

添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生
した場合における当該事故に対処するために必要な施
設及び体制の整備に関する説明書

目 次

1. 安全評価に関する基本方針	10-1-1
1.1 基本的考え方	10-1-1
1.2 主要な解析条件	10-1-8
1.3 解析に使用する計算プログラム	10-1-14
1.4 参考文献	10-1-34
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 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	10-2-2
2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き 抜き	10-2-2
2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-7
2.2.3 制御棒の落下及び不整合	10-2-12
2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	10-2-17
2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	10-2-22
2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-22
2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-25

2.3.3	外部電源喪失	10-2-28
2.3.4	主給水流量喪失	10-2-31
2.3.5	蒸気負荷の異常な増加	10-2-35
2.3.6	2次冷却系の異常な減圧	10-2-38
2.3.7	蒸気発生器への過剰給水	10-2-43
2.4	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	10-2-46
2.4.1	負荷の喪失	10-2-46
2.4.2	原子炉冷却材系の異常な減圧	10-2-51
2.4.3	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10-2-54
2.5	参考文献	10-2-80
3.	設計基準事故の解析	10-3-1
3.1	序	10-3-1
3.2	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい 変化	10-3-2
3.2.1	原子炉冷却材喪失	10-3-2
3.2.2	原子炉冷却材流量の喪失	10-3-21
3.2.3	原子炉冷却材ポンプの軸固着	10-3-24
3.2.4	主給水管破断	10-3-27
3.2.5	主蒸気管破断	10-3-32
3.3	反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な 変化	10-3-39
3.3.1	制御棒飛び出し	10-3-39
3.4	環境への放射性物質の異常な放出	10-3-48

3.4.1	放射性気体廃棄物処理施設の破損	10-3-48
3.4.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-3-51
3.4.3	燃料集合体の落下	10-3-62
3.4.4	原子炉冷却材喪失	10-3-67
3.4.5	制御棒飛び出し	10-3-75
3.5	原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化	10-3-78
3.5.1	原子炉冷却材喪失	10-3-78
3.5.2	可燃性ガスの発生	10-3-82
3.6	参考文献	10-3-117
4.	重大事故及び仮想事故の解析	10-4-1
4.1	重大事故	10-4-2
4.1.1	原子炉冷却材喪失	10-4-2
4.1.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-24
4.1.3	結 論	10-4-35
4.2	仮想事故	10-4-36
4.2.1	原子炉冷却材喪失	10-4-36
4.2.2	蒸気発生器伝熱管破損	10-4-42
4.2.3	結 論	10-4-47
4.3	参考文献	10-4-58
5.	重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施 するために必要な技術的能力	10-5-1
5.1	重大事故等対策	10-5-3
5.1.1	重大事故等対処設備に係る事項	10-5-3

5.1.2	復旧作業に係る事項	10-5-8
5.1.3	支援に係る事項	10-5-10
5.1.4	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに 体制の整備	10-5-12
5.2	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の 衝突その他のテロリズムへの対応における事項	10-5-38
5.2.1	可搬型設備等による対応	10-5-38
5.2.1.1	大規模損壊発生時の手順書の整備	10-5-38
5.2.1.2	大規模損壊の発生に備えた体制の整備	10-5-95
5.2.1.3	大規模損壊の発生に備えた設備及び 資機材の配備	10-5-100
5.2.2	特定重大事故等対処施設の機能を維持する ための体制の整備	10-5-105
5.2.2.1	特定重大事故等対処施設の手順書の 整備	10-5-106
5.2.2.2	特定重大事故等対処施設による対応の 体制の整備	10-5-118
5.2.2.3	特定重大事故等対処施設の資機材の 配備に関する基本的な考え方	10-5-128
5.2.2.4	重大事故等対策及び可搬型設備等に よる対応	10-5-129
6.	重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の 基本的考え方	10-6-1
6.1	概 要	10-6-1

6.1.1	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-1
6.1.2	評価に当たって考慮する事項	10-6-2
6.1.3	有効性評価に使用する計算プログラム	10-6-2
6.1.4	有効性評価における解析の条件設定	10-6-3
6.1.5	解析の実施	10-6-3
6.1.6	解析コード及び解析条件の不確かさの 影響評価	10-6-4
6.1.7	必要な要員及び資源の評価	10-6-4
6.2	評価対象の整理及び評価項目の設定	10-6-4
6.2.1	運転中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故	10-6-6
6.2.2	運転中の原子炉における重大事故	10-6-15
6.2.3	使用済燃料ピットにおける重大事故に至る おそれがある事故	10-6-25
6.2.4	運転停止中の原子炉における重大事故に 至るおそれがある事故	10-6-26
6.3	評価に当たって考慮する事項	10-6-29
6.3.1	有効性評価において考慮する措置	10-6-29
6.3.2	安全機能の喪失に対する仮定	10-6-30
6.3.3	外部電源に対する仮定	10-6-30
6.3.4	単一故障に対する仮定	10-6-30
6.3.5	運転員等の操作時間に対する仮定	10-6-31
6.3.6	考慮する範囲	10-6-31
6.4	有効性評価に使用する計算プログラム	10-6-32
6.4.1	M-R E L A P 5	10-6-32

6.4.2	S P A R K L E - 2	10-6-35
6.4.3	M A A P	10-6-37
6.4.4	G O T H I C	10-6-40
6.4.5	C O C O	10-6-41
6.5	有効性評価における解析の条件設定の方針	10-6-42
6.5.1	解析条件設定の考え方	10-6-42
6.5.2	共通解析条件	10-6-43
6.6	解析の実施方針	10-6-53
6.7	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 方針	10-6-53
6.7.1	解析コードにおける重要現象の不確かさの 影響評価	10-6-54
6.7.2	解析条件の不確かさの影響評価	10-6-54
6.7.3	操作時間余裕の把握	10-6-54
6.8	必要な要員及び資源の評価方針	10-6-55
6.8.1	必要な要員の評価	10-6-55
6.8.2	必要な資源の評価	10-6-55
6.9	参考文献	10-6-97
7.	重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に 対する対策の有効性評価	10-7-1-1
7.1	運転中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故	10-7-1-2
7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	10-7-1-3
7.1.2	全交流動力電源喪失	10-7-1-25

7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	10-7-1-60
7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	10-7-1-70
7.1.5	原子炉停止機能喪失	10-7-1-91
7.1.6	E C C S 注水機能喪失	10-7-1-116
7.1.7	E C C S 再循環機能喪失	10-7-1-145
7.1.8	格納容器バイパス	10-7-1-174
7.2	重大事故	10-7-2-1
7.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納 容器過圧・過温破損）	10-7-2-2
7.2.1.1	格納容器過圧破損	10-7-2-2
7.2.1.2	格納容器過温破損	10-7-2-42
7.2.2	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接 加熱	10-7-2-80
7.2.3	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材 相互作用	10-7-2-104
7.2.4	水素燃焼	10-7-2-121
7.2.5	熔融炉心・コンクリート相互作用	10-7-2-150
7.3	使用済燃料ピットにおける重大事故に至る おそれがある事故	10-7-3-1
7.3.1	想定事故 1	10-7-3-2
7.3.2	想定事故 2	10-7-3-20
7.4	運転停止中の原子炉における重大事故に至る おそれがある事故	10-7-4-1
7.4.1	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障 による停止時冷却機能喪失）	10-7-4-2

7.4.2	全交流動力電源喪失	10－7－4－19
7.4.3	原子炉冷却材の流出	10－7－4－38
7.4.4	反応度の誤投入	10－7－4－57
7.5	必要な要員及び資源の評価	10－7－5－1
7.5.1	必要な要員及び資源の評価条件	10－7－5－1
7.5.2	重大事故等対策時に必要な要員の評価 結果	10－7－5－6
7.5.3	重大事故等対策時の7日間の実施に必要な 水源，燃料及び電源の評価結果	10－7－5－6

表

第1.2.1表	解析に使用する初期定常運転条件	10-1-24
第1.2.2表	解析に使用する原子炉トリップ限界値及び 応答時間	10-1-25
第1.2.3表	解析に使用する工学的安全施設作動信号の 作動限界値及び応答時間	10-1-26
第1.2.4表	解析において影響緩和のため考慮する 主要な安全機能－運転時の異常な過渡変化	10-1-27
第1.2.5表	解析において影響緩和のため考慮する 主要な安全機能－設計基準事故	10-1-28
第1.3.1表	解析に使用する計算プログラム一覧表 －運転時の異常な過渡変化	10-1-29
第1.3.2表	解析に使用する計算プログラム一覧表 －設計基準事故	10-1-30
第3.2.1.1表	大破断解析結果（低温側配管両端破断）	10-3-10
第3.2.1.2表	大破断解析結果（低温側配管両端破断， 流出係数0.4）	10-3-11
第3.2.1.3表	小破断解析結果	10-3-18
第3.3.1.1表	制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）	10-3-47
第3.4.2.1表	よう素の吸入摂取による小児の実効線量 係数及びI-131等価量への換算係数	10-3-58
第3.4.4.3表	動的機器の単一故障を想定した場合の 原子炉格納容器からの漏えい率	10-3-73

第3.4.4.4表	静的機器の単一故障を想定した場合の 原子炉格納容器からの漏えい率	10-3-73
第4.1.1表	よう素の炉心内蓄積量	10-4-8
第4.1.2表	希ガスの炉心内蓄積量	10-4-9
第4.1.3表	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の 等価線量に係る線量係数及び I-131 等価量への換算係数	10-4-16
第4.1.4表	原子炉格納容器内の積算線源強度（重大 事故）	10-4-19
第4.1.5表	1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び 追加放出寄与分	10-4-28
第4.1.6表	1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び 追加放出寄与分	10-4-29
第4.2.1表	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の 等価線量に係る線量係数及び I-131 等価量への換算係数	10-4-38
第4.2.2表	原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想 事故）	10-4-40
第4.2.3表	全身線量の積算値（2000年の人口集 計による）	10-4-48
第4.2.4表	全身線量の積算値（2050年の人口推 計による）	10-4-49
第5.1.1表	重大事故等対策における手順書の概要	10-5-156
第5.1.2表	重大事故等対策における操作の成立性	10-5-224

第5.2.1表	自然災害12事象がプラントへ与える影響 評価	10－5－230
第5.2.2表	自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設 へ与える影響評価	10－5－237
第5.2.3表	イベントツリー等から判断されるプラント へ与える影響	10－5－238
第5.2.4表	大規模損壊発生時の対応操作一覧	10－5－240
第5.2.5表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.2）	10－5－242
第5.2.6表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.3）	10－5－243
第5.2.7表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.4）	10－5－246
第5.2.8表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.5）	10－5－255
第5.2.9表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.6）	10－5－258
第5.2.10表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.7）	10－5－262
第5.2.11表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.8）	10－5－264
第5.2.12表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.9）	10－5－266
第5.2.13表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.10）	10－5－267

第5.2.14表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.11）	10－5－268
第5.2.15表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.12）	10－5－270
第5.2.16表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.13）	10－5－273
第5.2.17表	重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備 する手順（1.14）	10－5－279
第5.2.18表	大規模損壊に特化した対応設備と整備する 手順一覧	10－5－282
第5.2.19表	大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員 の力量管理について	10－5－283
第5.2.20表	特定重大事故等対処施設を用いた大規模損 壊時の対応に係る発電所要員の力量管理に ついて	10－5－284
第5.2.21表	特定重大事故等対処施設による対応の手順書 の概要	10－5－285
第6.2.1表	有効性評価における重要事故シーケンスと 技術的能力審査基準／設置許可基準規則／ 技術基準規則との関連	10－6－56
第6.2.2表	重要事故シーケンスの選定（運転中の原子 炉における重大事故に至るおそれがある事 故）	10－6－57
第6.2.3表	評価事故シーケンスの選定（運転中の原子 炉における重大事故）	10－6－59

