に基づく方程式により求める。ここで運動量保存則に基づく方程式は，軸方向一次元モデルに依る。

本コードの入力は，原子炉の幾何学的形状，燃料棒及び炉心に関するデータ，ＥＣＣＳ性能特性，ＳＥＮＨＯＲにより求められる蒸気ドラム圧力変化及びＥＣＣＳ注入開始時間等であり，出力として，ＥＣＣＳ注入流量の時間変化，原子炉水位の変化，燃料被覆管温度ターンアラウンド開始時間等が求められる。

(8) ＭＵＬＣＯＮ

格納容器内圧力解析コードＭＵＬＣＯＮは，ＬＯＣＡ時における格納容器内圧力・温度の過渡特性を解析するコードである。

解析は，格納容器を１点で模擬し，質量及びエネルギー保存則に基づく方程式並びに状態方程式を解くことにより，圧力及び温度を計算する。

本コードの入力は，格納容器内の自由空間体積，圧力・温度等の初期条件，格納容器スプレイ系特性，ＳＥＮＨＯＲにより求められる冷却材放出流量の時間変化等であり，出力として，格納容器内圧力・温度の時間変化等が求められる。

1.4 参考文献

(1) D.M.McEligot et al;"Effect of Large Temperature Gradients on Convective Heat Transfer."Ser.C.Trans.A.S.M.E.,1965.2

(2) Baker,L.Just,L.C.;"Sutdies of Metal Water Reactions at High Temperature. Ⅲ Experimental and Theoretical Sutdies of the Zircaloy-Water Reaction. "ANL-6548,1962

tive

ture.

n.

第１．２－１表　解析に使用する初期運転状態

	定　格　値	定 常 誤 差
原子炉熱出力	５５７ＭＷ	±２％
蒸気ドラム圧力	約６８kg/cm²	±2.0 kg/cm²

第１．２－２表　解析に使用する原子炉スクラム設定値及び応答時間

原子炉スクラム項目	解析に使用するスクラム設定値	応答時間（秒）
出力上昇用検出装置中性子束高	16%（定格出力値に対して）	0.5 0
出力領域検出装置中性子束高	120%（定格出力値に対して）	0.4 0
再循環流量低（ポンプ高速）	86%（定格流量に対して）	1.2 0
再循環ポンプ高速位置断	―――	0.0 3
主蒸気流量高	126%（定格流量に対して）	1.0 0
主蒸気隔離弁閉	90%（開度）	0.8 1
蒸気加減弁急速閉	―――	0.3 2
所内常用電源喪失	―――	0.9 0
蒸気ドラム水位低	通常水位－260mm	2.5 0
タービン主塞止弁閉	90%（開度）	0.5 0

（関連頁10-1-(7)）

第１．２－３表　解析に使用する工学的安全施設作動設定値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動設定値	応答時間（秒）
急速注水系，低圧注水系作動信号		
蒸気ドラム圧力低と	53kg/cm²	0.70
蒸気ドラム水位低の一致	通常水位－430mm	2.30
あるいは		
蒸気ドラム圧力低と	53kg/cm²	0.70
蒸気ドラム水位低（広域）の一致	通常水位－4,500mm	1.60
あるいは		
蒸気ドラム圧力低と	53kg/cm²	0.70
主蒸気流量高の一致	126%（定格流量に対して）	1.00
高圧注水系作動信号		
蒸気ドラム水位低（広域）	通常水位－4,500mm	1.60
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気流量高	126%（定格流量に対して）	0.50
蒸気ドラム水位低	通常水位－330mm	2.20
主蒸気管圧力低	56kg/cm²	2.70

第１．３－１表　解析に使用する計算コード一覧表(1)

－ 運転時の異常な過渡変化 －

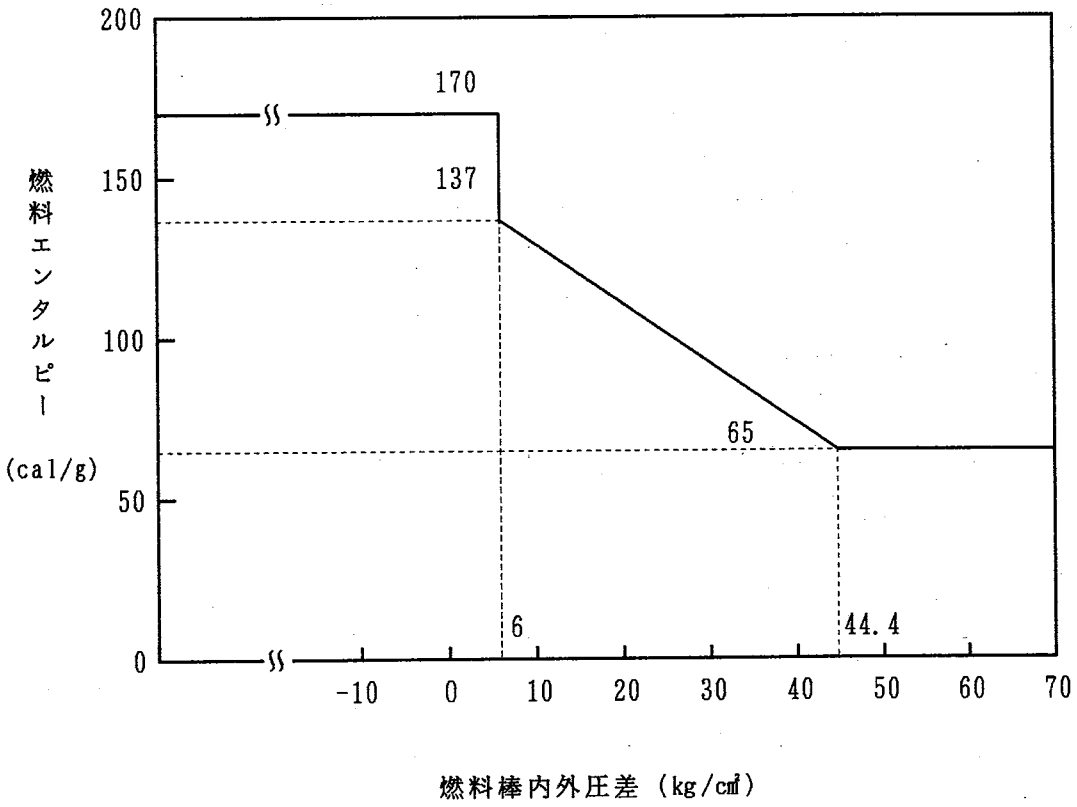
解　析　項　目	使用計算コード
起動時における制御棒引抜き	ＲＥＡＣＴ ＨＥＡＴＵＰ
出力運転中の制御棒引抜き	ＬＡＹＭＯＮ
減速材中ホウ酸の異常な除去	ＬＡＹＭＯＮ
減速材温度の異常な上昇	ＬＡＹＭＯＮ
外部電源喪失	ＦＡＴＲＡＣ
給水加熱喪失	ＦＡＴＲＡＣ
再循環ポンプの故障	ＦＡＴＲＡＣ
負荷の喪失	ＦＡＴＲＡＣ
主蒸気隔離弁の閉鎖	ＦＡＴＲＡＣ
給水制御装置の故障	ＦＡＴＲＡＣ
圧力制御装置の故障	ＦＡＴＲＡＣ
全給水流量の喪失	ＦＡＴＲＡＣ

(関連頁10-1-(10))

第１．３－２表　解析に使用する計算コード一覧表(2)

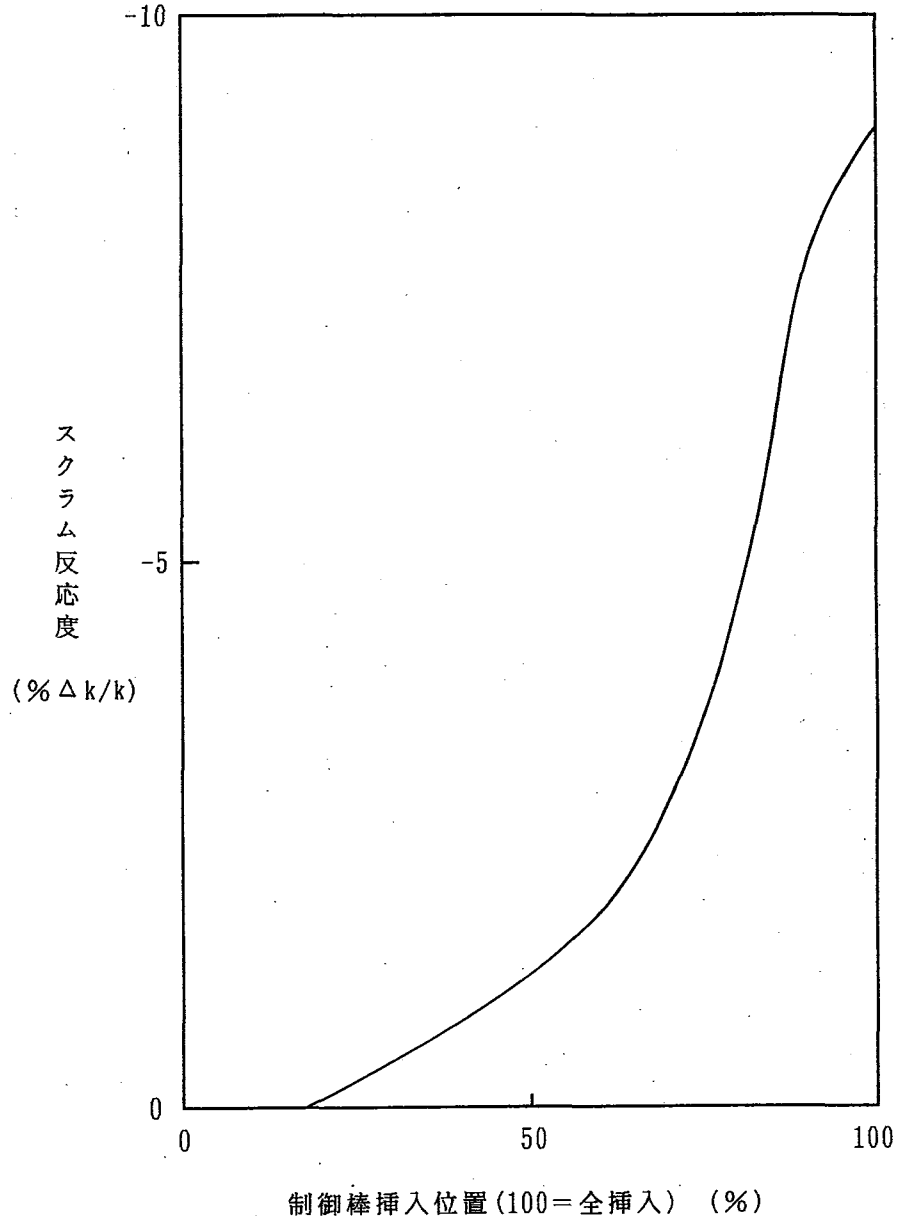
－ 事　　故 －

解　析　項　目		使用計算コード
再循環ポンプ軸固着事故		ＦＡＴＲＡＣ
冷却材喪失事故	大破断	ＳＥＮＨＯＲ ＦＬＯＯＤ ＨＥＡＴＵＰ ＭＵＬＣＯＮ
	中小破断	ＬＯＴＲＡＣ ＨＥＡＴＵＰ
放射性気体廃棄物処理施設の破損事故		―――
主蒸気管破断事故		ＳＥＮＨＯＲ
燃料取扱事故		―――
重水漏えい事故		―――



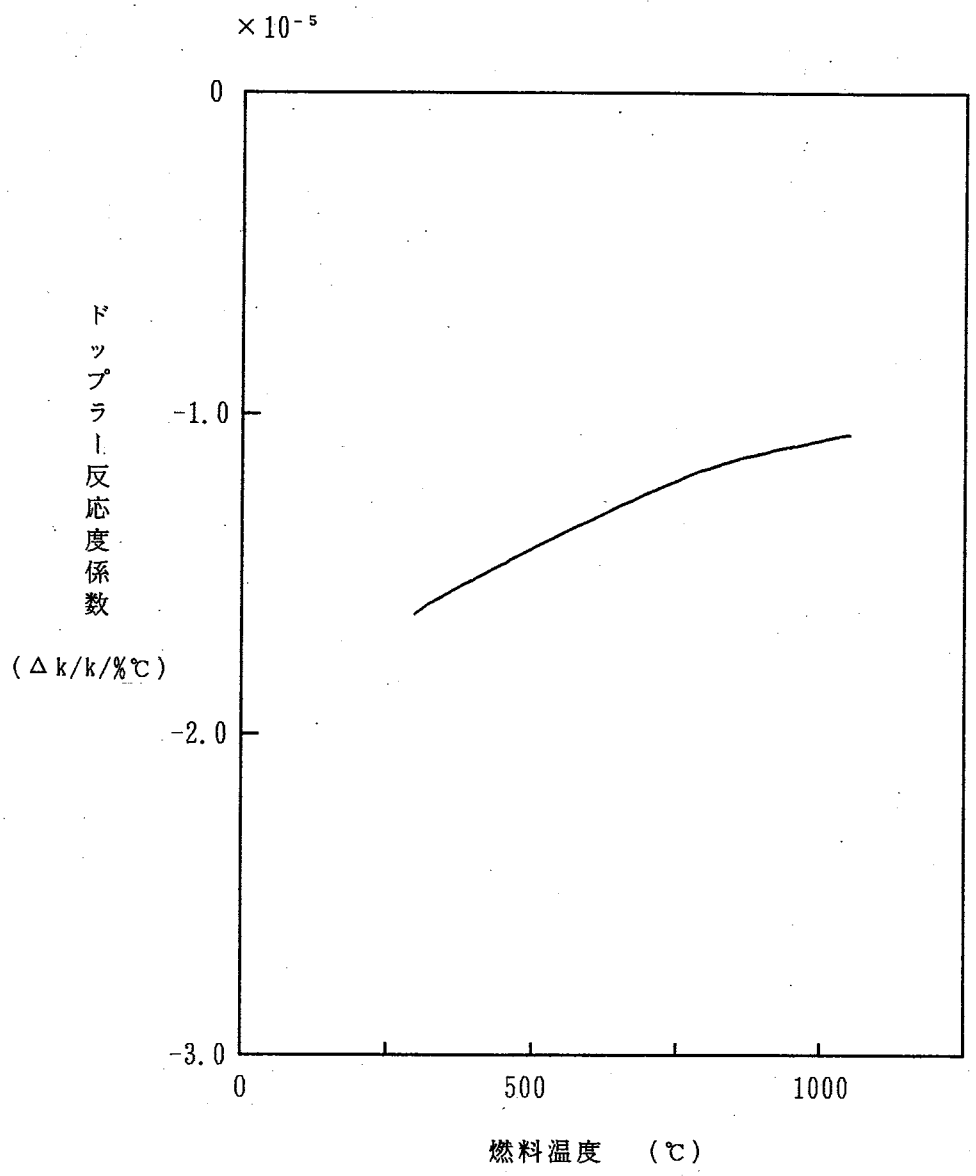
第１．１－１図　燃料ペレット保有熱量の許容限界値

（関連頁10-1-(3)）



第１．２－１図　スクラム時反応度印加曲線

(関連頁10-1-(8))



第１．２－２図　ドップラー反応度係数

(関連頁10-1-(8))

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

ここでは，本原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するため，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，その発生原因と対策を説明し，その過渡変化の解析と結果の評価を行い，本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

2.2 解析方法及び解析条件

2.2.1 解析方法

解析方法は特に断わらない限り，「1.3 解析に使用する計算コード」に述べた新型転換炉のプラント動特性解析コードＦＡＴＲＡＣを用いる。

制御棒引抜きの過渡変化，減速材中ホウ酸の異常な除去の過渡変化及び減速材温度の異常な上昇の過渡変化は，他の一般の過渡変化とは解析方法が異なるため，個別に解析方法を記述する。

2.2.2 解析条件

(1) ＭＣＰＲは，特に断わらない限りすべての炉心状態を通じて1.45を仮定する。また，最大線出力密度は，特に断わらない限りすべての炉心状態を通じて57.4 kW/mを仮定する。

(2) 作動を要求される安全系の単一故障については，特に断らない限り安全保護系の単一故障を仮定する。

(3) その他の解析条件は，特に断わらない限り「1.2 主要な解析条件」に述べた解析条件を使用する。

2.3　起動時における制御棒引抜き

2.3.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

原子炉の起動時に運転員の誤操作等により，制御棒が連続的に引き抜かれる。このため，炉心に正の反応度が連続的に印加され，原子炉出力が上昇する。

(2) 対　　策

① 制御棒は起動時にはあらかじめ定められた組み合わせの４本又は１本しか同時に引き抜けず，また，通常は１回に45cmを超えて引き抜けないように設計する。また１本の制御棒を連続で引き抜くためには運転員は同時に２つのスイッチを操作しなければならない。

② 臨界近傍で制御棒を引き抜くときは，炉周期を確かめながら引き抜くよう運転手順を定める。

③ 制御棒の引抜順序は運転手順で定めており，制御棒引抜順序監視装置により定められた以外の制御棒は，引き抜けないように設計する。また制御棒の連続引抜速度は約６cm/sに制限するように設計する。この結果，制御棒引抜きによる反応度添加率は約0.00060Δk/k/sを上回ることはない。

④ 出力上昇用検出装置（ＰＵＭ）において，中性子束があらかじめ定めた設定値になれば，制御棒の引抜きが停止され，さらに中性子束が上昇した場合には原子炉はスクラムする。また，出力の異常上昇は，ドップラー効果により抑制される。

2.3.2　過渡変化の解析

(1) 解析方法

解析は２段階に分けて行う。第１段階は，１点近似動特性モデルを用いた計算コードＲＥＡＣＴにより原子炉熱出力の変化を求めることであり，第２段階はその値と三次元拡散計算によって求めた出力ピーキング係数を使って，燃料温度詳細解析コードＨＥＡＴＵＰにより燃料の局所的な熱出力を計算し，燃料エンタルピー計算を行うことである。

⑵ 解析条件

① 制御棒引抜前の原子炉は臨界状態にあり，原子炉熱出力は定格値の10^{-3}，燃料被覆管表面温度及び冷却材温度は280℃とする。また，燃料エンタルピーの初期値は19cal/gとする。

② 反応度添加率は，設計上の最大反応度添加率である0.00060Δk/k/sする。

③ 出力上昇用検出装置は，引抜制御棒近傍の検出装置がバイパス状態にあるとする。

④ スクラム反応度は起動時の条件において求めた最小値に余裕を考慮したものを用いる。なお，Ｉロッド４本は，初期状態において35%挿入位置にあるものとする。これを第2.3-1図に示す。

⑤ ドップラー反応度，冷却材ボイド反応度，冷却材温度反応度及び減速材温度反応度は起動時の条件において求めた最正側の値に余裕を考慮したものを用いる。

⑶ 解析結果

解析結果を第2.3-2図に示す。

この過渡変化においては，原子炉は出力上昇用検出装置の中性子束高でスクラムし，燃料エンタルピーの最大値は約30cal/gとなる。また，蒸気ドラム圧力は初期値を上回らない。なお，この過渡変化では，浸水燃料の存在を仮定しても燃料棒の破損は生じない。

2.3.2 判断基準への適合性の検討

燃料エンタルピーの最大値は約30cal/gであり，「1.1.1.3 判断基準」の⑶は満足される。また，蒸気ドラム圧力は初期値を上回らず，「1.1.1.3 判断基準」の⑷も満足される。

2.4　出力運転中の制御棒引抜き

2.4.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

出力運転時に運転員の誤操作等により，制御棒が連続的に引き抜かれる。このため炉心に正の反応度が印加され，原子炉出力が上昇する。

(2) 対　　策

① 引抜制御棒近傍の局部出力検出装置（ＬＰＭ）から中性子束高の警報を出し，運転員に注意を喚起するようにする。

② 制御棒引抜停止検出装置（ＲＳＭ）により，引抜制御棒近傍の領域出力があらかじめ定めた設定値になれば，制御棒の引抜きを停止し，さらに出力が上昇した場合には，領域出力検出装置（ＲＰＭ）の中性子束高により，原子炉はスクラムする。

2.4.2　過渡変化の解析

(1) 解析方法

本解析は，三次元核熱結合計算コードＬＡＹＭＯＮを用い，各々の制御棒引抜状態における出力分布及び熱的状態を計算する。すべての空間的効果は計算に含まれている。

(2) 解析条件

① 制御棒引抜事象としては，制御棒の１本引抜きを想定する。

② この解析における出力の初期値は，引抜制御棒が全引抜状態になったところで原子炉がスクラムする81.8%出力とする。ＭＣＰＲ，線出力密度の初期値は，それぞれ1.81，47.7kW/mとする。

③ 制御棒が連続的に引き抜かれた場合，中性子束は通常表面熱流束よりも早く上昇するが，この解析では，定常状態を仮定し，中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化するものとする。

④ ＲＰＭを構成するＬＰＭは，制御棒引抜きによるＬＰＭ出力信号の上昇が大きいものから順に，ＬＰＭバイパス許容数までバイパスされているものとする。

(1) 解析結果

解析結果を第2.4-1図及び第2.4-2図に示す。

制御棒が引き抜かれると引抜制御棒近傍の中性子束が上昇し，ＲＰＭがこれを検出して，定格出力時の120%に達した時点で原子炉はスクラムする。これらの図に示すように，ＲＰＭを構成するＬＰＭが最悪のバイパス状態にあっても，制御棒が全引抜状態になったところで原子炉はスクラムされ，ＭＣＰＲは約1.14にとどまる。また，表面熱流束の最大値はその定格値の約117%になる。

2.4.3 判断基準への適合性の検討

ＲＰＭを構成するＬＰＭが最悪のバイパス状態にあっても，ＭＣＰＲは約1.14にとどまり，許容限界値を下回ることはなく，「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。

また，表面熱流束の最大値はその定格値の約117%であり，「1.1.1.3 判断基準」の(2)も満足される。

2.5　減速材中ホウ酸の異常な除去

2.5.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

ホウ酸濃度を制御する装置の故障等により，減速材中のホウ酸が連続的に除去される。このため，炉心に正の反応度が印加され，原子炉出力が上昇する。

(2) 対　　策

① 減速材中のホウ酸を除去する際に，選択された制御棒以外の制御棒が炉心内に挿入されている場合には，ホウ酸の除去を阻止するインターロックを設ける。

② ホウ酸除去許可信号が発信されていない場合には，ホウ酸の除去ができないようなインターロックを設ける。

③ ホウ酸除去塔流量高の警報を出して，運転員に注意を喚起するようにする。

④ 原子炉起動時には，出力上昇用検出装置（ＰＵＭ）の中性子束高により原子炉はスクラムし，減速材中のホウ酸除去は阻止される。

⑤ 出力運転時には，制御棒引抜停止検出装置（ＲＳＭ）により減速材中のホウ酸除去は阻止され，さらに原子炉出力が上昇した場合には，領域出力検出装置（ＲＰＭ）の中性子束高により原子炉はスクラムする。

2.5.2　過渡変化の解析

(1) 解析方法

本解析は三次元核熱結合計算コードＬＡＹＭＯＮを用い，出力運転中のホウ酸除去状態における出力分布及び熱的状態を計算する。

なお，起動時のホウ酸除去については，印加反応度が起動時の制御棒引抜きによる印加反応度に比べ小さく，したがって，問題とならない。

(2) 解析条件

① 原子炉は熱的に運転限界の状態（ＭＣＰＲは1.45，最大線出力密度は57.4

kW/m）にあるとする。

② ホウ酸を連続的に除去した場合，中性子束は通常表面熱流束よりも早く上昇するが，本解析では，定常状態を仮定し，中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化するものとする。

(3) 解析結果

解析結果を第2.5-1図に示す。

ホウ酸が除去されると中性子束が上昇し，領域出力が定格時の120%に達すると中性子束高により原子炉はスクラムし，ホウ酸の除去が阻止される。この時ＭＣＰＲは約1.16にとどまり，表面熱流束の最大値はその定格値の約120%になる。

2.5.2 判断基準への適合性の検討

ＭＣＰＲは約1.16にとどまり，許容限界値を下回ることはなく，「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。

また，表面熱流束の最大値はその定格値の約120%であり，「1.1.1.3 判断基準」の(2)も満足される。

2.6　減速材温度の異常な上昇

2.6.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

出力運転時に重水温度を調節する装置の故障等により，減速材温度が上昇する。このため，炉心に正の反応度が印加され，原子炉出力が上昇する。

(2) 対　　策

① 重水温度調整弁の故障による重水冷却器の冷却水流量喪失を防止するために，同弁をバイパスするラインを設ける。

② 減速材温度が上昇した場合には，原子炉入口重水温度高の警報を出し，運転員に注意を喚起するようにする。さらに減速材温度が上昇した場合には，重水温度高により，原子炉はスクラムする。

③ 減速材の温度上昇により出力が上昇した場合には，領域出力検出装置（ＲＰＭ）の中性子束高により，原子炉はスクラムする。

2.6.2　過渡変化の解析

(1) 解析方法

本解析は三次元核熱結合計算コードＬＡＹＭＯＮを用い，出力運転中の減速材温度上昇状態における出力分布及び熱的状態を計算する。

(2) 解析条件

① 原子炉は熱的に運転限界の状態（ＭＣＰＲは1.45，最大線出力密度は57.4 kW/mにあるとする。

② 減速材温度が上昇した場合，中性子束は通常表面熱流束よりも早く上昇するが，本解析では，定常状態を仮定し，中性子束と表面熱流束は時間遅れなしに変化するものとする。

(3) 解析結果

解析結果を第2.6-1図に示す。

減速材温度が上昇すると中性子束が上昇し，領域出力が定格時の120%に達すると中性子束高により原子炉はスクラムする。この時ＭＣＰＲは約1.16にとどまり，表面熱流束の最大値はその定格値の約120%になる。

2.6.3 判断基準への適合性の検討

ＭＣＰＲは約1.16にとどまり，許容限界値を下回ることはなく，「1.1.1.3 判断基準」の(1)は満足される。

また，表面熱流束の最大値はその定格値の約120%であり，「1.1.1.3 判断基準」の(2)も満足される。

2.7　外部電源喪失

2.7.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

送電系統の故障や所内電気設備の故障等により，所内常用電源の供給がすべて喪失し，所内の補機がトリップする。このため再循環流量の減少，給水流量の喪失，タービントリップが起きる。

(2) 対　　策

① 発電所は275kV主送電線2回線で送電系統に接続する。また，単一の所内母線の故障があってもすべての所内の補機の電源が失われることはないように設計する。

② 再循環ポンプのトリップによる再循環流量の減少を軽減するため，再循環ポンプ及び同駆動電動機には一定の慣性を持たせる。

③ 所内電源が喪失すると，電源喪失（所内常用電源喪失信号）により原子炉はスクラムする。

④ 復水ポンプ及び原子炉給水ポンプトリップによる蒸気ドラム水位の低下に対して，隔離冷却系の起動により蒸気ドラム水位の異常低下を防止する。

⑤ 主復水器の真空度低下によるタービントリップでタービン主塞止弁が閉鎖し蒸気ドラム圧力が上昇すると逃し安全弁が開放し，冷却材圧力の異常上昇を防止する。

2.7.1　過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 全ポンプは，外部電源喪失と同時にトリップする。

② 電源喪失（所内常用電源喪失信号）により，原子炉はスクラムする。

③ 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数（回転数半減時間）は，設計上の最小値である4秒を用いる。

④ 過渡変化の初期に再循環流量が減少し，冷却材ボイド率が増加する事象であるため，冷却材ボイド反応度係数は最正値を用いる。

⑤　循環水ポンプの停止は，復水器真空度の低下をもたらし，タービンはトリップし冷却材圧力が上昇する。このタービントリップまでの時間を6秒とする。

⑥　タービンバイパス弁は開かないものとする。

⑵　解析結果

第2.7-1図に解析結果を示す。

再循環ポンプトリップによる再循環流量の減少により冷却材ボイド率が増加するが，冷却材ボイド反応度係数が零であるため中性子束は変化せず，電源喪失により原子炉はスクラムする。これにより，中性子束，表面熱流束とも初期値を上回ることはない。

スクラムに至る以前の再循環流量の減少によりＭＣＰＲは減少するが，最大のＭＣＰＲ低下幅（以下「△ＭＣＰＲ」という。）は過渡変化を通じて約0.31である。

タービントリップにより，蒸気ドラム圧力は上昇するが，逃し安全弁吹出圧力に達して逃し安全弁が開放し，蒸気ドラム圧力は，約77.4kg/㎠に抑えられる。

2.7.3　判断基準への適合性の検討

外部電源がすべて喪失した場合には，再循環ポンプのトリップによる再循環流量の減少によって，ＭＣＰＲは約1.14まで減少するが，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束も初期値を超えることはなく，「1.1.1.3　判断基準」の⑴，⑵は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約77.4kg/㎠まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の⑷も満足される。

2.8　給水加熱喪失

2.8.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

抽気ダンプ弁の故障等による給水加熱器への加熱蒸気喪失，すなわち，加熱源の喪失により，給水温度が徐々に低下する。このため，炉心入口サブクーリングが増加し，原子炉熱出力が増加する。

(2) 対　　策

① 給水加熱器５段のうち，どの１段の加熱機能が喪失しても，給水温度の変化は55℃以内になるよう給水系を設計する。

② 炉心入口サブクーリングの増加により中性子束が増加し，領域出力検出装置の中性子束高の設定値に達した場合には，原子炉はスクラムする。

2.8.2　過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 給水加熱の喪失により，炉心入口サブクーリングが増加して冷却材ボイド率が減少するため，冷却材ボイド反応度係数は最負値を用いる。

② 炉心入口サブクーリングの増加を大きめに評価するため給水温度は，約180℃から55℃低下すると仮定する。給水加熱器から蒸気ドラムまでの給水温度変化の時間遅れは無視する。

(2) 解析結果

解析結果を第2.8-1図に示す。

給水加熱喪失の結果，炉心入口サブクーリングが増加し，中性子束，表面熱流束は緩やかに上昇する。中性子束は定格値の約121%まで増加した状態で一定となり，表面熱流束は定格値の約121%まで増加する。△ＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.21である。

蒸気ドラム圧力は，原子炉熱出力の増加による蒸気発生の増加により，わずかに上昇し，約70.8kg/㎠にとどまる。

2.8.3　判断基準への適合性の検討

冷却材ボイド反応度係数が最負値の場合においても，ＭＣＰＲは約1.24まで減少するが，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束の最大値はその定格値の約121%であり，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は約70.8kg/㎠にとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

2.9　再循環ポンプの故障

2.9.1　過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

再循環ポンプシール注排水系異常等による再循環ポンプ速度切替遮断器開放により，１ループ２台の再循環ポンプがトリップする。このため再循環流量が減少する。

(2) 対　　策

① 再循環流量の減少を軽減するために，再循環ポンプ及び同駆動電動機には一定の慣性を持たせる。

② 原子炉出力が60%以上で再循環ポンプ速度切替遮断器が開放すると，再循環ポンプ速度切替遮断器の高速位置断により原子炉はスクラムする。

2.9.2　過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 再循環流量の低下が最も厳しい１ループ２台の再循環ポンプがトリップする場合を取り上げる。

② 再循環ポンプ及び同駆動電動機の慣性定数（回転数半減時間）は設計上の最小値である４秒を用いる。

③ 再循環ポンプ高速位置断により原子炉はスクラムする。

④ 再循環流量の減少により，冷却材ボイド率が増加する事象であるため，冷却材ボイド反応度係数は最正値を用いる。

(2) 解析結果

解析結果を第2.9-1図に示す。

１ループ２台の再循環ポンプのトリップにより，再循環流量は急速に減少するが再循環ポンプ高速位置断により原子炉はスクラムする。中性子束，表面熱流束とも初期値を上回ることはない。

△ＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.20である。

蒸気ドラム圧力は，約70.3kg/㎠にとどまる。

2.9.3　判断基準への適合性の検討

再循環ポンプが１ループ２台トリップした場合には，再循環流量が減少し，ＭＣＰＲは約1.25まで減少するが，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束も初期値を超えることはなく，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約70.3kg/cm²まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

2.10 負荷の喪失

2.10.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

タービン発電機系の故障等によってタービントリップが生じ，タービン主塞止弁が閉鎖する。または，送電系統の故障等により，発電機負荷遮断が生じ，蒸気加減弁が急速に閉鎖する。このため，主蒸気流量が急激に減少し，冷却材圧力が上昇する。

(2) 対　　策

① 原子炉熱出力が30%相当以上で，タービントリップが生じると，タービン主塞止弁の閉鎖により原子炉はスクラムする。

② タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると，蒸気加減弁は急速閉鎖し，これにより原子炉はスクラムする。

③ 負荷の喪失により冷却材圧力が上昇すると，蒸気ドラム圧力高により原子炉はスクラムする。

④ タービントリップあるいは発電機負荷遮断が生じると，タービンバイパス弁が開き，冷却材圧力の上昇を緩和する。タービンバイパス弁の容量は定格蒸気流量の25%である。

⑤ 蒸気ドラム圧力が，逃し安全弁の吹出圧力に達すると，逃し安全弁が開放し，冷却材圧力の異常上昇を防止する。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 上記のタービントリップ及び発電機負荷遮断はほとんど同一の現象であるので，ここでは冷却材圧力の上昇等が若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。

② 蒸気加減弁は，0.07秒で急速閉鎖すると仮定する。

③ 蒸気加減弁の急速閉鎖により，冷却材圧力が上昇し，冷却材ボイド率が減少するため，冷却材ボイド反応度係数は最負値を用いる。

⑵ 解析結果

発電機負荷遮断が生じると，タービン制御装置からの信号で，蒸気加減弁が急速閉鎖され，原子炉はスクラムする。

発電機負荷遮断に対する原子炉の応答は，タービンバイパス弁の状態に応じて，以下のようになる。

① タービンバイパス弁が作動する場合

第2.10-1図に発電機負荷遮断の応答を示す。

蒸気加減弁が急速閉鎖すると，原子炉はスクラムするとともに，タービンバイパス弁が開く。

中性子束は定格値の約120%まで増加し，表面熱流束は定格値の約103%まで増加する。

ΔＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.01である。

また，蒸気ドラム圧力は，約76.4kg/㎠に抑えられる。

② タービンバイパス弁が作動しない場合

発電機負荷遮断時に，タービンバイパス弁が作動しないと仮定することは現実的には可能性が非常に低いと考えられるが，ここでは発電機負荷遮断時にタービンバイパス弁の信号伝達の失敗，若しくは，駆動機構の故障によりタービンバイパス弁が作動しない場合を想定する。

第2.10-2図に発電機負荷遮断時に，タービンバイパス弁不作動の場合の応答を示す。

蒸気加減弁が急速閉鎖すると原子炉はスクラムする。

中性子束は定格値の約123%まで増加し，表面熱流束は定格値の約103%まで増加する。

ΔＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.02である。

蒸気ドラム圧力は，タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが，逃し安全弁の作動により約78.1kg/㎠に抑えられる。

2.10.2　判断基準への適合性の検討

発電機負荷遮断が生じた場合のＭＣＰＲは，最小でも約1.43まで減少するにとどまり，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束の最大値はその定格値の103%であり，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，タービンバイパス弁が作動しないと仮定した場合でも，約78.1kg/㎠まで上昇するにとどまるので「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

るにと
の定格
も，約
される。

2.11 主蒸気隔離弁の閉鎖

2.11.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

主蒸気隔離弁の故障等により主蒸気隔離弁が閉鎖する。このため，冷却材圧力が上昇する。

(2) 対　　策

① 主蒸気隔離弁は，閉鎖信号を発信する検出器等の単一故障により誤閉鎖しないようにする。

② 主蒸気隔離弁が，全開位置から10%閉鎖すると，原子炉はスクラムする。

③ 蒸気ドラム圧力が，逃し安全弁の吹出圧力に達すると，逃し安全弁が開放し，冷却材圧力の異常上昇を防止する。

2.11.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 主蒸気隔離弁の閉鎖時間は，設計上の最小値である3秒を用いる。

② 冷却材圧力上昇により冷却材ボイド率が減少する事象であるため，冷却材ボイド反応度係数は最負値を用いる。

(2) 解析結果

第2.11-1図に主蒸気隔離弁閉鎖時の解析結果を示す。

主蒸気隔離弁が閉鎖すると，冷却材圧力の上昇による冷却材ボイド率の減少で中性子束は増加するが，主蒸気隔離弁閉により原子炉はスクラムし，中性子束は速やかに低下する。

中性子束は定格値の約116%まで増加し，表面熱流束は定格値の約104%まで増加する。

ΔＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.04である。

主蒸気隔離弁の閉鎖に伴い蒸気ドラム圧力は上昇するが，逃し安全弁が作動し，蒸気ドラム圧力は，約78.2kg/cm²に抑えられる。

2.11.3　判断基準への適合性の検討

主蒸気隔離弁閉鎖が生じた場合のＭＣＰＲは約1.41まで減少するにとどまり，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束の最大値はその定格値の約104%であり，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約78.2kg/㎠まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

2.12 給水制御装置の故障

2.12.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

給水制御装置の故障等により，給水流量が急激に増加する。このため炉心入口サブクーリングが増加し，原子炉熱出力が増加する。

(2) 対　　策

① 蒸気ドラム水位上昇によるキャリオーバの増加に対してタービンを保護するため，蒸気ドラム水位高でタービンをトリップする。

② タービントリップによるタービン主塞止弁の閉鎖で原子炉はスクラムする。

2.12.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 片側の冷却材再循環ループへ給水する給水調整弁が最大開度になるものとする。

② 給水流量の増加により，炉心入口サブクーリングが増加して冷却材ボイド率が減少するため，冷却材ボイド反応度係数は最負値を用いる。

(3) 解析結果

第2.12-1図に解析結果を示す。

蒸気ドラム水位は，給水流量の増加により上昇し，蒸気ドラム水位高によるタービントリップ設定点に達してタービンがトリップする。これにより原子炉はスクラムし，中性子束の増加は抑えられる。

中性子束は定格値の約113%まで増加し，表面熱流束は定格値の約105%まで増加する。

また，ΔＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.05である。

蒸気ドラム圧力は，タービンバイパス弁の作動により，約７７.4kg/㎠に抑えられる。

2.12.3　判断基準への適合性の検討

ＭＣＰＲは約1.40まで減少するにとどまり，許容限界値を下回ることはなく，また，表面熱流束の最大値は，その定格値の約105%であり，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約77.4kg/㎠まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

2.13 圧力制御装置の故障

2.13.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

何らかの原因で，圧力制御装置に主蒸気流量を最大とするような最大出力信号が発生する。このため，主蒸気流量が増加し，冷却材圧力が低下する。

(2) 対　　策

① 圧力制御装置は2系統設け，一方が故障しても他方が制御を引継ぐような設計とする。

② 圧力制御装置の最大出力信号は，主蒸気流量を定格値の約115%に抑える。

③ 冷却材圧力の異常低下を防止するため，主蒸気管圧力の低下により，主蒸気隔離弁を閉鎖する。主蒸気隔離弁の閉鎖により原子炉はスクラムする。

2.13.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 冷却材圧力が上昇する過渡変化は発電機負荷遮断の解析で代表されるので，ここでは冷却材圧力が減少する過渡変化の代表として圧力制御装置から最大出力信号が発生した場合を仮定する。

② 最大出力信号は，圧力制御装置の最大流量制限器により定格値の121%に抑えられる。

③ 冷却材圧力の低下により冷却材ボイド率が増加するため，冷却材ボイド反応度係数は最正値を用いる。

④ 主蒸気管圧力が56.0kg/cm²まで低下すると，主蒸気隔離弁が閉鎖する。

(2) 解析結果

第2.13-1図に解析結果を示す。

冷却材圧力は主蒸気流量の増加により減少し，主蒸気管圧力低による主蒸気隔離弁閉設定値に達して主蒸気隔離弁が閉鎖する。これにより原子炉はスクラムし，中性子束は速やかに低下する。

冷却材圧力の低下による冷却材温度の低下のため，燃料温度低下による反応

度が印加され，中性子束は定格値の約104%まで増加し，表面熱流束は定格値の約104%まで増加する。

△ＭＣＰＲの最大値は過渡変化を通じて約0.05である。

主蒸気隔離弁が閉鎖することにより蒸気ドラム圧力は上昇し，逃し安全弁吹出圧力に達して逃し安全弁が開放する。蒸気ドラム圧力は約７７.4kg/㎠に抑えられる。

2.13.3　判断基準への適合性の検討

ＭＣＰＲは約1.40まで減少するにとどまり，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束の最大値はその定格値の約104%であり，「1.1.1.3　判断基準」(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約77.4kg/㎠まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」(4)も満足される。

2.14 全給水流量の喪失

2.14.1 過渡変化の原因及び対策

(1) 原　　因

復水ポンプ，原子炉給水ポンプのトリップ等により，給水流量が喪失する。これにより，冷却材保有量が減少し蒸気ドラム水位が低下する。また，給水流量が喪失すると再循環ポンプが高速から低速側へと自動的に切り替えられ，再循環流量が減少する。

(2) 対　　策

① 復水ポンプ及び原子炉給水ポンプの各々の2台のポンプは，単一の所内母線の故障で全ポンプが同時にトリップしないように，各々のポンプに別々の所内母線から駆動用電力を供給するように接続する。

② 再循環ポンプ高速運転時には，給水流量低により再循環ポンプを高速から低速側へと自動的に切り替える。原子炉熱出力が高い場合（60%以上）には，再循環ポンプ速度切替遮断器の高速位置断により原子炉はスクラムする。

③ 蒸気ドラム水位低により，隔離冷却系が起動し，蒸気ドラム水位を回復する。

2.14.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

① 給水流量は，原子炉給水ポンプの停止により喪失するものと仮定する。また，給水流量が27%以下になった時点で再循環ポンプ速度が高速から低速側へと切り替わり，再循環ポンプ速度切替遮断器の高速位置の開放により原子炉はスクラムする。

② 再循環ポンプの速度切替えにより，再循環流量が減少し冷却材ボイド率が増加する。このため，冷却材ボイド反応度係数は最正値を用いる。

(2) 解析結果

第2.14-1図に解析結果を示す。

給水流量の喪失により給水流量と主蒸気流量との不整合を生じ，蒸気ドラム

水位は低下する。給水流量低で再循環ポンプが高速から低速側へと切り替えられ，再循環ポンプ速度切替遮断器の高速位置断により原子炉はスクラムする。

中性子束，表面熱流束とも初期値を上回ることはない。

△ＭＣＰＲの最大値は，過渡変化を通じて約0.22である。

蒸気ドラム水位低で主蒸気隔離弁が閉鎖した後，蒸気ドラム圧力は上昇し，逃し安全弁吹出圧力に達して逃し安全弁が開放する。このため，蒸気ドラム圧力は約77.3kg/㎠に抑えられる。

蒸気ドラム水位は，隔離冷却系の起動により回復する。

2.14.3　判断基準への適合性の検討

再循環ポンプ速度の高速から低速側への切替えにより再循環流量が減少し，ＭＣＰＲは約1.23まで減少するが，許容限界値を下回ることはない。また，表面熱流束も初期値を超えることはなく，「1.1.1.3　判断基準」の(1)，(2)は満足される。

蒸気ドラム圧力は，約７７.3kg/㎠まで上昇するにとどまり，「1.1.1.3　判断基準」の(4)も満足される。

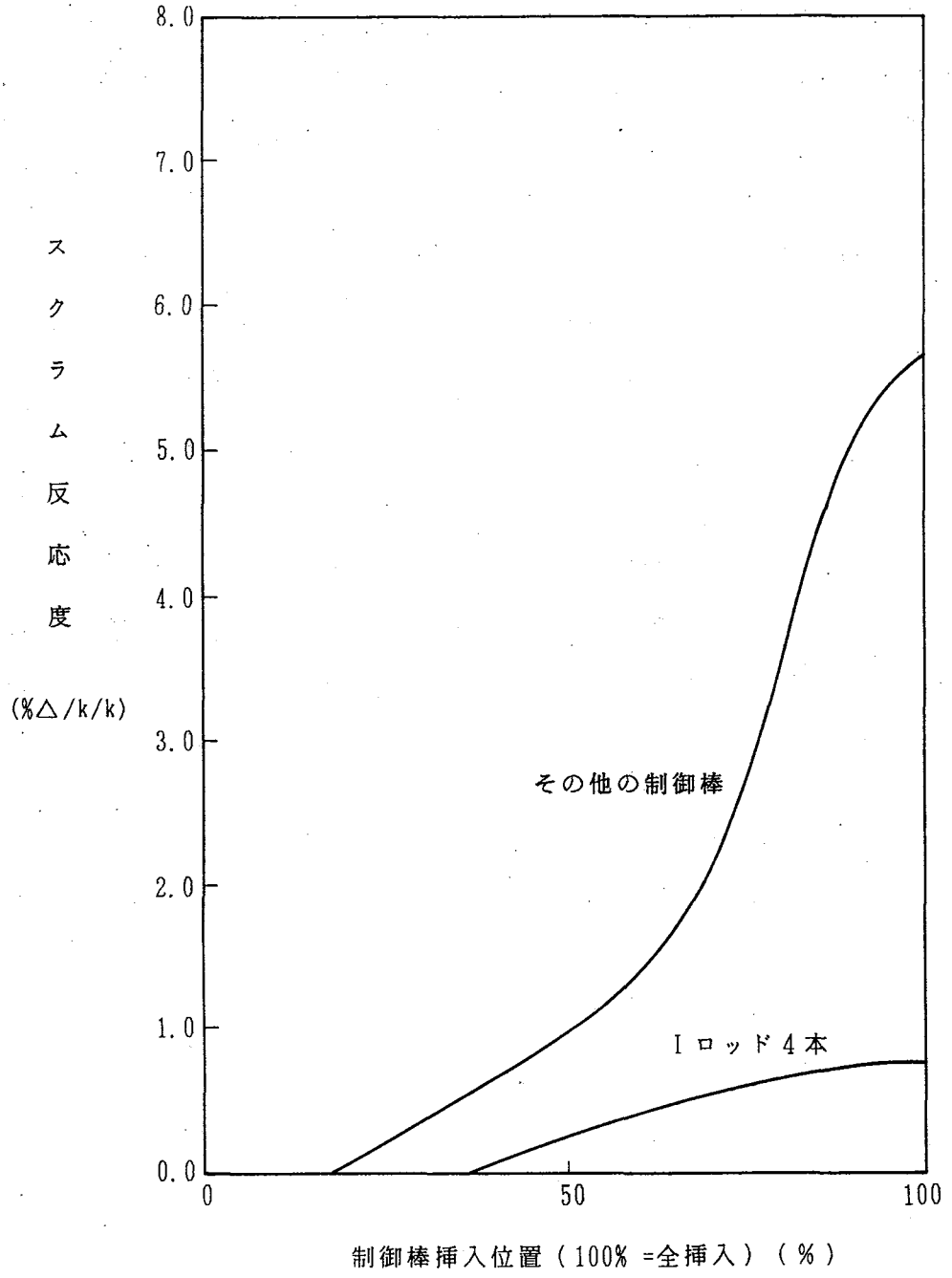
2.15 結　論

既に述べたとおり，解析では種々の保守的な仮定をおいているにもかかわらず，本原子炉は，固有の安全性と種々の安全保護系等の動作によって，運転時の異常な過渡変化を安定に制御し，燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリーの健全性を保持することが示され，運転時の異常な過渡変化の観点から本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性が確認された。すなわち，ＭＣＰＲが最も小さくなる外部電源喪失時においても，ＭＣＰＲは許容限界値（1.08）を下回ることはない。したがって，「1.1.1.3 判断基準」の(1)を満足している。

また，燃料の表面熱流束が最も大きくなる出力運転中の減速材中ホウ酸の異常な除去時及び減速材温度の異常な上昇時においても，表面熱流束は約120%（線出力密度は約68.9kW/m）であり，燃料被覆管の円周方向平均塑性歪１%に相当する表面熱流束（定格値の140%）を下回っている。したがって，「1.1.1.3　判断基準」の(2)を満足している。

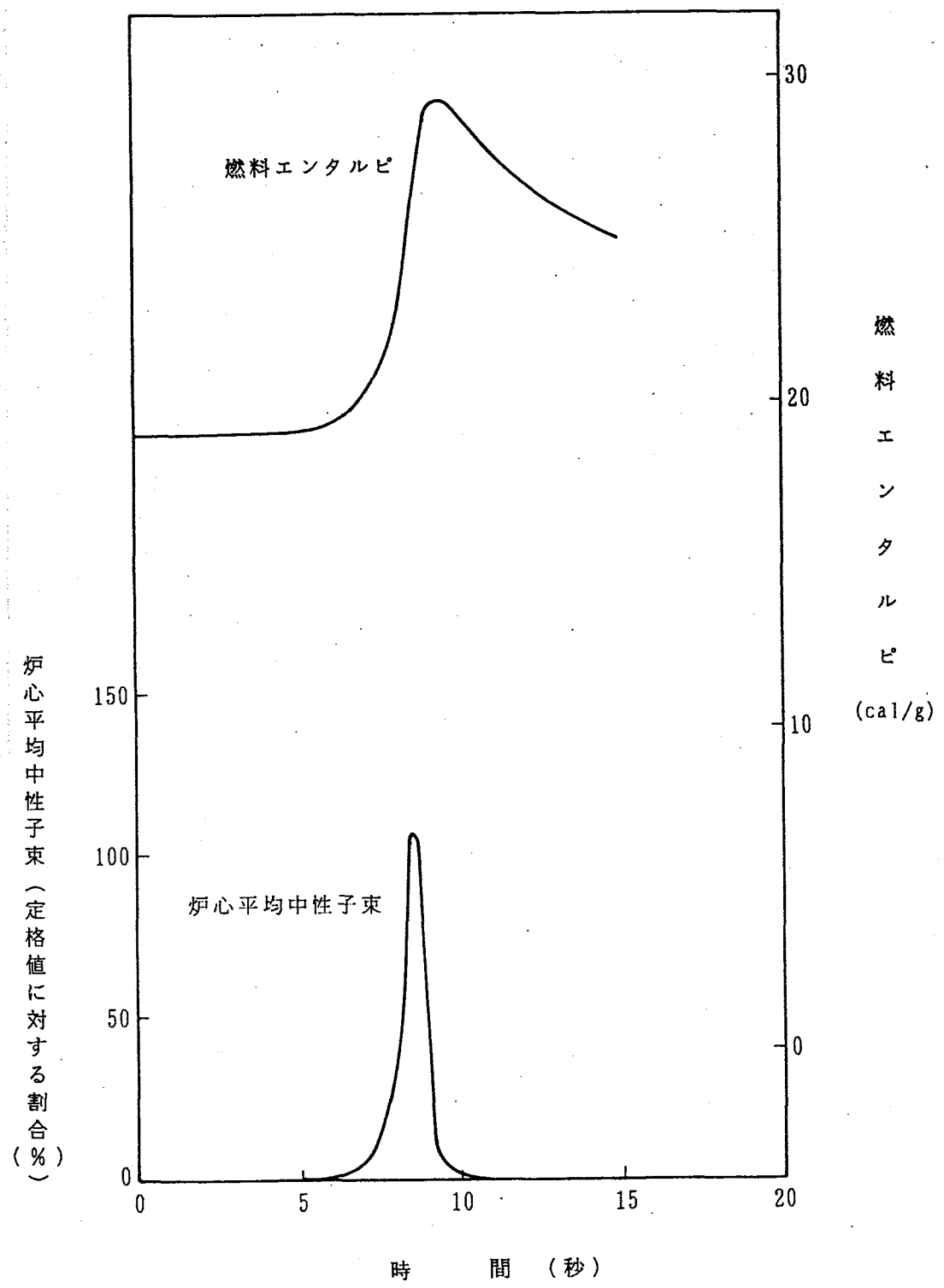
また，起動時における制御棒引抜時において，燃料ペレットの最高エンタルピーは，約30cal/gであり，許容限界値を超えない。したがって，「1.1.1.3　判断基準」の(3)を満足している。

また，蒸気ドラム圧力が最大となるのは主蒸気隔離弁の閉鎖時であるが，原子炉冷却材圧力バウンダリーにかかる圧力として最も大きくなるのは，再循環ポンプ吐出管部圧力が最大となる負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不作動）時であり，この場合でも最大圧力は84.5kg/cm²に抑えられている。これらの数値は許容最大圧力（90.2kg/cm²）を十分下回っており，「1.1.1.3　判断基準」の(4)を満足している。



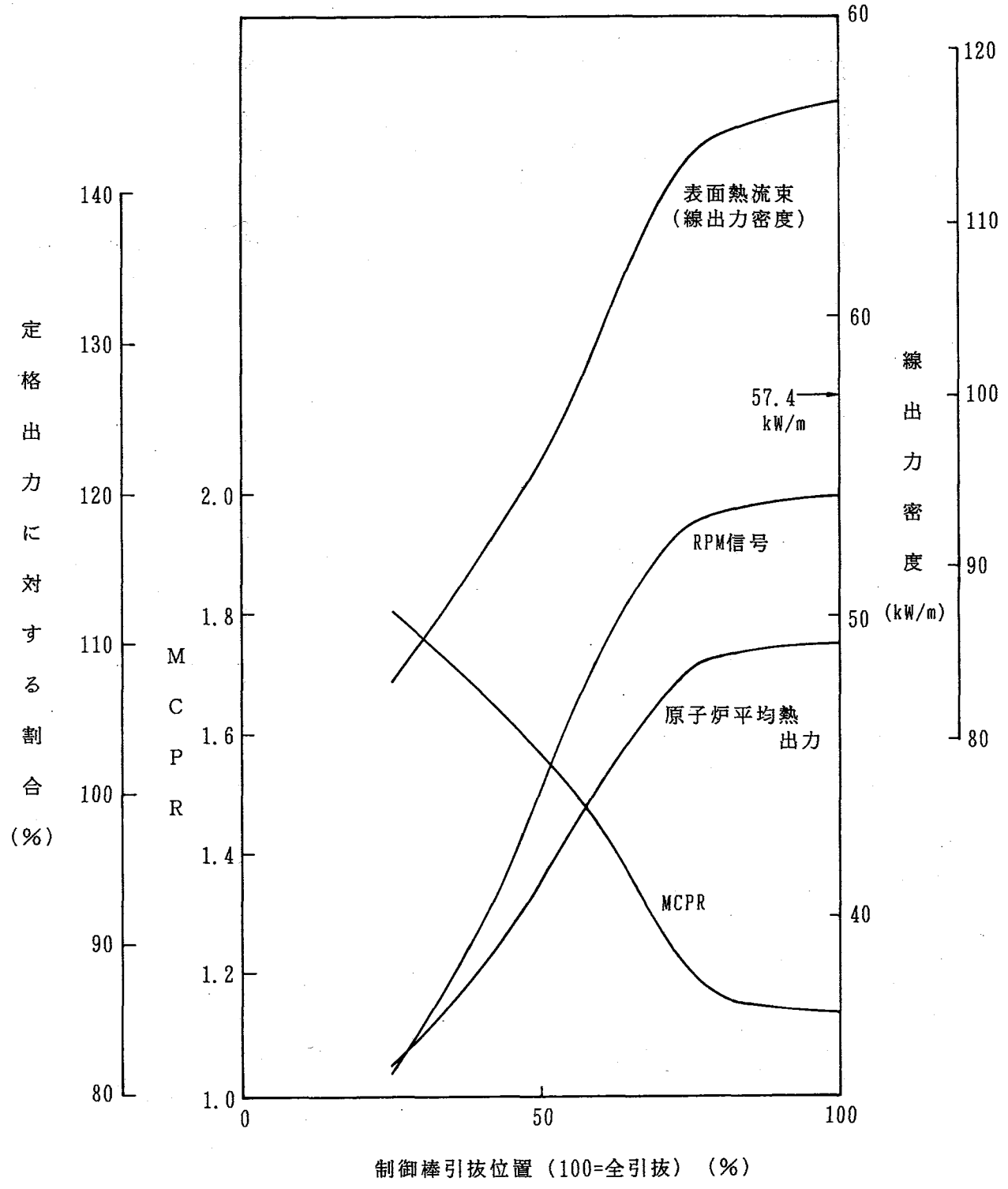
第２．３－１図　起動時における制御棒引抜解析に使用するスクラム曲線

(関連頁10-2-(3))



