第 5.1.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（1 号及び 2 号炉合算）

（単位：μSv／y）

	評価地点の方位	3 号炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	γ線による実効線量
陸側評価地点	ＮＥ[注]	780	1.7
	ＥＮＥ[注]	940	2.4
	Ｅ	780	3.4
	ＥＳＥ	640	4.2
	ＳＥ	820	3.4
	ＳＳＥ	740	2.2
	Ｓ	710	2.1
参考地点	ＳＳＷ	330	5.5
	ＳＷ	270	3.9
	ＷＳＷ	270	2.0
	Ｗ	310	2.0
	ＷＮＷ	320	1.6
	ＮＷ	240	2.5
	ＮＮＷ	200	2.5
	Ｎ	140	3.5
	ＮＮＥ	120	3.5

［注］北東及び東北東方向の対岸

第 5.1.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（1 号及び 2 号炉合算）

（単位：μSv／y）

評価地点の方位	3 号炉心から敷地等境界までの距離（m）	γ線による実効線量
ＮＥ　[注]	780	1.7
ＥＮＥ　[注]	940	1.7
Ｅ	970	1.9
ＥＳＥ	1,030	1.9
ＳＥ	1,010	1.7
ＳＳＥ	860	1.5
Ｓ	740	1.8

[注] 北東及び東北東方向の対岸

第 5.1.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の
実効線量への換算係数

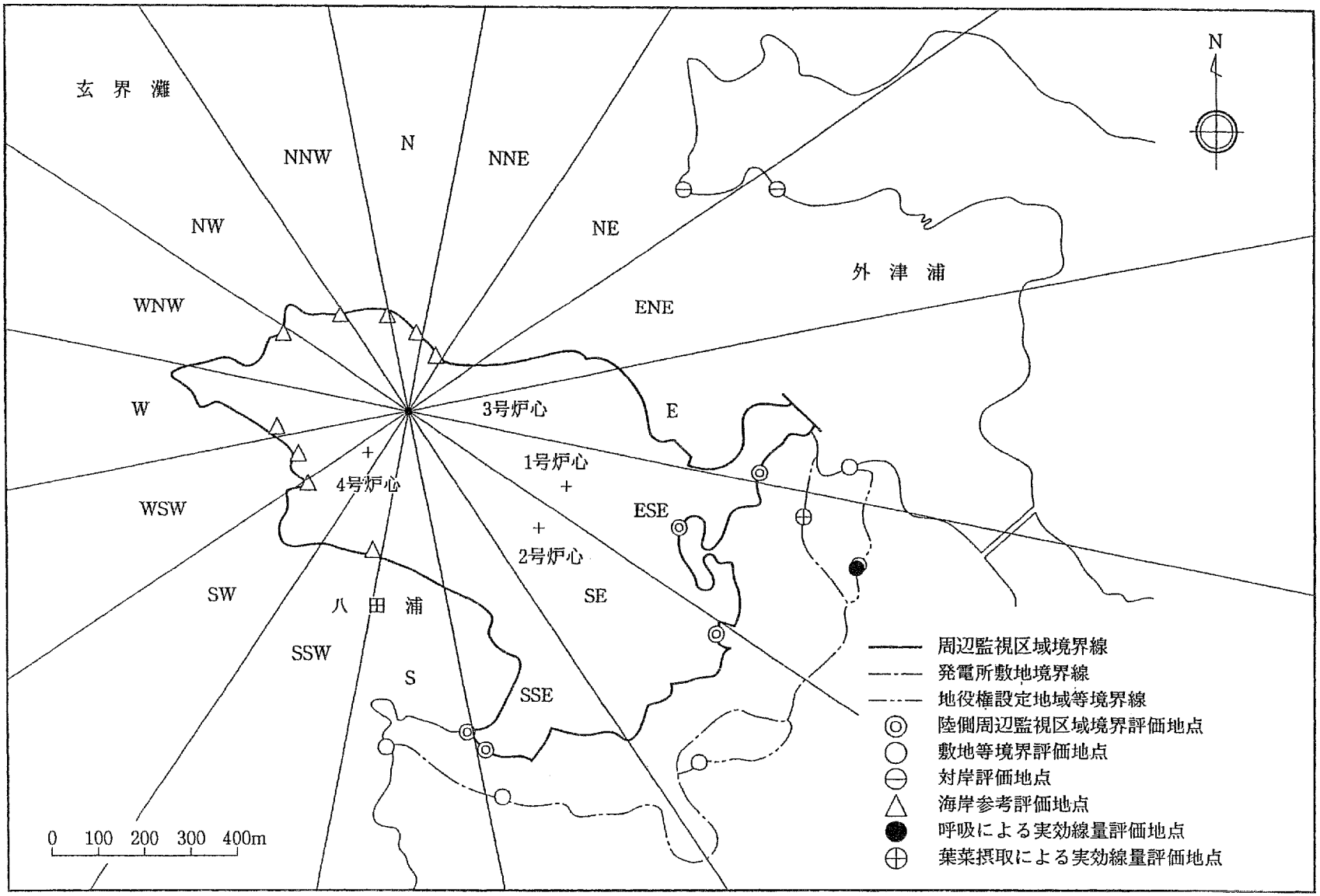
核　　種	実効線量への換算係数 Kwi（μ Sv／Bq）
H－3	1.8×10^{-5}
Cr － 51	3.8×10^{-5}
Mn － 54	7.1×10^{-4}
Fe － 59	1.8×10^{-3}
Co － 58	7.4×10^{-4}
Co － 60	3.4×10^{-3}
Sr － 89	2.6×10^{-3}
Sr － 90	2.8×10^{-2}
Cs － 134	1.9×10^{-2}
Cs － 137	1.3×10^{-2}

第 5.1.8 表　液体廃棄物の放水口濃度
（１号及び２号炉各炉）

核　種	核種構成 （％）	年間放出量 （Bq／y）	放水口濃度Ｃwi （Bq／cm^3）
Ｃｒ-51	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｍｎ-54	3	1.11×10^{9}	1.18×10^{-6}
Ｆｅ-59	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｃｏ-58	10	3.7×10^{9}	3.93×10^{-6}
Ｃｏ-60	15	5.55×10^{9}	5.90×10^{-6}
Ｓｒ-89	2	7.4×10^{8}	7.86×10^{-7}
Ｓｒ-90	1	3.7×10^{8}	3.93×10^{-7}
Ｉ-131	15	5.55×10^{9}	5.90×10^{-6}
Ｃｓ-134	20	7.4×10^{9}	7.86×10^{-6}
Ｃｓ-137	30	1.11×10^{10}	1.18×10^{-5}
Ｈ-3	－	3.7×10^{13}	3.93×10^{-2}

第 5.1.9 表　海産物の濃縮係数

元　　素	濃縮係数(CF)ik　（Bq／g ／ Bq／cm³）		
	魚　　類	無脊椎動物	海　　藻
H	1	1	1
Cr	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co	10^2	10^3	10^3
Sr	1	6	10
I	10	50	4×10^3
Cs	30	20	20



第 5.1.1 図　1 号炉及び 2 号炉の実効線量の評価地点

第 5.2.1 表　実効線量評価に用いる排気筒有効高さ

（３号及び４号炉各炉）

計算地点の方位	ユニット	各地点での排気筒有効高さ (m)	
		周辺監視区域境界外	敷地境界外
ＮＥ	3	50	50
	4	45	45
ＥＮＥ	3	45	45
	4	50	50
Ｅ	3	40	40
	4	55	60
ＥＳＥ	3	50	55
	4	40	45
ＳＥ	3	70	70
	4	65	70
ＳＳＥ	3	55	55
	4	55	55
Ｓ	3	60	60
	4	65	65

［注］

表中の方位以外の有効高さについては、それぞれのユニットのうち最も低い有効高さを使用する。

第 5.2.2 表　着目方位及び隣接２方位への最大放出回数
（３号及び４号炉各炉）

（着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした３方位への最大放出回数）

（単位：回／y）

計算地点の方位	着目方位を中心とした３方位への最大放出回数 n_T
	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	1
NNE	1
NE	1
ENE	1
E	1
ESE	1
SE	1
SSE	1
S	1
SSW	1
SW	2
WSW	2
W	1
WNW	1
NW	1
NNW	1

第 5.2.3 表　実効線量評価に用いる気象条件(1)（３号及び４号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　2016年　1月
至　2016年12月）

計算地点の方位　L	方位Lへ向かう風の出現頻度(%)		方位Ｌへ向かう風の大気安定度別出現回数N_{LS}（回／y）					
	f_L	f_{LT}〔注2〕	A	B	C	D	E	F〔注3〕
N	8.3	18.8	20	128	7	268	10	292
ＮＮＥ	5.9	20.1	11	68	10	162	6	263
ＮＥ	5.9	16.6	3	72	40	219	14	170
ＥＮＥ	4.8	18.4	7	57	58	258	3	35
Ｅ	7.7	19.4	6	88	101	446	6	23
ＥＳＥ	7.0	17.2	3	51	47	471	19	19
ＳＥ	2.6	13.2	9	33	10	102	16	60
ＳＳＥ	3.6	10.2	25	57	4	106	7	116
Ｓ	3.9	13.6	64	82	2	106	6	86
ＳＳＷ	6.1	26.6	93	127	9	194	7	101
ＳＷ	16.6	34.1	39	367	137	589	96	230
ＷＳＷ	11.4	33.9	1	76	101	511	84	225
Ｗ	5.8	20.4	1	27	14	252	35	181
ＷＮＷ	3.2	11.6	0	23	1	104	16	132
ＮＷ	2.6	10.4	0	10	4	111	6	98
ＮＮＷ	4.6	15.5	1	22	14	211	14	144

〔注1〕風向は玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注2〕着目方位及びその隣接２方位へ向かう風の出現頻度の和。
〔注3〕大気安定度ＦにはＧを含む。

第 5.2.4 表　実効線量評価に用いる気象条件(2)（３号及び４号炉各炉）

〔注 1〕

（玄海観測所Ａ（ＥＬ＋37m）
玄海観測所Ｂ（ＥＬ＋70m）
自　2016 年　1 月
至　2016 年 12 月）

計算地点の方位　L	方位Ｌへ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 S_{LS} 及び平均 $\overline{S}_{LS}$（ｓ／m）											
	A		B		C		D		E		F 〔注 2〕	
	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$	S_{LS}	$\overline{S}_{LS}$
N	4.99	0.26	48.66	0.38	1.13	0.16	87.12	0.33	1.63	0.16	126.85	0.43
ＮＮＥ	3.56	0.31	27.77	0.41	1.26	0.12	65.73	0.41	0.76	0.12	111.23	0.42
ＮＥ	1.51	0.48	31.65	0.44	6.09	0.15	73.24	0.33	2.22	0.15	88.18	0.52
ＥＮＥ	5.15	0.71	34.35	0.60	9.73	0.17	64.27	0.25	0.55	0.18	27.94	0.79
Ｅ	4.97	0.80	45.41	0.52	22.48	0.22	76.85	0.17	1.48	0.24	27.00	1.16
ＥＳＥ	3.02	0.97	28.58	0.56	12.54	0.27	69.59	0.15	3.78	0.21	10.55	0.56
ＳＥ	7.74	0.84	18.11	0.55	2.34	0.23	23.54	0.23	3.16	0.19	19.53	0.33
ＳＳＥ	11.23	0.46	29.04	0.51	0.64	0.16	36.68	0.35	0.94	0.13	31.70	0.27
Ｓ	32.97	0.52	37.17	0.45	0.26	0.13	39.01	0.37	0.81	0.13	30.53	0.36
ＳＳＷ	26.46	0.28	47.03	0.37	1.06	0.12	53.55	0.28	0.95	0.13	40.70	0.40
ＳＷ	10.15	0.26	96.67	0.26	17.67	0.13	112.42	0.19	12.24	0.13	78.77	0.34
ＷＳＷ	0.45	0.41	24.92	0.33	18.06	0.18	140.39	0.28	15.74	0.19	89.49	0.40
Ｗ	1.10	0.99	17.71	0.65	4.06	0.28	97.10	0.39	8.25	0.24	86.60	0.48
ＷＮＷ	0.15	2.00	18.16	0.80	0.37	0.36	48.99	0.47	4.06	0.25	77.85	0.59
ＮＷ	0.11	2.00	8.29	0.82	0.99	0.24	54.71	0.50	1.34	0.22	55.59	0.57
ＮＮＷ	0.47	0.43	11.43	0.53	2.44	0.17	69.67	0.33	2.31	0.16	68.29	0.47

〔注 1〕風向、風速はともに玄海観測所Ｂ、大気安定度決定のための風速は玄海観測所Ａのデータを使用した。
〔注 2〕大気安定度ＦにはＧを含む。

第 5.2.5 表　周辺監視区域境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（3 号及び 4 号炉合算）

（単位：μSv／y）

	評価地点の方位	3 号炉心から周辺監視区域境界までの距離 (m)	γ線による実効線量
陸側評価地点	ＮＥ[注]	780	1.1
	ＥＮＥ[注]	940	0.9
	Ｅ	780	1.0
	ＥＳＥ	640	0.9
	ＳＥ	820	0.7
	ＳＳＥ	740	0.7
	Ｓ	710	0.7
参考地点	ＳＳＷ	330	3.0
	ＳＷ	270	5.2
	ＷＳＷ	270	5.1
	Ｗ	310	2.9
	ＷＮＷ	320	2.5
	ＮＷ	240	2.8
	ＮＮＷ	200	3.2
	Ｎ	140	4.0
	ＮＮＥ	120	4.1

[注] 北東及び東北東方向の対岸

第 5.2.6 表　敷地等境界外における希ガスのγ線による年間実効線量（3 号及び 4 号炉合算）

（単位：μSv／y）

評価地点の方位	3 号炉心から敷地等境界までの距離（m）	γ線による実効線量
ＮＥ　[注]	780	1.1
ＥＮＥ　[注]	940	0.9
Ｅ	970	0.7
ＥＳＥ	1,030	0.6
ＳＥ	1,010	0.4
ＳＳＥ	860	0.6
Ｓ	740	0.7

［注］北東及び東北東方向の対岸

第 5.2.7 表　液体廃棄物中に含まれる核種 i の
実効線量への換算係数

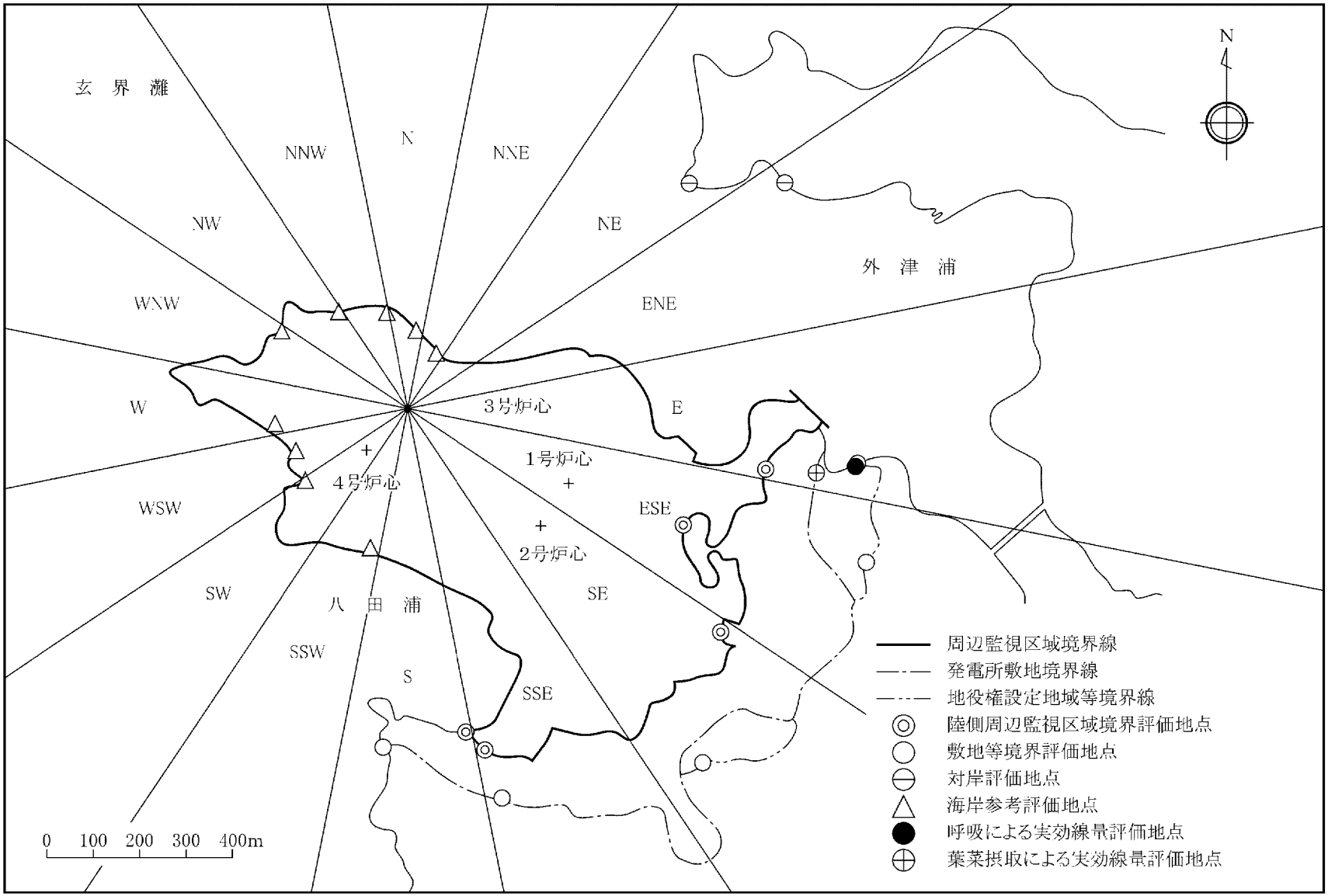
核　　種	実効線量への換算係数 Kwi（μ Sv／Bq）
H－3	1.8×10^{-5}
Cr － 51	3.8×10^{-5}
Mn － 54	7.1×10^{-4}
Fe － 59	1.8×10^{-3}
Co － 58	7.4×10^{-4}
Co － 60	3.4×10^{-3}
Sr － 89	2.6×10^{-3}
Sr － 90	2.8×10^{-2}
Cs － 134	1.9×10^{-2}
Cs － 137	1.3×10^{-2}

第 5.2.8 表　液体廃棄物の放水口濃度
（３号及び４号炉各炉）

核　種	核種構成 （％）	年間放出量 （Bq／y）	放水口濃度Ｃwi （Bq／cm^3）
Ｃｒ-51	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｍｎ-54	3	1.11×10^{9}	5.39×10^{-7}
Ｆｅ-59	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｃｏ-58	10	3.7×10^{9}	1.80×10^{-6}
Ｃｏ-60	15	5.55×10^{9}	2.69×10^{-6}
Ｓｒ-89	2	7.4×10^{8}	3.59×10^{-7}
Ｓｒ-90	1	3.7×10^{8}	1.80×10^{-7}
Ｉ-131	15	5.55×10^{9}	2.69×10^{-6}
Ｃｓ-134	20	7.4×10^{9}	3.59×10^{-6}
Ｃｓ-137	30	1.11×10^{10}	5.39×10^{-6}
Ｈ-3	－	3.7×10^{13}	3.59×10^{-2}

第 5.2.9 表　海産物の濃縮係数

元　　素	濃縮係数(CF)ik　（Bq／g ／ Bq／cm³）		
	魚　　類	無脊椎動物	海　　藻
H	1	1	1
Cr	4×10^2	2×10^3	2×10^3
Mn	6×10^2	10^4	2×10^4
Fe	3×10^3	2×10^4	5×10^4
Co	10^2	10^3	10^3
Sr	1	6	10
I	10	50	4×10^3
Cs	30	20	20



第 5.2.1 図　3 号炉及び 4 号炉の実効線量の評価地点

5.3 参考文献

(1) 「Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides」
ICRP Publication 72, Adopted in 1995

(2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
（原子力安全委員会了承、平成元年 3月 27日）
一部改訂 平成 13年 3月 29日

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
1.1　基本的考え方
1.1.1　運転時の異常な過渡変化
1.1.2　設計基準事故
1.1.3　重大事故及び仮想事故
1.2　主要な解析条件
1.2.1　初期定常運転条件
1.2.2　安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
1.2.3　原子炉トリップ特性
1.2.4　反応度係数
1.2.5　解析に当たって考慮する事項
1.3　解析に使用する計算プログラム
1.4　参考文献

２．　運転時の異常な過渡変化の解析
2.1　序

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

2.2.2　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.3　制御棒の落下及び不整合

2.2.4　原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.3　外部電源喪失

2.3.4　主給水流量喪失

2.3.5　蒸気負荷の異常な増加

2.3.6　２次冷却系の異常な減圧

2.3.7　蒸気発生器への過剰給水

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

2.4.1　負荷の喪失

2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5　参考文献

３．　設計基準事故の解析

3.1　序

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

3.2.1　原子炉冷却材喪失

3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失

3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.4　主給水管破断

3.2.5　主蒸気管破断

3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1　制御棒飛び出し

3.4　環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損

3.4.3　燃料集合体の落下

3.4.4　原子炉冷却材喪失

3.4.5　制御棒飛び出し

3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1　原子炉冷却材喪失

3.5.2　可燃性ガスの発生

3.6　その他（地震、火災、風、洪水等）

3.7　参考文献

4．重大事故及び仮想事故の解析

4.1　重大事故

4.1.1　原子炉冷却材喪失

4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.1.3　結　　論

4.2　仮想事故

4.2.1　原子炉冷却材喪失

4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.2.3　結　　論

4.3　参考文献

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

5.1　重大事故等対策

5.1.1　重大事故等対処設備に係る事項

5.1.2　復旧作業に係る事項

5.1.3　支援に係る事項

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

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

5.2.1　可搬型設備等による対応

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

5.2.2.1　特定重大事故等対処施設の手順書の整備

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

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

5.2.2.4　重大事故等対策及び可搬型設備等による対応

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

6.1　概　　要

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

6.1.4　有効性評価における解析の条件設定

6.1.5　解析の実施

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

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

6.2.2　運転中の原子炉における重大事故

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

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

6.3　評価に当たって考慮する事項

6.3.1　有効性評価において考慮する措置

6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定

6.3.3　外部電源に対する仮定

6.3.4　単一故障に対する仮定

6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定

6.3.6　考慮する範囲

6.4　有効性評価に使用する計算プログラム

6.4.1　M-RELAP5

6.4.2　SPARKLE-2

6.4.3　MAAP

6.4.4　GOTHIC

6.4.5　COCO

6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1　解析条件設定の考え方

6.5.2　共通解析条件

6.6　解析の実施方針

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

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

6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価

6.7.3　操作時間余裕の把握

6.8　必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1　必要な要員の評価

6.8.2　必要な資源の評価

6.9　参考文献

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

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

7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.2　全交流動力電源喪失

7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失

7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失

7.1.5　原子炉停止機能喪失

7.1.6　ECCS 注水機能喪失

7.1.7　ECCS 再循環機能喪失

7.1.8　格納容器バイパス

7.2　重大事故

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）

7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

7.2.4　水素燃焼

7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

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

7.3.1　想定事故１

7.3.2　想定事故２

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

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）

7.4.2　全交流動力電源喪失

7.4.3　原子炉冷却材の流出

7.4.4　反応度の誤投入

7.5　必要な要員及び資源の評価

7.5.1　必要な要員及び資源の評価条件

7.5.2　重大事故等対策に必要な要員の評価結果

7.5.3　重大事故等対策の７日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

表

第 1.2.1 表　解析に使用する初期定常運転条件

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

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

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

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

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

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

第 3.2.1.1 表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

第 3.2.1.2 表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

第 3.2.1.3 表　大破断解析結果（低温側配管両端破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

第 3.2.1.4 表　小破断解析結果

第 3.3.1.1 表　制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

第 3.4.1.1 表　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

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
第 3.4.2.2 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
第 3.4.2.3 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
第 3.4.2.4 表　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.3.1 表　燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 3.4.4.1 表　原子炉格納容器からの漏えい率－動的機器の単一故障
第 3.4.4.2 表　原子炉格納容器からの漏えい率－静的機器の単一故障
第 3.4.4.3 表　核分裂生成物によるγ線エネルギのエネルギ範囲別区分
第 3.4.4.4 表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量－動的機器の単一故障
第 3.4.4.5 表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量－静的機器の単一故障
第 3.4.5.1 表　制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量
第 4.1.1 表　よう素の炉心内蓄積量
第 4.1.2 表　希ガスの炉心内蓄積量
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
第 4.1.4 表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度

（重大事故）

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
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
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
第 4.2.2 表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（仮想事故）
第 4.2.3 表　全身線量の積算値（1980 年の人口集計による）
第 4.2.4 表　全身線量の積算値（2030 年の人口推計による）
第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要
第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性
第 5.2.1 表　自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理
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の整理
第 5.2.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害
第 5.2.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧
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）
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）
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）
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）

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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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
第 5.2.19 表　要員の力量管理について
第 5.2.20 表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要
第 5.2.21 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

第 6.2.1 表　有効性評価における重要事故シーケンス等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
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）
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）
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）
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
第 6.4.2 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
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
第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等
第 6.4.5 表　SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等
第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等
第 6.4.7 表　GOTHIC における重要現象の不確かさ等
第 6.4.8 表　COCO における重要現象の不確かさ等
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）
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）

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）
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
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）
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
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））
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））
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
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
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）
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
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トリップ機能が喪失する事故））
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トリップ機能が喪失する事故））
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トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果
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トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果
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

第 7.1.6.2 表　主要解析条件（ECCS 注水機能喪失）
第 7.1.7.1 表　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について
第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）
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
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
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))
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))
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
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))
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
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))
第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
第 7.2.4.1 表　「水素燃焼」の重大事故等対策について

第 7.2.4.2 表　主要解析条件（水素燃焼）
第 7.2.5.1 表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）
第 7.3.1.1 表　「想定事故１」の重大事故等対策について
第 7.3.1.2 表　主要評価条件（想定事故１）
第 7.3.2.1 表　「想定事故２」の重大事故等対策について
第 7.3.2.2 表　主要評価条件（想定事故２）
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
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））
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
第 7.4.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）
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
第 7.4.3.2 表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）
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
第 7.4.4.2 表　主要評価条件（反応度の誤投入）

図

第 1.2.1 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数

第 1.2.3 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図（代表例）

第 2.2.1.1 図　解析に使用したドップラ温度係数

第 2.2.1.2 図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

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)

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)

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)

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)

第 2.2.2.5 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)

第 2.2.2.6 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)

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

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

第 2.3.1.1 図　原子炉冷却材流量の部分喪失

第 2.3.2.1 図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

第 2.3.4.1 図　主給水流量喪失(1)

第 2.3.4.2 図　主給水流量喪失(2)

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）
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）
第 2.3.6.1 図　解析に使用した減速材密度反応度欠損
第 2.3.6.2 図　解析に使用したドップラ出力欠損
第 2.3.6.3 図　２次冷却系の異常な減圧
第 2.3.7.1 図　蒸気発生器への過剰給水
第 2.4.1.1 図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動
第 2.4.1.2 図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動
第 2.4.2.1 図　原子炉冷却材系の異常な減圧
第 2.4.3.1 図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
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)－低温側配管スプリット破断
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)－低温側配管スプリット破断
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)－低温側配管スプリット破断
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)－低温側配管スプリット破断
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－大破断(5)－低温側配管両端破断
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－大破断(6)－低温側配管両端破断
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

－大破断(7)－低温側配管両端破断
第 3.2.1.8 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(8)－低温側配管両端破断
第 3.2.1.9 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
第 3.2.1.10 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
第 3.2.1.11 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
第 3.2.2.1 図　原子炉冷却材流量の喪失
第 3.2.3.1 図　原子炉冷却材ポンプの軸固着
第 3.2.4.1 図　主給水管破断(1)
第 3.2.4.2 図　主給水管破断(2)
第 3.2.5.1 図　主蒸気管破断－ケースＡ（外部電源あり）
第 3.2.5.2 図　主蒸気管破断－ケースＢ（外部電源なし）
第 3.3.1.1 図　制御棒飛び出し－サイクル初期高温全出力
第 3.3.1.2 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力
第 3.3.1.3 図　制御棒飛び出し－サイクル初期高温零出力
第 3.3.1.4 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温零出力
第 3.3.1.5 図　制御棒飛び出し－サイクル末期高温全出力－圧力解析
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
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
第 3.4.2.1 図　蒸気発生器伝熱管破損(1)
第 3.4.2.2 図　蒸気発生器伝熱管破損(2)

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
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
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
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
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－動的機器の単一故障
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－動的機器の単一故障
第 3.4.4.3 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－静的機器の単一故障
第 3.4.4.4 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－静的機器の単一故障
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
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
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(1)－動的機器の単一故障
第 3.5.1.2 図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(2)－動的機器の単一故障
第 3.5.1.3 図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(3)－静的機器の単一故障
第 3.5.1.4 図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(4)－静的機器の単一故障
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

(1)－動的機器の単一故障
第 3.5.2.2 図　可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価
(2)－静的機器の単一故障
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
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
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
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
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
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
第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況
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）
第 6.2.1 図　内部事象 PRA 用イベントツリー

第 6.2.2 図　地震 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.3 図　津波 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.4 図　格納容器イベントツリー
第 6.2.5 図　内部事象停止時 PRA 用イベントツリー
第 6.5.1 図　高温点評価用崩壊熱
第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱
第 6.5.3 図　原子炉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 6.5.4 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図（代表例）
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
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）
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）
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）
第 7.1.1.5 図　１次系圧力の推移
第 7.1.1.6 図　加圧器上端部クオリティの推移
第 7.1.1.7 図　加圧器水位の推移
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
第 7.1.1.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.1.1.10 図　原子炉容器内水位の推移

第 7.1.1.11 図　１次系注水流量の推移
第 7.1.1.12 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
第 7.1.1.13 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.1.14 図　１次系温度の推移
第 7.1.1.15 図　蒸気発生器水位の推移
第 7.1.1.16 図　２次系圧力の推移
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）
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）
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）
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）
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）
第 7.1.1.22 図　１次系圧力の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.23 図　１次系温度の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.24 図　高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）
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）
第 7.1.1.26 図　原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）
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）
第 7.1.1.28 図　１次系圧力の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.29 図　１次系温度の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.30 図　高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）
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）
第 7.1.1.32 図　気泡炉心水位の推移（開始が遅くなる場合）
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）
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

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）
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）
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 LOCA が発生する事故」の事象進展）
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）
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 RCP シール LOCA が発生する事故）
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）
第 7.1.2.8 図　1 次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.9 図　1 次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.10 図　1 次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.11 図　蓄圧注入流量積算値の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）

第 7.1.2.12 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.13 図　RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.14 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.15 図　炉心出口流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.16 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.17 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.18 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.19 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.20 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
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）
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）
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）
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）
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）

第 7.1.2.26 図　原子炉格納容器内温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
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）
第 7.1.2.28 図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
第 7.1.2.36 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
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）
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）
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）

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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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
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）
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

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
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
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）
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 LOCA 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）
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 LOCA 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）
第 7.1.4.5 図　１次系圧力の推移
第 7.1.4.6 図　破断流量の推移
第 7.1.4.7 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.4.8 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.4.9 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.4.10 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.4.11 図　格納容器外周部水量の推移
第 7.1.4.12 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.4.13 図　原子炉格納容器からの除熱量の推移
第 7.1.4.14 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.4.15 図　原子炉格納容器内温度の推移
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）

第 7.1.4.17 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
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）
第 7.1.4.19 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器内自然対流冷却の早期開始）
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操作時間余裕確認）
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
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）
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トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）
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トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）

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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.13 図　温度の推移（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.19 図　原子炉出力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）

第 7.1.5.21 図　１次系圧力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.25 図　温度の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.27 図　蒸気流量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.28 図　２次系圧力の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）
第 7.1.5.30 図　給水流量の推移（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）
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トリップ機能が喪失する事故）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認）

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トリップ機能が喪失する事故）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認）
第 7.1.5.33 図　1 次系圧力の推移比較（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（初期定常誤差及びドップラ特性の感度確認）
第 7.1.5.34 図　1 次系圧力の推移比較（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（初期定常誤差及びドップラ特性の感度確認）
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
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）
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）
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）
第 7.1.6.5 図　1 次系圧力の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.6 図　1 次系保有水量の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.7 図　ECCS 注水流量の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.8 図　破断流量の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.9 図　気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.10 図　炉心入口流量の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.11 図　燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.12 図　2 次系圧力の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.13 図　補助給水流量の推移（6 inch 破断）

第 7.1.6.14 図　主蒸気流量の推移（6 inch 破断）
第 7.1.6.15 図　1 次系圧力の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.16 図　1 次系保有水量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.17 図　ECCS 注水流量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.18 図　破断流量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.19 図　気泡炉心水位の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.20 図　炉心入口流量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.21 図　燃料被覆管温度の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.22 図　2 次系圧力の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.23 図　補助給水流量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.24 図　主蒸気流量の推移（4 inch 破断）
第 7.1.6.25 図　1 次系圧力の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.26 図　1 次系保有水量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.27 図　ECCS 注水流量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.28 図　破断流量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.29 図　気泡炉心水位の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.30 図　炉心入口流量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.31 図　燃料被覆管温度の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.32 図　2 次系圧力の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.33 図　補助給水流量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.34 図　主蒸気流量の推移（2 inch 破断）
第 7.1.6.35 図　蓄圧注入流量積分値の推移（6 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.36 図　気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）

第 7.1.6.37 図　燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.38 図　蓄圧注入流量積分値の推移（4 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.39 図　気泡炉心水位の推移（4 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.40 図　燃料被覆管温度の推移（4 inch 破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.41 図　1 次系圧力の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.42 図　1 次系保有水量の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.43 図　炉心入口流量の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.44 図　蓄圧注入流量積分値の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.45 図　気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.46 図　燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.47 図　1 次系圧力の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.48 図　1 次系保有水量の推移（4 inch 破断）（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）

第 7.1.6.49 図　炉心入口流量の推移（４inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.50 図　蓄圧注入流量積分値の推移（４inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.51 図　気泡炉心水位の推移（４inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.52 図　燃料被覆管温度の推移（４inch 破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.7.1 図　「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.7.2 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）
第 7.1.7.3 図　「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要(「大破断LOCA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）
第 7.1.7.4 図　「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断 LOCA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）
第 7.1.7.5 図　１次系圧力の推移
第 7.1.7.6 図　１次系温度（炉心部温度）の推移
第 7.1.7.7 図　破断流量の推移
第 7.1.7.8 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.7.9 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.7.10 図　代替再循環流量の推移
第 7.1.7.11 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.7.12 図　燃料被覆管温度の推移

第 7.1.7.13 図　格納容器外周部水量の推移
第 7.1.7.14 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.7.15 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.7.16 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.1.7.17 図　原子炉容器内水位の推移（コード間比較）
第 7.1.7.18 図　燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.19 図　原子炉容器内水位の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.20 図　燃料被覆管温度の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
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
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
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）
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）
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）
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）

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）

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））

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））

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）

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 LOCA）
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 LOCA）
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 LOCA）
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 LOCA）
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 LOCA）
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 LOCA）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）
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）

第 7.1.8.32 図　原子炉容器内水位の推移（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）
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）
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）
第 7.1.8.35 図　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）
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）
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）
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）
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
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）
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）
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 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）