第6.2.4表	重要事故シーケンスの選定（運転停止中の 原子炉における重大事故に至るおそれがあ る事故）	10－6－63
第6.4.1表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故に至 るおそれがある事故	10－6－64
第6.4.2表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －重大事故	10－6－65
第6.4.3表	有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転停止中の原子炉における重大事故 に至るおそれがある事故	10－6－66
第6.4.4表	M－R E L A P 5における重要現象の不確 かさ等	10－6－67
第6.4.5表	S P A R K L E－2における重要現象の不 確かさ等	10－6－69
第6.4.6表	M A A Pにおける重要現象の不確かさ等	10－6－70
第6.4.7表	G O T H I Cにおける重要現象の不確かさ 等	10－6－75
第6.4.8表	C O C Oにおける重要現象の不確かさ等	10－6－76
第6.7.1表	評価項目となるパラメータに有意な影響を 与える重要現象一覧（運転中の原子炉にお ける重大事故に至るおそれがある事故）	10－6－77
第6.7.2表	評価項目となるパラメータに有意な影響を 与える重要現象一覧（運転中の原子炉にお ける重大事故）	10－6－80

第6.7.3表	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故） …	10－6－84
第7.1.1.1表	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策について ……	10－7－1－216
第7.1.1.2表	主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失） ……	10－7－1－218
第7.1.2.1表	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について ……	10－7－1－221
第7.1.2.2表	主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）） ……	10－7－1－226
第7.1.2.3表	主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合）） ……	10－7－1－230
第7.1.3.1表	「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策について ……	10－7－1－234
第7.1.4.1表	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策について ……	10－7－1－238
第7.1.4.2表	主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失） ……	10－7－1－241
第7.1.5.1表	「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について ……	10－7－1－245

第7.1.5.2表	主要解析条件（原子炉停止機能喪失 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故））	10－7－1－247
第7.1.5.3表	主要解析条件（原子炉停止機能喪失 （負荷の喪失時に原子炉自動停止機能 が喪失する事故））	10－7－1－250
第7.1.5.4表	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失 時に原子炉自動停止機能が喪失する事 故）の感度解析結果	10－7－1－253
第7.1.5.5表	原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に 原子炉自動停止機能が喪失する事故） の感度解析結果	10－7－1－253
第7.1.6.1表	「ECCS注水機能喪失」の重大事故 等対策について	10－7－1－254
第7.1.6.2表	主要解析条件 （ECCS注水機能喪失）	10－7－1－257
第7.1.7.1表	「ECCS再循環機能喪失（格納容器 スプレイポンプ（B，代替再循環配管 使用）による代替再循環を行う場合）」 の重大事故等対策について	10－7－1－261
第7.1.7.2表	「ECCS再循環機能喪失（格納容器 再循環サンプB隔離弁バイパス弁によ る代替再循環を行う場合）」の重大事 故等対策について	10－7－1－264

第7.1.7.3表	主要解析条件 (ECCS再循環機能喪失) ……………	10-7-1-268
第7.1.8.1表	「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等 対策について ……………	10-7-1-273
第7.1.8.2表	「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱 管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に 失敗する事故)」の重大事故等対策に ついて ……………	10-7-1-276
第7.1.8.3表	主要解析条件(格納容器バイパス(イ ンターフェイスシステムLOCA)) ……	10-7-1-280
第7.1.8.4表	主要解析条件(格納容器バイパス(蒸 気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発 生器の隔離に失敗する事故)) ……	10-7-1-284
第7.2.1.1.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等 対策について ……………	10-7-2-173
第7.2.1.1.2表	主要解析条件(雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器過圧破損)) ……	10-7-2-177
第7.2.1.2.1表	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等 対策について ……………	10-7-2-181
第7.2.1.2.2表	主要解析条件(雰囲気圧力・温度によ る静的負荷(格納容器過温破損)) ……	10-7-2-185

第7.2.2.1表	主要解析条件（高压熔融物放出／格納 容器雰囲気直接加熱）	10－7－2－189
第7.2.3.1表	主要解析条件（原子炉压力容器外の溶 融燃料－冷却材相互作用）	10－7－2－193
第7.2.4.1表	「水素燃焼」の重大事故等対策につ て	10－7－2－197
第7.2.4.2表	主要解析条件（水素燃焼）	10－7－2－201
第7.2.5.1表	主要解析条件（熔融炉心・コンクリー ト相互作用）	10－7－2－205
第7.3.1.1表	「想定事故1」の重大事故等対策につ いて	10－7－3－35
第7.3.1.2表	主要評価条件（想定事故1）	10－7－3－37
第7.3.2.1表	「想定事故2」の重大事故等対策につ いて	10－7－3－39
第7.3.2.2表	主要評価条件（想定事故2）	10－7－3－41
第7.4.1.1表	「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の 故障による停止時冷却機能喪失）」の 重大事故等対策について	10－7－4－73
第7.4.1.2表	主要解析条件（崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障による停止時冷却 機能喪失））	10－7－4－75
第7.4.2.1表	「全交流動力電源喪失」の重大事故等 対策について	10－7－4－78
第7.4.2.2表	主要解析条件（全交流動力電源喪失）	10－7－4－80

第7.4.3.1表	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等 対策について	10－7－4－82
第7.4.3.2表	主要解析条件（原子炉冷却材の流出）	10－7－4－84
第7.4.4.1表	「反応度の誤投入」の重大事故等対策 について	10－7－4－87
第7.4.4.2表	主要評価条件（反応度の誤投入）	10－7－4－88

図

第1.2.1図	過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による 保護限界図（代表例）	10-1-31
第1.2.2図	トリップ時の制御棒クラスタ挿入による 反応度添加曲線	10-1-32
第1.2.3図	解析に使用したドップラ出力係数	10-1-33
第2.2.1.1図	原子炉起動時における制御棒の異常な引 き抜き	10-2-57
第2.2.2.1図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－ 速い引き抜きの場合（1）	10-2-58
第2.2.2.2図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－ 速い引き抜きの場合（2）	10-2-59
第2.2.2.3図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－ 遅い引き抜きの場合（1）	10-2-60
第2.2.2.4図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き－ 遅い引き抜きの場合（2）	10-2-61
第2.2.2.5図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-62
第2.2.2.6図	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	10-2-63
第2.2.3.1図	制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御 運転	10-2-64
第2.2.3.2図	制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御 運転	10-2-65
第2.3.1.1図	原子炉冷却材流量の部分喪失	10-2-66
第2.3.2.1図	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	10-2-67

第2.3.4.1図	主給水流量喪失（１）	10－2－68
第2.3.4.2図	主給水流量喪失（２）	10－2－69
第2.3.5.1図	蒸気負荷の異常な増加－ケースC （自動運転・サイクル初期）	10－2－70
第2.3.5.2図	蒸気負荷の異常な増加－ケースD （自動運転・サイクル末期）	10－2－71
第2.3.6.1図	解析に使用した減速材密度反応度欠損	10－2－72
第2.3.6.2図	解析に使用したドップラ出力欠損	10－2－73
第2.3.6.3図	２次冷却系の異常な減圧	10－2－74
第2.3.7.1図	蒸気発生器への過剰給水	10－2－75
第2.4.1.1図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動	10－2－76
第2.4.1.2図	負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動	10－2－77
第2.4.2.1図	原子炉冷却材系の異常な減圧	10－2－78
第2.4.3.1図	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	10－2－79
第3.2.1.1図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－大破断（１）	10－3－85
第3.2.1.2図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－大破断（２）	10－3－86
第3.2.1.3図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－大破断（３）	10－3－87
第3.2.1.4図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－大破断（４）	10－3－88
第3.2.1.5図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－小破断（１）－液相部破断	10－3－89

第3.2.1.6図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－小破断（2）－液相部破断 ……	10－3－90
第3.2.1.7図	原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性 能評価解析－小破断（3）－気相部破断 ……	10－3－91
第3.2.2.1図	原子炉冷却材流量の喪失 ……	10－3－92
第3.2.3.1図	原子炉冷却材ポンプの軸固着 ……	10－3－93
第3.2.4.1図	主給水管破断（1） ……	10－3－94
第3.2.4.2図	主給水管破断（2） ……	10－3－95
第3.2.5.1図	主蒸気管破断－ケースA（外部電源あり） ……	10－3－96
第3.2.5.2図	主蒸気管破断－ケースB（外部電源なし） ……	10－3－97
第3.3.1.1図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力 ……	10－3－98
第3.3.1.2図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力 ……	10－3－99
第3.3.1.3図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力 ……	10－3－100
第3.3.1.4図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力 ……	10－3－101
第3.3.1.5図	制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力 －圧力解析 ……	10－3－102
第3.3.1.6図	制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力 －圧力解析 ……	10－3－103
第3.4.1.1図	放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの 大気放出過程 ……	10－3－104
第3.4.2.1図	蒸気発生器伝熱管破損（1） ……	10－3－105
第3.4.2.2図	蒸気発生器伝熱管破損（2） ……	10－3－106
第3.4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の よう素の大気放出過程 ……	10－3－107

第3.4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の 希ガスの大気放出過程 ……………	10－3－108
第3.4.3.1図	燃料集合体の落下時のよう素の大気放出 過程 ……………	10－3－109
第3.4.3.2図	燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出 過程 ……………	10－3－110
第3.4.4.1図	原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の よう素の大気放出過程 ……………	10－3－111
第3.4.4.2図	原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の 希ガスの大気放出過程 ……………	10－3－112
第3.4.5.1図	制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程 ……	10－3－113
第3.4.5.2図	制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程 ……	10－3－114
第3.5.1.1図	原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性 評価用内圧解析 ……………	10－3－115
第3.5.2.1図	可燃性ガスの発生—原子炉格納容器内の 水素濃度評価 ……………	10－3－116
第4.1.1図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素 の大気放出過程 ……………	10－4－50
第4.1.2図	原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガス の大気放出過程 ……………	10－4－51
第4.1.3図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の よう素の大気放出過程 ……………	10－4－52
第4.1.4図	蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の 希ガスの大気放出過程 ……………	10－4－53

第4.2.1図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素 の 대기放出過程	10-4-54
第4.2.2図	原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガス の 대기放出過程	10-4-55
第4.2.3図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の よう素の 대기放出過程	10-4-56
第4.2.4図	蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の 希ガスの 대기放出過程	10-4-57
第5.2.1図	大規模損壊を発生させる可能性のある自然 災害の検討プロセスの概要	10-5-300
第5.2.2図	イベントツリーによる評価	10-5-301
第5.2.3図	大規模損壊発生時の対応全体フロー（状況 把握が困難な場合）	10-5-306
第6.2.1図	内部事象PRA用イベントツリー	10-6-86
第6.2.2図	地震PRA階層イベントツリー	10-6-89
第6.2.3図	津波PRA階層イベントツリー	10-6-89
第6.2.4図	格納容器イベントツリー	10-6-90
第6.2.5図	内部事象停止時PRA用イベントツリー	10-6-92
第6.5.1図	高温点評価用崩壊熱	10-6-93
第6.5.2図	炉心平均評価用崩壊熱	10-6-94
第6.5.3図	原子炉自動停止時の制御棒クラスタ挿入に よる反応度添加曲線	10-6-95
第6.5.4図	過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による 保護限界図（代表例）	10-6-96