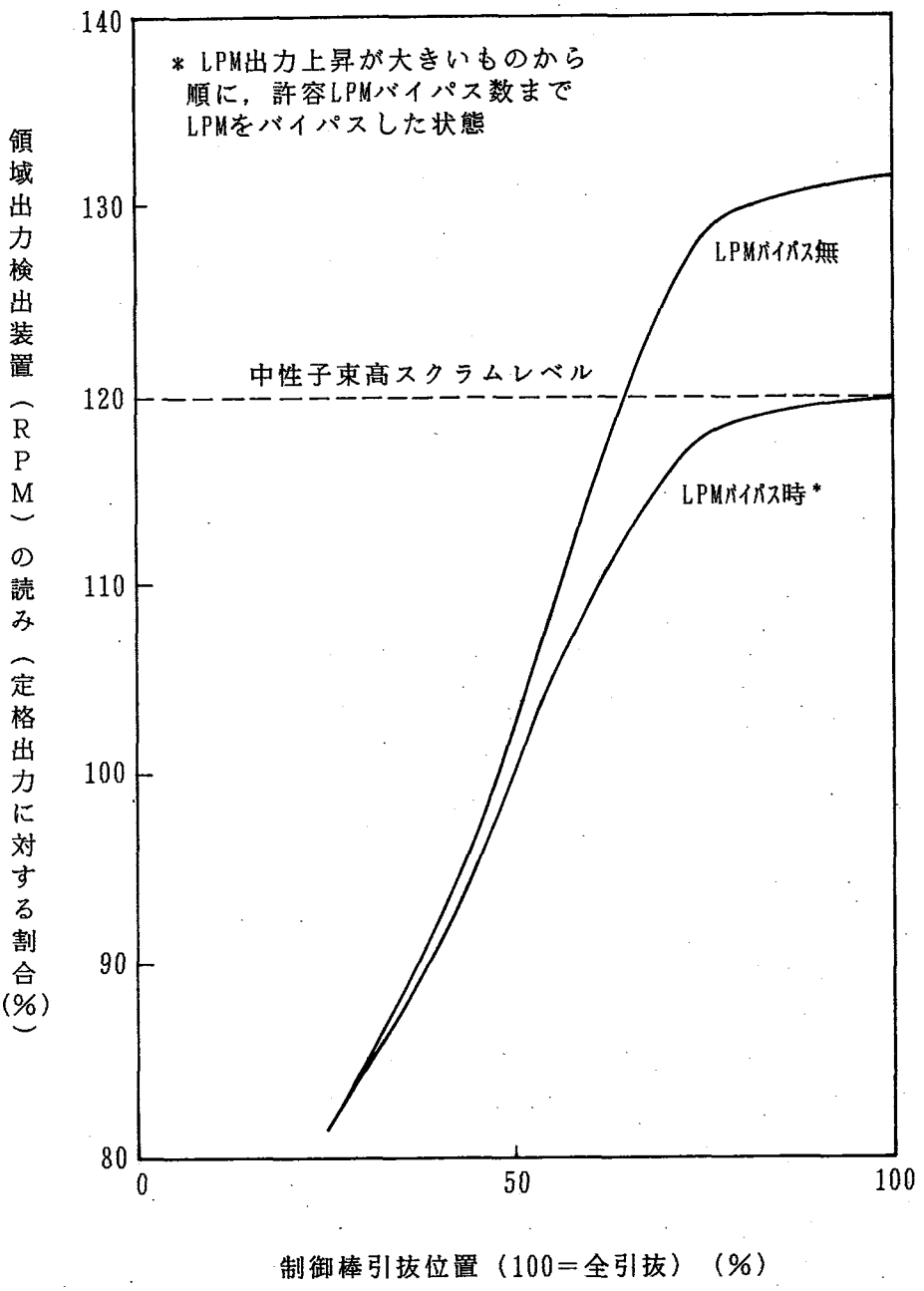
第２．３－２図　起動時における制御棒引抜時の過渡変化

(関連頁10-2-(３))



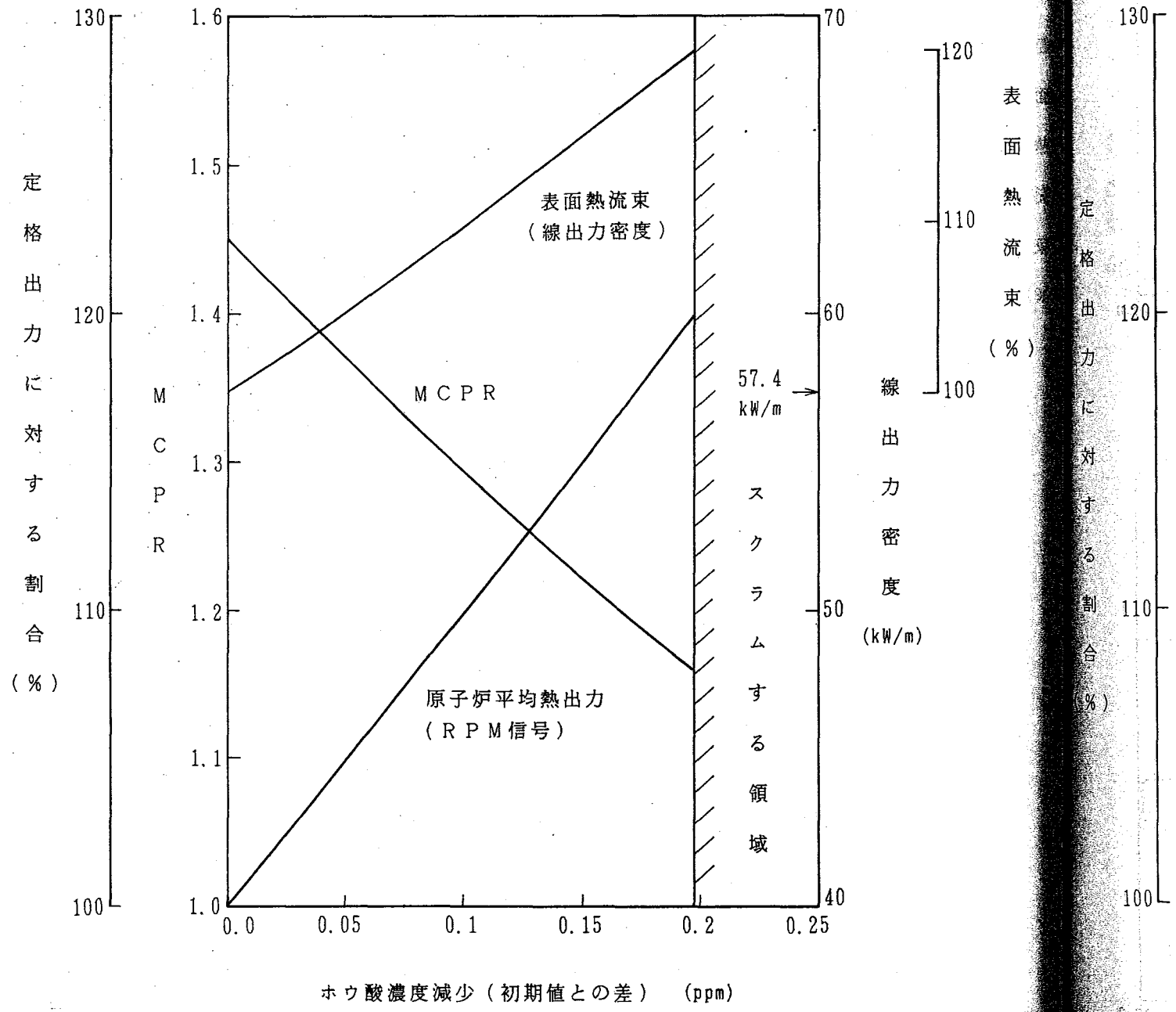
第２．４－１図　出力運転中の制御棒引抜時の過渡変化

（関連頁10-2-(5)）



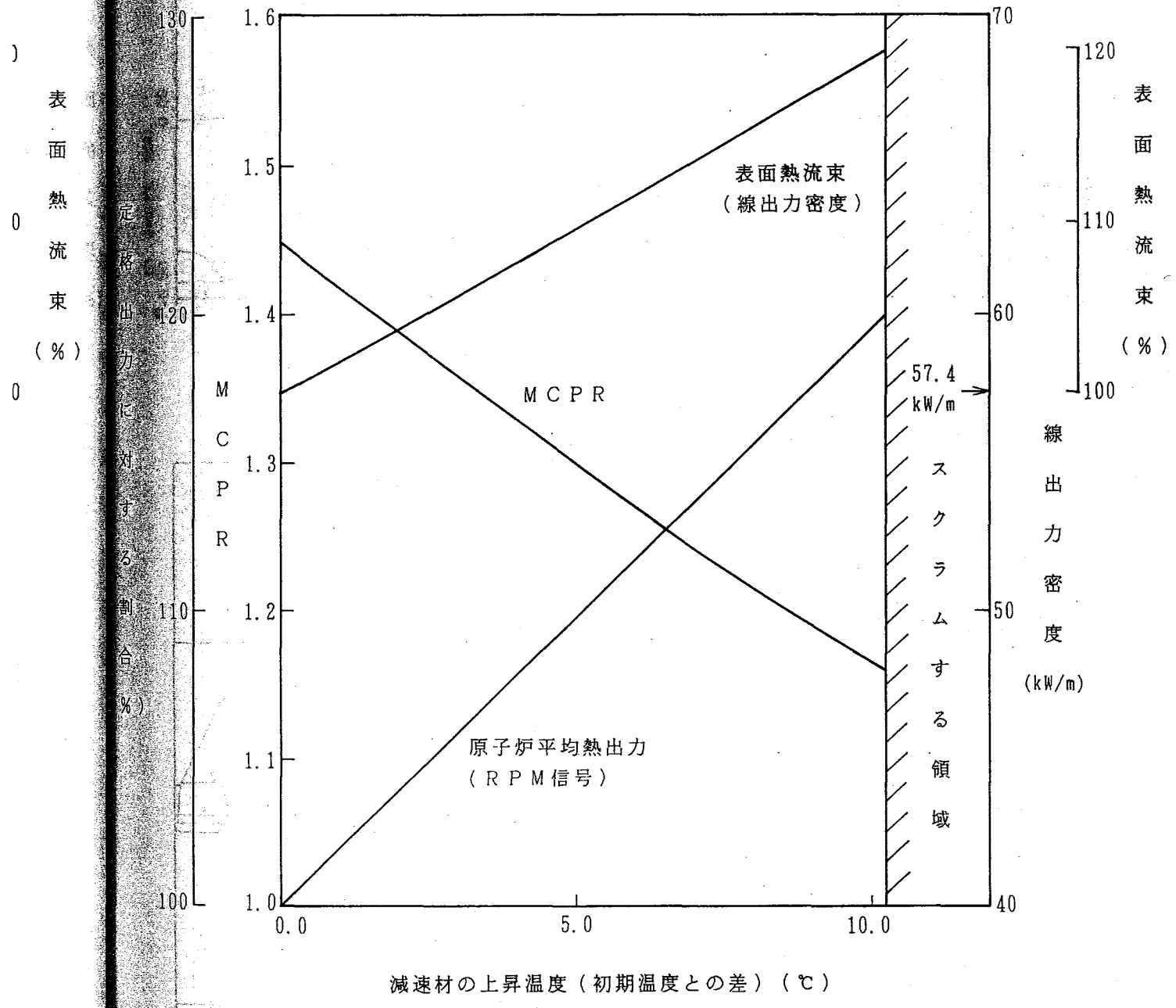
第２．４－２図　領域出力検出装置（ＲＰＭ）の応答

（関連頁10-2-(5)）



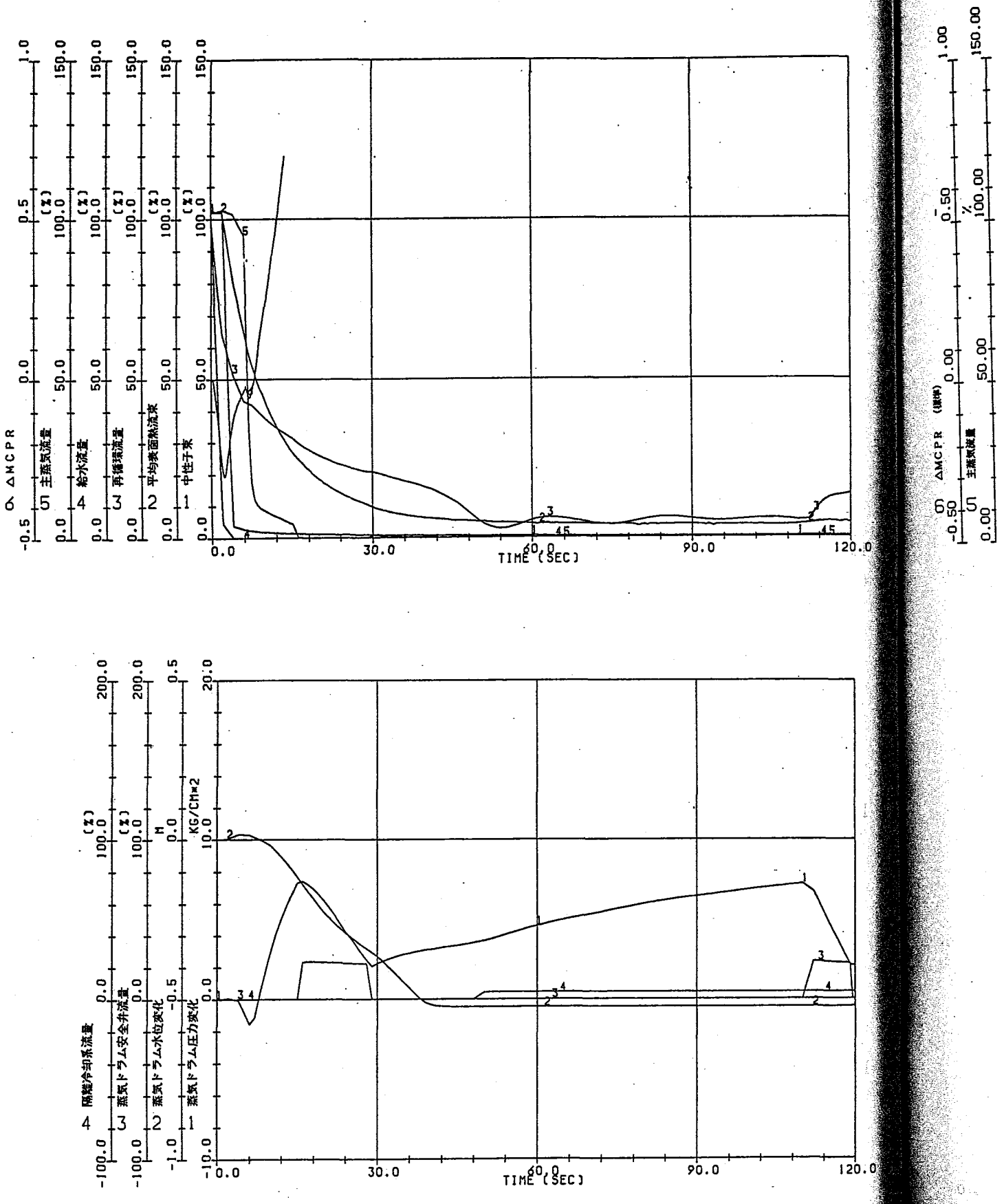
第２．５－１図　減速材中ホウ酸の異常な除去時の過渡変化

(関連頁10-2-(7))



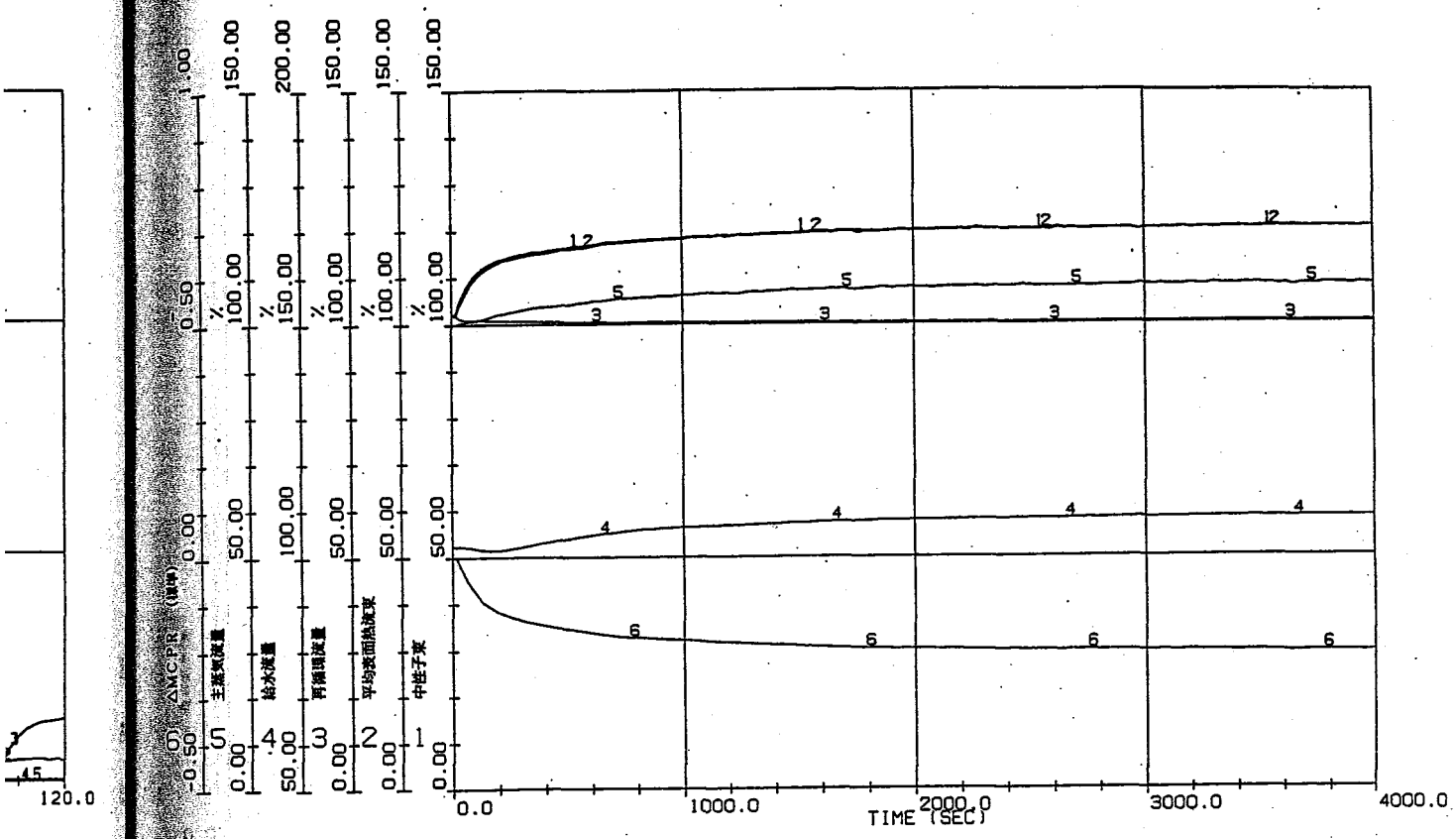
第２．６－１図　減速材温度の異常な上昇時の過渡変化

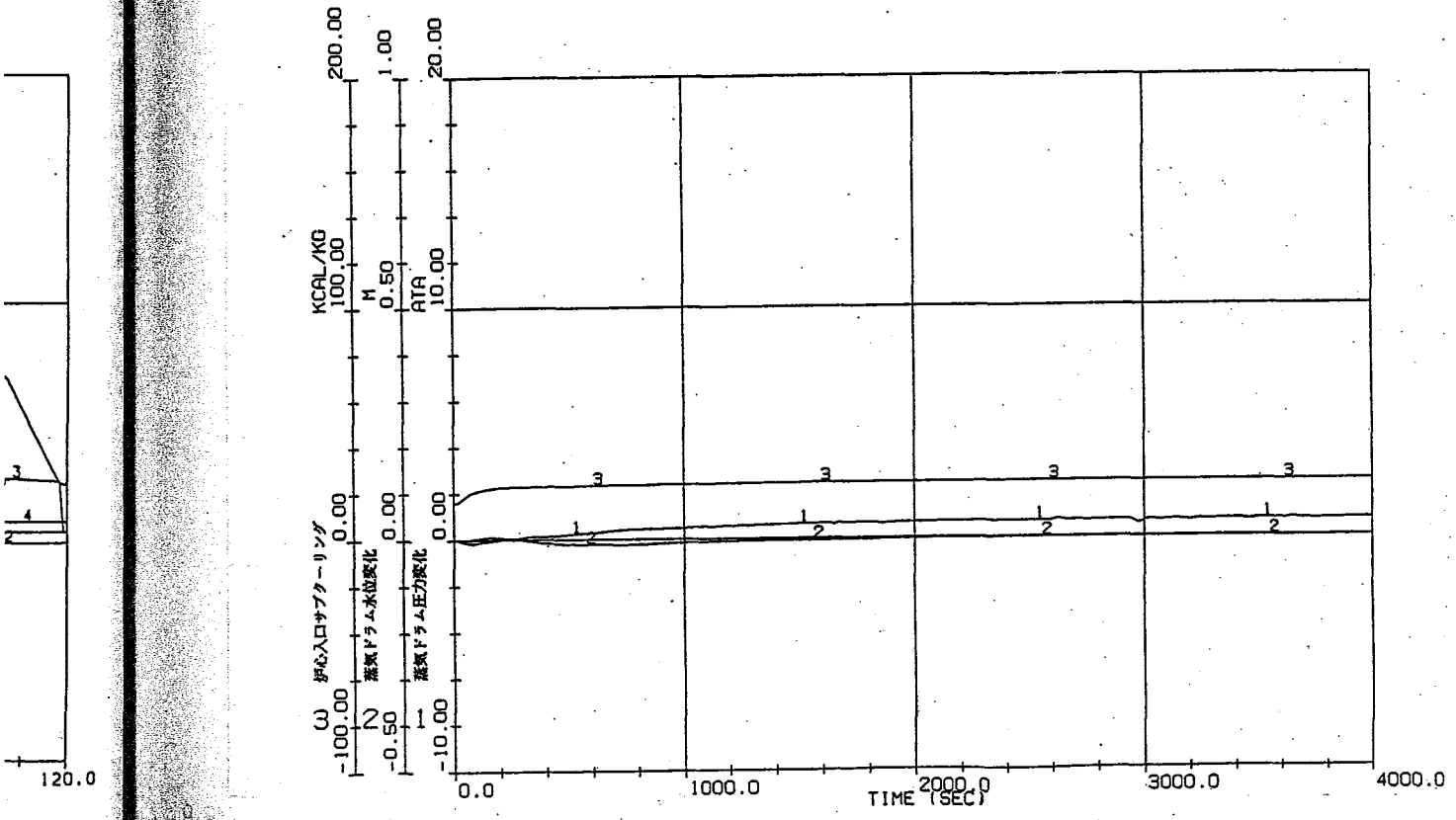
（関連頁10-2-(9)）



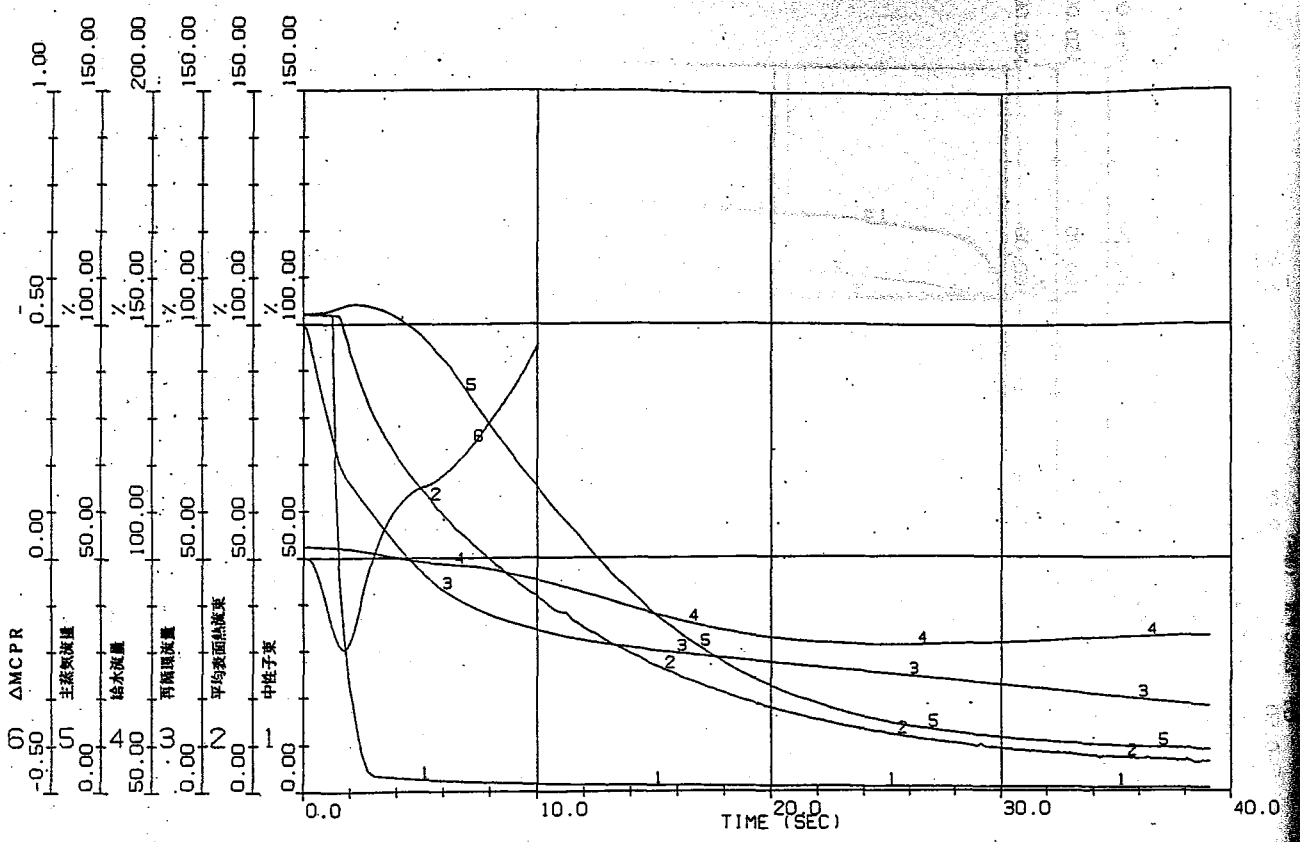
第２．７－１図　外部電源喪失時の過渡変化

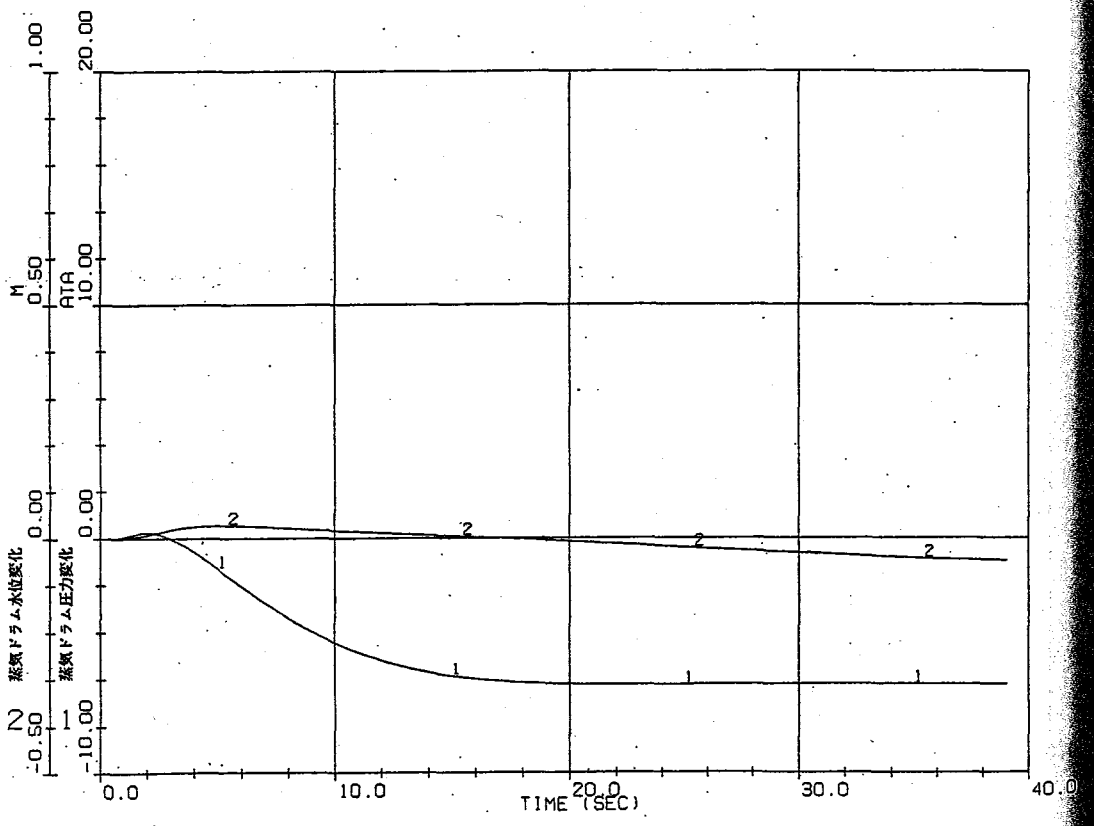
(関連頁10-2-(10　(11)





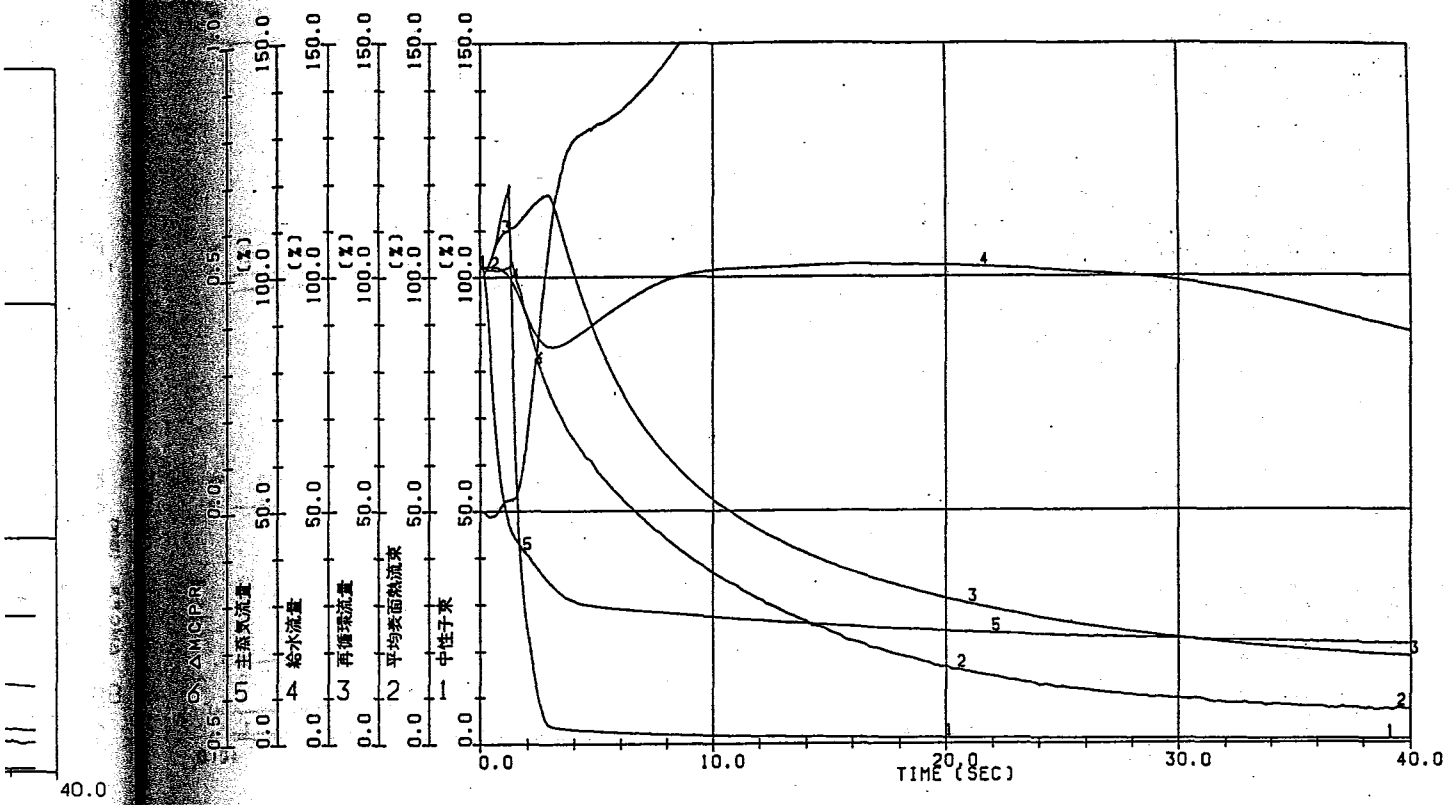
第２．８－１図　給水加熱喪失時の過渡変化

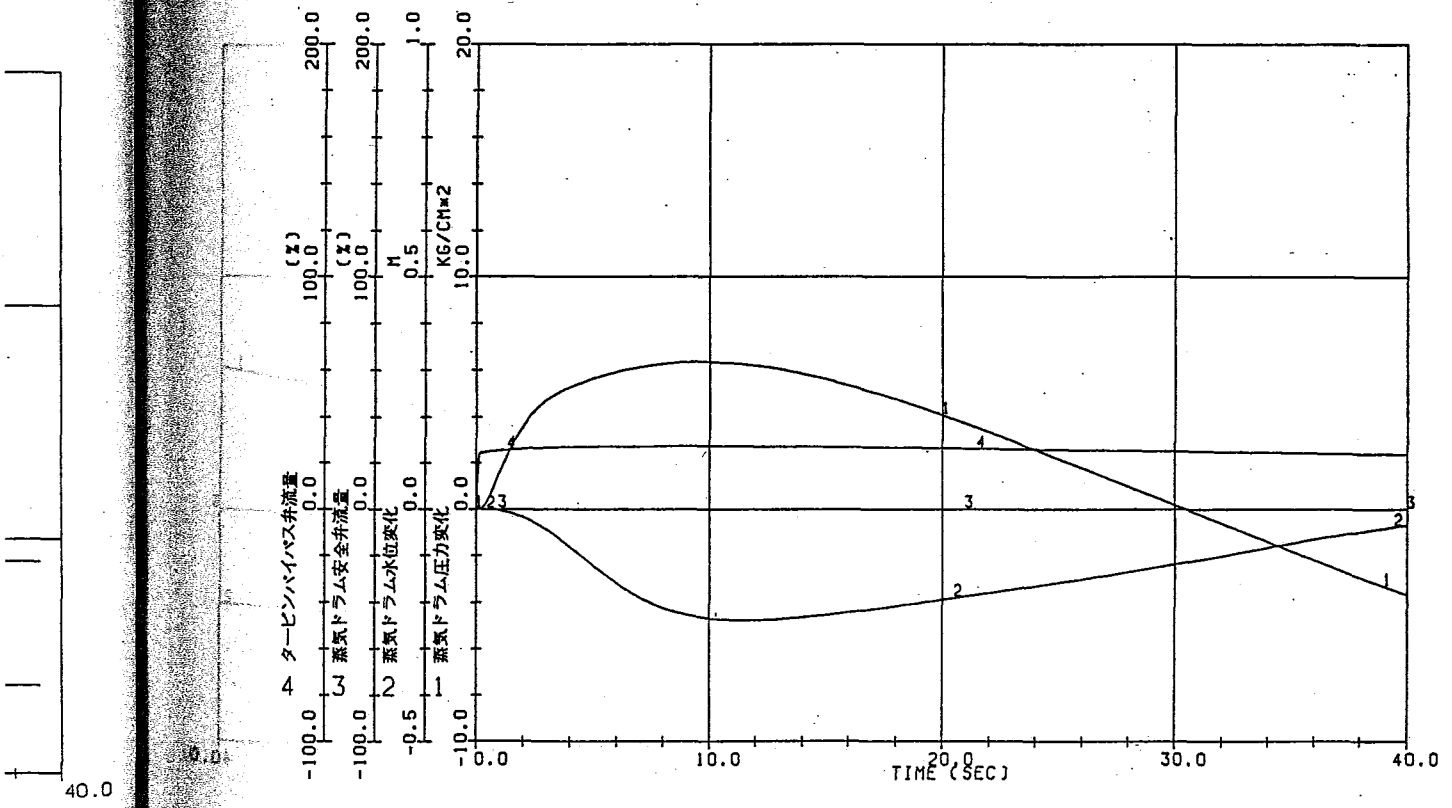




第２．９－１図　再循環ポンプ１ループ２台トリップ時の過渡変化

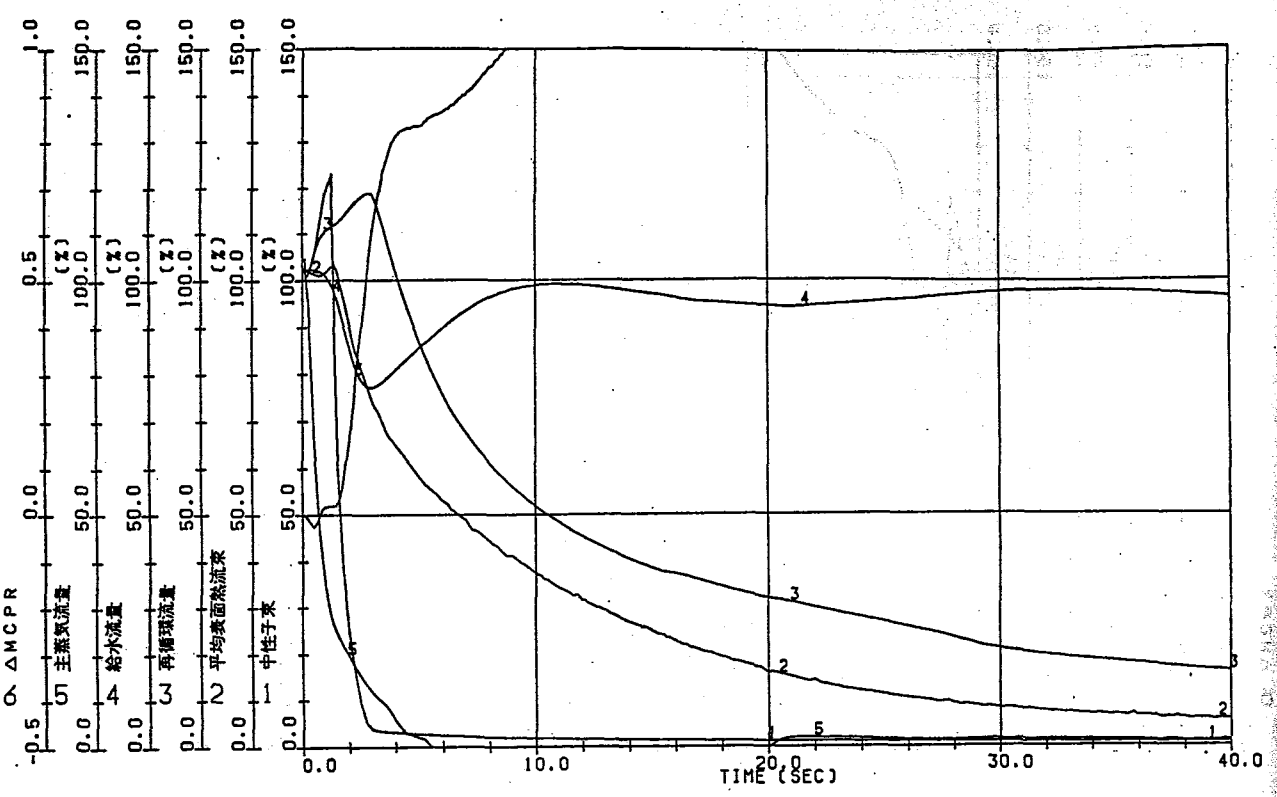
(関連頁10-2-(

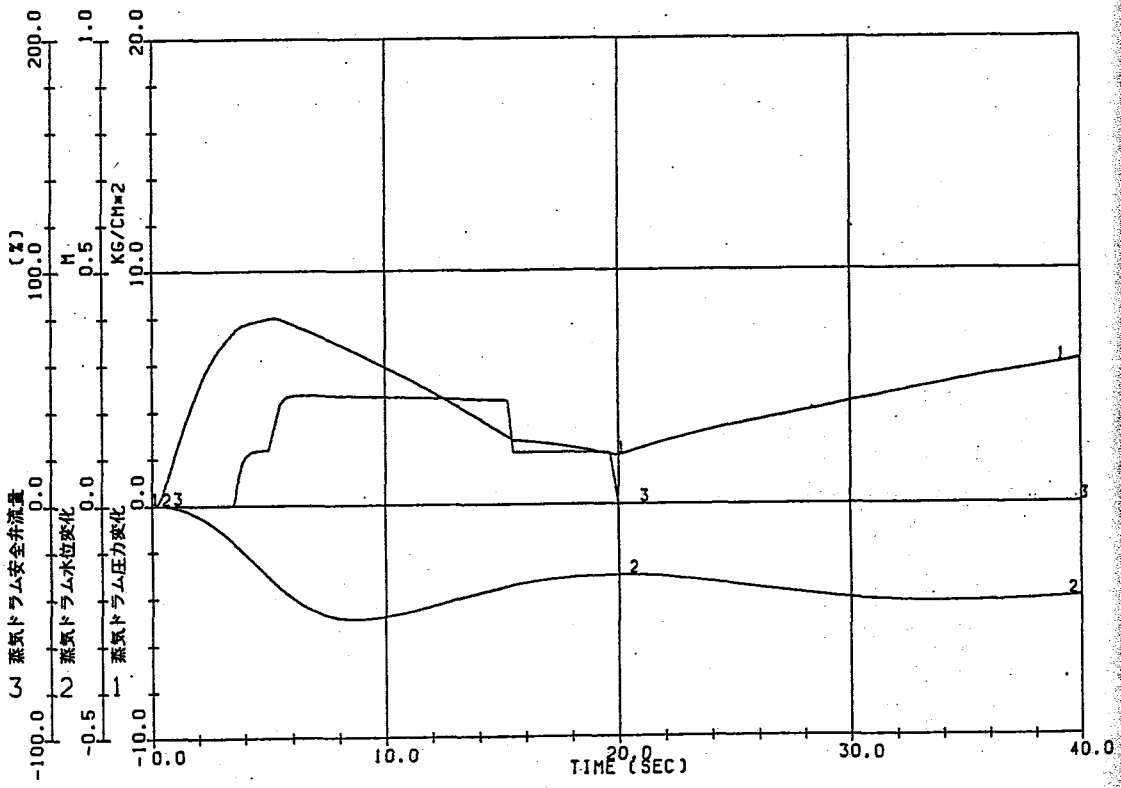




第２．１０－１図　発電機負荷遮断タービンバイパス弁作動時の過渡変化

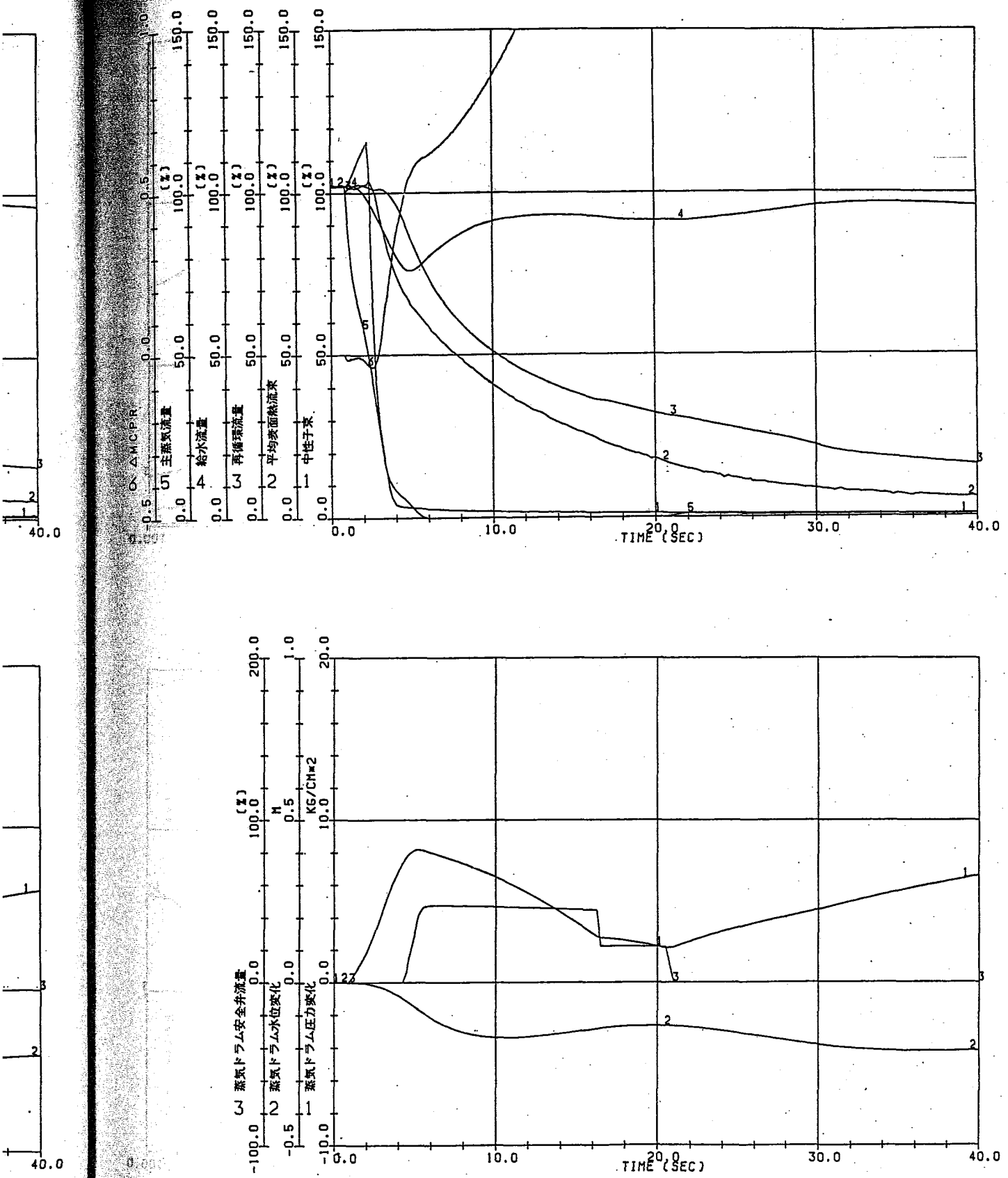
(関連頁10-2-(17))



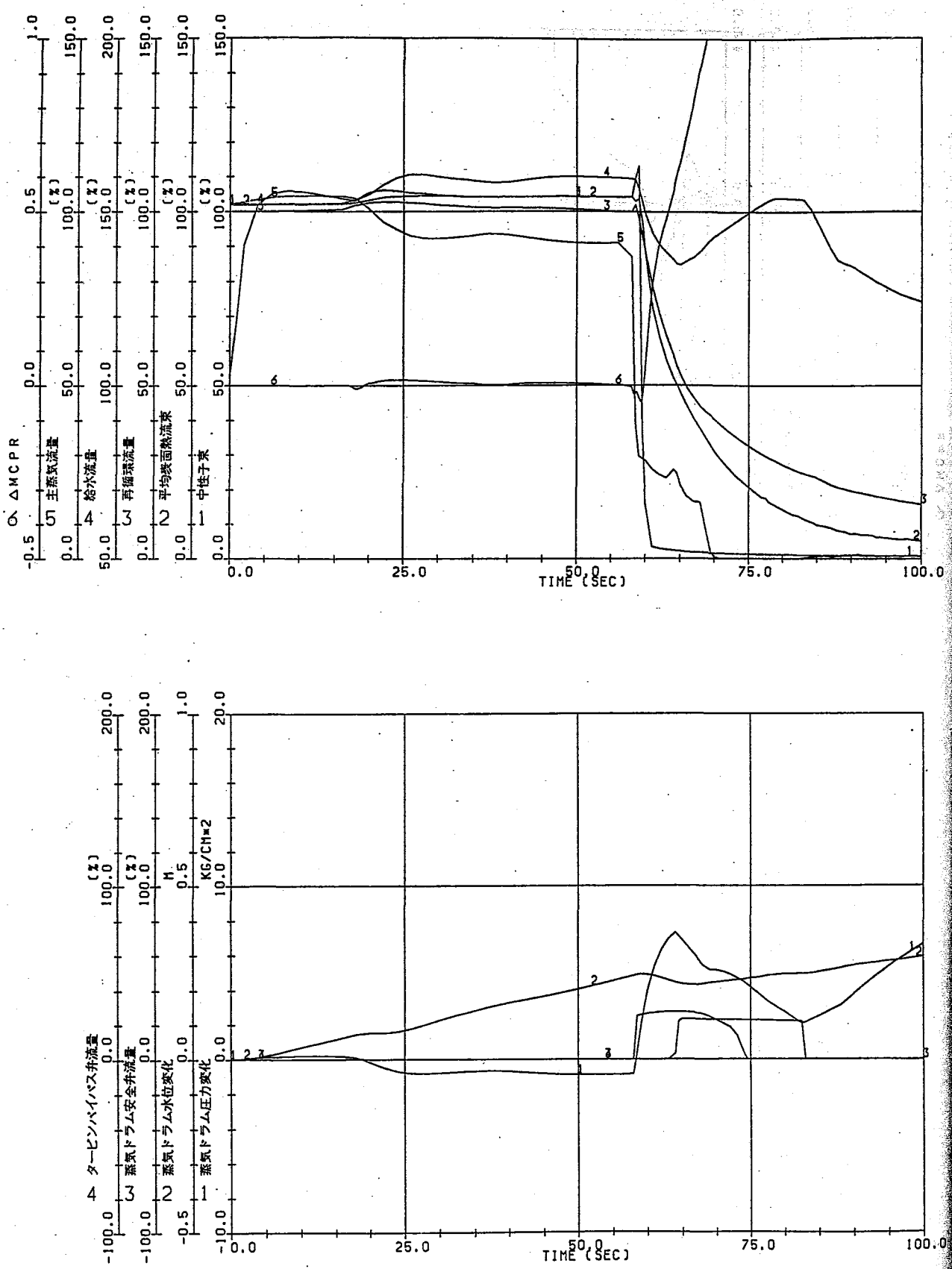


第２．１０－２図　発電機負荷遮断タービンバイパス弁不作動時の過渡変化

(関連頁10-2-(17)

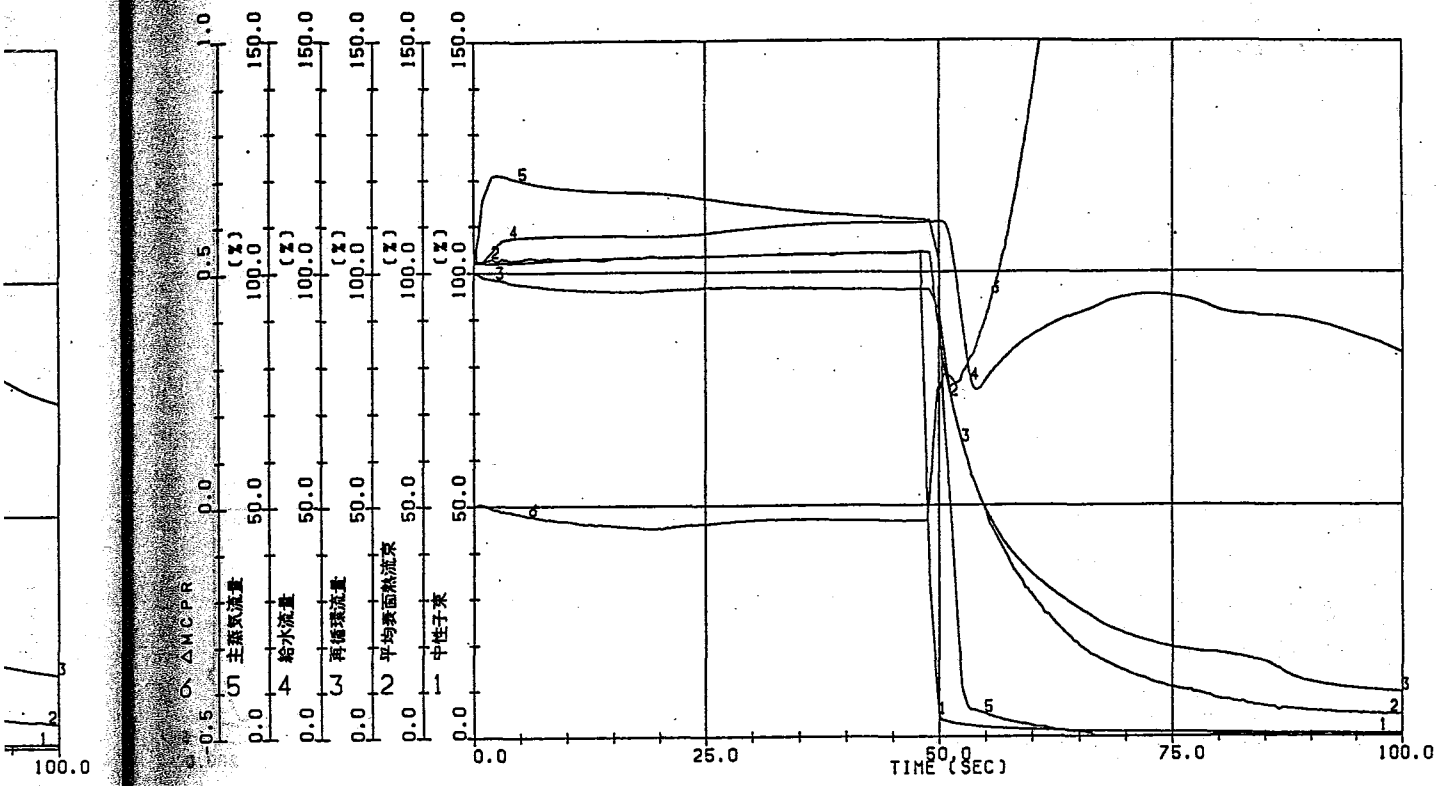


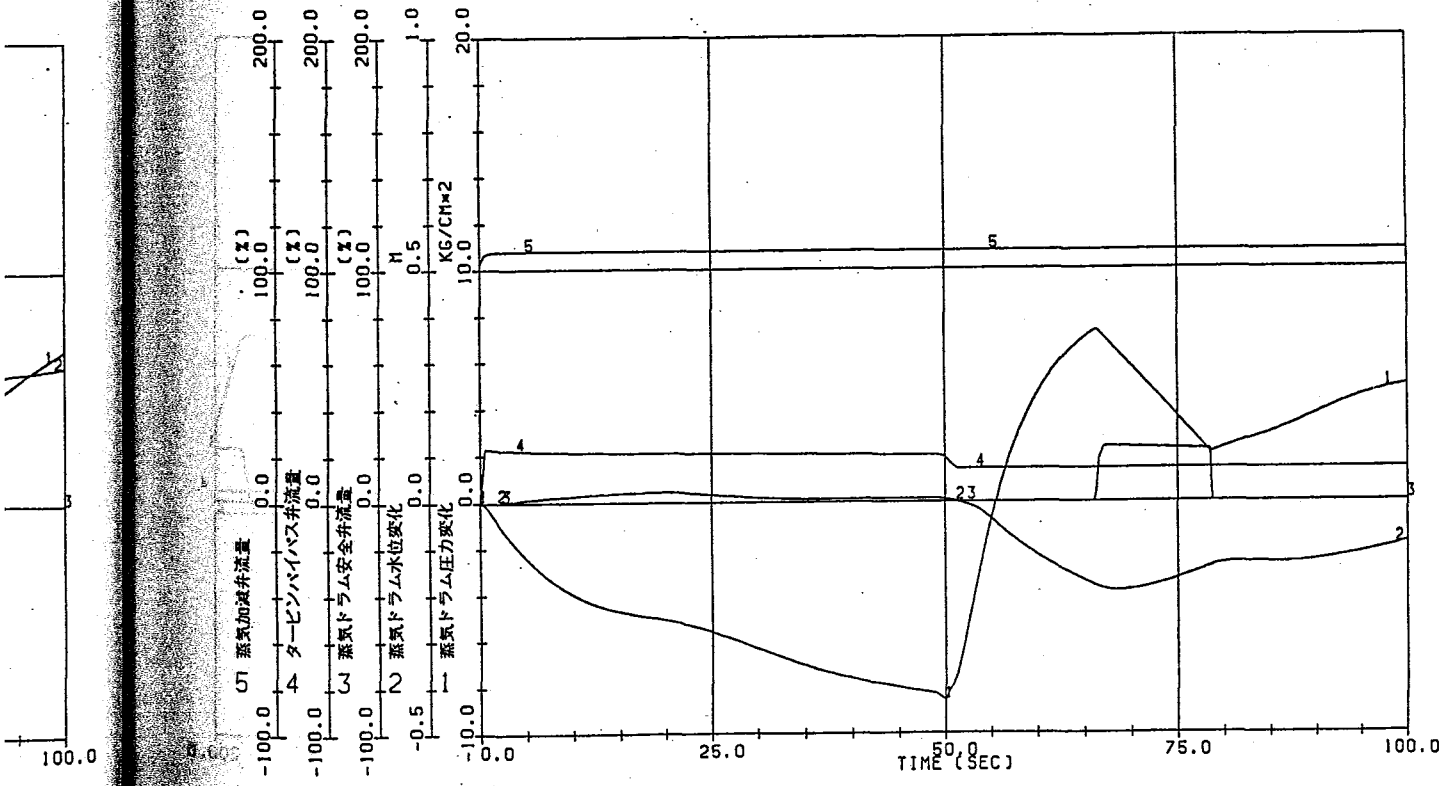
第２．１１－１図　主蒸気隔離弁閉鎖時の過渡変化



第２．１２－１図　給水制御装置故障時の過渡変化

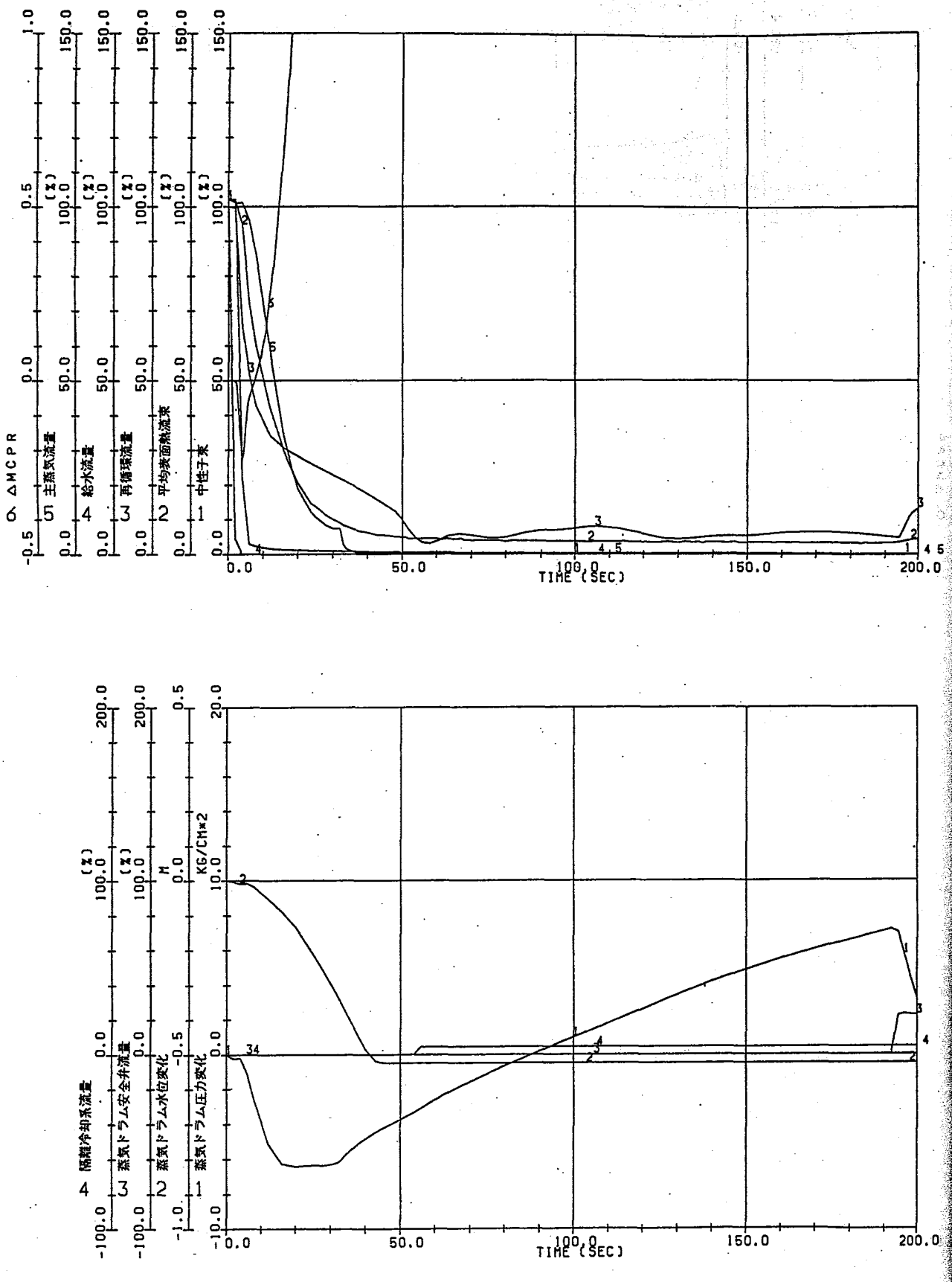
(関連頁10-2-(2





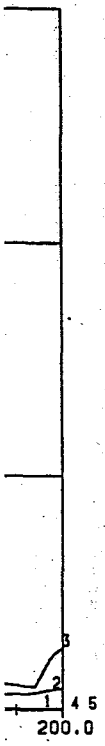
第２．１３－１図　圧力制御装置故障時の過渡変化

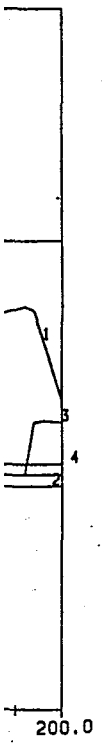
(関連頁10-2-(23))