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）

第 7.2.1.1.6 図　１次系圧力の推移

第 7.2.1.1.7 図　原子炉容器内水位の推移

第 7.2.1.1.8 図　燃料最高温度の推移

第 7.2.1.1.9 図　原子炉格納容器圧力の推移

第 7.2.1.1.10 図　原子炉格納容器内温度の推移

第 7.2.1.1.11 図　原子炉格納容器圧力の推移（～４時間）

第 7.2.1.1.12 図　原子炉格納容器内温度の推移（～４時間）

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

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）

第 7.2.1.1.15 図　原子炉格納容器内温度の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）

第 7.2.1.1.16 図　原子炉容器内水位の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）

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）

第 7.2.1.1.18 図　原子炉容器内水位の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）

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）
第 7.2.1.1.20 図　原子炉容器内水位の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
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）
第 7.2.1.1.22 図　原子炉格納容器圧力の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
第 7.2.1.1.23 図　原子炉格納容器内温度の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
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除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.25 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.26 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）
第 7.2.1.1.27 図　原子炉格納容器内温度の推移（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）
第 7.2.1.1.28 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）
第 7.2.1.1.29 図　原子炉格納容器内温度の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.30 図　Cs-137 積算放出放射能量の推移

第 7.2.1.1.31 図　Cs-137 の大気放出過程
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
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）
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）
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）
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）
第 7.2.1.2.6 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.2.1.2.7 図　上部プレナム気相温度の推移
第 7.2.1.2.8 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.1.2.9 図　原子炉格納容器内温度の推移
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
第 7.2.1.2.11 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.1.2.12 図　原子炉格納容器圧力の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）

第 7.2.1.2.13 図　原子炉格納容器内温度の推移（常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認）
第 7.2.1.2.14 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）
第 7.2.1.2.15 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.2.16 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）
第 7.2.1.2.17 図　原子炉格納容器内温度の推移（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）
第 7.2.2.1 図　　１次系圧力の推移
第 7.2.2.2 図　　蓄圧注入流量の推移
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）
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）
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）
第 7.2.4.1 図　　「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図
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）
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）
第 7.2.4.4 図　　水素濃度評価の概要
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

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）
第 7.2.4.7 図　「水素燃焼」の事象進展（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）
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（MAAP コード）
第 7.2.4.9 図　燃料最高温度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.10 図　ジルコニウム－水反応割合の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.11 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC コード）
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（GOTHIC コード）
第 7.2.4.13 図　原子炉格納容器圧力の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.14 図　原子炉格納容器内温度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.15 図　１次系圧力の推移（MAAP コード）
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）
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）
第 7.2.5.1 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.5.2 図　ベースマット侵食深さの推移
第 7.2.5.3 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）

第 7.2.5.4 図　ベースマット侵食深さの推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.5 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.6 図　ベースマット侵食深さの推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.7 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.5.8 図　ベースマット侵食深さの推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
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）
第 7.2.5.10 図　ベースマット侵食深さの推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
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
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）
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）
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

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
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）
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）
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
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
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）
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）
第 7.4.1.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.1.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.1.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.1.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.1.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.1.9 図　１次系保有水量の推移

第 7.4.1.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.1.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.1.12 図　燃料被覆管温度の推移
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）
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
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）
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）
第 7.4.2.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.2.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.2.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.2.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.2.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.2.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.2.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.2.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.2.12 図　燃料被覆管温度の推移
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）

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
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）
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）
第 7.4.3.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.3.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.3.6 図　開口部からの流出流量と注水流量の推移
第 7.4.3.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
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
第 7.4.3.9 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.3.10 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.3.11 図　加圧器水位の推移
第 7.4.3.12 図　１次系温度の推移
第 7.4.3.13 図　燃料被覆管温度の推移
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）
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
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）

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）
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

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、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」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「ＥＣＣＳ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「ＲＩＥ評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

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、発電用原子炉の運転中において発電用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

本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、発電用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、発電用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。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

(1)　最小限界熱流束比（以下「最小ＤＮＢＲ」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］の1.1倍の圧力18.88MPa［gage］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さら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。

なお、「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」については、定格出力時より熱的余裕が大きくＤＮＢは生じないことから、上記の判断基準(1)は適用していない。

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

本発電用原子炉施設において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、発電用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次的損傷が生じず、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。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

(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］の1.2倍の圧力20.59MPa［gage］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及び温度は、最高使用圧力0.392MPa［gage］及び最高使用温度144℃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さら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」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、そ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、「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

発電用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、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発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給するしゃ断器を開放する。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。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップしゃ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、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ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駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、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表に解析で用いた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パラメータ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、発電用原子炉施設の運転パラメータ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に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決めた値を使用する。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限界値及び応答時間を示す。

1.2.3　原子炉トリップ特性

発電用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、全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下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1.2.1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％落下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

発電用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。

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、０～0.51（ΔＫ／Ｋ）／（g／cm^3）の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.2.2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及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス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動作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、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、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時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。ただし、複数の判断基準が適用される事象において、１つの判断基準に照らした解析結果から他の判断基準が満足される、あるいは、評価結果が厳しくならないことが合理的に推定できる場合には、１つの判断基準に対するパラメータで代表させた解析を行う。また、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。

蒸気発生器伝熱管施栓率については10％を考慮するが、施栓率が小さい方が評価の結果が厳しくなる場合には０％を用いる

こととし、当該事象の解析条件に記述する。

また、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し[2]、崩壊熱としては、想定される燃料燃焼度条件に対応した運転時間を想定し、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の解析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)　ＦＡＣＴＲＡＮ[4][5]

燃料棒の過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮ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、ＤＮＢ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溶融計算の模擬が可能である。

ＦＡＣＴＲＡＮ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）等の時間変化を含み、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及び燃料エンタルピの過渡変化並びに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)　ＭＡＲＶＥＬ[4][5]

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬ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、タービンバイパス

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、熱的及び熱水力学的特性は、２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[6]に基づくＤＮＢＲ等の過渡変化が求められる。

(3)　ＰＨＯＥＮＩＸ[4][5]

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[4][5]

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、原子炉出力及び１次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び１次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5)　ＴＨＩＮＣ－Ⅲ[7]

過渡解析に使用する熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲは、熱水力設計計算コードＴＨＩＮＣ－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保存則を適用して解くものである。

ＴＨＩＮＣ－Ⅲの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等の時間変化を含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びＤＮＢ相関式[6][8]によるＤＮＢＲ等の時間変化が求められる。

(6)　ＴＷＩＮＫＬＥ[4][5]

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。空間依存性は、３次元まで考慮されており、中

性子束の動特性解析はエネルギ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。ドップラ及び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、圧力及び流量等の時間変化を含み、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[9][10]

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、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含められている。

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カ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、破断想定の位置、断面積及び体様等の条件を含み、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放出量である。

(8) ＳＡＴＡＮ－Ⅵ[11]

ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵ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ＳＡＴＡＮ－Ｍと同等なコードである。ＳＡＴＡＮ－Ⅵの入力にはＳＡＴＡＮ－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放出量である。

(9) ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ ＬＯＣＡ）[10][12]

小破断ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ ＬＯＣＡ）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ＳＡＴＡＮ－Ｍに機能追加を行ったコードである。

ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ ＬＯＣＡ）の入力にはＳＡＴＡＮ－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) ＷＲＥＦＬＯＯＤ[9][10][11]

リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤ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ＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵ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、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器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放出量である。

(11)　ＢＡＳＨ－Ｍ[9][10]

再冠水解析コードＢＡＳＨ－Ｍ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放出量である。

(12)　ＣＯＣＯ[9][10][11]

原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯ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様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

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。

ＣＯＣＯ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

エネルギ放出量が必要であるが、これはブローダウン時についてはＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル時についてはＷＲＥＦＬＯＯＤ、再冠水時についてはＢＡＳＨ－Ｍ又はＷＲＥＦＬＯＯＤ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)　ＬＯＣＴＡ－Ｍ[9][10]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＯＤ、ＢＡＳＨ－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。ＬＯＣＴＡ－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ＳＡＴＡＮ－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ＢＡＳＨ－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、ＢＡＳＨ－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ＯＲＮＬの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式[13]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[14]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。

ＬＯＣＴＡ－Ｍの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＤ及びＢＡＳＨ－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「ＥＣＣＳ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)　ＬＯＣＴＡ－Ⅳ[10][12]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）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。ＬＯＣＴＡ－Ⅳの解析

モデルは大破断解析用コードＬＯＣＴＡ－Ｍのブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

ＬＯＣＴＡ－Ⅳの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）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「ＥＣＣＳ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

原子炉格納容器内あるいはアニュラス部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それぞれＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコード、ＳＰＡＮ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及びアニュラス部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ＡＮＣ[15]を使用して、燃焼度の関数としての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	3,423MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	307.1℃	±2.2℃
原　子　炉　圧　力	15.41MPa［gage］	±0.21MPa

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1.2.3図参照）	6.0
過大出力ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第1.2.3図参照）	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa［gage］	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa［gage］	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）	1.5
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	12.04MPa［gage］	2.0
ｂ．主蒸気ライン圧力低	3.35MPa［gage］	2.0
ｃ．原子炉格納容器圧力高	0.048MPa［gage］	2.0
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気ライン圧力低	3.35MPa［gage］	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	0.205MPa［gage］	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 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	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

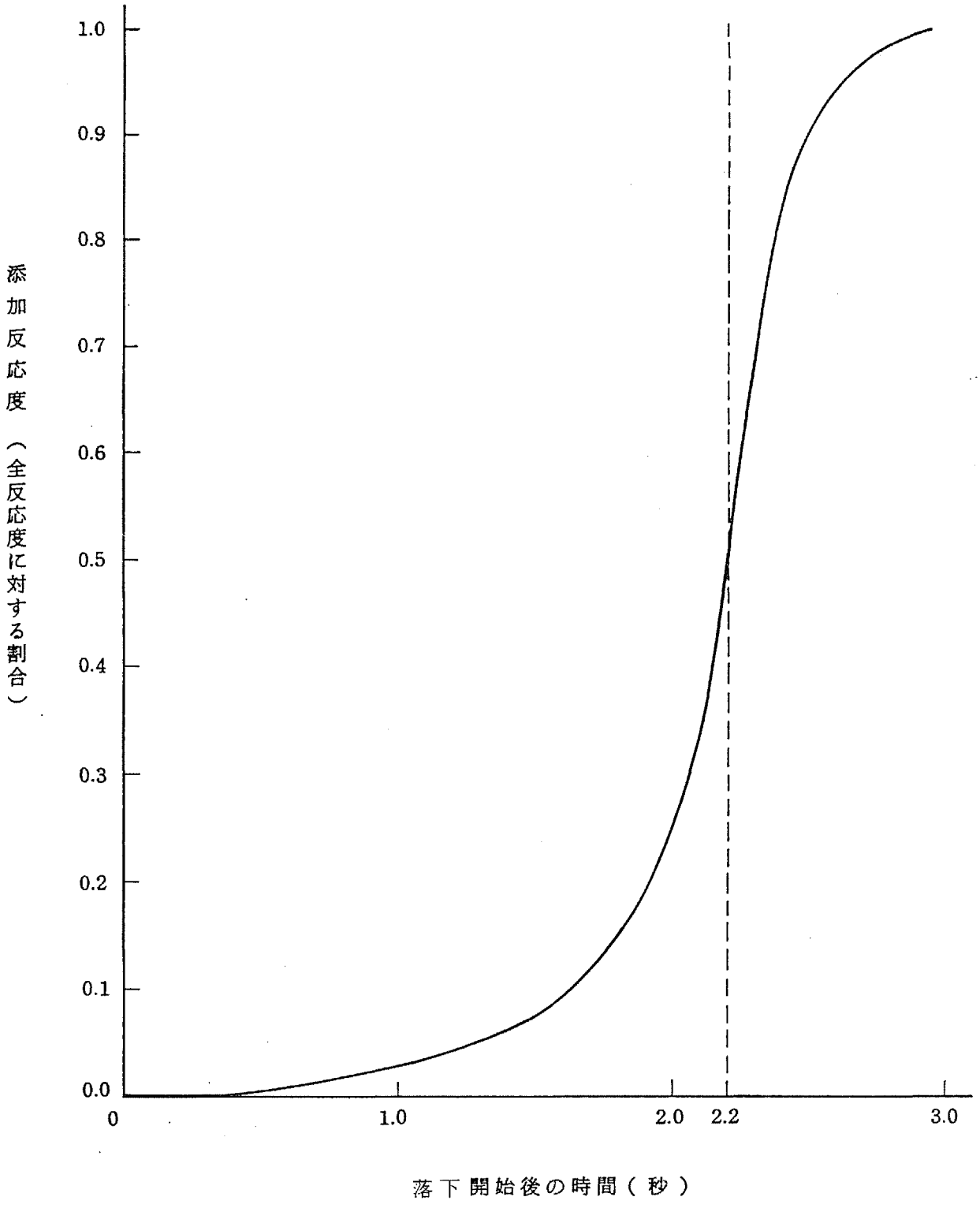
分　　類	機　　能	系統及び機器
ＭＳ－１	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器ｽﾌﾟﾚｲ系、アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設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	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	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

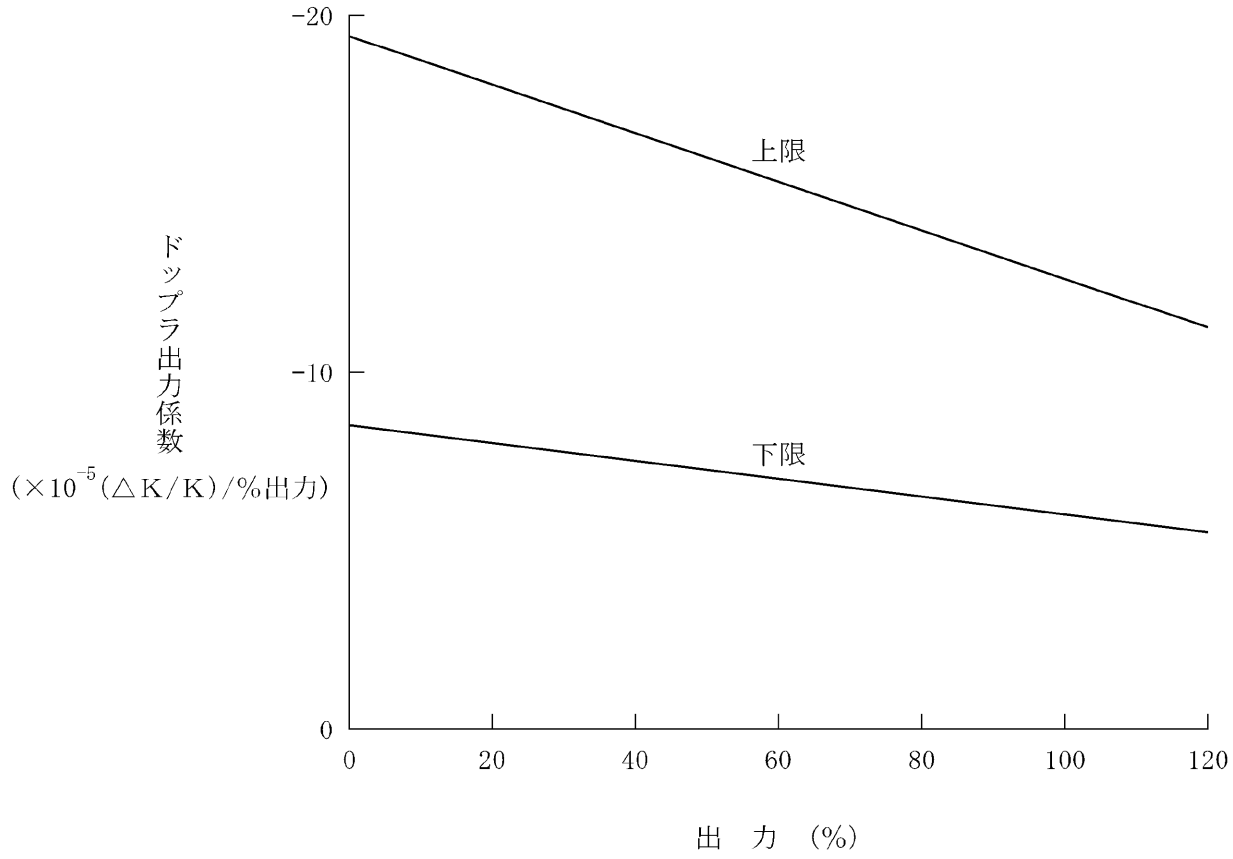
分　　類	解　　析　　項　　目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN－M FACTRAN THINC－Ⅲ MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC－Ⅲ
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	―
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC－Ⅲ
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	―
	主給水流量喪失	MARVEL
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

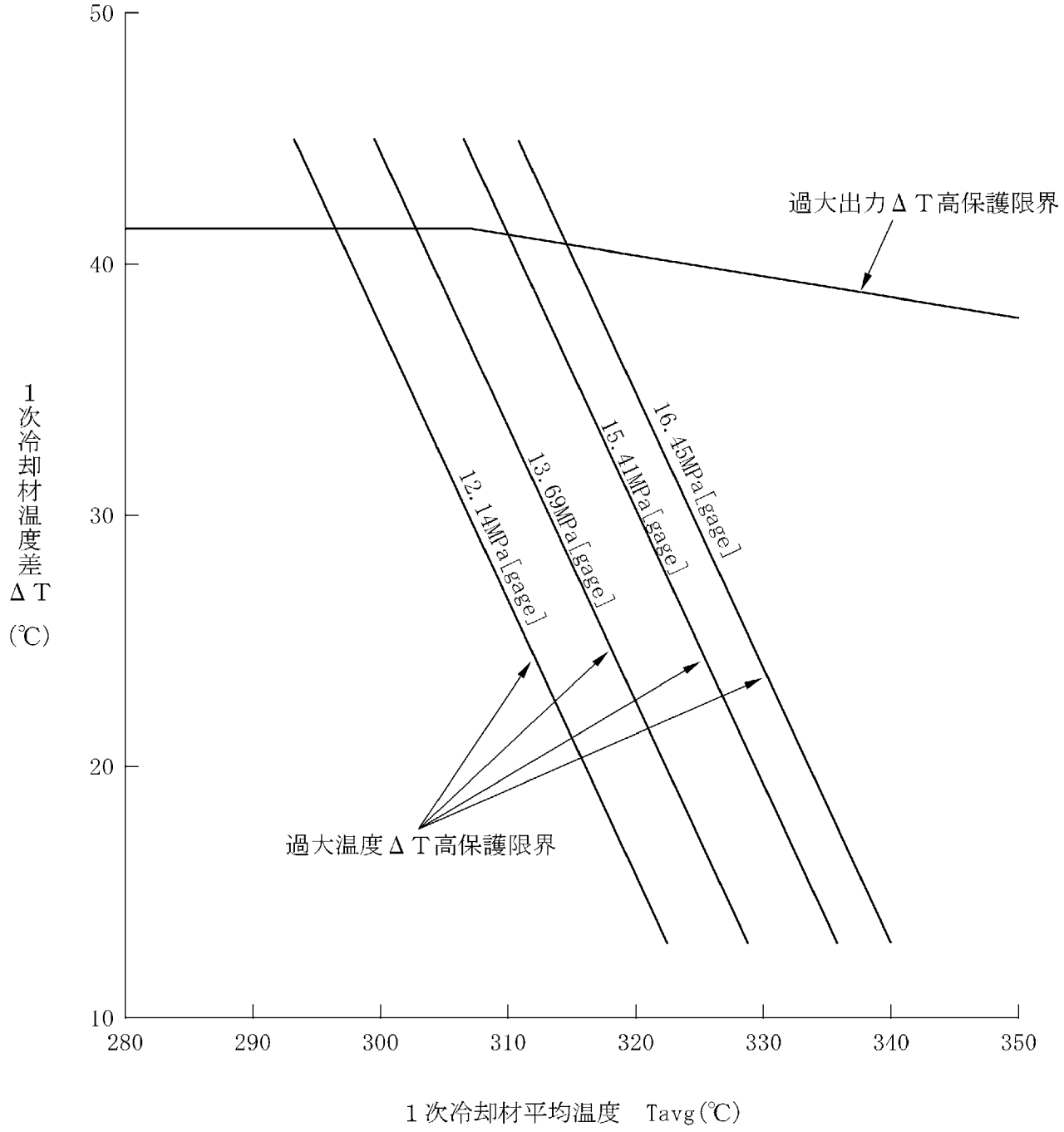
分　　類	解　析　項　目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大　破　断	ＳＡＴＡＮ－Ｍ ＷＲＥＦＬＯＯＤ ＢＡＳＨ－Ｍ ＬＯＣＴＡ－Ｍ ＣＯＣＯ
		小　破　断	ＳＡＴＡＮ－Ｍ （Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ） ＬＯＣＴＡ－Ⅳ
	原子炉冷却材流量の喪失		ＰＨＯＥＮＩＸ ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	主蒸気管破断		ＭＡＲＶＥＬ ＡＮＣ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		ＴＷＩＮＫＬＥ ＦＡＣＴＲＡＮ 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 ＳＰＡＮ
	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　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数



第 1.2.3 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図（代表例）

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2
三菱重工業、平成21年

(2)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２燃料（信頼性向上燃料）の機械設計」MNF-1010
三菱原子燃料、令和4年

(3)　「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」MHI－NES－1010　改4
三菱重工業、平成25年

(4)　「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

(5)　「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

(6)　「三菱新ＤＮＢ相関式（MIRC-1）について」MAPI－1075　改4
三菱重工業、平成18年

(7)　「ＴＨＩＮＣ－Ⅲコードの概要」MAPI－1072
三菱原子力工業、昭和59年

(8)　「ＤＮＢ相関式について」MAPI－1029　改3
三菱重工業、平成16年

(9)　「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

(10)　「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」MAPI－1063　改2
三菱原子力工業、平成２年

(11) 「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

(12) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI－1041　改7
三菱重工業、平成11年

(13) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」MAPI－1057　改1
三菱原子力工業、昭和56年

(14) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures
Ⅲ.Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」
ANL-6548
L.Baker,L.C.Just,1962

(15) 「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」MAPI－1087　改6
三菱重工業、平成16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、発電用原子炉の起動時に、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発電用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、ここではウラン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・UO_2 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・UO_2（「ＲＩＥ評価指針」に示される 170cal／g・UO_2 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「ＲＩＥ報告書」という。）に示される以下のペレット／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「ＰＣＭＩ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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される110cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される85cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される50cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される40cal／g・UO_2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発電用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により中性子束等の過渡応答を求め、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の過渡変化を計算する。

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、291.7℃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２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、7.5×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．実効遅発中性子割合（βeff）は0.75％を使用する。

ｅ．ドップラ係数は、第2.2.1.1図に示すとおり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めの値とする。

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}（△Ｋ／Ｋ）／℃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．発電用原子炉は、「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、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には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、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.2図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約10.7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3.4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11.2秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約378kJ／kg・UO_2及び約94kJ／kg・UO_2である。

また、原子炉圧力の最大値は約17.0MPa［gage］である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約173kJ／kg・UO_2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破裂は生じない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により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、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712kJ／kg・UO_2（「ＲＩＥ評価指針」に示される170cal／g・UO_2に相当）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度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・UO_2（「ＲＩＥ報告書」に示される40cal／g・UO_2に相当）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はなく、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、発電用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次冷却材温度が上昇して、ＤＮＢＲが低下するが、原子炉保護設備により発電用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△Ｔ高」信号又は「過大出力△Ｔ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発電用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)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ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（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は第1.2.2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２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、7.5×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号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、初期原子炉出力は定格出力の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抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である7.5×10^{-4}（△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ＤＮＢＲ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、過渡変化発生の約1.5秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約2.0秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約125％である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や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ＤＮＢＲは約1.82となる。また、燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示すが、その最高値は約2,150℃である。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のＤＮＢＲを与える3.2×10^{-5}（△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ＤＮＢＲ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、過渡変化発生の約34秒後に「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に達し、約40秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約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が、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、１次冷却材平均温度のピーク値は約313℃にとどまり、過渡期間中の最小ＤＮＢＲも約1.64である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える5.2×10^{-5}（△

K／K）／sとした場合の変化を第2.2.2.4図に示すが、その最高値は約2,300℃である。

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1.64である。

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2,300℃である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により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、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も制限値である2,570℃（燃料寿命初期）を下回っており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、発電用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本が全引抜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、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用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抜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、発電用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、発電用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「制御棒クラスタ落下」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発電用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（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

ｃ．添加反応度は、定格出力運転中、引抜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、-2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋをとり、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及び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．制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\Delta H}$）は、1.87から最小ＤＮＢＲの許容限界値に含まれる不確定性を除いた値を使用する。

ｆ．制御棒クラスタの不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタのバンク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抜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。ＤＮＢＲ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1.66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71秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約73秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。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、制御棒クラスタの不整合の場合においては、最小ＤＮＢＲは約1.72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、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3　結　　論

上記の結果のように、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、制御棒の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、発電用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発電用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、異常事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、「中性子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限定している。

(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発電用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△Ｔ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（261m^3）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（81.8m^3／h）とする。

(c)　１次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水（ほう素濃度3,100ppm）で満たされているものとする。

(d)　「中性子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（56.8m^3／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2,100ppmとする。

(d)　反応度停止余裕は0.016△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「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約68分を要し、臨界に至るまでにさらに約16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、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により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

発電用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15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。

発電用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△Ｔ高」信号により発電用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」と同様で、反応度添加率（約1.8×10^{-5}（△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、燃料中心温度は溶融点未満である。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手動又は自動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により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、発電用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、発電用原子炉は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止され、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。

2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1　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、発電用原子炉の出力運転中に１次冷却材を駆動する１次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、２台の１次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考える。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

１次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV 送電線より給電される構成とする。

(3)　拡大防止対策

ａ．１次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用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)　１次冷却材流量低

(b)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

(c)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

2.3.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。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、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、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（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

ｄ．１次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^{2}を使用する。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、１次冷却材平均温度の上昇に伴って、

制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

(3) 解析結果

１次冷却材ポンプ２台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小ＤＮＢＲ及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。１次冷却材流量の低下により、過渡変化発生の約1.5秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.5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出力は低下する。最小ＤＮＢＲは過渡変化発生の約3.4秒後に約1.92となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPaである。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

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

2.3.1.3 結　　論

出力運転中に１次冷却材ポンプが２台停止した場合、残りの２台の１次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した１次冷却材ポンプの慣性と１次冷却材の慣性があるために、１次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、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。

2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1　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

1次冷却材ポンプ3台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

a．停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。

b．１次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。

c．高出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－８）の設定値（35%）以上）では、１次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

(3)　拡大防止対策

a．原子炉保護設備からの信号により発電用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．１次冷却材ポンプが１台停止状態で出力がパーミッシブ信号（Ｐ－８）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「１次冷却材流量低」信号で発電用原子炉は自動停止する。

2.3.2.2　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、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期原子炉出力は１ループ停止時の最大運転出力である35%とする。また、１次冷却材平均温度の初期値は35%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

b．停止している１次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。

c．減速材密度係数は、最大値である0.51（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）

とする。

この過渡変化においては、１次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

ｄ．ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3)　解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。熱流束の最大値は定格値の約64％であり、１次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかならない。したがって、定格出力時より熱的余裕が大きくＤＮＢは生じない。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.7MPa である。

手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3　結　　論

部分出力運転時に１次冷却系の停止しているループの１次冷却材ポンプを起動した場合でも、ＤＮＢは生じず、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。

2.3.3　外部電源喪失

2.3.3.1　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送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、１次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、１次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．３号炉及び４号炉は500kV 送電線２回線で外部電源系に接続する。外部電源系の実績からみて、この２回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

ｂ．500kV 送電線２回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は220kV 送電線２回線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。

ｃ．所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。

ｄ．多重化された直流負荷に給電する125V 直流電源は各々独立した２系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、

２系統の直流電源が失われることのないようにする。

ｅ．計測制御用機器などは115V 交流母線から供給する。この母線は独立する２つの125V直流電源及び440V非常用電源からインバータを通じて供給され、この115V 交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(3)　拡大防止対策

ａ．外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機２台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

ｂ．何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、発電用原子炉は自動停止する。

2.3.3.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は１次冷却材ポンプが全台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。１次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2)　解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(3)　解析結果

最小ＤＮＢＲは約1.77である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa［gage］にとどまる。

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

2.3.3.3　結　　論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、１次冷却材ポンプや蒸気発生器２次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、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、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

2.3.4　主給水流量喪失

2.3.4.1　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、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器２次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3)　拡大防止対策

ａ．蒸気発生器１基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。

ｂ．蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ２台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　蒸気発生器水位低

(b)　すべての主給水ポンプトリップ

(c)　非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

ｃ．さらに、タービン動補助給水ポンプ１台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　４基のうち２基の蒸気発生器水位低

(b)　常用高圧母線２つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器２次側の蒸気により駆動する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用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)　蒸気発生器水位低

(b)　原子炉圧力高

e．発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、２次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、１次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2　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、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期値として原子炉出力は定格出力の102％、加圧器保有水量は最大値（62％）、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。

b．事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102％で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、想定される燃料燃焼度条件に対応した運転時間を想定し、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(1)を使用する。

c．発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、１次冷却材は、１次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

d．電動補助給水ポンプ１台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、４基の蒸気発生器に合わせて125m^3／hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

e．タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

f．原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の２ケースに分けて解析を実施する。

(a)　原子炉圧力の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(b)　加圧器水位の評価では、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は１次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3)　解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第2.3.4.1図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約25秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安

全弁の作動により最大約17.4MPa［gage］にとどまる。蒸気発生器水位は、主給水喪失及び原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、１次冷却材ポンプは停止するが、１次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。１次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり１次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向かう。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約52秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約54秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約42m^3（加圧器容積の約81％）であり、加圧器は満水になることはない。

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

2.3.4.3　結　　論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

2.3.5　蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1　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、発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2)　防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10％のステップ状及び５％／min のランプ状負荷変化に追随できる。タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

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)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.3.5.2　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の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の４ケースに分けて解析する。

ケースＡ：手動運転、サイクル初期

ケースＢ：手動運転、サイクル末期

ケースＣ：自動運転、サイクル初期

ケースＤ：自動運転、サイクル末期

ｃ．減速材密度係数はサイクル初期では0（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、サイクル末期では最大値である0.51（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とする。

ｄ．ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

ｅ．発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち１個が全開になり、蒸気流量が10％急増するものとする。

(3)　解析結果

ケースＡにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、１次冷却材平均温度が大幅に低下するため、ＤＮＢＲは初期値からわ

ずかに減少するのみであり、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回ることはない。

ケースＢにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいが、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回ることはない。

ケースＣ及びケースＤの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、１次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、ＤＮＢＲに関してより厳しい結果になる。

ケースＣの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースＤの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースＣ及びケースＤの最小ＤＮＢＲは共に約1.90である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa 以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約111％を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常原因を除去し手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3　結　　論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、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。

2.3.6　２次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1　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、発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の２次冷却系の弁が誤開放し、１次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用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△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　非常用炉心冷却設備作動

(e)　原子炉圧力低

c．主給水による１次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

d．炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。

(a)　原子炉圧力低

(b)　主蒸気ライン圧力低

e．主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

f．化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

2.3.6.2　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により原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。

さらに、炉心出力分布を核設計計算コードＡＮＣにより求め、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．発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として0.016△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

b．解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

c．１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ291.7℃及び15.41MPa［gage］とする。

d．蒸気の放出量は、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等２次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁１個が全開する場合を上回る値とし、8.17MPa［gage］にて440t／hとする。

e．１台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppmのほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f．蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは、１次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

ｇ．外部電源はあるものとする。

外部電源によって１次冷却材ポンプの運転が継続され、１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

ｈ．「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止するものとする。

ｉ．ＤＮＢＲの計算には、Ｗ－３相関式[(2)]を使用する。

(3)　解析結果

高温停止状態において１個の２次冷却系の弁から蒸気が放出された場合のＤＮＢＲ評価の解析結果を第2.3.6.3図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器２次側及び１次冷却系は減圧冷却され、発電用原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低」信号による「非常用炉心冷却設備作動」信号の作動限界値に約159秒で達することにより非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達し「原子炉圧力低」の「非常用炉心冷却設備作動」信号発信から10分後の時点で補助給水を停止する操作を行うことにより、発電用原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約7％であり、最小ＤＮＢＲは約3.3である。また、原子炉圧力の観点では、２台の高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

発電用原子炉が未臨界になった後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3　結　　論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって発電用原子炉は、一時的に臨界となるが、熱流束の上昇はわずかであり、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。したがって、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はなく、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。

2.3.7　蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1　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、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開とな

るようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

a．通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。

b．蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

c．「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び隔離弁を全閉する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用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△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　タービントリップ

2.3.7.2　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、蒸気発生器水位及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(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、出力運転時の最大値であるサイクル末期の0.51（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

ｃ．主給水制御弁が１個全開し、蒸気発生器１基に定格流量の230％で、給水されるものとする。

ｄ．「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

(3)　解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器２次側への過剰給水によって、１次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生の約34秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き発電用原子炉は約35秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小ＤＮＢＲは約2.00である。また、原子炉出力の上昇は約107％にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPa である。

主給水及び発電用原子炉の停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3 結　　論

蒸気発生器２次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、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。

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

2.4.1　負荷の喪失

2.4.1.1　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、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通って復水器へ導かれ、１次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、１次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約50％以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50％より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

負荷喪失後、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して１次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位

高」、「過大温度△Ｔ高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合１次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(2)　防止対策

３号炉及び４号炉は、500kV 送電線２回線で外部電源系に接続する。外部電源系の実績からみて、この２回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3)　拡大防止対策

ａ．タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。

ｂ．タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、１次冷却系の除熱はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、２次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、２次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、１次冷却系の除熱を確保する。

ｃ．１次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、１次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。

ｄ．原子炉保護設備からの信号により発電用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)　原子炉圧力高

(b)　加圧器水位高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.4.1.2　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の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は、ＤＮＢＲの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の102％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（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．１次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

ｄ．加圧器の圧力抑制効果については、以下の２ケースに分けて解析する。

(a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はＤＮＢＲ低下の点で厳しくなる。

(b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、ＤＮＢＲ低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約9秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約11秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小ＤＮＢＲは約2.13である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は、加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、２次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により１次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間

の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.9MPa［gage］にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.5MPa［gage］にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

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

2.4.1.3　結　　論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、１次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、１次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、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、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。

2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1　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、発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想

定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁１個が全開するものと考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用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)　過大温度△Ｔ高

(b)　原子炉圧力低

2.4.2.2　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、0（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのＤＮＢＲの値は実際よりも厳しくなる。

ｃ．ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

ｄ．１次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁１個の定格容量の120％とする。

ｅ．制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

ｆ．出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるＤＮＢＲの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3)　解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小ＤＮＢＲの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡変化発生の約55秒後に原子炉圧力低下に伴

う「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に到達し、約61秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止し、最小ＤＮＢＲは、約1.93である。

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

2.4.2.3　結　　論

この過渡変化が生じても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1　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、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が１次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、２次冷却系との出力の不一致によって１次冷却系が冷却される現象として考える。

「非常用炉心冷却設備作動」信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も高圧注入ポンプにより１次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、高圧注入ポ

ンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

a．非常用炉心冷却設備は

(a)　原子炉圧力低

(b)　主蒸気ライン圧力低

(c)　原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

b．運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

(3)　拡大防止対策

a．「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉は自動停止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用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)　原子炉圧力低

c．１次冷却系の過圧防止のため、高圧注入ポンプの締切圧力を低くしている。

2.4.3.2　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により原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度、蒸気流量及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(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、0（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とする。