第7.1.1.1図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の 重大事故等対策の概略系統図 ……………	10-7-1-289
第7.1.1.2図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の 対応手順の概要（事象判別プロセス） …	10-7-1-290
第7.1.1.3図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の 対応手順の概要（「主給水流量喪失時 に補助給水機能が喪失する事故」の事 象進展） ……………	10-7-1-291
第7.1.1.4図	「2次冷却系からの除熱機能喪失」の 作業と所要時間（主給水流量喪失時に 補助給水機能が喪失する事故） ……………	10-7-1-292
第7.1.1.5図	1次系圧力の推移 ……………	10-7-1-293
第7.1.1.6図	加圧器上端部クオリティの推移 ……………	10-7-1-293
第7.1.1.7図	加圧器水位の推移 ……………	10-7-1-294
第7.1.1.8図	高温側配管・加圧器サージライン接続 部ボイド率の推移 ……………	10-7-1-294
第7.1.1.9図	1次系保有水量の推移 ……………	10-7-1-295
第7.1.1.10図	原子炉容器水位の推移 ……………	10-7-1-295
第7.1.1.11図	高圧注入流量の推移 ……………	10-7-1-296
第7.1.1.12図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 ……	10-7-1-296
第7.1.1.13図	燃料被覆管温度の推移 ……………	10-7-1-297
第7.1.1.14図	1次系温度の推移 ……………	10-7-1-297
第7.1.1.15図	蒸気発生器水位の推移 ……………	10-7-1-298
第7.1.1.16図	2次系圧力の推移 ……………	10-7-1-298

第7.1.1.17図	1次系圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-1-299
第7.1.1.18図	高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-1-299
第7.1.1.19図	1次系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-1-300
第7.1.1.20図	気泡炉心水位の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-1-300
第7.1.1.21図	燃料被覆管温度の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)	10-7-1-301
第7.1.1.22図	1次系圧力の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-302
第7.1.1.23図	1次系温度の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-302
第7.1.1.24図	高圧注入流量の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-303
第7.1.1.25図	1次系保有水量の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-303
第7.1.1.26図	原子炉容器水位の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-304
第7.1.1.27図	燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)	10-7-1-304
第7.1.1.28図	1次系圧力の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-305

第7.1.1.29図	1次系温度の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-305
第7.1.1.30図	高圧注入流量の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-306
第7.1.1.31図	1次系保有水量の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-306
第7.1.1.32図	気泡炉心水位の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-307
第7.1.1.33図	燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)	10-7-1-307
第7.1.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等 対策の概略系統図	10-7-1-308
第7.1.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の 概要(事象判別プロセス)	10-7-1-309
第7.1.2.3図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の 概要(初期対応手順)	10-7-1-310
第7.1.2.4図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の 概要(「外部電源喪失時に非常用所内 交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷 却機能の喪失及びRCPシールLOC Aが発生する事故」の事象進展)	10-7-1-311
第7.1.2.5図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の 概要(「外部電源喪失時に非常用所内 交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷 却機能が喪失する事故」の事象進展)	10-7-1-312

第7.1.2.6図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要 時間（外部電源喪失時に非常用所内交 流動力電源が喪失し，原子炉補機冷却 機能の喪失及びR C P シールL O C A が発生する事故）……………	10－7－1－313
第7.1.2.7図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要 時間（外部電源喪失時に非常用所内交 流動力電源が喪失し，原子炉補機冷却 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－315
第7.1.2.8図	1 次系圧力の推移 （R C P シールL O C Aが発生する 場合）……………	10－7－1－317
第7.1.2.9図	1 次系温度の推移 （R C P シールL O C Aが発生する 場合）……………	10－7－1－317
第7.1.2.10図	1 次系保有水量の推移 （R C P シールL O C Aが発生する 場合）……………	10－7－1－318
第7.1.2.11図	蓄圧注入流量積算値の推移 （R C P シールL O C Aが発生する 場合）……………	10－7－1－318
第7.1.2.12図	漏えい流量と注水流量の推移 （R C P シールL O C Aが発生する 場合）……………	10－7－1－319

第7.1.2.13図	R C Pシール部からの漏えいのクオリティの推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－319
第7.1.2.14図	1次冷却材流量の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－320
第7.1.2.15図	炉心出口流量の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－320
第7.1.2.16図	炉心上端ボイド率の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－321
第7.1.2.17図	原子炉容器水位の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－321
第7.1.2.18図	燃料被覆管温度の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－322
第7.1.2.19図	2次系圧力の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－323
第7.1.2.20図	主蒸気逃がし弁流量の推移 (R C PシールL O C Aが発生する 場合)	10－7－1－323

第7.1.2.21図	蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-324
第7.1.2.22図	蒸気発生器狭域水位の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-324
第7.1.2.23図	補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-325
第7.1.2.24図	崩壊熱量と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-325
第7.1.2.25図	原子炉格納容器圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-326
第7.1.2.26図	原子炉格納容器温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-326
第7.1.2.27図	原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-327
第7.1.2.28図	原子炉格納容器温度の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する 場合)	10-7-1-327

第7.1.2.29図	1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-328
第7.1.2.30図	1次系温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-328
第7.1.2.31図	1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-329
第7.1.2.32図	漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-329
第7.1.2.33図	漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-330
第7.1.2.34図	1次冷却材流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-330
第7.1.2.35図	炉心上端ボイド率の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-331
第7.1.2.36図	原子炉容器水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-331

第7.1.2.37図	燃料被覆管温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-332
第7.1.2.38図	2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-333
第7.1.2.39図	主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-333
第7.1.2.40図	蒸気発生器保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-334
第7.1.2.41図	蒸気発生器狭域水位の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-334
第7.1.2.42図	補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-335
第7.1.2.43図	崩壊熱量と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生しない 場合)	10-7-1-335
第7.1.2.44図	1次系圧力の推移比較 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)	10-7-1-336

第7.1.2.45図	2次系圧力の推移比較 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認) ……	10-7-1-336
第7.1.2.46図	燃料被覆管温度の推移比較 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認) ……	10-7-1-337
第7.1.2.47図	1次系保有水量の推移比較 (RCPシールLOCAが発生する場合) (主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認) ……	10-7-1-337
第7.1.2.48図	1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認) ……………	10-7-1-338
第7.1.2.49図	1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合) (代替炉心注水操作時間余裕確認) ……	10-7-1-339
第7.1.3.1図	「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事 故等対策の概略系統図 ……………	10-7-1-340
第7.1.3.2図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手 順の概要(事象判別プロセス) ……………	10-7-1-341
第7.1.3.3図	「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手 順の概要 ……………	10-7-1-342
第7.1.3.4図	「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と 所要時間 ……………	10-7-1-343

第7.1.4.1図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の 重大事故等対策の概略系統図 ……………	10－7－1－345
第7.1.4.2図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の 対応手順の概要（事象判別プロセス） ……	10－7－1－346
第7.1.4.3図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の 対応手順の概要（「大破断 L O C A 時 に格納容器スプレイ注入機能及び低圧 再循環機能が喪失する事故」の事象進 展） ……………	10－7－1－347
第7.1.4.4図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の 作業と所要時間（大破断 L O C A 時に 格納容器スプレイ注入機能及び低圧再 循環機能が喪失する事故） ……………	10－7－1－348
第7.1.4.5図	1 次系圧力の推移 ……………	10－7－1－349
第7.1.4.6図	破断流量の推移 ……………	10－7－1－349
第7.1.4.7図	高圧注入流量の推移 ……………	10－7－1－350
第7.1.4.8図	低圧注入流量の推移 ……………	10－7－1－350
第7.1.4.9図	原子炉容器水位の推移 ……………	10－7－1－351
第7.1.4.10図	燃料被覆管温度の推移 ……………	10－7－1－351
第7.1.4.11図	原子炉格納容器最下階領域水量の推移 ……	10－7－1－352
第7.1.4.12図	格納容器再循環サンプ水温度の推移 ……	10－7－1－352
第7.1.4.13図	原子炉格納容器からの除熱量の推移 ……	10－7－1－353
第7.1.4.14図	原子炉格納容器圧力の推移 ……………	10－7－1－354
第7.1.4.15図	原子炉格納容器温度の推移 ……………	10－7－1－354

第7.1.4.16図	原子炉格納容器圧力の推移（格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認） ……	10－7－1－355
第7.1.4.17図	原子炉格納容器温度の推移（格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認） ……	10－7－1－355
第7.1.4.18図	原子炉格納容器圧力の推移（格納容器 内自然対流冷却の早期開始） ……	10－7－1－356
第7.1.4.19図	原子炉格納容器温度の推移（格納容器 内自然対流冷却の早期開始） ……	10－7－1－356
第7.1.4.20図	原子炉格納容器圧力の推移（格納容器 内自然対流冷却開始の時間余裕確認） ……	10－7－1－357
第7.1.5.1図	「原子炉停止機能喪失」の重大事故等 対策の概略系統図 ……	10－7－1－358
第7.1.5.2図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の 概要（事象判別プロセス） ……	10－7－1－359
第7.1.5.3図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の 概要（「主給水流量喪失時に原子炉自 動停止機能が喪失する事故」の事象進 展） ……	10－7－1－360
第7.1.5.4図	「原子炉停止機能喪失」の対応手順の 概要（「負荷の喪失時に原子炉自動停 止機能が喪失する事故」の事象進展） ……	10－7－1－361
第7.1.5.5図	「原子炉停止機能喪失」の作業と所要 時間（主給水流量喪失時に原子炉自動 停止機能が喪失する事故） ……	10－7－1－362

第7.1.5.6図	「原子炉停止機能喪失」の作業と所要 時間（負荷の喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－363
第7.1.5.7図	原子炉出力の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－364
第7.1.5.8図	1次冷却材平均温度の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－364
第7.1.5.9図	1次系圧力の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－365
第7.1.5.10図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－365
第7.1.5.11図	加圧器保有水量の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－366
第7.1.5.12図	炉心上端ボイド率の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－366
第7.1.5.13図	温度の推移 （主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故）……………	10－7－1－367

第7.1.5.14図	2次系除熱量の推移 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故)	10-7-1-368
第7.1.5.15図	蒸気流量の推移 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故)	10-7-1-368
第7.1.5.16図	2次系圧力の推移 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故)	10-7-1-369
第7.1.5.17図	蒸気発生器2次側保有水量の推移 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故)	10-7-1-369
第7.1.5.18図	給水流量の推移 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止 機能が喪失する事故)	10-7-1-370
第7.1.5.19図	原子炉出力の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が 喪失する事故)	10-7-1-371
第7.1.5.20図	1次冷却材平均温度の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が 喪失する事故)	10-7-1-371
第7.1.5.21図	1次系圧力の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が 喪失する事故)	10-7-1-372

第7.1.5.22図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－372
第7.1.5.23図	加圧器保有水量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－373
第7.1.5.24図	炉心上端ボイド率の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－373
第7.1.5.25図	温度の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－374
第7.1.5.26図	2次系除熱量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－375
第7.1.5.27図	蒸気流量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－375
第7.1.5.28図	2次系圧力の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－376
第7.1.5.29図	蒸気発生器2次側保有水量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10－7－1－376