第２．１４－１図　全給水流量喪失時の過渡変化

(関連頁10-2-(25)





3. 事故解析

3.1 序

本原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するため，想定される事故に対して，その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し，事故経過の解析と結果の評価を行い，本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2　再循環ポンプ軸固着事故

3.2.1　事故の原因及び対策

(1)　原　　因

原子炉の出力運転中に，１台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより，再循環流量が急減して，炉心の冷却能力が低下する。

(2)　防止対策

①　機器等の設計に当たっては，原子炉の寿命中の各種の応力を十分に考慮した厳しい条件を適用する。

②　再循環ポンプの材料選定，製作及び据付は諸規格，基準に適合させるようにし，また，品質管理や工程管理を十分に行う。特に軸受は長時間の再循環ポンプの運転に対しても摩耗することのないよう設計・製作を行い，ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。

③　軸受潤滑油や軸受温度が異常な状態になれば，「油タンクレベル低」警報や「軸受温度高」警報を発し，運転員の再循環ポンプ停止操作により，軸受の固着を防ぐようにする。

④　原子炉供用期間中に主要な箇所は検査を行い，その健全性を確認する。

(3)　拡大防止対策

この事故は，再循環流量低信号による原子炉スクラムによって終結するので，その後事故が拡大するおそれはない。

3.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

解析は「1.3　解析に使用する計算コード」に述べたプラント動特性解析コードＦＡＴＲＡＣを用いて行う。

(2)　解析条件

①　再循環ポンプ軸固着は，瞬時に起こるものと厳しく仮定する。

②　再循環ポンプを含む再循環ラインの流体の慣性を考慮する。

③　安全保護系に単一故障を仮定する。

(3) 解析結果

解析結果を第3.2-1図に示す。

再循環ポンプ軸固着が起こると，回転体の停止によって大きな水力抵抗が発生し，再循環流量が急減する。

軸固着を起こした再循環ポンプの再循環流量低により事故後約1.3秒にスクラム信号が発せられ中性子束が減少する。

原子炉スクラム以前の短時間の間，炉心流量が急減することにより表面熱流束と流量のミスマッチが生じ，ＭＣＰＲは減少するが，ドライアウトには至らない。

蒸気ドラム圧力は，再循環流量の減少による蒸気発生量の増加によりわずかながら増加するが，スクラムにより低下し始め，約70.6kg/cm²に抑えられる。

3.2.3 判断基準への適合性の検討

この事故に対する判断基準は，「1.1.2.3 判断基準」の(1)，(2)である。

「3.2.2 (3) 解析結果」に示したように事故期間を通じて燃料がドライアウトに至ることはない。したがって，炉心の損傷はなく，かつ十分な冷却が維持され，「1.1.2.3 判断基準」の(1)は満足される。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリーにかかる圧力は，再循環ポンプ吐出管部での初期の最高圧力約78.0kg/cm²を超えることはなく，最高使用圧力の1.2倍の圧力（98.4kg/cm²）を十分下回る。したがって，「1.1.2.3 判断基準」の(2)も満足される。

3.3　冷却材喪失事故

3.3.1　事故の原因及び対策

(1)　原　　因

ほとんど考えられないが何らかの原因により，原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する各種配管中の１本が原子炉運転中に破損すると仮定した場合には，原子炉冷却材圧力バウンダリーから冷却材が漏えい，ないしは喪失する。この場合，冷却水が補給できないと炉心の冷却が十分行えなくなり，最悪の事態では崩壊熱による燃料の過度の温度上昇が起こり，核分裂生成物が燃料から放出される可能性がある。

(2)　防止対策

①　配管等の設計に当たっては，原子炉寿命中の各種の応力を十分に考慮した厳しい条件を適用する。

②　材料の選定，加工及び配管等の設計・製作は諸規格，基準に適合させるようにし，また，十分な管理を行う。

③　原子炉供用期間中に原子炉冷却材圧力バウンダリーの主要な箇所の検査を行い，その健全性を確認する。

④　原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する配管等は，非延性破壊を防止する設計とする。

⑤　さらに，原子炉冷却材圧力バウンダリーから漏えいが生じた場合にも，漏えい検出系による監視によって，破断に進展する前に破損を検知し，適切な処置を講じる。

(3)　拡大防止対策

①　原子炉冷却材圧力バウンダリーの配管等の破断によるＬＯＣＡ時に，炉心の冷却可能な形状を維持しつつこれを冷却し，もって，核分裂生成物の周辺への放出を抑制するためにＥＣＣＳを設ける。

a.　本原子炉では上述の目的を達するためＥＣＣＳとして，高圧注水系（ＨＰＣＩ），低圧注水系（ＬＰＣＩ）及び急速注水系（ＡＰＣＩ）を設ける。

下降管の完全破断のような大破断事故時には，冷却材の大部分が短時間

に原子炉外に流出するので，早急に冷却水を原子炉に注入して炉心を冷却する必要がある。この場合には，急速注水系及び低圧注水系が蒸気ドラム水位低，蒸気ドラム水位低（広域），主蒸気流量高のいずれかと蒸気ドラム圧力低の一致の信号で作動して，冷却水を下部ヘッダに注入し炉心を冷却する。中小破断事故の場合には，冷却材の減少の割には原子炉冷却設備の減圧が促進されないため，高圧状態下でも注入可能な高圧注水系が蒸気ドラム水位低（広域）の信号で作動して，蒸気ドラム気相部にスプレイ注水することによって原子炉冷却設備の圧力を速やかに低減して，急速注水系及び低圧注水系による注水を早期に可能にする。

さらに，低圧注水系の作動後復水貯蔵タンク水位が低下すると蒸気放出プールに取水源を切り替えて，長期炉心冷却を行う。

b. 本原子炉のＥＣＣＳの各系統は，多重性を考慮した系統構成となっており，想定される単一故障に対しても炉心冷却機能を失わないよう設計する。

c. ＥＣＣＳは，外部電源がない場合にも機能喪失しないように，ＥＣＣＳの電源としては独立２系統のディーゼル発電機によって給電するよう設計する。

d. 主蒸気隔離により破断ループと非破断ループは各々独立となり，非破断ループの冷却は，隔離冷却系（ＲＣＩＣ）及び余熱除去系（ＲＨＲ）により行う。

② ＬＯＣＡに伴い，原子炉冷却材圧力バウンダリーから放出された冷却材，及び核分裂生成物を閉じ込めるため原子炉格納施設を設ける。原子炉格納施設は，格納容器及びその付属設備で構成する。また，放出された放射性物質の外部への放散を抑制するため，格納容器スプレイ系，格納容器空気再循環系，アニュラス排気系を設ける。

a. 格納容器はＬＯＣＡ時の内圧上昇に耐える設計とし，その漏えい率を0.4%/d（常温空気，１kg/㎠における格納容器内空間容積に対して）以下に設計する。

格納容器には事故に伴う圧力及び温度の上昇を速やかに低減するため，

格納容器スプレイ系を設ける。

b. ＬＯＣＡ時，格納容器内に放出された放射性ヨウ素は，格納容器空気再循環系のチャコールフィルタによって除去する。

c. ＬＯＣＡ時にアニュラス部を負圧に保ちながら，格納容器からアニュラス部へ漏えいした空気を浄化するために，アニュラス排気系を設ける。格納容器から漏えいした放射性ヨウ素及び放射性塵埃は，排気筒を通して大気に放出される前に，チャコールフィルタ等で除去する。

③ 冷却材の流出による蒸気ドラム水位低等により原子炉はスクラムし，原子炉を低温状態で臨界未満にし，かつ，低温状態で臨界未満を維持する。また，蒸気ドラム水位低（広域）等になると重水減速材はダンプする。

3.3.2 事故経過の解析

ＥＣＣＳの設計上の機能及び性能の評価は，「ＥＣＣＳ性能評価指針」を参考として行う。

以下に，ＥＣＣＳの性能解析（大破断及び中小破断），格納容器の健全性解析，格納容器内の水素ガス濃度の解析について述べる。

3.3.2.1 ＥＣＣＳの性能解析 － 大破断 －

(1) 解析方法

解析は，「1.3 解析に使用する計算コード」に述べた，次の３つの解析コードを用いて行う。

① ＳＥＮＨＯＲ ：大破断時熱水力過渡変化解析コード

② ＦＬＯＯＤ ：炉心再冠水特性解析コード

③ ＨＥＡＴＵＰ ：燃料温度詳細解析コード

下降管完全両端破断を含む大破断事故の場合，事故後の熱水力過渡変化が急激なため，ＳＥＮＨＯＲを用いて事故後の炉心の流量変化，原子炉冷却設備の圧力，水位の変化，原子炉熱出力変化等を解析し，炉心の熱水力的変化を評価する。

炉心再冠水特性は，ＦＬＯＯＤを，燃料温度変化は，ＨＥＡＴＵＰを用いて評価する。

以上の解析の流れ図を第3.3-1図に示す。これらの解析方法の妥当性は，実験により確かめられている。

⑵ 解析条件

① 配管の破断は，ＥＣＣＳの性能評価の観点から最も厳しい下降管（マニホールド部）に配管の完全両端破断が瞬時に発生するものとし，破断口における流出係数は，0.5～1.0までの範囲について検討する。破断の体様については，上記のような完全両端破断のほかに，スプリット破断も想定できるが，感度解析の結果，完全両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので，ここでは，完全両端破断の場合を解析する。また，蒸気相破断については，ＥＣＣＳの性能評価の観点から蒸気相破断の中で最も厳しい主蒸気管（格納容器内）完全両端破断を解析する。

② 原子炉は，事故発生直前まで原子炉熱出力の定格値の102%(約568MW)で運転していたものとする。

③ 燃料要素の最大線出力密度は運転上の制限値である57.4kW/mの102%であるとする。また，燃料被覆管とペレット間のギャップ熱伝達率は，燃焼期間中の変化を考慮して，解析結果を厳しくする値を用いる。

④ 原子炉停止後の崩壊熱は，ＡＮＳＩ／ＡＮＳ5.1－1979[1]に基づいた崩壊熱曲線を使用する。なお，アクチニドの崩壊熱についても考慮する。

⑤ 蒸気ドラム水位低による原子炉スクラム設定点に達すると同時に外部電源が喪失するものとする。

⑥ ＥＣＣＳネットワークに対する最悪の動的機器の単一故障を仮定する。大破断事故の場合の最悪の単一故障は，下部ヘッダ注水弁の故障である。

⑦ 破断口からの流出は，二相領域に対して小笠原の式[2]により，また，サブクール領域に対してはHenry-Fauskeの式[3]により計算する。なお，格納容器内の圧力は大気圧とする。

解析に用いた主要解析条件を第3.3-1表に示す。

(3) 解析結果

以上により解析した冷却材喪失事故の結果を第3.3-2図に示す。これより，燃料被覆管最高温度は，蒸気相破断より液相破断の方が厳しく，流出係数としては1.0の場合が最も厳しくなるので，以下では下降管完全両端破断（流出係数1.0）の結果について述べる。

① ブローダウン特性及び再冠水特性

下降管完全両端破断時におけるブローダウン特性及び再冠水特性を第3.3-3図及び第3.3-4図に示す。

下降管が瞬時に完全破断すると，冷却材が下部ヘッダ側から破断口に向って流出し，炉心流量は急激に低下する。しかし，下部ヘッダ入口部にある逆止弁が破断後直ちに閉鎖するので，炉心流量の急激な低下は抑制される。

蒸気ドラム水位は，事故後の冷却材流出によって急激に低下し，事故後約3.0秒で蒸気ドラム下端に達すると，蒸気ドラム内の蒸気の下降管への巻き込みが激しくなり，蒸気ドラム圧力は速やかに減圧する。

この減圧により，下部ヘッダ内がフラッシングを開始し，体積膨張によって冷却材が炉心側に押し出されるため炉心流量は増加する。

事故後約4.7秒に蒸気ドラム圧力が53kg/cm²に達すると，事故後約2.4秒で働いた蒸気ドラム水位低信号と蒸気ドラム圧力低信号の同時信号を受け，急速注水系が下部ヘッダに注水を開始し，その後，低圧注水系が下部ヘッダに注水を開始する。下部ヘッダへ注水された冷却水は，逆止弁の効果により強制的に炉心に導かれ炉心冷却が確保される。

② 燃料被覆管温度変化

下降管完全両端破断時における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達率の時間変化及び燃料被覆管温度の時間変化を第3.3-5図及び第3.3-6図に示す。

事故直後の下部ヘッダ側からの冷却材流出に伴う炉心流量の低下によ

り，事故後約0.1秒に燃料棒のホッテストポイントが，ドライアウトに至り燃料被覆管温度が上昇する。

事故後約2.9秒で燃料被覆管温度が約727℃に達した後は，原子炉スクラムによる原子炉熱出力低下と下部ヘッダ内フラッシングによる炉心流量の増加により徐々に低下する。

その後，フラッシングによる効果がなくなることにより炉心流量が低下し，約９.０秒の時点から燃料被覆管温度が再上昇する。事故後約22.0秒に非常用炉心冷却水が炉心に達し，燃料被覆管温度は，ターンアラウンドされる。 被覆管温度は，この時点で約768℃に達し，その後冷却され徐々に低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ，復水貯蔵タンク水位が低下すると低圧注水系の取水源を蒸気放出プールに切り替えて，長期炉心冷却を行う。

③ 燃料棒の破裂

燃料棒の破裂は，事故後燃料破覆管の温度が上昇して燃料被覆管の内圧による周方向応力が，その温度における引張り強さを超えた時点で発生する。

第3.3-７図に燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管応力の関係を示す。

第3.3-6図から下降管完全両端破断時における燃料被覆管温度は約768℃以下である。一方，下降管完全両端破断時において計算される燃料棒の最大内外圧差は約０.026kg/mm²となり，この時の周方向応力は約0.25kg/mm²であるので，第3.3-７図から明らかなようにＬＯＣＡ時に燃料棒の破裂は発生しない。

④ 水－ジルコニウム反応

燃料被覆管の事故後の温度上昇に伴う水－ジルコニウム反応量は，Baker-Justの関係式7[4]で計算する。

なお，③で述べたように燃料被覆管最高温度が，最も高い下降管の完全両端破断事故時においても，燃料棒に破裂が発生しないので，燃料被

覆管の内側には反応に必要な蒸気が供給されず，燃料被覆管内面の酸化はない。

下降管完全両端破断時における燃料被覆管の局部的な水－ジルコニウムの反応量の燃料被覆管厚みに対する割合の最大値は約0.06%である。

これらの解析は，外部電源が喪失したと仮定して行っているが，事故時に外部電源が喪失しない場合も，これらの解析結果に包絡されている。

3.3.2.2　ＥＣＣＳの性能解析　－ 中小破断 －

⑴　解析方法

解析は，「1.3　解析に使用する計算コード」に述べた，次の２つの解析コードを用いて行う。

①　ＬＯＴＲＡＣ　：中小破断時熱水力過渡変化解析コード

②　ＨＥＡＴＵＰ　：燃料温度詳細解析コード

中小破断事故の場合，事故後の熱水力過渡変化は，比較的緩慢となるので，原子炉冷却設備の熱水力過渡変化は，ＬＯＴＲＡＣを用いて解析評価する。

また，燃料温度変化は，大破断と同様にＨＥＡＴＵＰを用いて評価する。

以上の解析の流れ図を第3.3-１図に示す。これらの解析方法の妥当性は，実験により確かめられている。

⑵　解析条件

中小破断事故の解析条件は，次に述べるものを除いて，すべて大破断事故の解析条件と同じである。

①　破断位置は，下降管（マニホールド部）とし，破断面積を変えて解析を行い，最も厳しい場合を評価する。この場合，破断体様は，スプリット破断とする。

また，蒸気相破断についても，同様の評価を行う。

②　工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として，ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。中小破断の場合には，原子炉冷却

設備の減圧が促進されないため，高圧状態下でのＥＣＣＳの注水流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.3-2図に示す。これより，最も厳しい結果を与える約 0.01076m²の下降管スプリット破断の場合について以下に述べる。

本事故時におけるブローダウン特性及び再冠水特性を第3.3-8図及び第3.3-9図に示す。さらに，燃料被覆管最高温度を与える燃料棒の被覆管表面熱伝達率の時間変化を第3.3-10図に，燃料被覆管温度の時間変化を第3.3-11図に示す。

この場合，事故発生後蒸気ドラム水位（広域）が低下して，燃料の一部がドライアウトするが，高圧注水系が蒸気ドラム水位低（広域）信号により，事故後約36秒で作動して原子炉圧力を低下させ，急速注水系が約52秒で注水を開始すると，下部ヘッダ入口逆止弁の効果により，冷却水が強制的に炉心に導かれ，燃料被覆管温度はターンアラウンドされる。その後も低圧注水系の注水が引き続いて行われ，復水貯蔵タンク水位が低下すると，低圧注水系の取水源を蒸気放出プールに切り替えて，長期炉心冷却を行う。

本事故時の燃料被覆管最高温度は約 654℃であり，水－ジルコニウム反応量も，被覆管厚みに対する割合が最大となる部分で約0.03%にとどまる。

以上の結果より，中小破断事故時，最も厳しい結果を与える約0.01076m²の下降管スプリット破断の場合においても，燃料被覆管最高温度は約 654℃であり，中小破断事故は，下降管完全両端破断事故の結果に包絡される。

なお，蒸気相破断については，第3.3-2図に示すように，すべての破断面積にわたって，燃料被覆管最高温度は，液相破断の場合よりも低い。

3.3.2.3　格納容器の健全性解析

(1)　解析方法

解析は，「1.3　解析に使用する計算コード」に述べた，次の２つの解析コードを用いて行う。

①　ＳＥＮＨＯＲ　：大破断時熱水力過渡変化解析コード

②　ＭＵＬＣＯＮ　：格納容器内圧力解析コード

配管破断時に原子炉冷却設備から格納容器内に流出する冷却材の流量（ブローダウン流量）は，ＳＥＮＨＯＲの結果を用いる。

ブローダウンにより格納容器内に放出される冷却材は，格納容器内の圧力を急速に増加させる。その後，格納容器本体及びコンクリート構造物への凝縮熱伝達の効果と格納容器スプレイ系の作動により，格納容器内の圧力が減少する。ここで，格納容器壁への凝縮熱伝達率は，田上のモデル[5]より計算する。

この間の格納容器内の圧力の変化を質量保存則，エネルギー保存則及び状態方程式から求める。

(2)　解析条件

①　配管の破断は，内圧上昇の点から最も厳しい下降管の完全両端　破断で，流出係数1.0の場合を解析する。

②　原子炉は，事故発生直前まで原子炉熱出力の定格値の102%(約568MW)で運転していたものとする。

③　事故発生直前の格納容器内圧及び温度は，それぞれ0.12kg/cm²及び50℃とする。

④　格納容器スプレイ系は，蒸気ドラム水位低，蒸気ドラム圧力低及び格納容器圧力高の一致の信号で作動するものとする。

⑤　工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として，格納容器スプレイ系に給水するポンプ１台の不作動を仮定する。

⑥　格納容器内部構造物への伝熱は，コンクリート，格納容器の鋼板等を対象とする。

(3) 解析結果

第3.3-12図に解析結果を示す。

下降管完全両端破断が発生すると，原子炉冷却設備から格納容器内に高温の冷却材が放出され，格納容器内圧力が急激に上昇する。その後，ブローダウンが終了し，圧力の上昇が止まる。ブローダウンが終了した後は，格納容器壁への伝熱により，圧力が徐々に低下し始める。事故後約180秒に格納容器スプレイ系が注水を開始すると，格納容器内の蒸気が凝縮して格納容器内圧力はさらに低下する。

第3.3-12図に示すように格納容器圧力の最高値は約1.0kg/cm²であり，設計圧力の1/0.9倍（1.5kg/cm²）を下回っている。

3.3.2.4 格納容器内の水素ガス濃度の解析

(1) 解析方法

格納容器内の水素ガス濃度の計算は，炉心の崩壊熱による冷却材の放射線分解，蒸気放出プール水中の核分裂生成物からの放射線エネルギーによるプール水の放射線分解及び燃料被覆管の水－ジルコニウム反応を考慮して行う。

(2) 解析条件

① 原子炉は，事故発生直前まで原子炉熱出力の定格値の102%(約568MW)で運転していたものとする。

② 全炉心における水－ジルコニウム反応割合は，ＥＣＣＳ性能解析の結果（約0.06%）の５倍，又は燃料被覆管の0.23ミル厚さ（これは燃料被覆管全量の0.70%に相当する）が反応した場合の大きい方をとって，解析では0.70%とする。

③ 事故発生前に冷却材中に溶存している水素の寄与は非常に少ないので，事故発生後の格納容器内の水素濃度の評価では無視する。

④ ＥＣＣＳ性能解析結果から事故時に燃料棒の破裂が生じないので，核分裂生成物はすべて燃料棒中にとどまるが，解析では放出割合を希ガス

100%，ハロゲン50%及び固形分１%とする。

⑤ 放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値）はそれぞれ0.5分子／100eV，0.25分子／100eVとする。

(3) 解析結果

事故後の水素濃度の時間変化を第3.3-13図に示す。

第3.3-13図に示すように本原子炉施設では，事故後の水素の蓄積割合は非常に緩慢で事故後200日でも約2.3vol%であり，水素濃度が可燃限界に達するまでにはさらに長期間を要する。

3.3.3 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

(1) 評価条件

① 原子炉は，事故発生直前まで定格出力の102%(約568MW)で長期間(1,000日)運転されていたものとする。

② 事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は，運転上許容されるヨウ素-131の最大濃度である0.28μCi/gに相当するものとし，その組成を拡散組成とする。事故発生後格納容器内には，破断ループの冷却材中に含まれている核分裂生成物の全量が瞬時に放出されるものとする。

③ 「3.3.2 事故経過の解析」に示したように事故発生後新たな燃料破損は生じないので，冷却材圧力の低下に伴う破損燃料からの放出の対象となる核分裂生成物の量は，ヨウ素-131については 1,000Ciとし，その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め，希ガスはヨウ素の２倍の放出があるものとする。

④ 格納容器内に放出されるヨウ素のうち，有機ヨウ素が占める割合は４%とし，残りの96%は無機ヨウ素とする。

⑤ 無機ヨウ素については，50%が格納容器や同容器内の機器等に付着し，格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機ヨウ素，希ガスについてはこの効果は考えない。

⑥ 格納容器空気再循環系チャコールフィルタのヨウ素の除去効率は，95%と

する。ただし，格納容器空気再循環系の作動開始時間を事故発生後30分とし，この間はフィルタによるヨウ素の除去は考えないものとする。

⑦ 格納容器の漏えい率は，事故期間中一定とし，事故時の格納容器圧力に対応する漏えい率を下回らない値である0.5%/dとする。

⑧ 格納容器からの漏えいは，97%がアニュラス部に生じ，残りの３%はアニュラス部外から生じるものとする。

⑨ 格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は，アニュラス排気系を経て主排気筒より放出される。アニュラス排気系のチャコールフィルタのヨウ素の除去効率は95%とする。

⑩ 事故期間中，非常用炉心冷却設備等の再循環系(以下「再循環系」という。)からは，原子炉補助建屋内に評価上４ℓ/hの漏えいがあるものとする。

⑪ 再循環水中の放射能量は事故発生直後，破断ループの冷却材中に含まれているヨウ素及び燃料棒から追加放出されるヨウ素の全量が溶解するものとする。再循環水の体積は1,300㎥とする。

⑫ 再循環系から原子炉補助建屋内に漏えいした再循環水中のヨウ素の気相への移行率は５%とし，原子炉補助建屋内でのプレート・アウト等によるヨウ素沈着率は50%とする。

⑬ 格納容器内浮遊核分裂生成物からのγ線による線量を評価するにあたっては，核分裂生成物が格納容器内に均一に分布するものと仮定する。

⑭ 事故の評価期間は，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(30日間)とする。

⑮ 核分裂生成物は，主排気筒及び建屋から大気中に放出されるものとする。

⑯ 被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類 6「5.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年６月 原子力委員会)に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し，それによる被ばく線量及び格納容器浮遊核分裂生成物による被ばく線量は，「4.1.1 冷

却材喪失事故」と同様な方法により評価する。

(2) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量は，

ヨウ素（I-131等価量）	約 0.038 Ci
希ガス（γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	約 27 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

小児甲状腺被ばく線量	約 0.019 rem
外部γ線による全身被ばく線量	約 2.5mrem

となる。

3.3.4 判断基準への適合性への検討

この事故に対する判断基準は次のとおりである。

(1) ＥＣＣＳ設備の設計は，その性能が「ＥＣＣＳ性能評価指針」に示されている以下の基準を満足すること。

① 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は，1,200℃以下であること。

② 燃料被覆管の化学量論的酸化量の計算値は，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

③ 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は，格納容器の健全性の見地から，十分低い値であること。

④ 燃料の形状の変化を考慮しても，崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(2) 「1.1.2.3 判断基準」の(3)，(4)を満足すること。

(3) 格納容器内の水素の濃度は，事故評価期間中，4 vol%未満であること。

「3.3.1 ＥＣＣＳの性能解析」で示したように，燃料被覆管最高温度は，1,200℃以下であり，破裂の発生する燃料棒はなく，水－ジルコニウム反応割合は，酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。

長期にわたっての破断ループの崩壊熱の除去は，多重化された低圧注水系によ

り確保される。したがって，(1)の①，②及び④は満足される。

次に「3.3.2.3　格納容器の健全性解析」で示したように，格納容器バウンダリーにかかる圧力は設計圧力の1/0.9倍の圧力（1.50kg/cm²）以下である。したがって，「1.1.2.3　判断基準」の(3)は満足される。

また，「3.3.2.4　格納容器の水素ガス濃度の解析」で示したように，格納容器内の水素濃度は4 vol%未満である。したがって，(1)の③及び(3)も満足される。

さらに，「3.3.3　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価」で示したように，本事故により周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく，「1.1.2.3　判断基準」の(4)も満足される。

3.4　放射性気体廃棄物処理施設の破損事故

3.4.1　事故の原因及び対策

(1) 原　　因

原子炉運転中，何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合には，放射性気体廃棄物処理施設に保持されていた希ガスが大気中に放出される可能性がある。

(2) 防止対策

① 配管等の設計に当たっては，各種の応力を十分に考慮した厳しい条件を適用する。

② 材料の選定，加工及び配管等の設計，製作は，諸規格，基準に適合させるようにし，また十分な管理を行う。

③ 系統全体をほぼ大気圧に設計する。

④ 復水器から抽出した排出ガス中の水素ガス，酸素ガスを可燃限界以下とするため空気抽出器の駆動蒸気で希釈し，さらに再結合器で水素と酸素を再結合させる。

(3) 拡大防止対策

① 建屋換気系モニタ等により破損を検知し，空気抽出器の隔離等の対策を講じる。

② 主要な機器の前後に遠隔手動の隔離弁を設け，中央制御室から操作できるようにする。

3.4.2　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

(1) 評価条件

① 希ガス放出量が大きくなる破損箇所として空気抽出器出口配管での破損を考えるものとする。

② 破損が生じた時点における空気抽出器の希ガスの放出率は，運転上許容される最大の値である0.5Ci/s(30分減衰換算値)とする。

③ 気体廃棄物処理系に保持されていた希ガスの破損箇所からの放出量は，隔

離時間を考慮して厳しくなるように評価し，活性炭式希ガスホールドアップ装置第１塔からは保持されていた希ガスの20%が放出されるものとする。

④　建屋換気系モニタ等により，空気抽出器及び破損箇所は操作を要する時間を十分見込んだ時間である30分後に隔離されるものとし，隔離されるまでは空気抽出器からの希ガスの放出を考慮する。炉心内で発生した希ガスが空気抽出器の出口に到達するまでに減衰する効果は安全側に無視するものとする。

⑤　大気中への放出は，評価結果が厳しくなる換気系作動として評価する。

⑥　被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類 6「5.5　安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に使用する気象指針」(昭和52年６月　原子力委員会)に基づいて計算された相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し，それによる被ばく線量は，「4.1.1　冷却材喪失事故」におけるγ線外部全身被ばく線量と同様な方法により評価する。

⑵　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量は，

希ガス（γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）　　約 5,100 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

外部γ線による全身被ばく線量　　約　13 mrem

となる。

3.4.3　判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は，「1.1.2.3　判断基準」の⑷である。

「3.4.2　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価」で述べたように，本事故により周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく，「1.1.2.3　判断基準」の⑷は満足される。

3.5　主蒸気管破断事故

3.5.1　事故の原因及び対策

(1)　原　　因

原子炉の運転中何らかの原因により，主蒸気管が格納容器の外側で破断した場合には，破断口から冷却材の流出が起こり核分裂生成物が大気中へ放出される可能性がある。

(2)　防止対策

①　配管等の設計に当っては，原子炉寿命中の各種の応力を十分に考慮した厳しい条件を適用する。

②　材料の選定，加工及び配管等の設計・製作は諸規格，基準に適合させるようにし，また，十分な品質管理を行う。

③　主蒸気管室内での雰囲気温度の検出等によって，破断に進展する前に破損を検知し，適切な処置を講じる。

(3)　拡大防止対策

①　蒸気管に流量制限器を設け，事故時の冷却材流出量を制限する。

②　主蒸気管の格納容器貫通部の両側に設ける主蒸気隔離弁を，主蒸気流量高，主蒸気管周囲温度高，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低等の信号で自動閉鎖させ冷却材の流出を抑える。

③　主蒸気流量高信号で原子炉はスクラムする。

3.5.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

本事故時の冷却材流出量，蒸気ドラム圧力及び炉心流量の変化，ＭＣＰＲの変化の計算は，ＬＯＣＡ解析に用いたＳＥＮＨＯＲコードを使用して行う。

(2)　解析条件

①　２本の主蒸気管のうち１本が格納容器外で瞬時に完全破断すると仮定し，流出冷却材量の評価に当っては破断口までの摩擦損失を考慮しない。

②　主蒸気隔離弁は，主蒸気流量高の信号により事故後5.5秒で全閉するもの

とする。

③　流出流量は，流量制限器により定格流量の200%に制限されるとし，また，主蒸気隔離弁で臨界流となるまでは流量制限器で臨界流となるとし，同弁の影響を考慮しない。

④　臨界流の計算には，小笠原の臨界流モデルを使用する。

⑤　安全保護系に単一故障を仮定する。

(3)　解析結果

２本ある主蒸気管のうち１本が瞬時に完全破断すると，破断側の主蒸気管を流れる蒸気は直接上流側の破断口から流出し，他の１本の健全な主蒸気管を流れる蒸気はタービン主塞止弁の上流側にある主蒸気ヘッダを通って破断側の主蒸気管を逆流し，下流側の破断口から流出する。

破断口からの蒸気流出量は，事故直前の定格流量の約102%から流量制限器での臨界流に相当する約1,820t/hに増加する。この値は，炉心での蒸気発生率を上回るので蒸気ドラム圧力は低下する。減圧により原子炉冷却設備内の冷却材ボイド率が増加するので，蒸気ドラム水位は上昇するが，水面は蒸気ドラム上端ノズルに達することはない。

主蒸気隔離弁は，事故後5.５秒で閉鎖するが，同弁が閉鎖するにしたがって破断口からの流出量は減少する。第3.5-１図に事故時の冷却材流量の時間変化及び蒸気ドラム圧力，炉心流量の時間変化を示す。

主蒸気隔離弁が閉じるまでに破断口を通して流出する冷却材の量は約3.1tとなる。

また，主蒸気流量高信号により原子炉はスクラムされ，ＭＣＰＲの変化は，第3.5-１図に示すとおりであり，事故期間を通じてドライアウトに至ることはない。

主蒸気隔離弁閉鎖後は，炉心は隔離冷却系等により冷却される。

3.5.3　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

(1)　評価条件

①　事故発生時の冷却材中の核分裂生成物の濃度は，運転上許容されるヨウ素-131の最大濃度である0.28μCi/gに相当するものとし，その組成を拡散組成とする。気相のハロゲンの濃度は，液相の濃度の1/50とする。

②　事故発生後，冷却材圧力の低下に伴う破損燃料からの放出の対象となる核分裂生成物の量は，ヨウ素-131については 2,000Ciとし，その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め，希ガスはヨウ素の２倍の放出があるものとする。

③　主蒸気隔離弁閉鎖前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては，主蒸気隔離弁閉鎖前の冷却材圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが，追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉鎖までに破断口から放出されることはないものとする。

④　主蒸気隔離弁閉鎖後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては，冷却材圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。

⑤　燃料棒から放出されるヨウ素のうち，有機ヨウ素が占める割合は４％とし，残りの96％は無機ヨウ素とする。

⑥　燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち，希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機ヨウ素は，気相部に移行するまでに加水分解等により減少するので，1/10が瞬時に気相部に達するものとする。有機ヨウ素から分解したヨウ素，無機ヨウ素及びヨウ素以外のハロゲンが気相部にキャリ・オーバーされる割合は２％とする。

⑦　主蒸気隔離弁のうち１個が閉鎖しないものとし，閉鎖した３個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の漏えい率は設計漏えい率40%/d(逃し安全弁の最低設定圧力において，蒸気ドラム気相体積に対して)とし，２本の主蒸気管で３個閉鎖という条件を考慮して全体で63%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は，蒸気ドラムの圧力及び温度に依存して変化するものとする。

⑧　主蒸気隔離弁閉鎖後，逃し安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気が蒸気放出プール水中に移行するものとし，その蒸気量は蒸気ドラム気相体積の350倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は，被ばくに寄与しないものとする。

⑨　事故発生後蒸気ドラム圧力は，逃し安全弁，隔離冷却系及び余熱除去系によって24時間で大気圧にまで減圧され，主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。

⑩　主蒸気隔離弁閉鎖後，タービン建屋内に放出された無機ヨウ素及びヨウ素以外のハロゲンが建屋内の壁面や床等にフォール・アウト，プレート・アウトされる割合は50%とする。希ガス及び有機ヨウ素に関してはこの効果は考えないものとする。

⑪　主蒸気隔離弁閉鎖前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は，高温低湿状態の外気中で半球状の飽和空気雲を形成するものとする。この場合，飽和空気雲が小さいほど被ばく線量が高くなり，外気条件として温度が高く，相対湿度が低いほど飽和空気雲は小さくなる。本評価では，飽和空気雲の大きさを求めるにあたり，温度として33℃，相対湿度として40%を用いる。

⑫　この半球状の飽和空気雲は，短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。

⑬　主蒸気隔離弁閉鎖後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は，大気中に地上放散するものとする。

⑭　主蒸気隔離弁閉鎖後，主蒸気隔離弁を通して大気中に漏えいする核分裂生成物による被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類6「5.5　安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年6月　原子力委員会)に基づいて計算された相対線量（D／Q）を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し，それによる被ばく線量は，「4.1.2　主蒸気管破断事故」と同様な方法により評価する。

(2)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量は，

ヨウ素（I-131等価量）　約 0.28 Ci

希ガス及びハロゲン（γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）

約 69 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

小児甲状腺被ばく線量　約 0.40 rem

外部γ線による全身被ばく線量　約 0.92 mrem

となる。

3.5.4　判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は次のとおりである。

(1)　本事故により新たな燃料破損が生じないこと。

(2)　「1.1.2.3　判断基準」の(1)，(4)の判断基準を満足すること。

「3.5.2　事故経過の解析」で示したように，事故期間を通じて燃料がドライアウトに至ることなく，新たな燃料破損は生じず，炉心は十分に冷却される。したがって，(1)及び「1.1.2.3　判断基準」の(1)は満足される。

さらに，「3.5.2　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価」で示したように，本事故により周辺公衆に著しい放射線被ばくリスクを与えることはなく，「1.1.2.3　判断基準」の(4)も満足される。

3.6　燃料取扱事故

3.6.1　事故の原因及び対策

(1)　原　　因

燃料取扱作業中に交換機等の故障により，燃料集合体が落下し燃料被覆が破損した場合には，核分裂生成物が大気中に放出される可能性がある。

(2)　防止対策

①　燃料交換設備とくに燃料交換機の耐震設計には十分配慮を払い，安全率を大きくとる。

②　燃料交換中に遮へいプラグのコレットがはずれ燃料集合体が圧力管内に残ることのないよう設定値範囲外の荷重が加わると，動作しなくなるように設計する。

③　トランスファーシュート内で，万一燃料集合体が落下しても破損しないように緩衝装置を設ける。

④　燃料移送機の燃料集合体つかみ機構は，フエイルセイフに設計し，燃料集合体が落下しないように考慮する。

(3)　拡大防止対策

放射線エリアモニタ等の警報により建屋換気系を隔離し，燃料貯蔵プール建屋についてはアニュラス排気系に切換えられる設計とし，大気中に放出されるヨウ素の低減を図る。

3.6.2　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

(1)　評価条件

①　事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，放出量が大きくなる使用済燃料貯蔵プール水中での事故について行う。

②　使用済燃料貯蔵プール水中において燃料集合体1体が落下し，落下した燃料集合体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。

③　燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の102%で長期間(1,500日間)運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体につ

いて行う。

④　燃料取替作業は原子炉停止24時間後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰を考慮する。

⑤　破損した燃料のギャップ内核分裂生成物の全量が使用済燃料貯蔵プール水中に放出されるものとする。破損した燃料のギャップ内核分裂生成物の存在量については，最大出力燃料集合体であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス10%，ヨウ素５%とする。

⑥　燃料取替作業開始時には燃料温度は低下しているので，放出されたヨウ素のうち１%を有機状とする。　3.6

⑦　使用済燃料貯蔵プール水中に放出された希ガス及び有機ヨウ素は，全量が燃料貯蔵プール室の空気中へ移行するものとする。

⑧　使用済燃料貯蔵プール水中に放出された無機ヨウ素の水中での除染係数は，500とする。

⑨　放射線エリアモニタにより建屋換気系は隔離され，アニュラス排気系が作動するものとする。

⑩　アニュラス排気系のチャコールフィルタのヨウ素の除去効率は，95%とする。

⑪　燃料貯蔵プール室内に放出された希ガス及びヨウ素は，アニュラス排気系を通して主排気筒から大気中に放出されるものとする。

⑫　被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類６「5.5　安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年６月　原子力委員会)に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し，それによる被ばく線量は，「4.1.1　冷却材喪失事故」と同様な方法により評価する。

(2)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量は，

ヨウ素（I-131等価量）	約　3.5 Ci

希ガス（γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）　　約 3,600 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

小児甲状腺被ばく線量　　約 0.35 rem

外部γ線による全身被ばく線量　　約 9.3 mrem

となる。

3.6.3　判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は，「1.1.2.3　判断基準」の⑷である。

「3.6.2　核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価」で述べたように，本事故により周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく，「1.1.2.3 判断基準」の⑷は満足される。

3.7　重水漏えい事故

3.7.1　事故の原因及び対策

(1) 原　　因

原子炉運転中，何らかの原因で重水系の配管の一部が破損した場合には，重水中のトリチウムが重水蒸気とともに大気中に放出される可能性がある。

(2) 防止対策

① 配管等の設計にあたっては，各種の応力を十分に考慮した厳しい条件を適用する。

② 材料の選定，加工及び配管等の設計，製作は，諸規格，基準に適合させるようにし，また十分な品質管理を行う。

③ 重水系の機器，配管は可能な限り溶接構造とし，キャンドロータポンプ，ベローズシール弁等を採用し高気密性を有する構造とする。

④ 重水，ヘリウム系室の空気を吸引し，室内雰囲気中のトリチウムの濃度をトリチウムモニタで監視することにより重水の漏えいを検知し，漏えいが拡大する前に適切な処置を講じる。

(3) 拡大防止対策

① 重水ダンプタンクの水位計あるいは重水，ヘリウム系室トリチウムモニタ等により破損を検知し，重水，ヘリウム系室を建屋換気系から隔離し，大気中に放出されるトリチウムの量を低減する。

② 重水浄化系には隔離弁を設け，重水ダンプタンク水位低の信号で閉鎖し，重水の流出を抑える。

③ 重水系の機器，配管類は可能な限り独立した室内にまとめて配置し，各室には専用ドレンを設ける。

3.7.2　トリチウムの放出量及び被ばく線量の評価

(1) 評価条件

① 事故時のトリチウムの移行と放出量の評価は，放出量が大きくなる原子炉補助建屋内の重水浄化系配管での破損について行う。

② 配管より漏えいした重水の一部は，原子炉補助建屋内で蒸発し，大気中に放出されるものとする。

③ 破損が生じた時点における重水中のトリチウム濃度は，0.017Ci/cm³とする。

④ 事故の検知は，重水ダンプタンクの水位低下に伴う警報発生によるものとし，重水浄化系は，操作に要する時間を十分見込んで，警報発生後10分で隔離されるものとする。

⑤ 事故の評価期間は，漏えい重水の回収が終了するまでの期間(3日間)とする。

⑥ 大気中への放出は，評価結果が厳しくなる換気系作動として評価する。

⑦ 被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類 6「5.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年6月 原子力委員会)に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）を用いる。

大気中に放出されるトリチウムの量は上記条件により評価し，それによる被ばく線量は，添付書類 9「5.1.3 気体廃棄物中のトリチウムに起因する全身被ばく線量」と同様な方法により評価する。

⑵ 評価結果

この事故によって大気中に放出されるトリチウムの量は，

トリチウム 約 32,000 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

トリチウムによる全身被ばく線量 約 45 mrem

となる。

3.7.3 判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は，「1.1.2.3 の判断基準」の⑷である。

「3.7.2 トリチウムの放出量及び被ばく線量の評価」で述べたように，本事故により周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく，「1.1.2.3 判断基準」の⑷は満足される。

3.8 結　論

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を検討するため，「安全評価指針」を参考として各種の事故を想定し，事故解析を行った。その結果は，各事故の「判断基準への適合性の検討」の項で示したように，想定したすべての事故に対してその判断基準が満たされることが確かめられた。

したがって，本原子炉施設は事故に対する「安全評価指針」の判断基準をすべて満足する。

3.9　その他（地震，火災，台風，洪水等）

記述は，昭和61年８月７日付け61安（原規）第104号をもって設置変更許可を受けた新型転換炉ふげん発電所原子炉設置許可申請書の添付書類10「2.3.5　地震，火災，洪水，台風」の記載内容と同じ。

3.10 参考文献

(1) ＡＮＳＩ；American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors ＡＮＳＩ／ＡＮＳ-5.1-1979

(2) 小笠原；機械学会論文集 31-222 1965

(3) Henry R.E.et al.；"The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixture in Nozzles, Oriffices, and Short Tubes." Journal of Heat Transfer 1979.5

(4) Baker, L. Just, L.C.；"Studies of Metal Water Reactions at High Temperature. Ⅲ Experimental and Theoretical Studies of the Zircaloy-Water Reaction." ＡＮＬ-6548, 1962

(5) T.Tagami；"Safety Assessments and Facilities Establishment Project" (ＬＯＦＴ, ＴＡＮ ＮＲＴＳ) 1966.2

ater

ure

-

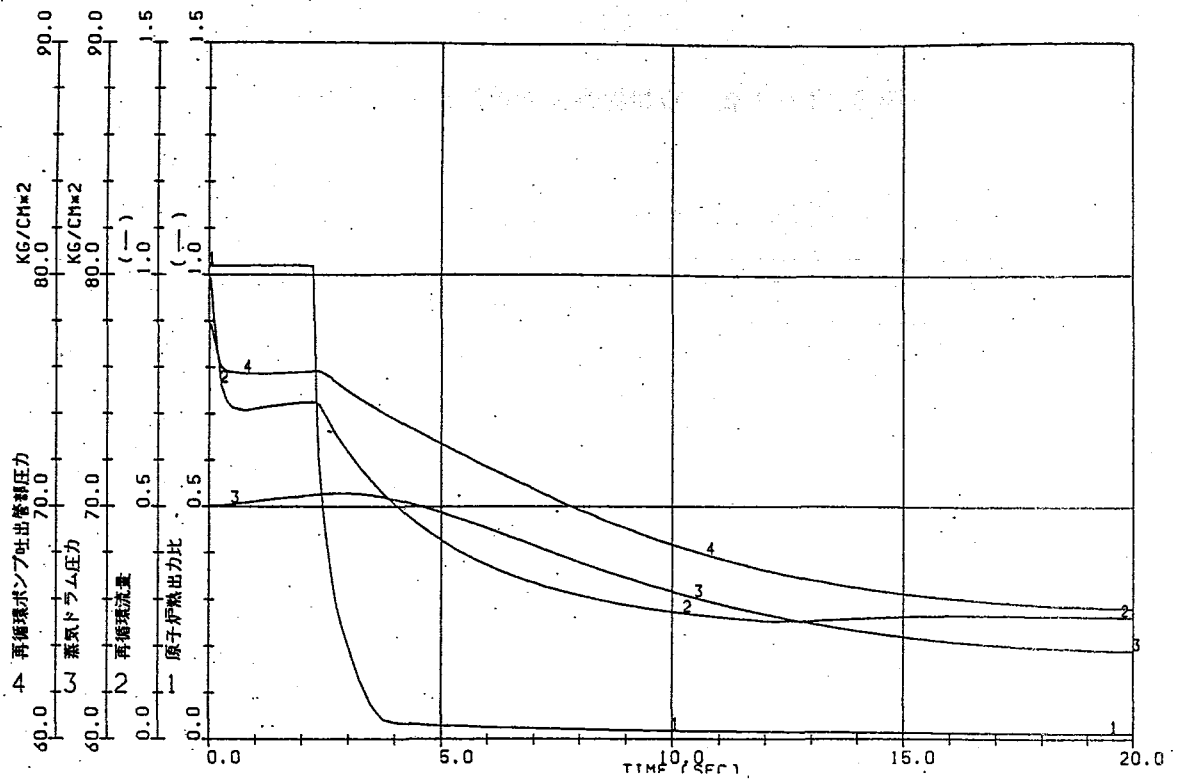
ac-

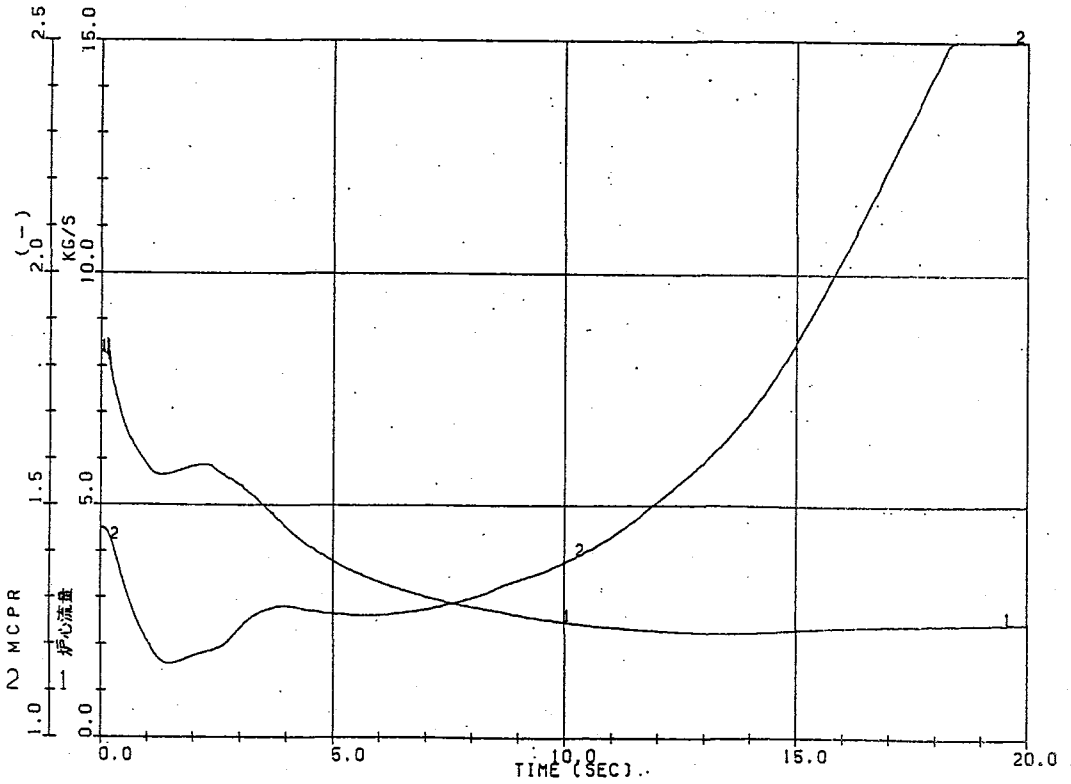
第３．３－１表　冷却材喪失事故解析主要解析条件

項　　目	使　用　し　た　数　値
原　子　炉　熱　出　力	定格出力の１０２％（約５６８MW）
燃料要素最大線出力密度	５７.４ kW/m×1.０２
再　循　環　流　量	7.６０×１０^{3}t/h（２ループ）
蒸　気　ド　ラ　ム　圧　力	７０.０kg/cm^{2}
炉心入口エンタルピー	２９１.３kcal/kg
高圧注水系流量（定格値）	９０m^{3}/h　（ポンプ１台当たり，７５kg/cm^{2}*において）
低圧注水系流量（定格値）	３９０m^{3}/h　（ポンプ１台当たり，４０kg/cm^{2}*において）
急　速　注　水　系　容　量	蓄圧器ガス圧力　７４kg/cm^{2}
	蓄圧器ガス体積　１０m^{3}（１基当たり）
	蓄圧器注入水体積　１２m^{3}（１基当たり）

＊ 原子炉冷却設備の圧力

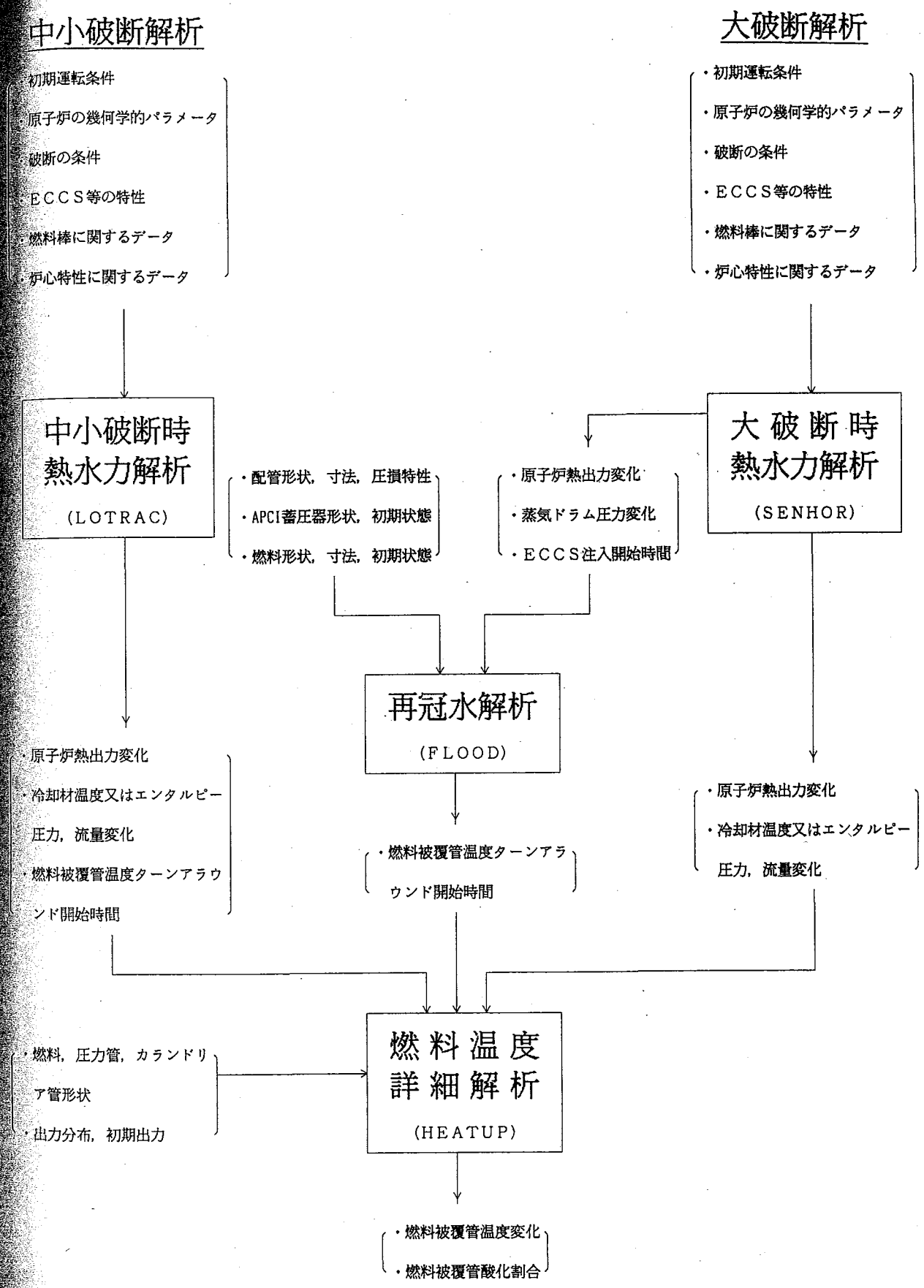
(関連頁10-3-(８))