ｃ．ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

ｄ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、１次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒が引き抜かれ過渡変化を和らげる。

ｅ．発電用原子炉が出力運転中に、２台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度3,100ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は１次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

ｆ．発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3)　解析結果

解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。タービン負荷と原子炉出力の不一致は、１次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は、過渡変化発生の約85秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約87秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小ＤＮＢＲは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

原子炉停止後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.3.3　結　　論

出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小ＤＮＢＲは初期値を下回らず、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はなく、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。

2.5　参考文献

(1)　「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」

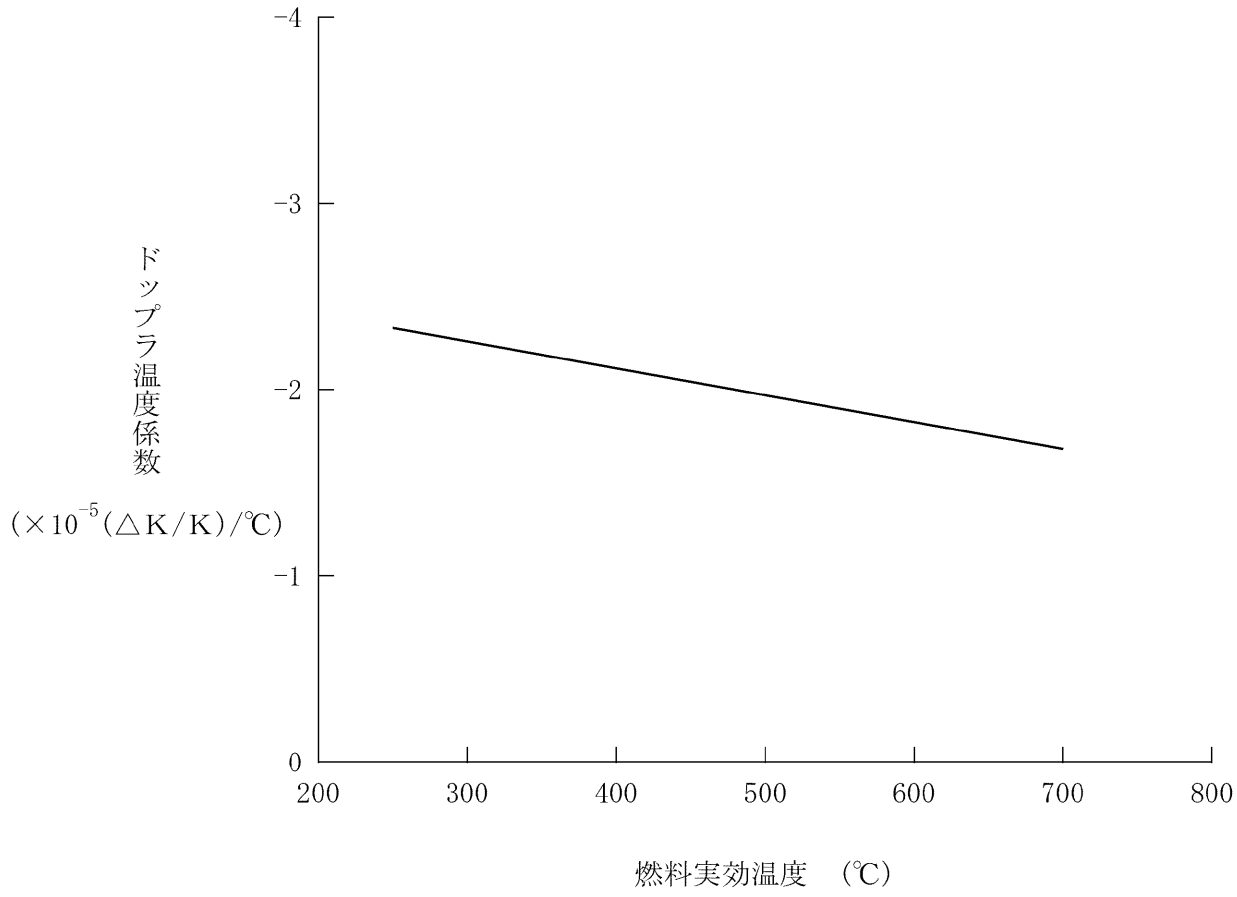
ＭＨＩ－ＮＥＳ－1010　改4

三菱重工業、平成25年

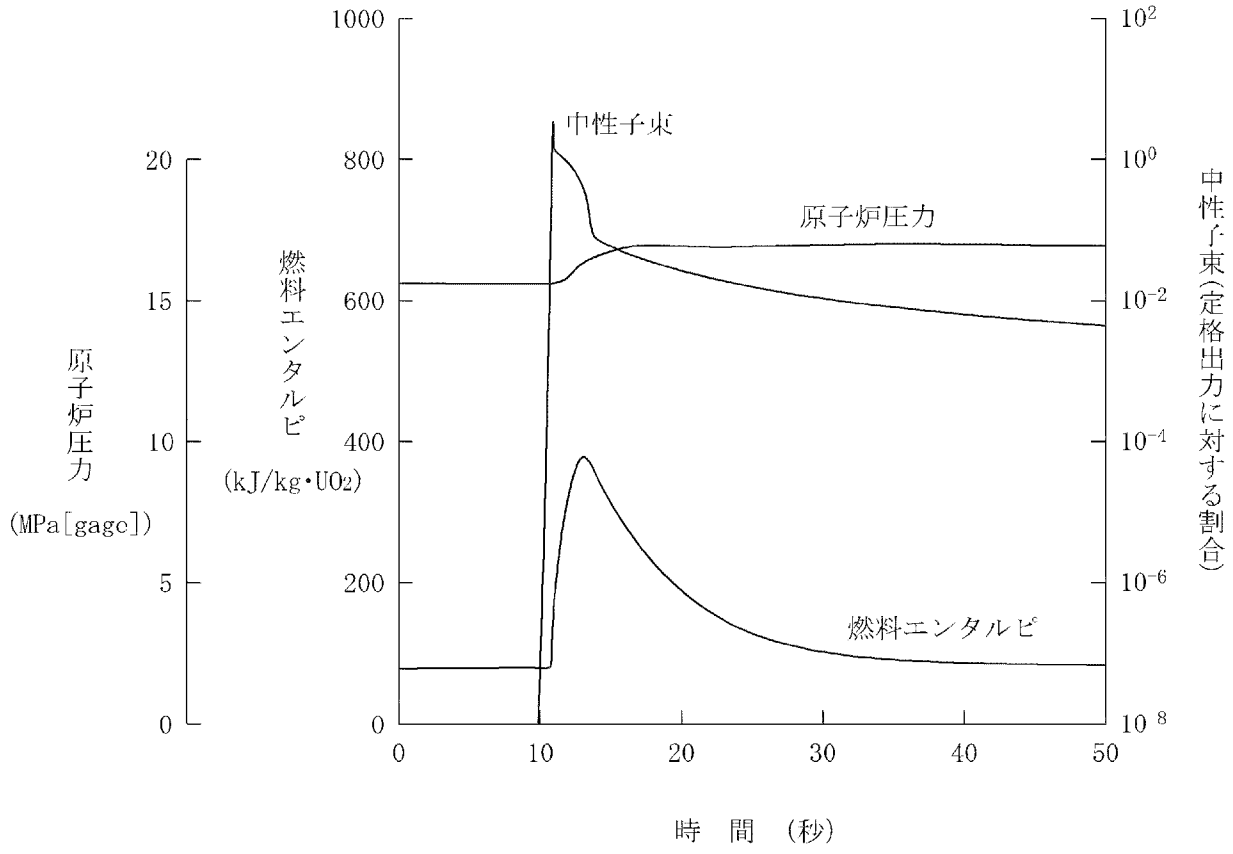
(2)　「ＤＮＢ相関式について」

ＭＡＰＩ－1029　改3

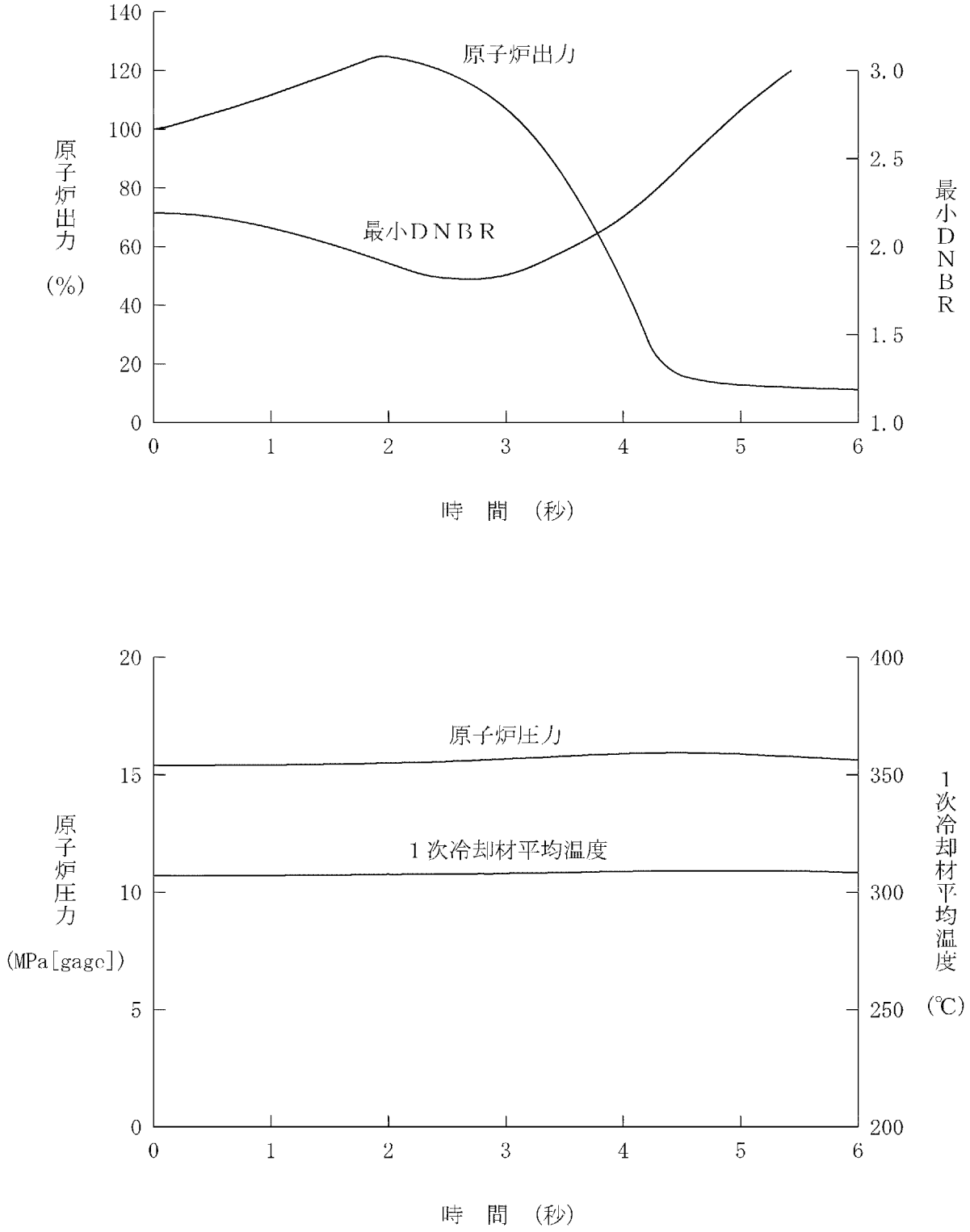
三菱重工業、平成16年



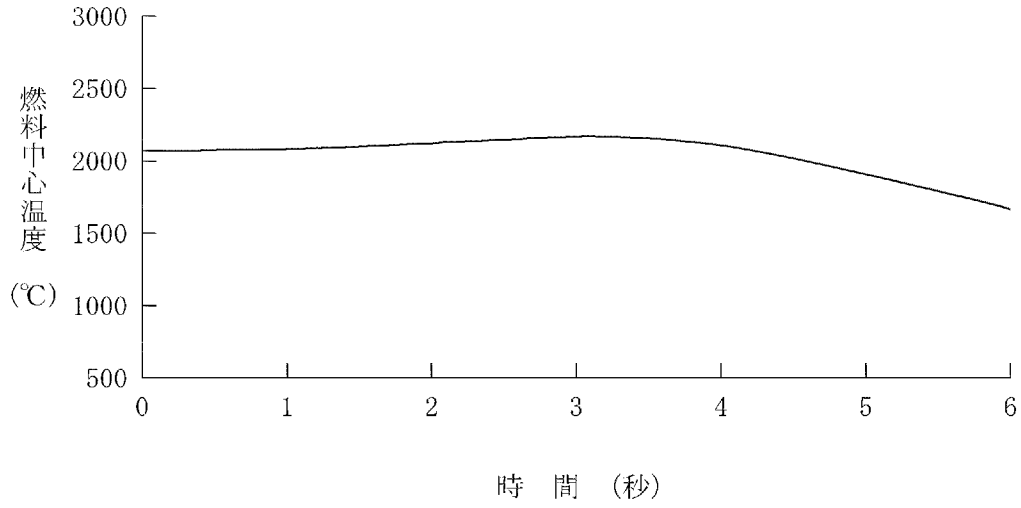
第2.2.1.1図　解析に使用したドップラ温度係数



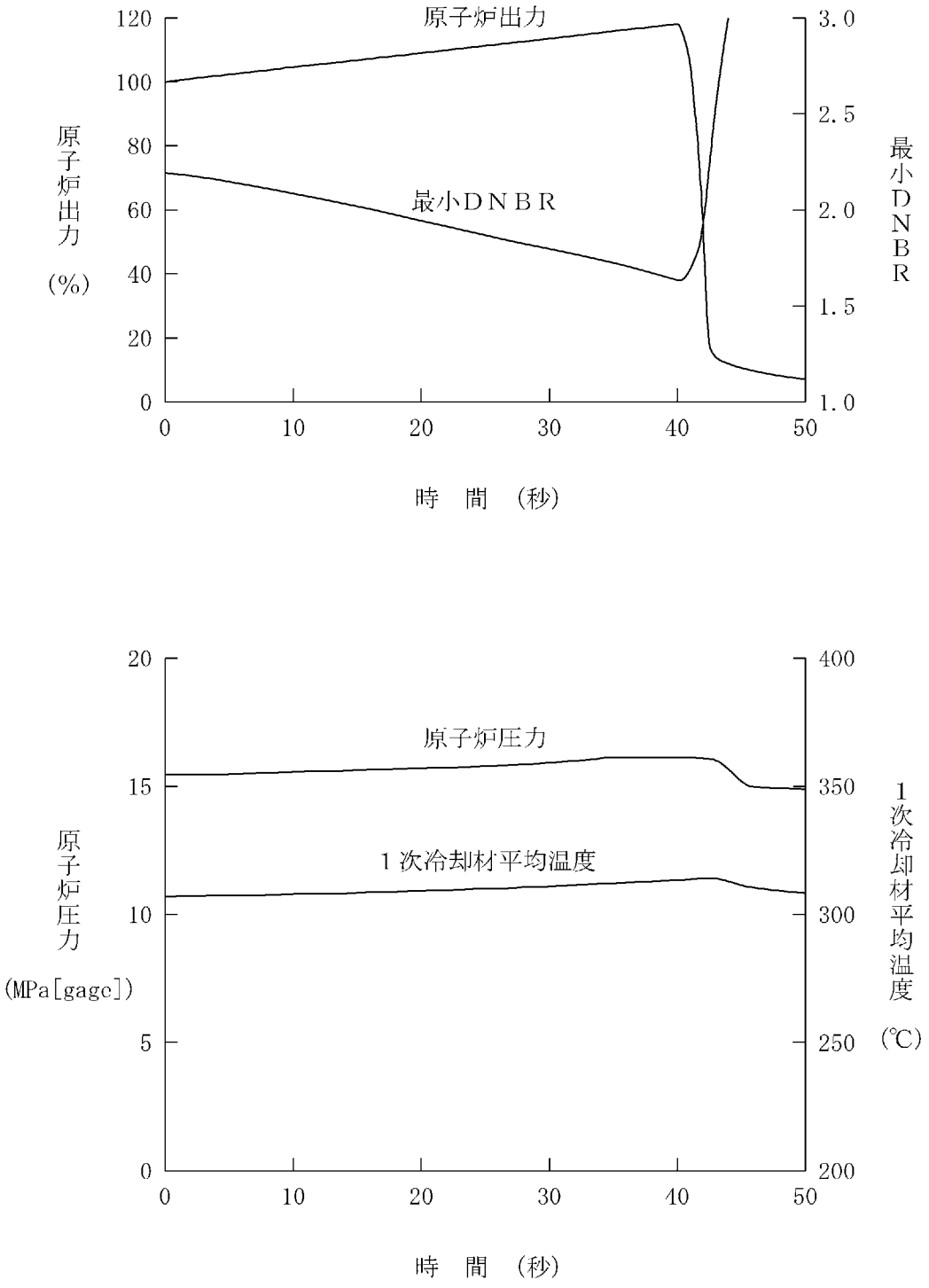
第2.2.1.2図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



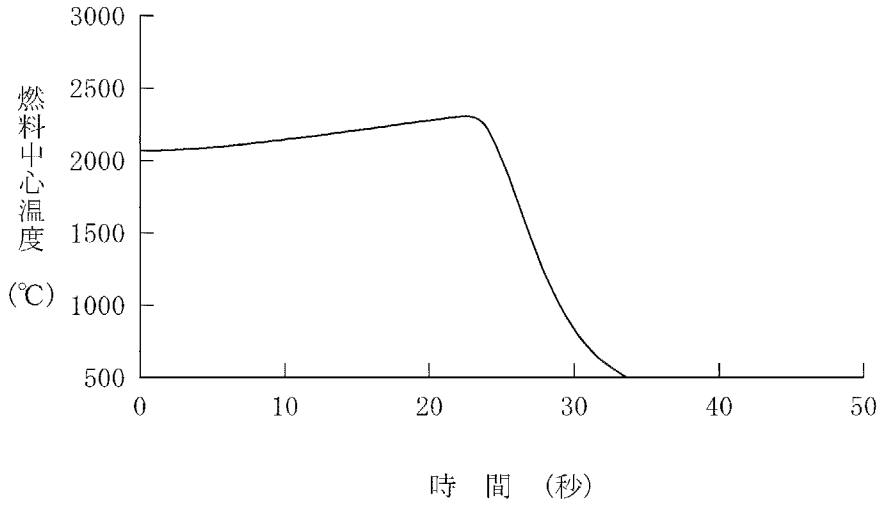
第2.2.2.1図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(1)



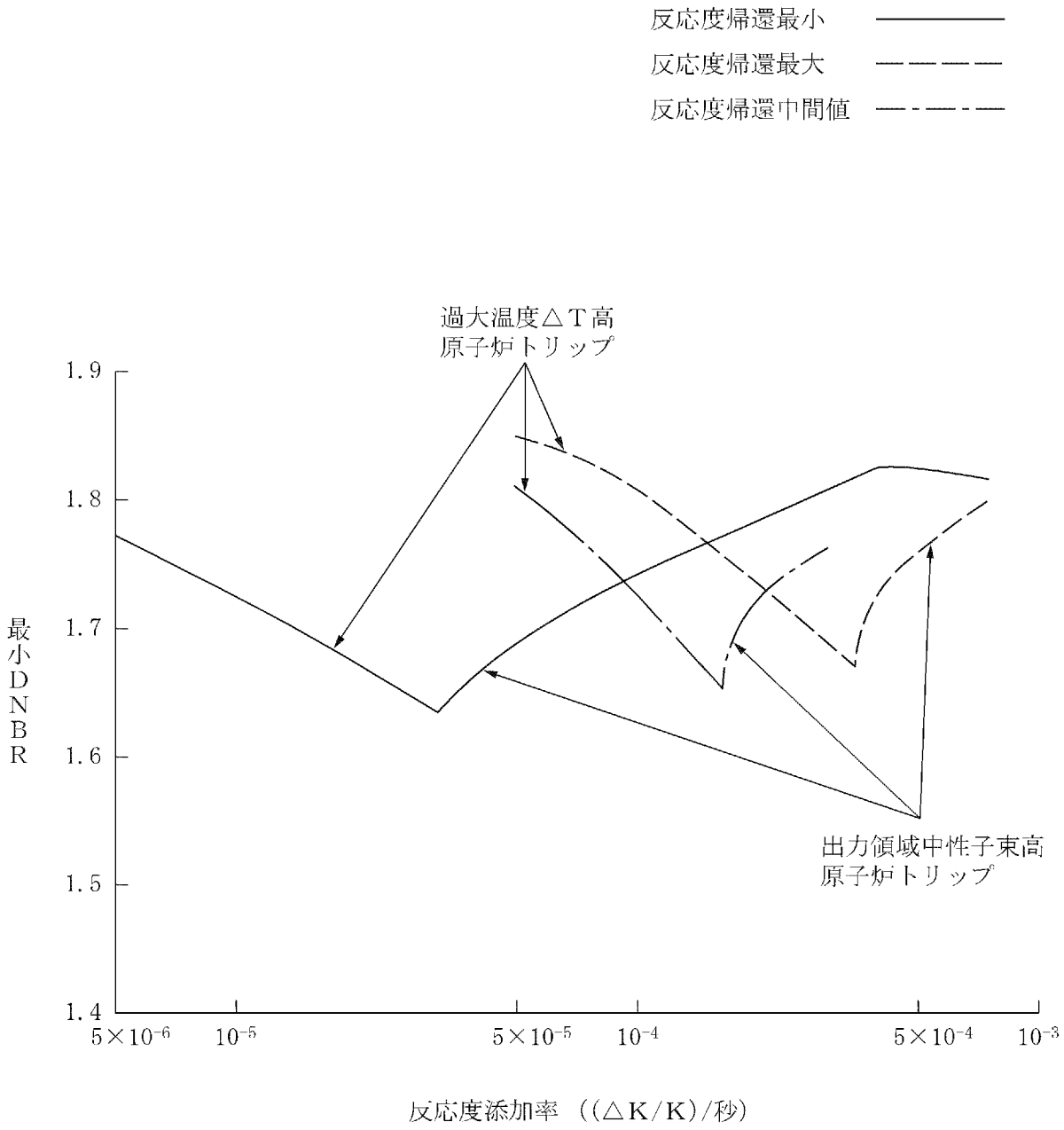
第2.2.2.2図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(2)



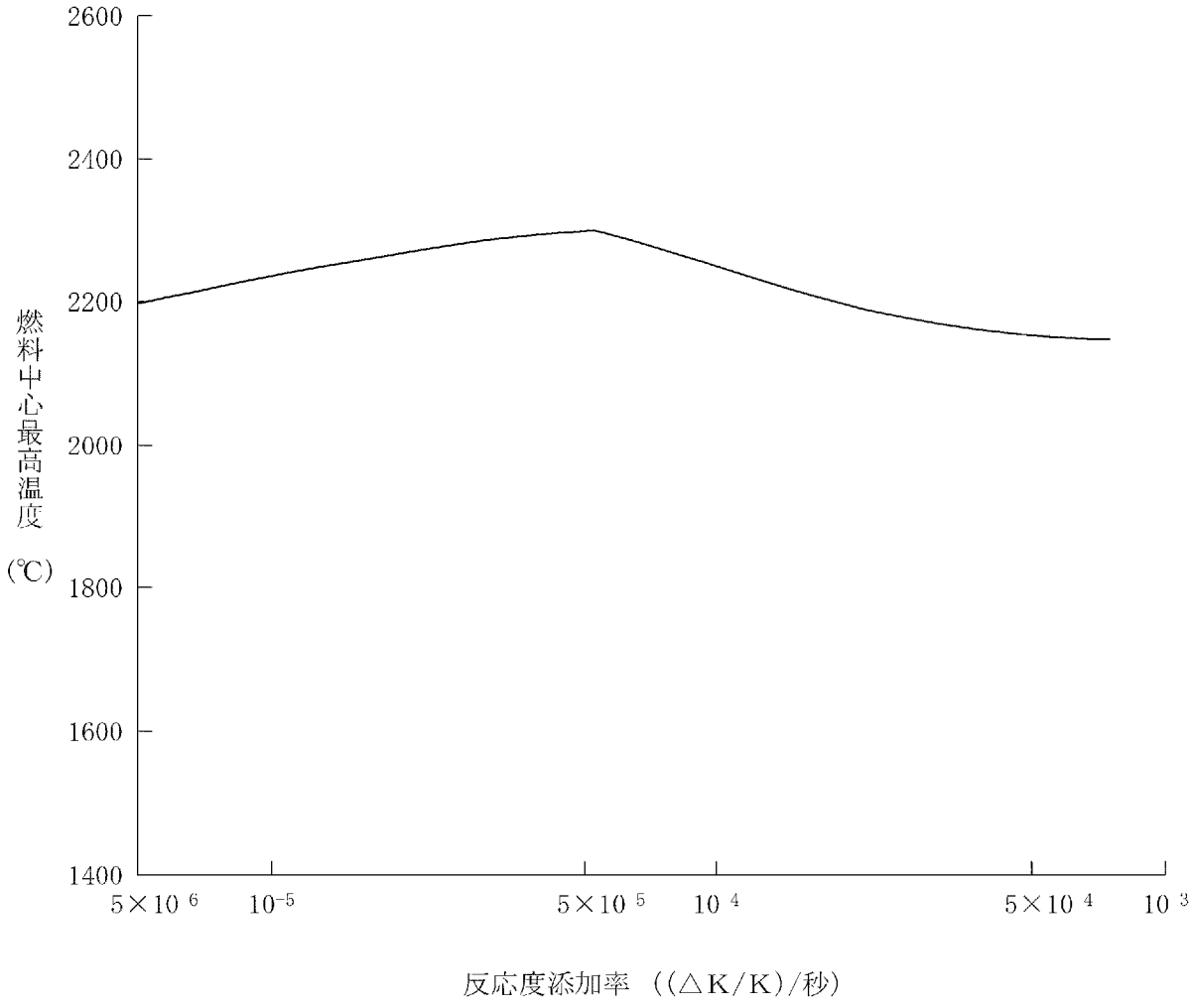
第2.2.2.3図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(1)



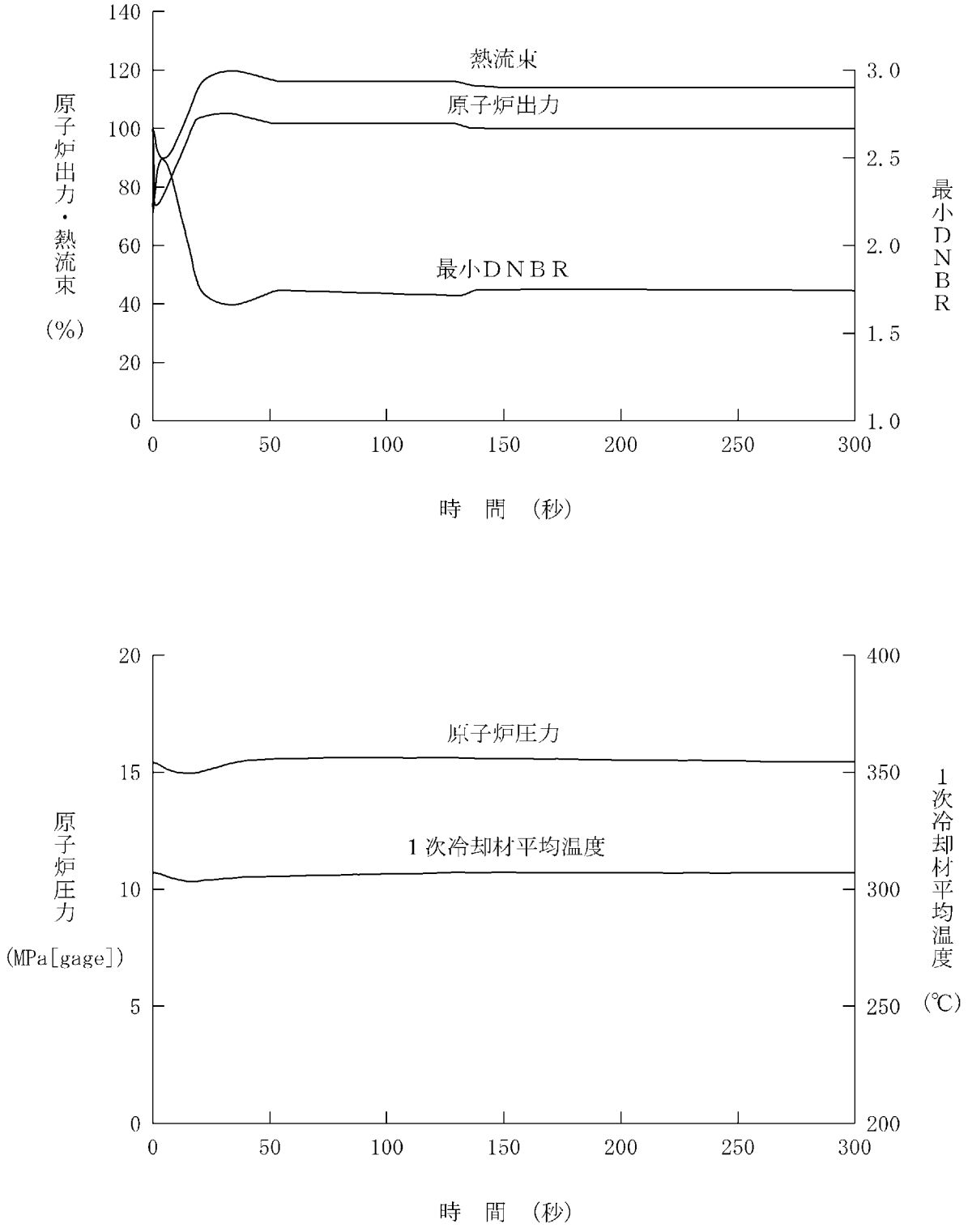
第2.2.2.4図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(2)



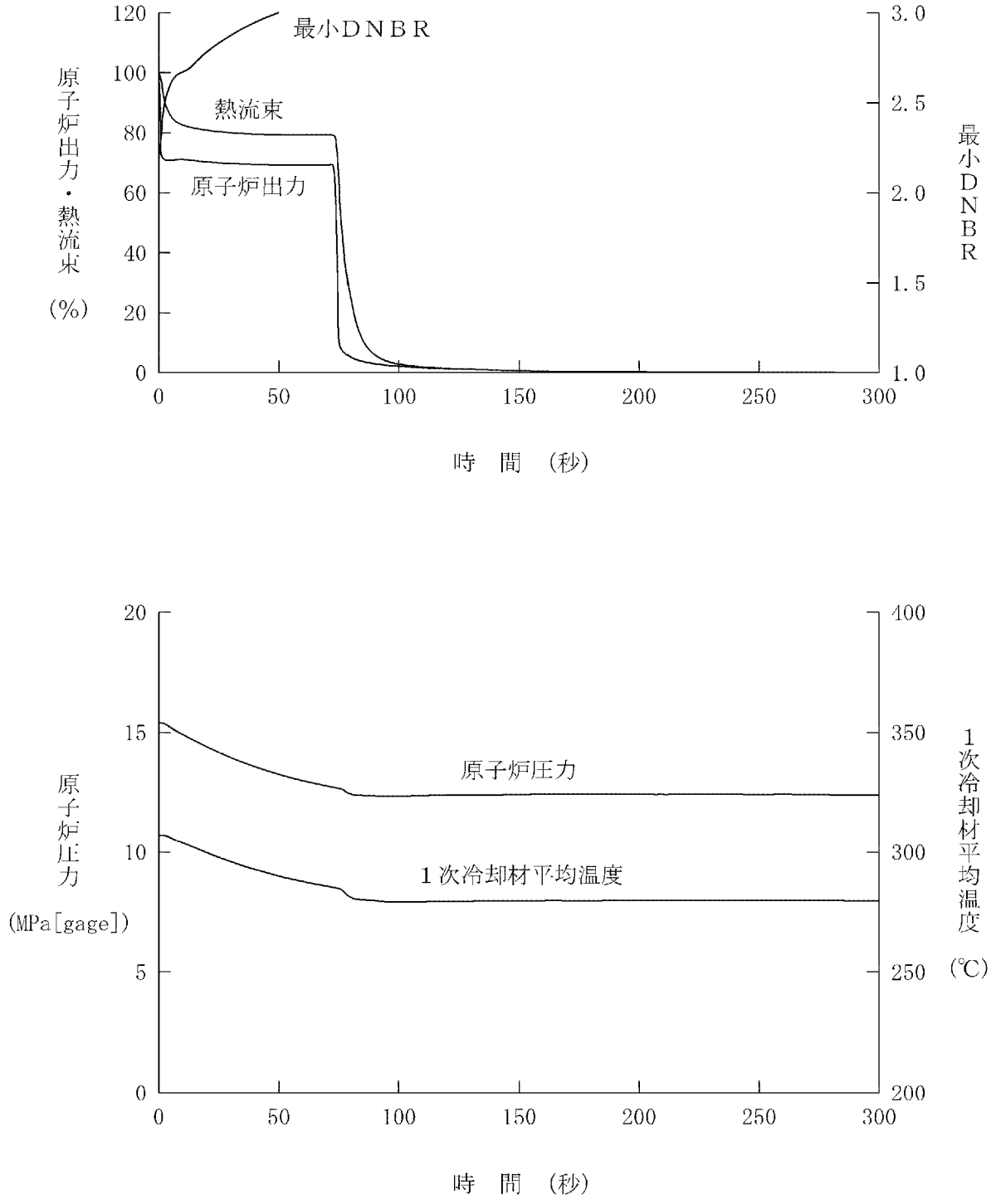
第2.2.2.5図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)