第7.1.5.30図	給水流量の推移 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10-7-1-377
第7.1.5.31図	1次系圧力の推移比較 (主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10-7-1-378
第7.1.5.32図	1次系圧力の推移比較 (負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故) ……………	10-7-1-378
第7.1.6.1図	「ECCS注水機能喪失」の重大事故 等対策の概略系統図 ……………	10-7-1-379
第7.1.6.2図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順 の概要(事象判別プロセス) ……………	10-7-1-380
第7.1.6.3図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順 の概要(「中破断LOCA時に高圧注 入機能が喪失する事故」の事象進展) ……	10-7-1-381
第7.1.6.4図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所 要時間(中破断LOCA時に高圧注入 機能が喪失する事故) ……………	10-7-1-382
第7.1.6.5図	1次系圧力の推移(6 inch破断) ……………	10-7-1-383
第7.1.6.6図	1次系保有水量の推移(6 inch破断) ……	10-7-1-383
第7.1.6.7図	ECCS注水流量の推移(6 inch破断) …	10-7-1-384
第7.1.6.8図	破断流量の推移(6 inch破断) ……………	10-7-1-384
第7.1.6.9図	気泡炉心水位の推移(6 inch破断) ……	10-7-1-385
第7.1.6.10図	炉心入口流量の推移(6 inch破断) ……	10-7-1-385

第7.1.6.11図	燃料被覆管温度の推移（6 inch破断）	10－7－1－386
第7.1.6.12図	2次系圧力の推移（6 inch破断）	10－7－1－387
第7.1.6.13図	補助給水流量の推移（6 inch破断）	10－7－1－387
第7.1.6.14図	主蒸気流量の推移（6 inch破断）	10－7－1－388
第7.1.6.15図	1次系圧力の推移（4 inch破断）	10－7－1－389
第7.1.6.16図	1次系保有水量の推移（4 inch破断）	10－7－1－389
第7.1.6.17図	E C C S注水流量の推移（4 inch破断）	10－7－1－390
第7.1.6.18図	破断流量の推移（4 inch破断）	10－7－1－390
第7.1.6.19図	気泡炉心水位の推移（4 inch破断）	10－7－1－391
第7.1.6.20図	炉心入口流量の推移（4 inch破断）	10－7－1－391
第7.1.6.21図	燃料被覆管温度の推移（4 inch破断）	10－7－1－392
第7.1.6.22図	2次系圧力の推移（4 inch破断）	10－7－1－393
第7.1.6.23図	補助給水流量の推移（4 inch破断）	10－7－1－393
第7.1.6.24図	主蒸気流量の推移（4 inch破断）	10－7－1－394
第7.1.6.25図	1次系圧力の推移（2 inch破断）	10－7－1－395
第7.1.6.26図	1次系保有水量の推移（2 inch破断）	10－7－1－395
第7.1.6.27図	E C C S注水流量の推移（2 inch破断）	10－7－1－396
第7.1.6.28図	破断流量の推移（2 inch破断）	10－7－1－396
第7.1.6.29図	気泡炉心水位の推移（2 inch破断）	10－7－1－397
第7.1.6.30図	炉心入口流量の推移（2 inch破断）	10－7－1－397
第7.1.6.31図	燃料被覆管温度の推移（2 inch破断）	10－7－1－398
第7.1.6.32図	2次系圧力の推移（2 inch破断）	10－7－1－399
第7.1.6.33図	補助給水流量の推移（2 inch破断）	10－7－1－399
第7.1.6.34図	主蒸気流量の推移（2 inch破断）	10－7－1－400

第7.1.6.35図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (4 inch破断：蓄圧注入流量積分値) ……	10－7－1－401
第7.1.6.36図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (4 inch破断：気泡炉心水位) ……	10－7－1－401
第7.1.6.37図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (4 inch破断：燃料被覆管温度) ……	10－7－1－402
第7.1.6.38図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (2 inch破断：蓄圧注入流量積分値) ……	10－7－1－403
第7.1.6.39図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (2 inch破断：気泡炉心水位) ……	10－7－1－403
第7.1.6.40図	蓄圧タンク初期保有水量の影響確認 (2 inch破断：燃料被覆管温度) ……	10－7－1－404
第7.1.6.41図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：1次系圧力) ……	10－7－1－405
第7.1.6.42図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：1次系保有水量) ……	10－7－1－405
第7.1.6.43図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：炉心入口流量) ……	10－7－1－406
第7.1.6.44図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：蓄圧注入流量積分値) ……	10－7－1－406
第7.1.6.45図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：気泡炉心水位) ……	10－7－1－407
第7.1.6.46図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (4 inch破断：燃料被覆管温度) ……	10－7－1－407

第7.1.6.47図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：1次系圧力) ……………	10－7－1－408
第7.1.6.48図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：1次系保有水量) ……………	10－7－1－408
第7.1.6.49図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：炉心入口流量) ……………	10－7－1－409
第7.1.6.50図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：蓄圧注入流量積分値) ………	10－7－1－409
第7.1.6.51図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：気泡炉心水位) ……………	10－7－1－410
第7.1.6.52図	2次系強制冷却操作時間余裕確認 (2 inch破断：燃料被覆管温度) ……………	10－7－1－410
第7.1.7.1図	「ECCS再循環機能喪失（格納容器 スプレイポンプ（B，代替再循環配管 使用）による代替再循環を行う場合）」 の重大事故等対策の概略系統図 ……………	10－7－1－411
第7.1.7.2図	「ECCS再循環機能喪失（格納容器 再循環サンプB隔離弁バイパス弁によ る代替再循環を行う場合）」の重大事 故等対策の概略系統図 ……………	10－7－1－412
第7.1.7.3図	「ECCS再循環機能喪失」の対応手 順の概要（事象判別プロセス） ……………	10－7－1－413

第7.1.7.4図	「E C C S再循環機能喪失（格納容器 スプレイポンプ（B，代替再循環配管 使用）による代替再循環を行う場合）」 の対応手順の概要（「大破断L O C A 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機 能が喪失する事故」の事象進展）……………	10－7－1－414
第7.1.7.5図	「E C C S再循環機能喪失（格納容器 再循環サンプB隔離弁バイパス弁によ る代替再循環を行う場合）」の対応手 順の概要（「大破断L O C A時に低圧 再循環機能及び高圧再循環機能が喪失 する事故」の事象進展）……………	10－7－1－415
第7.1.7.6図	「E C C S再循環機能喪失（格納容器 スプレイポンプ（B，代替再循環配管 使用）による代替再循環を行う場合）」 の作業と所要時間（大破断L O C A時 に低圧再循環機能及び高圧再循環機能 が喪失する事故）……………	10－7－1－416
第7.1.7.7図	「E C C S再循環機能喪失（格納容器 再循環サンプB隔離弁バイパス弁によ る代替再循環を行う場合）」の作業と 所要時間（大破断L O C A時に低圧再 循環機能及び高圧再循環機能が喪失す る事故）……………	10－7－1－417
第7.1.7.8図	1次系圧力の推移……………	10－7－1－418

第7.1.7.9図	1次系温度（炉心部温度）の推移	10-7-1-418
第7.1.7.10図	破断流量の推移	10-7-1-419
第7.1.7.11図	高圧注入流量の推移	10-7-1-419
第7.1.7.12図	低圧注入流量の推移	10-7-1-420
第7.1.7.13図	代替再循環流量の推移	10-7-1-420
第7.1.7.14図	原子炉容器水位の推移	10-7-1-421
第7.1.7.15図	燃料被覆管温度の推移	10-7-1-421
第7.1.7.16図	原子炉格納容器最下階領域水量の推移	10-7-1-422
第7.1.7.17図	格納容器再循環サンプ水温度の推移	10-7-1-422
第7.1.7.18図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-1-423
第7.1.7.19図	原子炉格納容器温度の推移	10-7-1-423
第7.1.7.20図	原子炉容器水位の推移（コード間比較）	10-7-1-424
第7.1.7.21図	燃料被覆管温度の推移 （解析コードM-RELAP5）	10-7-1-424
第7.1.7.22図	原子炉容器水位の推移 （代替再循環操作時間余裕確認） （解析コードM-RELAP5）	10-7-1-425
第7.1.7.23図	燃料被覆管温度の推移 （代替再循環操作時間余裕確認） （解析コードM-RELAP5）	10-7-1-425
第7.1.8.1図	「格納容器バイパス（インターフェイ スシステムLOCA）」の重大事故等 対策の概略系統図	10-7-1-426

第7.1.8.2図	「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の重大事故等対策の概略系統図	10－7－1－427
第7.1.8.3図	「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要（事象判断プロセス）	10－7－1－428
第7.1.8.4図	「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要（「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）	10－7－1－429
第7.1.8.5図	「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の対応手順の概要（事象判断プロセス）	10－7－1－430
第7.1.8.6図	「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の対応手順の概要（「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の事象進展）	10－7－1－431
第7.1.8.7図	「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の作業と所要時間（インターフェイスシステムLOCA）	10－7－1－432

第7.1.8.8図	「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間 （蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故（余熱除去系により冷却する場合）） …… 10－7－1－433
第7.1.8.9図	「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間 （蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故（余熱除去系の接続に失敗する場合）） …… 10－7－1－434
第7.1.8.10図	1 次系圧力の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－435
第7.1.8.11図	1 次系温度の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－435
第7.1.8.12図	1 次系保有水量の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－436
第7.1.8.13図	1 次系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－436
第7.1.8.14図	1 次系注水流量（蓄圧注入）の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－437
第7.1.8.15図	注水流量積分値の推移 （インターフェイスシステム L O C A） … 10－7－1－437

第7.1.8.16図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-438
第7.1.8.17図	加圧器水位の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-438
第7.1.8.18図	破断流量の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-439
第7.1.8.19図	破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-439
第7.1.8.20図	炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-440
第7.1.8.21図	燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-440
第7.1.8.22図	補助給水流量の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-441
第7.1.8.23図	主蒸気流量の推移 (インターフェイスシステム L O C A) … 10-7-1-441
第7.1.8.24図	1, 2 次系圧力の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10-7-1-442
第7.1.8.25図	1 次系温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10-7-1-442
第7.1.8.26図	1 次系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10-7-1-443

第7.1.8.27図	破断流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－443
第7.1.8.28図	加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－444
第7.1.8.29図	1次系保有水量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－444
第7.1.8.30図	炉心上端ボイド率の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－445
第7.1.8.31図	加圧器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－445
第7.1.8.32図	原子炉容器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－446
第7.1.8.33図	燃料被覆管温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－446
第7.1.8.34図	蒸気発生器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) …… 10－7－1－447

第7.1.8.35図	補助給水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) ……	10－7－1－447
第7.1.8.36図	蒸気流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) ……	10－7－1－448
第7.1.8.37図	1次系注水流量（高圧及び充てん）の推移 (インターフェイスシステムLOCA) (操作時間余裕確認) ……………	10－7－1－449
第7.1.8.38図	1次系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故) (操作時間余裕確認) ……………	10－7－1－450
第7.2.1.1.1図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等 対策の概略系統図 ……………	10－7－2－209
第7.2.1.1.2図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の対応手順の 概要（格納容器破損モード）……………	10－7－2－210
第7.2.1.1.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の作業と所要 時間（大破断LOCA時に低圧注入機 能、高圧注入機能及び格納容器スプレ イ注入機能が喪失する事故）……………	10－7－2－211

第7.2.1.1.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (事象判別プロセス) (大破断LO CA時に低圧注入機能, 高圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失 する事故) ……………	10-7-2-213
第7.2.1.1.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (大破断LOCA時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注 入機能が喪失する事故) ……………	10-7-2-214
第7.2.1.1.6図	1次系圧力の推移 ……………	10-7-2-215
第7.2.1.1.7図	原子炉容器水位の推移 ……………	10-7-2-216
第7.2.1.1.8図	燃料最高温度の推移 ……………	10-7-2-216
第7.2.1.1.9図	原子炉格納容器圧力の推移 ……………	10-7-2-217
第7.2.1.1.10図	原子炉格納容器温度の推移 ……………	10-7-2-217
第7.2.1.1.11図	原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間) …	10-7-2-218
第7.2.1.1.12図	原子炉格納容器温度の推移 (～4時間) …	10-7-2-218
第7.2.1.1.13図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び 水素の分圧 (絶対圧) の推移 ……………	10-7-2-219
第7.2.1.1.14図	原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・ コンクリート相互作用による影響確認) …	10-7-2-220
第7.2.1.1.15図	原子炉格納容器温度の推移 (溶融炉心・ コンクリート相互作用による影響確認) …	10-7-2-220