第３．２－１図　再循環ポンプ軸固着事故解析結果

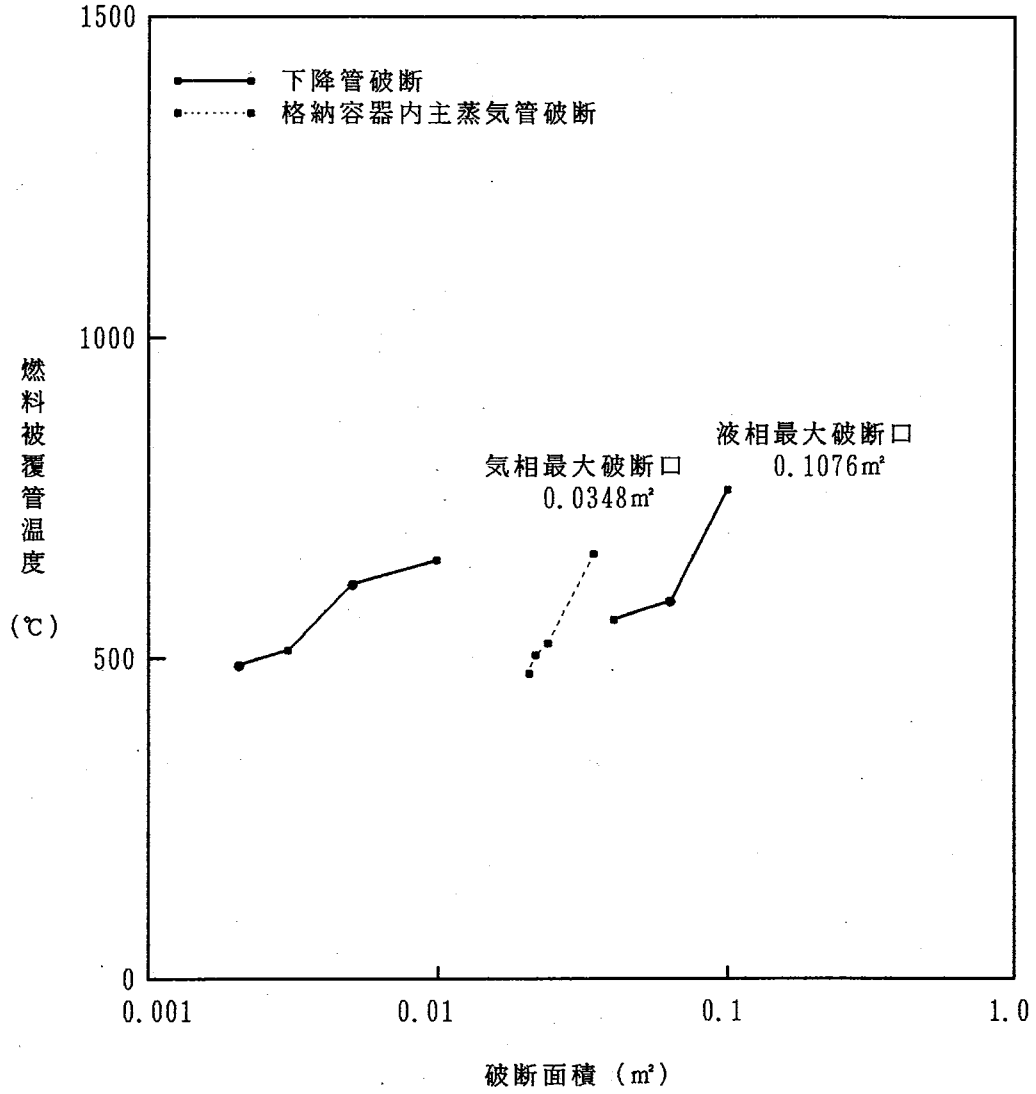
(関連頁10-3-(3))



第 3．3－1図　ＥＣＣＳ解析の流れ図

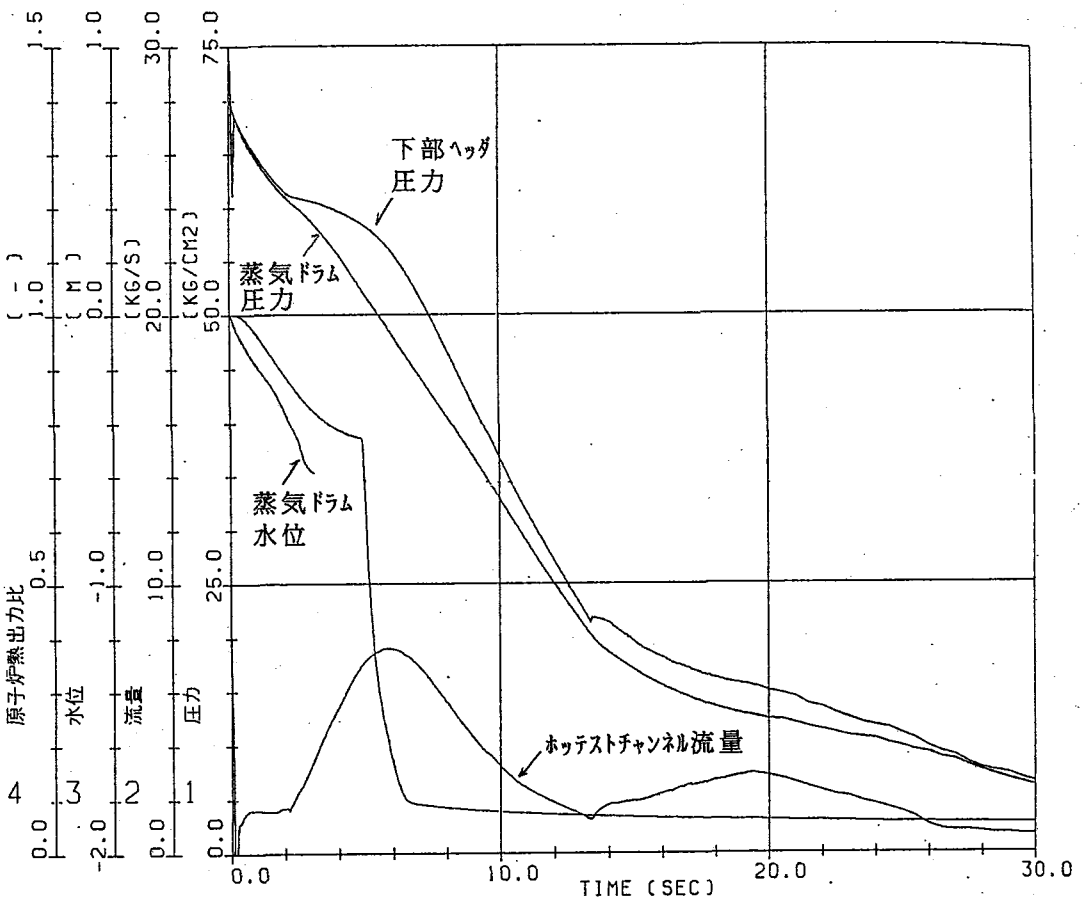
(関連頁10-3-(7))

(関連頁10-3-(10))



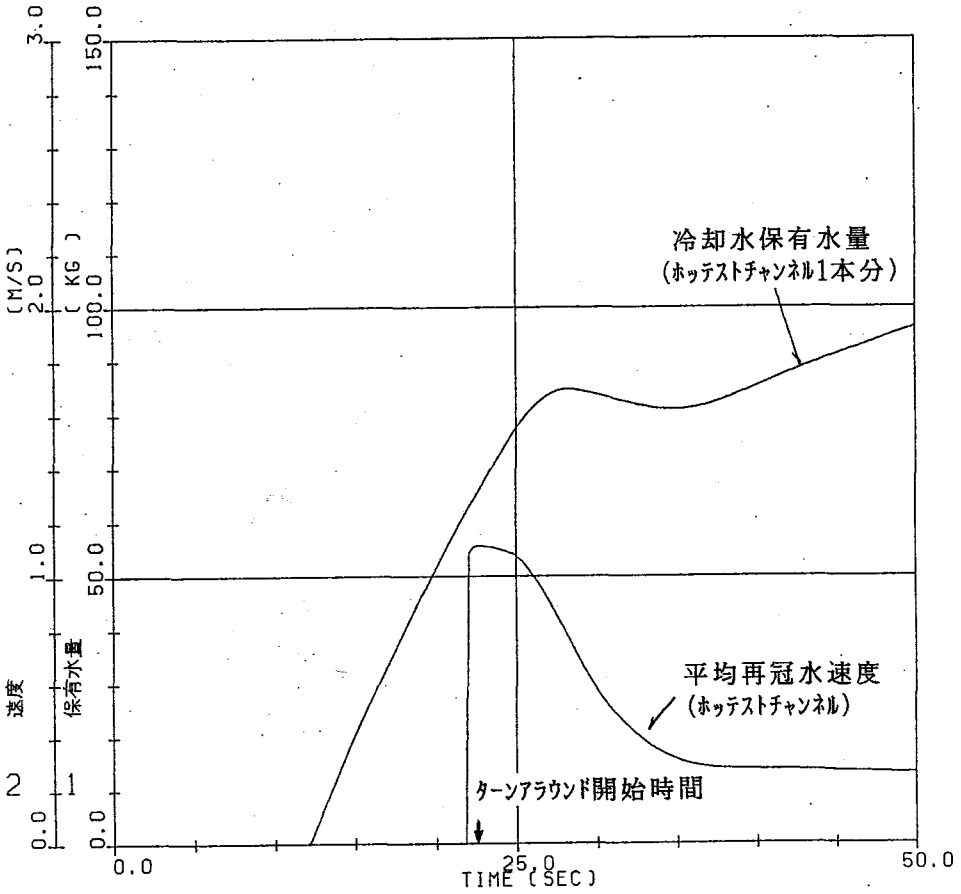
第３．３－２図　冷却材喪失事故時における破断面積に対する燃料被覆管最高温度

(関連頁10-3-(7))
(　〃　10-3-(9))
(　〃　10-3-(10))



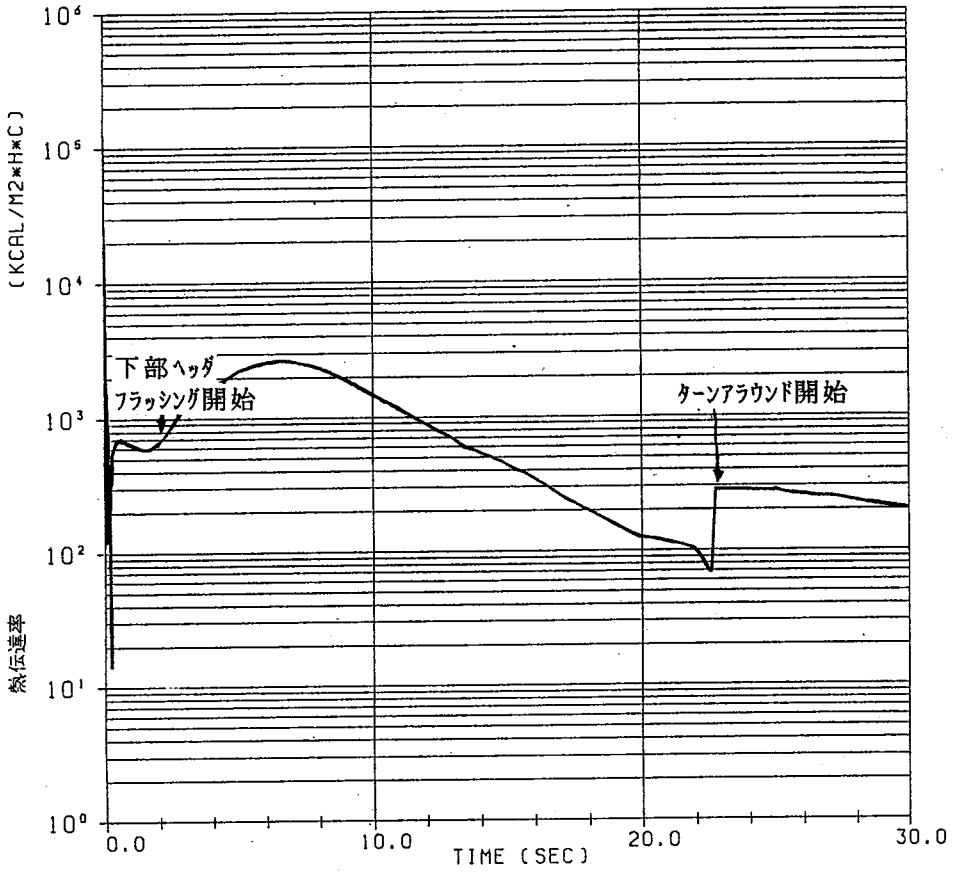
3．3－3図　下降管完全両端破断事故時におけるブローダウン特性

(関連頁10-3-(7))



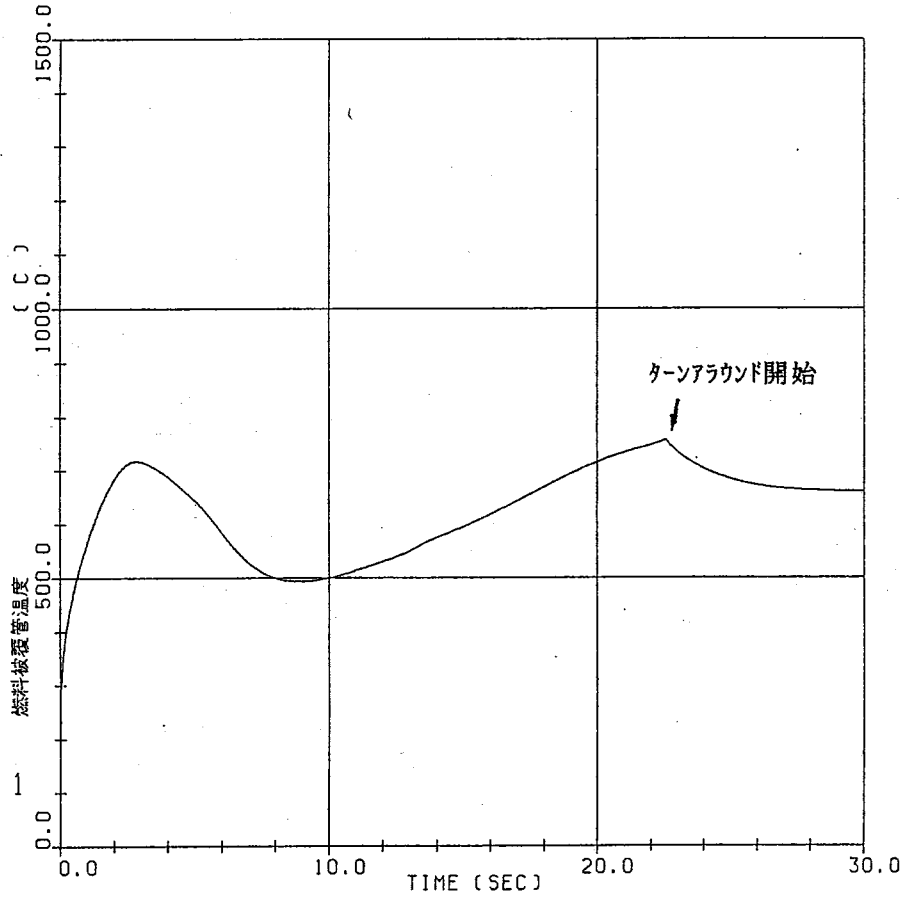
第３．３－４図　下降管完全両端破断事故時における再冠水特性

(関連頁10-3-(7



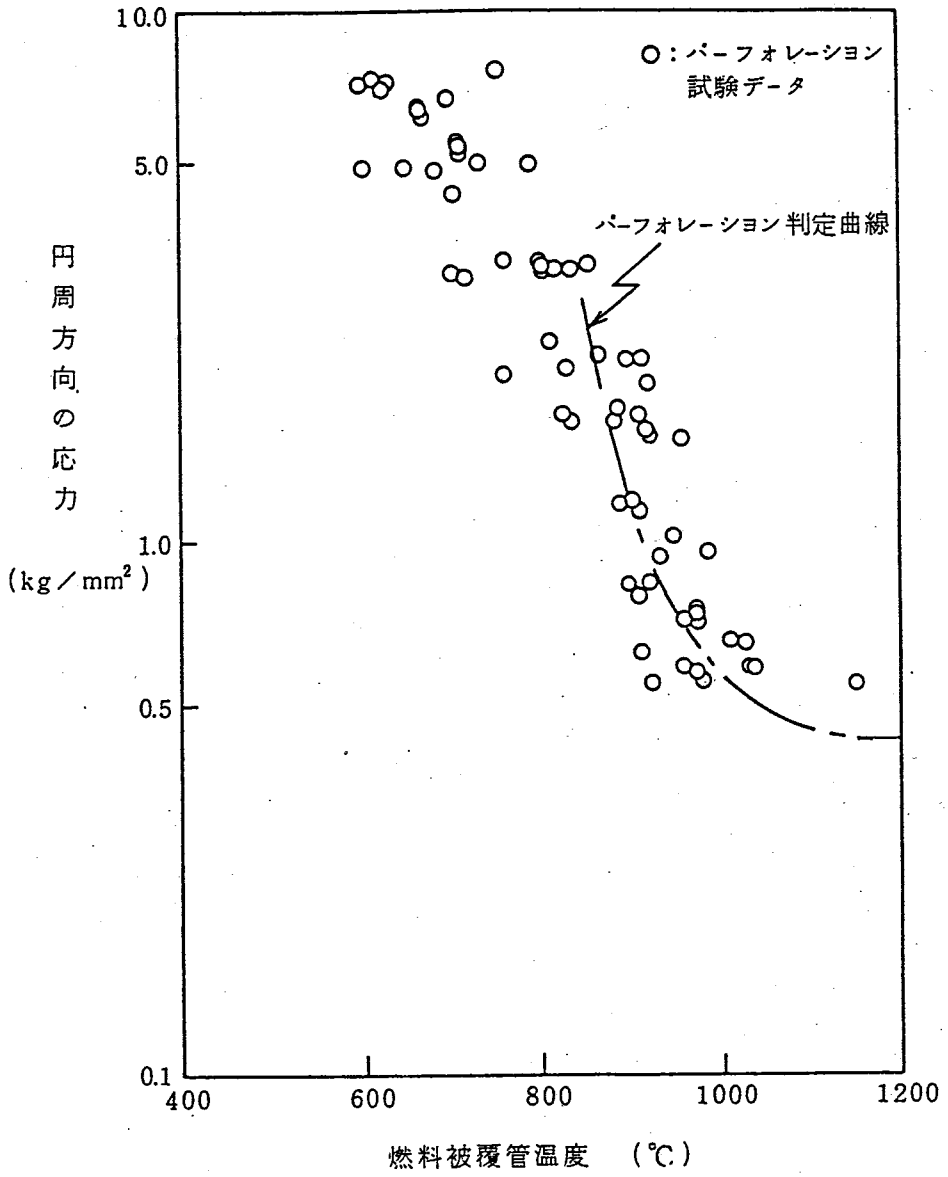
第３．３－５図　下降管完全両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達率の変化

(関連頁10-3-(7))

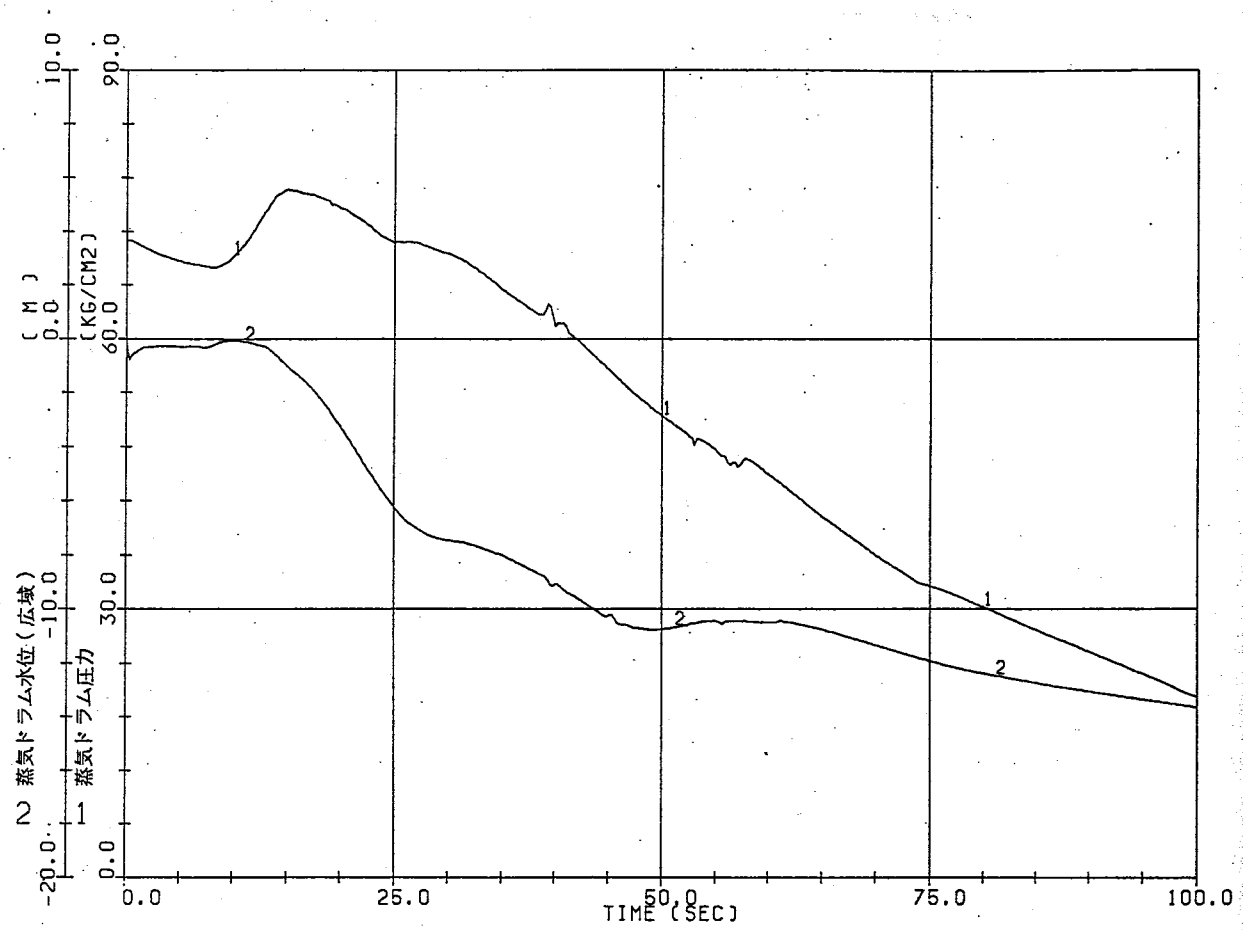


第３．３－６図　下降管完全両端破断事故時における燃料被覆管最高温度を与える位置での燃料被覆管温度変化

(関連頁10-3-(

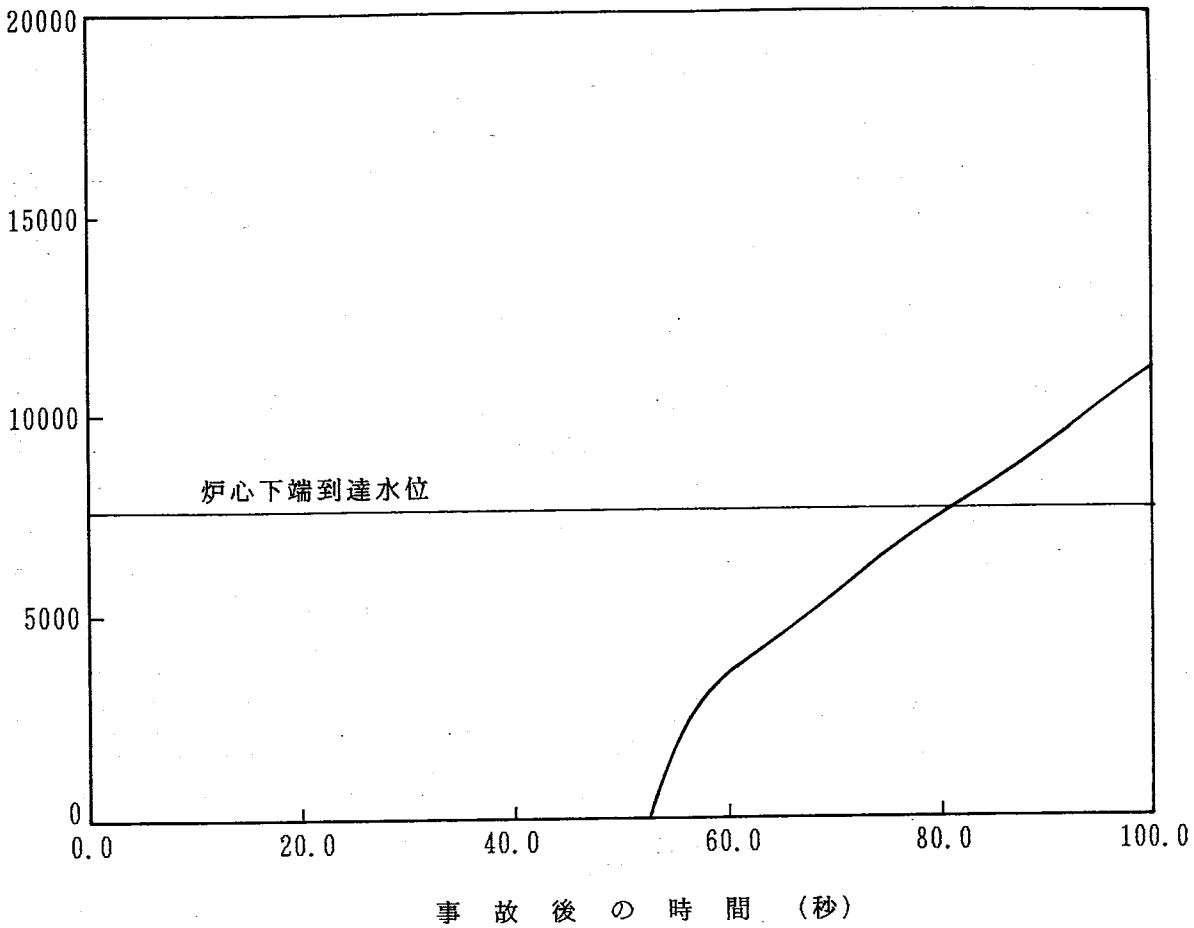


第３．３－７図　燃料被覆に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と応力の関係



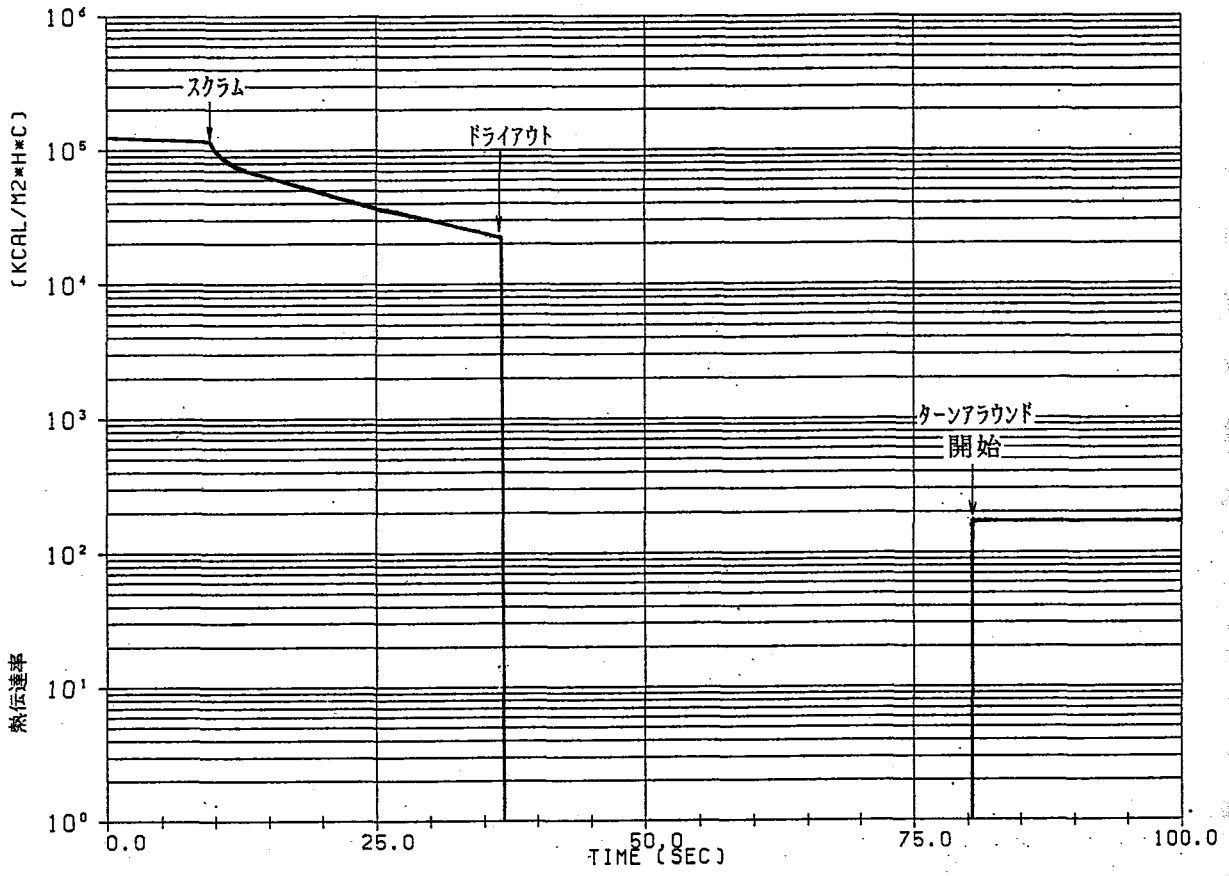
冷却水保有水量(kg)

第3.3－8図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²）におけるブローダウン特性



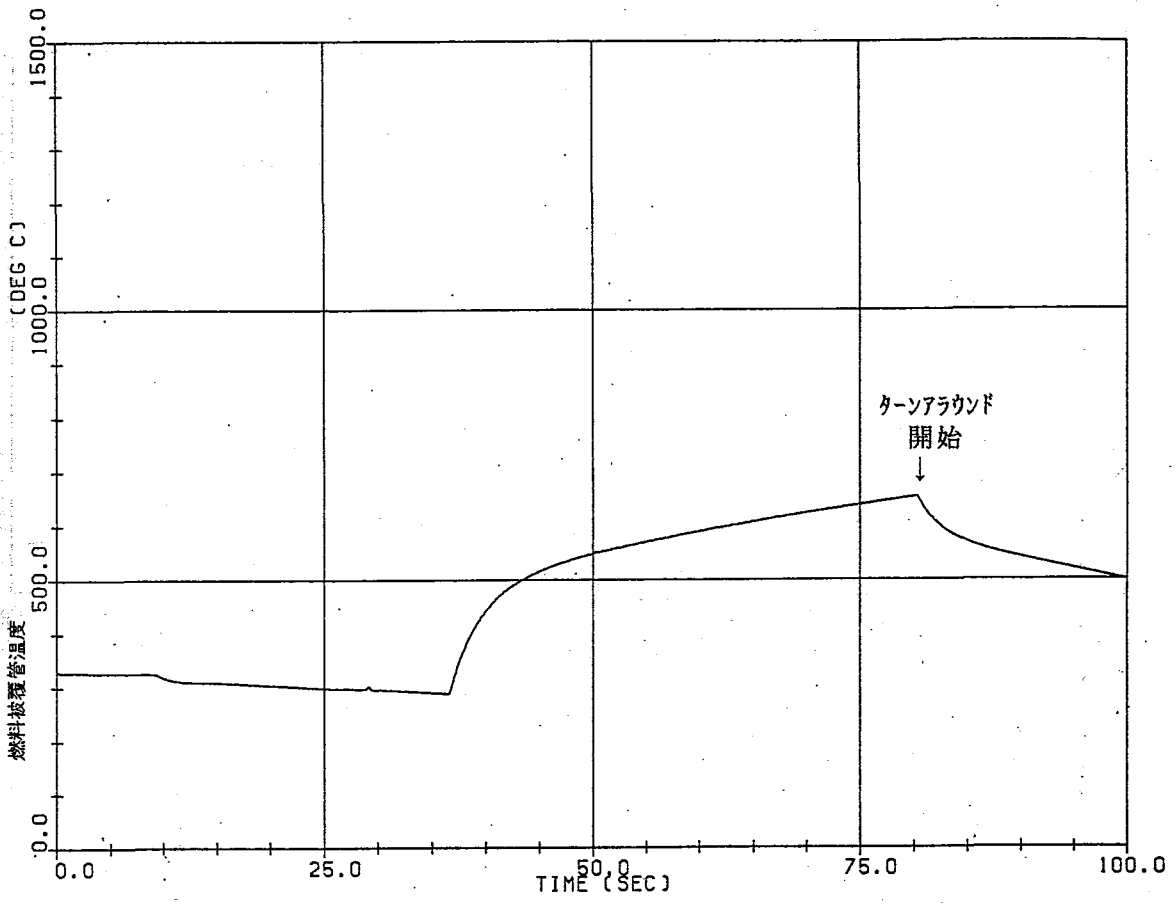
第３．３－９図　中小破断事故時（破断面積0.01076m²）における再冠水特性

（関連頁10-3-(10)）



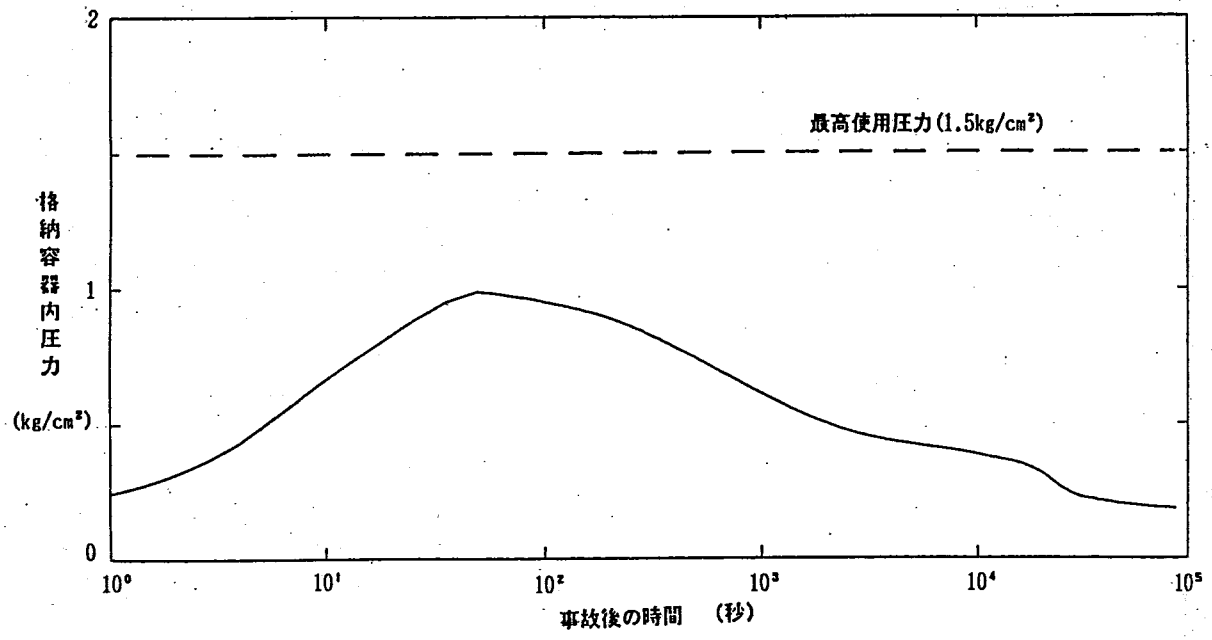
第３．３－１０図　中小破断事故（破断面積0.01076m²）における燃料被覆管最高温度を与える位置での熱伝達率の変化

（関連頁10-3-(



第３．３－１１図　中小破断事故（破断面積0.01076m²）における燃料被覆管最高温度を与える位置での燃料被覆管温度変化

(関連頁10-3-(10))

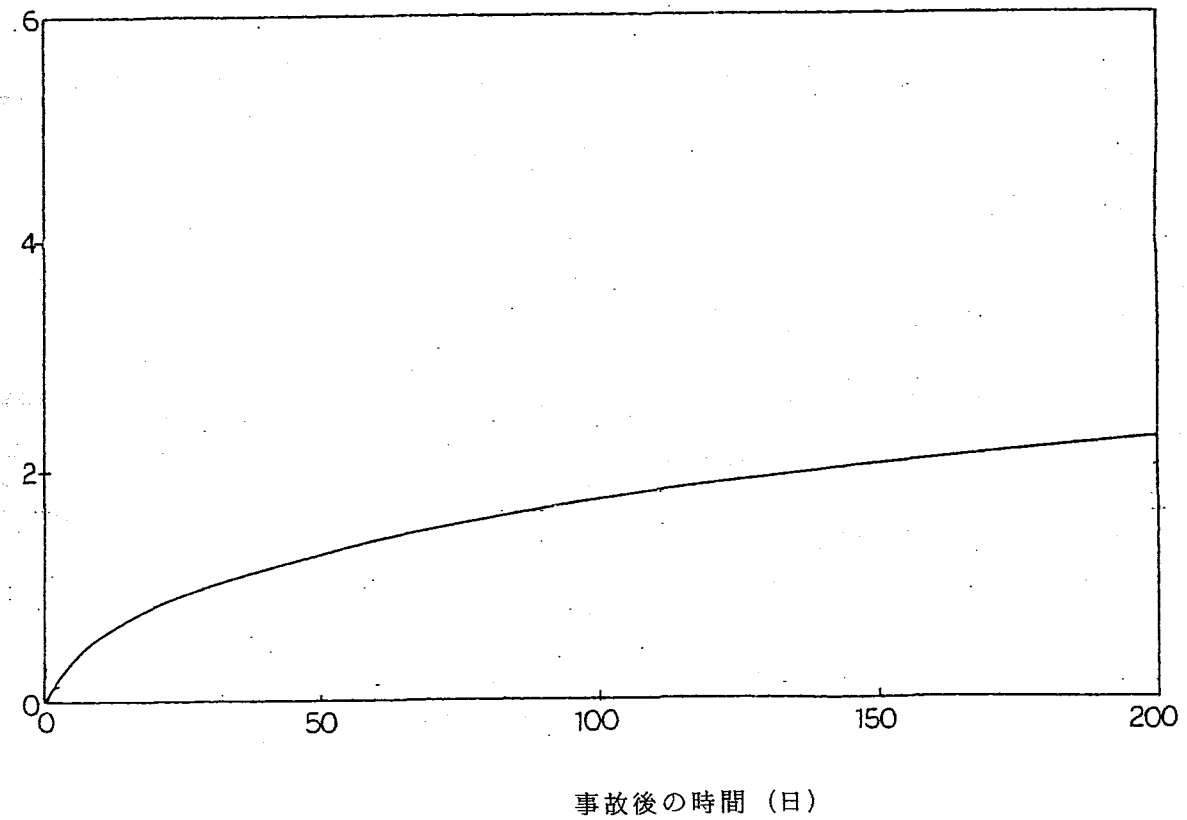


第３．３－１２図　下降管完全両端破断事故時における格納容器内圧力変化

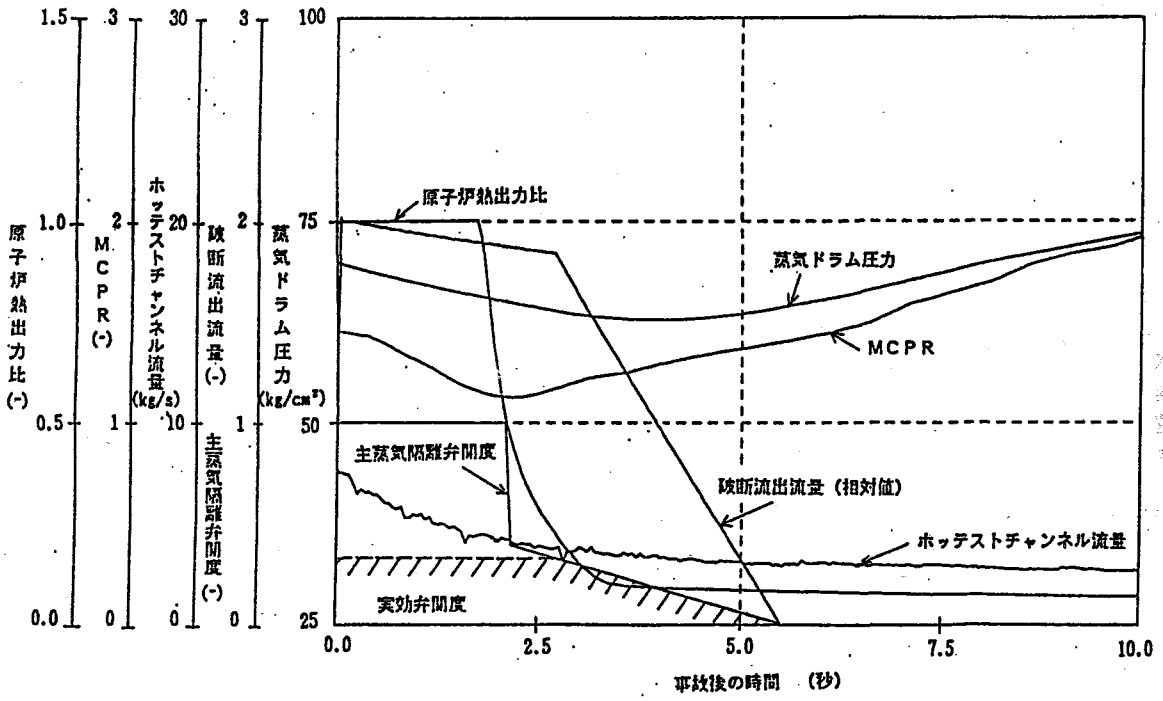
(関連頁10-3-(12

水素濃度

(vol%



第３．３－１３図　冷却喪失事故時の原子炉格納容器内水素濃度変化



第３．５－１図　主蒸気管破断事故解析結果

（関連頁10-3-(20)

4. 重大事故及び仮想事故の評価

前述のとおり，本原子炉施設は事故発生防止のための種々の対策を講じており，さらに各種の事故を想定して評価を行った結果においても，その安全性が十分確保されることを確認した。

ここでは，本原子炉施設の立地の妥当性を判断するため，重大事故及び仮想事故を想定し，各種の工学的安全施設との関連において評価する。

4.1　重大事故

重大事故として冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故の２つの場合を想定する。

4.1.1　冷却材喪失事故

4.1.1.1　事故の想定

(1) 冷却材喪失事故は，「3.3　冷却材喪失事故」で述べたように原子炉冷却材圧力バウンダリーを構成する各種配管の損傷を仮定した場合，冷却材が喪失して，炉心の冷却能力が減少し，燃料被覆管温度が一時的に上昇する事故であり，事故の程度は冷却材の喪失の程度により異なるものである。

(2) 冷却材の喪失が最大となるものは，下降管が瞬時に完全破断する場合である。このような大口径，厚肉の配管の完全破断は，原子炉冷却材圧力バウンダリーの材料選定，十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の健全性の確保，運転開始後の定期的な検査，漏えい検出系による監視等を行うので実際上起こらないと考えられるが，安全評価にあたっては，万全を期すためにこのような瞬時の完全破断を仮定して評価する。

(3) 下降管の瞬時の完全破断を想定した場合でも，ＥＣＣＳにより炉心を冷却するので，「3.3.2.1　ＥＣＣＳの性能解析」の結果に示すように，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の健全性が損なわれることはないが，立地評価のために重大事故を想定するにあたって破断ループ側炉心の燃料被覆管に破損が生じるものと仮定する。

(4) 冷却材の流出に伴って，格納容器の内圧は大気圧以上に上昇するので，格納容器内に放出された核分裂生成物は，わずかずつ格納容器からアニュラス部等に漏えいすることになるが，「3.3.2.3　格納容器の健全性解析」に示すように，格納容器スプレイ系の作動により格納容器内圧が大気圧に低下した後は，格納容器からの核分裂生成物の漏えいは停止する。

(5) 格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物は，アニュラス排気系のチャコールフィルタを経て主排気筒から大気中に放出されるので，ヨウ素の大部分がフィルタで除去される。

4.1.1.2　評価線量の種類

冷却材喪失事故を想定した場合の敷地境界外における被ばく線量は，以下のように2つに分けて計算する。

(1)　主排気筒及び格納容器から大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量，すなわち，ヨウ素吸入による小児甲状腺被ばく線量及び希ガスのγ線による外部全身被ばく線量。

(2)　格納容器内に浮遊している核分裂生成物の外部γ線による全身被ばく線量，すなわち，格納容器のドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び格納容器から外部遮へい建物を透過したγ線による直接線量。

なお，参考として敷地境界外における希ガスのβ線による外部被ばく線量も求める。

4.1.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

①　評価条件

a.　原子炉は事故発生直前まで定格出力の 102% (約568MW)で長期間(1,000日間）運転されていたものとする。

b.　「4.1.1.1　事故の想定」で述べたように燃料から格納容器内に放出される核分裂生成物の量は，破断ループ側炉心の全蓄積量に対し次のような割合とする。

希　ガ　ス	2 %
ヨ　ウ　素	1 %

c.　格納容器内に放出されたヨウ素のうち，有機ヨウ素が占める割合は10%とし，残りの90%は無機ヨウ素とする。

d.　無機ヨウ素については，50%が格納容器や同容器内の機器等に付着し格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機ヨウ素，希ガスについては，この効果は考えない。

e. 格納容器空気再循環系のチャコールフィルタのヨウ素の除去効率は，評価上ひかえめに無機ヨウ素に対して90%，有機ヨウ素に対して70%とする。ただし，格納容器空気再循環系の作動開始時間を事故発生後30分とし，この間はフィルタによるヨウ素の除去は考えないものとする。

f. 格納容器の漏えい率は，事故期間中一定とし，事故時の格納容器圧力に対応する漏えい率を下回らない値である0.5%/dとする。

g. 格納容器からの漏えいは，97%がアニュラス部に生じ，残りの３%はアニュラス部外から生じるものとする。

h. 格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は，アニュラス排気系を経て主排気筒より放出される。アニュラス排気系のチャコールフィルタのヨウ素の除去効率は，評価上ひかえめに90%とする。

i. 事故期間中，非常用炉心冷却設備等の再循環系(以下「再循環系」という。)からは，原子炉補助建屋内に評価上ひかえめに8ℓ/hの漏えいがあるものとする。

j. 再循環水中の放射能量は事故発生直後，ヨウ素の破断ループ側炉心内蓄積量の１%が溶解するものとする。再循環水の体積は 1,300m³とする。

k. 再循環系から原子炉補助建屋内に漏えいした再循環水中のヨウ素の気相への移行率は５%とし，原子炉補助建屋内でのプレート・アウト等によるヨウ素沈着率は50%とする。

l. 事故の評価期間は，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(30日間)とする。

② 評価方法

a. 核分裂生成物の炉心内蓄積量

炉心内に蓄積されるヨウ素の同位元素のうち，核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは，計算の対象外とする。計算の対象とした核種とその炉心内蓄積量は，第4.1-１表

に示すとおりである。

また，希ガスには，Ｘｅ，Ｋｒの同位元素が多数含まれるが，半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので，半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は，第4.1-2表に示すとおりである。

b. 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は，核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から，上記評価条件を用いて，核種毎に計算する。核分裂生成物の大気放出過程の概要は第4.1-1図及び第4.1-2図に示すとおりである。

⑵ 被ばく線量

① 拡散，気象条件

核分裂生成物は主排気筒及び建屋から大気中に放出されるものとし，被ばく線量評価に必要な拡散，気象条件としては，添付書類 6「5.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年６月　原子力委員会)に基づいて計算された相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

② 評価方法

a. 甲状腺被ばく線量

敷地境界外における甲状腺被ばく線量D_I(rem)は（4.1 -1）式で計算する。

$$D_I = R \cdot D\infty \cdot fc \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots \quad (4.1\text{-}1)$$

ここに，

Ｒ　：　人間の呼吸率　(m³/s)

呼吸率Ｒは，事故期間が長いことを考慮してＩＣＲＰの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会Ⅱの報告」[1]に基づく１日平均の呼吸率2.32×10^{-4}（m³/s）を用いる。

Ｄ∞：　ヨウ素を１Ci吸入した場合の成人甲状腺被ばく線量(rem/

Ci）で，(4.1 -2)式で計算する。

$$D\infty = 854 \times \frac{fa \cdot E \cdot Te}{m} \quad \cdots\cdots \quad (4.1\text{-}2)$$

ここに，

fa　：吸入ヨウ素が甲状腺に到達する割合

E　：ヨウ素の１崩壊当たり甲状腺に吸収される有効エネルギー　(MeV/dis)

Te　：ヨウ素の体内での有効半減期　(s)

m　：甲状腺の質量　(＝20ｇ)

fc　：成人の甲状腺被ばく線量を小児甲状腺被ばく線量に換算する係数　(＝4)

χ／Q：相対濃度　(s/m³)

Q_I　：事故期間中のヨウ素の大気放出量　(Ci)

なお，fa，E，Te，mの値として，ＩＣＲＰの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会Ⅱの報告」[1] の値を用いて計算したD∞を第4.1-3表に示す。

また，同表にはヨウ素Ｉ-131が甲状腺に与える影響を１とした場合に，他のヨウ素核種が甲状腺に与える影響の割合をK_Iとして示す。

b.　全身被ばく線量

敷地境界外におけるγ線外部全身被ばく線量Dγ(rem) は(4.1 -3)式で計算する。

$$D\gamma = K_I \cdot D/Q \cdot Q\gamma \quad \cdots\cdots \quad (4.1\text{-}3)$$

ここに，

K_I　：照射線量から全身被ばく線量への換算係数　(＝rem/R)

D／Q：相対線量　(R/Ci)

Qγ　：事故期間中の希ガスの大気放出量（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値）　(Ci)

4.1.1.4　格納容器内浮遊核分裂生成物による被ばく線量

(1)　線源強度

①　評価条件

a.　事故時に炉心から格納容器内に放出された核分裂生成物は，すべて格納容器内に均一に分布するものと仮定し，格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器空気再循環系による除去効果は無視する。

b.　核種の選定にあたって，ヨウ素及び希ガスに関しては，「4.1.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量」で述べたものと同一の核種に着目する。さらにその他の核種として，十分高いエネルギーを持ち，半減期が10分以上の核種を対象とする。

c.　事故発生後，30日間の格納容器内浮遊核分裂生成物による積算線源強度を第4.1-4表に示す。

(2)　被ばく線量

①　スカイシャイン線量

格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して，格納容器内に充満したγ線源を格納容器中心軸上に置いた点線源からの第1散乱束を計算し，それに適当なビルドアップ係数を乗じて，計算点におけるスカイシャイン線量Ds(rem)を求める。計算は，各エネルギー群別に行う。

計算の基本式は(4.1 -4)式のとおりである。

$$D_s = K_1 \sum_{E} \sum_{E'} \int_{r \in V} \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum \sum \mu' \ell \cdot X_m}_{\ell m} \cdot dV \quad \cdots\cdots (4.1\text{-}4)$$

ただし，

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-\sum \sum \mu_i \cdot X_j}_{ij}$$

ここに，

K_1 ： 照射線量から全身被ばく線量への換算係数

(＝1rem/R)

ϕ（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'の線量換算係数

(R/(MeV/m²))

μ i ： 線源エネルギーEにおける物質iの線吸収係数

(m^{-1})

$\mu\ell$ ： 散乱エネルギーE'における物質ℓの線吸収係数

(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 (m^3)

N ： 空気中の電子数密度 (electrons/m³)

$\frac{d\sigma}{d\Omega}$(E，θ)： Klein-Nishina の微分散乱断面積 (m²)

θ ： 散乱角 (steradian)

B（E'，b)： 散乱エネルギーE'のガンマ線の減衰距離b(＝$\Sigma\Sigma_{\ell m}\mu'\ell \cdot Xm$）に対するビルドアップ係数で，次式で表す。

$$B(E',b) = 1 + (0.8-0.214\ln\frac{E'}{1.801})(\Sigma\Sigma_{\ell m}\mu'\ell \cdot Xm)^{a}$$

(E'＞1.801MeV)

$$B(E',b) = 1 + 0.8 \left(\sum_{\ell}\sum_{m} \mu' \ell \cdot Xm\right)^{a}$$

$(E' \leqq 1.801\text{MeV})$

ただし，

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

② 直接線量

格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が，格納容器鋼板及び外部遮へい建物を貫通して計算点に至る直接線量Ｄｄ(rem)の計算は，格納容器を円筒状線源と見なし，各エネルギー群別で行う。

計算の基本式は(4.1 -5)式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{Sv}{4\pi r^2} \cdot F(b) \cdot dV \quad \cdots\cdots \quad (4.1\text{-}5)$$

ここに，

K_1 ： 照射線量から全身被ばく線量への換算係数 $(=1\text{rem/R})$

$K_2(E)$ ： エネルギーＥのγ線に対する照射線量への換算係数 $(\text{R}\cdot/(\text{MeV/m}^2)$

Sv ： 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m^3)

r ： 線源から計算点までの距離 (m)

$F(b)$ ： γ線の減衰率で次式で表す。

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

b ： 減衰距離 $\left(b = \sum_{i=1}^{n} \mu i \cdot ti\right)$

μi ： ｉ番目の物質の線吸収係数 (m^{-1})

ti ： 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

4.1.1.5　評価結果

重大事故として，冷却材喪失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は，

ヨウ素（I-131等価量）　約 5.0 Ci

希ガス（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値）　約 1,900 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

小児甲状腺被ばく線量　約 2.4 rem

外部γ線による全身被ばく線量　約 0.23 rem

となる。

これらの被ばく線量は「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して150rem，全身に対して25rem)を十分下回るものである。

また，β線外部被ばく線量は約29mremである。

評価線量の計算結果の内訳は，第4.1-5表に示すとおりである。

4.1.2　主蒸気管破断事故

4.1.2.1　事故の想定

(1)　主蒸気管破断事故は，「3.5　主蒸気管破断事故」で述べたように格納容器外で主蒸気管1本が破断して破断口から冷却材が流出する事故であり，核分裂生成物が大気中に放出される可能性がある。

(2)　主蒸気管破断事故のうち，冷却材の流出量が最大となるのは主蒸気管が瞬時に完全破断する場合である。このような大口径，厚肉の主蒸気管の完全破断は主蒸気管の材料選定，十分な設計余裕及び厳重な品質管理による主蒸気管の健全性の確保，漏えい検出系による監視等を行うので，実際上起こらないと考えられるが，安全評価に当たっては万全を期するためにこのような瞬時の完全破断を仮定する。

(3)　主蒸気管が破断すると主蒸気隔離弁が直ちに閉鎖され，破断口からの冷

却材の流出は停止する。主蒸気隔離弁が閉鎖される前に放出された核分裂生成物を含んだ冷却材は，高温低湿状態の外気中で飽和空気雲を形成して敷地周辺に移動するものとする。

(4) 主蒸気隔離弁が閉鎖した後，主蒸気隔離弁から蒸気ドラム圧力に応じた蒸気の漏えいがあるものとする。

(5) 主蒸気隔離弁閉鎖後，蒸気ドラム圧力は逃し安全弁，隔離冷却系及び余熱除去系により24時間後に大気圧まで減圧され，主蒸気系からの蒸気の漏えいは停止するものとする。

(6) 大気中に放出される核分裂生成物としては，運転中冷却材中に含まれていたハロゲンの他に燃料棒中の核分裂生成物が冷却材圧力の低下に伴い破損燃料から冷却材中に放出するものとして，これについても主蒸気系から大気中に漏えいするものとする。

4.1.2.2 評価線量の種類

主蒸気管破断事故を想定した場合の敷地境界外における被ばく線量は，大気中に放出されたヨウ素吸入による甲状腺被ばく線量及び希ガスの外部γ線による全身被ばく線量に分けて計算する。