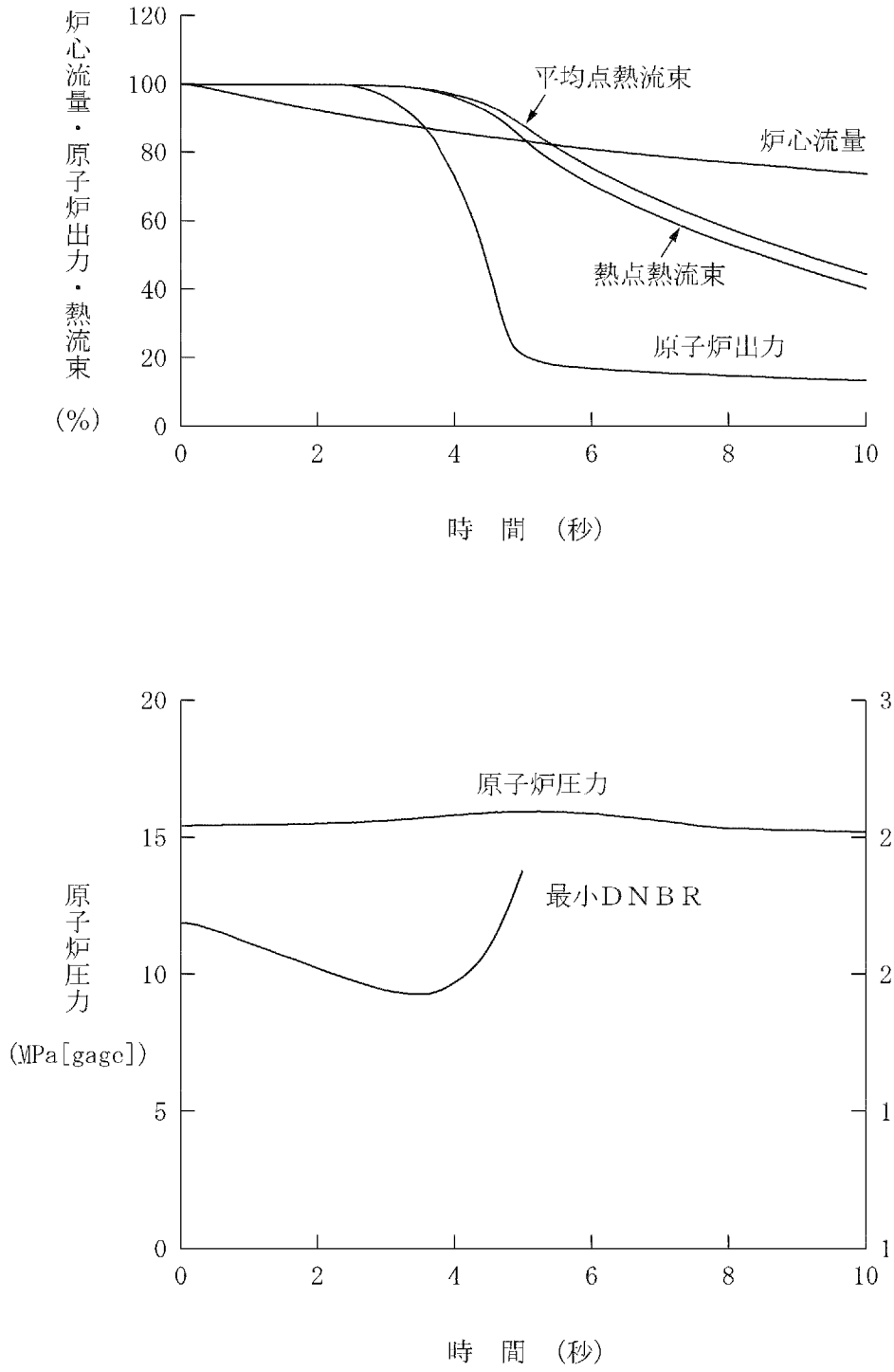
第2.2.2.6図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)



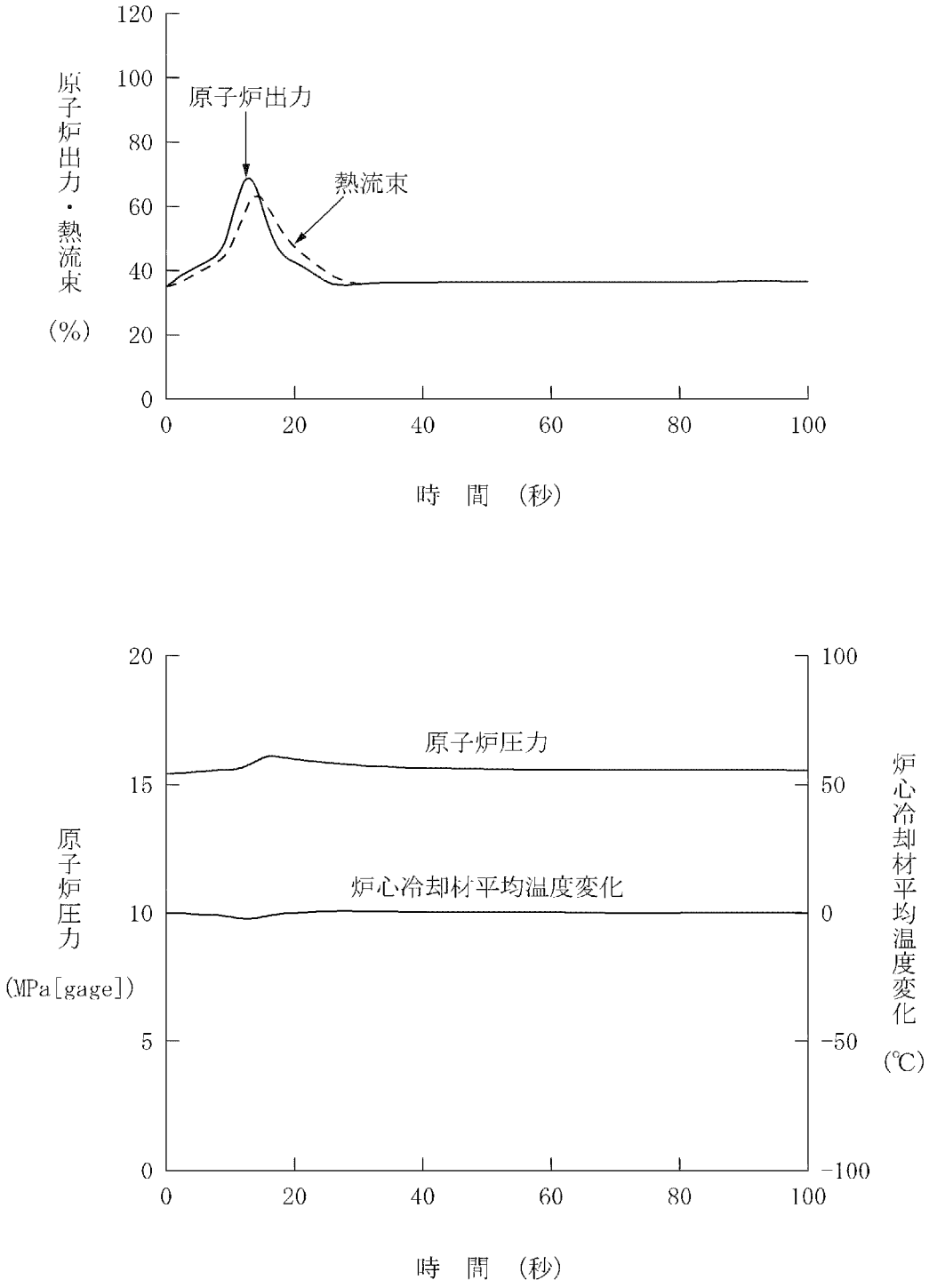
第2.2.3.1図　制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転



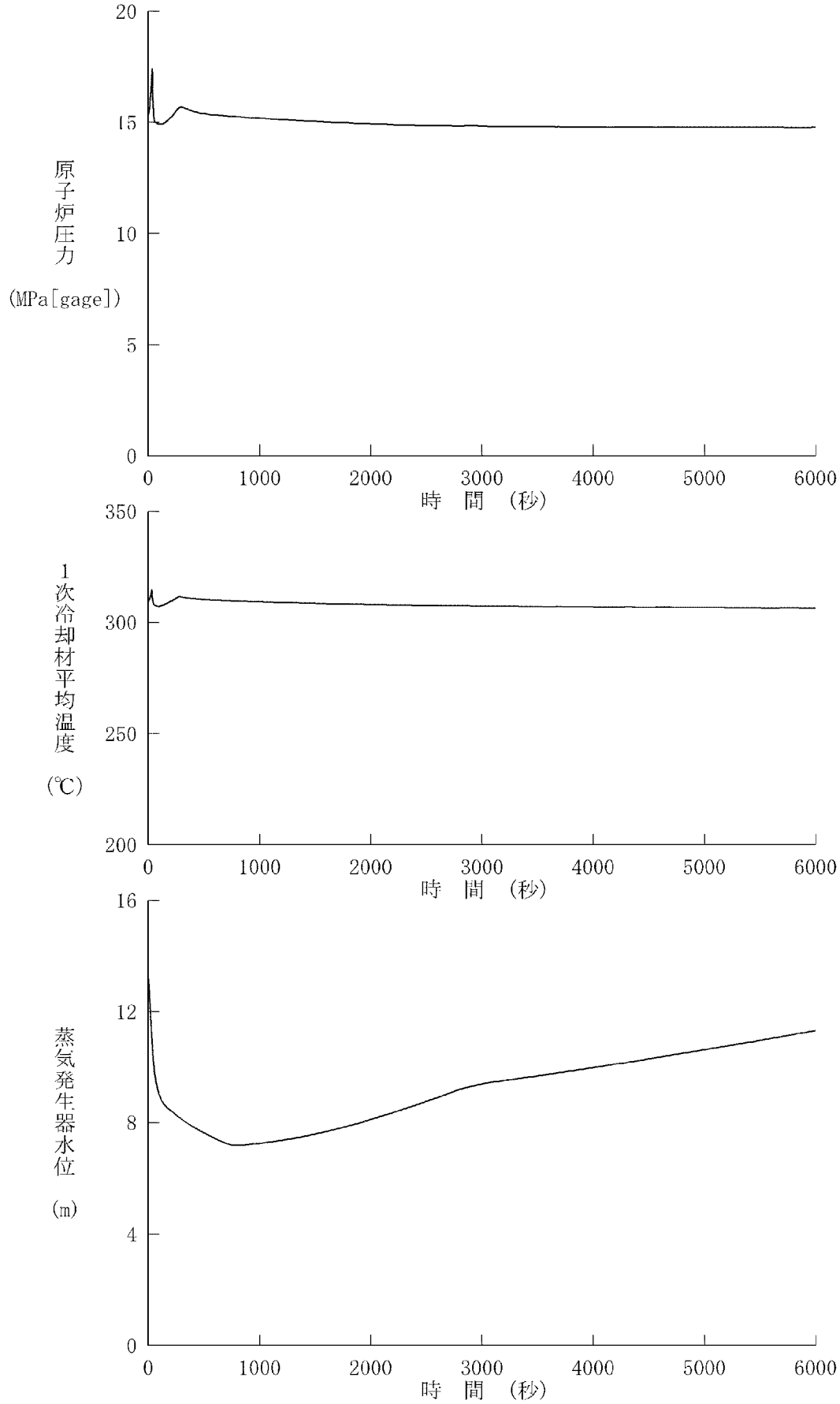
第2.2.3.2図　制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転



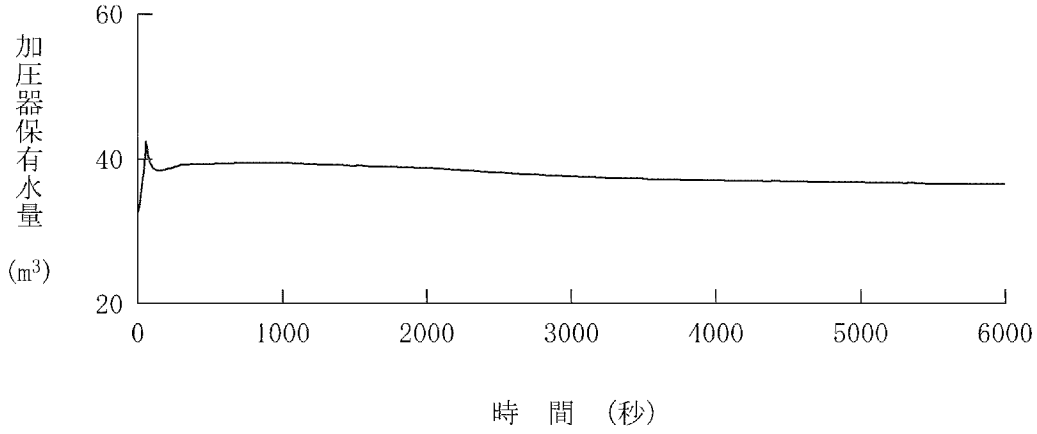
第2.3.1.1図　原子炉冷却材流量の部分喪失



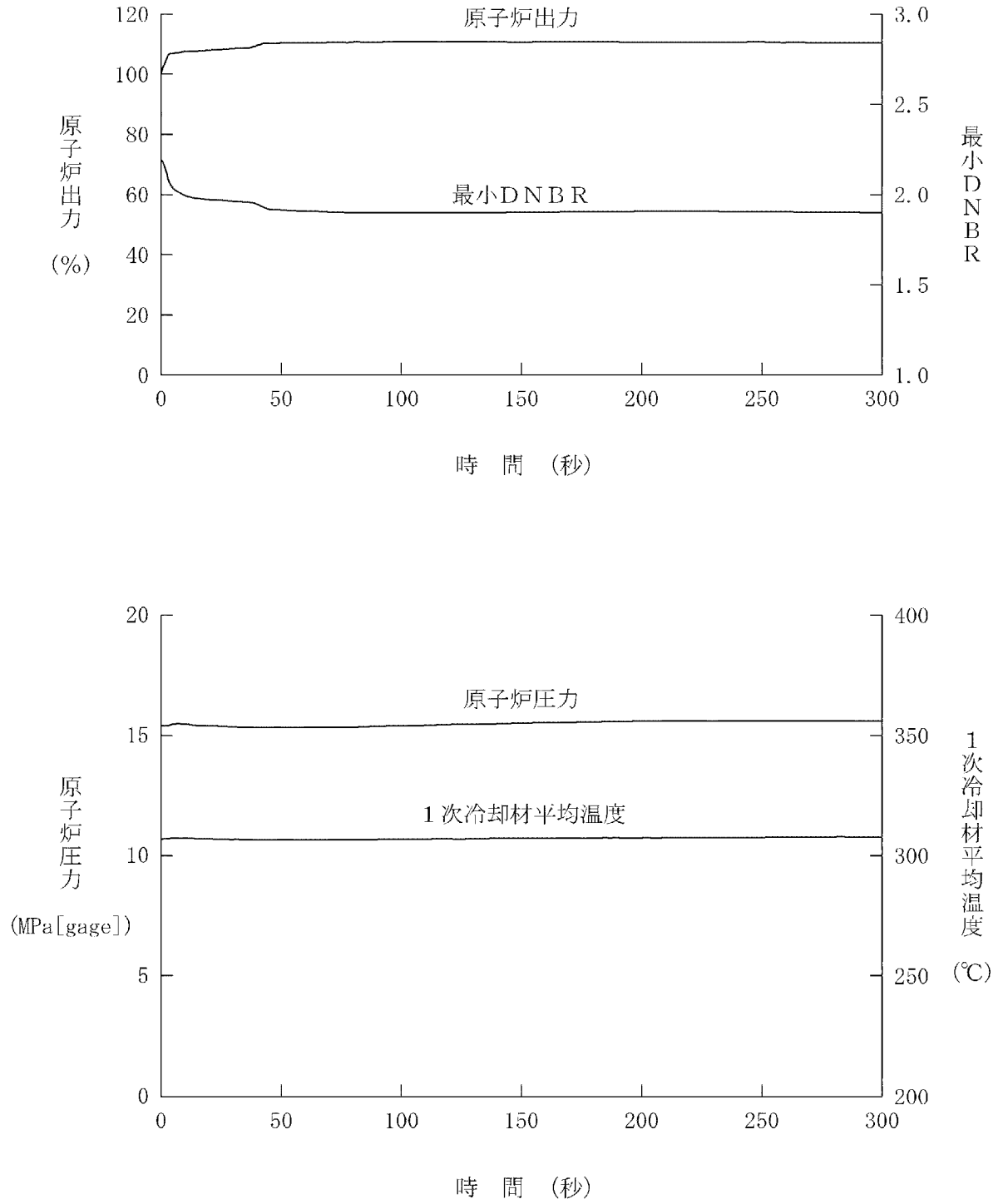
第2.3.2.1図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



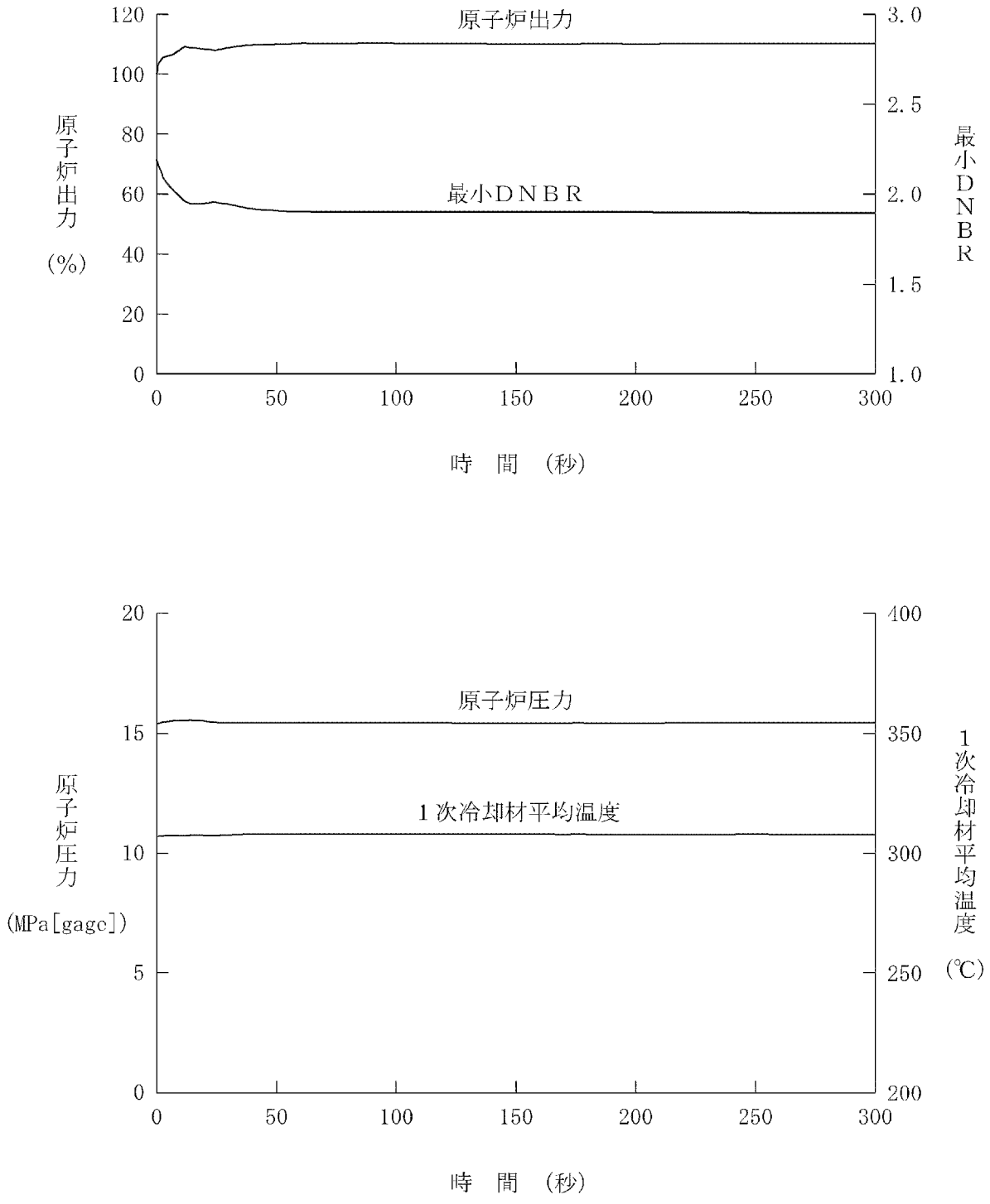
第2.3.4.1図　主給水流量喪失(1)



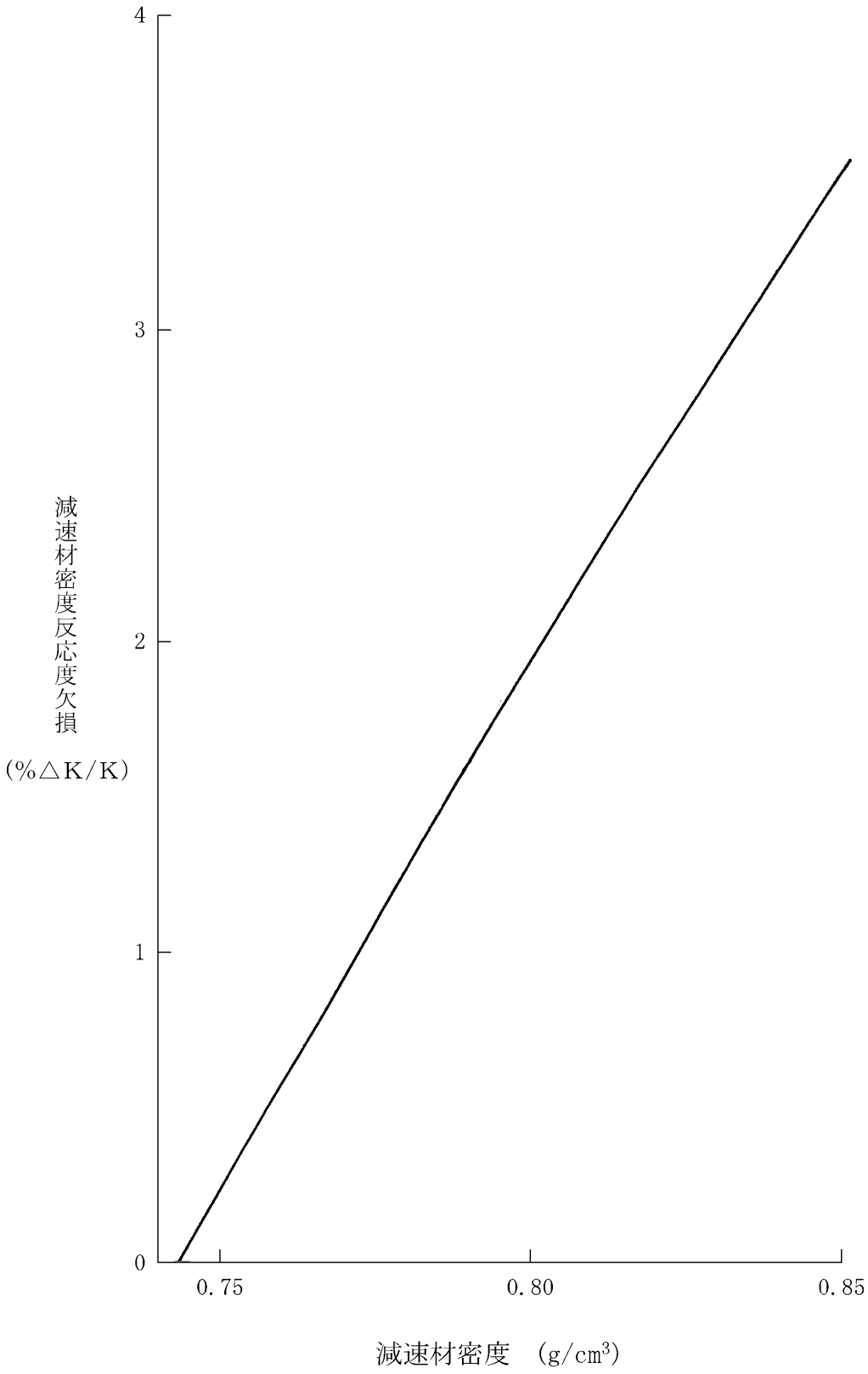
第2.3.4.2図　主給水流量喪失(2)



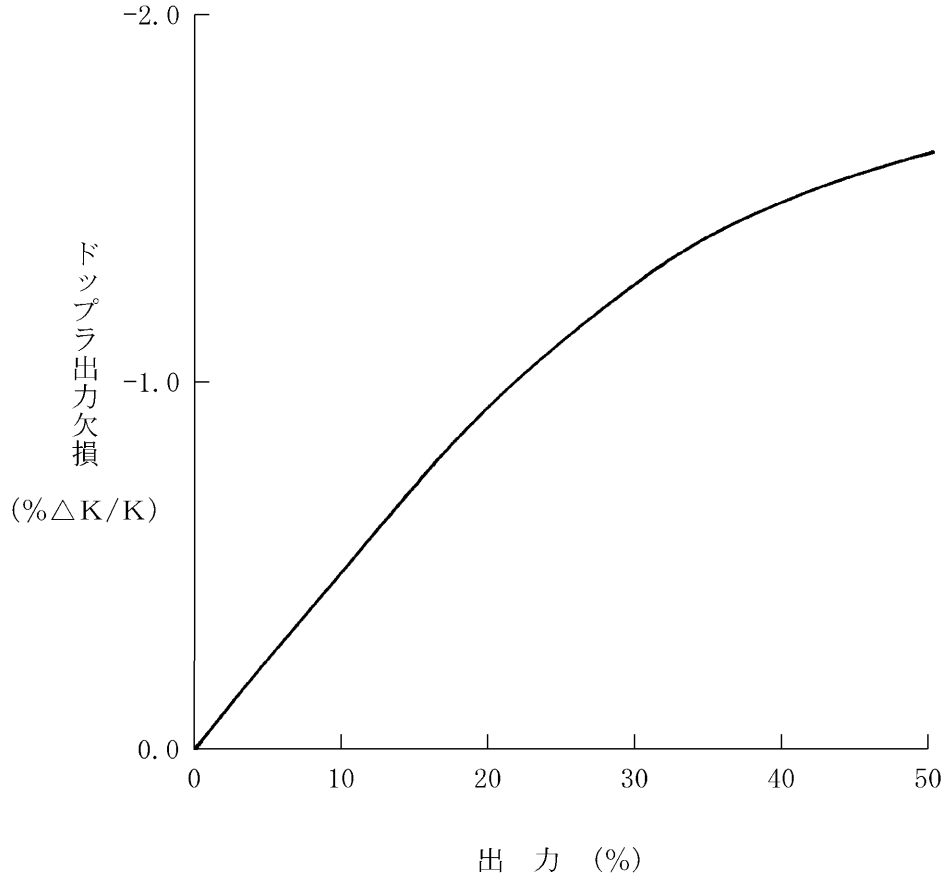
第2.3.5.1図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＣ
（自動運転・サイクル初期）



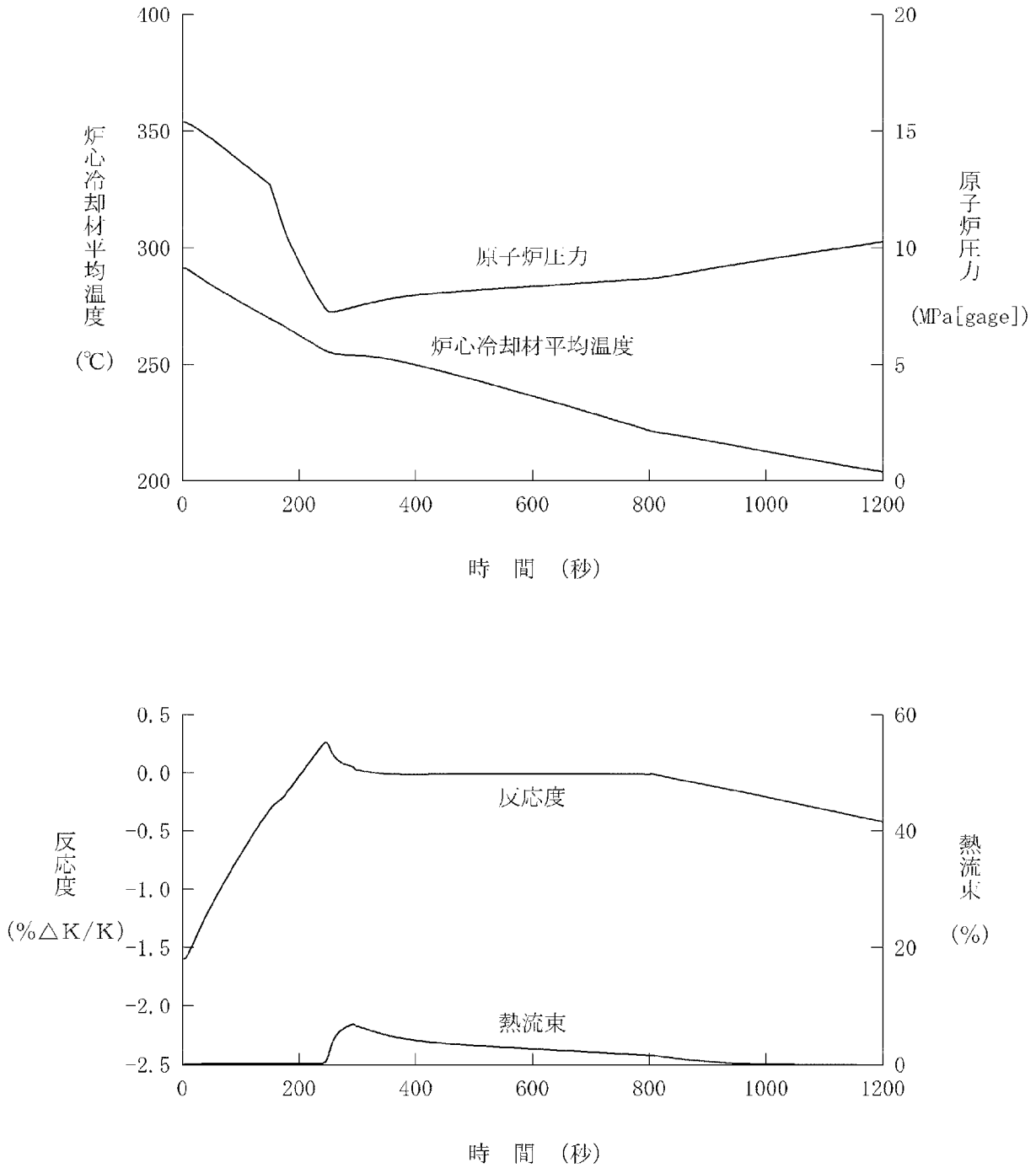
第2.3.5.2図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＤ
（自動運転・サイクル末期）