第7.2.1.1.16図	原子炉容器水位の推移（高温側配管全 ループ破断時の影響確認）	10－7－2－221
第7.2.1.1.17図	原子炉格納容器圧力の推移（高温側配 管全ループ破断時の影響確認）	10－7－2－221
第7.2.1.1.18図	原子炉容器水位の推移（低温側配管全 ループ破断時の影響確認）	10－7－2－222
第7.2.1.1.19図	原子炉格納容器圧力の推移（低温側配 管全ループ破断時の影響確認）	10－7－2－222
第7.2.1.1.20図	原子炉容器水位の推移（原子炉容器下 端における破損時の影響確認）	10－7－2－223
第7.2.1.1.21図	原子炉格納容器圧力の推移（原子炉容 器下端における破損時の影響確認）	10－7－2－223
第7.2.1.1.22図	原子炉格納容器圧力の推移（格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認）	10－7－2－224
第7.2.1.1.23図	原子炉格納容器温度の推移（格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認）	10－7－2－224
第7.2.1.1.24図	原子炉格納容器圧力の推移（格納容器 再循環ユニットによる格納容器内自然 対流冷却の水素影響確認）（ドライ換 算13vol%水素が存在する場合）	10－7－2－225
第7.2.1.1.25図	原子炉格納容器温度の推移（格納容器 再循環ユニットによる格納容器内自然 対流冷却の水素影響確認）（ドライ換 算13vol%水素が存在する場合）	10－7－2－225

第7.2.1.1.26図	原子炉格納容器圧力の推移（代替格納 容器スプレイ操作時間余裕確認）……………	10－7－2－226
第7.2.1.1.27図	原子炉格納容器温度の推移（代替格納 容器スプレイ操作時間余裕確認）……………	10－7－2－226
第7.2.1.1.28図	C s -137積算放出放射エネルギーの推移 ………	10－7－2－227
第7.2.1.1.29図	C s -137の大気放出過程 ……………	10－7－2－228
第7.2.1.2.1図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）」の重大事故等 対策の概略系統図 ……………	10－7－2－229
第7.2.1.2.2図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）」の対応手順の 概要（格納容器破損モード）……………	10－7－2－230
第7.2.1.2.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）」の作業と所要 時間（外部電源喪失時に非常用所内交 流動力電源が喪失し，補助給水機能が 喪失する事故）……………	10－7－2－231
第7.2.1.2.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）」の事象進展 （事象判別プロセス）（外部電源喪失 時に非常用所内交流動力電源が喪失し， 補助給水機能が喪失する事故）……………	10－7－2－233

第7.2.1.2.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (外部電源喪失時に非常用所内交流動 力電源が喪失し、補助給水機能が喪失 する事故)	10-7-2-234
第7.2.1.2.6図	原子炉容器水位の推移	10-7-2-235
第7.2.1.2.7図	上部プレナム気相温度の推移	10-7-2-235
第7.2.1.2.8図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-2-236
第7.2.1.2.9図	原子炉格納容器温度の推移	10-7-2-236
第7.2.1.2.10図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気 及び水素の分圧(絶対圧)の推移	10-7-2-237
第7.2.1.2.11図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10-7-2-237
第7.2.1.2.12図	原子炉格納容器圧力の推移(格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-2-238
第7.2.1.2.13図	原子炉格納容器温度の推移(格納容器 再循環ユニット除熱特性の影響確認)	10-7-2-238
第7.2.1.2.14図	原子炉格納容器圧力の推移(加圧器逃 がし弁による1次系強制減圧操作時間 余裕確認)	10-7-2-239
第7.2.1.2.15図	原子炉格納容器温度の推移(加圧器逃 がし弁による1次系強制減圧操作時間 余裕確認)	10-7-2-239
第7.2.2.1図	1次系圧力の推移	10-7-2-240
第7.2.2.2図	蓄圧注入流量の推移	10-7-2-240

第7.2.2.3図	1次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧 力の影響確認）……………	10－7－2－241
第7.2.2.4図	1次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開 操作開始が早くなる場合）……………	10－7－2－242
第7.2.2.5図	1次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開 操作開始が遅くなる場合）……………	10－7－2－243
第7.2.4.1図	「水素燃焼」の重大事故等対策の概略 系統図……………	10－7－2－244
第7.2.4.2図	「水素燃焼」の対応手順の概要 （格納容器破損モード）……………	10－7－2－245
第7.2.4.3図	「水素燃焼」の作業と所要時間（大破 断LOCA時に低圧注入機能及び高圧 注入機能が喪失する事故）……………	10－7－2－246
第7.2.4.4図	水素濃度評価の概要……………	10－7－2－247
第7.2.4.5図	水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価 の流れ……………	10－7－2－248
第7.2.4.6図	「水素燃焼」の事象進展（事象判別プ ロセス）（大破断LOCA時に低圧注 入機能及び高圧注入機能が喪失する事 故）……………	10－7－2－249
第7.2.4.7図	「水素燃焼」の事象進展（大破断LO CA時に低圧注入機能及び高圧注入機 能が喪失する事故）……………	10－7－2－250

第7.2.4.8図	原子炉格納容器内の水素濃度（ウェット） ・ 水蒸気濃度の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－251
第7.2.4.9図	燃料最高温度の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－251
第7.2.4.10図	ジルコニウム－水反応割合の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－252
第7.2.4.11図	原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 （解析コードGOTHIC）	10－7－2－252
第7.2.4.12図	原子炉格納容器内の各区画水素濃度 （ドライ）の推移 （解析コードGOTHIC）	10－7－2－253
第7.2.4.13図	原子炉格納容器圧力の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－254
第7.2.4.14図	原子炉格納容器温度の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－254
第7.2.4.15図	1次系圧力の推移 （解析コードMAAP）	10－7－2－255
第7.2.4.16図	原子炉格納容器内の平均水素濃度 （ウェット）の推移（イグナイタ の効果に期待する場合）	10－7－2－256
第7.2.4.17図	原子炉格納容器内の平均水素濃度 （ドライ）の推移（イグナイタの 効果に期待する場合）	10－7－2－256
第7.2.5.1図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10－7－2－257

第7.2.5.2図	ベースマツト侵食深さの推移	10-7-2-257
第7.2.5.3図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の 影響確認)	10-7-2-258
第7.2.5.4図	ベースマツト侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の 影響確認)	10-7-2-258
第7.2.5.5図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の 影響確認)	10-7-2-259
第7.2.5.6図	ベースマツト侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の 影響確認)	10-7-2-259
第7.2.5.7図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時 の影響確認)	10-7-2-260
第7.2.5.8図	ベースマツト侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時 の影響確認)	10-7-2-260
第7.2.5.9図	原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕 確認)	10-7-2-261
第7.2.5.10図	ベースマツト侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕 確認)	10-7-2-261

第7.3.1.1図	「想定事故1」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-3-44
第7.3.1.2図	「想定事故1」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピットの冷却機能又は 注水機能が喪失することにより、使 用済燃料ピット内の水の温度が上昇 し、蒸発により水位が低下する事故」 の事象進展)	10-7-3-45
第7.3.1.3図	「想定事故1」の作業と所要時間 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注 水機能が喪失することにより、使用 済燃料ピット内の水の温度が上昇し、 蒸発により水位が低下する事故)	10-7-3-46
第7.3.1.4図	想定事故1における使用済燃料ピット 水位低下時間評価結果	10-7-3-47
第7.3.2.1図	「想定事故2」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-3-48
第7.3.2.2図	「想定事故2」の対応手順の概要 (「サイフォン現象等により使用済燃 料ピット内の水の小規模な喪失が発 生し、使用済燃料ピットの水位が低 下する事故」の事象進展)	10-7-3-49

第7.3.2.3図	「想定事故2」の作業と所要時間 (サイフォン現象等により使用済燃料 ピット内の水の小規模な喪失が発生 し、使用済燃料ピットの水位が低下 する事故) ……………	10-7-3-50
第7.3.2.4図	想定事故2における使用済燃料ピット 水位低下時間評価結果 ……………	10-7-3-51
第7.4.1.1図	「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の 故障による停止時冷却機能喪失)」の 重大事故等対策の概略系統図 ……………	10-7-4-90
第7.4.1.2図	「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の 故障による停止時冷却機能喪失)」の 対応手順の概要(「燃料取出前のミッド ループ運転中に余熱除去機能が喪失 する事故」の事象進展) ……………	10-7-4-91
第7.4.1.3図	「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の 故障による停止時冷却機能喪失)」の 作業と所要時間(燃料取出前のミッド ループ運転中に余熱除去機能が喪失す る事故) ……………	10-7-4-92
第7.4.1.4図	1次系圧力の推移 ……………	10-7-4-93
第7.4.1.5図	炉心上端ボイド率の推移 ……………	10-7-4-93
第7.4.1.6図	開口部からの流出流量と注水流量の 推移 ……………	10-7-4-94
第7.4.1.7図	加圧器頂部クオリティの推移 ……………	10-7-4-94

第7.4.1.8図	原子炉容器水位の推移	10－7－4－95
第7.4.1.9図	1次系保有水量の推移	10－7－4－95
第7.4.1.10図	加圧器水位の推移	10－7－4－96
第7.4.1.11図	1次系温度の推移	10－7－4－96
第7.4.1.12図	燃料被覆管温度の推移	10－7－4－97
第7.4.1.13図	1次系保有水量の推移（炉心注水操作 時間余裕確認）	10－7－4－98
第7.4.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等 対策の概略系統図	10－7－4－99
第7.4.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の 概要（「燃料取出前のミッドループ運 転中に外部電源が喪失するとともに非 常用所内交流動力電源が喪失し、原子 炉補機冷却機能が喪失する事故」の事 象進展）	10－7－4－100
第7.4.2.3図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要 時間（燃料取出前のミッドループ運転 中に外部電源が喪失するとともに非常 用所内交流動力電源が喪失し、原子炉 補機冷却機能が喪失する事故）	10－7－4－101
第7.4.2.4図	1次系圧力の推移	10－7－4－103
第7.4.2.5図	炉心上端ボイド率の推移	10－7－4－103
第7.4.2.6図	開口部からの流出流量と注水流量の 推移	10－7－4－104
第7.4.2.7図	加圧器頂部クオリティの推移	10－7－4－104

第7.4.2.8図	原子炉容器水位の推移	10－7－4－105
第7.4.2.9図	1次系保有水量の推移	10－7－4－105
第7.4.2.10図	加圧器水位の推移	10－7－4－106
第7.4.2.11図	1次系温度の推移	10－7－4－106
第7.4.2.12図	燃料被覆管温度の推移	10－7－4－107
第7.4.2.13図	1次系保有水量の推移（代替炉心注水 操作時間余裕確認）	10－7－4－108
第7.4.3.1図	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等 対策の概略系統図	10－7－4－109
第7.4.3.2図	「原子炉冷却材の流出」の対応手順の 概要（「燃料取出前のミッドループ運 転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機 能が喪失する事故」の事象進展）	10－7－4－110
第7.4.3.3図	「原子炉冷却材の流出」の作業と所要 時間（燃料取出前のミッドループ運転 中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 が喪失する事故）	10－7－4－111
第7.4.3.4図	1次系圧力の推移	10－7－4－112
第7.4.3.5図	炉心上端ボイド率の推移	10－7－4－112
第7.4.3.6図	開口部からの流出流量と注水流量の 推移	10－7－4－113
第7.4.3.7図	加圧器頂部クオリティの推移	10－7－4－113
第7.4.3.8図	高温側配管クオリティ（余熱除去系抽 出口）の推移	10－7－4－114
第7.4.3.9図	原子炉容器水位の推移	10－7－4－114