なお，参考として敷地境界外における希ガス及びハロゲンのβ線による外部被ばく線量も求める。

4.1.2.3 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1) 核分裂生成物の放出量の評価

① 評価条件

a. 主蒸気隔離弁閉鎖前に流出する冷却材量は，「3.5.2 事故経過の解析」の(3)において得られている値を使用する。

b. 冷却材中に含まれるハロゲンの濃度は，運転上許容されるヨウ素-131の最大濃度0.28μCi/gに相当するものとし，その組成を拡散組成とする。また，気相のハロゲンの濃度は，液相の濃度の1/50とする。

第4.1 -6表に各核種の濃度を示す。

c. 事故発生後，冷却材圧力の低下に伴い破損燃料から冷却材中へ放出される核分裂生成物の量は，ヨウ素-131については 4,000Ciとする。その他の核分裂生成物の量は平衡組成として求め，希ガスはヨウ素の2倍の放出があるものとする。第4.1-6表に各核種の追加放出量を示す。

d. 主蒸気隔離弁閉鎖前に燃料棒から追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁に達するのは，主蒸気隔離弁閉鎖後であるので，主蒸気隔離弁閉鎖前にこれらの核分裂生成物が破断口から放出されることはないと考えられるが，本評価では主蒸気隔離弁閉鎖前に冷却材中へ放出された核分裂生成物のうち，1%が破断口から放出されるものとする。この場合，主蒸気隔離弁閉鎖前に冷却材中へ放出される核分裂生成物の割合は，放出に時間遅れがありわずかであると考えれらるが，本評価では主蒸気隔離弁閉鎖前の冷却材圧力の低下に比例して放出されるという安全側の仮定を行う。

e. 主蒸気隔離弁閉鎖後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては，冷却材圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。

f. 2本の主蒸気管に設けられている4個の主蒸気隔離弁のうち1個は閉じないものとし，閉鎖した3個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。 各主蒸気隔離弁の設計漏えい率は40%/d（逃し安全弁の最低設定圧力において，蒸気ドラム気相体積に対して）であるが，評価にあたっては劣化等を考慮して4倍の余裕をとり，さらに2本の主蒸気管で3個閉鎖という条件を考慮して，全体で252%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は，蒸気ドラム圧力及び温度に依存するものとする。

g. 主蒸気隔離弁閉鎖後，蒸気ドラム圧力は，逃し安全弁，隔離冷却系及び余熱除去系により24時間以内に大気圧まで減圧されるが，本評価

では24時間で大気圧まで減圧されるものとする。

h. 主蒸気隔離弁閉鎖後，逃し安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気が蒸気放出プール水中に移行するものとし，その蒸気量は蒸気ドラム気相体積の350倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は，被ばくに寄与しないものとする。

i. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち，希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。放出されたヨウ素のうち，有機よう素の存在率は，安全側にみて10%とするが，有機ヨウ素は，気相部に移行するまでに加水分解等により減少するので1/10が瞬時に気相部に達するものとする。有機ヨウ素から分解したヨウ素，無機ヨウ素及びヨウ素以外のハロゲンが気相部にキャリ・オーバーされる割合は2%とする。

上記の評価条件を用いて計算した希ガス及びハロゲンの大気放出過程の概要は第4.1-3図及び第4.1-4図に示すとおりである。

(2) 被ばく線量

① 拡散，気象条件

大気中に放出される核分裂生成物による敷地境界外における被ばく線量の計算は，次の仮定により行う。

a. 主蒸気隔離弁閉鎖前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は，高温低湿状態の外気中で半球状の飽和空気雲を形成するものとする。この場合，飽和空気雲が小さいほど被ばく線量が高くなり，外気条件として温度が高く，相対湿度が低いほど飽和空気雲は小さくなる。本評価では，飽和空気雲の大きさを求めるにあたり，温度として33℃，相対湿度として40%を用いる。

この半球状の飽和空気雲は，短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。

b. 主蒸気隔離弁閉鎖後に，主蒸気隔離弁を通して大気中に漏えいする核分裂生成物は建屋から放出されるものとし，被ばく線量評価に必要

な拡散，気象条件としては，添付書類６「5.5　安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和52年６月　原子力委員会)に基づいて計算された相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

②　評価方法

a.　甲状腺被ばく線量

（ｉ）主蒸気隔離弁閉鎖前

流出した冷却材が外気中で完全蒸発し，半球状の飽和空気雲になるものとする。この半球状の雲が，風により地上を移動する際の甲状腺被ばく線量D_{I1} (rem)は(4.1 -6)式で計算する。

$$D_{I1}=\frac{Q_I}{V}\cdot R\cdot D_\infty\cdot f_c\cdot\frac{d}{u} \qquad \cdots\cdots\cdots \quad (4.1\text{-}6)$$

ここに，

Q_I ：　ヨウ素の放出量　(Ci)

Ｖ　：　半球状雲の体積　($=9.09\times10^4$ m³)

Ｒ　：　呼吸率　(m³/s)

呼吸率Ｒは，事故期間が比較的短いことを考慮し，ＩＣＲＰの「体内放射線の許容線量に関する専門委員会Ⅱの報告」[6]に基づく活動時間中の呼吸率3.47×10^{-4} m³/sを用いる。

D_∞：　ヨウ素を１Ci吸入した場合の成人甲状腺被ばく線量（第4.1-3表に示す。）　(rem/Ci)

ｆｃ：　成人の甲状腺被ばく線量を小児甲状腺被ばく線量に換算する係数　(＝4)

ｄ　：　半球状雲の直径　(＝72m)

ｕ　：　半球状雲の移動の評価のための風速　(＝ 1m/s)

なお，半球状雲が敷地境界外に達するまでの間に核分裂生成物が崩壊することは考慮しない。

(ii) 主蒸気隔離弁閉鎖後

甲状腺被ばく線量D_{I2}(rem)は，「4.1.1　冷却材喪失事故」において甲状腺被ばく線量を求めたのと同様な方法により評価する。

b. 全身被ばく線量

(i) 主蒸気隔離弁閉鎖前

直径d(m)の半球状の空間に核分裂生成物が一様に分布している場合，半球底部の中心点におけるγ線外部全身被ばく線量$D\gamma_1$(rem)は(4.1 -7)式で計算する。

$$D\gamma_1 = 0.25 \frac{Q\gamma}{V} \cdot E\gamma \frac{d}{u} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot \frac{d}{2}}\right) \quad \cdots\cdots\cdots (4.1\text{-}7)$$

ここに，

$Q\gamma$ ： 核分裂生成物の放出量（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値） (Ci)

V ： 半球状雲の体積 ($=9.09\times10^{4}m^{3}$)

$E\gamma$ ： γ線のエネルギー (=0.5MeV)

μ ： 空気に対するγ線の線吸収係数 ($=3.9\times10^{-3}m^{-1}$)

d ： 球状雲の直径 (=72m)

u ： 半球状雲の移動の評価のための風速 (=1m/s)

(ii) 主蒸気隔離弁閉鎖後

主蒸気隔離弁閉鎖後，主蒸気隔離弁を通して大気中に漏えいする希ガス及びハロゲンによるγ線外部全身被ばく線量$D\gamma_2$(rem)は，「4.1.1　冷却材喪失事故」においてγ線外部全身被ばく線量を求めたのと同様な方法により評価する。

4.1.2.5　評価結果

重大事故として，主蒸気管破断事故を想定した場合の大気中に放出される

核分裂生成物の量は，

ヨウ素（I-131等価量）　約 14 Ci

希ガス及びハロゲン（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値）

約 880 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

小児甲状腺被ばく線量　約 23 rem

外部γ線による全身被ばく線量　約 12 mrem

となる。

これらの被ばく線量は，「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して150rem，全身に対して25rem)を十分下回るものである。

また，β線外部被ばく線量は約40mremである。

評価線量の計算結果の内訳は，第4.1-7表に示すとおりである。

4.1.3　判断基準への適合性の検討

重大事故として冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を想定し，各種の工学的安全施設との関連において被ばく線量の評価を行った。その結果は，第4.1-5表及び第4.1-7表に示すとおりである。

これらの表から分かるように，敷地境界外における被ばく線量は，「1.1.3.3 判断基準」の(1)に示すめやすとしての線量（甲状腺（小児）に対して150rem，全身に対して25rem)を十分下回るものである。

4.2　仮想事故

仮想事故としては，重大事故と同様，冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故の２つの場合を考慮する。以下に，重大事故の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1　冷却材喪失事故

4.2.1.1　事故の想定

仮想事故の想定は重大事故の場合とほぼ同様であるが，炉心内から放出される核分裂生成物の量の算定にあたっては，破断ループ側炉心に蓄積されている核分裂生成物のうち希ガスについては 100%，ヨウ素については50%が格納容器内に放出されると仮定する。また，再循環水中へは，炉心に内蔵されているヨウ素の50%が溶解すると仮定する。

4.2.1.2　評価線量の種類

仮想事故として冷却材喪失事故を想定した場合の被ばく線量は，重大事故の場合に述べたように２通りに分けて計算する。さらに国民遺伝線量の見地から，大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身被ばく線量の人口積算値の評価も行う。

4.2.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

上記事故の想定のもとに，重大事故の場合と同様な評価条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程の概要は，第4.2-1図及び第4.2-2図に示すとおりである。

(2)　被ばく線量

①　甲状腺被ばく線量及び外部γ線による全身被ばく線量

大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量の評価は，重大事故の場合と同様の評価条件及び計算式によって行う。

②　全身被ばく線量の人口積算値

a. 仮想事故時に放出される放射性物質による国民遺伝線量への影響は，放射性雲中の希ガスの外部γ線による全身被ばく線量の人口積算値を計算して評価する。この場合，計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し，計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる被ばく線量D(rem) は次式で与えられる。

$$D = \frac{1}{2} K_3 \cdot E \cdot \chi$$

ただし，

$$\chi = \frac{4.65\times10^{-2} Q_N}{u \cdot \theta \cdot x \cdot h} \exp\left\{-2.3 \left(\frac{H}{h}\right)^2\right\}$$

ここに，

K_3	：	換算係数	(dis・m³・rem/(MeV・Ci・h))
E	：	希ガスのγ線エネルギー	(=0.5MeV/dis)
χ	：	放射性雲の地上時間積分濃度	(Ci・h/m³)
Q_N	：	希ガスの大気放出量(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)	(Ci)
u	：	風速	(m/s)
x	：	風下距離	(m)
θ	：	横の拡がり	(deg)
h	：	縦の拡がり	(m)
H	：	放出点の地上高さ	(m)

b. 大気中での拡散条件は，縦の拡がりは英国気象局方式大気安定度F型，横の拡がりは30°一定と仮定するが，対象地点が遠方に及ぶため，平均風速は1.5m/s，放出点は地表面と仮定して計算する。

c. 対象とする方位は，敷地からみて最も人口の多い地域(京都，大阪)を含むようにほぼ南南西方向30°扇形とし，発電所からの距離150kmま

では10km毎，150 ～ 200kmまでは50km毎，200km以遠については100km毎に区分し，各区域内の人口を求める。

d. 現時点での人口集計は，「昭和60年国勢調査報告」[2]により行い，全身被ばく線量の人口積算値を計算する。

また，参考として運転開始後に将来の人口が増加することを仮定して2035年での人口推計[3][4]を行い，将来の全身被ばく線量の人口積算値を推定する。

4.2.1.4 格納容器内浮遊核分裂生成物による被ばく線量

(1) 線源強度

事故後30日間の格納容器内の核分裂生成物による積算線源強度は，重大事故の場合と同様エネルギー別に計算する。その結果は，第4.2-1表に示すとおりである。

(2) 被ばく線量

事故時の格納容器内浮遊核分裂生成物による被ばく線量は，格納容器内に充満した核分裂生成物から放出され，格納容器のドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と，外部遮へい建物を透過したγ線による直接線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故の場合と同様である。

4.2.1.5 冷却材喪失事故時の評価結果

仮想事故として，冷却材喪失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は，

ヨウ素（I-131等価量）	約 250 Ci
希ガス（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値）	約 93,000 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

成人甲状腺被ばく線量	約 29 rem

外部γ線による全身被ばく線量　　約 11 rem

となる。

また全身被ばく線量の人口積算値は，

現在（1985年）人口による積算値　　約 3.3 万人rem

将来（2035年）人口（推計）による積算値　　約 3.5 万人rem

となる。

これらの被ばく線量は，「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して300rem，全身に対して25rem 及び国民遺伝線量の見地からめやすとして示されている参考値 200万人rem)を十分下回るものである。

また，β線外部被ばく線量は約1.5remである。

評価線量の計算結果の内訳は，第4.2-2表，第4.2-4表及び第4.2-5表に示すとおりである。

4.2.2　主蒸気管破断事故

4.2.2.1　事故の想定

仮想事故の想定は重大事故の場合とほぼ同様であるが，核分裂生成物の追加放出は主蒸気隔離弁閉鎖後に瞬時に起こるものとし，主蒸気隔離弁閉鎖後の主蒸気系からの漏えいは，無限時間継続するものとする。

また，主蒸気隔離弁閉鎖後，蒸気放出プール水中に移行する蒸気量は，蒸気ドラム気相体積の200倍/dとする。

4.2.2.2　評価線量の種類

仮想事故として主蒸気管破断事故を想定した場合の評価線量の種類は，重大事故の場合と同様である。さらに国民遺伝線量の見地から希ガス及びハロゲンによるγ線外部全身被ばく線量の人口積算値の評価も行う。

4.2.2.3　大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(1)　核分裂生成物の放出量

上記事故の想定のもとに，重大事故の場合と同様な評価条件及び方法に従って計算する。希ガス及びハロゲンの大気放出過程の概要は，第4.2-3図及び第4.2-4図に示すとおりである。

⑵ 被ばく線量

① 甲状腺被ばく線量及び外部γ線による全身被ばく線量

大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量の評価は，重大事故の場合と同様の評価条件及び計算式によって行う。

② 全身被ばく線量の人口積算値

全身被ばく線量の人口積算値の評価は，冷却材喪失事故の場合と同様の評価条件及び計算式によって行う。

4.2.2.4 評価結果

仮想事故として，主蒸気管破断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は，

ヨウ素（I-131等価量） 約 26 Ci

希ガス及びハロゲン（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値） 約 1,600 Ci

となる。

計算の結果，敷地境界外における最大の被ばく線量は，

成人甲状腺被ばく線量 約 9.5 rem

外部γ線による全身被ばく線量 約 22 mrem

となる。

また，全身被ばく線量の人口積算値は，

現在（1985年）人口による積算値 約 0.062 万人 rem

将来（2035年）人口（推計）による積算値 約 0.064 万人 rem

となる。

これらの被ばく線量は，「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめ

やす線量（甲状腺（成人）に対して300rem，全身に対して 25rem及び国民遺伝線量の見地からめやすとして示されている参考値 200万人rem)を十分下回るものである。

また，β線外部被ばく線量は約75remである。

評価線量の計算結果の内訳は，第4.2-3表，第4.2-4表と及び第4.2-5表に示すとおりである。

4.2.3　判断基準への適合性の検討

仮想事故として冷却材喪失事故及び主蒸気管破断事故を想定し，各種の工学的安全施設との関連において被ばく線量の評価を行った。その結果は，第4.2-2表及び第4.2-3表に示すとおりである。

これらの表から分かるように，敷地境界外における被ばく線量は，「1.1.3.3 判断基準」の⑵に示すめやすとしての線量（甲状腺（成人）に対して300rem，全身に対して25rem)を十分下回るものである。

さらに，全身被ばく線量の人口積算値は，「1.1.3.3　判断基準」⑶に示す200万人remを十分下回る。

4.3 結　論

立地条件の適否を判断するため，重大事故及び仮想事故を想定し，各種の工学的安全施設との関連において被ばく線量の評価を行った。その結果は，それぞれの「判断基準への適合性の検討」の項で示したように，想定したすべての事故に対してその判断基準が満たされることが確かめられた。

したがって，本敷地に設置する本原子炉施設は，「原子炉立地審査指針」の立地条件を十分満足している。

4.4　参考文献

(1)　「体内放射線の許容量に関する専門委員会Ⅱの報告」国際放射線防護委員会，1959，日本放射線同位元素協会，仁科記念財団

(2)　官報（号外特第18号），昭和60年12月24日

(3)　「日本の将来推計人口」（厚生省人口問題研究所，昭和61年12月）

(4)　「都道府県別将来推計人口」（厚生省人口問題研究所，昭和62年１月）

第４．１－１表　ヨウ素の破断ループ側炉心内蓄積量

核種	収率 (%)	半減期	崩壊定数 (d^{-1})	破断ループ側炉心内蓄積量 (Ci)	破断ループ側炉心内蓄積量 (I-131等価量) (Ci)
I-131	2.84	8.06 d	8.60×10^{-2}	6.98×10^{6}	6.98×10^{6}
I-132*	4.21	2.28 h	7.30×10^{0}	1.03×10^{7}	3.73×10^{5}
I-133	6.77	20.8 h	8.00×10^{-1}	1.66×10^{7}	4.49×10^{6}
I-134	7.61	52.6 min	1.90×10^{1}	1.87×10^{7}	3.16×10^{5}
I-135	6.41	6.61 h	2.52×10^{0}	1.57×10^{7}	1.32×10^{6}
合計	—	—	—	6.83×10^{7}	1.35×10^{7}

＊I-132については，先行親核種Te-132の半減期が78時間とI-132の半減期2.28時間に比べ長いので，I-132の減衰計算には，Te-132の崩壊定数$2.13\times10^{-1}d^{-1}$を用いる。なお，収率については 4.21%を用いる。

(関連頁10-4-(4))

第４．１－２表　希ガスの破断ループ側炉心内蓄積量

核種	収率 (%)	半減期	γ線エネルギー (MeV)	破断ループ側炉心内蓄積量 (Ci)	破断ループ側炉心内蓄積量 (γ線0.5MeV換算値) (Ci)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.30×10^{6}	6.51×10^{3}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	3.22×10^{6}	1.02×10^{6}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	1.16×10^{5}	5.08×10^{2}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	6.24×10^{6}	9.90×10^{6}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	8.79×10^{6}	3.43×10^{7}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	9.83×10^{4}	3.93×10^{3}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	4.67×10^{5}	3.92×10^{4}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	1.66×10^{7}	1.50×10^{6}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.60×10^{6}	2.25×10^{6}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	1.63×10^{7}	8.14×10^{6}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	1.54×10^{7}	3.65×10^{7}
合計	—	—	—	7.11×10^{7}	9.37×10^{7}

(関連頁10-4-(4))

第４．１－３表　ヨウ素を１Ｃｉ吸入したときの成人の甲状腺被ばく線量

核　種	fa	E (MeV／dis)	T_e (S)	D_∞ (rem／Ci)	K_I (換算係数)
I-131	0.23	0.23	6.57×10^{5}	1.48×10^{6}	1
I-132	0.23	0.65	8.38×10^{3}	5.35×10^{4}	3.61×10^{-2}
I-133	0.23	0.54	7.52×10^{4}	3.99×10^{5}	2.70×10^{-1}
I-134	0.23	0.82	3.11×10^{3}	2.50×10^{4}	1.69×10^{-2}
I-135	0.23	0.52	2.42×10^{5}	1.24×10^{5}	8.38×10^{-2}

(関連頁10-4-(6))

(関連頁10-4-(14))

第４．１－４表　格納容器内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	積　算　線　源　強　度 (MeV)
0.4	$E \leqq 0.4$	1.3×10^{21}
0.8	$0.4 < E \leqq 1.0$	1.5×10^{21}
1.3	$1.0 < E \leqq 1.5$	2.8×10^{20}
1.7	$1.5 < E \leqq 1.8$	3.7×10^{20}
2.5	$1.8 < E$	2.7×10^{20}

(関連頁10-4-(7))

第４．１－５表　冷却材喪失事故時の被ばく線量（重大事故）

	被　ば　く　線　量		
	小児甲状腺	γ 線 全 身	(β線外部)
放射性雲による線量	約　2.4　rem	約　0.005　rem	(約 29 mrem)
スカイシャイン線量	－	約　0.21　rem	－
直　接　線　量	－	約　0.01　rem	－
合　計	約　2.4　rem	約　0.23　rem	(約 29 mrem)

(関連頁10-4-(10))

(関連頁10-4-(16))

第４．１－６表　ハロゲンの冷却材中濃度及び燃料棒から追加放出される核分裂生成物の量
〔主蒸気管破断事故（重大事故，仮想事故）〕

核　種	収　率 (%)	崩壊定数 (d^{-1})	冷却材中濃度 ($\mu Ci/g$)	冷却材中濃度 (I-131等価量) ($\mu Ci/g$)	冷却材中濃度 (γ線0.5MeV換算値) ($\mu Ci/g$)	追加放出量 (Ci)	追加放出量 (I-131等価量) (Ci)	追加放出量 (γ線0.5MeV換算値) (Ci)
I-131	2.84	8.60×10^{-2}	2.8×10^{-1}	2.8×10^{-1}	2.1×10^{-1}	4.00×10^{3}	4.00×10^{3}	3.05×10^{3}
I-132	4.21	7.30×10^{0}	2.7×10^{0}	9.8×10^{-2}	1.2×10^{1}	5.93×10^{3}	2.14×10^{2}	2.67×10^{4}
I-133	6.77	8.00×10^{-1}	2.0×10^{0}	5.3×10^{-1}	2.4×10^{0}	9.54×10^{3}	2.58×10^{3}	1.16×10^{4}
I-134	7.61	1.90×10^{1}	5.3×10^{0}	9.0×10^{-2}	2.9×10^{1}	1.07×10^{4}	1.81×10^{2}	5.89×10^{4}
I-135	6.41	2.52×10^{0}	3.0×10^{0}	2.5×10^{-1}	9.9×10^{0}	9.03×10^{3}	7.57×10^{2}	2.97×10^{4}
Br-83	0.53	6.96×10^{0}	3.4×10^{-1}		5.0×10^{-3}	7.46×10^{2}		1.12×10^{1}
Br-84	0.97	3.14×10^{1}	6.5×10^{-1}		2.3×10^{0}	1.37×10^{3}		4.77×10^{3}
Mo-99	6.13	2.49×10^{-1}	1.0×10^{0}		3.3×10^{-1}	8.63×10^{3}		2.76×10^{3}
Tc-99m	5.40	2.76×10^{0}	2.6×10^{0}		6.8×10^{-1}	7.61×10^{3}		1.98×10^{3}
ハロゲン合計			1.8×10^{1}	1.3×10^{0}	5.7×10^{1}	5.76×10^{4}	7.73×10^{3}	1.39×10^{5}
Kr-83m	0.53	9.09×10^{0}				1.49×10^{3}		7.45×10^{0}
Kr-85m	1.31	3.71×10^{0}				3.69×10^{3}		1.17×10^{3}
Kr-85	0.29	1.769×10^{-4}				1.33×10^{2}		5.85×10^{-1}
Kr-87	2.54	1.31×10^{1}				7.15×10^{3}		1.13×10^{4}
Kr-88	3.58	5.94×10^{0}				1.00×10^{4}		3.90×10^{4}
Xe-131m	0.040	5.82×10^{-2}				1.13×10^{2}		4.52×10^{0}
Xe-133m	0.19	3.08×10^{-1}				5.35×10^{2}		4.49×10^{1}
Xe-133	6.77	1.31×10^{-1}				1.91×10^{4}		1.72×10^{3}
Xe-135m	1.06	6.38×10^{1}				2.99×10^{3}		2.58×10^{3}
Xe-135	6.63	1.83×10^{0}				1.87×10^{4}		9.35×10^{3}
Xe-138	6.28	7.04×10^{1}				1.77×10^{4}		4.19×10^{4}
希ガス合計	－	－	－	－		8.16×10^{4}		1.07×10^{5}
ハロゲン＋希ガス合計	－	－	1.8×10^{1}	1.3×10^{0}	5.7×10^{1}	1.39×10^{5}		2.47×10^{5}

（関連頁10-4-(12)）

第４．１－７表　主蒸気管破断事故時の被ばく線量（重大事故）

	被ばく線量		
	主蒸気隔離弁閉鎖前	主蒸気隔離弁閉鎖後	合計
小児甲状腺被ばく線量	約 18 rem	約 4.5 rem	約 23 rem
γ線全身被ばく線量	約 4.5 mrem	約 7.2 mrem	約 12 mrem
（β線外部被ばく線量）	（約 15 mrem）	（約 25 mrem）	（約 40 mrem）

（関連頁10-4-(16)）

第４．２－１表　格納容器内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギー（MeV/dis）	エネルギー範囲（MeV/dis）	積算線源強度（MeV）
0.4	E≦ 0.4	6.5×10^{22}
0.8	0.4 ＜E≦ 1.0	7.5×10^{22}
1.3	1.0 ＜E≦ 1.5	1.4×10^{22}
1.7	1.5 ＜E≦ 1.8	1.9×10^{22}
2.5	1.8 ＜E	1.3×10^{22}

（関連頁10-4-(19)）

第４．２－２表　冷却材喪失事故時の被ばく線量（仮想事故）

	被ばく線量		
	成人甲状線	γ線全身	（β線外部）
放射性雲による線量	約　29　rem	約　0.27　rem	（約　1.5　rem）
スカイシャイン線量	－	約　10　rem	－
直接線量	－	約　0.52　rem	－
合計	約　29　rem	約　11　rem	（約　1.5　rem）

（関連頁10-4-(20)）

（関連頁10-4-(22)）

第４．２－３表　主蒸気管破断事故時の被ばく線量（仮想事故）

	被ばく線量		
	主蒸気隔離弁閉鎖前	主蒸気隔離弁閉鎖後	合計
成人甲状腺被ばく線量	約　4.4　rem	約　5.1　rem	約　9.5　rem
γ線全身被ばく線量	約　4.5　mrem	約　17　mrem	約　22　mrem
（β線外部被ばく線量）	（約　15　mrem）	（約　60　mrem）	（約　75　mrem）

（関連頁10-4-(22)）

第４．２－４表　全身被ばく線量の人口積算値

（１９８５年の人口）

原子炉施設からの距離（km）	主な市町村名	人口（万人）	冷却材喪失事故時の積算線量（万人rem）	主蒸気管破断事故時の積算線量（万人rem）
～10	—	—	—	—
10～20	美浜町	1.3	0.06	0.001
20～30	三方町	1.0	0.02	0.0003
30～40	上中町	0.8	0.008	0.0001
40～50	朽木村	0.3	0.002	0.00004
50～60	—	—	—	—
60～70	志賀町	1.6	0.007	0.0001
70～80	京北町	0.7	0.002	0.00004
80～90	京都市，大津市 八木町，園部町	174.0	0.52	0.009
90～100	宇治市，長岡京市 亀岡市，向日市	40.4	0.11	0.002
100～110	高槻市，枚方市 城陽市，八幡市	100.9	0.23	0.004
110～120	豊中市，吹田市 奈良市，寝屋川市	252.1	0.53	0.009
120～130	大阪市，東大阪市 尼崎市，西宮市	488.6	0.93	0.02
130～140	神戸市，堺市 八尾市，松原市	340.7	0.58	0.01
140～150	富田林市，河内長野市 泉大津市，高石市	53.1	0.08	0.001
150～200	和歌山市，岸和田市 和泉市，泉佐野市	151.6	0.21	0.004
200～300	田辺市，阿南市 小松島市，有田市	49.9	0.05	0.009
300～	室戸市	2.5	0.002	0.00003
計	—	1,659.5	3.3	0.062

（関連頁10-4-(20)）

（関連頁10-4-(22)）

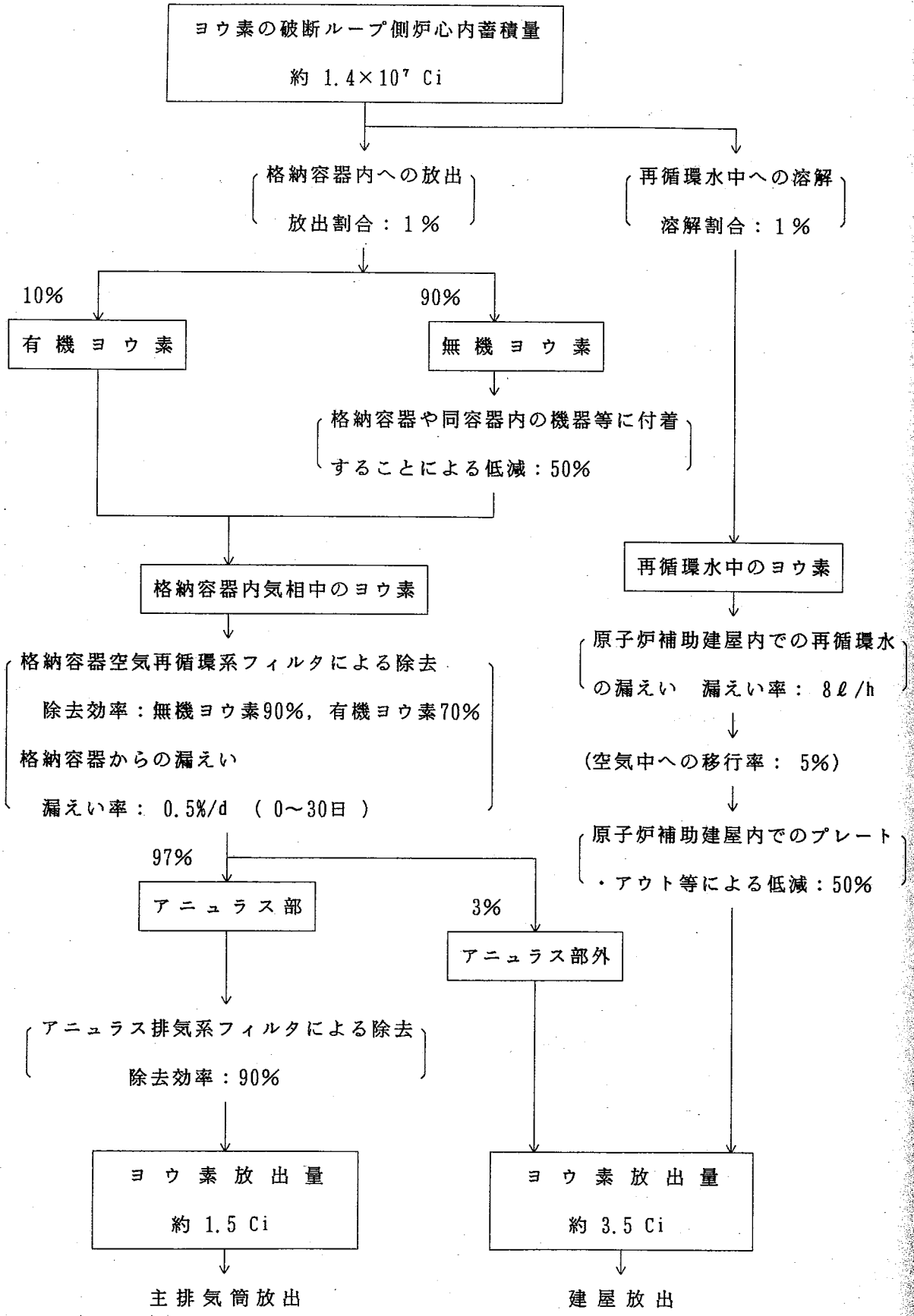
第４．２－５表　全身被ばく線量の人口積算値

（２０３５年の人口）

原子炉施設からの距離 (km)	主な市町村名	人口 (万人)	冷却材喪失事故時の積算線量 (万人rem)	主蒸気管破断事故時の積算線量 (万人rem)
～10	—	—	—	—
10～20	美浜町	1.4	0.06	0.001
20～30	三方町	1.1	0.02	0.0003
30～40	上中町	0.9	0.009	0.0002
40～50	朽木村	0.4	0.003	0.00005
50～60	—	—	—	—
60～70	志賀町	2.4	0.01	0.0002
70～80	京北町	0.7	0.002	0.00004
80～90	京都市，大津市 八木町，園部町	186.8	0.56	0.01
90～100	宇治市，長岡京市 亀岡市，向日市	40.9	0.11	0.002
100～110	高槻市，枚方市 城陽市，八幡市	100.4	0.23	0.004
110～120	豊中市，吹田市 奈良市，寝屋川市	270.8	0.57	0.009
120～130	大阪市，東大阪市 尼崎市，西宮市	511.7	0.97	0.02
130～140	神戸市，堺市 八尾市，松原市	376.4	0.64	0.01
140～150	富田林市，河内長野市 泉大津市，高石市	57.0	0.09	0.002
150～200	和歌山市，岸和田市 和泉市，泉佐野市	147.3	0.21	0.004
200～300	田辺市，阿南市 小松原市，有田市	43.8	0.04	0.0008
300～	室戸市	2.3	0.002	0.00003
計	—	1,744.3	3.5	0.064

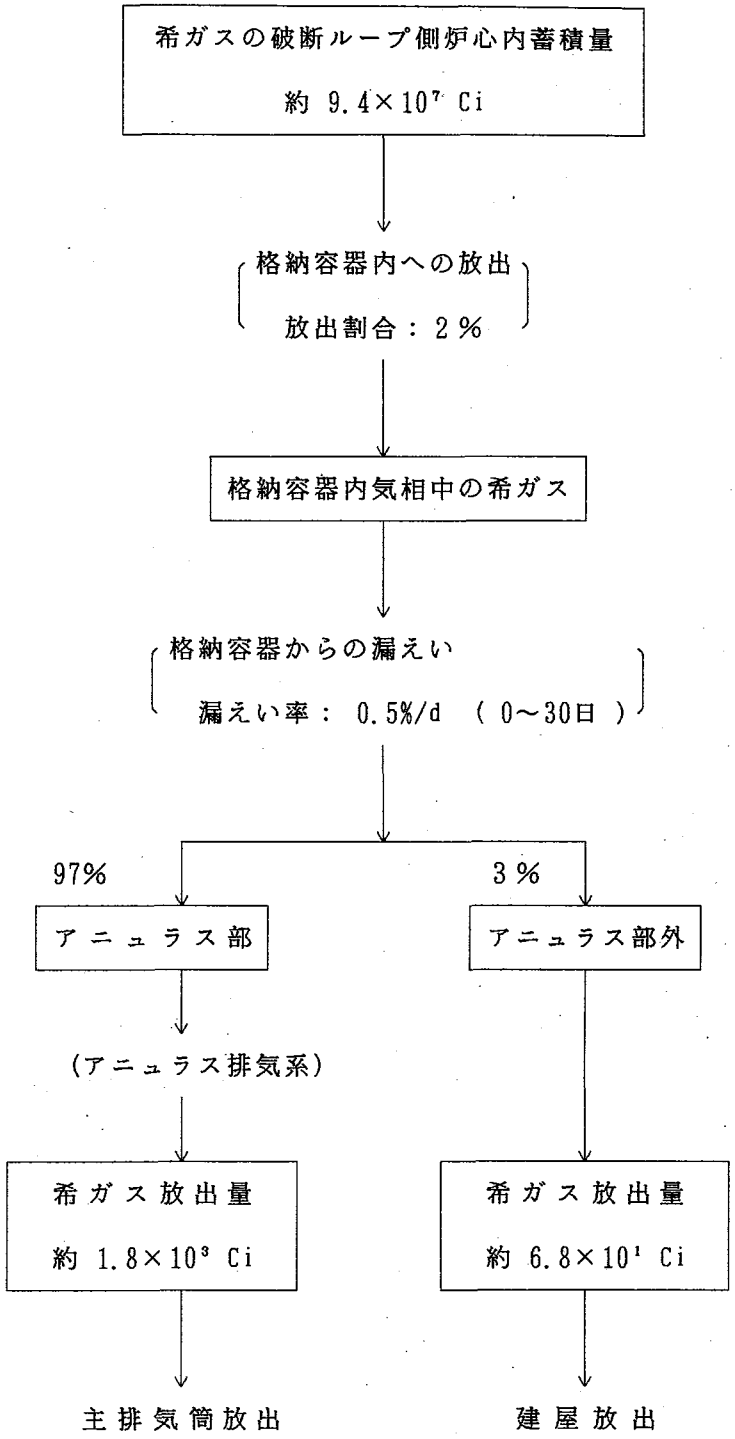
(関連頁10-4-(20))

(関連頁10-4-(22))



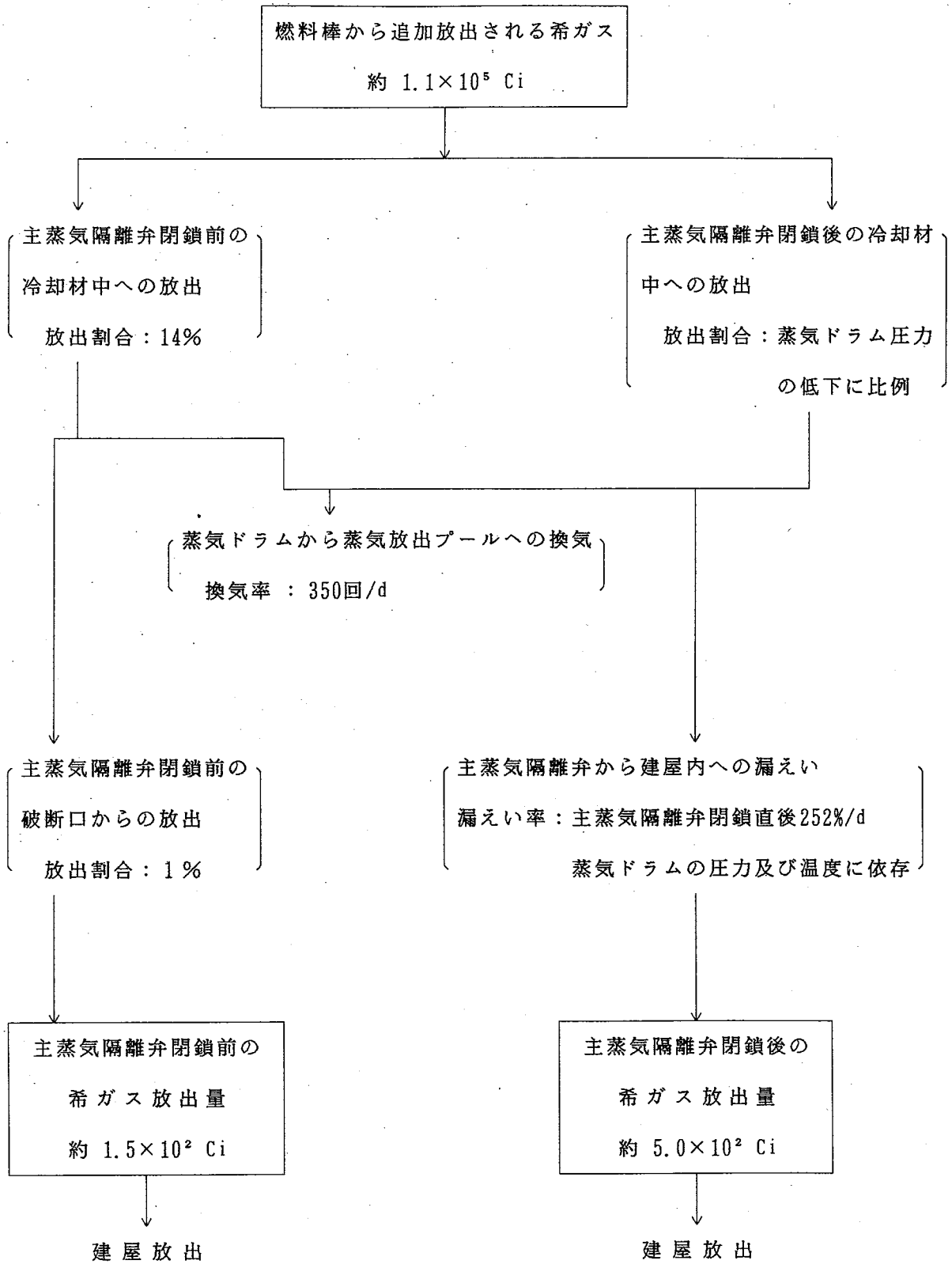
第４．１－１図　冷却材喪失事故(重大事故)時のヨウ素の大気放出過程(Ｉ-131等価量)

(関連頁　10-4-(5))



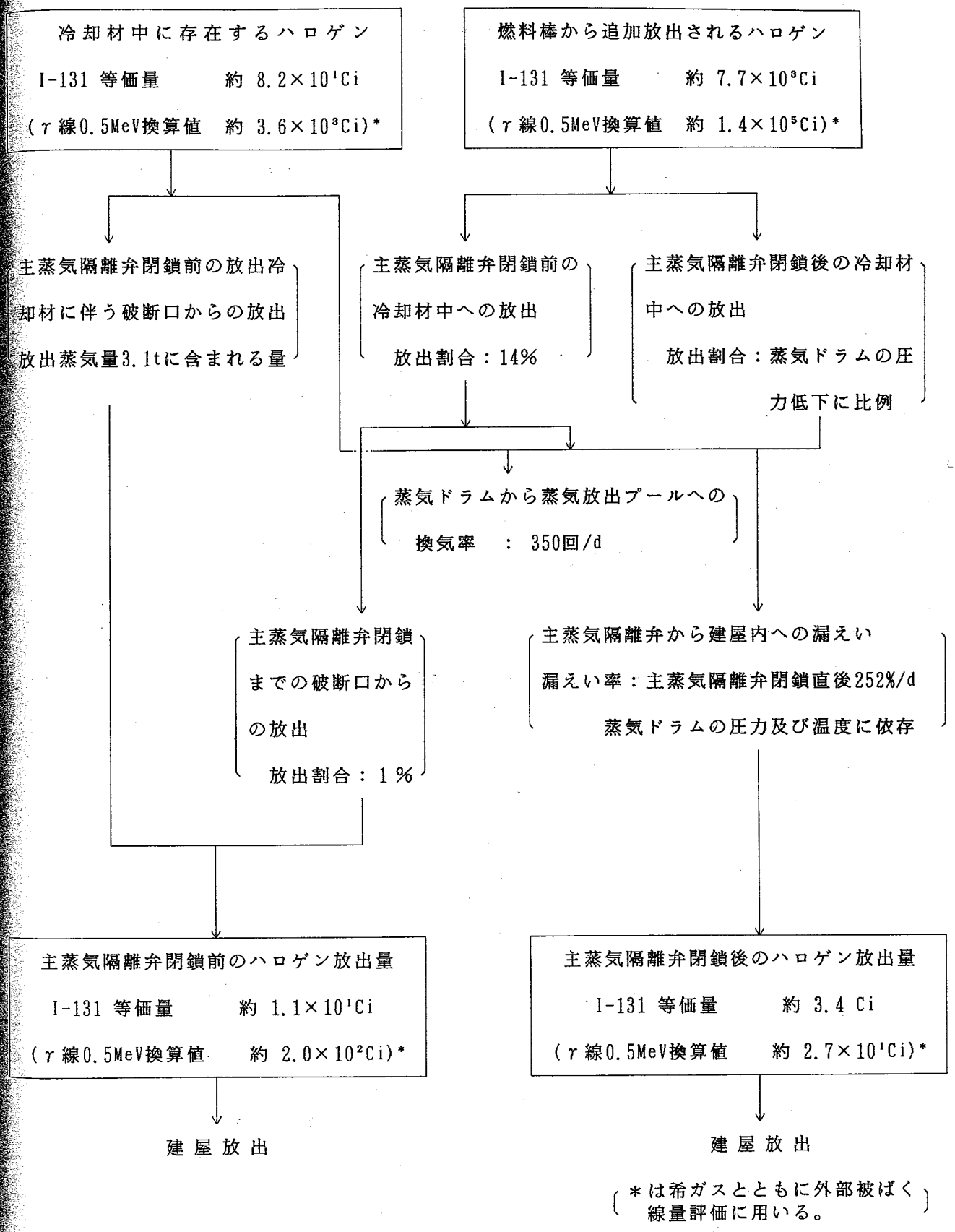
第４．１－２図　冷却材喪失事故(重大事故)時の希ガスの大気放出過程
（γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値）

(関連頁　10-4-(5))



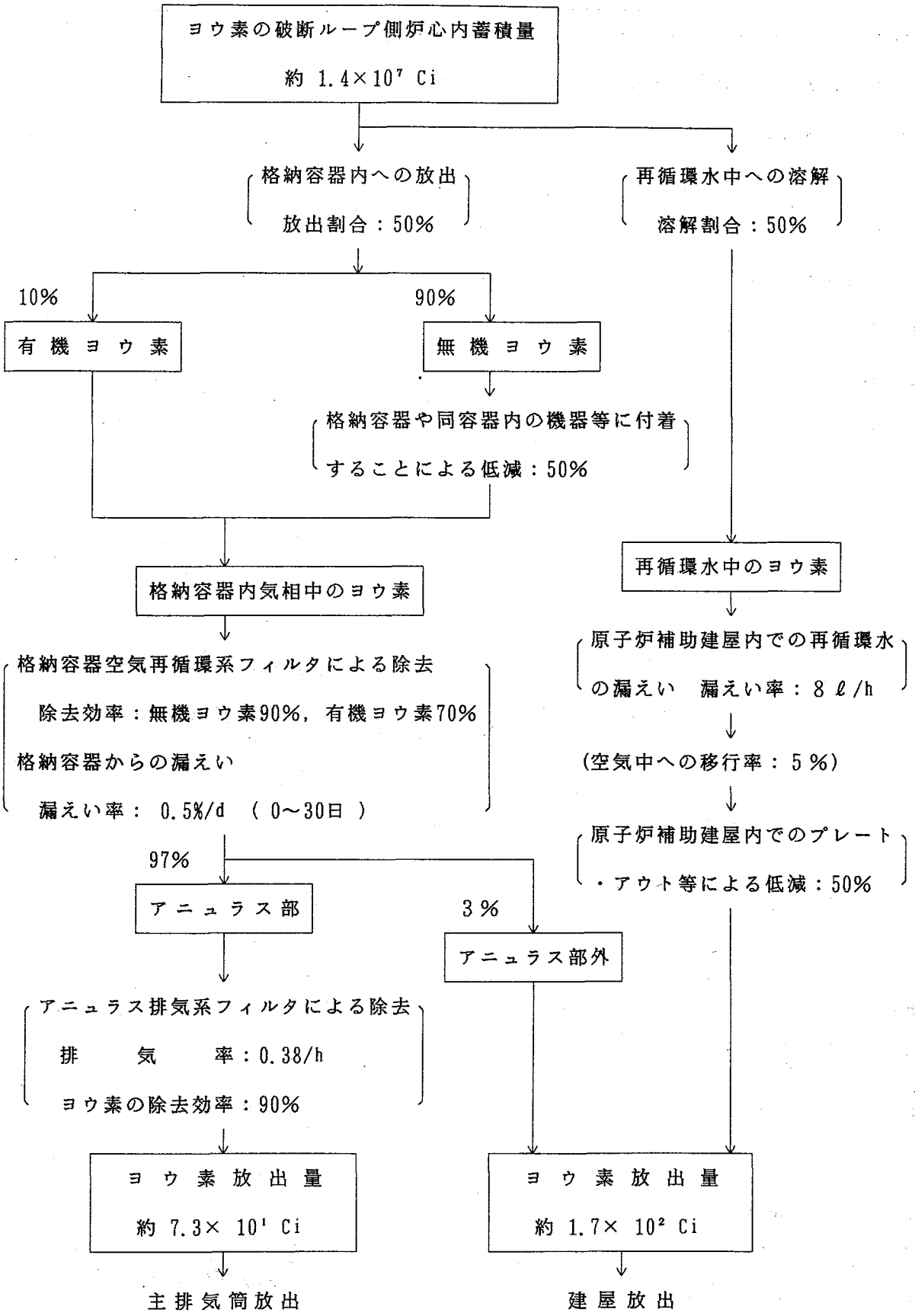
第４．１－３図　主蒸気管破断事故(重大事故)時の希ガスの大気放出過程
(γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)

(関連頁10-4-(13))



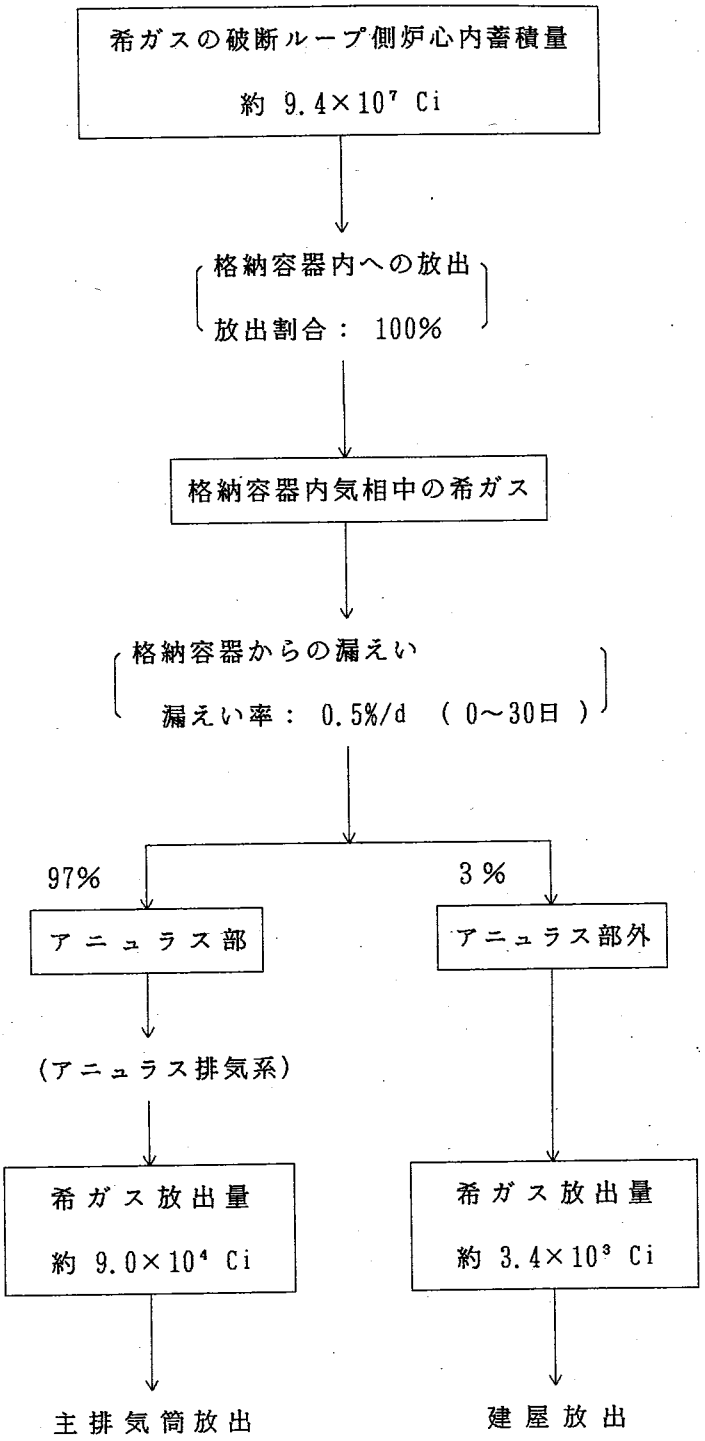
第4.1－4図　主蒸気管破断事故(重大事故)時のハロゲンの大気放出過程

(関連頁10-4-(13))



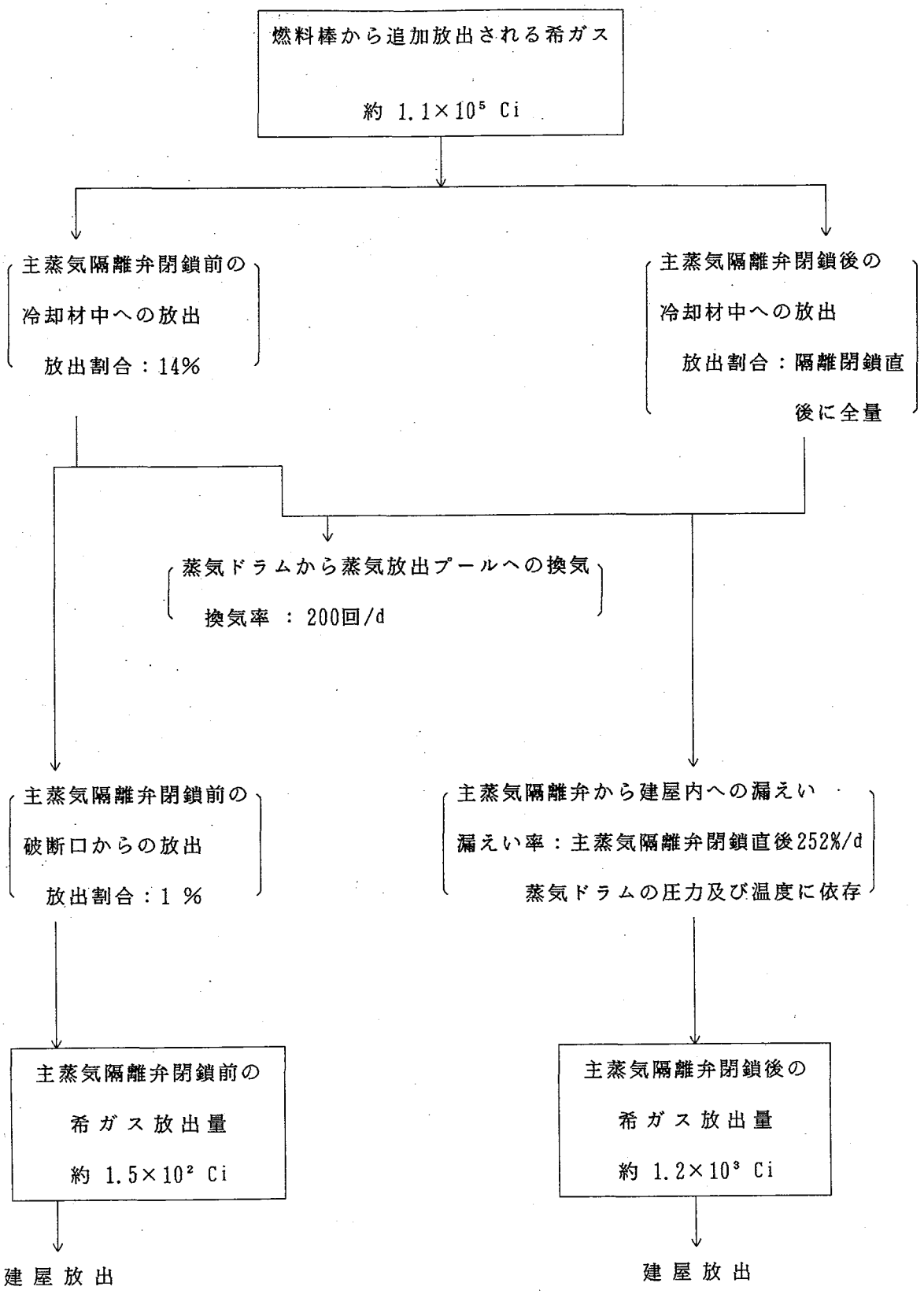
第４．２－１図　冷却材喪失事故(仮想事故)時のヨウ素の大気放出過程(I-131等価量)

(関連頁10-4-(17))



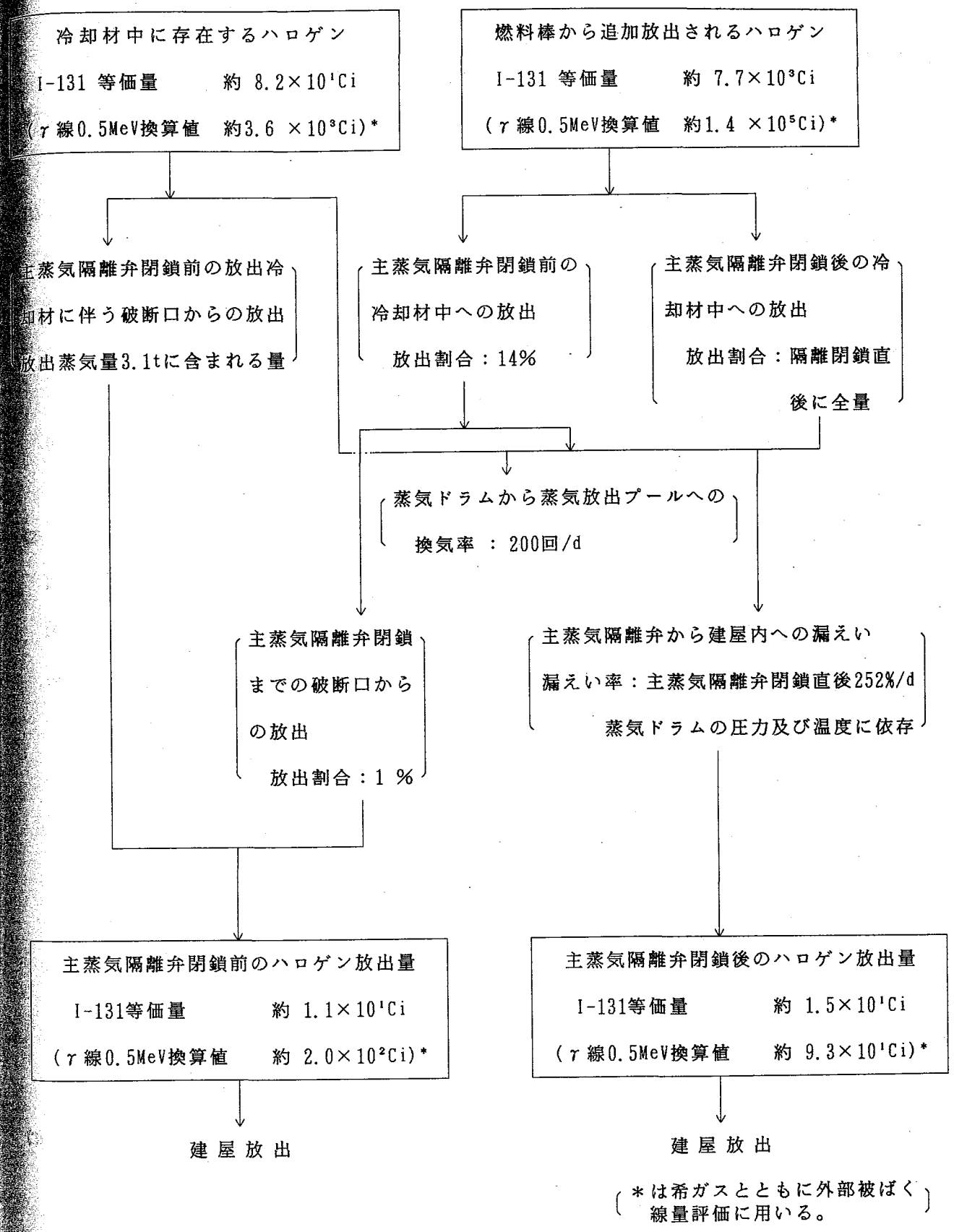
第４．２－２図　冷却材喪失事故(仮想事故)時の希ガスの大気放出過程
(γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)