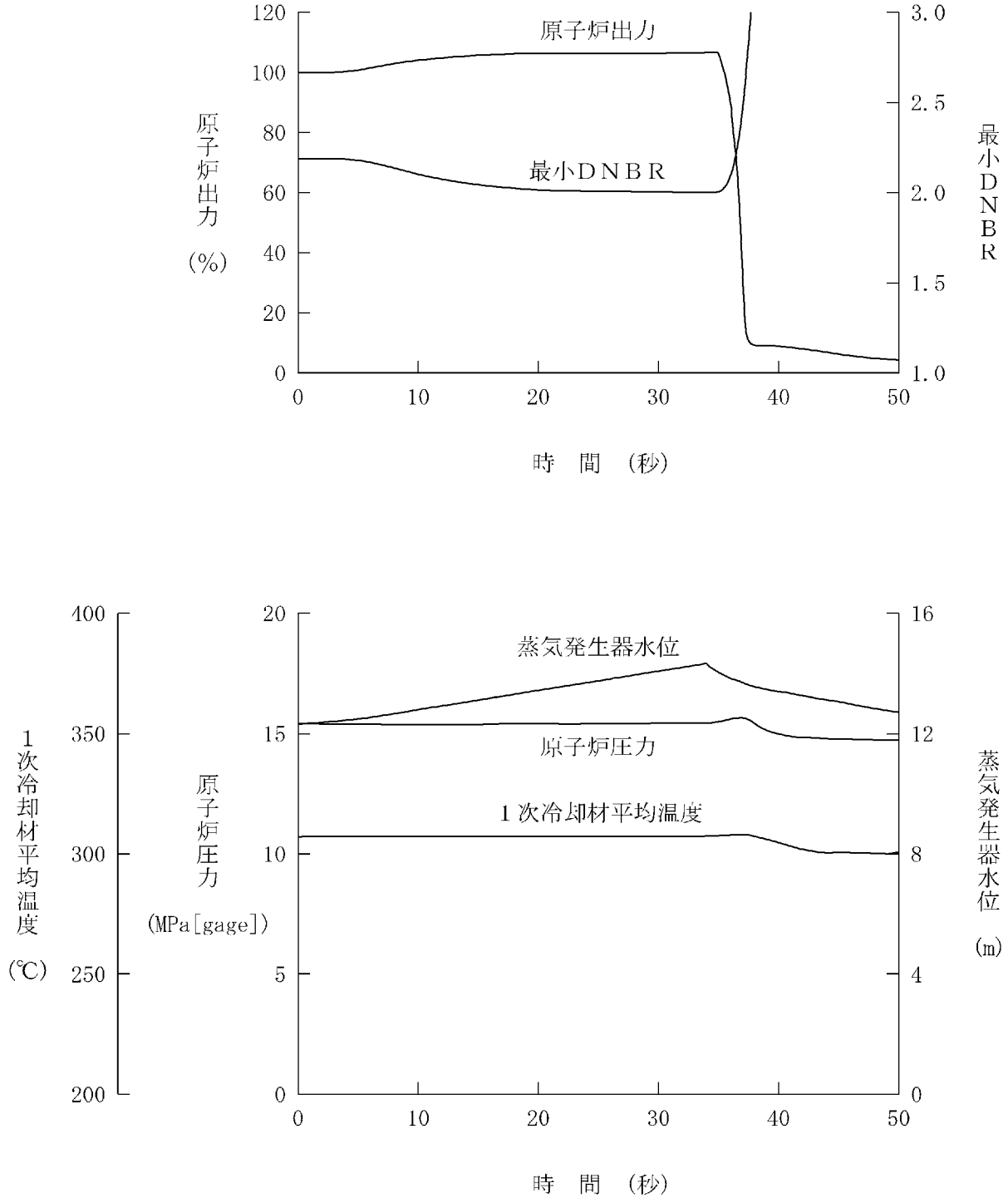
第2.3.6.1図　解析に使用した減速材密度反応度欠損



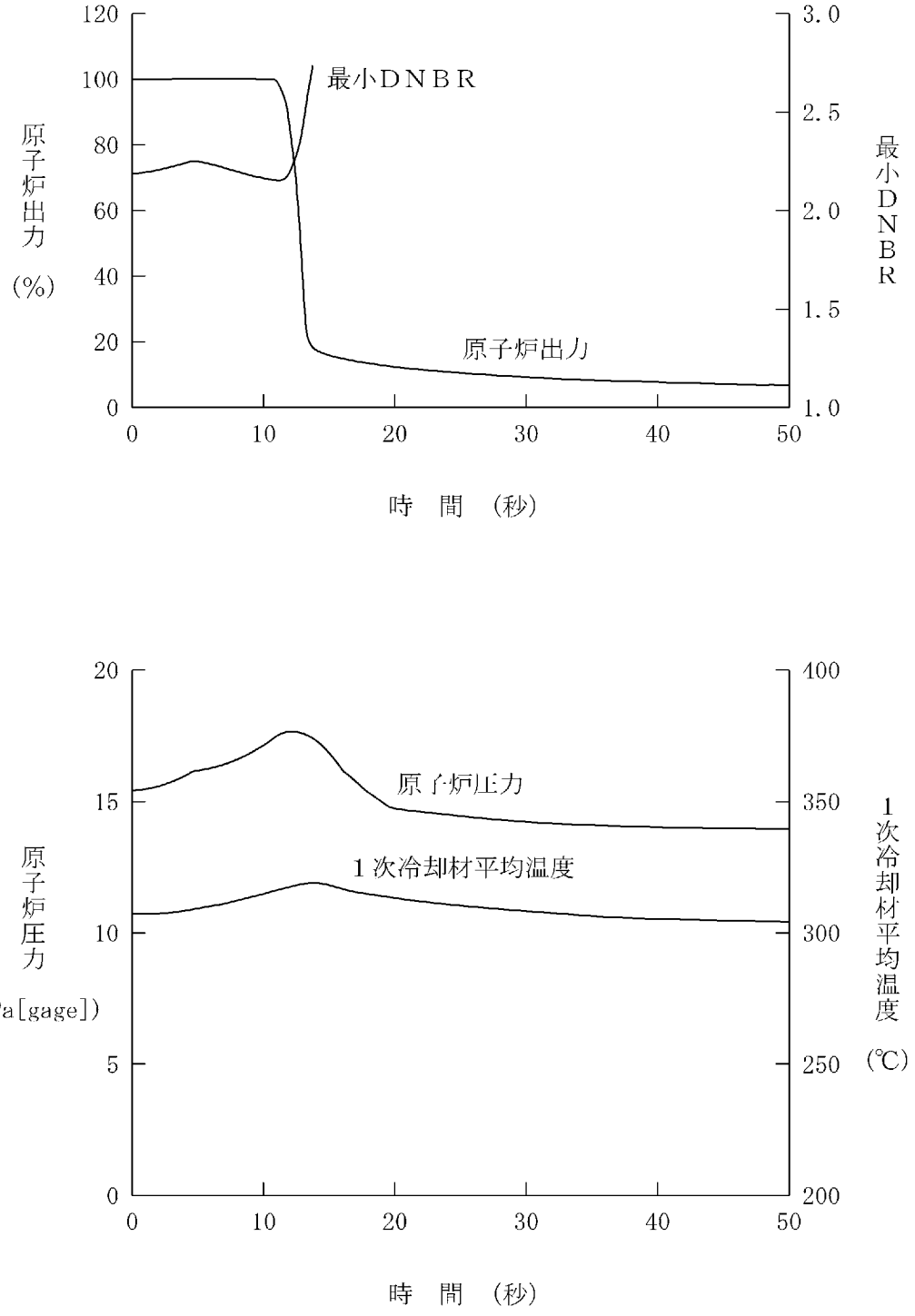
第2.3.6.2図　解析に使用したドップラ出力欠損



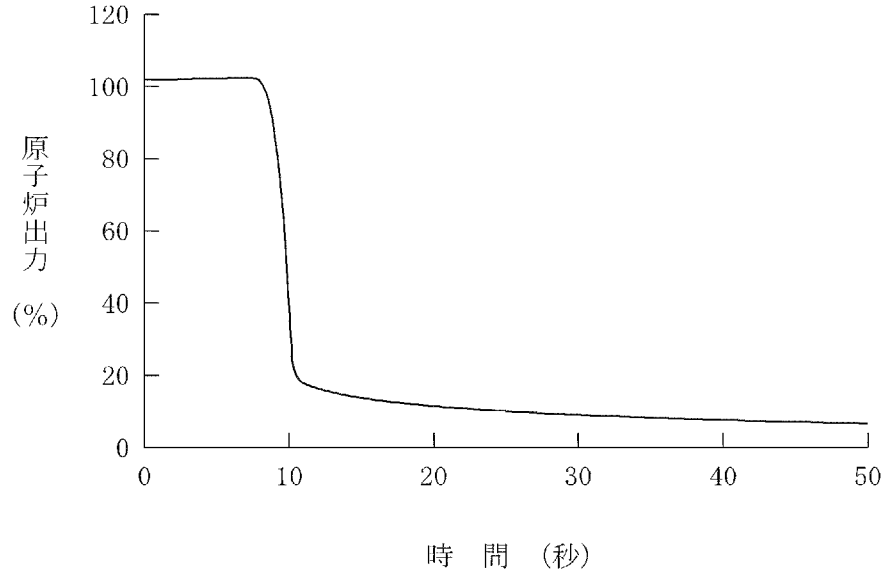
第2.3.6.3図　２次冷却系の異常な減圧

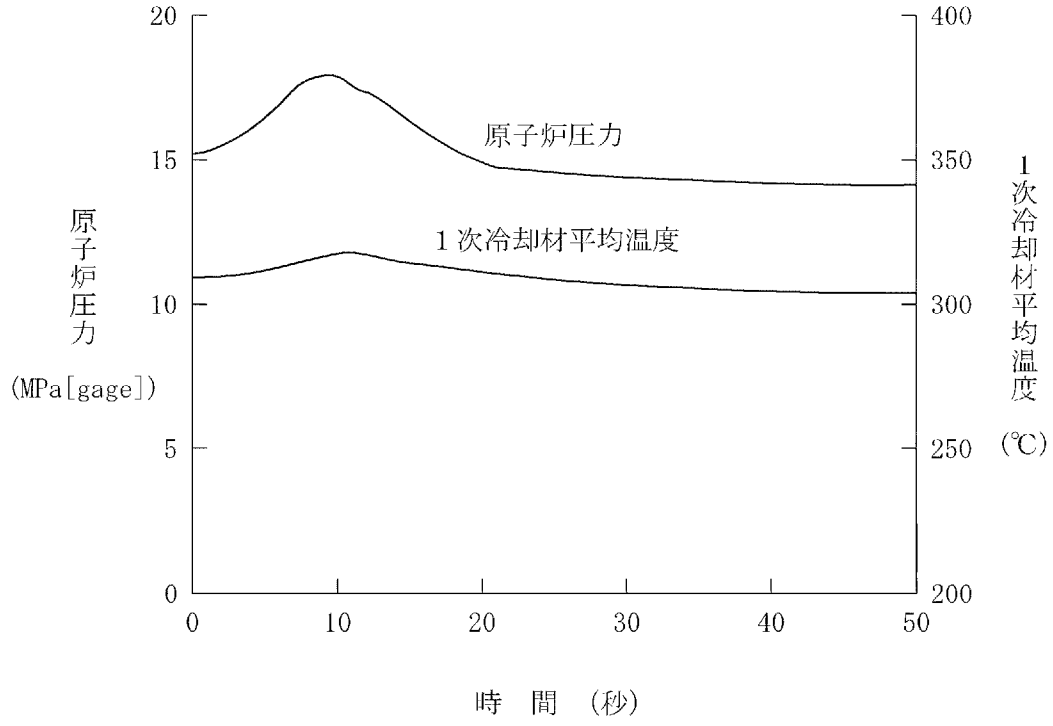


第2.3.7.1図　蒸気発生器への過剰給水

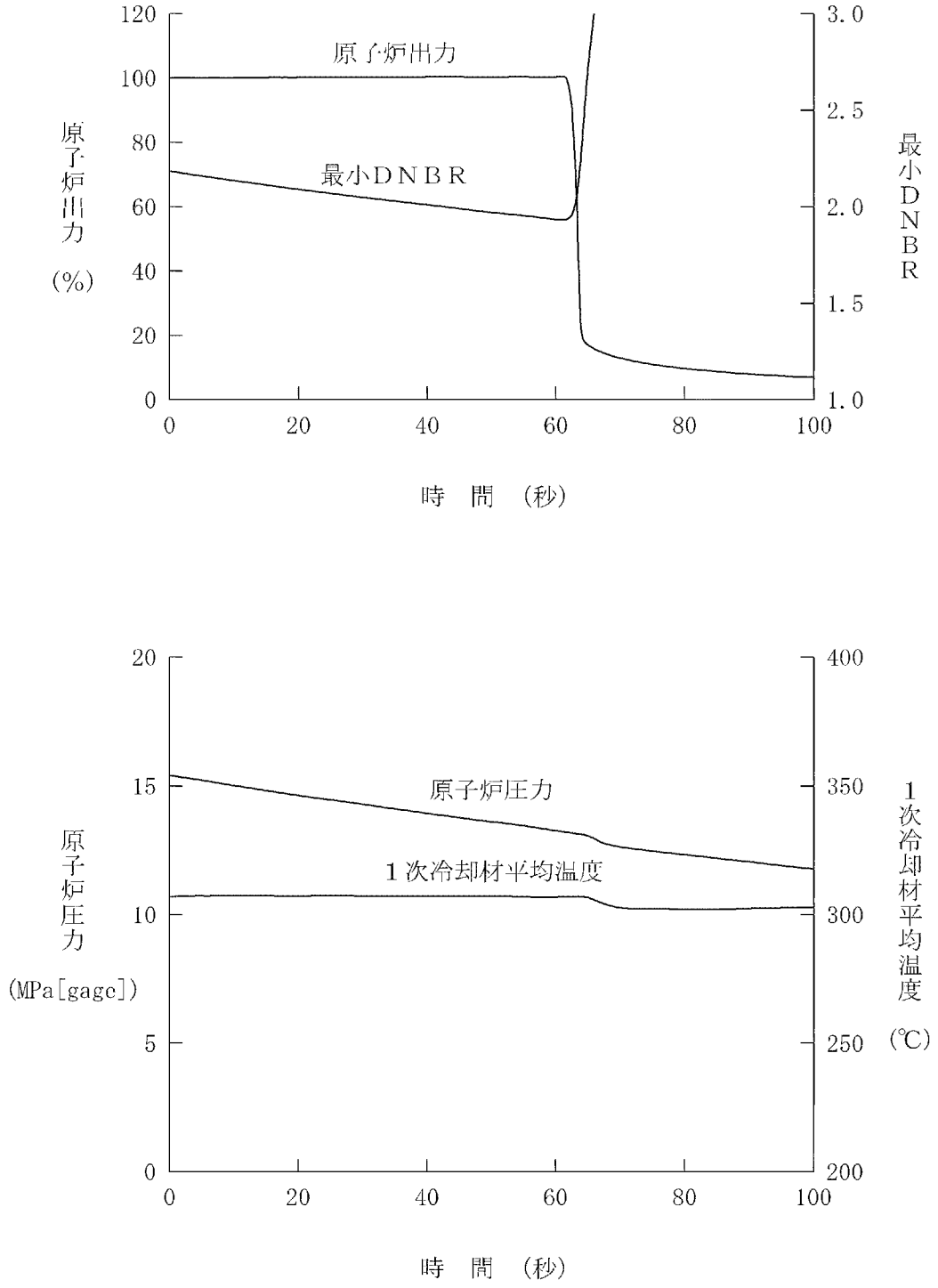


第2.4.1.1図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動

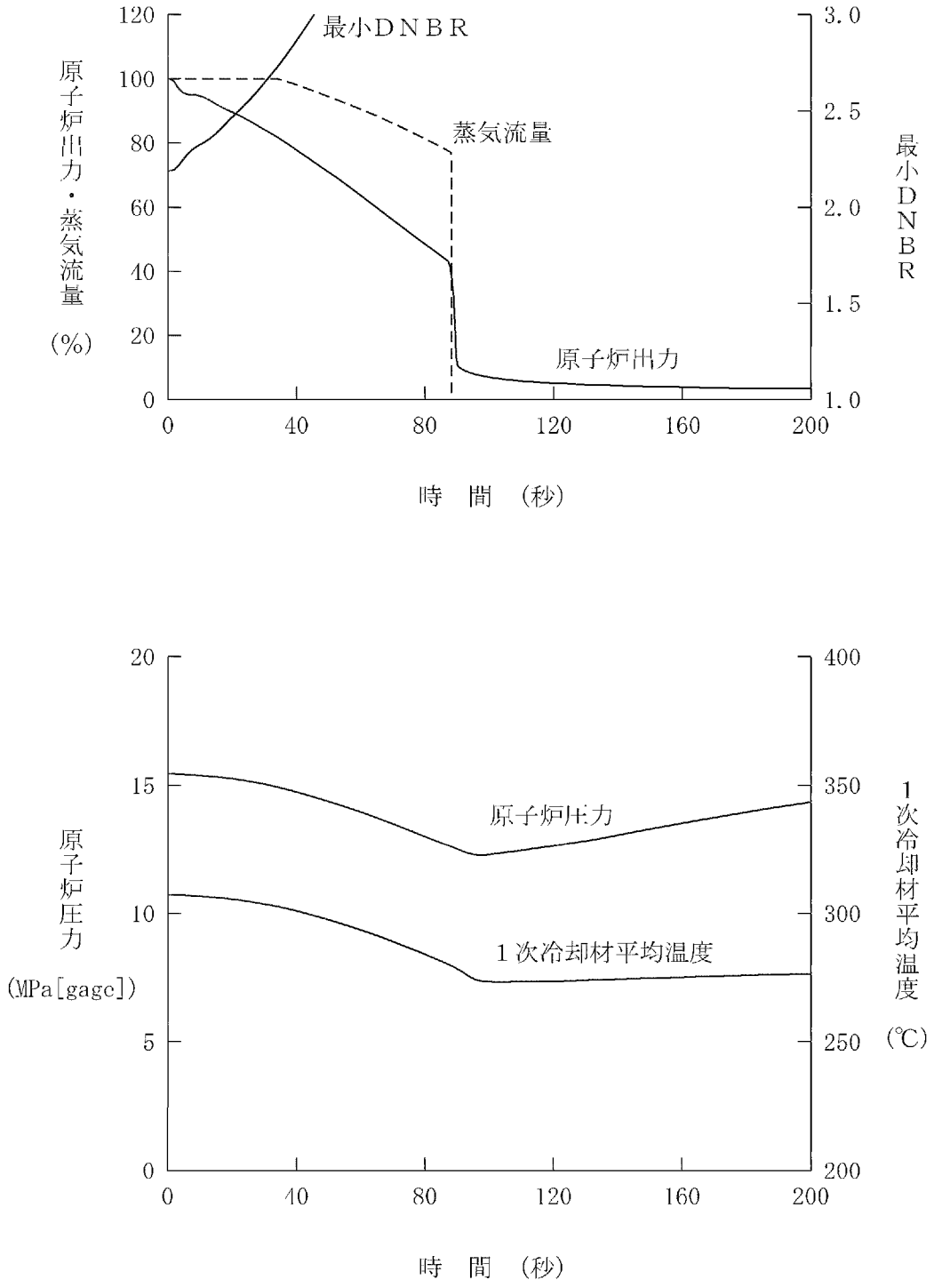




第2.4.1.2図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動



第2.4.2.1図　原子炉冷却材系の異常な減圧



第2.4.3.1図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

３．設計基準事故の解析

3.1　序

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と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　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1　原子炉冷却材喪失

3.2.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、１次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、１次冷却材の流出量の少ない場合には、充てんポンプによる１次冷却材の補給で加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、１次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ＥＣＣＳ性能評価指針」に基づいて以下の基準を用いる。

a.　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。

b.　燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。

c.　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、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分

低い値であること。

d. 燃料棒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) 防止対策

a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3) 拡大防止対策

a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコ

ニウム－水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(a) 小口径の配管の破断のように、喪失する1次冷却材量が少ない場合には、1次冷却系に冷却材を補給する充てんポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てんポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、1次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てんポンプの吸込側を燃料取替用水ピットに接続することにより、1次冷却系への補給を継続できる。

(b) 破断面積が大きく、充てんポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(c) この間、1次冷却材量の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉心冷却設備作動」信号により、発電用原子炉を自動停

止する。

(d) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前記の2系統が作動して燃料取替用水ピットのほう酸水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等の格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再び上記の2系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水ピットのほう酸水又は格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする2系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。

d. 上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

3.2.1.2　事故経過の解析

(1)　非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－[(1)(2)(3)]

a.　解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a)　ブローダウン解析

これは配管破断部からの１次冷却材の流出、１次冷却系の圧力低下及び蓄圧注入系による注水等、事故初期の１次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クォリティ等を解析する。

(b)　リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、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部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはＷＲＥＦＬＯＯＤコード、再冠水期間についてはＢＡＳＨ－Ｍコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。

また、１次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納容器内圧はＣＯＣＯコードにより解析し、ＷＲＥＦＬＯＯＤコード及びＢＡＳＨ－Ｍコードと結合した状態で計算を行う。

（c） 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、上記のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ及びＢＡＳＨ－Ｍコードによって得られる炉心の流量、圧力、クォリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

b. 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

（a） 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、１次冷却材管（内径約 0.70m、肉厚約 69mm のステンレス鋼）断面積の２倍の面積で配管の長さ方向のスプリット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、1.0～0.4 までの範囲について検討する。このことは、流出係数を 1.0 と考えた場合、破断規模として１次冷却材管の断面積の２倍相当の断面積の 1.0 倍から 0.4 倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、一般的な感度解析の結果、スプリット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、スプリット破断の場合を解析するが、スプリット破断のほかに、配管の両端破断も想定でき、両端破断の方が多くのジルコニウム－水反応量をもたらすことが判明しているため、両端破断の場合についても考慮する。

(b) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 41.5kW／m の 102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　　4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　　26.9m^3（１基当たり）

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ　　34秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の１つである単一故障として、低圧注入系の１系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の２台中１台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべ

て喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g) 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、想定される燃料燃焼度条件に対応した運転時間を想定し、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[4]を使用する。

(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

(j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

（k） 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。

c. 解析結果

低温側配管スプリット破断及び両端破断について以下に述べる。

（a） 低温側配管スプリット破断

低温側配管スプリット破断について解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

第3.2.1.1表に示すように、流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率が0%の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクォリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

i. 炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約25秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の１次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約51秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

ⅱ．高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約1秒で到達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水ピットの水を発電用原子炉へ注入する。解析条件(c)項に記したように、このための時間遅れを34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約35秒後から注水を開始することになる。

ⅲ．リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクから

の注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約38秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

ⅳ．燃料被覆管温度変化

低温側配管のスプリット破断が生じ、１次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた１次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る１次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の１次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度は上昇し、破断発生の約6秒後にはピークに達する。その後破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は逆に低下していく。

しかし、さらに１次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る１次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約38秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。約310秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる炉心の熱除去を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約984℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約0.4%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約984℃近くに達する

のは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、１次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心が冷却される量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(b)　低温側配管両端破断

「(a)　低温側配管スプリット破断」の結果を踏まえ、ジルコニウム－水反応量の観点から最も厳しくなる流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率10％の場合の主な解析結果は第3.2.1.3表のとおりである。

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクォリティの変化を第3.2.1.5図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.6図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.7図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.8図に示す。

ｉ．炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.5図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が２相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約28秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの

流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の１次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約9秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約52秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

ⅱ．高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約2秒で到達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水ピットの水を発電用原子炉へ注入する。解析条件(c)項に記したように、このための時間遅れを34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約36秒後から注水を開始することになる。

ⅲ．リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり

始め、約36秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約41秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

ⅳ．燃料被覆管温度変化

低温側配管の両端破断が生じ、１次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた１次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る１次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の１次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は逆に低下していく。

しかし、さらに１次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る１次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管

の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約36秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約41秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約96秒後にはピークに達する。約340秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる炉心の熱除去を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.3表に示すように約924℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約１％に抑えられる。燃料被覆管の温度が約924℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っている

が、事故時に外部電源が喪失しない場合には、１次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心が冷却される量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2)　非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－[2][3][5]

a.　解析方法

小破断事故においては、１次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程中に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）と燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）は、大破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

b.　解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

(a)　破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与

える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは 27 秒とする。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.4表に示す。

最も厳しい結果を与える蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の低温側配管口径約25.4cm 相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

(a) 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.9図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.10図に示す。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少

し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約8秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約35秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約71秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約684℃に達した後急速に低下する。ジルコニウムー水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。

(b) 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約13cm 配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.11図に示す。

事故後、加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約10秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約37秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が２相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約602秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ１次

冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウムー水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる炉心の熱除去を行う。

3.2.1.3　結　　論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、破断の体様が低温側配管スプリット破断の場合は、第3.2.1.1表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約984℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約0.4%及び0.3%以下であり十分小さい。また、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の冷却は順調に行われ、燃料被覆管温度は、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の熱除去が可能であり、この低い温度が維持される。

破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約924℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約１%及び0.3%以下であり十分小さい。また、第3.2.1.8図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも燃料被覆管の冷却は順調に行われ、燃料被覆管温度は、低

い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の熱除去が可能であり、この低い温度が維持される。

小破断解析においても、第3.2.1.4表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約684℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の熱除去は再循環モードの確立によって維持できる。

3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するものと考える。この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2)　防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成

とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3) 拡大防止対策

a. １次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) １次冷却材流量低

(b) １次冷却材ポンプ電源電圧低

(c) １次冷却材ポンプ電源周波数低

3.2.2.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、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０（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑

制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

c. 発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

d. １次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの 3,110kg・m^2を使用する。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

１次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小ＤＮＢＲの変化を第3.2.2.1図に示す。１次冷却材ポンプの電源喪失により「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.5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出力は低下する。

最小ＤＮＢＲは、事故発生の約2.8秒後に約1.77となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa 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、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3 結　　論

１次冷却材ポンプの全台停止時においても、１次冷却材及び１次冷却材ポンプの慣性のために、１次冷却材流量が急速に低下することなく発電用原子炉は自動的に停止し、最小ＤＮＢＲは約1.77にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。

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。

3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、１次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には１次冷却材ポンプ１台の回転軸が固着して瞬時に停止するものと考える。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による１次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2)　防止対策

a.　１次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の１次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。

b.　ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(3)　拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　１次冷却材流量低

3.2.3.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。加えて、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ＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力を求める。

(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０（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。

c.　発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

d.　原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器

逃がし弁及びタービンバイパス弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

(3) 解析結果

１台の１次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小ＤＮＢＲの変化を第3.2.3.1図に示す。１次冷却材流量の低下により事故発生の約0.1秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1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出力は低下する。

最小ＤＮＢＲは、事故発生の約2.0秒後に約1.53となる。また、原子炉圧力の最大値は約16.8MPa［gage］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、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3 結　　論

１台の１次冷却材ポンプ軸固着時において、１次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止し、最小ＤＮＢＲは約1.53にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

3.2.4 主給水管破断

3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が

生じ、２次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管１本が瞬時に両端破断するものと考える。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を１次冷却系より除去する能力が減少する。

a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに１次冷却材温度は上昇する。

b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。

c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって１次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3) 拡大防止対策

a. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止

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)　原子炉圧力高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　蒸気発生器水位低

(d)　非常用炉心冷却設備作動

b.　発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。

c.　１次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁等の設備を設ける。

d.　破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2　事故経過の解析

(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、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、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.　原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102％とする。

b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

c. 主給水管１本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデル[6]を使用するものとする。

d. 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。

e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

f. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の 102％で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、想定される燃料燃焼度条件に対応した運転時間を想定し、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[4]を使用する。

g. 運転員は事故の発生を検知してから 10 分後に健全側蒸気発生器３基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

h. ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

主給水管破断時の１次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小ＤＮＢＲの変化を第3.2.4.2図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約18秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、約20秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止

し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小ＤＮＢＲは約1.63である。また、原子炉圧力の最大値は約17.8MPa［gage］であり、設計基準事故のなかで最大となるが、この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.4MPa［gage］にとどまる。

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、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3　結　　論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小ＤＮＢＲは約1.63にとどまる。さらに、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

3.2.5　主蒸気管破断

3.2.5.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、２次冷却系の破断等により１次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。具体的には主蒸気管１本が瞬時に両端破断するものと考える。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、１次冷却系から熱を除去し、１次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。発電用原子炉が正の減速材密度係数を持っていると、反応度が添加され、発電用原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、発電用原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(2)　防止対策

a.　主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

b.　主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3)　拡大防止対策

a.　原子炉保護設備からの信号により発電用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△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　非常用炉心冷却設備作動

（e） 原子炉圧力低

b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。

（a） 原子炉圧力低

（b） 主蒸気ライン圧力低

（c） 原子炉格納容器圧力高

c. １次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから１次冷却系へほう酸水の注入を開始する。

d. １次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。

（a） 主蒸気ライン圧力低

（b） 主蒸気ライン圧力減少率高

（c） 原子炉格納容器圧力異常高

f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。

g. 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

3.2.5.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、炉心出力分布を核設計計算コードＡＮＣにより求め、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.　発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として、0.016△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

b.　解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

c.　１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ291.7℃及び15.41MPa[gage]とする。

d.　主蒸気管１本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源はある場合の方が１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却

されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の２ケースについて解析する。

ケースＡ　　外部電源あり

ケースＢ　　外部電源なし

e. 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視して、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行い、「主蒸気ライン圧力低」信号により事故発生後 10 秒で閉止するものとする。

f. １台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度 3,100ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発信してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

g. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器２次側の温度低下率を高く評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは１次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。

h. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデル[6]を使用する。

i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後 10 分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作

を行うものとする。

j. ＤＮＢＲの計算には、Ｗ－３相関式[7]を使用する。

(3) 解析結果

a. ケースＡ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源あり）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第 3.2.5.1 図に示す。

b. ケースＢ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源なし）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第 3.2.5.2 図に示す。

c. ２ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケースＡではその最大熱流束は定格出力値の約 20%まで上昇しており、ケースＢに比べて厳しくなっている。

d. ２ケースとも「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約２秒で到達し、ケースＡでは約 17 秒、ケースＢでは約 29 秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースＡでは１台の高圧注入ポンプからほう酸水が１次冷却材低温側配管へ、事故後約 120 秒で到達することにより原子炉出力は低下し、最小ＤＮＢＲは約 1.57 にとどまる。

e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケースＢでは、発電用原子炉の出力状態が持続し、事象がケースＡより長くなるが１次冷却材ポンプトリップにより、１次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による１次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。

f. いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信 10 分後の時点で停止する操作を行うことにより、やがて１次冷却系の冷却が止まり、炉心は未臨界となる。その後、２次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

g. 原子炉圧力については１次冷却系が冷却され、いったんは下降するが、高圧注入系のほう酸水の注入や炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力は徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

h. 臨界状態が継続する間、最小ＤＮＢＲは約 1.57 であり、最大熱流束は、定格出力の約 20％と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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の1.1倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

3.2.5.3 結　　論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約20％になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心

に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小ＤＮＢＲは約1.57にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1　制御棒飛び出し

3.3.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ１本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が１ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの１次冷却材の流出は、１次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、「ＲＩＥ評価指針」に示される230cal／g・UO_2に対して、「ＲＩＥ報告書」における燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮して、最大燃料エンタルピは791kJ／kg・UO_2を超えないことを用いる。

(2)　防止対策

制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の 1.25 倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。

b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。

c. 圧力ハウジングには、発電用原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3) 拡大防止対策

a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引抜位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。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) 出力領域中性子束変化率高

c. 1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低

d. その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1(3)拡大防止対策」と同じである。

3.3.1.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

多次元炉心動特性解析コードＴＷＩＮＫＬＥにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する[8]。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により原子炉圧力の時間変化を求める。

(2)　解析条件

a.　解析は以下の４ケースについて、実施する。

(a)　サイクル初期高温全出力

(b)　サイクル末期高温全出力

(c)　サイクル初期高温零出力

(d)　サイクル末期高温零出力

b.　高温全出力のケースでは、

(a)　原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 102％及び 309.3℃とする。なお、ＤＮＢＲ評価の場合には初期値は定格値とする。

(b)　原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、ＤＮＢＲ評価の場合には定格値とする。

(c)　制御グループの制御棒クラスタのバンクＤは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ１本が飛び出すものとする。

(d) 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定)」信号によるものとする。

c. 高温零出力のケースでは、

(a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 10^{-9} 及び293.9℃とする。

(b) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。

(c) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、他のバンクは制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(d) 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定)」信号によるものとする。

d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.12%	△K／K
サイクル末期高温全出力	0.12%	△K／K
サイクル初期高温零出力	0.66%	△K／K
サイクル末期高温零出力	0.87%	△K／K

f. 実効遅発中性子割合（β eff）は以下の値を使用する。

サイクル初期　　0.48%

サイクル末期　　0.44%

g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めに与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

（a） サブクール状態　　Dittus-Boelter の式 [9]

（b） 核沸騰状態　　Jens-Lottes の式 [10]

（c） 膜沸騰状態　　Bishop-Sandberg-Tong の式 [11]

解析ではいったんＤＮＢに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力　　5.0

サイクル末期高温全出力　　5.0

サイクル初期高温零出力　　15

サイクル末期高温零出力　　25

k．反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「ＰＣＭＩ破損」という。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びＰＣＭＩ破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(a)　浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが 272kJ／kg・UO_2（「ＲＩＥ評価指針」に示される 65cal／g・UO_2に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

(b)　ＰＣＭＩ破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「ＲＩＥ報告書」に示される以下のＰＣＭＩ破損しきい値のめやすを超えた場合、ＰＣＭＩ破損が生じるものとする。

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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される 110cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される 85cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される 50cal／g・UO_2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・UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示される40cal／g・UO_2に相当）

なお、ＰＣＭＩ破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(3)　解析結果

a.　中性子束の過渡変化をケースごとに第3.3.1.1図～第3.3.1.4図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第3.3.1.1表にまとめる。原子炉圧力の変化を第3.3.1.5図及び第3.3.1.6図に示す。

b.　いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力　　約0.6秒

サイクル末期高温全出力　　約0.6秒

サイクル初期高温零出力　　約0.7秒

サイクル末期高温零出力　　約0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

c.　高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、サイクル末期で生じ、約358kJ／kg・UO_2である。

また、原子炉圧力の最大値は、サイクル末期高温全出力のケースで生じ、約16.9MPa［gage］である。

d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a) 高温全出力のケース

ＤＮＢＲが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期　約 9%

サイクル末期　約 3%

なお、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,434℃、サイクル末期約2,199℃であり、溶融点未満である。

(b) 高温零出力のケース

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約358kJ／kg・UO_2であり、燃料の許容設計限界712kJ／kg・UO_2を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピの増分がＰＣＭＩ破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期　約 0%

サイクル末期　約 0%

e. ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約 336kJ／kg・UO_2である。また、ＰＣＭＩ破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約 21kg である。この場合のＰＣＭＩ破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギは約 11kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギ 9.4×10^{3}kJ に対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

3.3.1.3　結　　論

燃料エンタルピの最大値は約358kJ／kg・UO_2であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力は過度に上昇することはなく、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。

3.4　環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、ガスサージタンク及び活性炭式希ガスホールドアップ装置等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガスサージタンク１基が破損し、放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2)　防止対策

a.　放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。

b.　ガスサージタンクのガス圧力がタンクの最高使用圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(3)　拡大防止対策

a.　万一事故が発生した場合には、一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け、隔離できるように設計す

る。

b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

上記防止対策及び設計上の考慮により、ガスサージタンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転していたものとする。

b. 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

c. 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

d. 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパージラインは、事故後 20 分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

e. 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放

出されると仮定する。

f. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 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」に基づいて計算された相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.1.1表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

3.4.1.3 結　　論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、２次冷却系を介して１次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、１次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器２次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された２次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に

外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通って大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に除熱及び減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2) 防止対策

a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニ

タ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3) 拡大防止対策

a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用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) 原子炉圧力帝

(b) 過大温度△T高

c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による除熱を行う。

d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるように

している。

e. 破損側蒸気発生器２次側への１次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計、主蒸気流量計、主給水流量計等により検知し、中央制御室においてタービンバイパス弁又は健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、１次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(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、２次系圧力、１次冷却系から２次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。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、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を計算する。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力の 102%とする。

b. １基の蒸気発生器の伝熱管の１本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t／h とした１次冷却系と２次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c. 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止するものとする。

d. 非常用炉心冷却設備については、1次冷却材の流出量を大きくするように高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

e. 1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

f. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点で、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う(原子炉トリップ後10分)。

(b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する(原子炉トリップ後25分)。

(d) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧

器逃がし弁を開き、１次冷却系を減圧する。１次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、１次冷却材高温側配管温度が 279℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

（e） 加圧器逃がし弁の閉止後、１次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、１次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h. ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

a. 蒸気発生器伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第 3.4.2.1 図に示す。１次冷却材が２次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び１次冷却系圧力が低下し、「過大温度△Ｔ高」信号により、事故発生の約５分後に、発電用原子炉は安全に自動停止し、原子炉トリップに伴うタービントリップにより、２次冷却系の圧力は上昇する。

b. 原子炉トリップ後、１次冷却系の減圧及び２次冷却系への１次冷却材流出により、事故発生の約 11 分後に発信する「原子炉圧力低」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動して燃料取替用水ピットの水を炉心に注入する。

c. 事故発生後約 15 分（原子炉トリップ信号発信後 10 分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約 25 分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約 30 分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による１次冷却系の除熱の促進及び事故発

生後約 39 分の加圧器逃がし弁開により、１次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより１次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約42分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による１次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約49分で１次冷却系圧力は２次冷却系の圧力まで減圧し、１次冷却材の２次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

d. 最小ＤＮＢＲの解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。最小ＤＮＢＲは約 1.75 であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

e. １次冷却材の２次冷却系への流出量は、第 3.4.2.1 図に示すように約 70t である。流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約 26t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、１次冷却材保有水量は243t を用いる。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量

と外部γ線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10－1)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots\cdots (10-1)$$

ここで、

E_I　：よう素の吸入摂取による小児の実効線量（mSv）

K_{He}　：Ｉ－１３１の吸入摂取による小児の実効線量係数（mSv／Bq）

また、第3.4.2.1表にＩ－１３１の影響を１とした場合の他のよう素核種の影響割合（以下「Ｉ－１３１等価量への換算係数」という。）を示す。

M　：小児の呼吸率（m^3／s）

呼吸率は、事故の期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3／h を秒当たりに換算して用いる。

Q_e　：よう素の大気放出量（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）（Bq）

χ / Q　：相対濃度（s／m^3）

外部γ線による実効線量は（10－2）式で評価される。

$$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D / Q) \quad \cdots\cdots\cdots (10-2)$$

ここで、

E_γ　：外部γ線による実効線量（Sv）

K_1　：空気カーマから実効線量への換算係数（＝１Sv／Gy）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV 換算）(Bq)

D／Q：γ線エネルギ0.5MeV における相対線量（Gy／Bq）

(2) 評価条件

a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を１／４ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 49 分で隔離されるものとし、この間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する１次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 85t とする。流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 35t とする。

c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、２次冷却系へ流出する放射能源として、以下の２通りを仮定する。

(a) 燃料被覆管欠陥率１％を用いて計算した１次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 9.2×10^{13}Bq、希ガス約 4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

上記核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第 3.4.2.2 表及び第 3.4.2.3 表に示す１次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

(b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.5×10^{15}Bq、希ガス約 4.3×10^{15}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）。

この追加放出量は、事故発生後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して１次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果

に余裕を見込んだ値として$1.28\times10^{-2}min^{-1}$とする。

d. この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e. ２次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

f. ２次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点で、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

h. 破損側蒸気発生器隔離後も、２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後５m^3／ｄとし、その後は２次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

i. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、

「添付書類六　7.2.4　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」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。

(3)　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及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.2.4表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。

3.4.2.4　結　　論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に除熱及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小ＤＮＢＲは約1.75であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.3　燃料集合体の落下

3.4.3.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱工具の機械的故障によ

って、取扱い中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(2) 防止対策

a. 燃料取扱設備の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。

b. 燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率 0.95 以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。

c. 燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。

d. 使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が 0.98 以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。

f. 燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供

給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えると吊り上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料取扱い中にはアンラッチ状態にならないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。

g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(3) 拡大防止対策

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、遮へい及び冷却の観点から所要の水位が保たれるよう設計している。

なお、万一燃料が落下して破損した際も、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出される量は低減される。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体１体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。(12)(13)

b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が定格出力の 102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 40,000 時間）のものとする。

c. 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスは、使用済燃料ピットが所要の水位に保たれているが、水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。

f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、使用済燃料ピットが所要の水位に保たれており、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。

g. 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。

h. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 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」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。

(3) 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及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.3.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。

3.4.3.3 結　　論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう

素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。

b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。

c. 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した核分裂生成物は、安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数（＝１Sv／Gy）を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

ただし、呼吸率は、事故の期間が１日以上に及ぶことより、１日平均の呼吸率5.16m^3／dを秒当たりに換算して用いる。

(2) 評価条件

a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を１／４ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全

体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス　　1　％

よう素　　0.5　％

c.　放出されたよう素のうち、有機よう素は４％とし、残りの96％は無機よう素の形態をとるものとする。

d.　原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50％が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

e.　原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率(14)は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上６分とする。

f.　工学的安全施設の動的機器及び静的機器の単一故障を想定するため、以下の２ケースについて単一故障を仮定する。

(a)　動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。

(b)　事故後長期間にわたる静的機器の単一故障として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する。

g.　原子炉格納容器からの漏えい率(15)は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とする。なお、原子炉格納容器からの漏えい率の評価に当たっては、蒸気発生器伝熱管施栓率は０％とする。