第7.4.3.10図	1次系保有水量の推移	10-7-4-115
第7.4.3.11図	加圧器水位の推移	10-7-4-115
第7.4.3.12図	1次系温度の推移	10-7-4-116
第7.4.3.13図	燃料被覆管温度の推移	10-7-4-116
第7.4.3.14図	1次系保有水量の推移（炉心注水操作 時間余裕確認）	10-7-4-117
第7.4.4.1図	「反応度の誤投入」の重大事故等対策 の概略系統図	10-7-4-118
第7.4.4.2図	「反応度の誤投入」の対応手順の概要 （「原子炉起動時に化学体積制御系の 弁の誤作動等により原子炉へ純水が 流入する事故」の事象進展）	10-7-4-119
第7.4.4.3図	「反応度の誤投入」の作業と所要時間 （原子炉起動時に化学体積制御系の弁 の誤作動等により原子炉へ純水が流 入する事故）	10-7-4-120
第7.4.4.4図	反応度の誤投入時の臨界到達時間評価 結果	10-7-4-121

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を確認する。

(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」（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」（以下「E C C S 性能評価指針」という。）及び「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」（以下「R I E 評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

なお、『「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」の適用方法などについて』を踏まえ、「プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」を用いた被ばく評価を行わない。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行う。

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、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な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」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - c. 制御棒の落下及び不整合
 - d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
- a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - c. 外部電源喪失
 - d. 主給水流量喪失
 - e. 蒸気負荷の異常な増加
 - f. 2次冷却系の異常な減圧
 - g. 蒸気発生器への過剰給水
- (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
 - b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

1.1.1.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小限界熱流束比（以下「最小D N B R」という。）が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

(3) 燃料エンタルピーは、許容限界値以下であること。

(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa [gage] (175kg/cm²G) の1.1倍の圧力18.88MPa [gage] (192.5kg/cm²G) 以下であること。

上記の判断基準に対して想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.2 設計基準事故

1.1.2.1 定義

「設計基準事故」とは、前記「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、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る、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象をいう。

1.1.2.2 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質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について、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主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

- b. 原子炉冷却材流量の喪失
- c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- d. 主給水管破断
- e. 主蒸気管破断

(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
制御棒飛び出し

- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
- a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - b. 蒸気発生器伝熱管破損
 - c. 燃料集合体の落下
 - d. 原子炉冷却材喪失
 - e. 制御棒飛び出し

- (4) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化
- a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 可燃性ガスの発生

1.1.2.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じなく、さらに、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピーは制限値を超えないこと。

- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa [gage] (175kg/cm²G) の1.2倍の圧力20.59MPa [gage] (210kg/cm²G) 以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.283MPa [gage] (2.89kg/cm²G) 以下であること。
- (5) 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。

上記の判断基準に対して想定した「設計基準事故」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、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見地から想定する必要がある事象をいう。

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」に基づき、以下の事象とする。

(1) 重大事故

前記「設計基準事故」の解析結果を参考として、それらの「設計基準事故」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、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容

器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

(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、「重大事故」及び「仮想事故」の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

1.2 主要な解析条件

「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析に当たって、特記しない限り共通に用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.2.1表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法⁽¹⁾を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備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、原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒クラスタ駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、原子炉施設の運転変数がトリッ

ブ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒クラスタが制御棒クラスタ駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.2.2表に解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、原子炉施設の運転変数が作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したとき発生するものとする。また、この信号の発生には応答時間遅れとして、作動状態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取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。

第1.2.3表に解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

1.2.3 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、制御棒クラスタ挿入時間と挿入時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.2.2図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

1.2.4 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」の解析及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

特に記載しない限り減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第1.2.3図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

(1) 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定

する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 安全機能に対する仮定

- a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるMS－1に属するもの及びMS－2に属するものとする。

ただし、MS－3に属するタービントリップ機能は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって考慮している主要な安全機能を第1.2.4表及び第1.2.5表に示す。

- b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統、機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができ

る場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

- c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。
- d. 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。
- e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ

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に選定する。蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。さらに、二酸化ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮する^{(2) (16)}。また、二酸化ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では、燃料中心温度等の解析結果が異なるため、二酸化ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判断基準

が異なる場合は、各々の燃料について解析を行う。なお、「原子炉冷却材喪失（小破断）」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う。

崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽³⁾を使用する。

1.3 解析に使用する計算プログラム

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(1) F A C T R A N ⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾

燃料棒の過渡解析コードF A C T R A Nは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算，D N B後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式，ジルコニウム－水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。

F A C T R A Nの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ（圧力，流量，温度，密度）を時間の関数として含み，出力としては，金属被覆の二酸化ウラン燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(2) M A R V E L ⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾

プラント過渡特性解析コードM A R V E Lは、原子炉容器，1次冷却材高温側配管，1次冷却材低温側配管，蒸気発生器，加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し，6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性，燃料棒の熱的動特性，1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては，制御棒制御系，主蒸気ダンプ制御系，給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し，さらに，必要に応じて原子炉保護設備，工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学の特性は、二つの等価ループに分けて扱われる。

MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及びDNB相関式⁽¹³⁾に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

(3) PHOENIX⁽⁵⁾⁽⁶⁾

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。

PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(4) CHICKIN-M⁽⁵⁾⁽⁶⁾

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷

却材の温度，流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量，運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め，これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり，熱出力の変化が求められる。

CHICKIN-Mの入力には，燃料の形状，核特性等の炉心データ，原子炉出力，1次冷却材温度等の初期条件を含み，出力としては，中性子束，1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5) THINK-III⁽⁷⁾

過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINK-IIIは，熱水力設計計算コードTHINK-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり，炉心を3次元的に分割して，各メッシュに対し質量，運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。

THINK-IIIの入力には，炉心定数に加えて，炉心入口流量，熱流束，出力等を時間の関数として含み，出力としては，炉心内冷却材温度，圧力，密度，ボイド率，DNB相関式^{(4) (13)}によるDNBR等の時間変化が求められる。

(6) TWINKLE^{(5) (6)}

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは，主に反応度事故に対し，空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。さらに，6領域からなる燃料ペレット-被覆管-1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。

ドップラ，減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い，1点近似動特性モデルと異なって，各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

TWINKLEの入力には，各メッシュでの中性子断面積，実効増倍率，入口温度，圧力及び流量等を時間の関数として含み，出力としては，中性子束レベル，中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(7) SATAN-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾

ブローダウン解析コードSATAN-Mは，1次冷却系を多数のノードに区分し，質量，運動量及びエネルギー保存則を解き，1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力，エンタルピ，密度，ノード間の流量等を算出するものであり，平均及び高温領域炉心状態，1次冷却材ポンプ状態，出力変化，破断口流出流量，原子炉トリップ，非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め，その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は，ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。

SATAN-Mの入力には原子炉出力，1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ，系の形状及び水力学的諸量，核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ，原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ，1次冷却材ポンプ特性曲線，破断想定位置，断面積及び体積等の条件を含み，主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力，炉心流量，エンタルピ等の

燃料棒熱解析に必要な諸量，リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量，蓄圧タンク圧力，蒸気発生器２次側状態量，原子炉容器内残存水量，原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(8) S A T A N - V I ⁽¹⁴⁾

ブローダウン解析コード S A T A N - V I は，原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり，大破断ブローダウン解析用 S A T A N - M と同等なコードである。S A T A N - V I の入力には S A T A N - M と同様の諸量を含み，主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(9) S A T A N - M (S m a l l L O C A) ^{(9) (10)}

小破断ブローダウン解析コード S A T A N - M (S m a l l L O C A) は，小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように，大破断ブローダウン解析用 S A T A N - M に機能追加を行ったコードである。S A T A N - M (S m a l l L O C A) の入力には S A T A N - M と同様の諸量を含み，主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力，炉心流量及び気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(10) W R E F L O O D ^{(8) (9) (14)}

W R E F L O O D コードは，非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間，また，原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における１次冷却系全体の模擬を S A T A N - M 又は S A T A N - V I に引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後，非常用炉心冷却設備からの注水に

より、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピー変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード（後述）の出力として与えられる。

WREFLOODの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存水量、蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(11) BASH-M⁽⁸⁾⁽⁹⁾

BASH-Mコードは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピー等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの1次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフ

トフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

- a．液相への強制対流熱伝達
- b．核沸騰熱伝達
- c．遷移沸騰熱伝達
- d．膜沸騰熱伝達
- e．液滴への輻射熱伝達
- f．蒸気への強制対流熱伝達
- g．蒸気への輻射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード（後述）の出力として与えられる。

BASH-Mの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口

からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(12) C O C O ⁽⁸⁾ ⁽⁹⁾ (14)

原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

C O C Oの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これはブローダウン時にはS A T A N - M又はS A T A N - VI、リフィル時にはW R E F L O O D、再冠水時にはB A S H - M又はW R E F L O O Dの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13) L O C T A - M ⁽⁸⁾ ⁽⁹⁾

燃料棒熱解析コードL O C T A - Mは、S A T A N - M、W R E F L O O D、B A S H - Mの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。L O C T A - Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はS A T A N - Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求め

られ、次のような体様が含まれる。

- a. 核沸騰熱伝達
- b. 遷移沸騰熱伝達
- c. 蒸気流への強制対流熱伝達
- d. 蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はB A S H-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、B A S H-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- b. 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生
- c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cmの範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はO R N Lの実験に基づいて三菱原子力工業（株）が作成した反応速度相関式⁽¹¹⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量はBaker-Justの式⁽¹²⁾に基づいて計算する。

燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

L O C T A-Mの入力としてはS A T A N-M, W R E F L O O D

及びB A S H-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「E C C S性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度，ジルコニウム-水反応量を含む。

(14) L O C T A-IV⁽⁹⁾ (10)

燃料棒熱解析コードL O C T A-IVは，S A T A N-M (S m a l l L O C A) の出力を入力として，小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い，燃料被覆管最高温度等を算出する。L O C T A-IVの解析モデルは大破断解析用コードL O C T A-Mのブローダウン過程の解析モデルと基本的に同じである。

L O C T A-IVの入力としてはS A T A N-M (S m a l l L O C A) の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「E C C S性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度，ジルコニウム-水反応量を含む。

(15) その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からの γ 線による線量の計算にはS C A T T E R I N Gコードを使用するが，詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また，特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については，核設計計算コードA N C⁽¹⁵⁾を使用して，燃烧度の関数としての2群群定数等を入力とし，3次元拡散計算を行い，減速材密度，キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

第1.2.1表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	2,660MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	302.3℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa [gage] (157.2kg/cm ² G)	±0.21MPa (±2.1kg/cm ²)

第1.2.2表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高(高設定)	118% (定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高(低設定)	35% (定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.2.1図参照)	6.0
過出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.2.1図参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa [gage] (169.4kg/cm ² G)	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa [gage] (129.8kg/cm ² G)	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.2
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