(関連頁10-4-(17))



第４．２－３図　主蒸気管破断事故(仮想事故)時の希ガスの大気放出過程
(γ線実効エネルギー 0.5MeV換算値)

(関連頁10-4-(21))



第４．２－４図　主蒸気管破断事故(仮想事故)時のハロゲンの大気放出過程

4. 今後の課題

今回作成した「添付書類１０」（案）は，申請者側としては妥当なものと考えられるが，規制側の意向により見直しがあることも考えられる。見直しが予想される事項を以下に示す。

(1) “ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会”の検討結果を参考に，「ふげん」の現行の安全審査指針類への適用について検討したが，現在“原子炉安全委員会基準専門部会　新型転換炉実証炉小委員会”において，ＡＴＲ実証炉の安全審査指針の検討が進められており，昭和６３年夏頃までにその結論が出ると思われる。

したがって，その小委員会の検討結果を踏まえて，「ふげん」の現行の安全審査指針類への適用について見直しする必要がある。

(2) 「給水制御装置の故障」，「冷却材喪失事故」等のようにＡ，Ｂループで挙動が異なる事象がある。これらの事象に関しては，以下のように考えているが，「添付書類１０」における記載方法については検討する必要がある。

(a) 「給水制御装置の故障」においては，非故障ループの給水流量が低下するため，故障ループよりも熱的にわずかに厳しいが，非故障ループの挙動は全給水流量喪失事象に包絡されるため，「添付書類１０」には故障ループの安全評価結果を記載すれば良いと考えられる。

(b) 「ＥＣＣＳの誤注水」においては，冷水の誤注水により冷却材ボイド反応度が投入され，出力の上昇により誤注水されなかったループの方が熱的に厳しくなる。事象選定を含めて本事象の取り扱い方について見直しが必要と考える。

(c) 「冷却材喪失事故」においては，破断ループのホイド増加に伴う冷却材ボイド反応度の投入により出力が上昇し，非破断ループに属する燃料も熱的に厳しくなる場合がある。隔離冷却系等による冷却等を含め，非破断ループの評価方法について検討する必要がある。

(3) 本報告書における「添付書類１０」は，標準燃料集合体について記載したが，「８．付録」に示すように，照射用ガドリニア燃料集合体の方が標準燃料集合体よりも厳しい結果となっているものがある。「添付書類１０」として，どちらの燃料集合体を主に記載すべきか検討する必要がある。

(4) ΔＭＣＰＲが最も大きいのは，「外部電源喪失」時の照射用ガドリニア燃料集合体で，これに
よってＯＬＭＣＰＲが決定している。「添付書類８」の記載内容により，「添付書類１０」にお
ける照射用ガドリニア燃料集合体の解析結果の記載方法を検討する必要がある。

(5) 下記の設備改造が必要である。

(a) 所内常用電源喪失スクラム信号の高速化

(b) ＲＰＭバイパス領域の制御棒引抜き禁止

(c) Ｒ／Ｂ，Ｆ／Ｂ換気系（モニタ含む）の改造

れに

にお

5. 結　言

“ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会”の検討結果を参考に，照射用ガドリニア燃料集合体装荷に係る「ふげん」の安全解析，評価結果をもとに，「添付書類１０」の現行の安全審査指針類の対応についてまとめ，「添付書類１０」の改定案を作成した。

6. 謝　辞

本報告書をまとめるに当たっては，動力炉建設運転本部原子炉第一課の松本光雄氏，大洗工学センターＡＴＲ安全工学室の速水義孝氏，緑川浩氏，楠博行氏並びに原雅剛氏，㈱日立製作所の真野多喜夫氏をはじめ多くの方々に御協力，御助言を頂きました。ここに謹んで感謝の意を表します。

7．　参考文献

(1)　大成出版社；原子力安全委員会安全審査指針集，1984年版

(2)　㈱日立製作所；新型転換炉実証炉基本設計最終成果報告書，昭和61年10月

(3)　ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会；「ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会」報告書，－新型転換炉実証炉の安全性の審査の基本的な考え方について－，昭和60年７月

(4)　㈱開発計算センター；現行指針類に基づく「ふげん」の安全解析（Ｉ）報告書，PNC ZJ3381 87-002，1987年９月

(5)　㈱日立製作所；新型転換炉燃料の開発のための安全解析（Ｉ）成果報告書，PNC ZJ3124 87-017，昭和62年10月

(6)　新型転換炉原型炉ふげん　安全解析データシート，PNC SN3450 88－001，1988年３月

(7)　「ふげん」安全解析　格納容器内挙動評価，新型転換炉安全工学室 Research Memo SEL-R-87047 訂１

(8)　新型転換炉「ふげん」　主蒸気管（格納容器外）の破損事故，新型転換炉安全工学室 Research Memo SEL-R-88003

8. 付　録

付録1　「ふげん」安全評価代表事象の選定について

付録2　照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果

付録１

「ふげん」安全評価代表事象の選定について

「ふげん」安全評価代表事象の選定について

「ふげん」の安全評価代表事象は，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（昭和５３年９月２９日）」を準用し，“ＡＴＲ実証炉安全審査指針検討会”での検討結果及び“原子炉安全基準専門部会　新型転換炉実証炉小委員会”での検討経緯並びに事象シーケンスに基づいて選定した。想定される事象は，付図１－１～付図１－14に示す事象シーケンスをもとに下記の事象毎にまとめ，判断基準に対して最も厳しくなる事象を代表事象とした。

このようにして選定した「ふげん」の安全評価代表事象を付表１－１，付表１－２に他炉型の代表事象と比較して示す。また，付表１－３，付表１－４に想定される事象とその代表事象のまとめを，付表１－５，付表１－６に代表事象選定理由を示す。

(1)　炉心内の反応度又は出力分布の異常な過渡変化

(a)　起動時の反応度投入

(b)　出力分布の歪を伴う反応度投入

(c)　出力分布の歪を伴わない反応度投入

(2)　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(a)　炉心流量の減少

(b)　炉心入口サブクール度の増加

(c)　炉心入口サブクール度の減少

(3)　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

(a)　原子炉冷却材保有量の増加

(b)　原子炉冷却材保有量の減少

(c)　原子炉冷却材圧力の上昇

(d)　原子炉冷却材圧力の低下

付表１－１　代表事象の炉形比較（運転時の異常な過渡変化）

事象	ＡＴＲ			ＢＷＲ	ＰＷＲ
	「ふげん」（初安審）	「ふげん」（本検討結果）	実証炉（予定）		
1．炉心内の反応度又は出力分布の異常な過渡変化	(1) 起動事故（起動時における制御棒引抜き）	(1) 起動時における制御棒引抜き	(1) 起動時における制御棒引抜き	(1) 起動時における制御棒引抜き	(1) 未臨界状態からの制御棒クラスタバンクの異常な引抜き
	(2) 出力運転中制御棒引抜き事故	(2) 出力運転中の制御棒引抜き	(2) 出力運転中の制御棒引抜き	(2) 出力運転中の制御棒引抜き	(2) 出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き
	(3) 制御棒落下事故				(3) 制御棒クラスタ落下及び不整合
	(4) 重水ポイズン反応度事故（減速材中ポイズンの異常な除去）	(3) 減速材中ホウ酸の異常な除去	(3) 減速材中ホウ酸の異常な除去		(4) １次冷却材中のほう素の異常な希釈
		(4) 減速材温度の異常な上昇	(4) 減速材温度の異常な上昇		
	(5) 重水レベル変化事故				
	(6) 重水ダンプ後の再起動事故				
	(7) 燃料交換時事故（新燃料の急速挿入）				
2．炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	(1) 電源喪失	(1) 外部電源喪失	(1) 外部電源喪失	(1) 外部電源喪失	(1) 外部電源喪失
		(2) 給水加熱喪失	(2) 給水加熱喪失	(2) 給水加熱喪失	
				(3) 再循環停止ループの誤起動	(2) １次冷却系停止ループの誤起動
				(4) 再循環流量制御系の誤動作	
	(2) ポンプ電源の喪失（再循環ポンプ全台トリップ）	(3) 再循環ポンプの故障	(3) 再循環ポンプの故障	(5) 再循環ポンプの故障	(3) １次冷却材流量の部分喪失
					(4) 蒸気負荷の急増
					(5) ２次冷却系の異常な減圧
					(6) 蒸気発生器への過剰給水
					(7) 蒸気発生器への主給水喪失

付表１－１　代表事象の炉形比較（運転時の異常な過渡変化）

					(7) 蒸気発生器への主給水喪失

付表１－１　代表事象の炉形比較（運転時の異常な過渡変化）

事象	ATR			BWR	PWR
	「ふげん」（初安審）	「ふげん」（本検討結果）	実証炉（予定）		
3．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	(1) 蒸気加減弁，タービン主塞止弁の閉鎖（タービンバイパス弁作動，不作動）	(1) 負荷の喪失（発電機負荷遮断）	(1) 負荷の喪失	(1) 負荷の喪失	(1) 負荷の喪失
	(2) 主蒸気隔離弁の閉鎖	(2) 主蒸気隔離弁の閉鎖	(2) 主蒸気隔離弁の閉鎖	(2) 主蒸気隔離弁の閉鎖	
		(3) 給水制御装置の故障	(3) 給水制御装置の故障	(3) 給水制御系の故障	
	(3) 初圧調整装置の故障	(4) 圧力制御装置の故障	(4) 圧力制御装置の故障	(4) 圧力制御装置の故障	
	(4) 給水喪失事故（全給水流量の喪失）	(5) 全給水流量の喪失	(5) 全給水流量の喪失	(5) 全給水流量の喪失	
					(2) 1次冷却系の異常な減圧
	(5) 冷水注入事故				(3) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

付表１－２　代表事象の炉形比較（事故）

事　　象	ＡＴＲ			ＢＷＲ	ＰＷＲ
	「ふげん」（初安審）	「ふげん」（本検討結果）	実証炉（予定）		
1．炉心冷却能力の低下	(1) ポンプの機械的停止（再循環ポンプ軸固着事故）	(1) 再循環ポンプ軸固着事故	(1) 再循環ポンプ軸固着事故	(1) 再循環ポンプ軸固着事故	(1) １次冷却材ポンプ軸固着事故
					(2) １次冷却材流量喪失事故
					(3) 主給水管破断事故
	(2) 流路閉塞				
2．冷却材喪失	(1) 冷却材喪失事故（再循環ループ破断）	(1) 冷却材喪失事故	(1) 冷却材喪失事故	(1) 冷却材喪失事故	(1) １次冷却材喪失事故
	(2) 圧力管外部破断				
	(3) 圧力管内部破断				
3．廃棄物処理設備の破損		(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故	(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故	(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故	(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故
4．主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損	(1) 主蒸気管破断事故（格納容器外）	(1) 主蒸気管破断事故	(1) 主蒸気管破断事故	(1) 主蒸気管破断事故	(1) 主蒸気管破断事故
					(2) 蒸気発生器伝熱管破損事故
5．燃料取扱いに伴う事故	(1) 燃料取扱事故	(1) 燃料取扱事故	(1) 燃料取扱事故	(1) 燃料取扱事故	(1) 燃料取扱事故
6．制御棒の抜け出し等による事故	(1) 制御棒駆動系故障（数本の制御棒不挿入）			(1) 制御棒落下事故	(1) 制御棒クラスタ飛出し事故
7．その他		(1) 重水漏えい事故	(1) 重水漏えい事故		

付表１－３　運転時の異常な過渡変化事象

現象		想定される事象	代表事象
炉心内の反応度又は出力分布の異常	起動時の反応度投入事象	(1) 起動時の誤操作による制御棒引抜き (2) 起動時の原子炉出力制御装置の故障による制御棒引抜き (3) 重水ダンプ後の再起動	起動時における制御棒引抜き
	出力分布の歪を伴う反応度投入事象	(1) 出力運転時の原子炉出力制御装置の故障又は誤操作による制御棒引抜き (2) 出力運転時の制御棒駆動装置の故障による制御棒落下 (3) 燃料交換機の故障による新燃料の急速挿入	出力運転時の制御棒引抜き
	出力分布の歪を伴わない反応度投入事象	(1) 重水浄化系故障による減速材中ボイズンの異常な除去 (2) 重水浄化系の誤操作による減速材中ボイズンの異常な除去 (3) ポイズン供給系の故障又は誤操作によるポイズン注入の失敗 (4) 重水レベル変化	減速材中ホウ酸の異常な除去
		(1) 重水冷却系の故障又は誤操作による重水温度上昇	減速材温度の異常な上昇
炉心内の熱発生量又は熱除去の異常な変化	炉心流量の増加	(1) 再循環ポンプ速度切替装置の故障又は誤操作による再循環ポンプ速度誤切替	―――

現象		想定される事象	代表事象
炉心内の熱発生量又は熱除去の異常な変化	炉心流量の減少	(1) 再循環ポンプ速度切替装置の故障又は誤操作による再循環ポンプ速度誤切替 (2) 再循環ポンプシール注排水系異常による再循環ポンプ速度切替遮断器開放 (3) 外部電源喪失による再循環ポンプトリップ	外部電源喪失
		(1) 駆動用電源（1母線）の故障による再循環ポンプトリップ	再循環ポンプの故障
	炉心入口サブクール度の増加	(1) 給水加熱器へのタービン抽気管弁類故障による給水加熱喪失 (2) 原子炉冷却材浄化系循環流量の増加 (3) 原子炉冷却材浄化系熱除去量の増加	給水加熱喪失
	炉心入口サブクール度の減少	(1) 原子炉冷却材浄化系循環流量の減少 (2) 原子炉冷却材浄化系熱除去量の減少	全給水流量の喪失
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	原子炉冷却材保有量の増加	(1) 給水制御装置又は給水調整弁の故障による給水調整弁全開 (2) 隔離冷却系の誤注水 (3) 急速注水系の誤注水	給水制御装置の故障
	原子炉冷却材保有量の減少	(1) 給水，復水ポンプトリップ (2) 給水制御装置又は給水調整弁の故障による給水調整弁閉鎖 (3) 給水調整弁仕切弁の誤閉	全給水流量の喪失

現象		想定される事象	代表事象
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	原子炉冷却材圧力の上昇	(1) 負荷の喪失（発電機負荷遮断） (2) タービン系の故障による負荷の喪失（タービントリップ） (3) 初圧調整装置の故障又は誤操作による蒸気加減弁開度減少 (4) 蒸気加減弁の故障による1弁閉鎖 (5) 主蒸気止め弁の故障による1弁閉鎖	負荷の喪失（発電機負荷遮断）
		(1) 主蒸気隔離弁の故障による閉鎖 (2) 初圧調整装置の故障又は誤操作による主蒸気隔離弁の閉鎖	主蒸気隔離弁の閉鎖
	原子炉冷却材圧力の減少	(1) 初圧調整装置の故障又は誤操作による蒸気加減弁，タービンバイパス弁の開度増加 (2) 蒸気加減弁の故障による1弁開放 (3) タービンバイパス弁の故障による1弁開放 (4) 隔離冷却系の故障又は誤操作による減圧	圧力制御装置の故障

付表１－４　事故事象

現象	想定される事象	代表事象
炉心冷却能力の低下	(1) 再循環ポンプ１台軸固着	再循環ポンプ軸固着事故
冷却材喪失	(1) 下降管破断 (2) 再循環ポンプ配管破断 (3) 入口管破断 (4) 上昇管破断 (5) 給水管破断（格納容器内） (6) 高圧注水系配管破断（蒸気ドラムノズル位置） (7) 余熱除去系取水配管破断（格納容器内）	下降管破断事故
	(1) 主蒸気管破断（格納容器内） (2) 蒸気管破断 (3) 安全弁開固着	主蒸気管破断事故（格納容器内）
	（(1) 入口管破断（流量停滞領域））	（入口管破断事故）（流量停滞領域）
	（(1) 圧力管内部破断 ）	想定事象としない。
廃棄物廃棄施設の破損	(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損事故 (2) ガス減衰タンク破損事故	放射性気体廃棄物処理施設の破損事故
主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損	(1) 主蒸気管破断（格納容器外）	主蒸気管破断（格納容器外）
燃料取扱いに伴う事故	(1) 燃料取扱事故	燃料取扱事故
その他	(1) 重水漏えい事故（格納容器外） (2) 重水漏えい事故（格納容器内）	重水漏えい事故（格納容器外）

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心内の反応度又は出力分布の異常	反応度投入（起動時）	(1) 起動時の誤操作による制御棒引抜き (2) 起動時の原子炉出力制御装置の故障による制御棒引抜き (3) 重水ダンプ後の再起動	起動時における制御棒引抜き	誤操作又は故障による制御棒引抜き，重水ダンプ後の再起動（重水水位上昇）により反応度が投入される事象である。 制御棒引抜きによる反応度投入速度は，0.00060 Δk/k/s(制御棒４本同時引抜き時の最大値）であり，重水ダンプ後の再起動時の反応度投入速度は，0.00001 Δk/k/s である。反応度投入速度が速い方が燃料健全性の観点で厳しい評価となるため，重水ダンプ後の再起動は，制御棒引抜きに包絡される。 従って，制御棒引抜きを代表事象として選定する。
炉心内の反応度又は出力分布の異常	出力分布の歪を伴う反応度投入	(1) 出力運転時の原子炉出力制御装置の故障又は誤操作による制御棒引抜き (2) 出力運転時の制御棒駆動装置の故障による制御棒落下 (3) 燃料交換機の故障による新燃料の急速挿入	出力運転時の制御棒引抜き	制御棒の引抜き，制御棒の落下又は落下に伴う制御棒の引抜き，新燃料の挿入により，局所的に出力が増大したり，出力分布の異常が生じる事象である。 制御棒引抜き時のＭＣＰＲは1.14である。制御棒落下の場合出力が低下するため，ＭＣＰＲはＯＬＭＣＰＲを下まわらない。制御棒落下に伴う制御棒引抜き時のＭＣＰＲは1.23である。新燃料急速挿入時のＭＣＰＲは1.30である。 従って，制御棒引抜きが出力分布の歪みを伴う反応度投入事象の中では，最も燃料健全性の観点で厳しくなるため代表事象として選定する。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心内の反応度又は出力分布の異常	出力分布の歪を伴わない反応度投入	(1) 重水浄化系故障による減速材中ホウ酸の異常な除去 (2) 重水浄化系の誤操作による減速材中ホウ酸の異常な除去 (3) ポイズン供給系の故障又は誤操作によるホウ酸注入の失敗 (4) 重水レベル変化	減速材中ホウ酸の異常な除去	減速材中のホウ酸の異常な除去，ホウ酸注入失敗，重水レベル変化により，反応度が投入される事象である。 ホウ酸注入失敗は，減速材中のホウ酸の除去が異常に行われた時の回復操作の失敗であるため，ホウ酸の異常な除去に包絡される。ホウ酸の異常な除去時のＭＣＰＲは1.16であり，重水レベル変化時のＭＣＰＲは1.16以上となる。 従って，燃料健全性の観点から，減速材中ホウ酸の異常な除去を代表事象として選定する。
		(1) 重水冷却系の故障又は誤操作による重水温度上昇	減速材温度の異常な上昇	減速材の温度上昇により，炉心内のホウ酸が排出され，反応度が投入される事象である。 減速材中ホウ酸の異常な除去と類似の事象であるが，ＡＴＲ小委員会の決定に従い，代表事象として取り上げる。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心内の熱発生量又は熱除去の異常な変化	流量増加	(1) 再循環ポンプ速度切替装置の故障又は誤操作による再循環ポンプ速度誤切替	――	再循環ポンプが誤操作により低速から高速に切替えられ，冷却材ボイドの減少により，反応度が投入される事象である。 再循環ポンプの誤切替があったループでは，原子炉冷却材流量が増加するため，燃料冷却性に関しては問題ない。再循環ポンプの誤切替がなかったループでは，原子炉出力の上昇により若干ＭＣＰＲが低下するがＭＣＰＲは1.7 以上であり，燃料冷却性に関して問題とはならない。 従って，本想定事象における代表事象は選定しない。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心内の熱発生量又は熱除去の異常な変化	流量減少	(1) 再循環ポンプ速度切替装置の故障又は誤操作による再循環ポンプ速度誤切替 (2) 再循環ポンプシール注排水系異常による再循環ポンプ速度切替遮断器開放 (3) 外部電源喪失による再循環ポンプトリップ	外部電源喪失	１ループ２台の再循環ポンプの速度誤切替，トリップにより，流量が減少する事象である。 再循環ポンプ速度の誤切替あるいは速度切替遮断器開放の場合，「再循環ポンプ高速位置断」信号で直ちにスクラムする。外部電源喪失時には，再循環ポンプが全台トリップするため原子炉冷却材流量の減少速度が最も大きい。 従って，燃料健全性の観点より，外部電源喪失を代表事象として選定する。
		(1) 駆動用電源（１母線）の故障又は再循環ポンプ電源遮断器誤開放による再循環ポンプトリップ (2) 再循環ポンプ１台の故障	再循環ポンプの故障	各ループ１台ずつあるいは１台の再循環ポンプがトリップし，流量が減少する事象である。 駆動用電源（１母線）の故障の場合，「所内常用電源喪失」信号で，再循環ポンプ電源遮断器誤開放の場合，「再循環ポンプ電源遮断器断」信号で直ちにスクラムする。 従って，スクラム発生が遅れる再循環ポンプの故障を代表事象として選定する。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心内の熱発生量又は熱除去の異常な変化	サブクール度増加	(1) 給水加熱器へのタービン抽気管弁類故障による給水加熱喪失 (2) 原子炉冷却材浄化系循環流量の増加 (3) 原子炉冷却材浄化系熱除去量の増加	給水加熱喪失	給水加熱喪失，原子炉冷却材浄化系の流量又は熱除去量の増加により炉心入口サブクール度が増加し，ボイド減少により反応度が投入される事象である。 給水加熱喪失によるサブクール度増加は約4.1℃であり，原子炉冷却材浄化系の流量又は熱除去量の増加によるサブクール度増加は約0.2℃である。サブクール度増加の観点で，給水加熱喪失事象は，他の事象を包絡する。 従って，給水加熱喪失を代表事象として選定する。
	サブクール度減少	(1) 原子炉冷却材浄化系循環流量の減少 (2) 原子炉冷却材浄化系熱除去量の減少	（全給水流量喪失）	ボイドの増加により，燃料冷却性が損なわれる事象である。 保有水量の減少と共にサブクール度の減少をもたらす全給水流量喪失事象の方が，サブクール度減少量は大きく，他の事象を包絡する。 従って，本想定事象については，全給水流量喪失事象に包絡されるものとする。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
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	保有水量増加	(1) 給水制御装置又は給水調整弁の故障による給水調整弁の全開 (2) 隔離冷却系の誤注水 (3) 急速注水系の誤注水	給水制御装置の故障	故障又は誤操作により，給水流量が増加したり，隔離冷却系又は急速注水系が作動して，原子炉冷却系の保有水量が増加する事象である。 隔離冷却系の誤注水，急速注水系の誤注水は，試験期間中での故障又は誤操作に伴うものであり，きわめて想定しにくい事象である。 給水制御装置の故障による給水流量の増加分は５７０ｔ／ｈであり，隔離冷却系の誤注水流量５４ｔ／ｈより多い。 従って，給水制御装置の故障を代表事象に選定する。 なお，急速注水系の誤注水については定量的に検討する必要がある。
	保有水量減少	(1) 給水，復水ポンプトリップ (2) 給水制御装置又は給水調整弁の故障による給水調整弁閉鎖 (3) 給水調整弁仕切弁の誤閉	全給水流量の喪失	ポンプトリップ，故障又は誤操作による給水調整弁又は給水調整弁仕切弁が閉鎖し，給水流量の喪失により原子炉冷却系の保有水量が減少する事象である。 ポンプトリップによる全給水流量喪失を代表事象として選定する。 なお，給水調整弁又は給水調整弁仕切弁の閉鎖による給水流量喪失とポンプトリップによる給水流量喪失の時間的比較により，代表事象の選定見直しが必要である。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
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	圧力上昇	(1) タービン系の故障による負荷の喪失（タービントリップ） (2) 負荷の喪失（発電機負荷遮断） (3) 初圧調整装置の故障又は誤操作による蒸気加減弁開度減少 (4) 蒸気加減弁の故障による１弁閉鎖 (5) タービン主塞止弁の故障による１弁閉鎖	負荷の喪失（発電機負荷遮断）	故障又は誤操作あるいは負荷の喪失により，蒸気加減弁又はタービン主塞止弁が閉鎖し，圧力が上昇する事象である。 故障又は誤操作により，蒸気加減弁又はタービン主塞止弁が閉鎖した場合，他の蒸気加減弁あるいはタービンバイパス弁の作動により，圧力変化が抑制され，圧力上昇は厳しくない。冷却材圧力バウンダリの最高圧力は，タービントリップ時約83.64 kg／cm²a であり，発電機負荷遮断時85.47 kg／cm²a である。 従って，圧力上昇の観点より，負荷の喪失（発電機負荷遮断）を代表事象として選定する。
		(1) 主蒸気隔離弁の故障による閉鎖 (2) 圧力制御装置の故障又は誤操作による主蒸気隔離弁の閉鎖	主蒸気隔離弁の閉鎖	故障又は誤操作により主蒸気隔離弁が閉鎖し，圧力が上昇する事象である。 蒸気の保有体積が最も小さく，圧力上昇が厳しいため，代表事象として選定する。

付表１－５　代表事象選定理由（過渡事象）

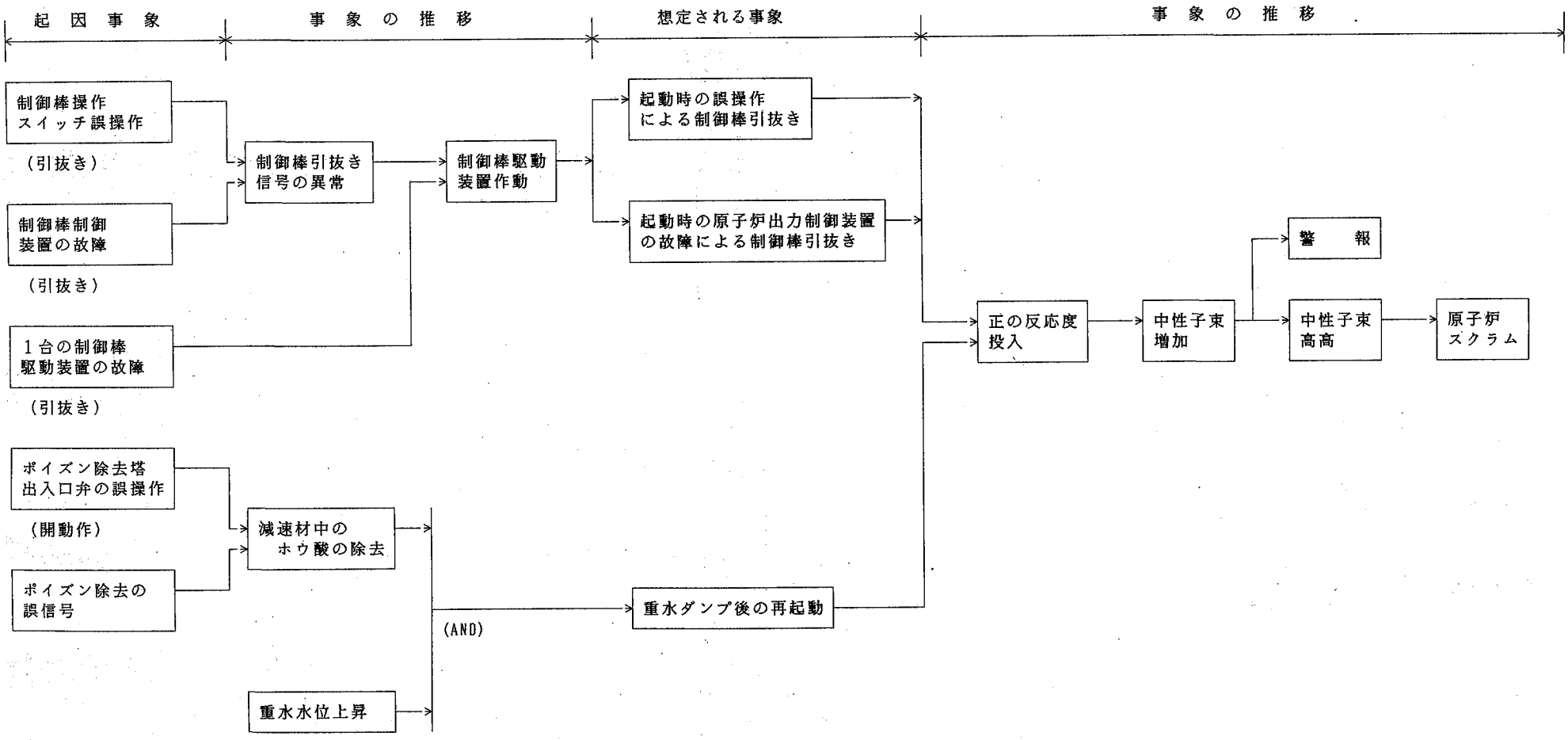
分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	圧力低下	(1) 圧力制御装置の故障又は誤操作による蒸気加減弁，タービンバイパス弁の開度増加 (2) 蒸気加減弁の故障による１弁開放 (3) バイパス弁の故障による１弁開放 (4) 隔離冷却系の故障又は誤操作による減圧	圧力制御装置の故障	故障又は誤操作により，蒸気加減弁又はタービンバイパス弁の開度が増加し，蒸気ドラム圧力が減圧したり，隔離冷却系により減圧する事象である。蒸気加減弁又はタービンバイパス弁の故障により，当該の弁の開度が増加した場合，他の蒸気加減弁又はタービンバイパス弁の作動により圧力変化は抑制されるため，圧力低下は顕著ではない。圧力制御装置の故障又は誤操作の時，蒸気ドラムの減圧は約390t/hの主蒸気流量の増加によって行われる。隔離冷却系の故障又は誤操作による蒸気ドラムの減圧は約44t/h の主蒸気放出によって行われる。 従って，蒸気ドラム減圧速度の観点より，圧力制御装置の故障を代表事象として選定する。

付表１－６　代表事象選定理由（事故事象）

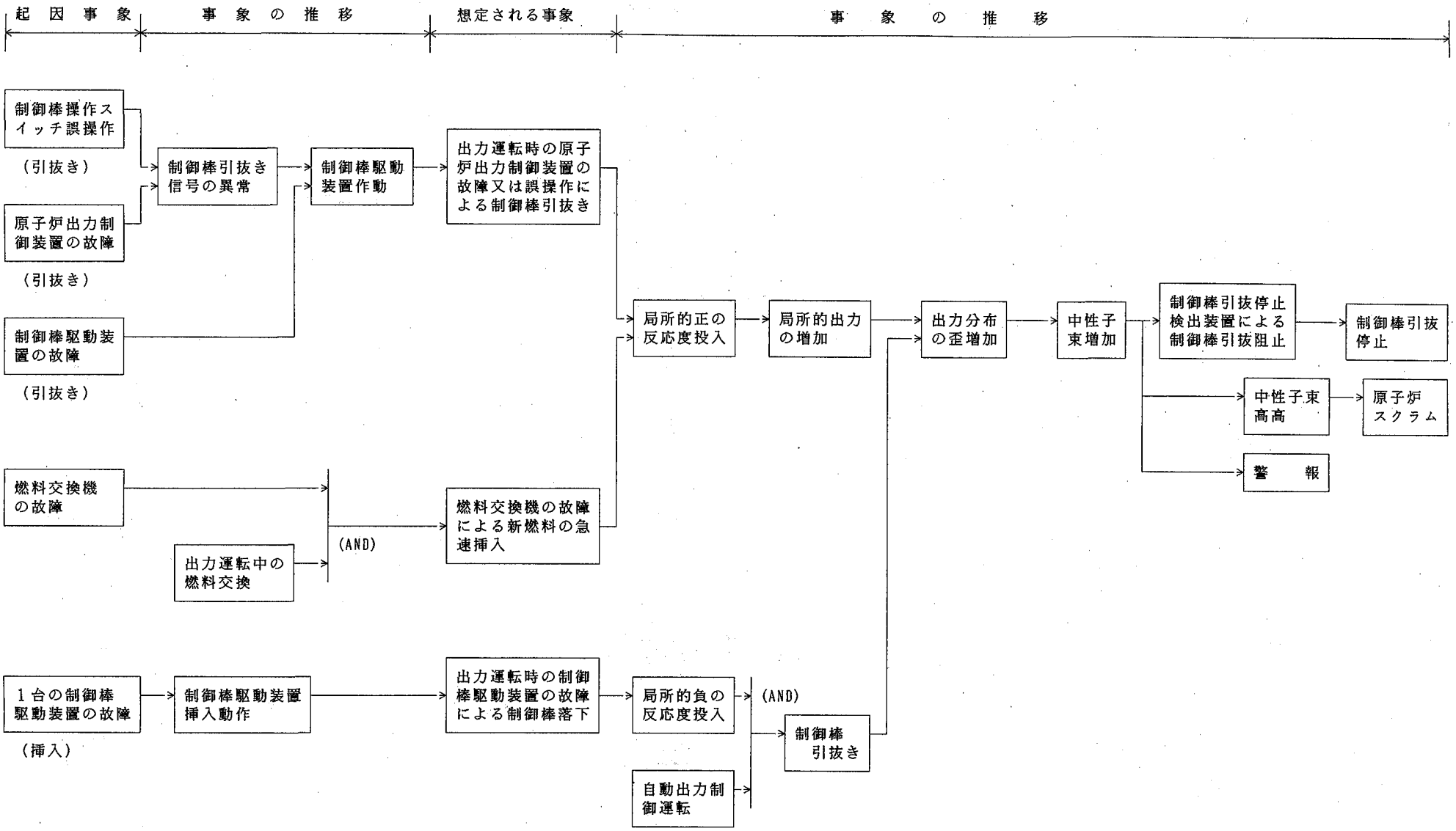
分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
炉心冷却能力の低下		(1) 再循環ポンプ１台軸固着	再循環ポンプ軸固着事故	再循環ポンプ１台の軸固着により再循環流量が減少し，炉心冷却能力が急激に低下する事象である。 炉心流量の減少率が大きいため，炉心冷却性の観点より，代表事象として選定する。
冷却材喪失	液相部破断	(1) 下降管破断 (2) 再循環ポンプ配管破断 (3) 入口管破断 (4) 上昇管破断 (5) 給水管破断（格納容器内） (6) 高圧注水系配管破断（蒸気ドラムノズル位置） (7) 余熱除去系取水配管破断（格納容器内）	冷却材喪失事故（下降管破断）	配管の破断により，原子炉冷却材が系外に放出され，保有水量が減少して，炉心冷却能力が低下する事象である。 下降管が最大口径配管であり，この配管が破断した場合が最も原子炉冷却材の減少が大きく，炉心冷却上最も厳しい。 従って，下降管破断を代表事象として選定する。

付表１－６　代表事象選定理由（事故事象）

分類		想定される事象	代表事象	代表事象選定理由
冷却材喪失	蒸気相部破断	(1) 主蒸気管破断（格納容器内） (2) 蒸気管破断 (3) 安全弁開固着	主蒸気管破断（格納容器内）	配管の破断により，原子炉冷却材が系外に放出され，保有水量が減少すると共に，蒸気ドラム圧力が減少して，炉心冷却能力が低下する事象である。 主蒸気管が最大口径配管であり，この配管が破断した場合が最も蒸気ドラム圧力の減少が大きく，炉心冷却上最も厳しい。 従って，主蒸気管破断（格納容器内）を代表事象として選定する。