(a)　動的機器の単一故障を仮定した場合は第3.4.4.1表の漏えい率とする。

（b） 静的機器の単一故障を仮定した場合は第3.4.4.2表の漏えい率とする。

h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り３%はアニュラス部以外で生じるものとする。

i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上２分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率[16]は 95%以上期待できるが、評価上95%とする。

l. 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。

m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30日間）安全補機室内へ、評価上４×10^{-3} m^3／hの漏えいがあるものとする。

n. 再循環水中の放射能量は事故発生直後、ｂ．項と同量のよう

素が無機よう素として溶解したものとする。

o. 再循環水体積は、評価上 1,600m^3 とする。

p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は５％とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。

q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率[16]は 95%以上期待できるが、評価上 95%とする。

r. 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件に従って評価する。

(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(b) 原子炉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部内に均一に分布するものとする。

(c) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、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の小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からのγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(d) 核分裂生成物によるγ線エネルギは第 3.4.4.3 表のようにエネルギ範囲別に区分する。

s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30日間)とする。

t. 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。

u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 7.2.4 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」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。

(3) 評価結果

動的機器の単一故障を仮定して、この事故を評価した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.4.4表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

静的機器の単一故障を仮定して、この事故を評価した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.4.5表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.3図及び第3.4.4.4図に示す。

3.4.4.3 結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.5　制御棒飛び出し

3.4.5.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2)　評価条件

a.　破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である９％を使用する。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス	0.27 %
よう素	0.135%

c. 原子炉格納容器スプレイ設備は、「原子炉トリップ」信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後30分で起動する。

d. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで	0.127%／d
その後29日間	0.0635%／d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 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及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.5.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。

3.4.5.3 結　　論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少

なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1　原子炉冷却材喪失

3.5.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に１次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2　事故経過の解析

(1)　解析方法[17]

事故の経過は、「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤ及び原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯからなる。

(2)　解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

a. 配管の破断は、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。

b. 原子炉出力は定格出力の102%とする。

c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　4.04MPa［gage］

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　26.9m^3（1基当たり）

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギ放出量を増大させるので、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の観点から厳しいものである。

d. 工学的安全施設の動的機器及び静的機器の単一故障を想定するため、以下の2ケースについて単一故障を仮定する。また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(a) 動的機器の単一故障として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の観点から厳しいものである。

(b) 事故後長期間にわたる静的機器の単一故障として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する。

e. ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、炉心

から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

g. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、想定される燃料燃焼度条件に対応した運転時間を想定し、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(4)を使用する。

h. 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%とする。これは、1次冷却材保有水量が多くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギ量が増加するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の観点から厳しいものである。

i. 原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m^3を用いるものとする。これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の観点から厳しいものである。

(3) 解析結果

動的機器の単一故障を仮定し解析した結果を第3.5.1.1図及び第3.5.1.2図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果が大きくなるため、事故後

約 17 秒にブローダウンエネルギによって形成される第１ピーク圧力約 0.255MPa［gage］が現れる。その後、ヒートシンクによる冷却効果により、圧力及び温度は漸減していくが、約 22 秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力及び温度は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約９秒で達することにより、約 154 秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる冷却が行われ、再循環切替後も除熱が継続的に行われる。

事故後約 142 秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器内へのエネルギ放出が減少することにより、第２ピーク圧力約 0.308MPa［gage］、温度約 132℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降、原子炉格納容器内へ持ち込まれるエネルギが減少するため、圧力及び温度は低下していく。

静的機器の単一故障を仮定し解析した結果を第 3.5.1.3 図及び第 3.5.1.4 図に示す。原子炉格納容器スプレイが開始される約 154 秒までの事象進展は、動的機器の単一故障を仮定した場合と同じであり、事故後約 142 秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器内へのエネルギ放出が減少することにより、第２ピーク圧力約 0.308MPa［gage］、温度約 132℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降、原子炉格納容器内へ持ち込まれるエネルギが減少するため、圧力及び温度は低下していく。

約154秒から原子炉格納容器スプレイ設備2系列による原子炉格納容器スプレイが開始されることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下する。その後、再循環切替と同時に原子炉格納容器内のスプレイリングに接続する配管1箇所の両端破断により、原子炉格納容器スプレイ流量は低下することから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇に転じる。その後、ヒートシンクによる冷却効果及び原子炉格納容器スプレイによる除熱効果が破断エネルギ量を上回ることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下に転じ、以降、原子炉格納容器スプレイにより継続的に除熱が行われる。

3.5.1.3　結　　論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内の圧力及び温度の最高値は、約0.308MPa［gage］及び約132℃であり、最高使用圧力0.392MPa[gage]及び最高使用温度144℃を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

3.5.2　可燃性ガスの発生

3.5.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間は、いずれかが次の値以下であること。

水　　素　　4%

酸　　素　　5%

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2)　解析条件

a.　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102%で運転していたものとする。

b.　水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。なお、その他の金属の腐食反応の評価に当たっては、「3.4.4.2(2) 評価条件 g.」における原子炉格納容器からの漏えい率の評価に用いた原子炉格納容器内温度を用いる。

c.　事故時のジルコニウム－水反応量は「3.2.1.2(1)c.(b) 低温側配管両端破断」の解析で得られた値の5倍の 1.5%とする。

d.　炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並び

に、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の１％が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

e. 放射線分解により発生する水素ガスの生成割合（G値）[18]は、炉心水に対し 0.4 分子／100eV、サンプ水に対し 0.3 分子／100eV とする。

f. 工学的安全施設の動的機器及び静的機器の単一故障を想定するため、以下の２ケースについて単一故障を仮定する。

(a) 動的機器の単一故障として、低圧注入系１系列の不作動を仮定する。

(b) 事故後長期間にわたる静的機器の単一故障として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管１箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を仮定する。

(3) 解析結果

動的機器の単一故障を仮定し解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.1 図に示すようになり、事故発生後 30 日時点では約 2.7%となる。

静的機器の単一故障を仮定し解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.2 図に示すようになり、事故発生後 30 日時点では約 2.8%となる。

3.5.2.3 結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が４％に達することはな

いい。

3.6　その他（地震、火災、風、洪水等）

安全上重要な構築物、系統及び機器は、地震、風、洪水等の自然現象に対して、敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した場合にも、それらの安全機能を失うことなく耐えるような設計とする。また、火災に対しては火災発生防止、火災検知及び消火、火災の影響の軽減の３つを適切に組み合わせた対策を講じる。

したがって、これらの自然現象や火災等により、安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を失うことはないので、発電用原子炉施設の安全性は保たれる。

(1)　地　　震

耐震設計に当たっては、発電用原子炉施設を耐震設計上の重要度に応じて分類し、それぞれに応じた設計地震力に対し十分な耐震性を有する設計とする。Ａクラスに分類される施設については、基準地震動S_1による地震力に対して耐えるように設計し、また、Ａｓクラスに分類される施設については、基準地震動S_2による地震力に対してその安全機能が保持されるように設計する。また、重要度により分類された各施設のうち、下位の分類に属する施設の破損によって上位の分類に属する施設に波及的事故が起こらないように設計する。

上記の耐震設計とは別に、原子炉保護設備の１つとして、発電用原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度高」信号により、発電用原子炉を自動停止させる回路を設ける。

(2)　風

原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計は、建築基準法に定める設計基準に従うので、これによって設計された施設は台風等の風に対し損傷を受けることは考えられない。

(3)　津波、高潮、洪水等

津波、高潮、洪水等については、敷地造成に際して十分な敷地高さ、護岸構造、構内排水計画等を策定しているので、これらの自然現象により発電用原子炉施設が被害を被ることは考えられない。

(4)　火　　災

火災については、火災の発生を防止するため、発電用原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とすること、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災検出装置、消火装置を設置すること並びに安全上重要な構築物、系統及び機器を設置する区域は隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とすることの３原則を適切に組み合わせた対策を講じるので、火災発生により発電用原子炉施設の安全性が損なわれることを防止できる。

第3.2.1.1表　　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

流　出　係　数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度（℃）	951	984	878
	942	979	881
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.3	0.4	0.3
	0.3	0.4	0.3
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.3以下	0.3以下	0.3以下
	0.3以下	0.3以下	0.3以下

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率　0%

下段：蒸気発生器伝熱管施栓率　10%

第3.2.1.2表　　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%）

燃料被覆管最高温度	984℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置	バーストせず
局所的最大ジルコニウム－水反応量	0.4%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

第3.2.1.3表　　大破断解析結果（低温側配管両端破断、流出係数 0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率 10%）

燃料被覆管最高温度	924℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生の約44秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m
局所的最大ジルコニウム－水反応量	1 %
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

第3.2.1.4表　　小破断解析結果

項　　目	液相部破断			気相部破断
破断配管口径（cm）	30.5	25.4	20.3	13.0
燃料被覆管最高温度（℃）	676	684	378	炉心露出せず
	652	670	455	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.1	0.1	0.1	－
	0.1	0.1	0.1	－
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－
	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－

上段：蒸気発生器伝熱管施栓率　0%
下段：蒸気発生器伝熱管施栓率　10%

第 3.3.1.1 表　制御棒飛び出し解析結果(高温零出力)

項目＼ケース		サイクル初期	サイクル末期
燃料エンタルピ最大値 (kJ／kg・UO_2)		282	358
ピーク出力部燃料エンタルピ最大値 (kJ／kg・UO_2)		211	336
ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値 (kJ／kg・UO_2)	燃焼度 25,000MWd／t 未満	132	258
	燃焼度 25,000MWd／t 以上 40,000MWd／t 未満	101	205
	燃焼度 40,000MWd／t 以上 65,000MWd／t 未満	98	205
	燃焼度 65,000MWd／t 以上 75,000MWd／t 程度まで	該当燃焼度のペレットなし	151

第3.4.1.1表　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評　価　項　目	評 価 結 果
希ガスの放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）	約2.2×10^{14} Bq
実　効　線　量	約0.089 mSv

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

核　種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数（mSv／Bq）	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	1.6×10^{-4}	1
Ｉ－１３２	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
Ｉ－１３３	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
Ｉ－１３４	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
Ｉ－１３５	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

第3.4.2.2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

核　　種	核分裂収率（%）	半　減　期	冷却材中濃度（Bq/g）	冷却材中蓄積量（Bq）	炉心内蓄積量（Bq）	追加放出寄与分（Bq）
Ｉ－１３１	2.84	8.06d	9.13×10^{4}	2.22×10^{13}	3.16×10^{18}	1.58×10^{14}
Ｉ－１３２	4.21	2.28h	3.26×10^{4}	7.92×10^{12}	4.69×10^{18}	2.34×10^{14}
Ｉ－１３３	6.77	20.8h	1.51×10^{5}	3.67×10^{13}	7.54×10^{18}	3.77×10^{14}
Ｉ－１３４	7.61	52.6min	2.01×10^{4}	4.88×10^{12}	8.47×10^{18}	4.23×10^{14}
Ｉ－１３５	6.41	6.61h	8.20×10^{4}	1.99×10^{13}	7.14×10^{18}	3.57×10^{14}
合　計	－	－	3.77×10^{5}	9.16×10^{13}	3.10×10^{19}	1.55×10^{15}

第3.4.2.3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

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギ (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分
				冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq/g)	γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq)		γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq)
Kr－83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.67×10^{4}	8.35×10^{1}	2.03×10^{10}	5.90×10^{17}	2.95×10^{11}
Kr－85m	1.31	4.48 h	0.159	8.08×10^{4}	2.57×10^{4}	6.24×10^{12}	1.46×10^{18}	4.64×10^{13}
Kr－85	0.29	10.73 y	0.0022	7.32×10^{5}	3.22×10^{3}	7.82×10^{11}	5.34×10^{16}	2.35×10^{10}
Kr－87	2.54	76.3 min	0.793	4.64×10^{4}	7.36×10^{4}	1.79×10^{13}	2.83×10^{18}	4.49×10^{14}
Kr－88	3.58	2.80 h	1.950	1.38×10^{5}	5.39×10^{5}	1.31×10^{14}	3.99×10^{18}	1.55×10^{15}
Xe－131m	0.04	11.9 d	0.020	1.35×10^{5}	5.41×10^{3}	1.32×10^{12}	4.43×10^{16}	1.77×10^{11}
Xe－133m	0.19	2.25 d	0.042	1.39×10^{5}	1.16×10^{4}	2.83×10^{12}	2.13×10^{17}	1.79×10^{12}
Xe－133	6.77	5.29 d	0.045	1.08×10^{7}	9.68×10^{5}	2.35×10^{14}	7.54×10^{18}	6.78×10^{13}
Xe－135m	1.06	15.65min	0.432	2.30×10^{4}	1.99×10^{4}	4.83×10^{12}	1.18×10^{18}	1.02×10^{14}
Xe－135	6.63	9.083h	0.250	2.51×10^{5}	1.26×10^{5}	3.05×10^{13}	7.39×10^{18}	3.69×10^{14}
Xe－138	6.28	14.17min	1.183	2.24×10^{4}	5.30×10^{4}	1.29×10^{13}	6.99×10^{18}	1.65×10^{15}
合計	－	－	－	1.23×10^{7}	1.82×10^{6}	4.43×10^{14}	3.23×10^{19}	4.25×10^{15}

第3.4.2.4表　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約1.3×10^{11} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約4.4×10^{14} Bq
実効線量		約0.24 mSv

第3.4.3.1表　燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約8.4×10^{10} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約6.2×10^{12} Bq
実効線量		約0.039 mSv

第3.4.4.1表　原子炉格納容器からの漏えい率－動的機器の単一故障

漏えい率（%／d）	時間区分（s）		
0.13	0	～	76
0.14	76	～	510
0.13	510	～	1,500
0.12	1,500	～	3,200
0.11	3,200	～	11,000
0.10	11,000	～	22,000
0.09	22,000	～	40,000
0.08	40,000	～	83,000
0.07	83,000	～	220,000
0.06	220,000	～	670,000
0.05	670,000	～	2,592,000

第3.4.4.2表　原子炉格納容器からの漏えい率－静的機器の単一故障

漏えい率（%／d）	時間区分（s）		
0.13	0	～	74
0.14	74	～	410
0.13	410	～	960
0.12	960	～	19,000
0.11	19,000	～	37,000
0.10	37,000	～	70,000
0.09	70,000	～	140,000
0.08	140,000	～	290,000
0.07	290,000	～	630,000
0.06	630,000	～	1,800,000
0.05	1,800,000	～	2,592,000

第3.4.4.3表　核分裂生成物によるγ線エネルギのエネルギ範囲別区分

代表エネルギ(MeV／dis)	エネルギ範囲(MeV／dis)
0.4	E ≦0.4
0.8	0.4＜ E ≦1.0
1.3	1.0＜ E ≦1.5
1.7	1.5＜ E ≦1.8
2.5	1.8＜ E

第3.4.4.4表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

－動的機器の単一故障

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約7.7×10^{10} Bq
		地上放出	約1.5×10^{11} Bq
		合計	約2.3×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約4.2×10^{13} Bq
		地上放出	約2.6×10^{12} Bq
		合計	約4.5×10^{13} Bq
実効線量*			約0.095 mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0014mSv）を含む。

第3.4.4.5表　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

－静的機器の単一故障

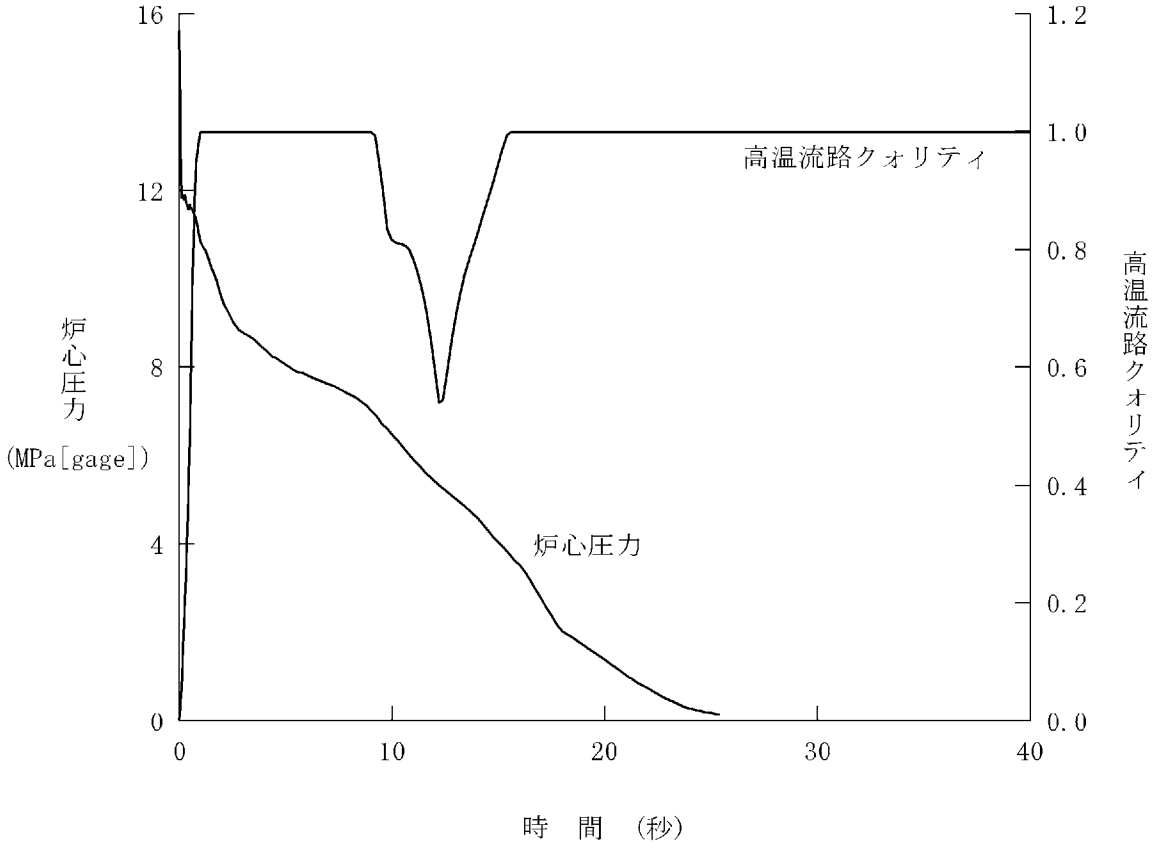
評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約8.4×10^{10} Bq
		地上放出	約1.8×10^{11} Bq
		合計	約2.6×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約5.9×10^{13} Bq
		地上放出	約3.0×10^{12} Bq
		合計	約6.2×10^{13} Bq
実効線量*			約0.11 mSv

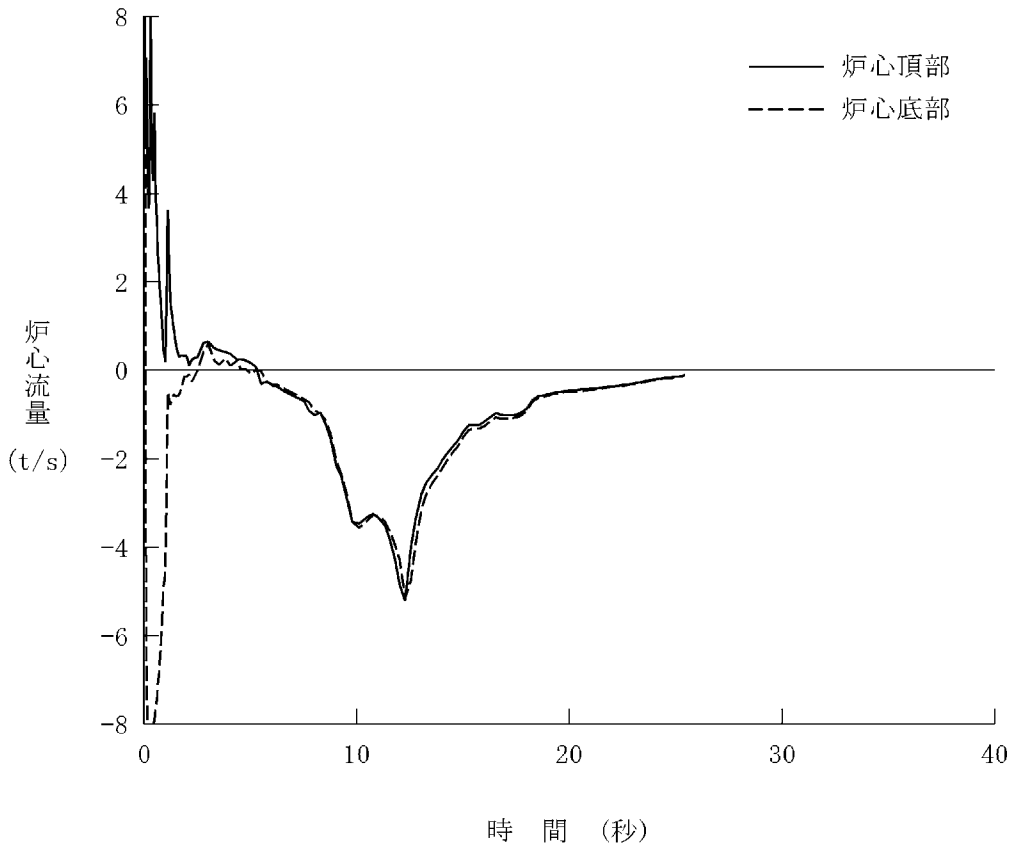
＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0013mSv）を含む。

第3.4.5.1表　制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

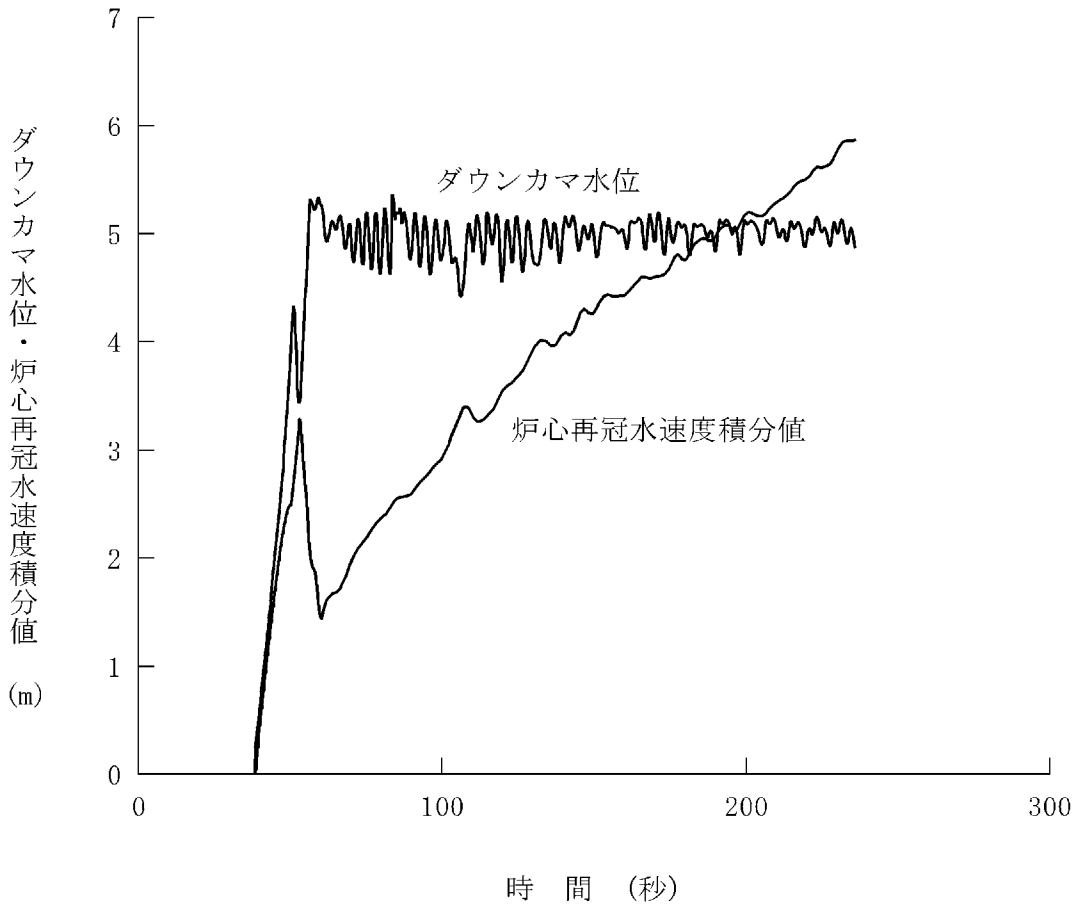
評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	排気筒放出	約4.9×10^{10} Bq
		地上放出	約5.1×10^{10} Bq
		合計	約1.0×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ0.5MeV換算）	排気筒放出	約1.4×10^{13} Bq
		地上放出	約8.3×10^{11} Bq
		合計	約1.5×10^{13} Bq
実効線量*			約0.031 mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.00042ｍSv）を含む。

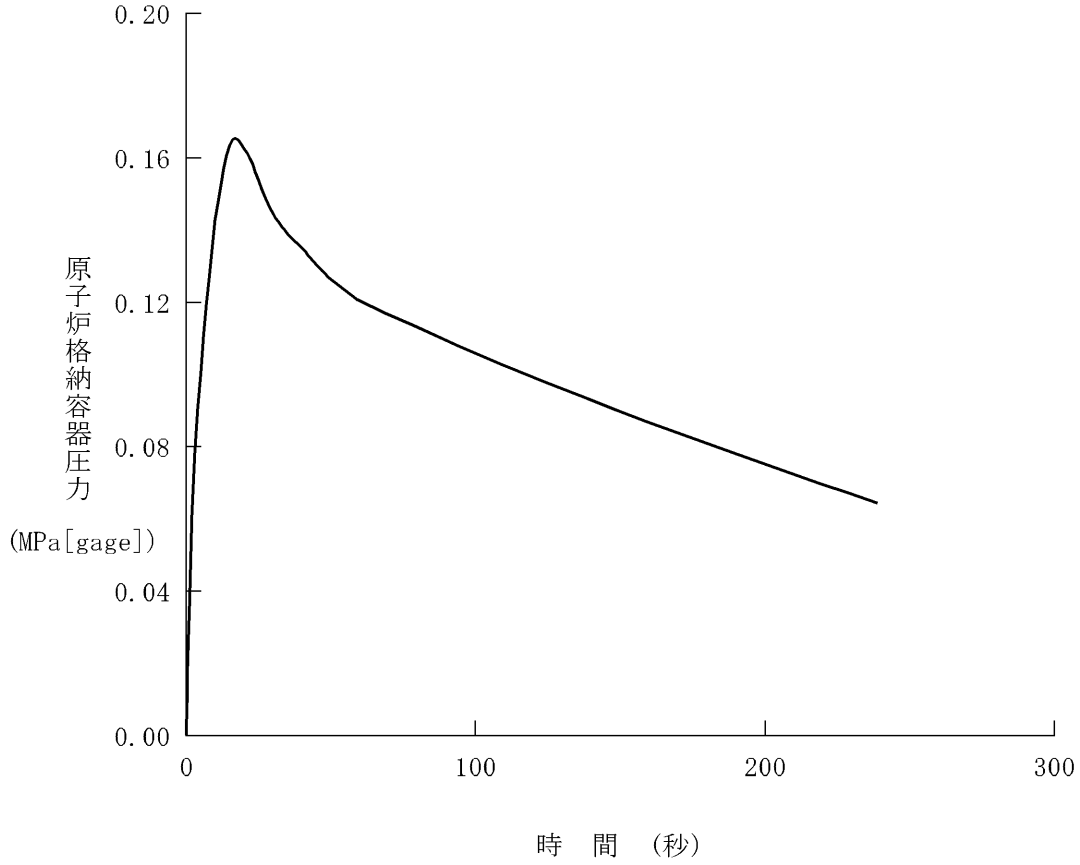




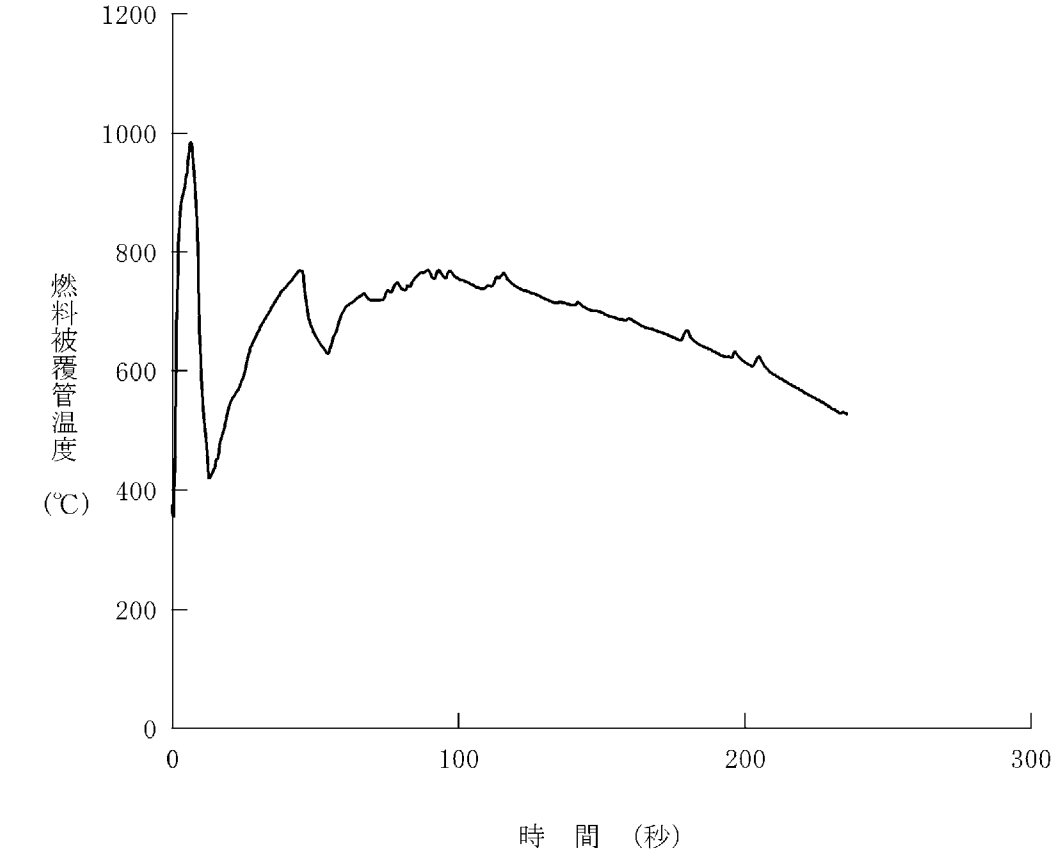
第3.2.1.1図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(1)－低温側配管スプリット破断

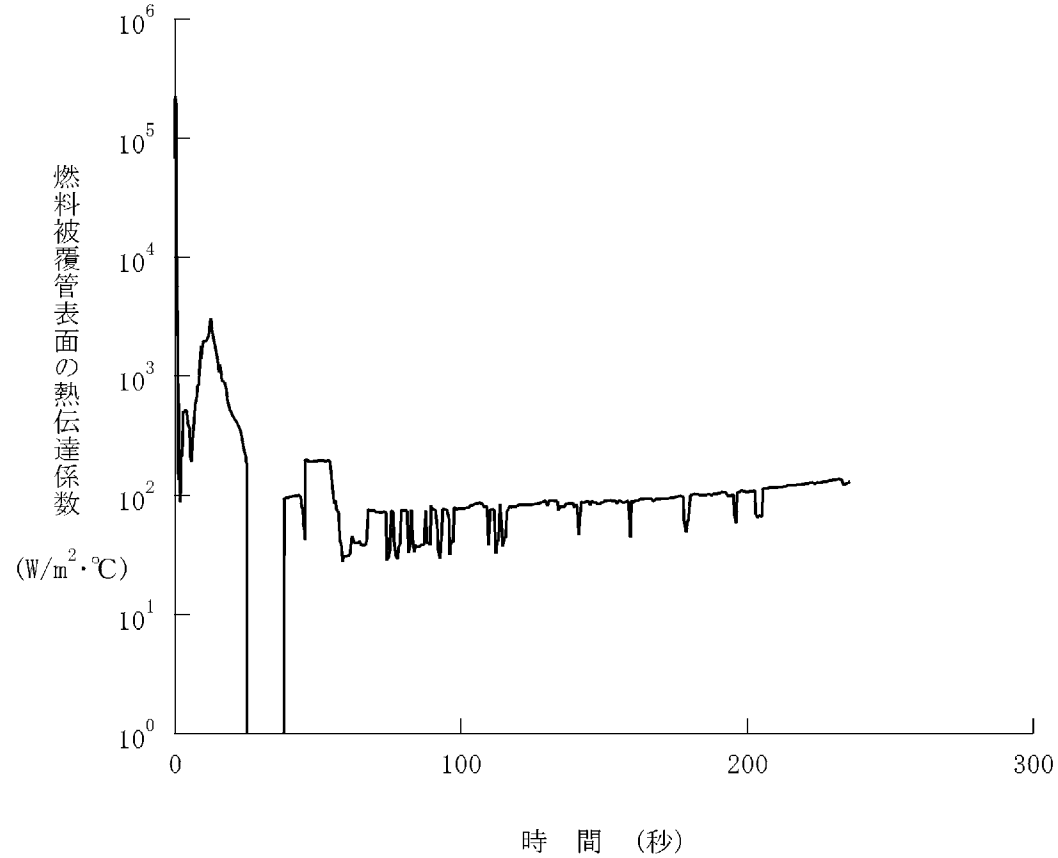


第3.2.1.2図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(2)－低温側配管スプリット破断

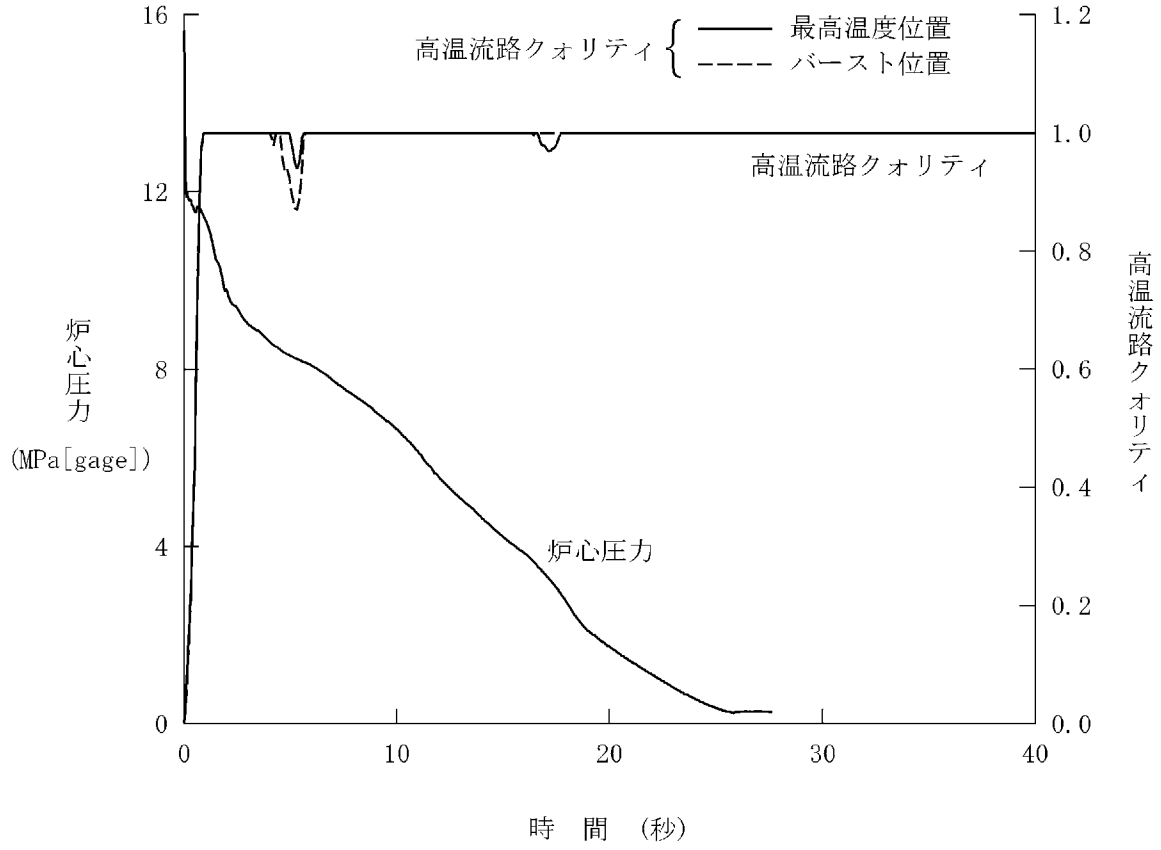


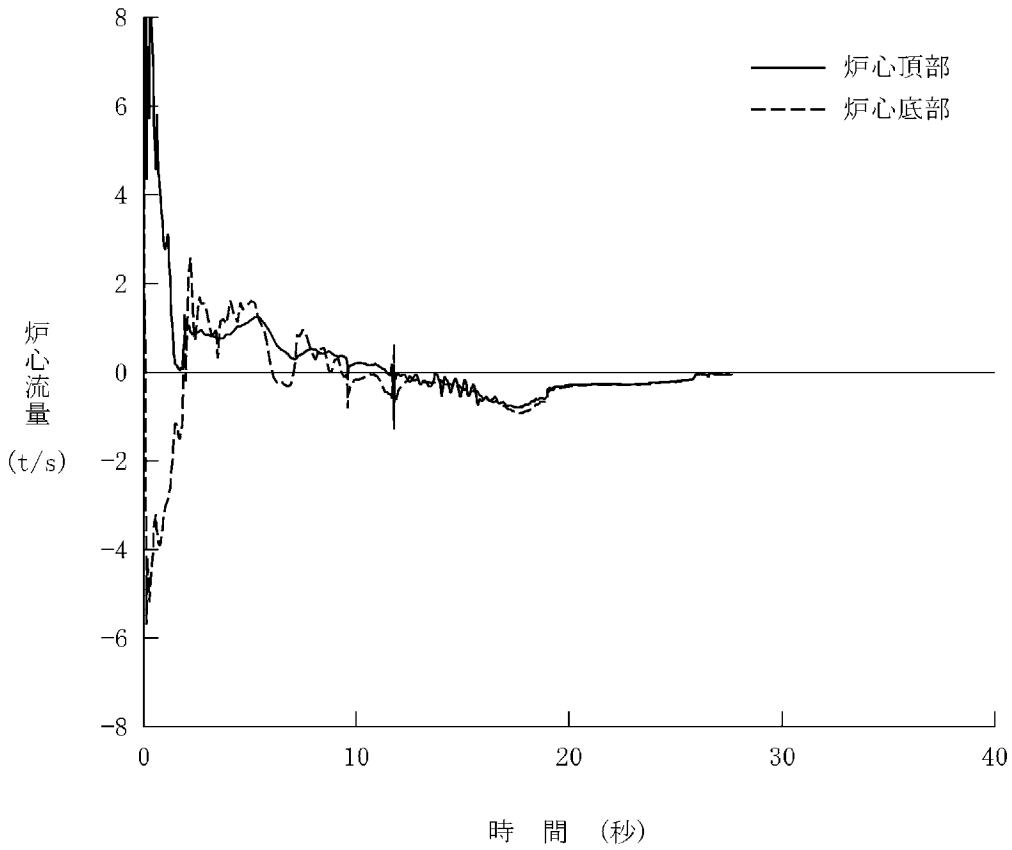
第3.2.1.3図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(3)－低温側配管スプリット破断