第1.2.3表 解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号		
a. 原子炉圧力低と 加圧器水位低の一致	12.04MPa [gage] (122.8kg/cm ² G) (圧力) 水位検出器下端水位 (水位)	2.0
b. 原子炉圧力異常低	11.36MPa [gage] (115.8kg/cm ² G)	2.0
c. 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa [gage] (34.2kg/cm ² G)	2.0
d. 原子炉格納容器圧力高	0.034MPa [gage] (0.35kg/cm ² G)	2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa [gage] (34.2kg/cm ² G)	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.136MPa [gage] (1.39kg/cm ² G)	2.0

第1.2.4表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
－運転時の異常な過渡変化

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS－1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却設備 （ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS－3	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.2.5表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
－設計基準事故

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS－1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却設備 （ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却設備
	放射性物質の閉じ込め，放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 格納容器スプレイ設備 アニュラス空気再循環設備 安全補機室空気浄化設備
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS－2	放射性物質放出の防止機能	排気筒
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁 （手動開閉機能）
MS－3	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.3.1表 解析に使用する計算プログラム一覧表

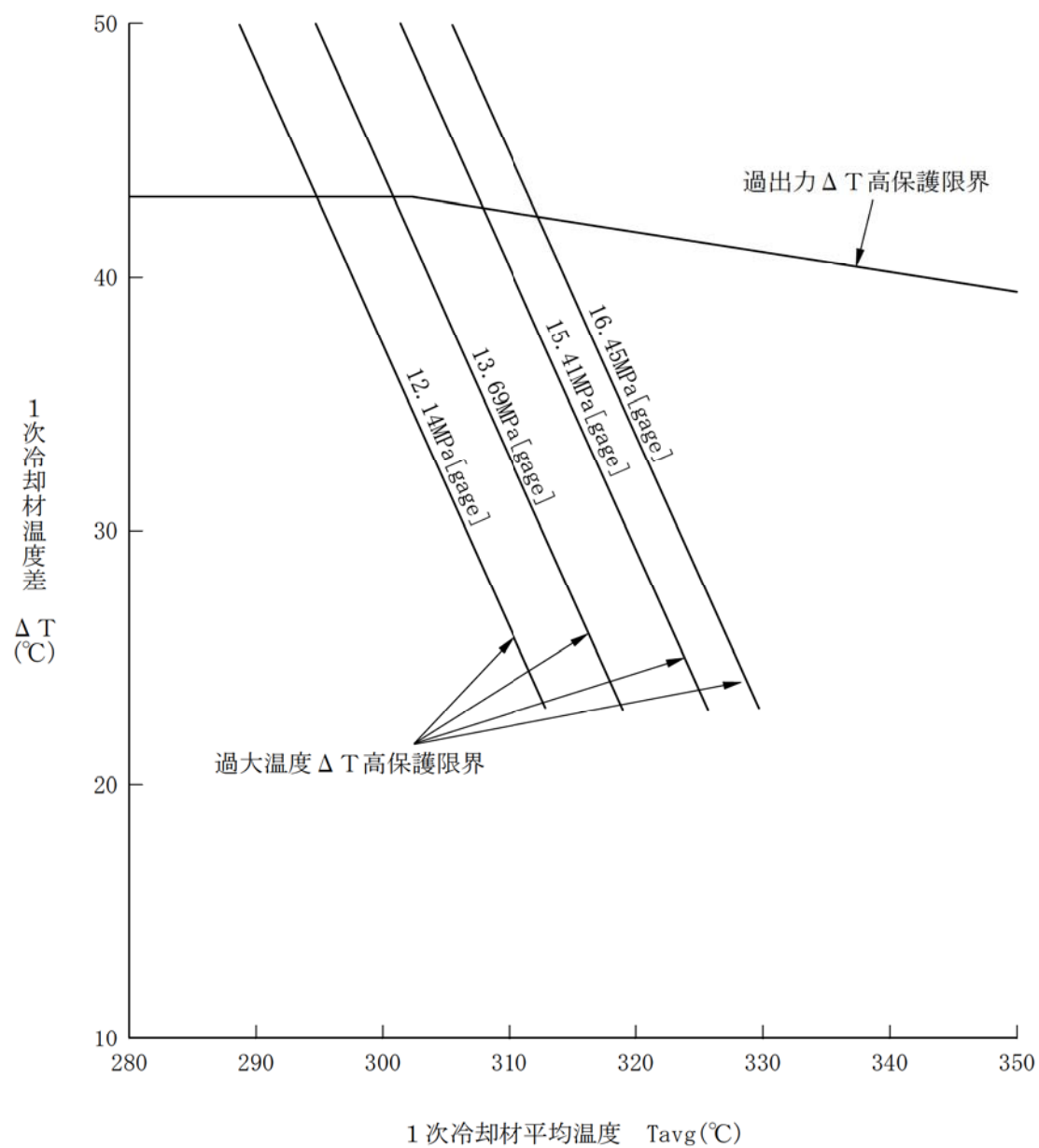
－運転時の異常な過渡変化

分 類	解 析 項 目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—————
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	—————
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC-III
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
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	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

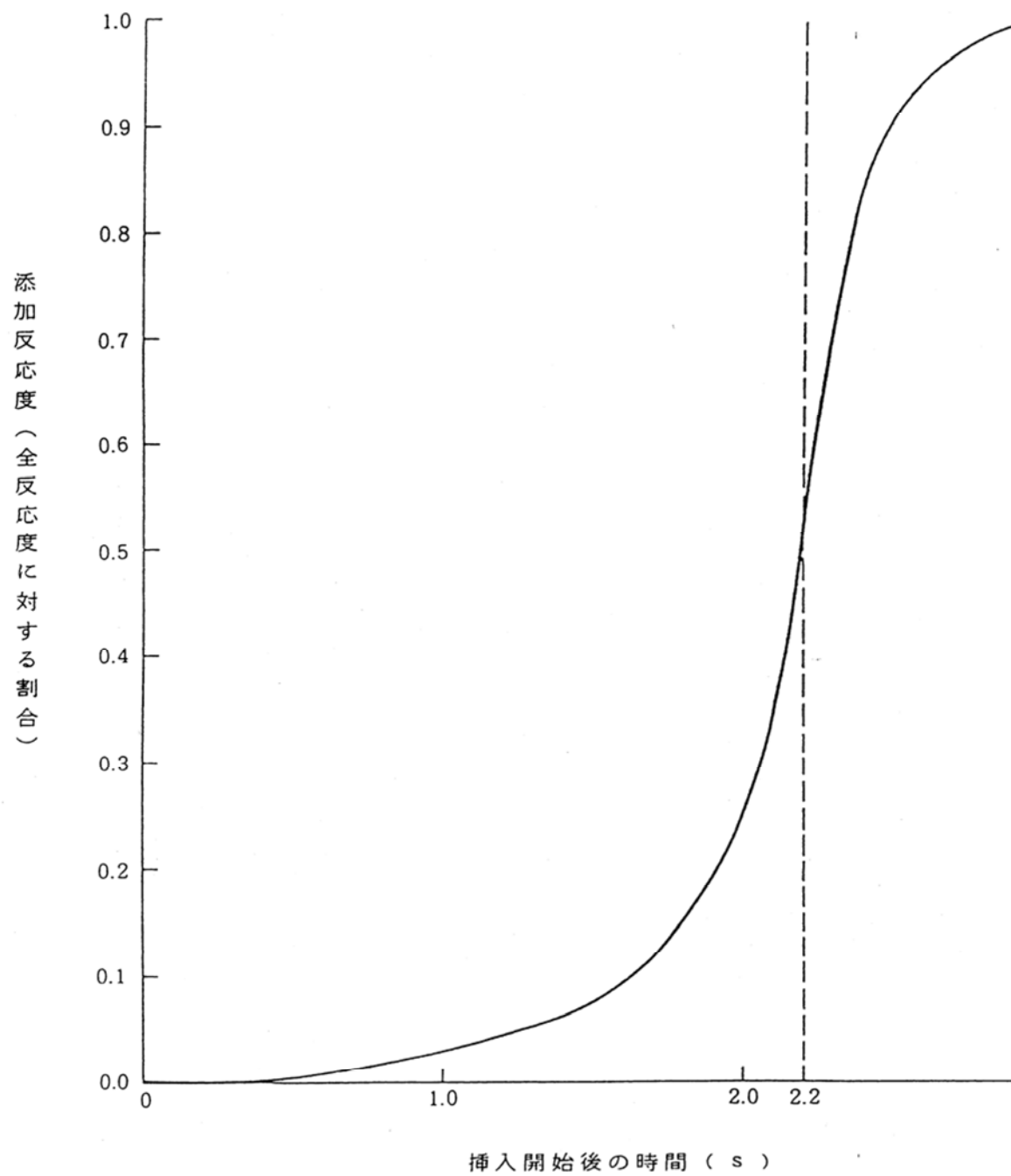
第1.3.2表 解析に使用する計算プログラム一覧表

－設計基準事故

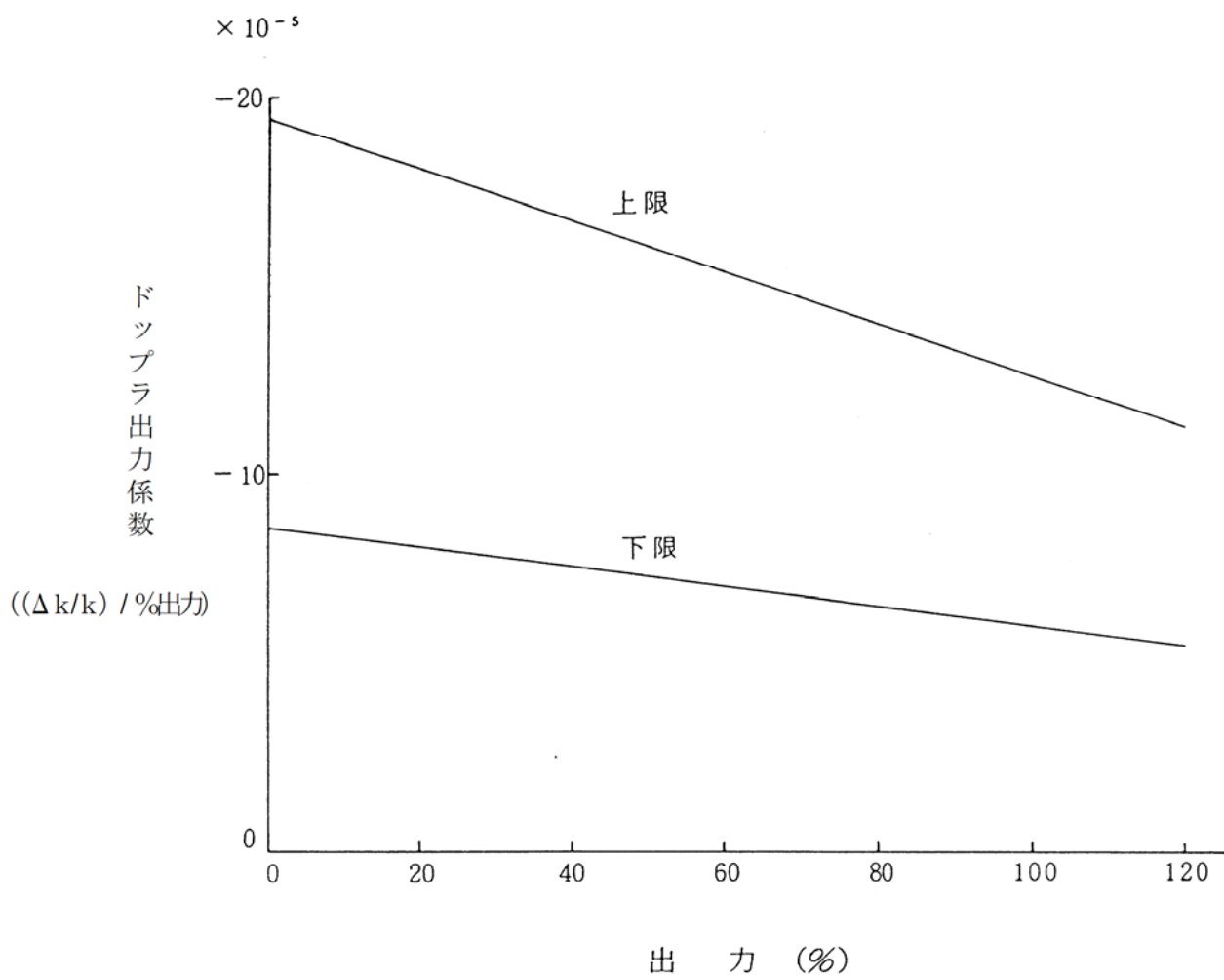
分 類	解 析 項 目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大 破 断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M
		小 破 断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		_____
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		_____
	原子炉冷却材喪失	SCATTERING	
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		_____