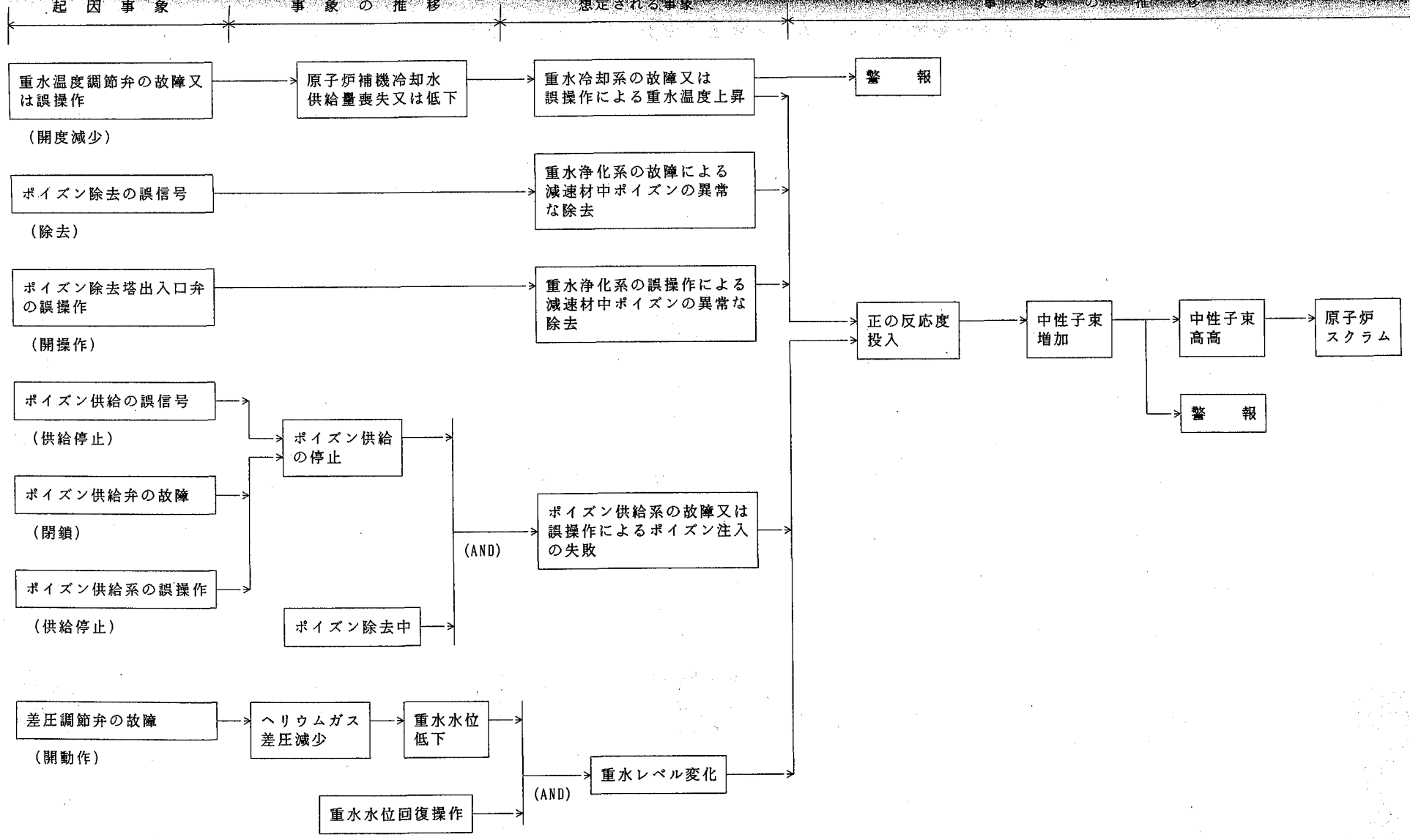


付図１－１　「ふげん」事象シーケンス（起動時の反応度投入事象）

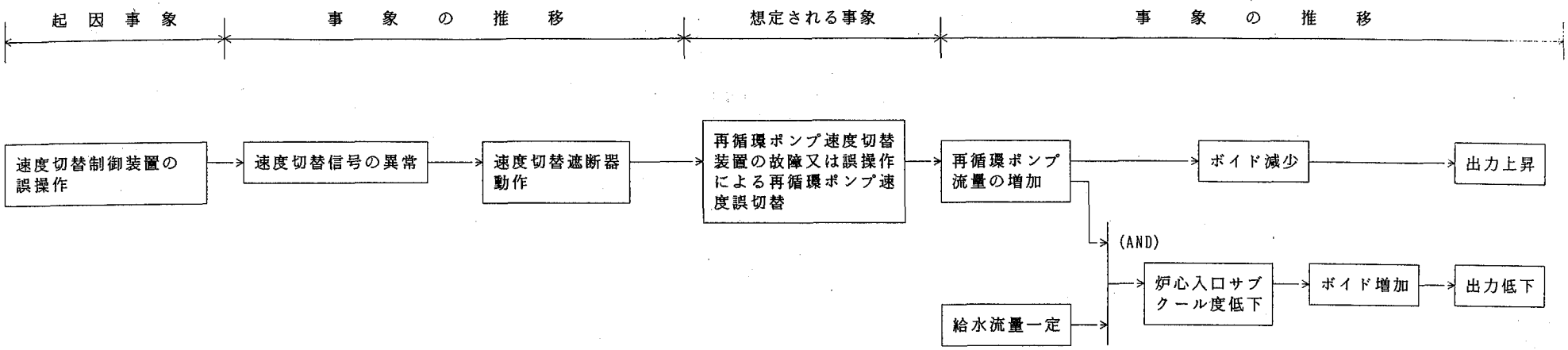


付図1－2　「ふげん」事象シーケンス（出力分布の歪を伴う反応度投入事象）

付図１－２　「ふげん」事象シーケンス（出力分布の歪を伴う反応度投入事象）

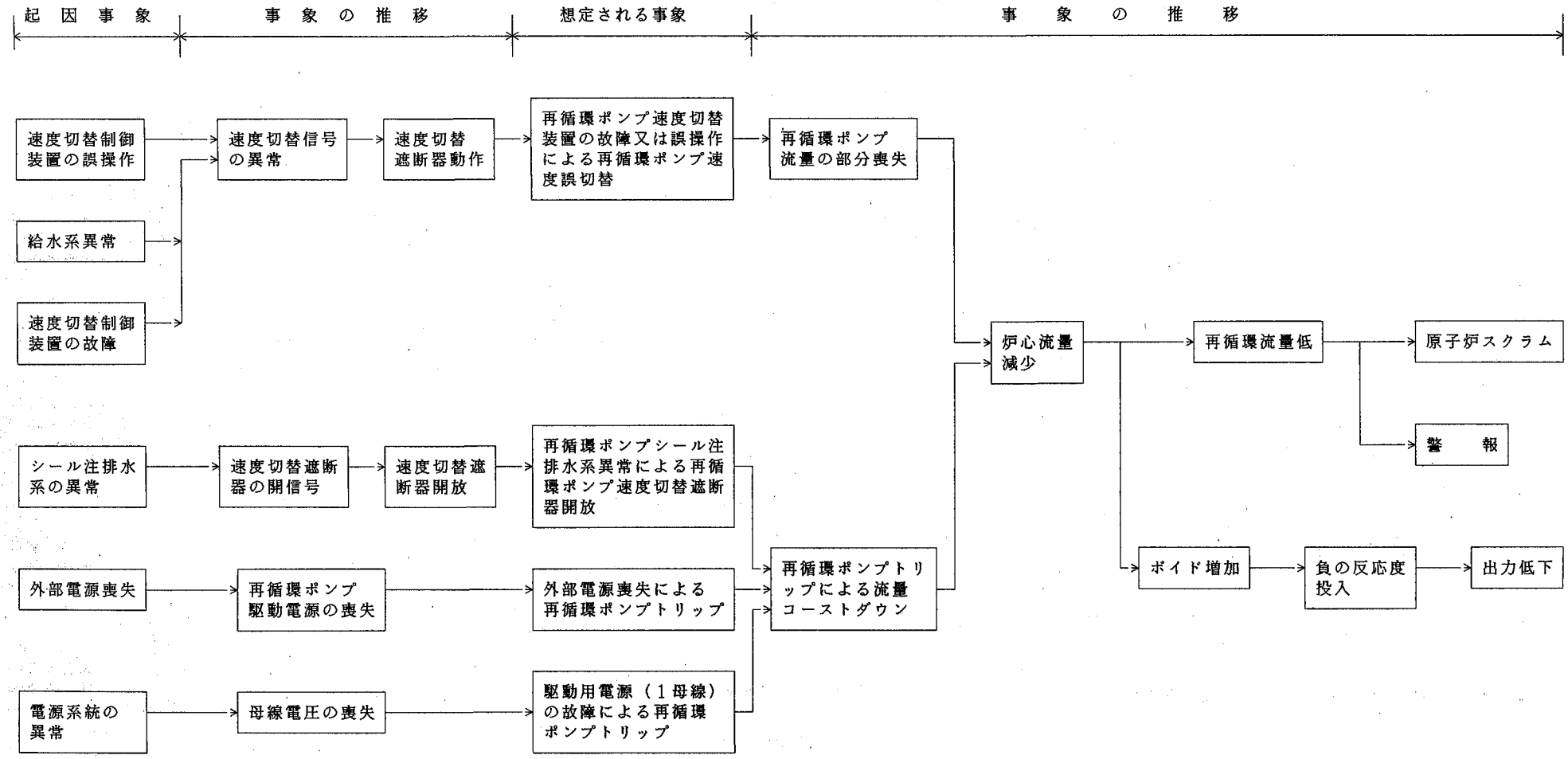


付図１－３　「ふげん」事象シーケンス（出力分布の歪を伴わない反応度投入事象）

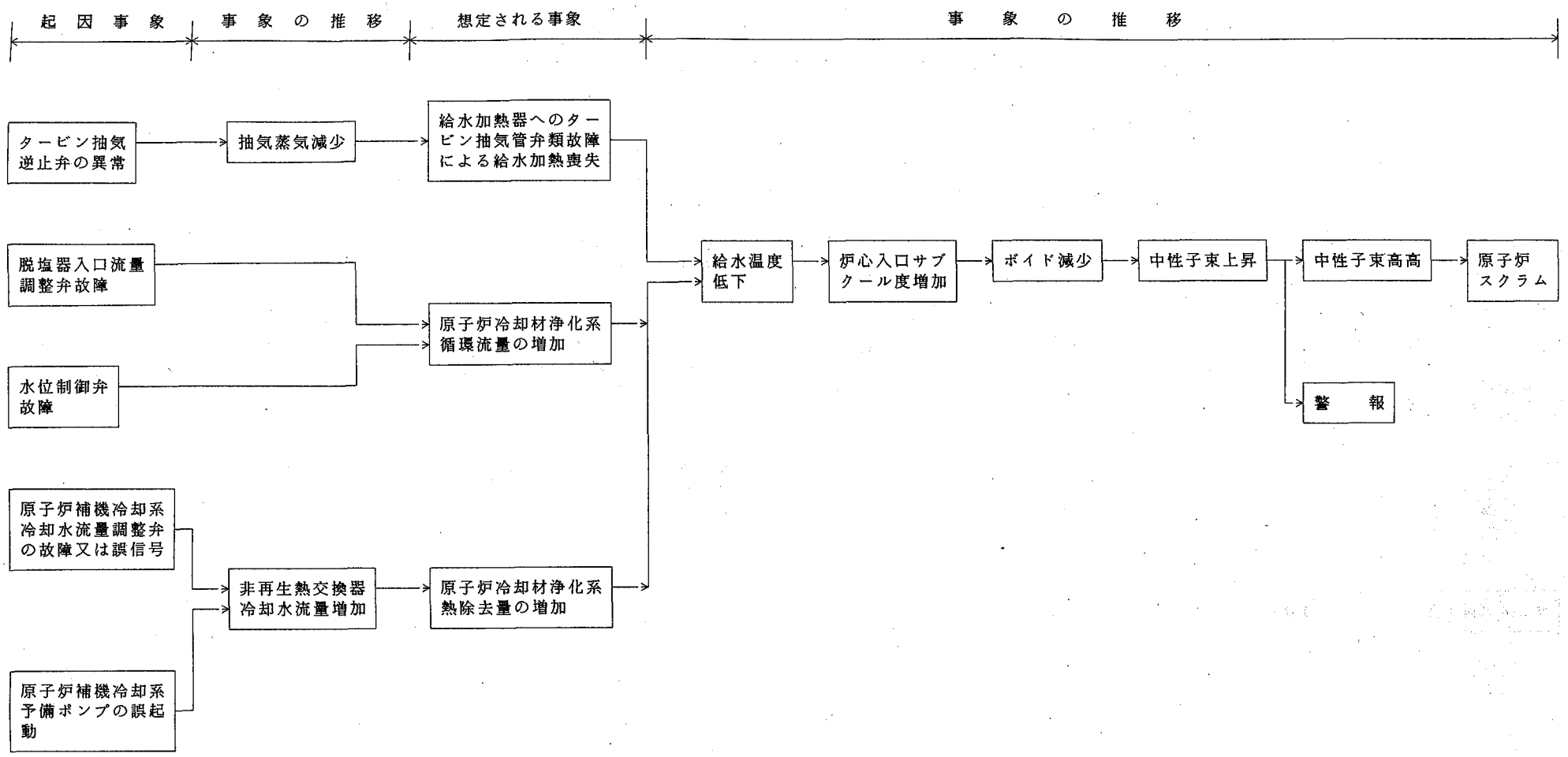


付図１－４　「ふげん」事象シーケンス（流量増加事象）

付図１－４　「ふげん」事象シーケンス（流量増加事象）



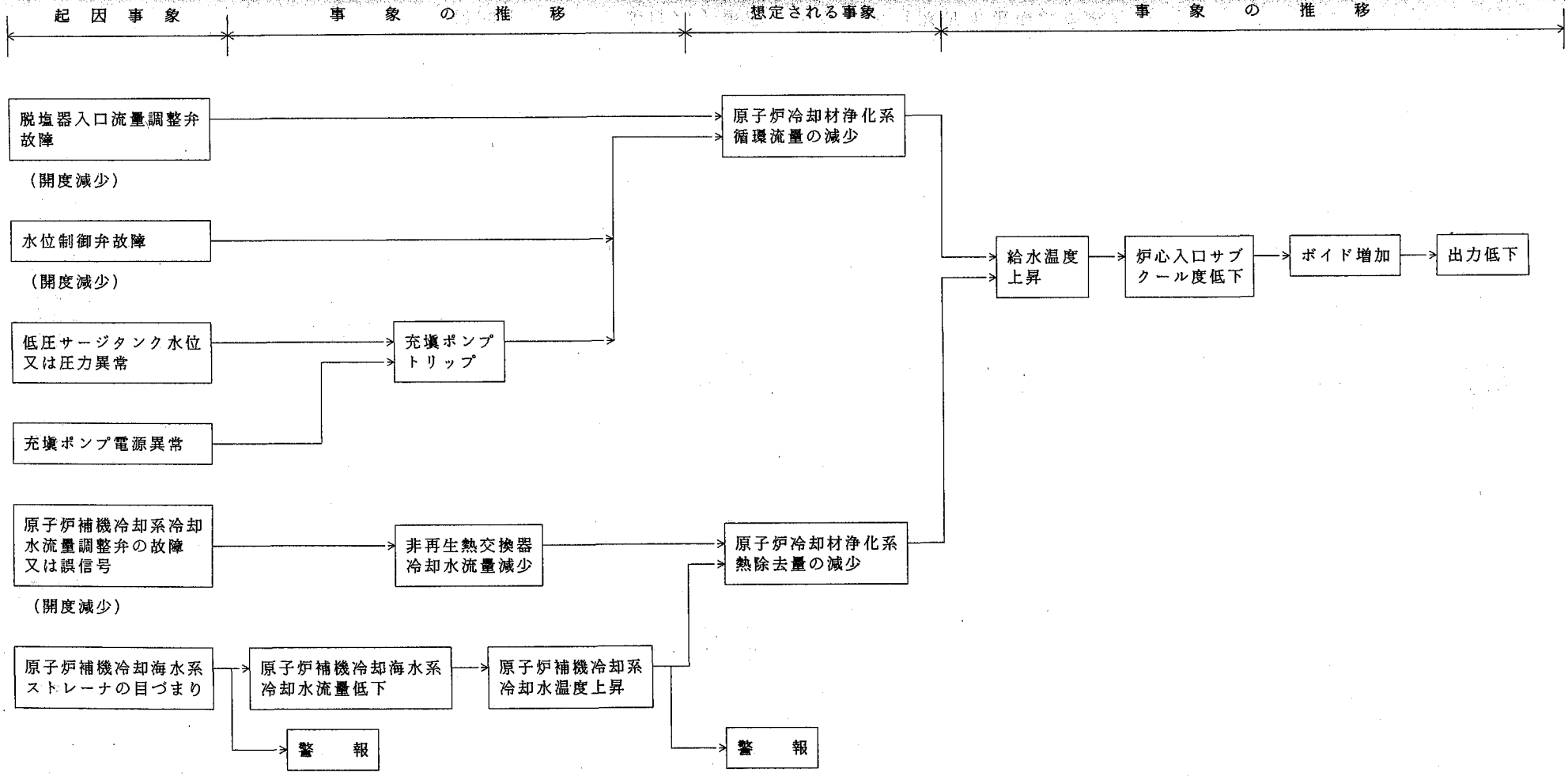
付図１－５　「ふげん」事象シーケンス（流量減少事象）



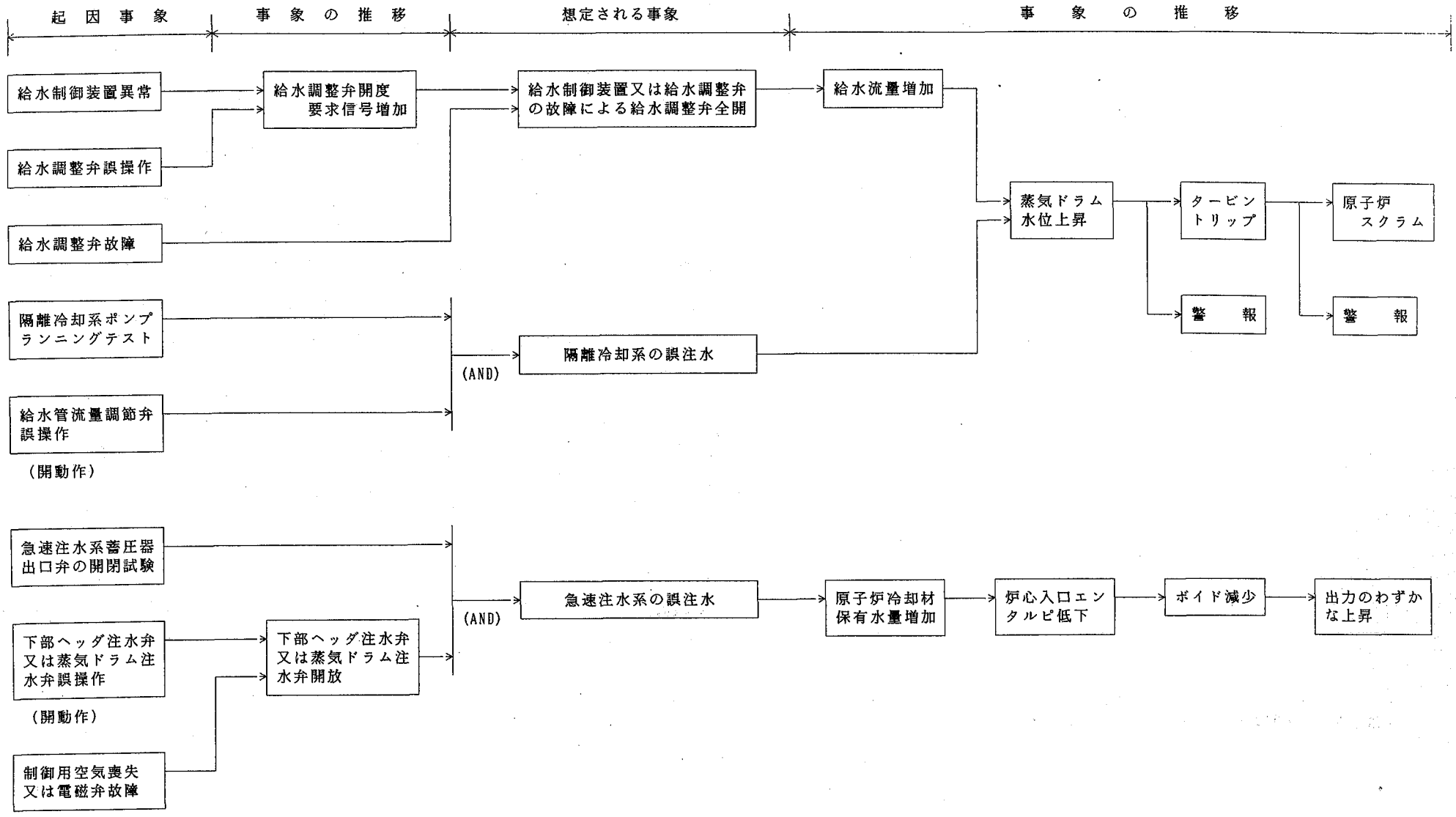
付図1－6　「ふげん」事象シーケンス（サブクール度増加事象）

起因事象　事象の推移　想定される事象　事象の推移

付図１－６　「ふげん」事象シーケンス（サブクール度増加事象）

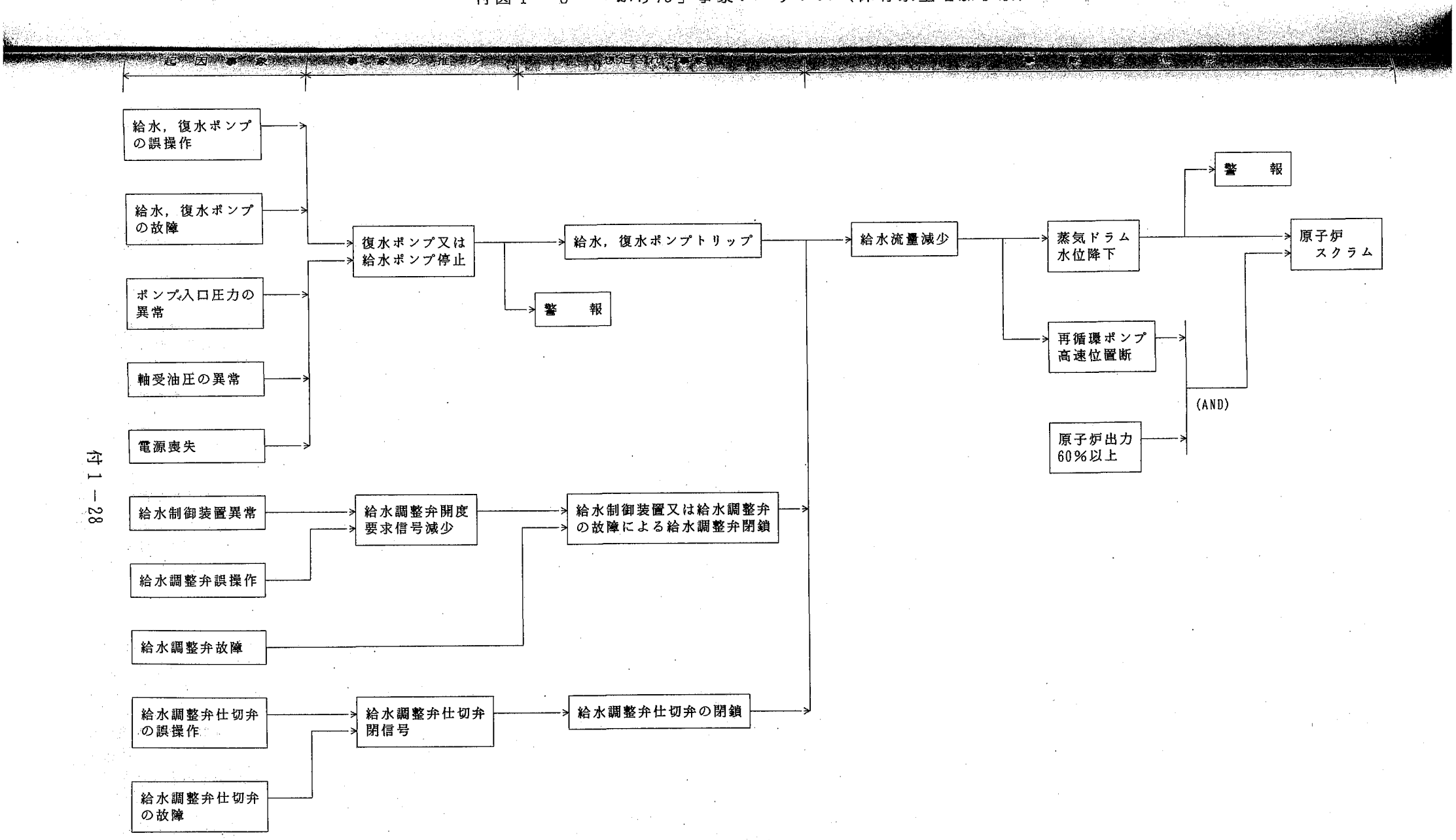


付図１－７　「ふげん」事象シーケンス（サブクール度減少事象）

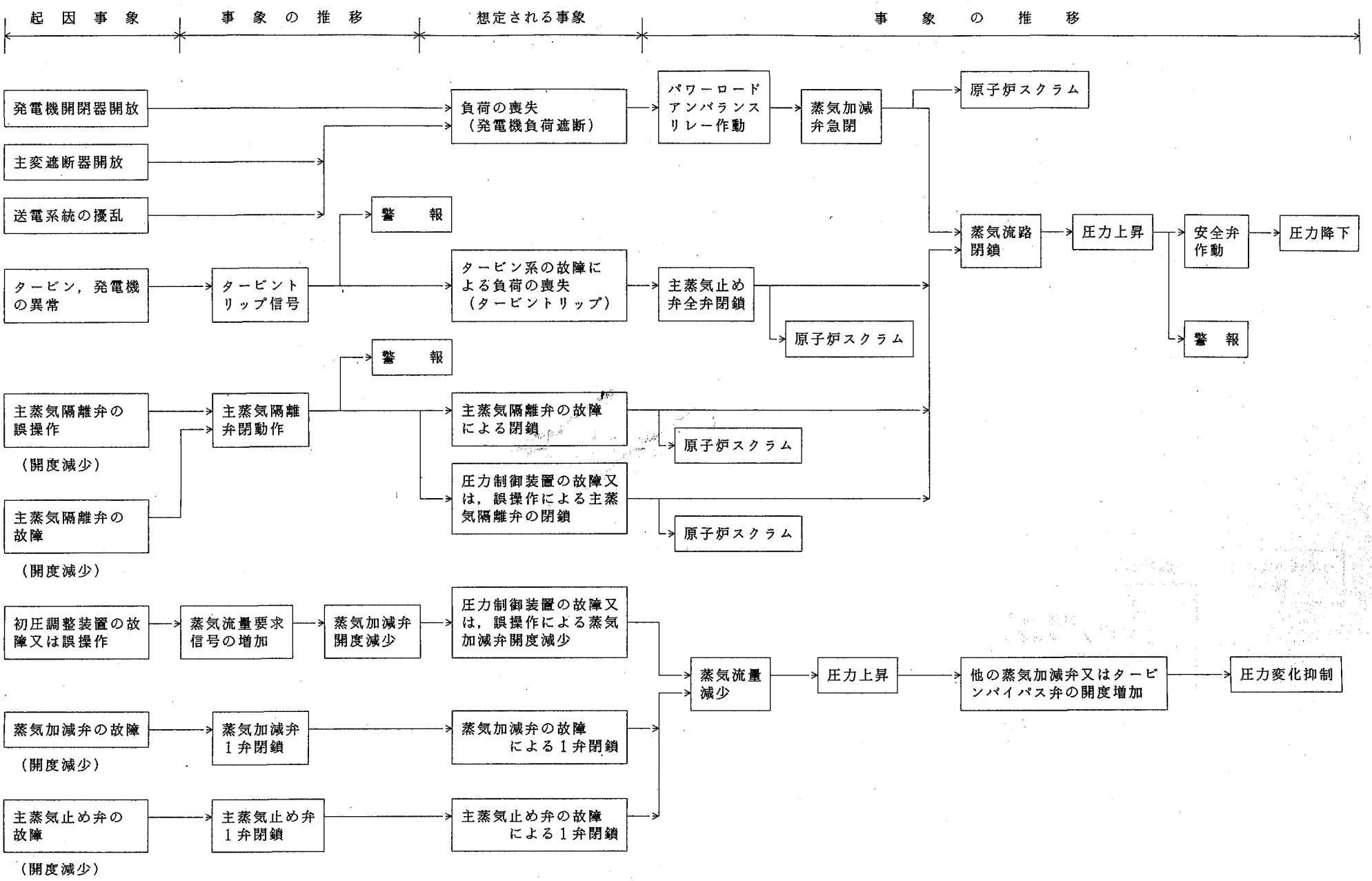


付図1－8　「ふげん」事象シーケンス（保有水量増加事象）

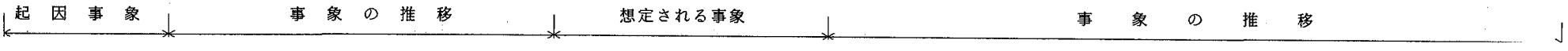
付図１－８　「ふげん」事象シーケンス（保有水量増加事象）



付図１－９　「ふげん」事象シーケンス（保有水量減少事象）

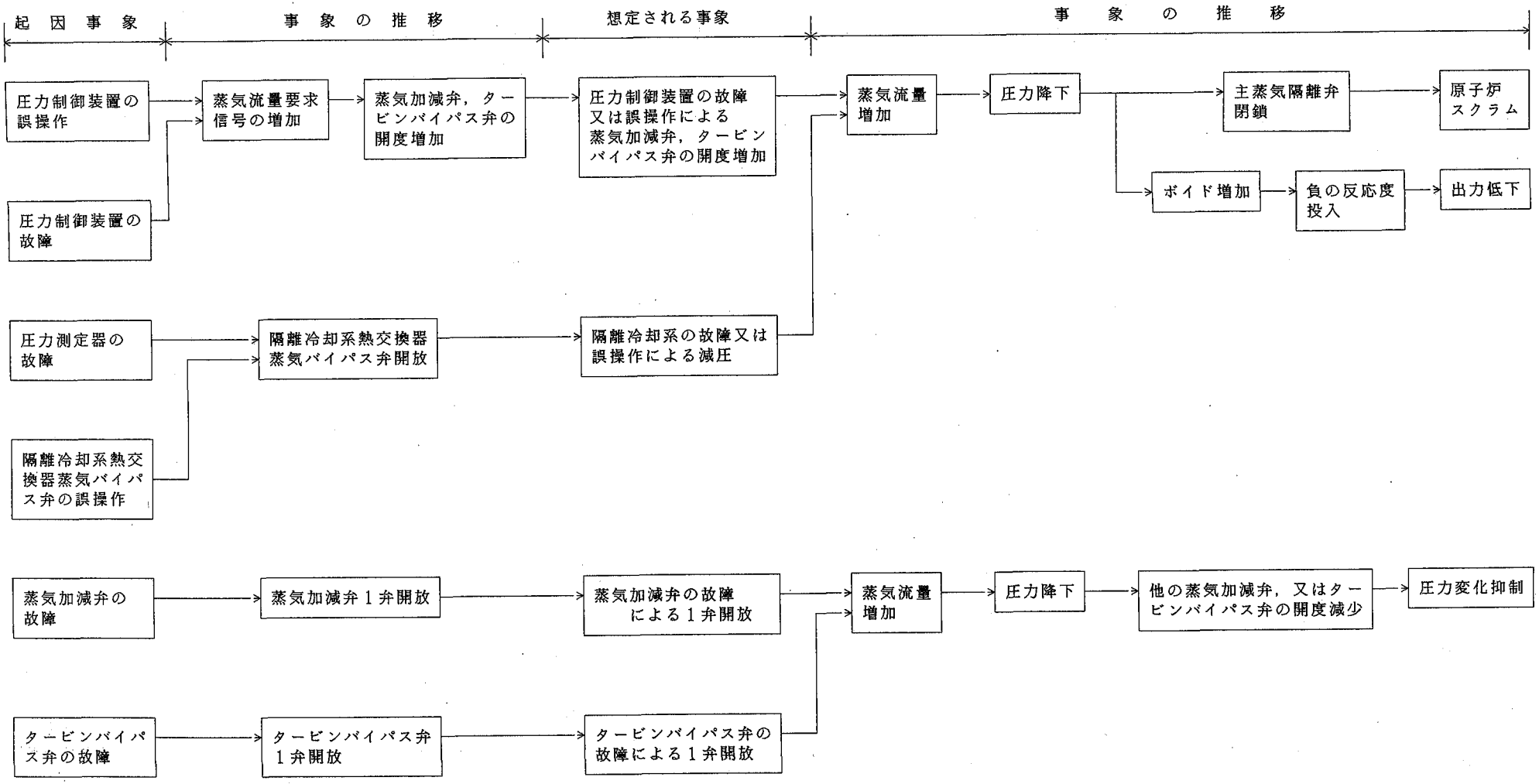


付図1－10 「ふげん」事象シーケンス（圧力上昇事象）

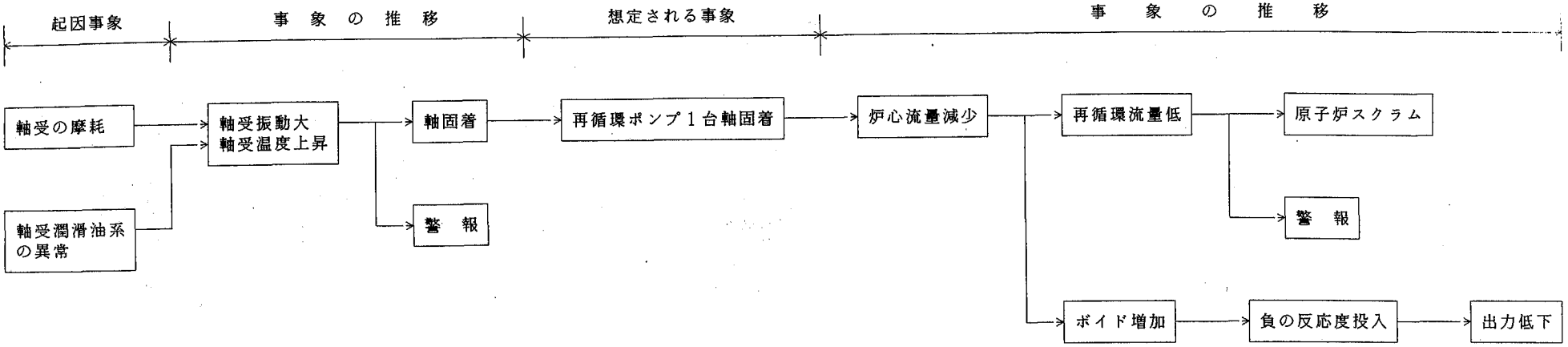


（開度減少）

付図１－10　「ふげん」事象シーケンス（圧力上昇事象）

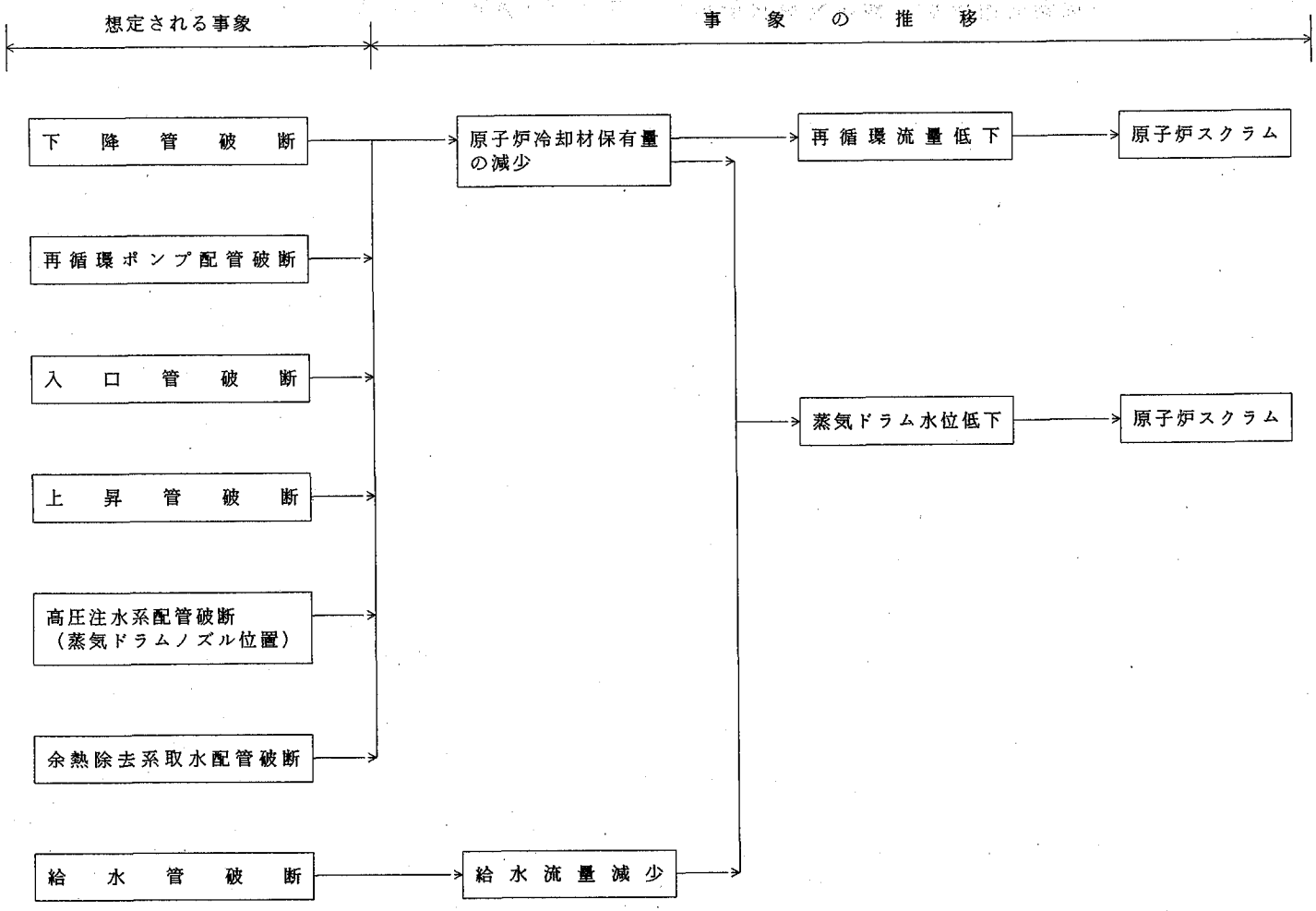


付図１－11　「ふげん」事象シーケンス（圧力低下事象）

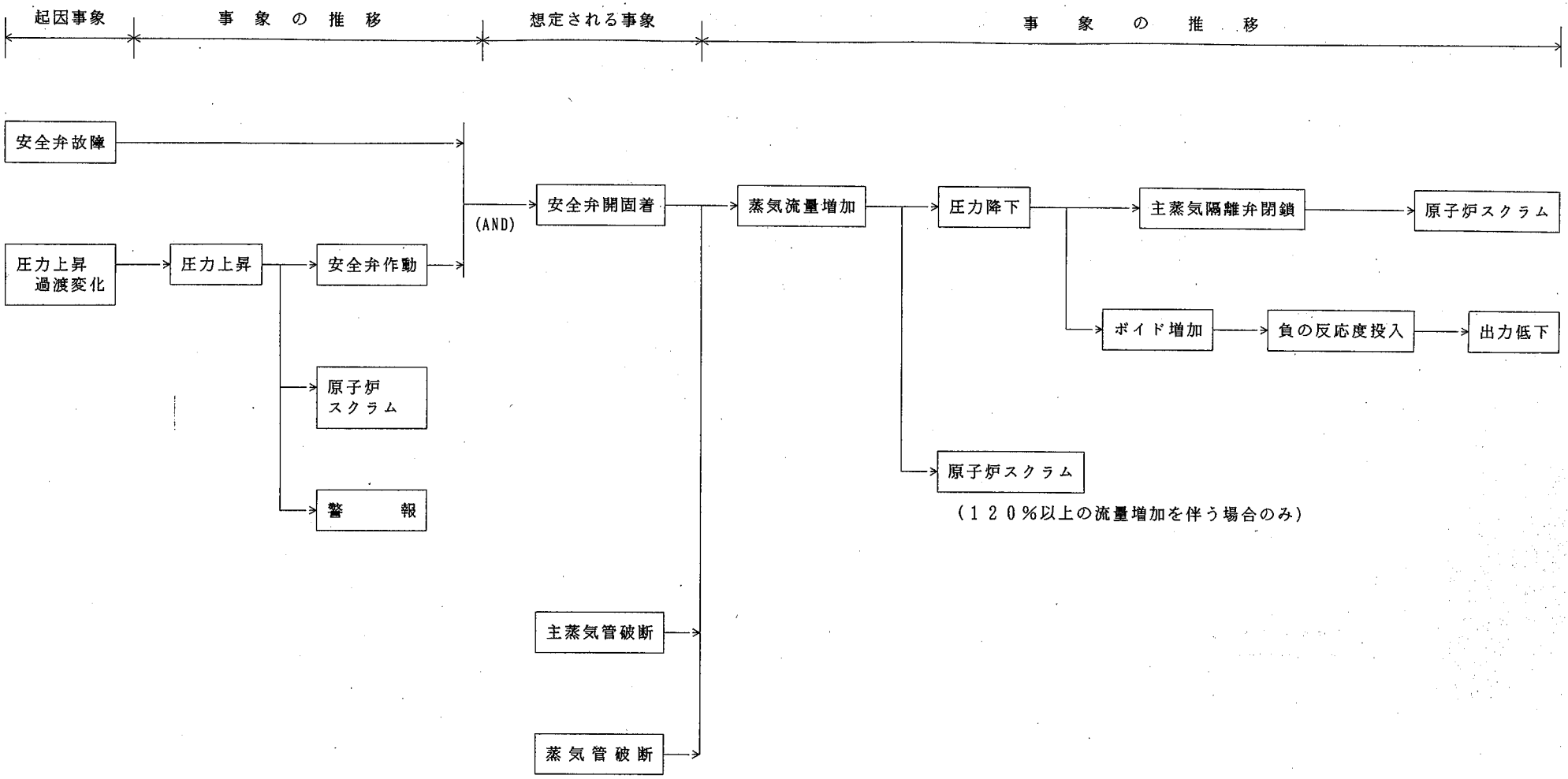


付図１－12　「ふげん」事象シーケンス（炉心冷却能力の低下事故）

想定される事象　　事　象　の　推　移



付図１－13　「ふげん」事象シーケンス（冷却材喪失事故－液相部破断）



付図１－14　「ふげん」事象シーケンス（冷却材喪失事故－蒸気相部破断）

付録２

照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果

照射用ガドリニア燃料集合体の安全評価結果

本報告書の「３．「添付書類１０」の現行の安全審査指針類に関する対応の検討」で添付の「添付書類１０（案）」は，標準燃料集合体の解析結果に基づいて記載しているが，本付録では各々の事象における照射用ガドリニア燃料集合体の解析結果を示す。

付表２－１に運転時の異常な過渡変化解析結果を，付表２－２に事故解析結果のまとめを示す。また，付図２－１～付図２－19に照射用ガドリニア燃料集合体の解析結果を示す。

付表２－１　運転時の異常な過渡変化解析結果

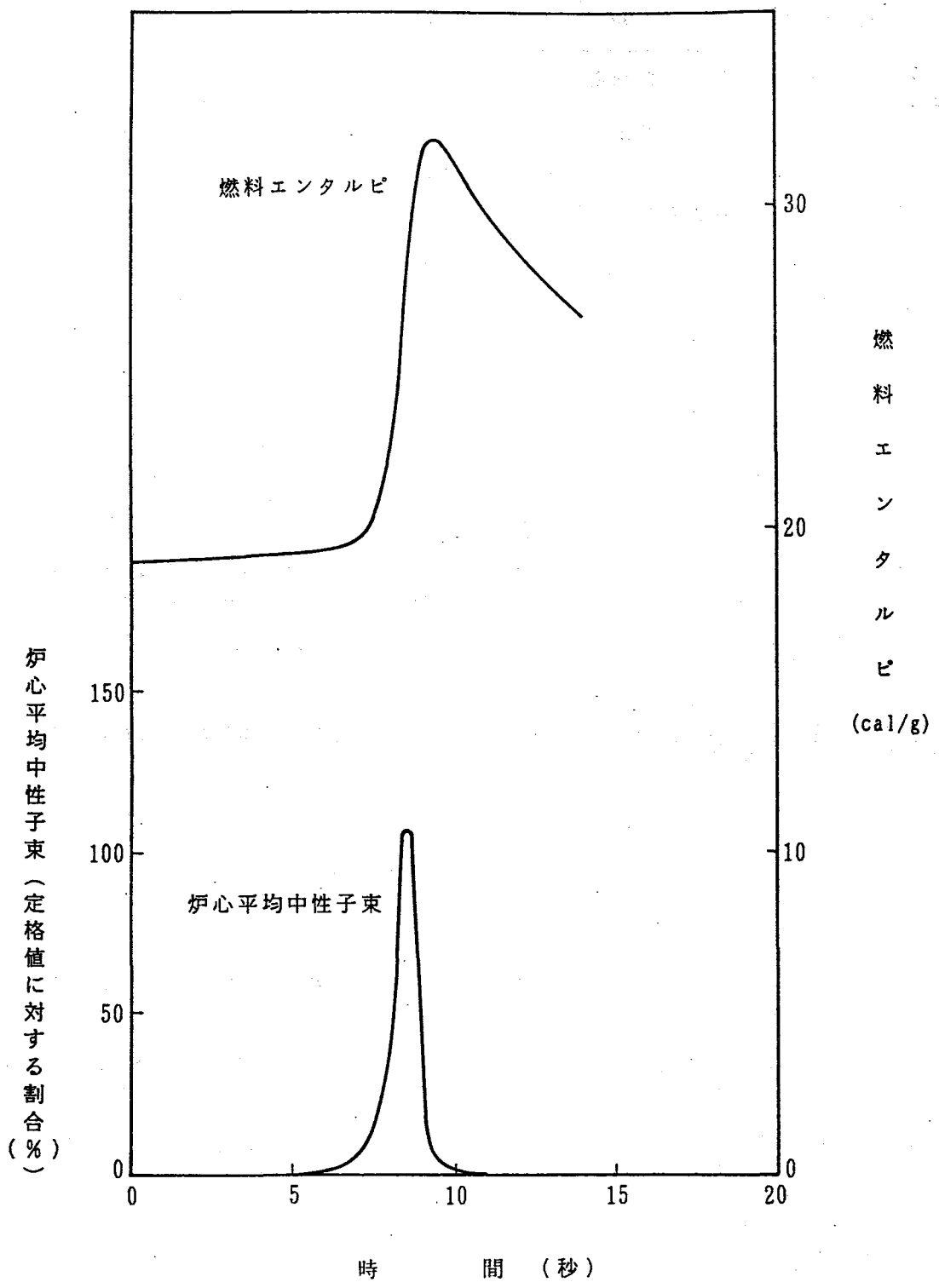
事　　象	ΔＭＣＰＲ最大値	表面熱流束最大値（％）	燃料エンタルピ最大値（cal/g）	原子炉圧力最大値（kg/cm²）
(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化				
(a) 起動時における制御棒引抜き			30(32)	初期値を上回らない
(b) 出力運転中の制御棒引抜き	1.81→1.14 (1.82→1.28)	１１７		
(c) 減速材中ホウ酸の異常な除去	0.30(0.30)	１２０		
(d) 減速材温度の異常な上昇	0.30(0.30)	１２０		
(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化				
(a) 外部電源喪失	0.31(0.37)	１０４		７９.４
(b) 給水加熱喪失	0.21(0.22)	１２１		７８.７
(c) 再循環ポンプの故障	0.20(0.24)	１０２		７７.９
(3) 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				
(a) 負荷の喪失				
タービンバイパス弁作動	0.01(0.02)	１０３		８２.６
タービンバイパス弁不作動	0.02(0.03)	１０３		８４.５
(b) 主蒸気隔離弁の閉鎖	0.04(0.05)	１０４		８３.１
(c) 給水制御装置の故障	0.05(0.07)	１０５		８０.６
(d) 圧力制御装置の故障	0.05(0.05)	１０４		７９.４
(e) 全給水流量の喪失	0.22(0.26)	１０２		７９.１

（注１）下線は各判断基準の最高値。
（注２）(1) (b)～(d) 以外の過渡変化解析における表面熱流束は初期出力を１０２％としたときの値であり，局所出力は上記の値を1.０２で除した値に対応する。
（注３）（ ）内は照射用ガドリニア燃料集合体タイプＩの値。
（注４）(1) (b)以外の初期ＭＣＰＲは，1.４５。
（注５）給水制御装置の故障は故障ループの結果。非故障ループのＭＣＰＲは，1.16(1.13)。

付表２－２　事故解析結果

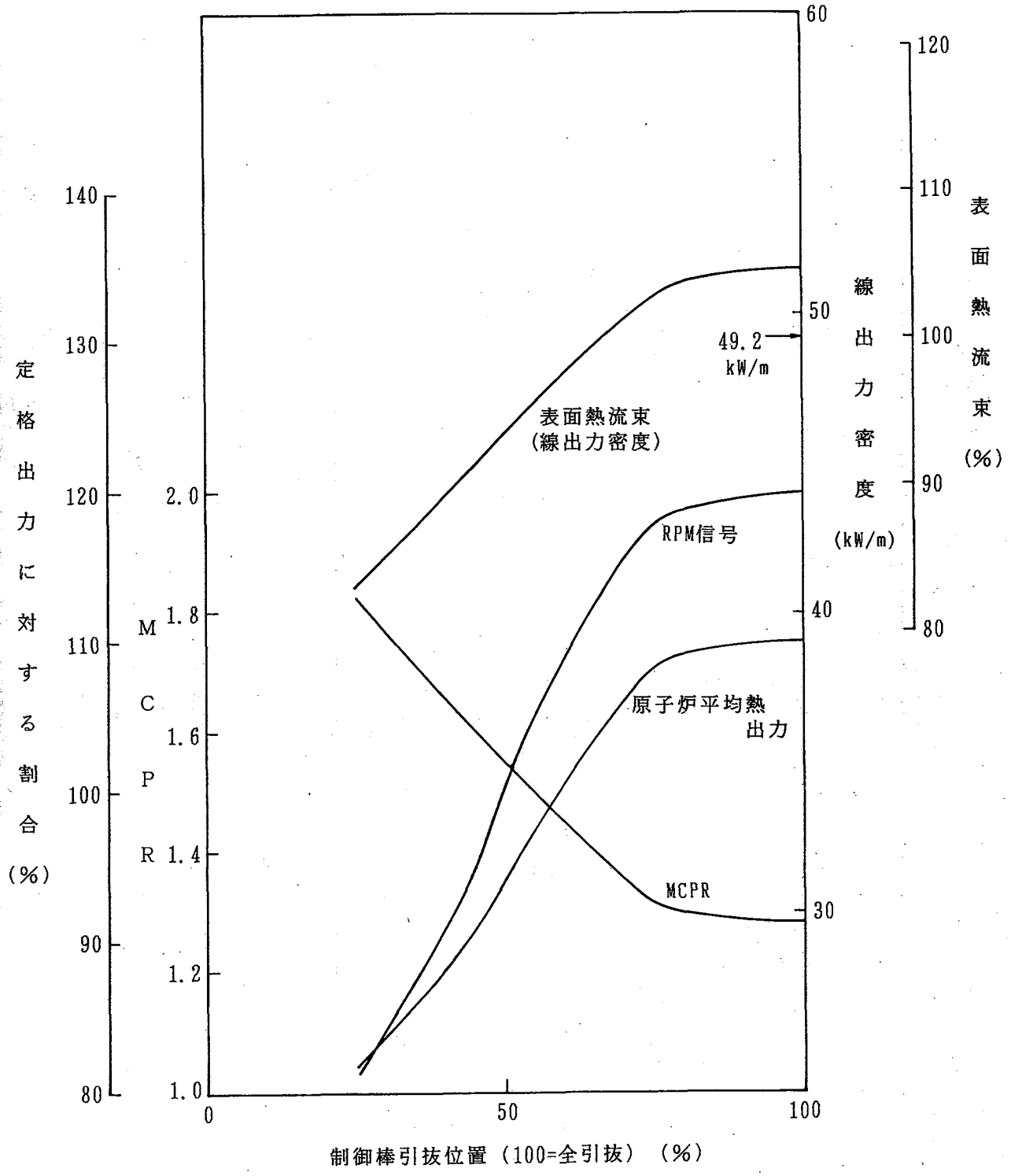
事　　象	解	析　　結　　果
(1)　再循環ポンプ軸固着事故	①　炉心冷却可能 ②　原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力	①　ＭＣＰＲ；1.１６（1.１３） ②　約７８.０kg/cm²
(2)　冷却材喪失事故	①　被覆管最高温度 ②　局所最大水－ジルコニウム反応割合 ③　炉心で発生する水素の量 ④　長期の崩壊熱の除去 ⑤　格納容器圧力バウンダリ圧力 ⑥　周辺公衆に対する放射線のリスク ⑦　格納容器内の水素濃度	①　約７６８（７１６）℃ ②　約0.０６％ ③　十分低い ④　燃料の変形は発生せず長期の崩壊熱の除去は可能 ⑤　約1.０kg/cm² ⑥　小児甲状腺被ばく線量；約0.０１９rem 外部γ線による全身被ばく線量；約2.５mrem ⑦　約2.３％（事故後２００日）
(3)　放射性気体廃棄物処理施設の破損事故	①　周辺公衆に対する放射線のリスク	①　外部γ線による全身被ばく線量；約１３mrem
(4)　主蒸気管破断事故	①　新たな燃料破損が生じないこと ②　炉心冷却可能 ③　周辺公衆に対する放射線のリスク	①②　ＭＣＰＲ；1.１２（1.０９） ③　小児甲状腺被ばく線量；約0.４０rem 外部γ線による全身被ばく線量；約0.９２mrem
(5)　燃料取扱事故	①　周辺公衆に対する放射線のリスク	①　小児甲状腺被ばく線量；約0.３５rem 外部γ線による全身被ばく線量；約9.３mrem
(6)　重水漏えい事故	①　周辺公衆に対する放射線のリスク	①　トリチウムによる全身被ばく線量；約４５mrem

（注１）（　）内は照射用ガドリニア燃料集合体タイプⅠの値。
（注２）　燃料取扱事故は解析上，集合体の種類による区別をしていない。



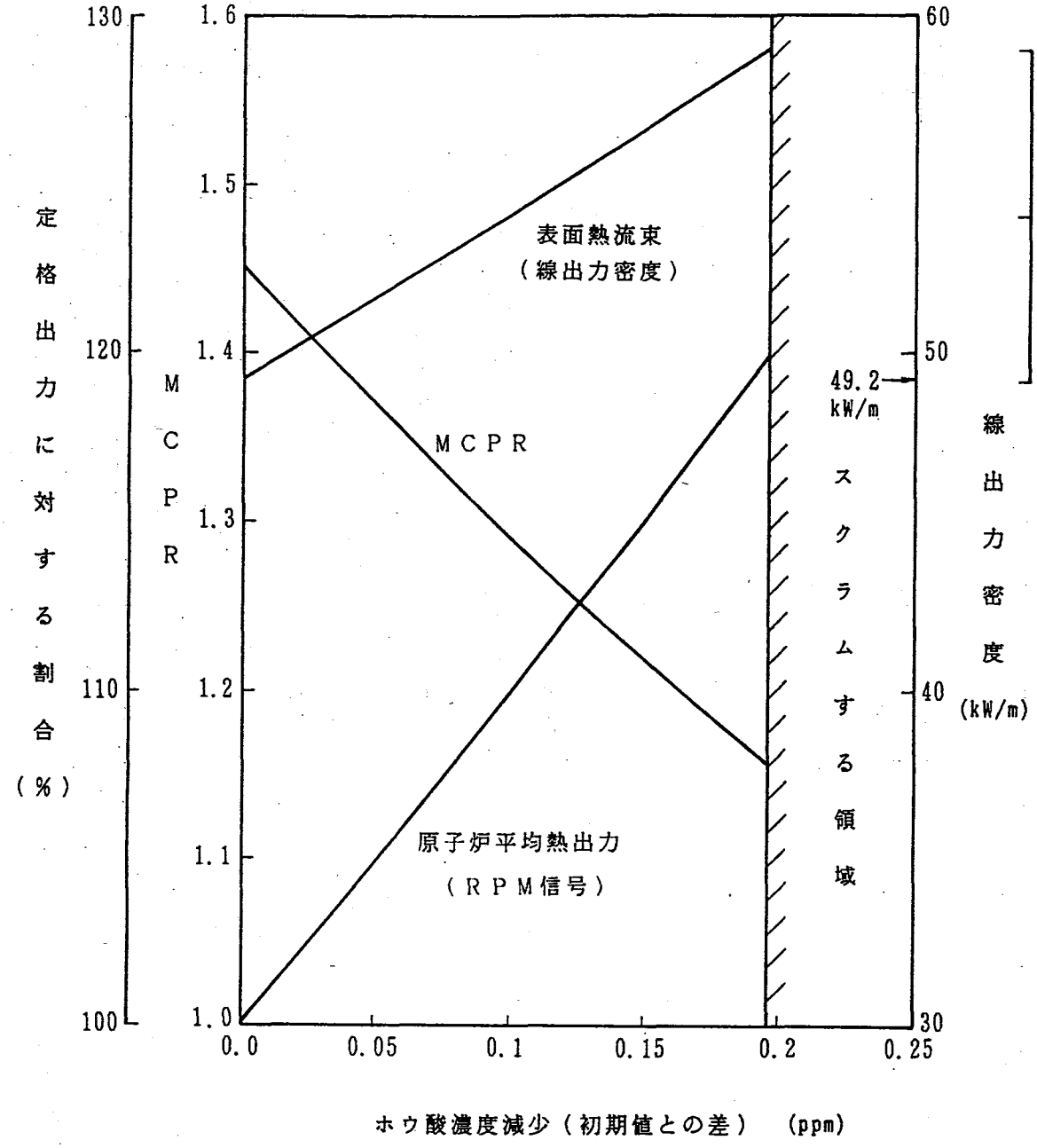
付図２－１　起動時における制御棒引抜時の過渡変化

（照射用ガドリニア燃料集合体）



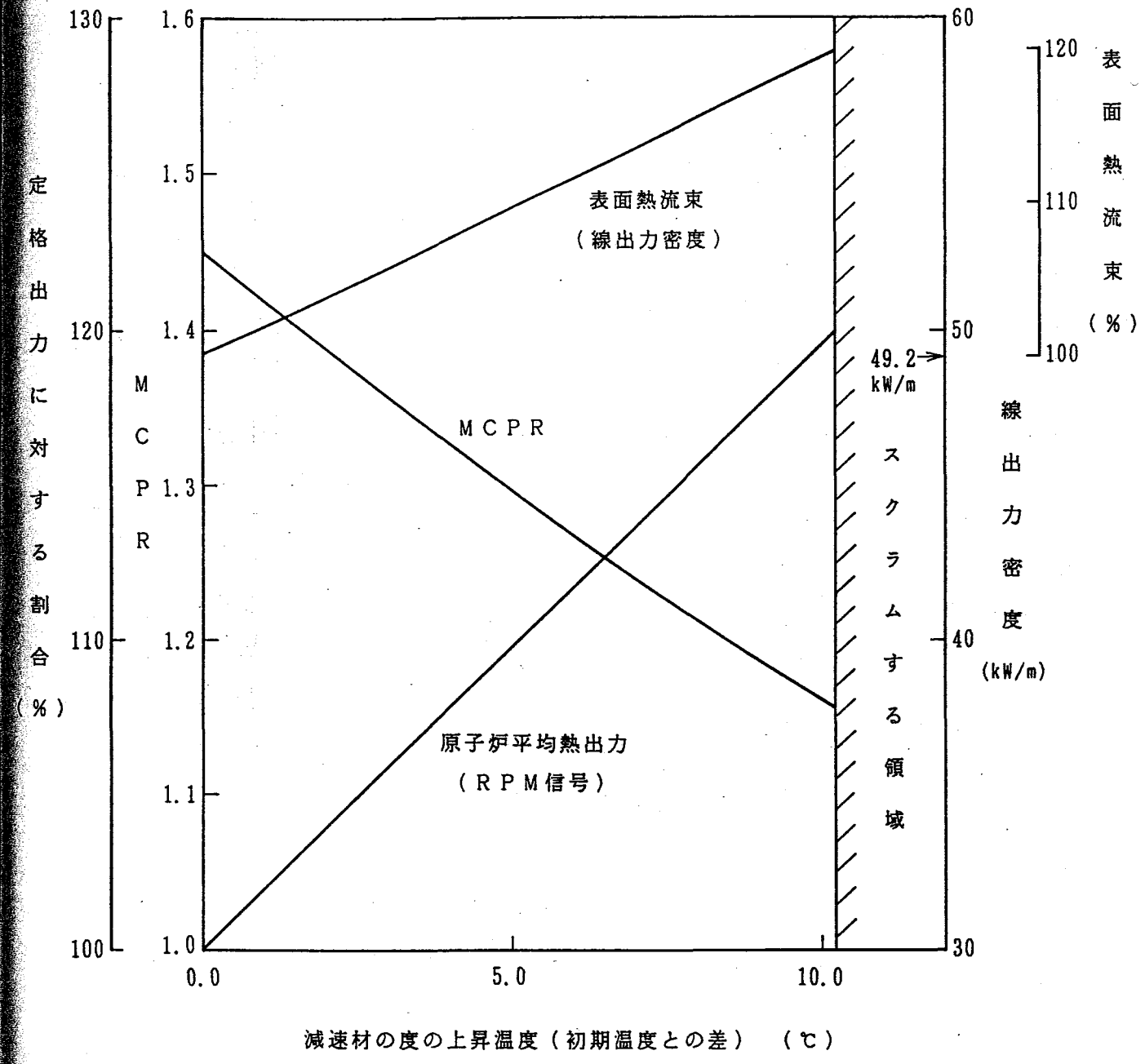
付図２－２　出力運転中の制御引抜時の過渡変化

（照射用ガドリニア燃料集合体）



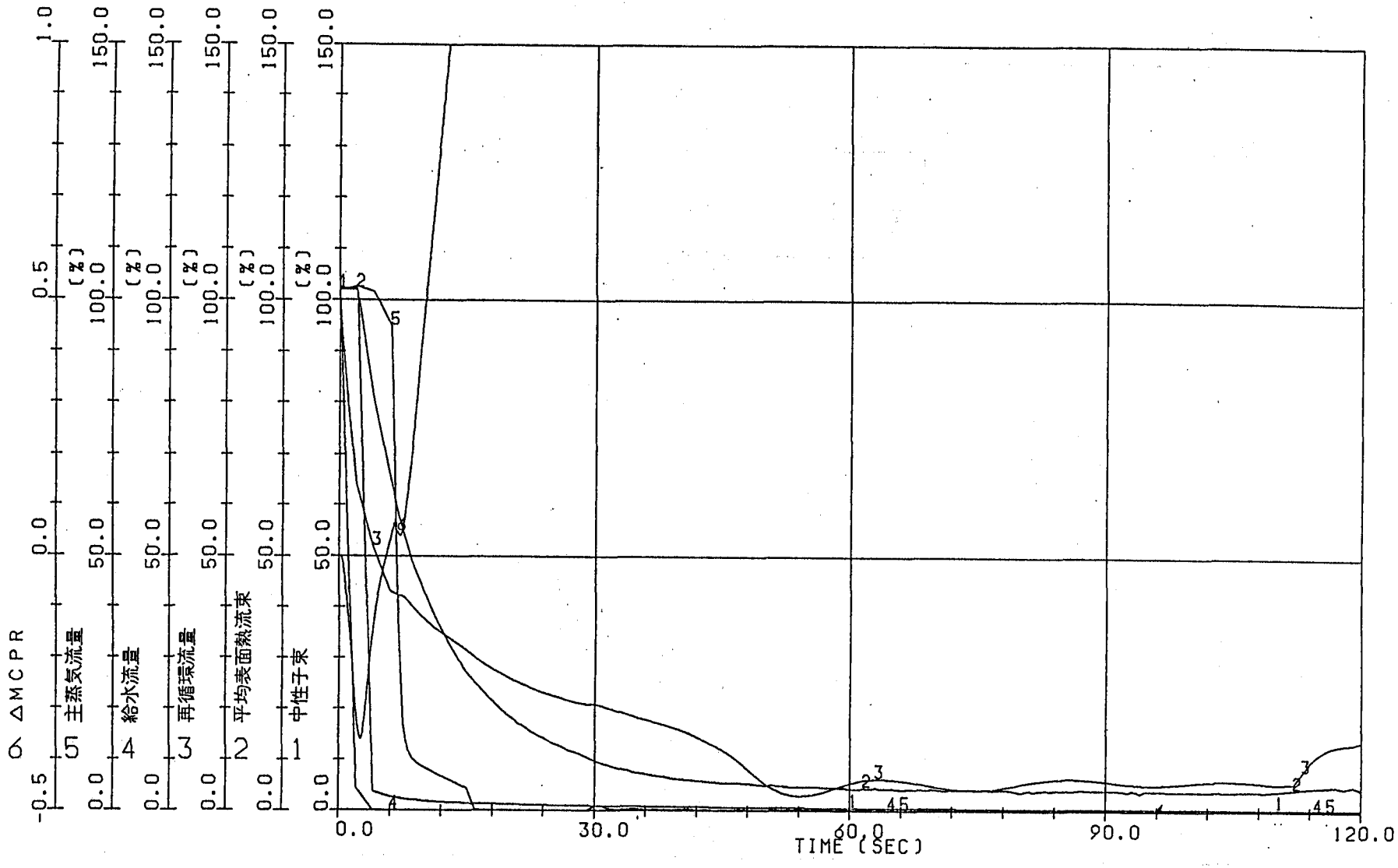
付図２－３　減速材中ホウ酸の異常な除去時の過渡変化

（照射用ガドリニア燃料集合体）

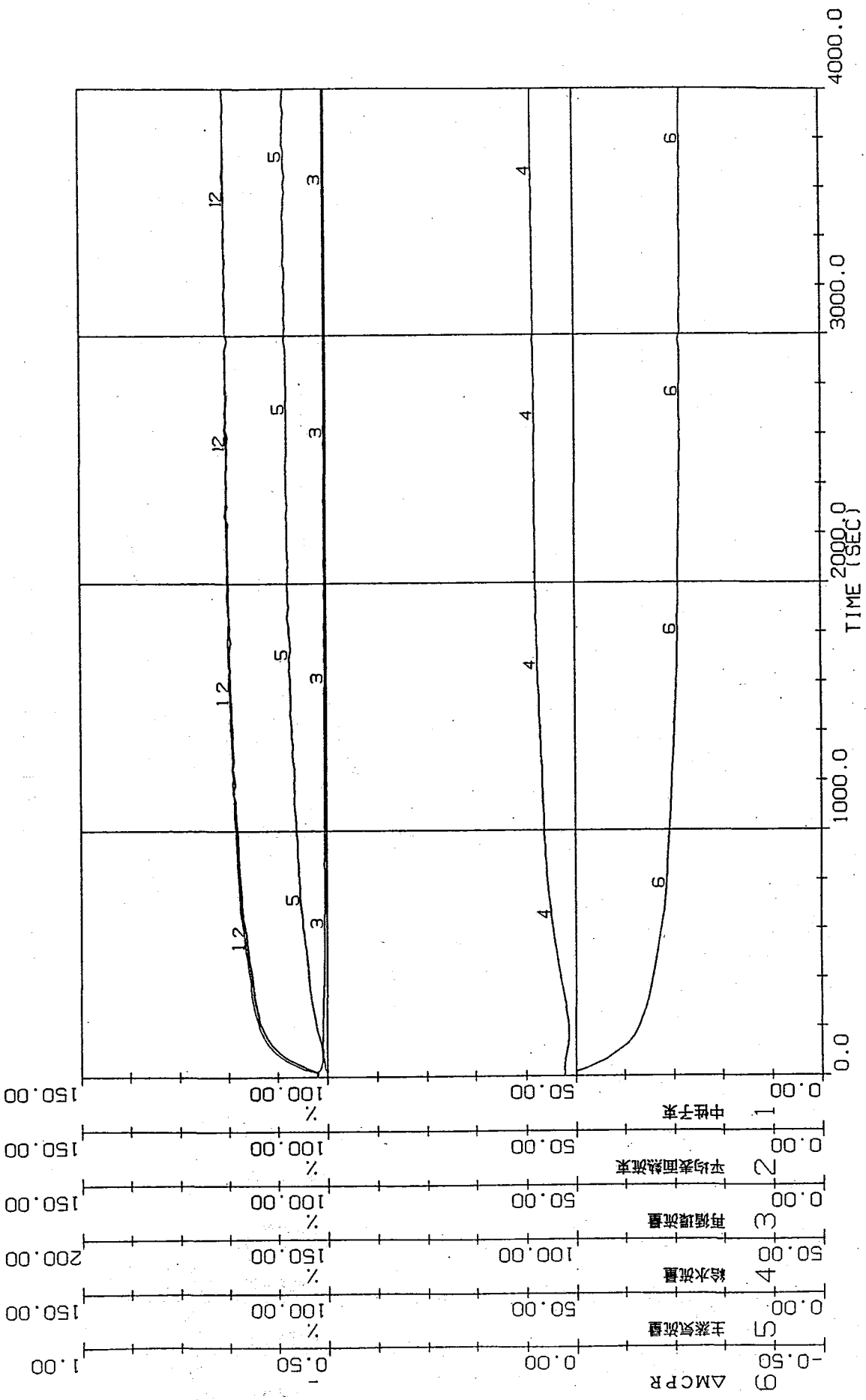


付図２－４　減速材温度の異常な上昇時の過渡変化

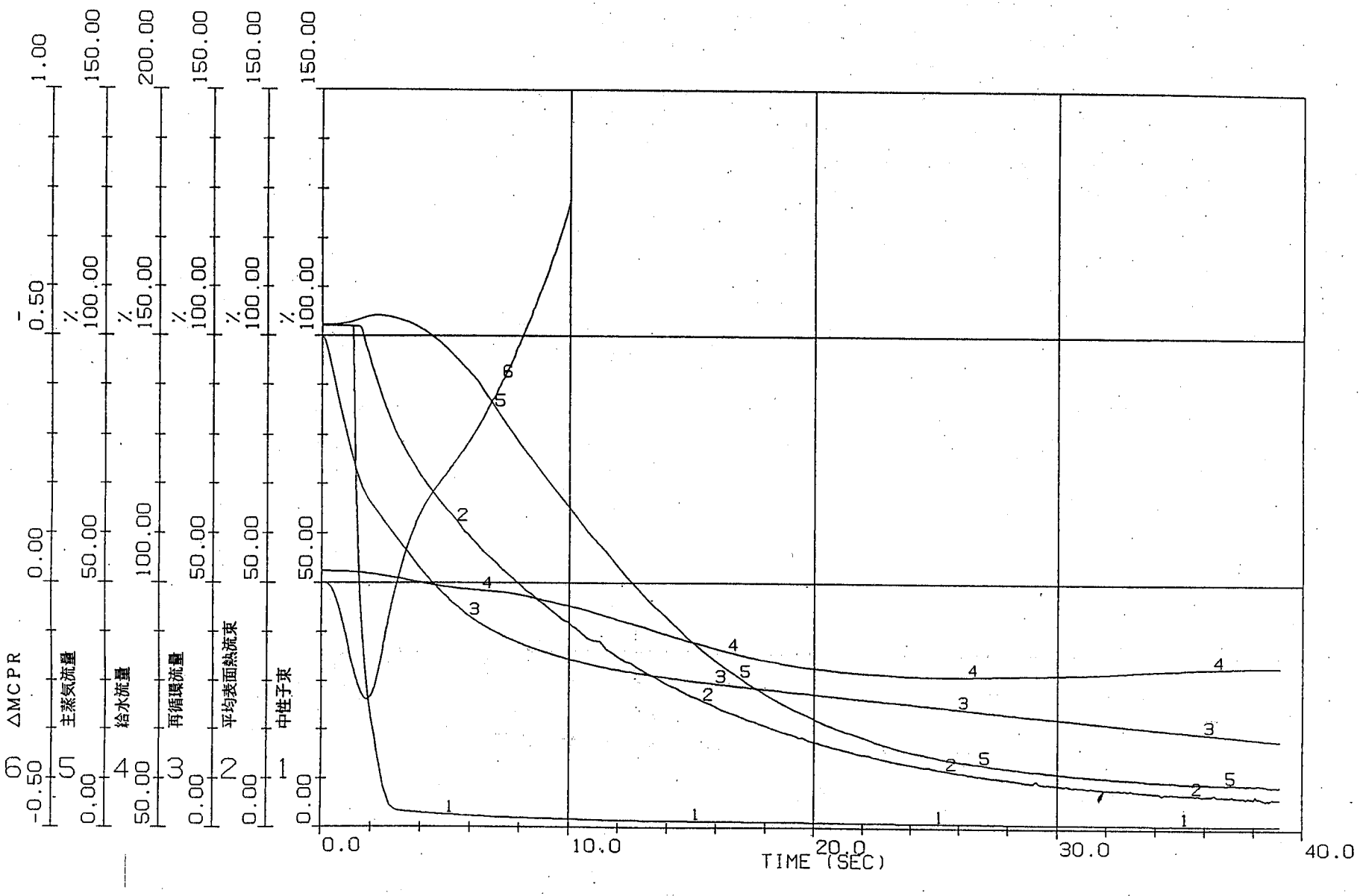
（照射用ガドリニア燃料集合体）



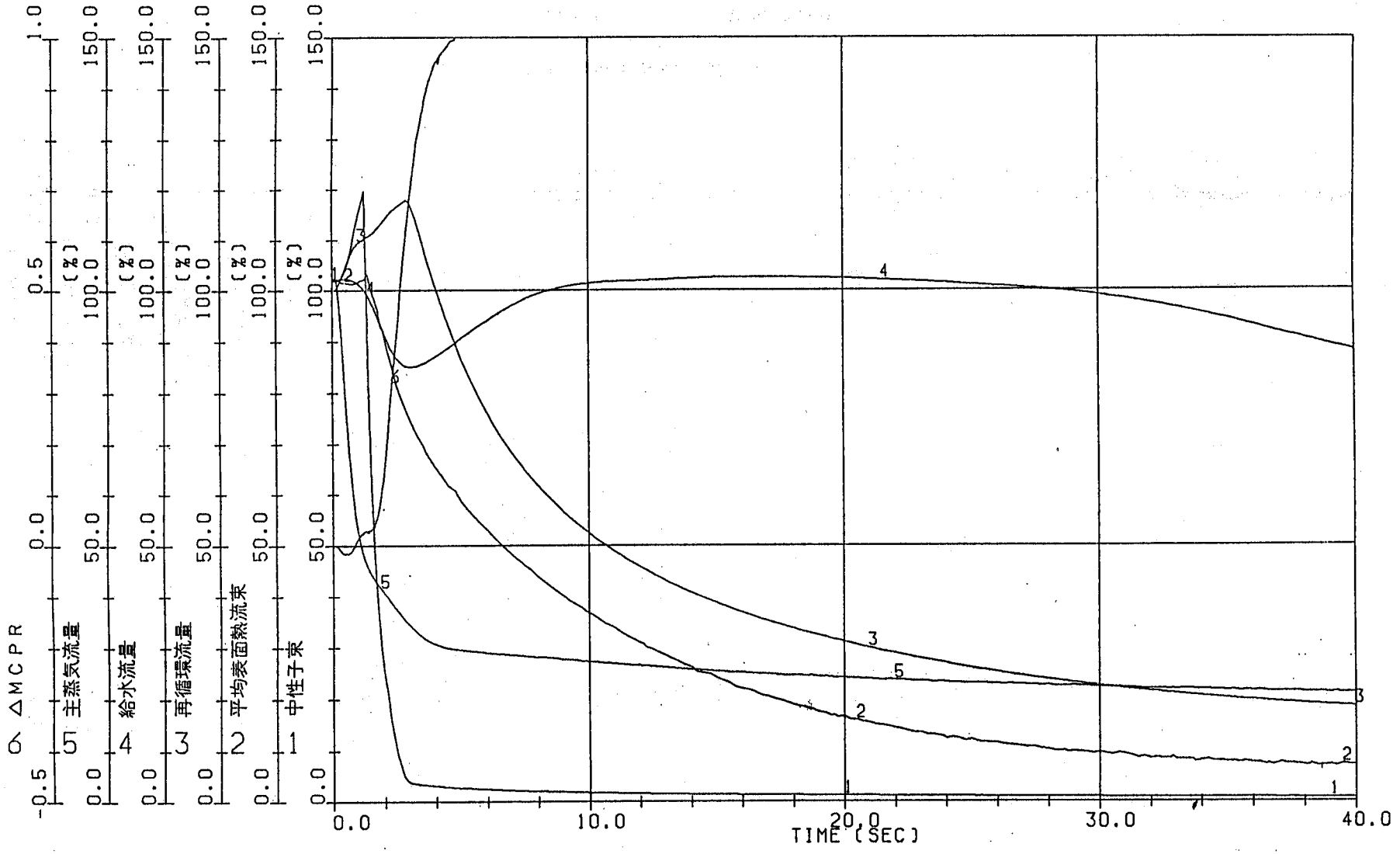
付図２－５　外部電源喪失時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