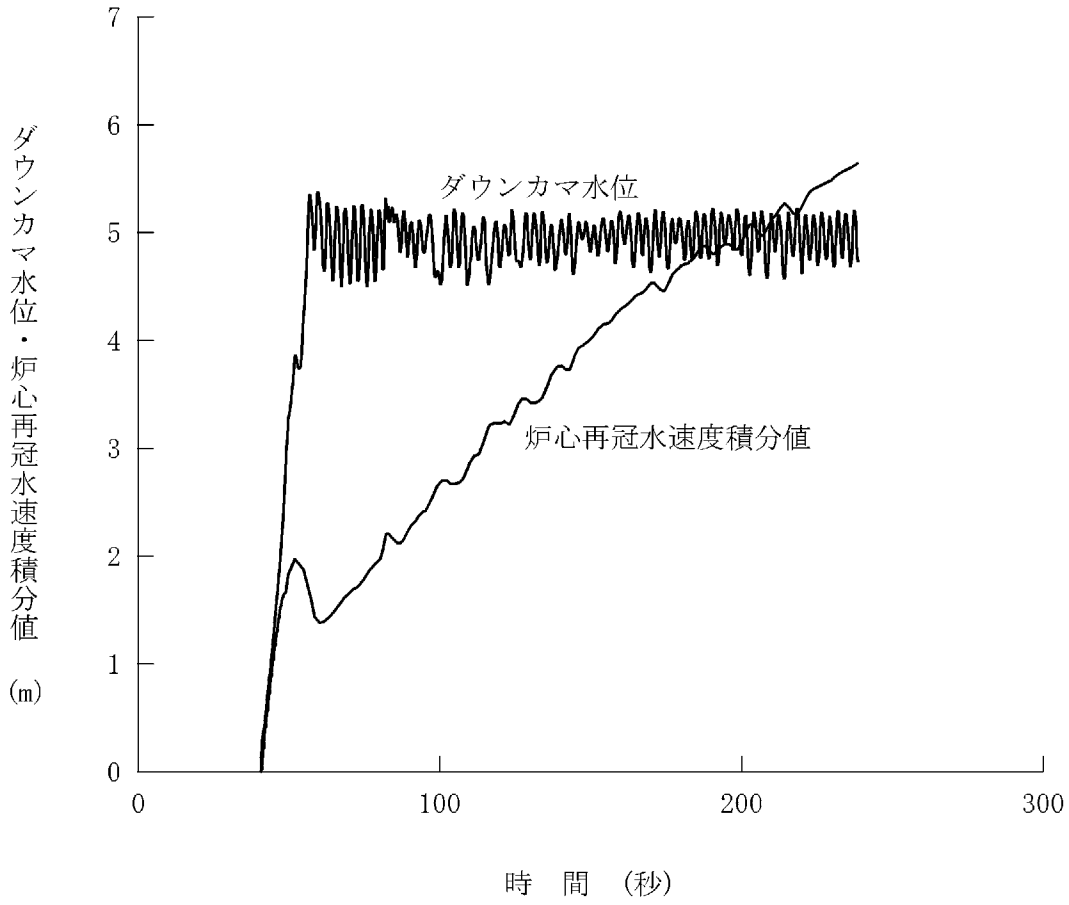


第3.2.1.4図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(4)－低温側配管スプリット破断

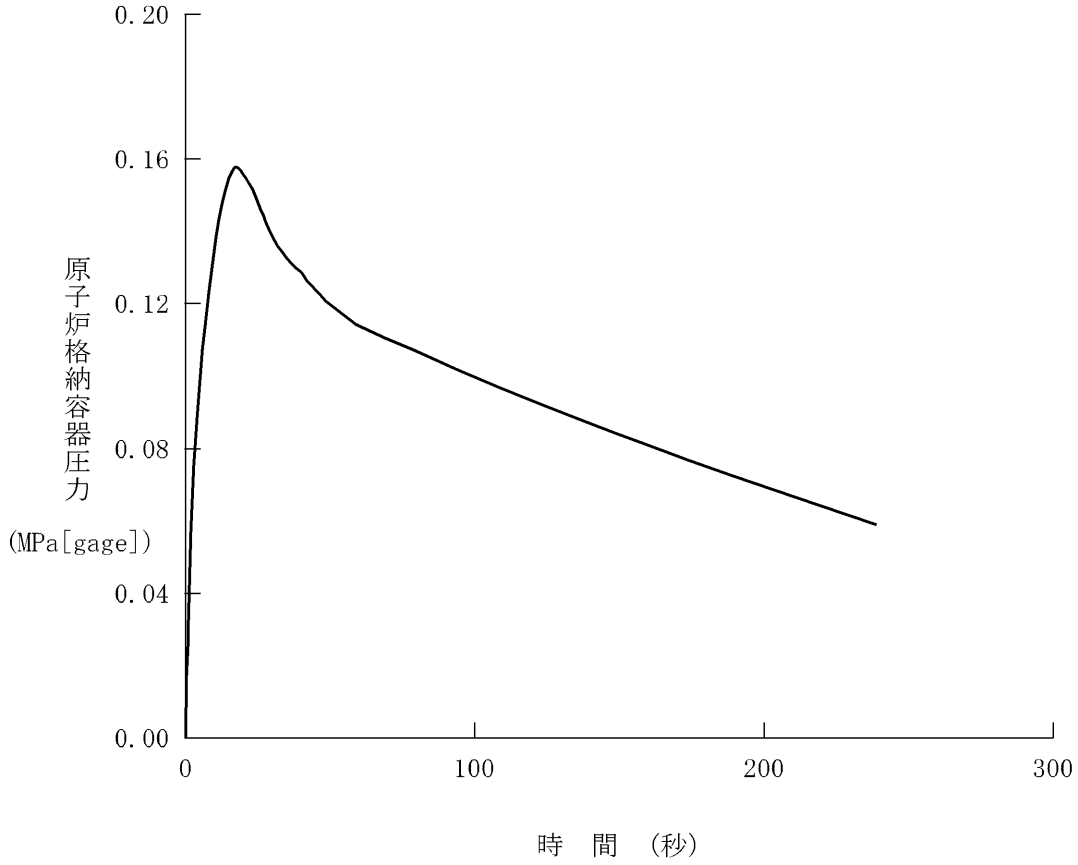




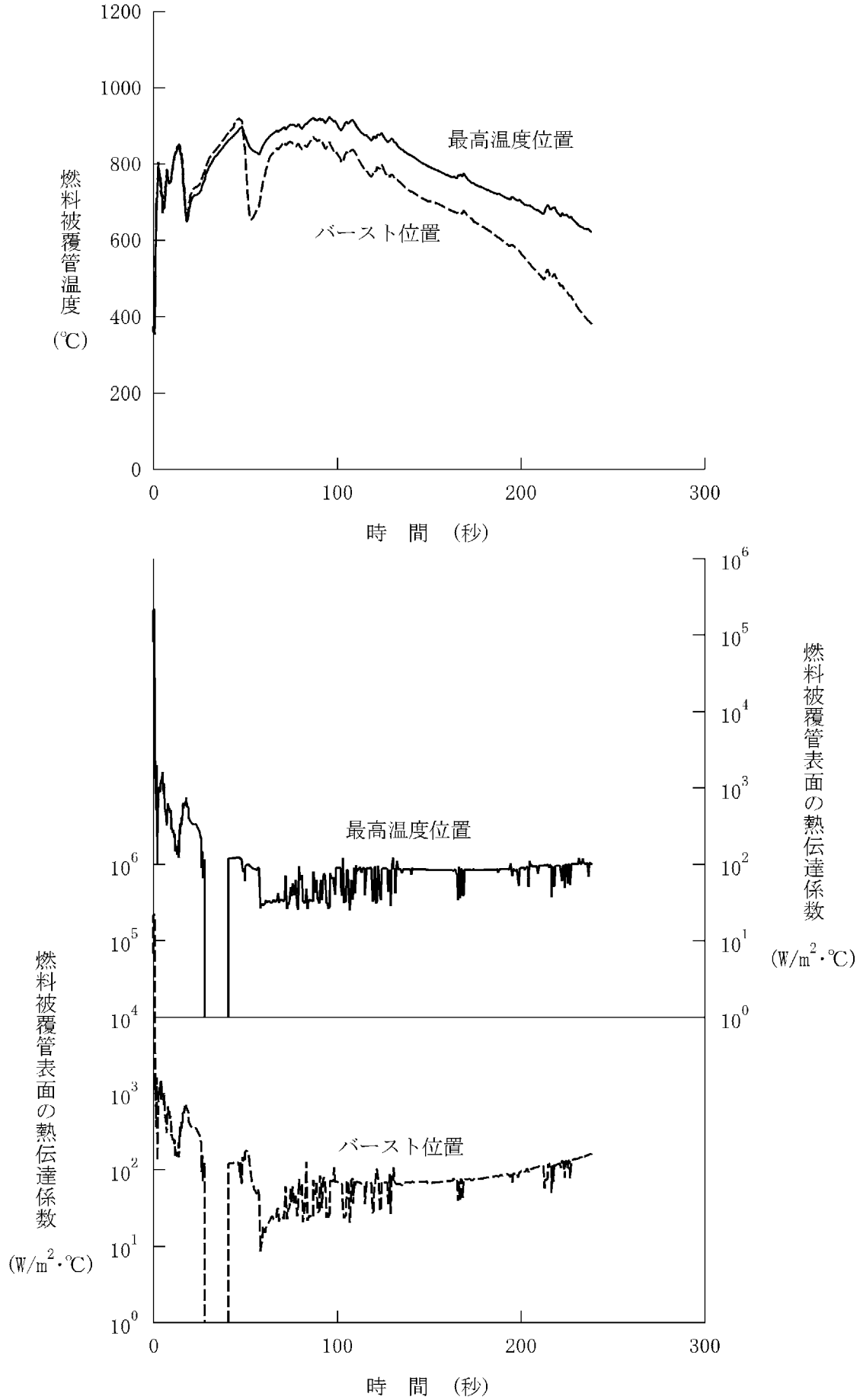
第3.2.1.5図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(5)－低温側配管両端破断



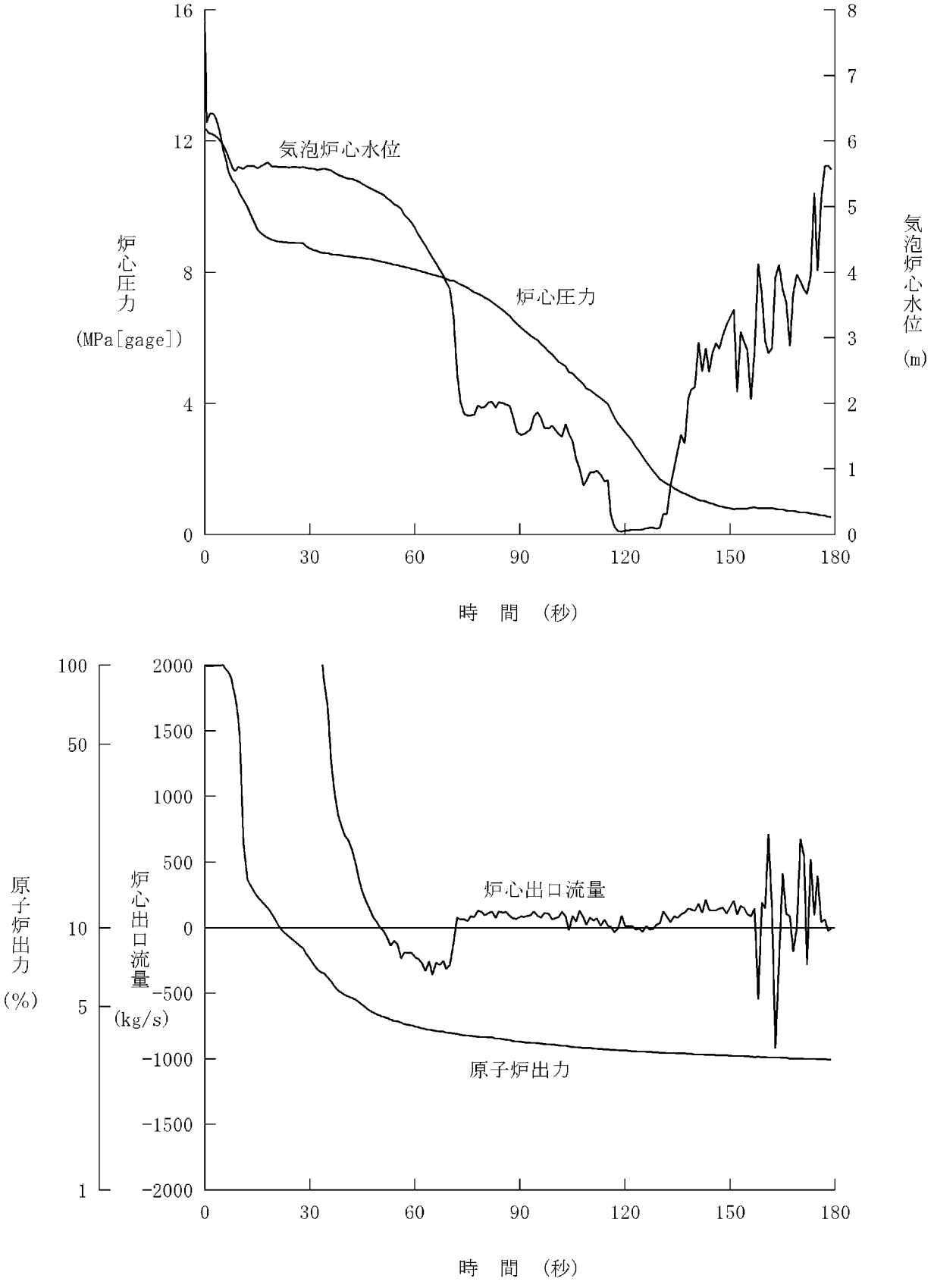
第3.2.1.6図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(6)－低温側配管両端破断



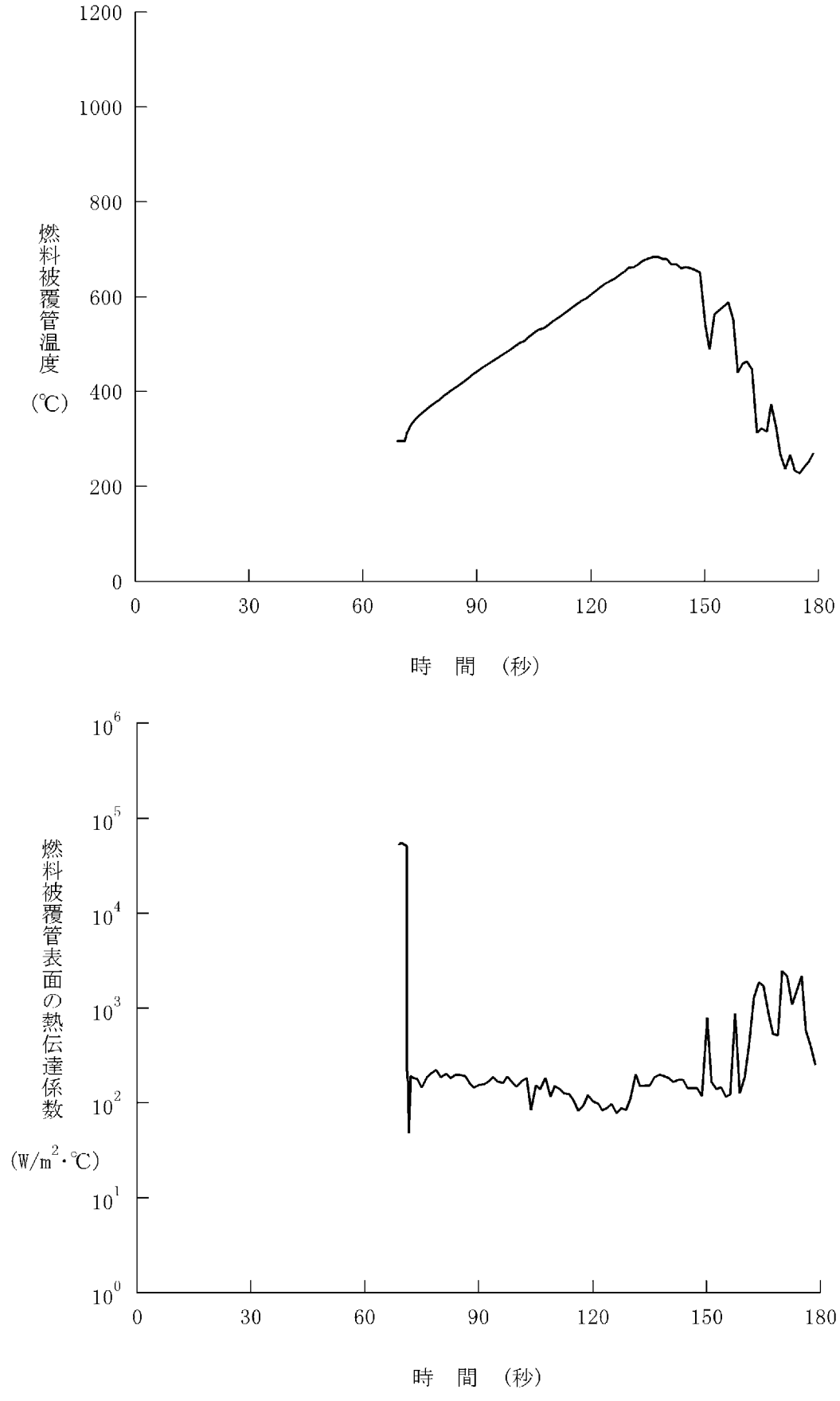
第3.2.1.7図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(7)－低温側配管両端破断



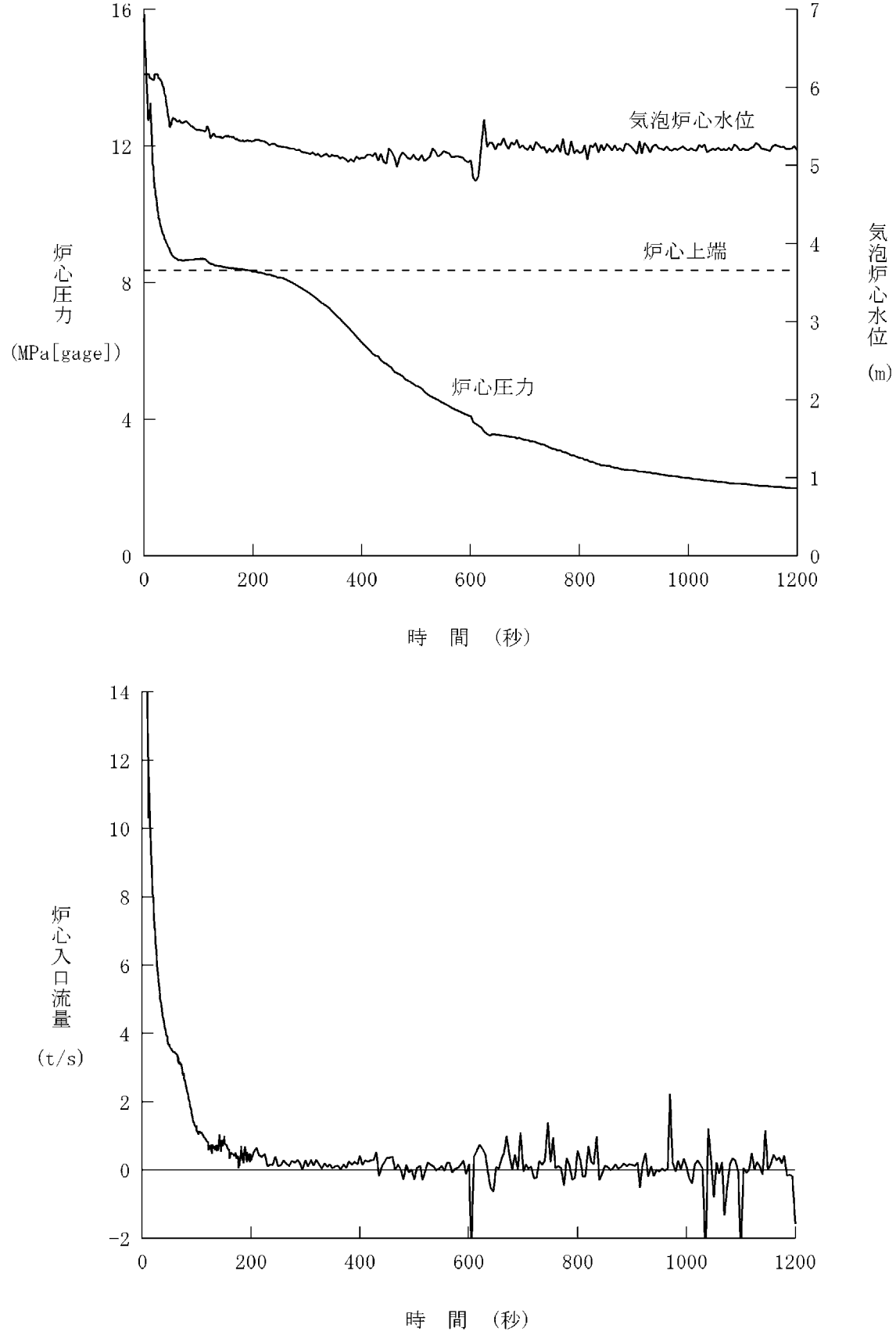
第3.2.1.8図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断(8)－低温側配管両端破断



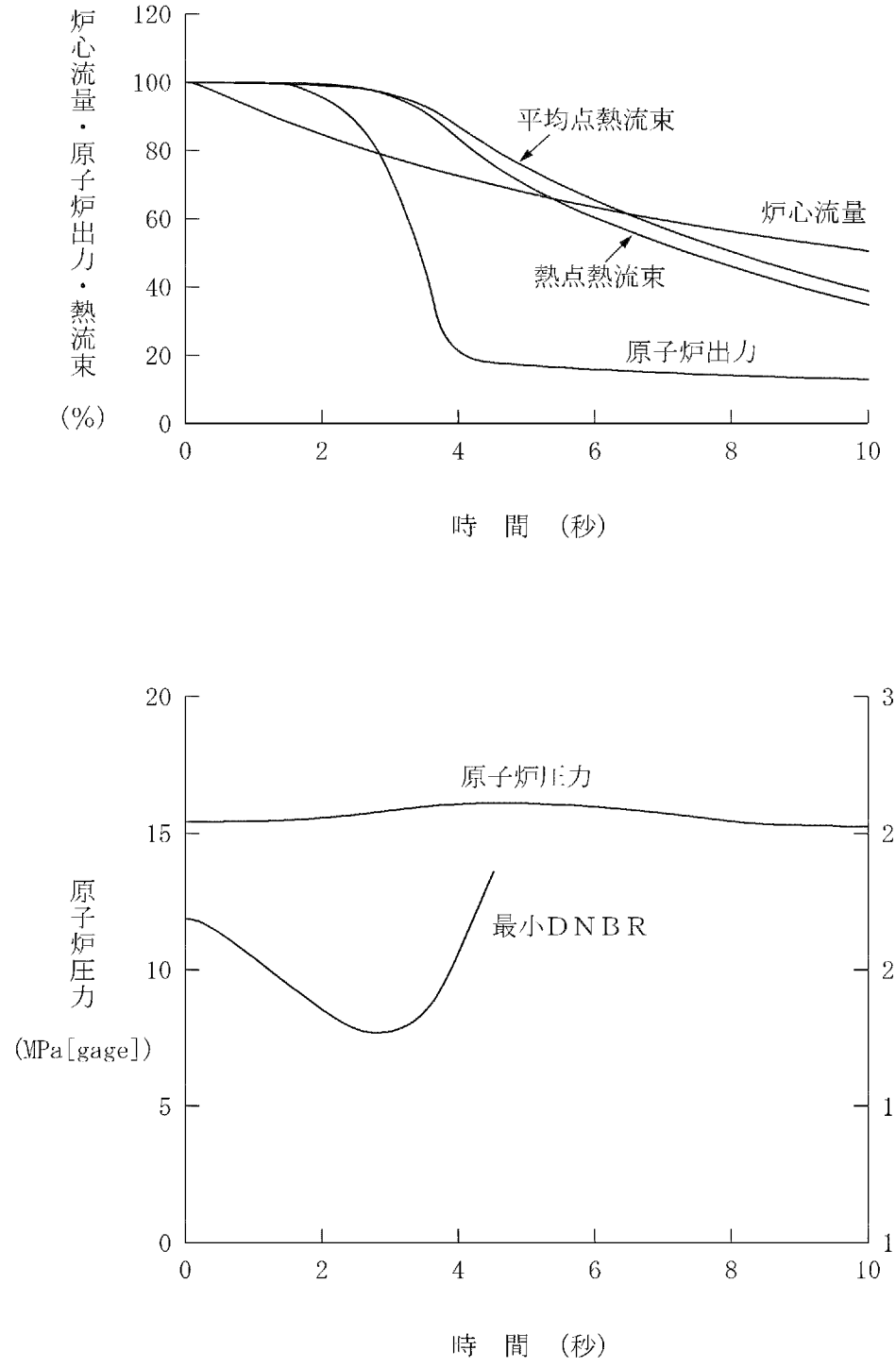
第3.2.1.9図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断(1)－液相部破断



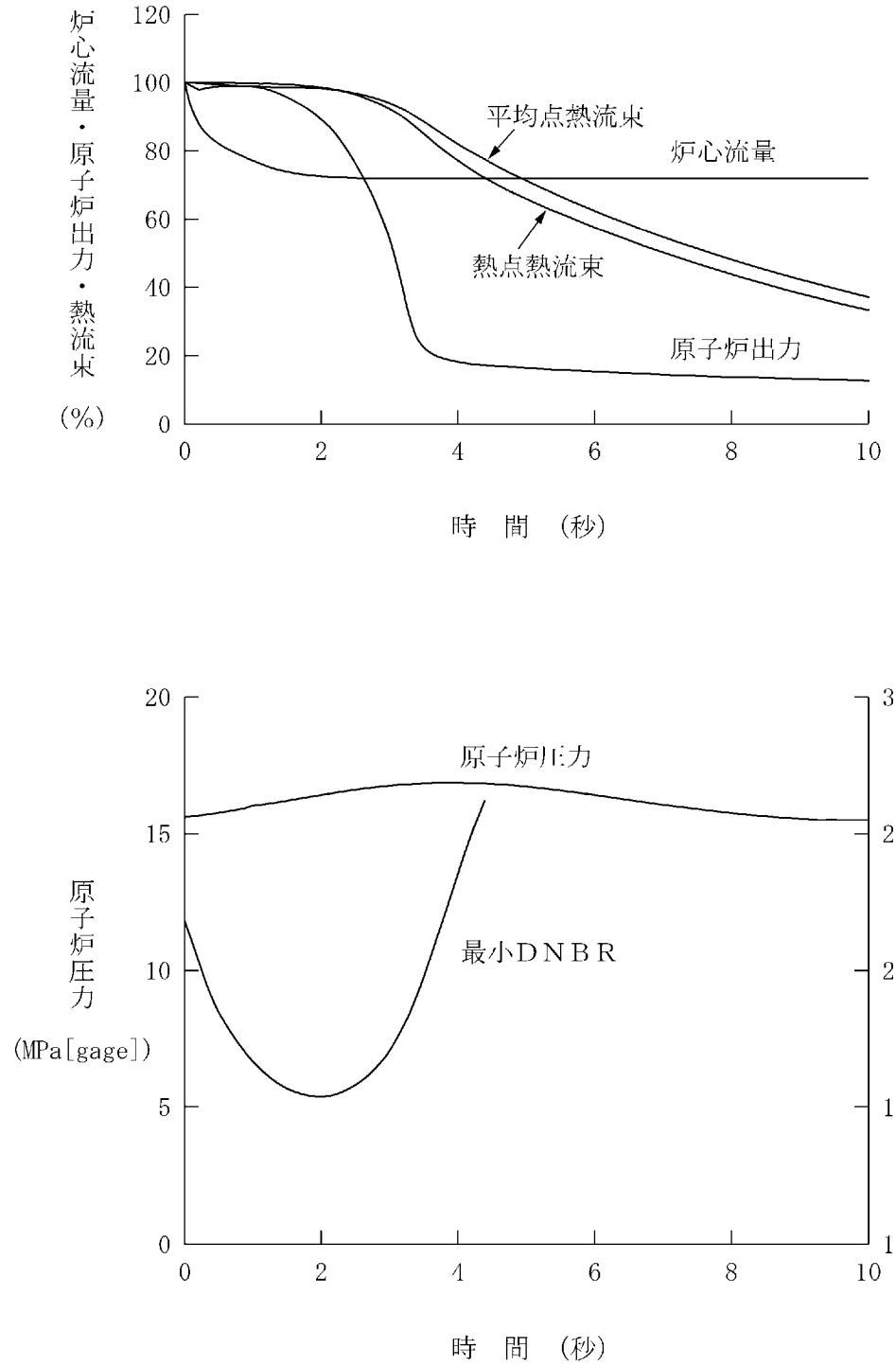
第3.2.1.10図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断(2)－液相部破断



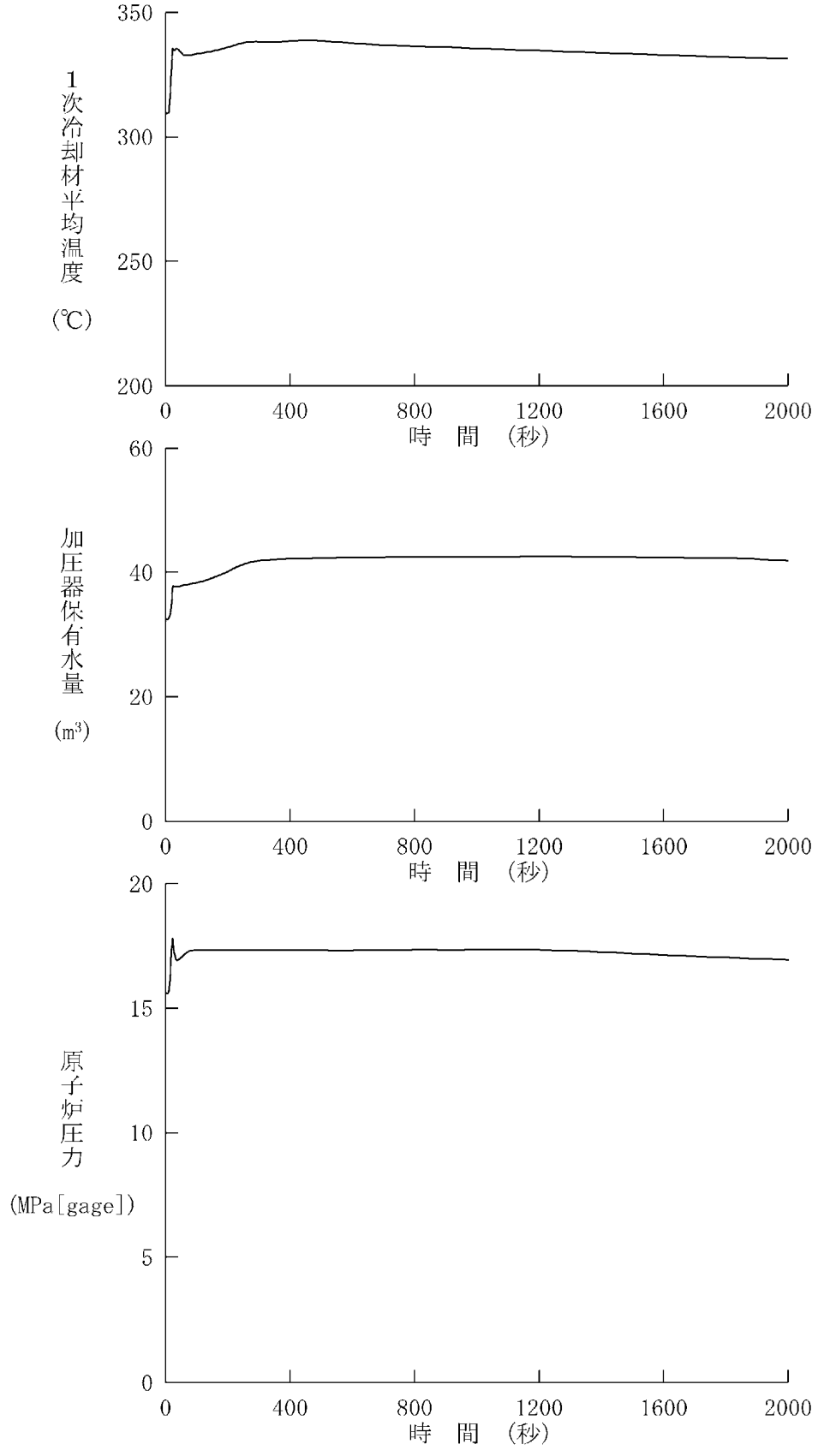
第3.2.1.11図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断(3)－気相部破断