第 1.2.1 図 過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による保護限界図
(代表例)



第 1.2.2 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第 1. 2. 3 図 解析に使用したドップラ出力係数

1.4 参考文献

- (1) 「改良統計的熱設計手法について」
MHI-NES-1009 改1
三菱重工業，平成12年
- (2) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」
MHI-NES-1021 改6
三菱重工業，平成15年
- (3) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改3
三菱重工業，平成16年
- (4) 「DNB相関式について」
MAPI-1029 改3
三菱重工業，平成16年
- (5) 「三菱PWRの事故解析計算コードの概要」
MAPI-1017 改2
三菱原子力工業，昭和52年
- (6) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」
MAPI-1058
三菱原子力工業，昭和55年
- (7) 「THINC-Ⅲコードの概要」
MAPI-1072
三菱原子力工業，昭和59年
- (8) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI-1035 改8
三菱重工業，平成11年

- (9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAP I - 1063 改2
三菱原子力工業，平成2年
- (10) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAP I - 1041 改7
三菱重工業，平成11年
- (11) 「ジルコニウム－水蒸気反応速度式」
MAP I - 1057 改1
三菱原子力工業，昭和56年
- (12) 「Studies of Metal－Water Reactions at High Temperatures
III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium
－Water Reaction」 L. Baker, L. C. Just
ANL-6548, 1962
- (13) 「三菱新DNB相関式（MIRC-1）について」
MAP I - 1075 改3
三菱重工業，平成12年
- (14) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法」
MHI - NES - 1016
三菱重工業，平成12年
- (15) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」
MAP I - 1087 改6
三菱重工業，平成16年
- (16) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2炉心におけるMOX燃料機械設計」
MHI - NES - 1032

三菱重工業，平成 1 6 年

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その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。

2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の起動時に，制御棒駆動系の故障，誤操作等により，制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると，中性子束は急激に上昇するが，負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は，原子炉保護設備が作動するまでの初期において，出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については，燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお，ここでは二酸化ウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をkJ/kgの単位で表す。

a．燃料エンタルピの最大値は，燃料の許容設計限界712kJ/kg

（「R I E評価指針」に示す170cal/g・UO₂に相当。）を超えないこと。

b．ピーク出力部燃料エンタルピの増分は，「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「R I E報告書」という。）に示された以下のペレット/被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす（以下「P C M I 破損しきい値のめやす」という。）を

超えないこと。

ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460kJ/kg

(「R I E 報告書」に示す110cal/g・UO₂に相当。)

ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356kJ/kg

(「R I E 報告書」に示す85cal/g・UO₂に相当。)

ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209kJ/kg

(「R I E 報告書」に示す50cal/g・UO₂に相当。)

ペレット燃焼度 65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kg

(「R I E 報告書」に示す40cal/g・UO₂に相当。)

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(3) 拡大防止対策

a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。こ

の事象においては、以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 線源領域中性子束高
- (b) 中間領域中性子束高
- (c) 出力領域中性子束高（低設定）
- (d) 出力領域中性子束高（高設定）
- (e) 出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピ等の時間変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。
- b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。
- c. 反応度添加率は、最大反応度価値を有する二つの制御棒クラ

スタバンクが、最大速度（約114cm/min）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、 8.6×10^{-4} （ $\Delta k/k$ ）/sとする。

d．実効遅発中性子割合（ β_{eff} ）は0.75%を使用する。

e．ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さい値とする。

f．減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として、 8.0×10^{-5} （ $\Delta k/k$ ）/°Cとする。

燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

g．原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

h．原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

(3) 解析結果

中性子束、燃料エンタルピー及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.1図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約9.5秒後に「出力領域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約4.6倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還

効果によって急速に抑えられ、約10秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。

燃料エンタルピーの最大値は二酸化ウラン燃料で生じ約343kJ/kg、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は二酸化ウラン燃料で約81kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で約81kJ/kgである。

また、原子炉圧力の最大値は、約17.3MPa [gage] である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の約158kJ/kgであり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の被覆の破裂は生じない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3 結 論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピーは燃料の許容設計限界である712kJ/kgを十分下回る。ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、二酸化ウラン燃料で約81kJ/kgであり、ペレット燃焼度65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度までのPCMI破損しきい値のめやすである167kJ/kgを、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では約81kJ/kgであり、ペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満のPCMI破損しきい値のめやすである209kJ/kgを下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1 過渡変化の原因，防止対策および拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，制御棒駆動系の故障，誤操作等により，制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って，原子炉出力が上昇し，1次冷却材平均温度が上昇して，DNBRが低下するが，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，DNBRが許容限界値を下回る前に，この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし，バンク単位で挿入，引き抜きを行い，各バンクごとに所定の順序で駆動される。また，駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「出力領域中性子束高」信号，「過大温度 ΔT 高」信号又は「過出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により，制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し，過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 出力領域中性子束高

- (b) 過出力 ΔT 高
- (c) 過大温度 ΔT 高
- (d) 原子炉圧力高
- (e) 加圧器水位高
- (f) 出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより，原子炉出力，原子炉圧力，1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め，これらのデータを使って，燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では，初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は，出力運転時の最小値である0 ($\Delta k/k$) / (g/cm^3) とし，ドップラ出力係数は，第1.2.3図の下限の値とする。
- c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては，最大反応度価値を有する二つの制御棒クラスタバンクが，最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として， 8.6×10^{-4} ($\Delta k/k$) /sとする。
- d. 原子炉は，「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると，自動停止するものとする。
- e. 燃料中心温度の評価では，初期原子炉出力は最大出力

(102%) とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

(3) 解析結果

制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である 8.6×10^{-4} ($\Delta k/k$) /s とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小 DNB R の変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号のトリップ限界値に達し、約1.8秒で制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力の最大値は定格値の約127%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小 DNB R は約1.97となる。

また、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,154℃であり、判断基準2,570℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,114℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示す。

制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小の DNB R を与える 2.8×10^{-5} ($\Delta k/k$) /s とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小 DNB R の変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生約41秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒で制御棒クラスタは落下を開始する。原

子炉出力の最大値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい。原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、1次冷却材平均温度の最大値は約310℃にとどまり、過渡変化中の最小DNBRも約1.75である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える 3.2×10^{-5} ($\Delta k/k$)/sとした場合、二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の最高値は約2,334℃であり、判断基準2,570℃を下回っている。一方、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の最高値は約2,294℃であり、判断基準2,500℃を下回っている。判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度の変化を第2.2.2.4図に示す。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで、反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.75である。

判断基準に照らして厳しくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第2.2.2.6図に示すとおりで、反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,294℃である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3 結 論

出力運転中の制御棒クラスタの異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DN

B Rは許容限界値を下回ることではない。また、燃料中心最高温度は二酸化ウラン燃料で約2,334℃であり、判断基準の2,570℃を、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では約2,294℃であり、判断基準の2,500℃を下回っており、各々溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3 制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の出力運転中に，制御棒駆動系の故障等により，炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ，炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし，防止対策が何らとられないとすると，減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ，過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため，原子炉の安全余裕の減少となるので，その過渡変化が過大となる前に，原子炉保護設備により原子炉は自動停止し，過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は，炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが挿入限界位置にあり，かつ，そのうちの 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。

この場合，不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し，炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし，防止対策が何らとられないとすると，熱水路係数を大きくさせ，原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって，この過渡変化が過大となる前に検出され，修正されて，原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(2) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3) 拡大防止対策

- a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。
- b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。
- e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 出力領域中性子束変化率高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高
 - (d) 原子炉圧力低

2.2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラ

スタ落下による原子炉出力，熱流束，原子炉圧力，1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については，熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は，出力運転時の最小値である0 ($\Delta k/k$) / (g/cm^3) とし，ドップラ出力係数は，第1.2.3図の下限の値とする。
- c. 添加反応度は，定格出力運転中，引き抜き上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として， $-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし，瞬時に加わるものとする。
- d. 制御用制御棒クラスタは，自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は，制御棒クラスタ落下により，原子炉出力，1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが，制御棒制御系の動作により，原子炉出力と1次冷却材平均温度は，初期運転状態に復帰するものとする。
- e. 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) として，1.84を使用する。
- f. 制御棒クラスタ不整合は，最も厳しい状態として，制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し，うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

(3) 解析結果

定格運転中，最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落

下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力，熱流束，1次冷却材平均温度，原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので，原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し，一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが，その後自動制御運転の場合は，制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し，熱流束が復帰するにつれ減少する。解析では，熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い，かつ，過渡変化中一定として計算しているが，この場合でも最小DNBRは約1.86である。原子炉出力の最大値は約105%であるので，燃料中心温度は十分溶融点未満である。また，原子炉圧力の上昇は約0.2MPa（約2 kg/cm²）である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には，原子炉圧力が低下し続け，過渡変化発生の約82秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し，約84秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより，原子炉は自動停止される。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また，制御棒クラスタ不整合の場合においては最小DNBRは約1.97である。この場合，原子炉出力の変化はないので，燃料中心温度は十分溶融点未満であり，原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後，高温停止状態に移行し，2次側による冷却操作等により，原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3 結 論

前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタ不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1 過渡変化の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は，原子炉の起動時あるいは出力運転中に，化学体積制御系の故障，誤操作等により，1次冷却材中に純水が注入され，1次冷却材中のほう素濃度が低下して，反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は，この反応度添加により，停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で，制御棒クラスタを自動制御している場合は，添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため，必要な停止余裕を失うおそれがある。

また，制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様，原子炉出力が増加し，熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって，DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし，このような過渡変化は，異常な状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり，運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終止できる。

(2) 防止対策

a. ほう素の希釈は，ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ，純水が設定量だけ注入され終わると，純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので，設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。

b. 希釈を行う場合，運転員に対して，自動補給モードから希釈

モードへの切換えと起動スイッチの操作という 2 段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。

- c. 化学体積制御設備は、「線源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び／又は充てんポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1 次冷却系への補給を停止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高

2.2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1 次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2) 解析条件

- a. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量 ($107\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度4,400ppm）で満たされているものとする。
- (d) 「線源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b. 出力運転時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量 ($68.1\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として、2,000ppmとする。
- (d) 反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ とする。

(3) 解析結果

a. プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「線源領域炉停止時中性子束高」警報が発せられるまでに約82分を要し、臨界に至るまでに更に約25分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手

段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

b. 出力運転時の異常な希釈

原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約13分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 ΔT 高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様に、反応度添加率（約 2.5×10^{-5} ($\Delta k/k$)/s）はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は熔融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3 結 論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素の希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。