付図２－６　給水加熱喪失時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）

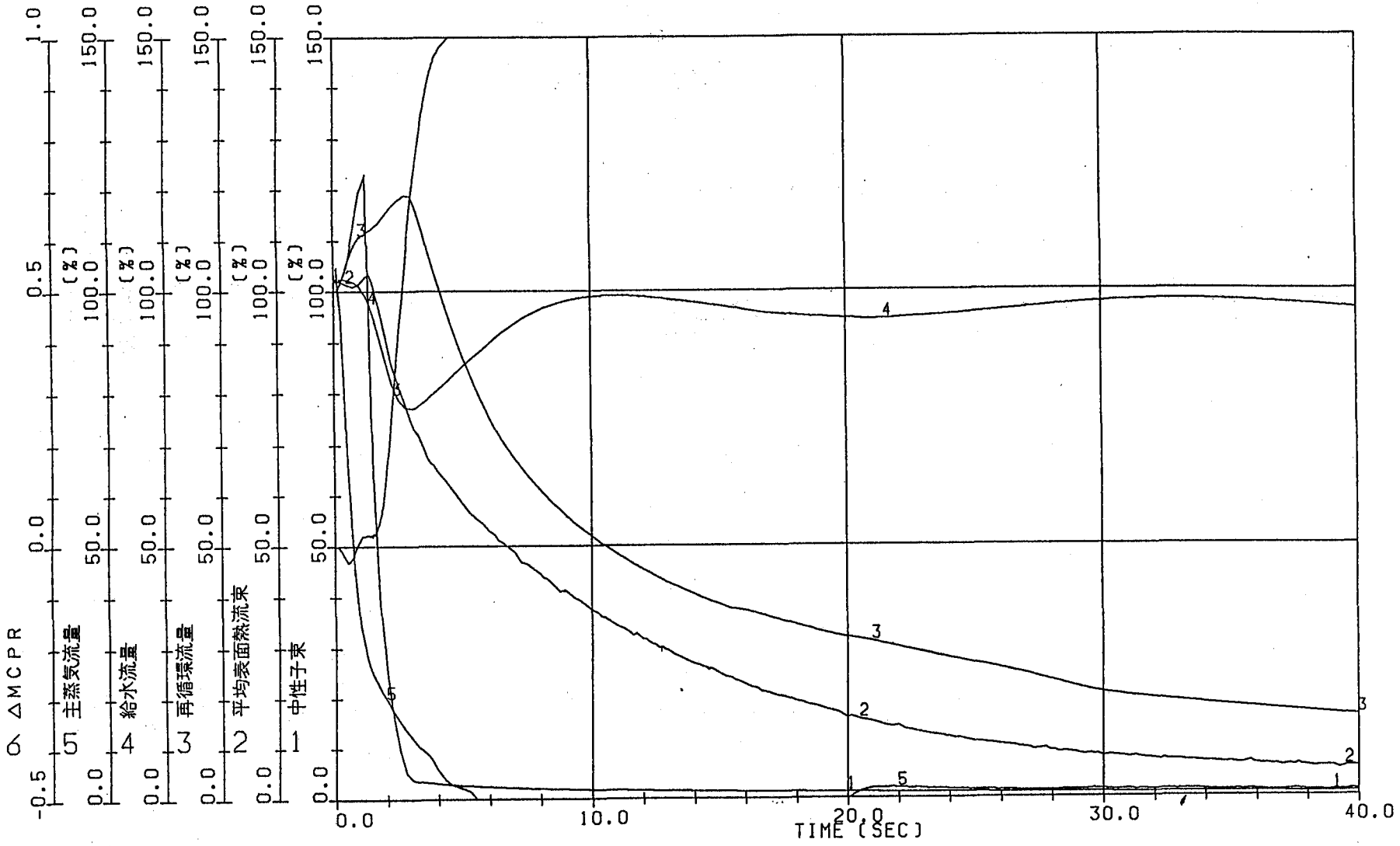


付図２－７　再循環ポンプ故障時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



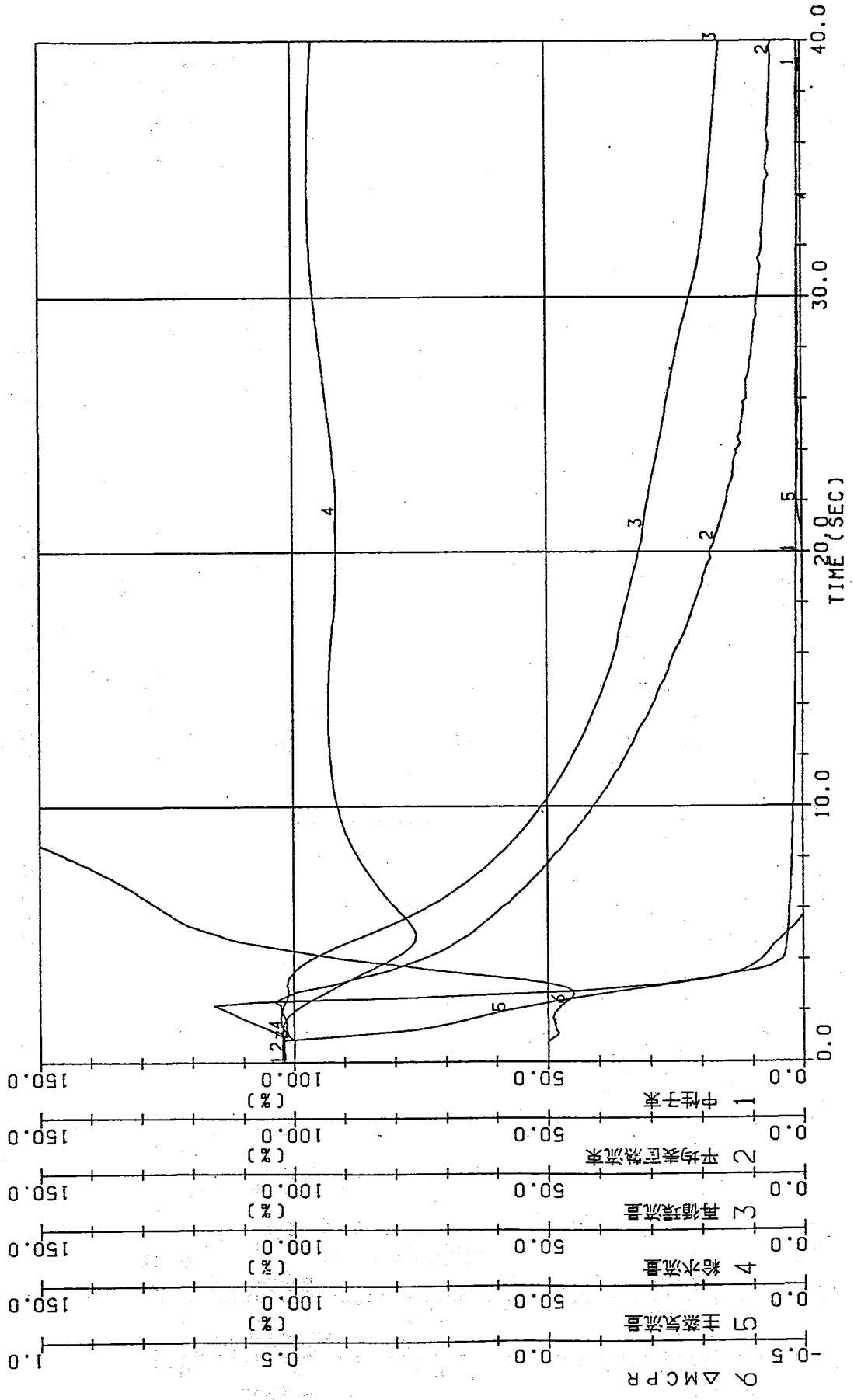
付図２－８ａ　発電機負荷遮断時の過渡変化（タービンバイパス弁作動）

（照射用ガドリニア燃料集合体）

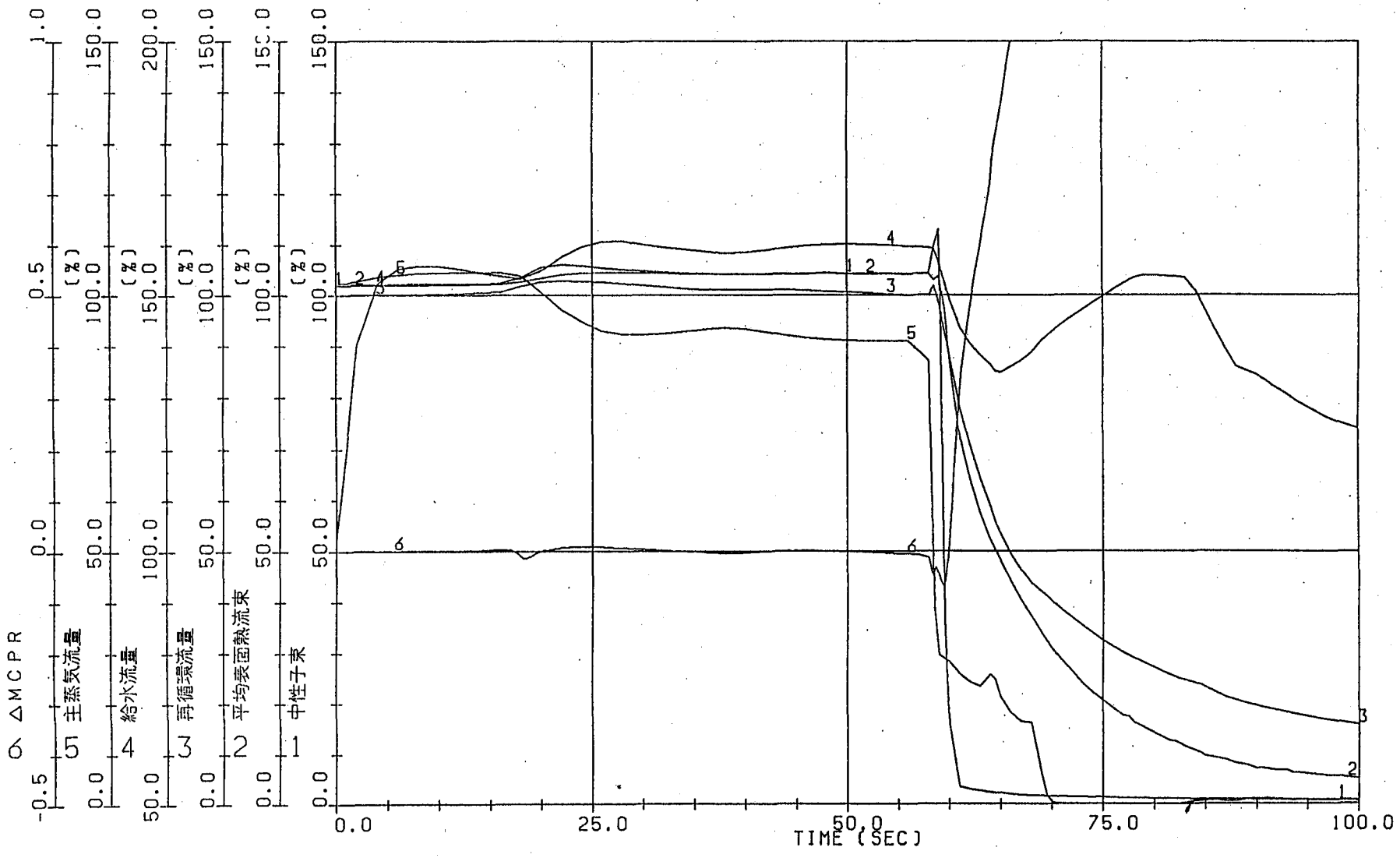


付図２－８ｂ　発電機負荷遮断時の過渡変化（タービンバイパス弁不作動）

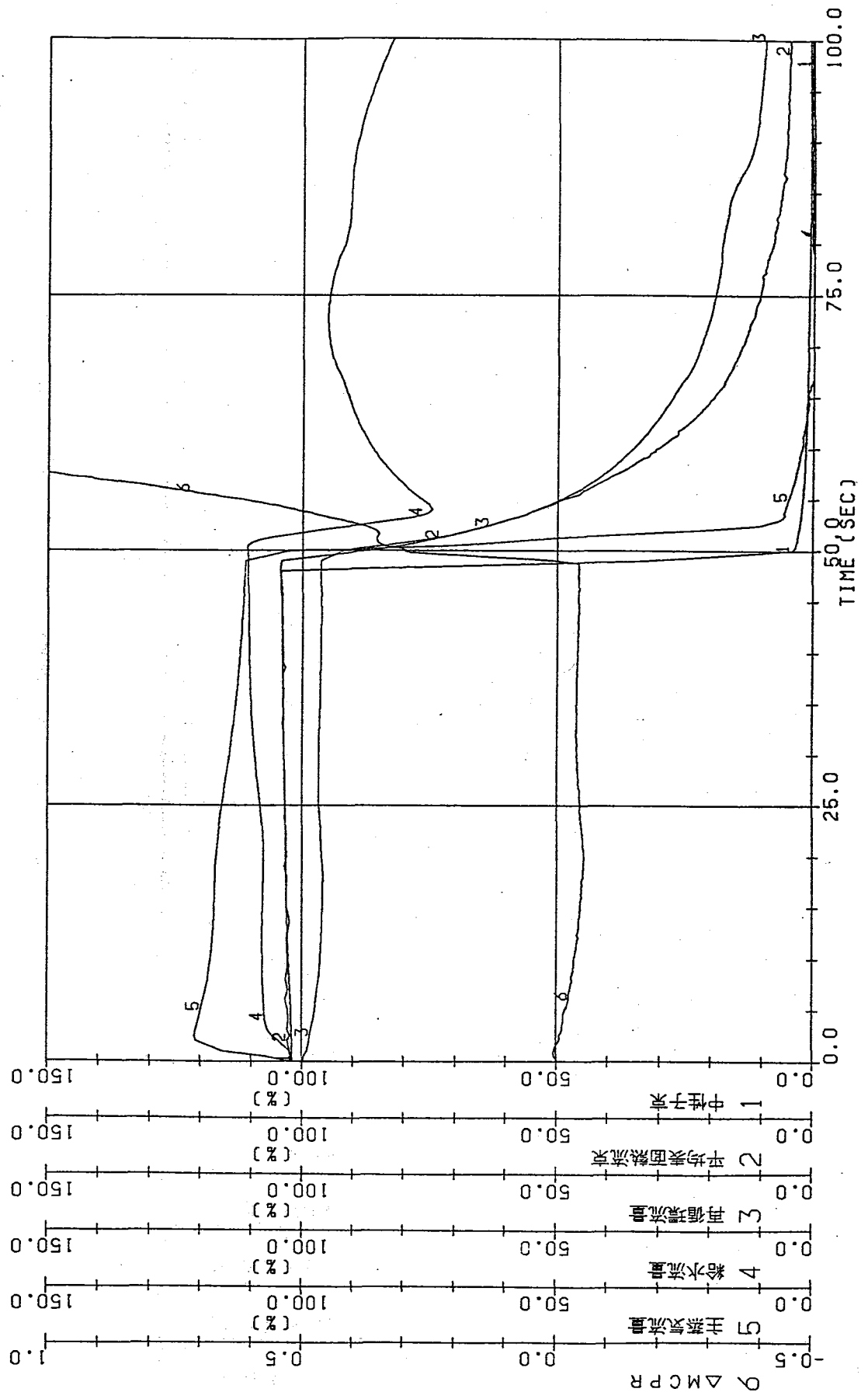
（照射用ガドリニア燃料集合体）



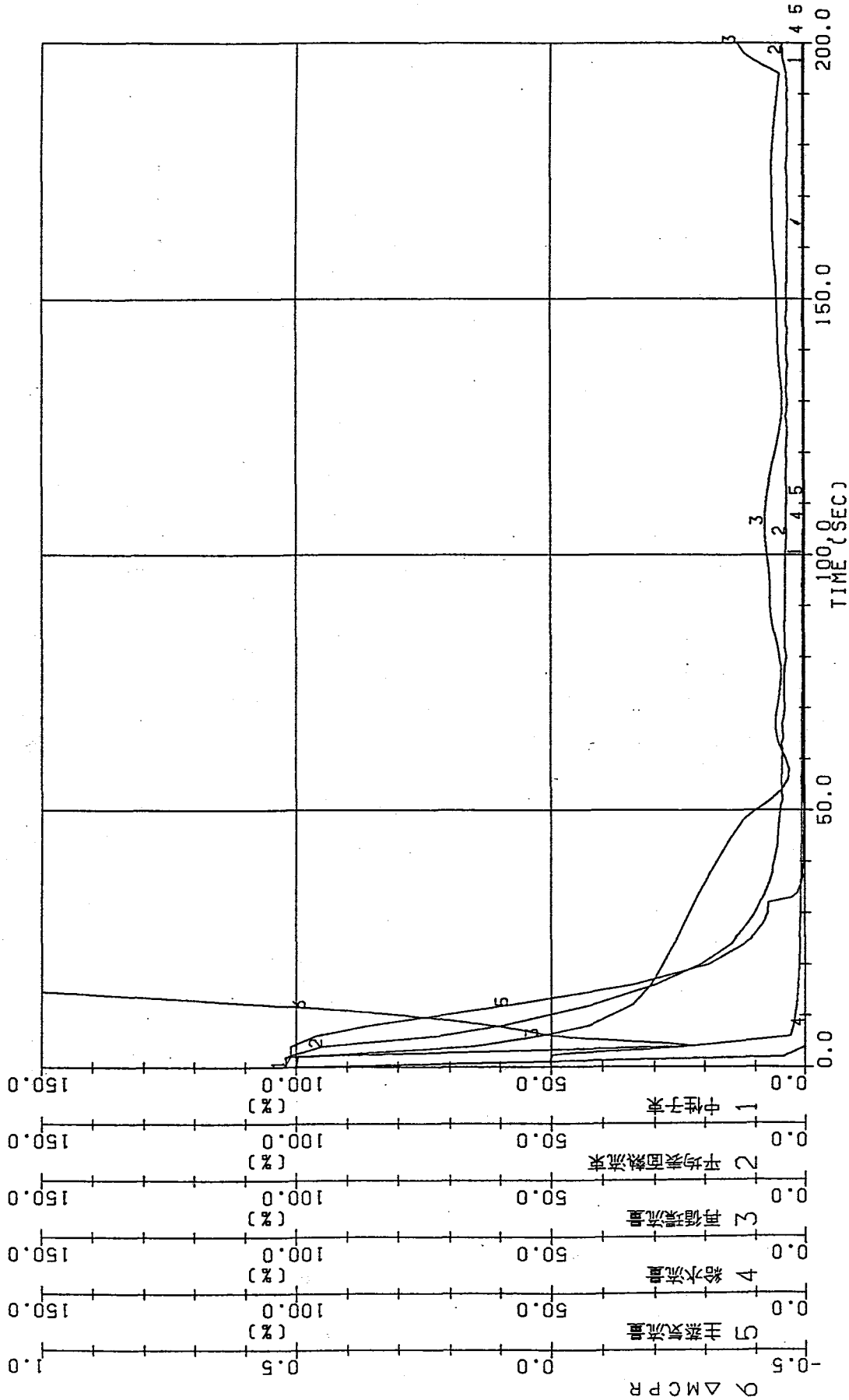
付図２－９　主蒸気隔離弁閉鎖時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



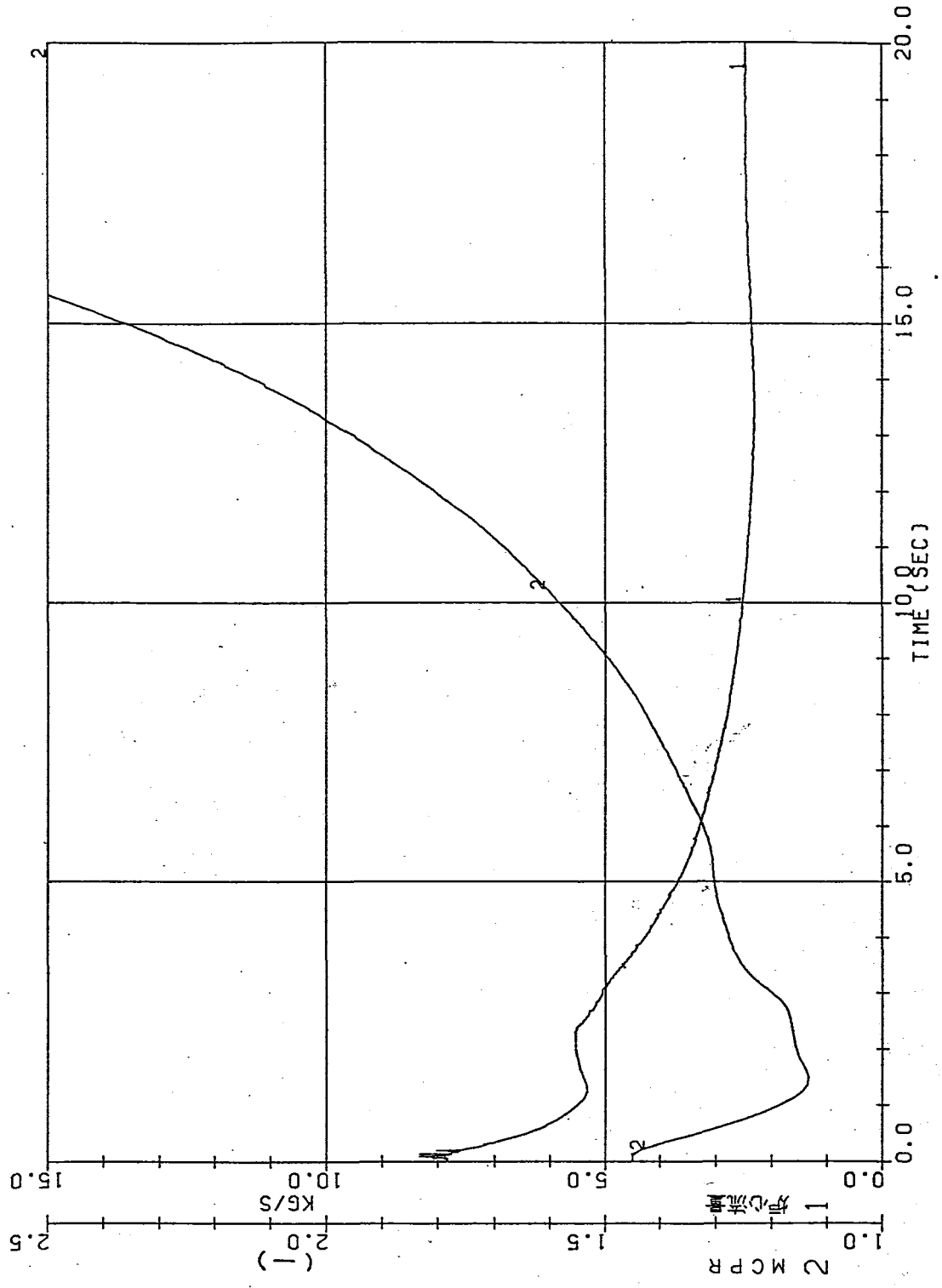
付図２－10　給水制御装置の故障時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



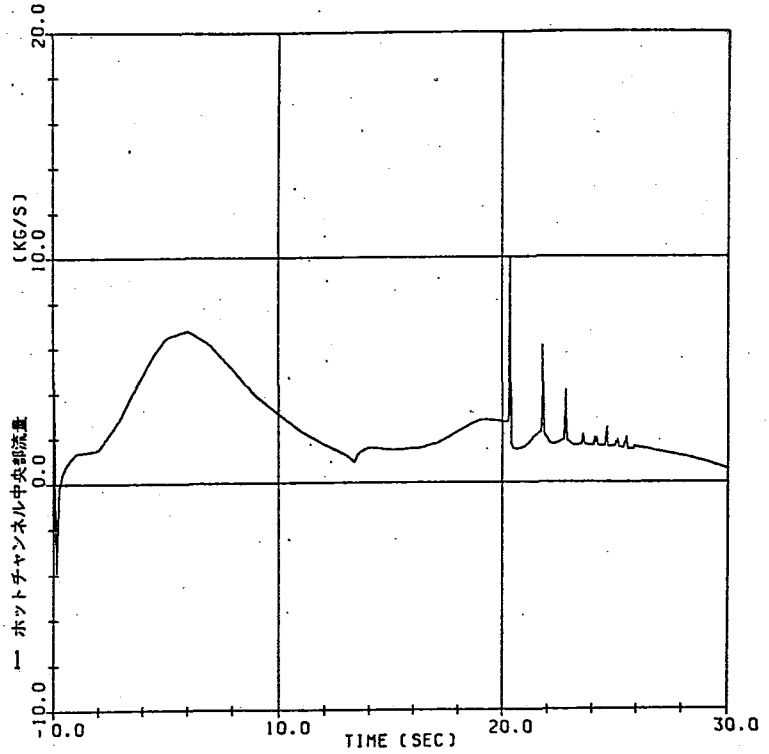
付図２－11　圧力制御装置の故障時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



付図２－12　全給水流量喪失時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）

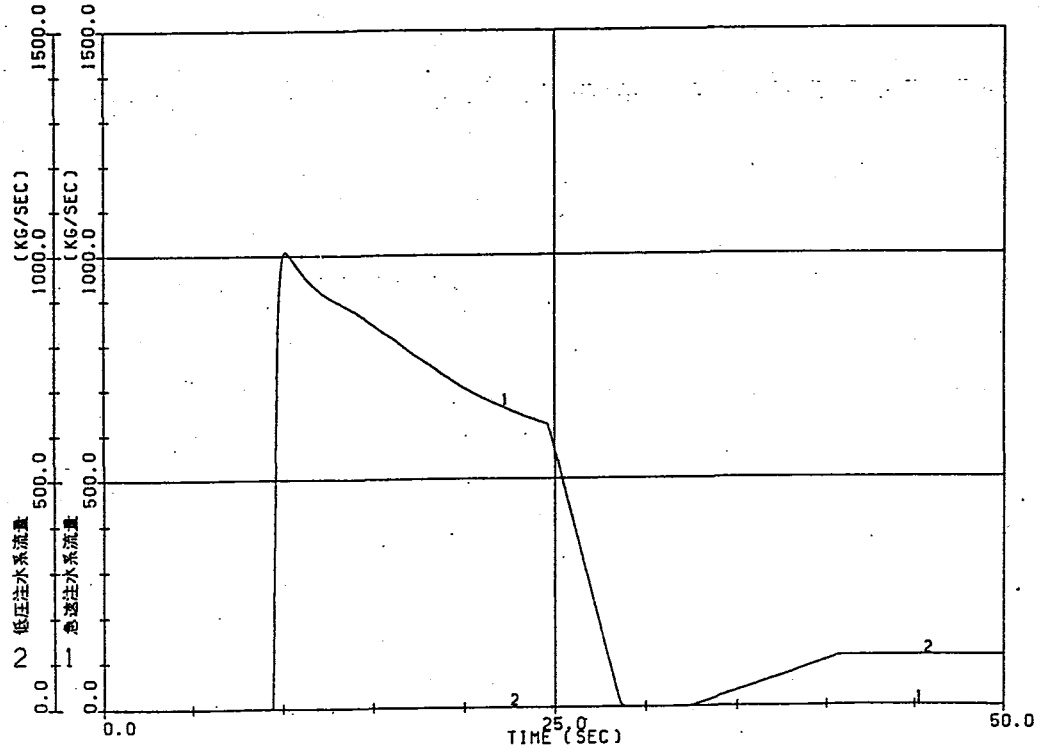


付図２－13　再循環ポンプ軸固着事故時の過渡変化（照射用ガドリニア燃料集合体）



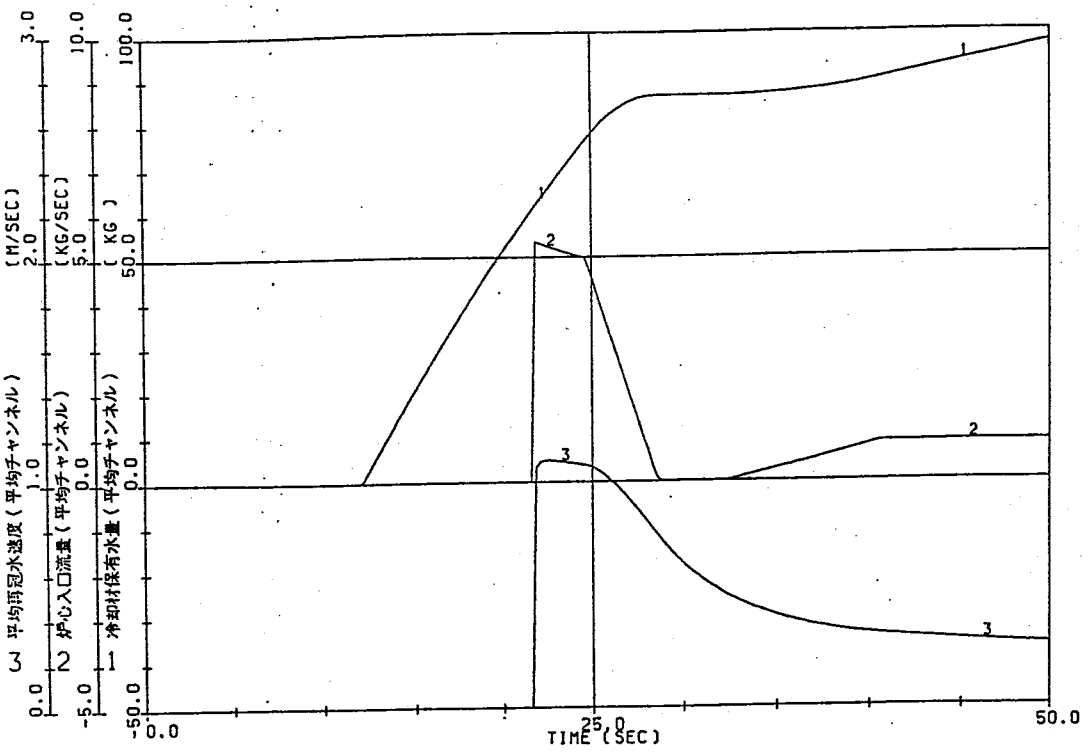
付図２－14　下降管両端破断事故時ブローダウン特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



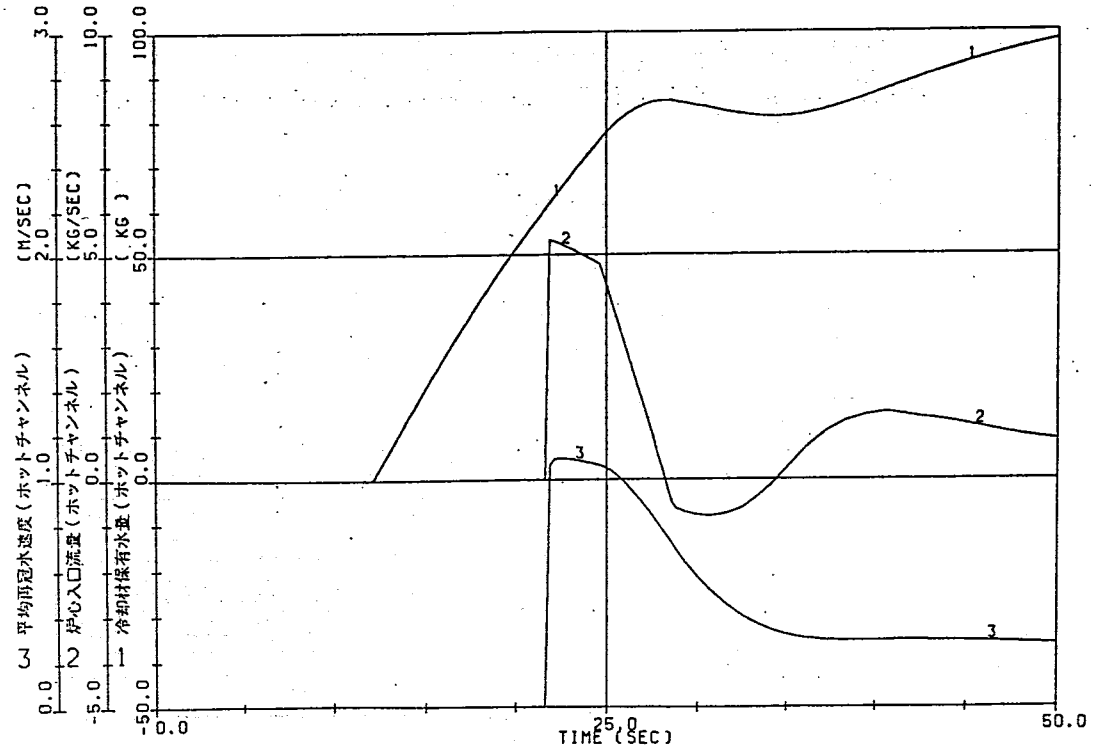
付図２－15ａ　下降管両端破断事故時再冠水特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



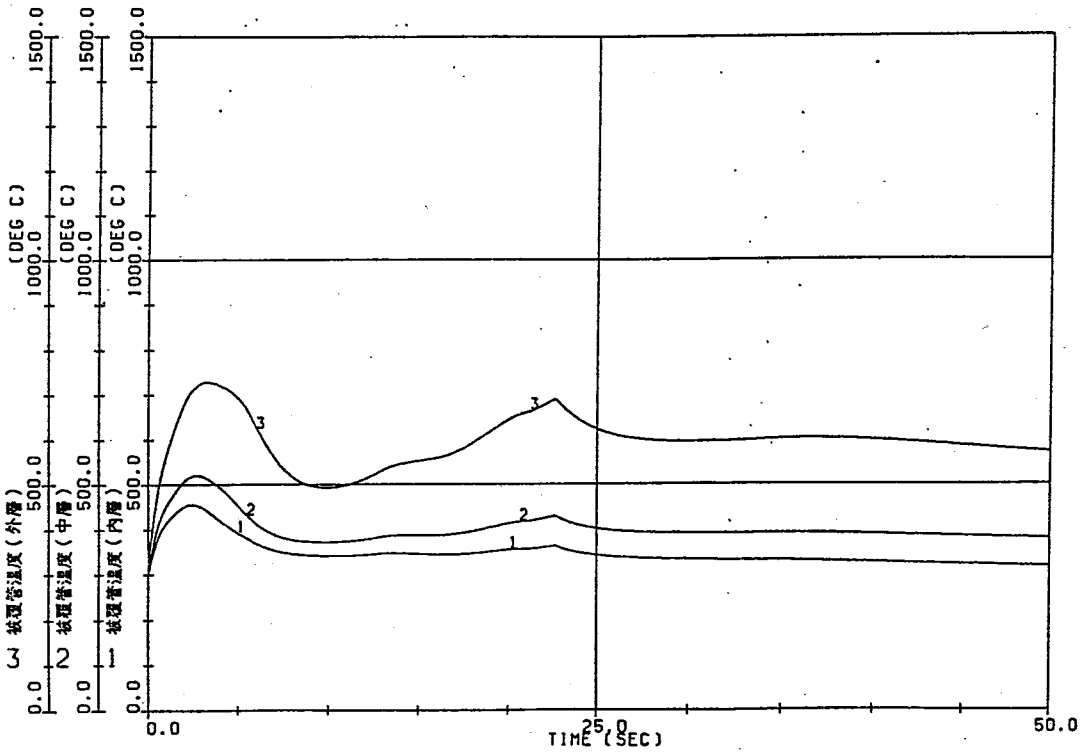
付図２－15ｂ　下降管両端破断事故時再冠水特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



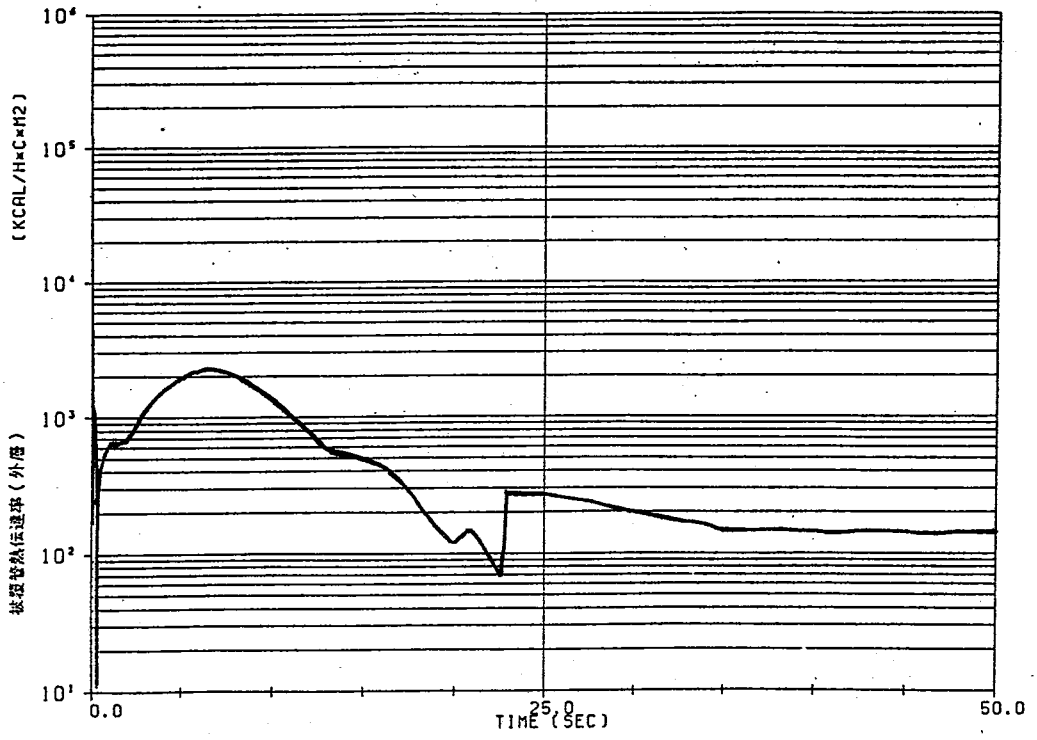
付図２－15ｃ　下降管両端破断事故時再冠水特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



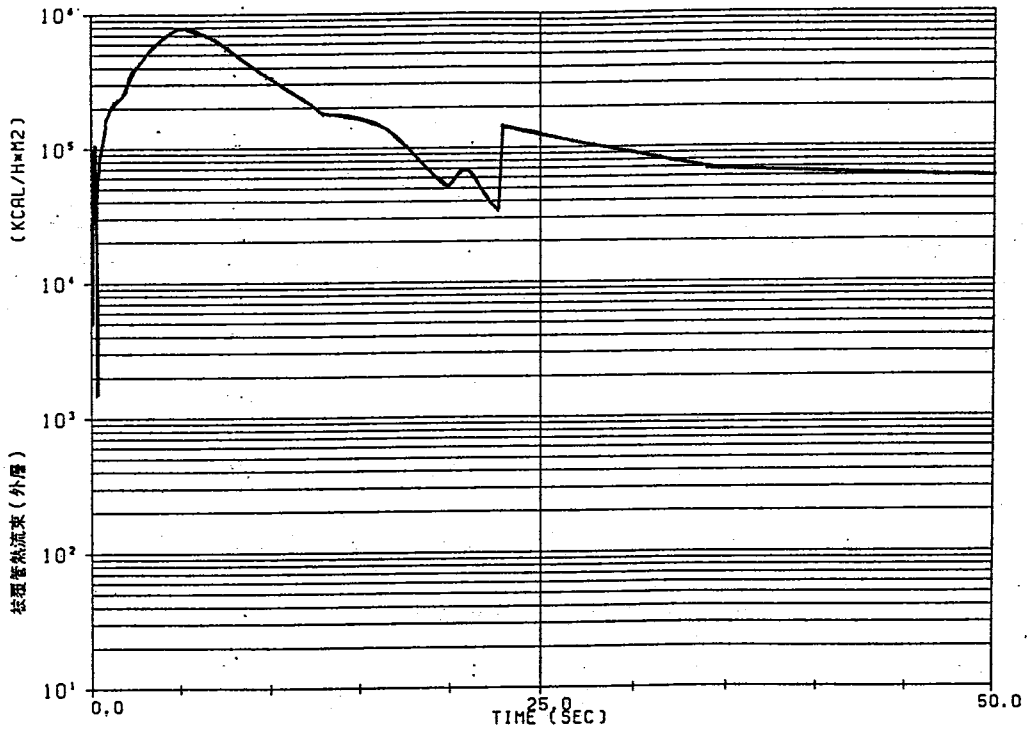
付図２－16ａ　下降管両端破断事故時ヒートアップ特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



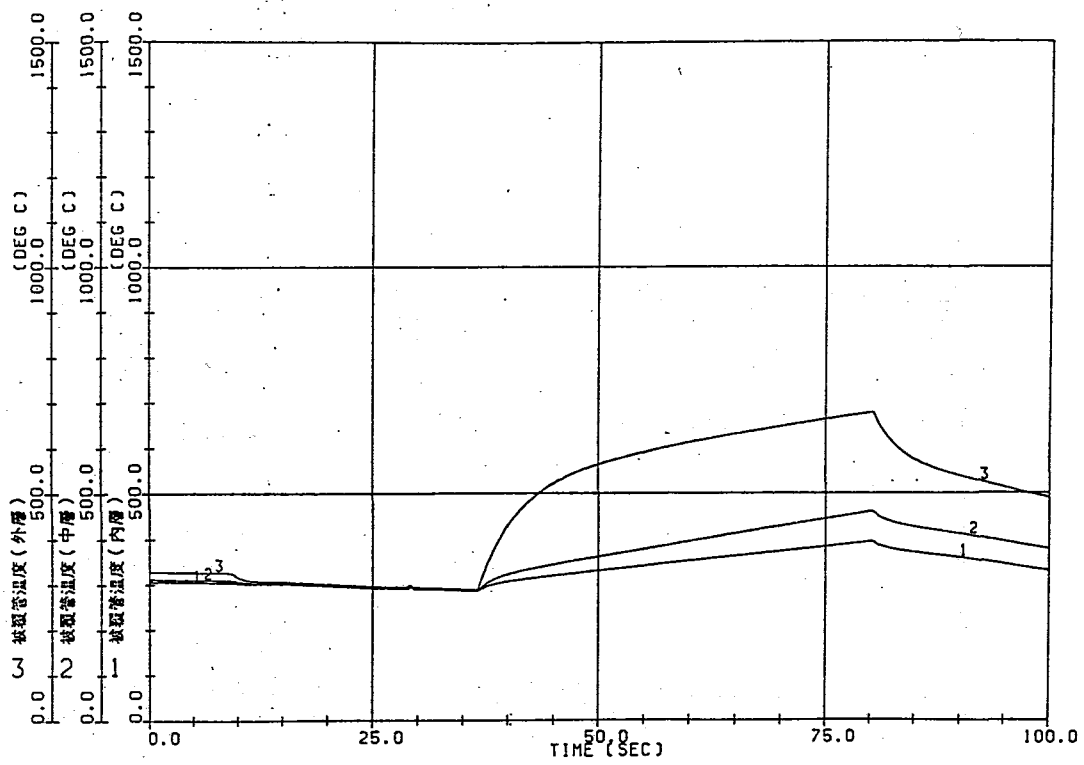
付図２－16ｂ　下降管両端破断事故時ヒートアップ特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



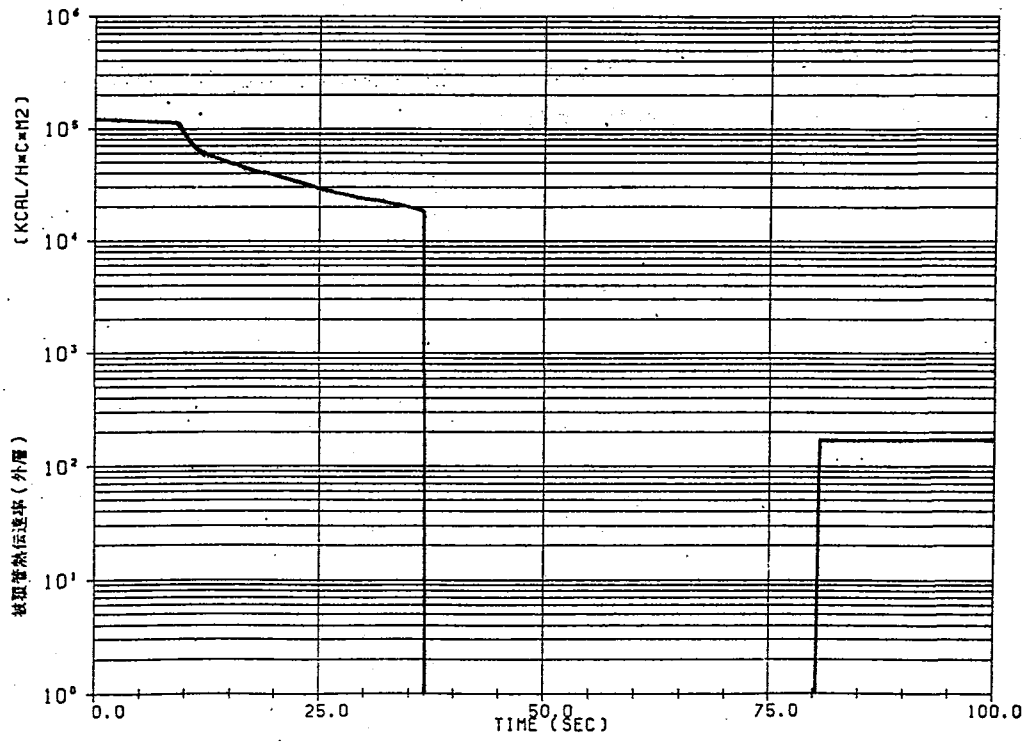
付図２－16ｃ　下降管両端破断事故時ヒートアップ特性（１００％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



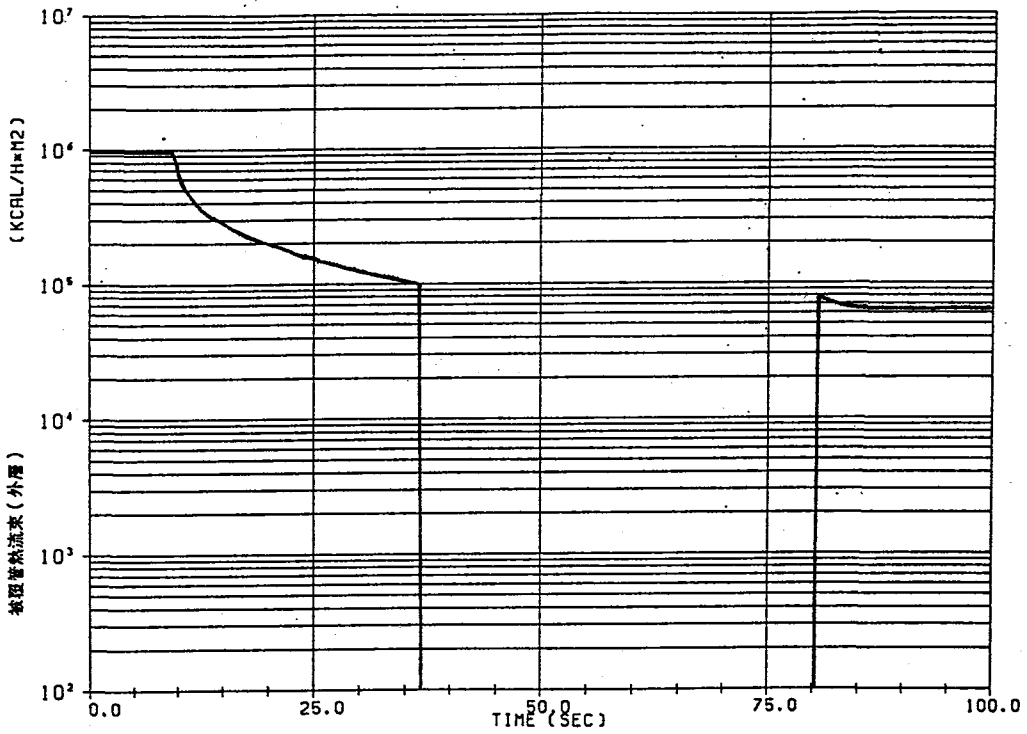
付図２－17ａ　下降管スプリット断事故時ヒートアップ特性（１０％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



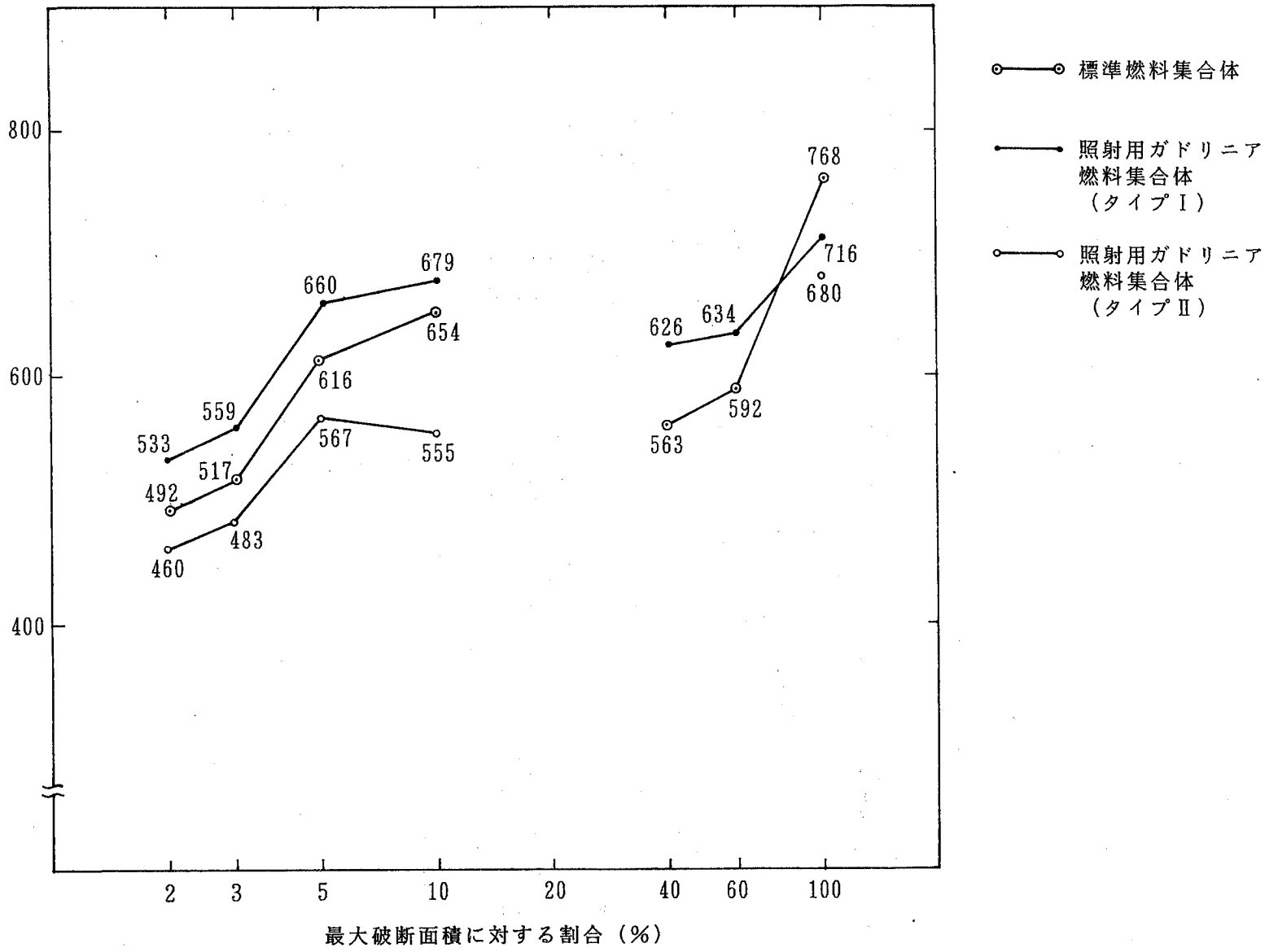
付図２－17ｂ　下降管スプリット断事故時ヒートアップ特性（１０％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）

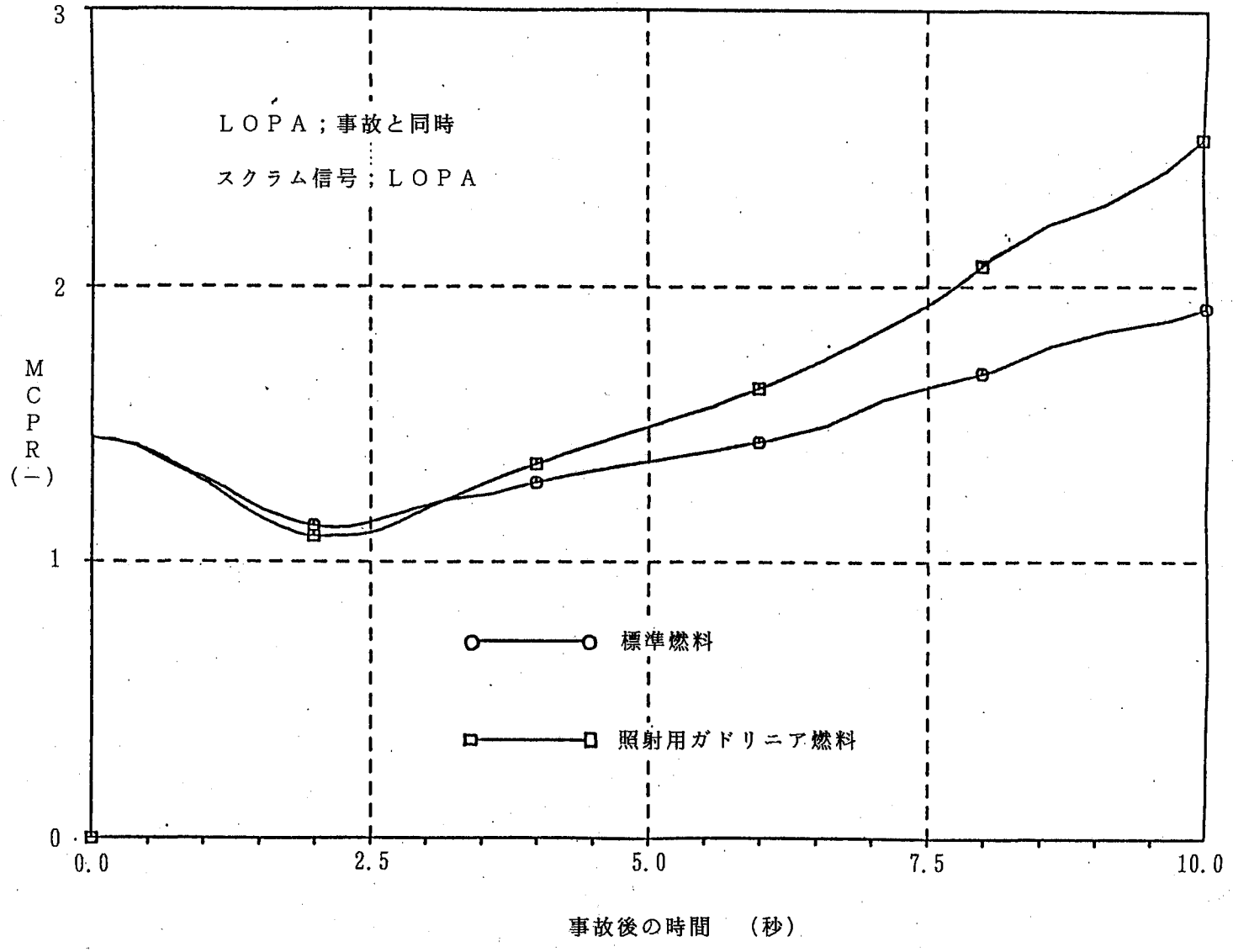


付図２－17ｃ　下降管スプリット断事故時ヒートアップ特性（１０％破断）

（照射用ガドリニア燃料集合体）



付図２－18　破断面積に対する最高温度関係



付図２－19　主蒸気管（ＰＣＶ外）破損事故時のＭＣＰＲ変化