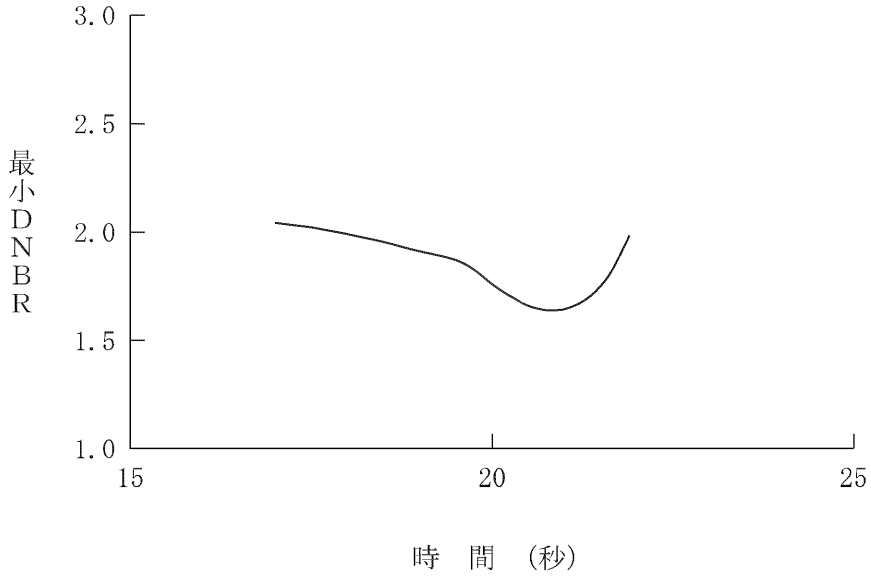
第3.2.2.1図　原子炉冷却材流量の喪失



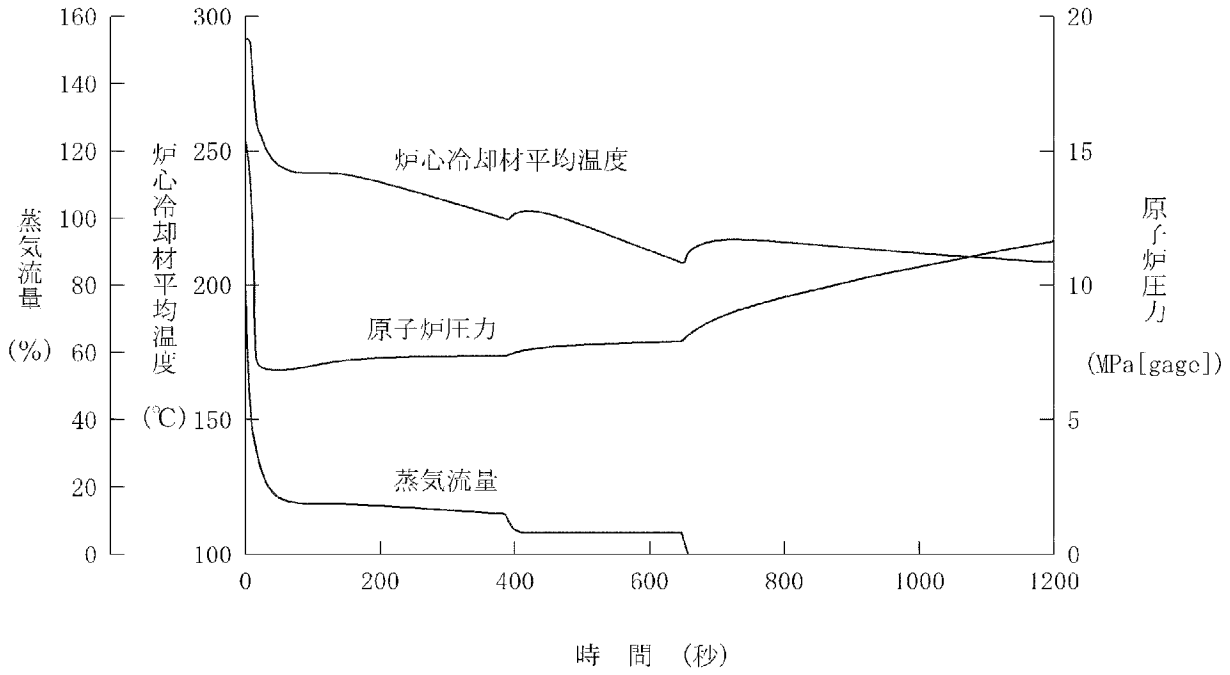
第3.2.3.1図　原子炉冷却材ポンプの軸固着

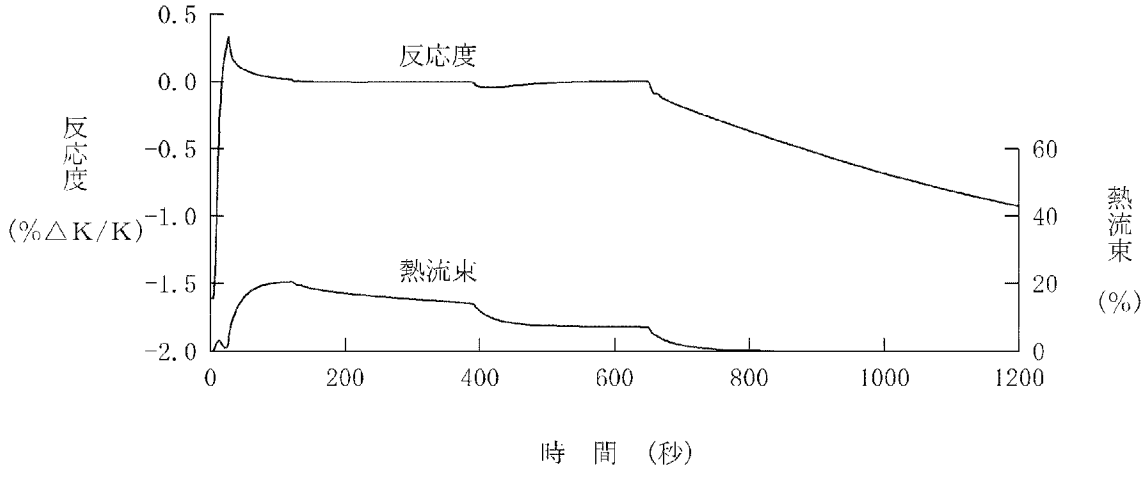


第3.2.4.1図　主給水管破断(1)

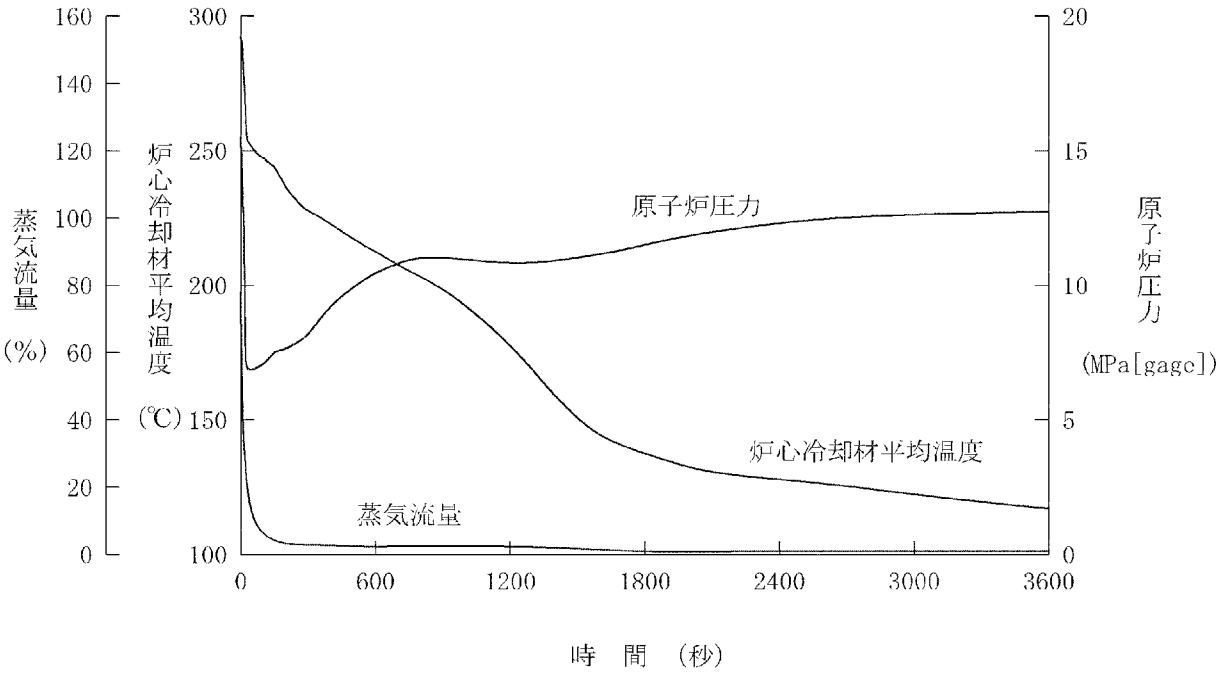


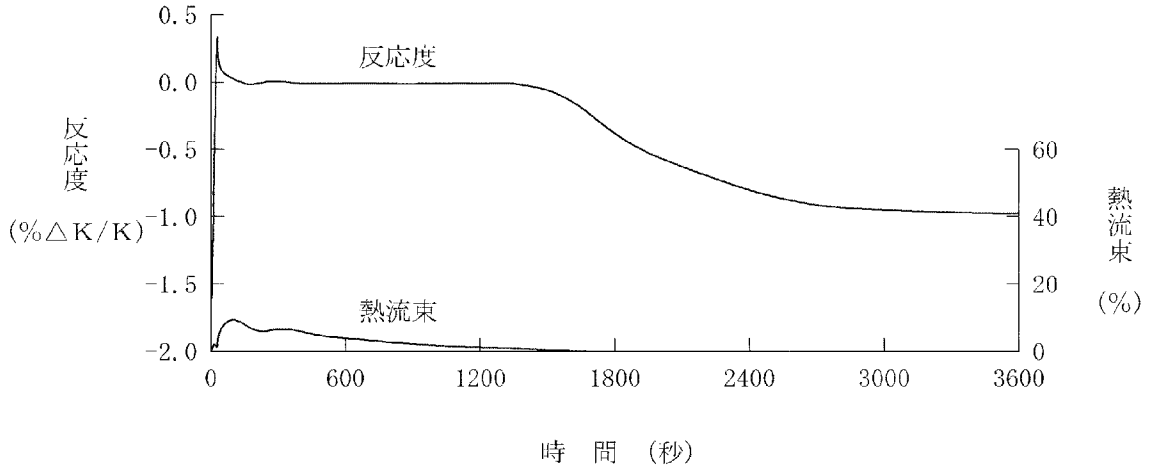
第3.2.4.2図　主給水管破断(2)



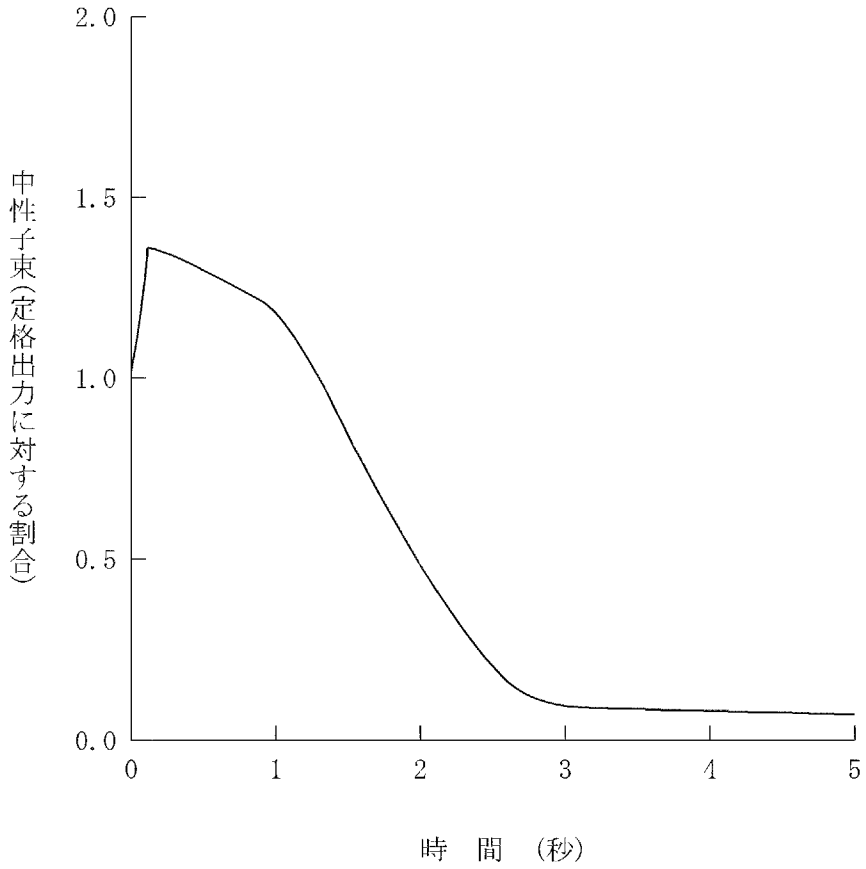


第3.2.5.1図　主蒸気管破断－ケースＡ（外部電源あり）

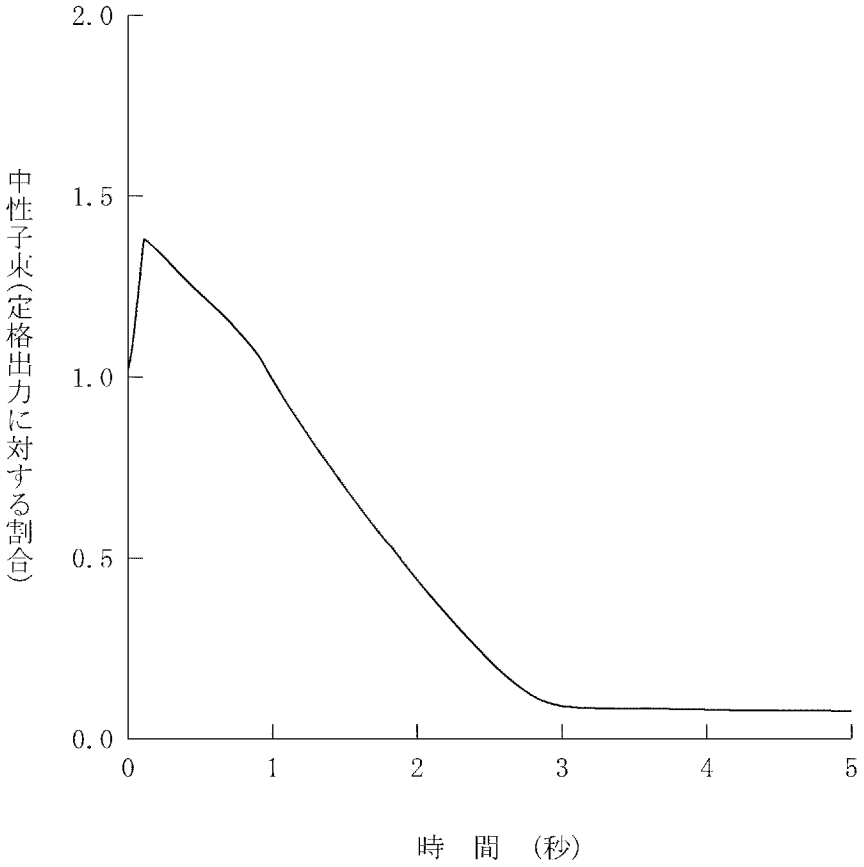




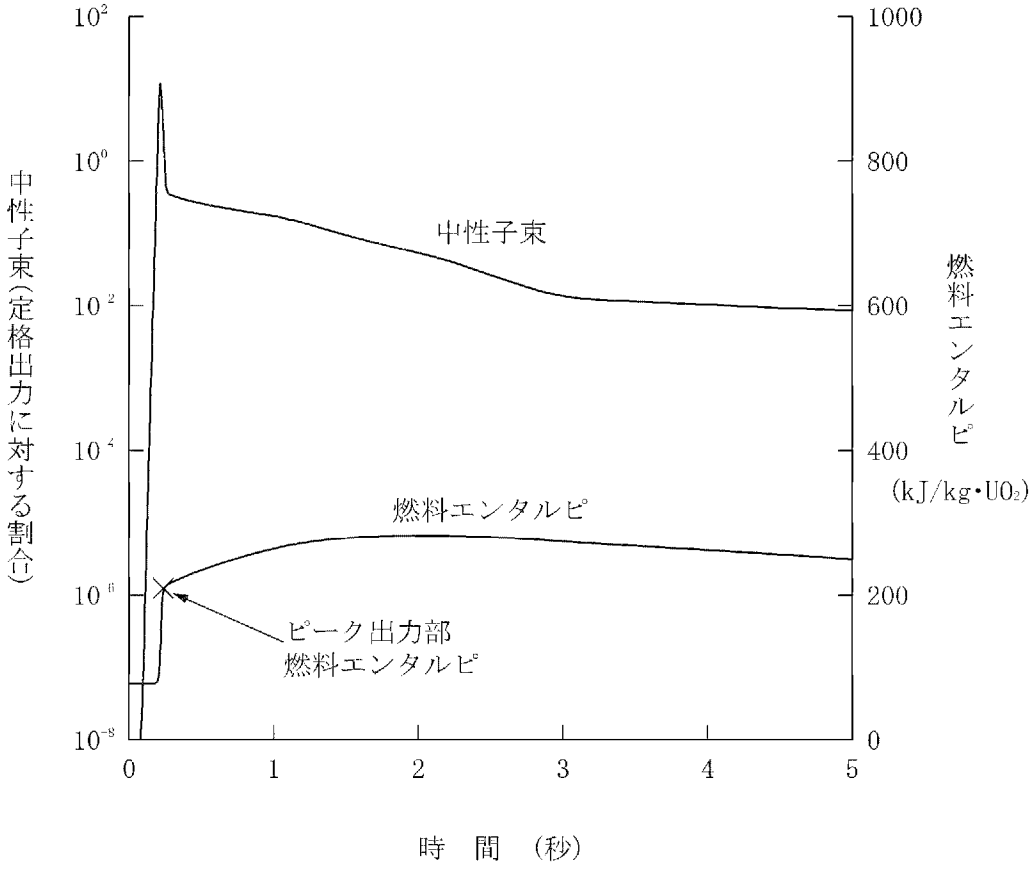
第3.2.5.2図　主蒸気管破断－ケースＢ（外部電源なし）



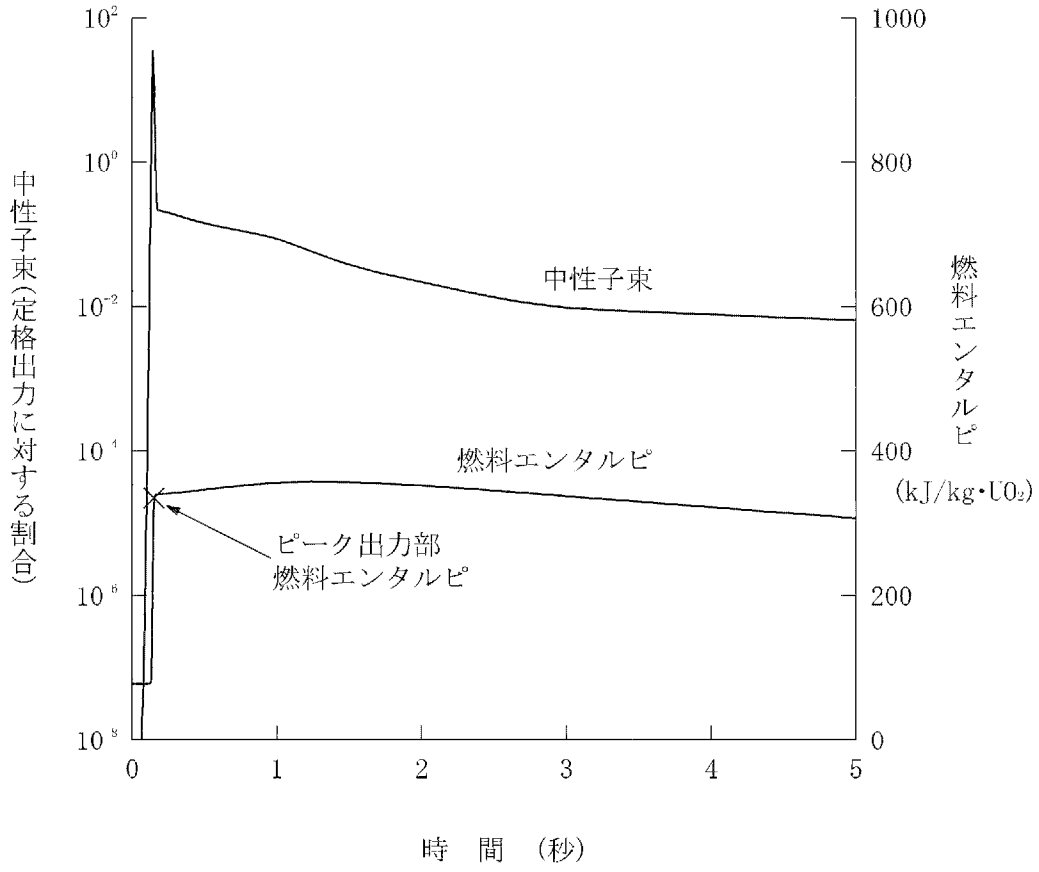
第3.3.1.1図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



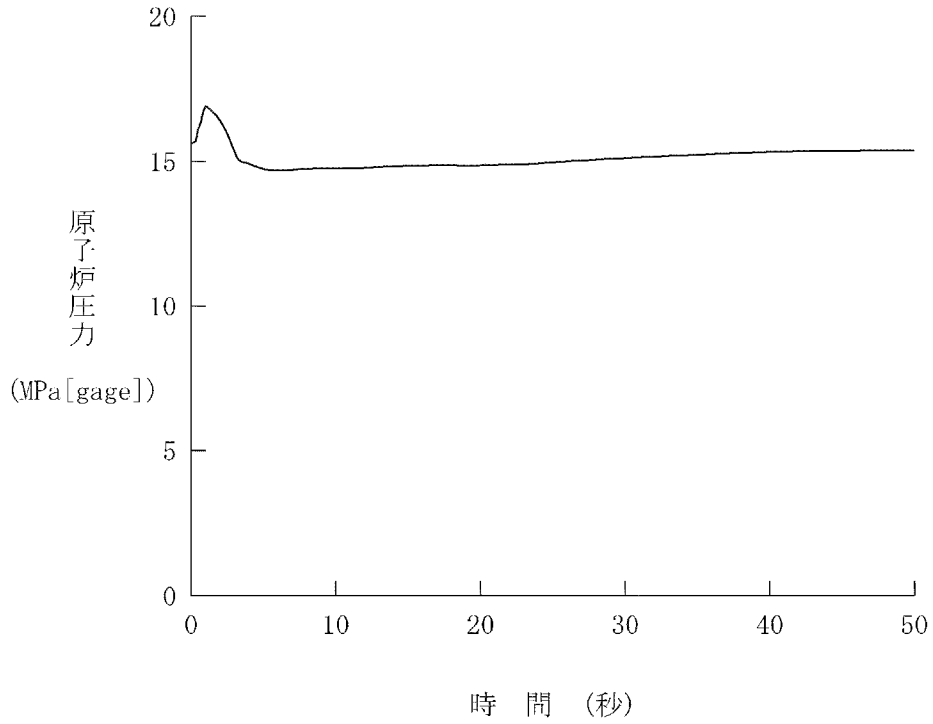
第3.3.1.2図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



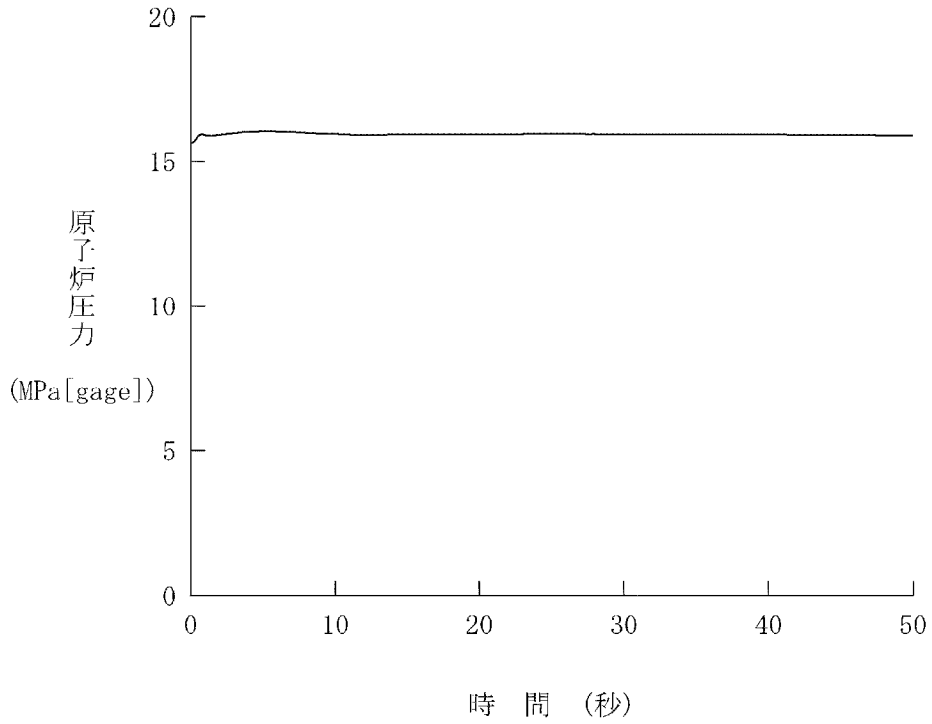
第3.3.1.3図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



第3.3.1.4図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力

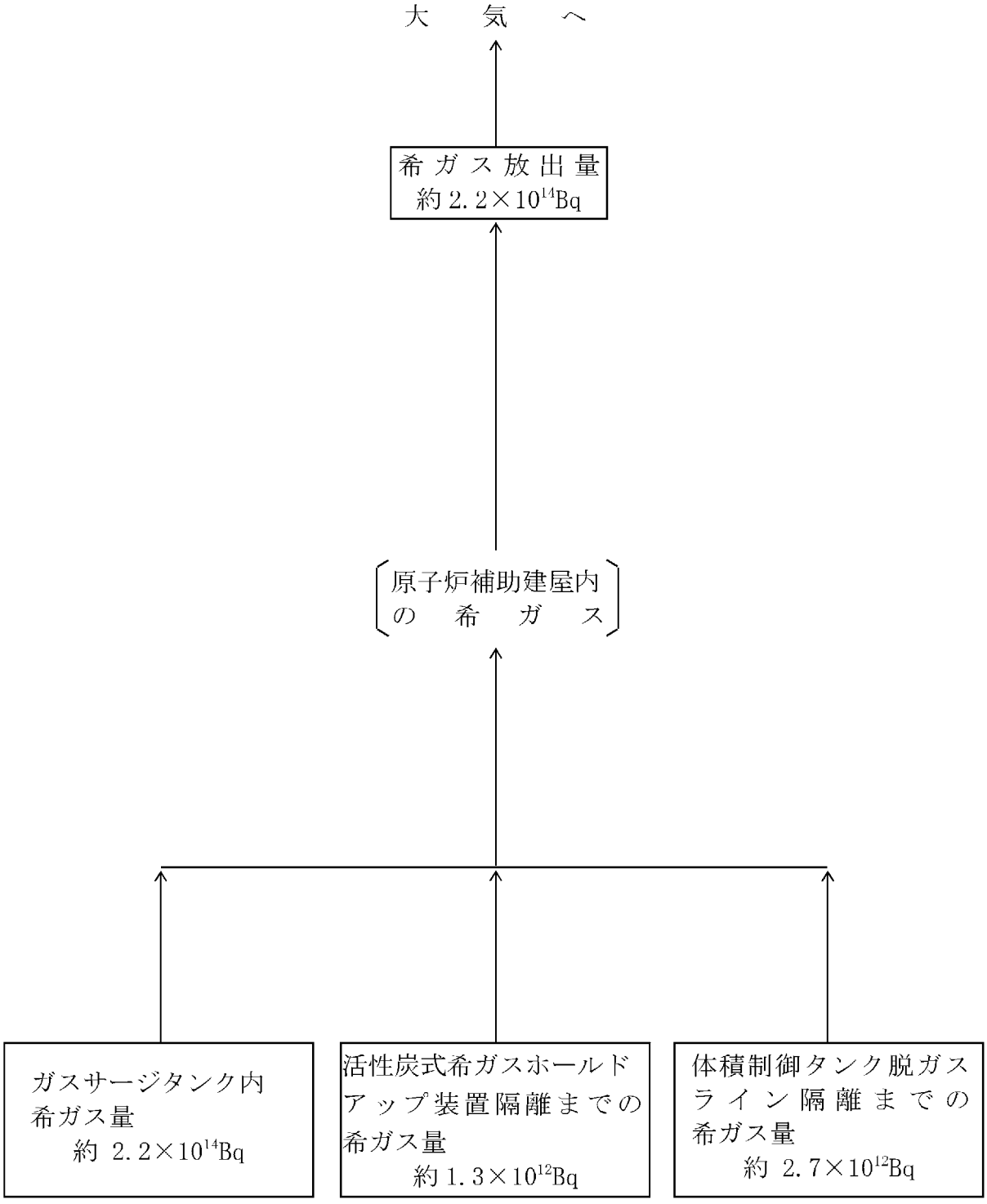


第3.3.1.5図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力ー圧力解析

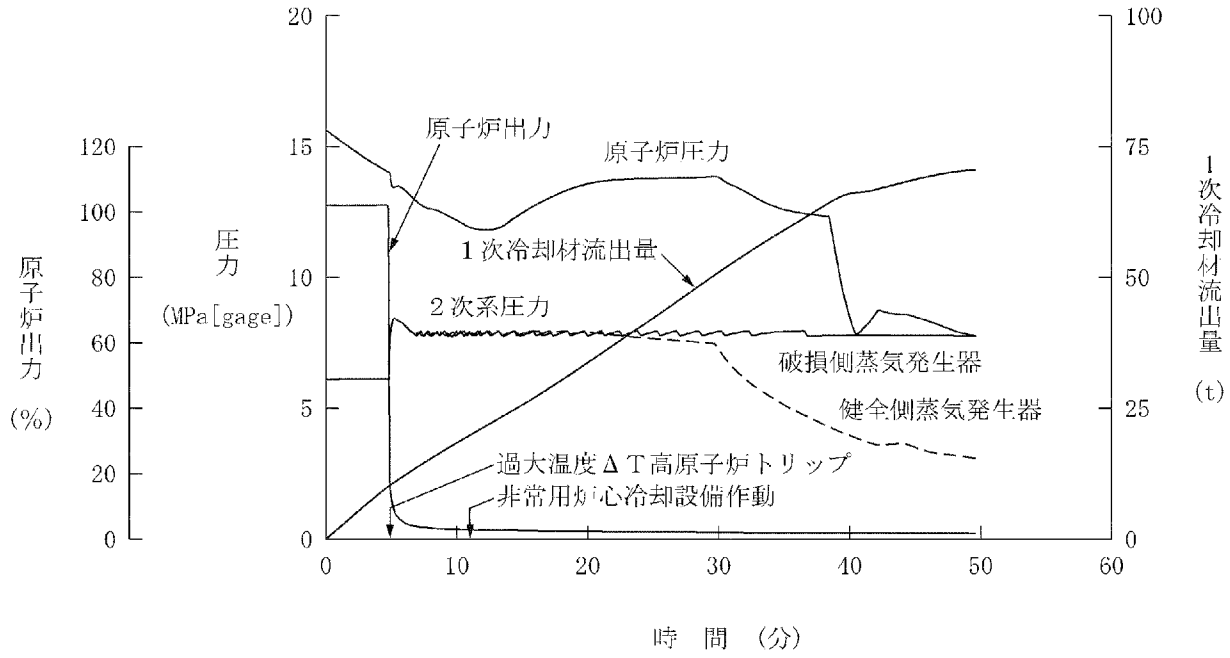


第3.3.1.6図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力ー圧力解析

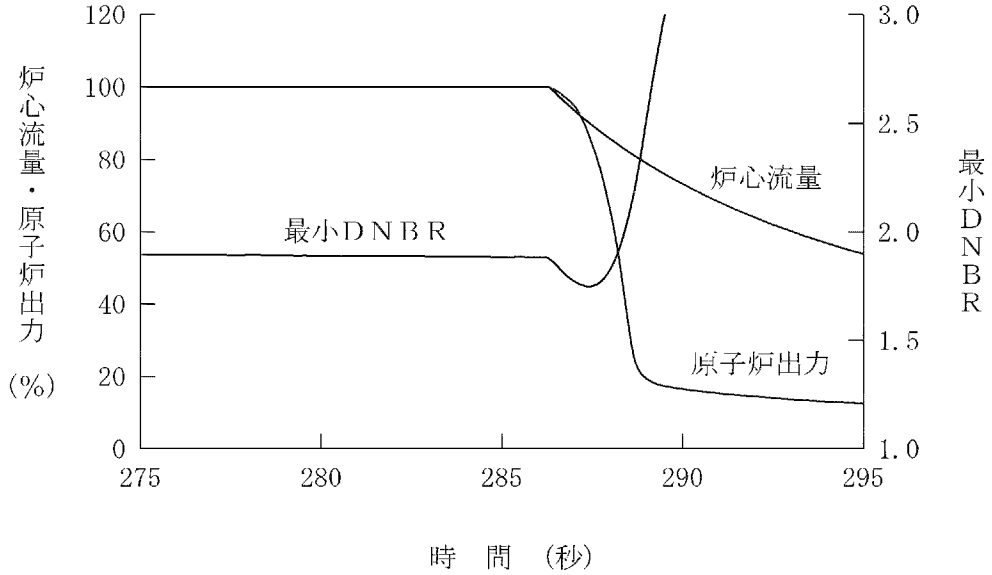
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



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

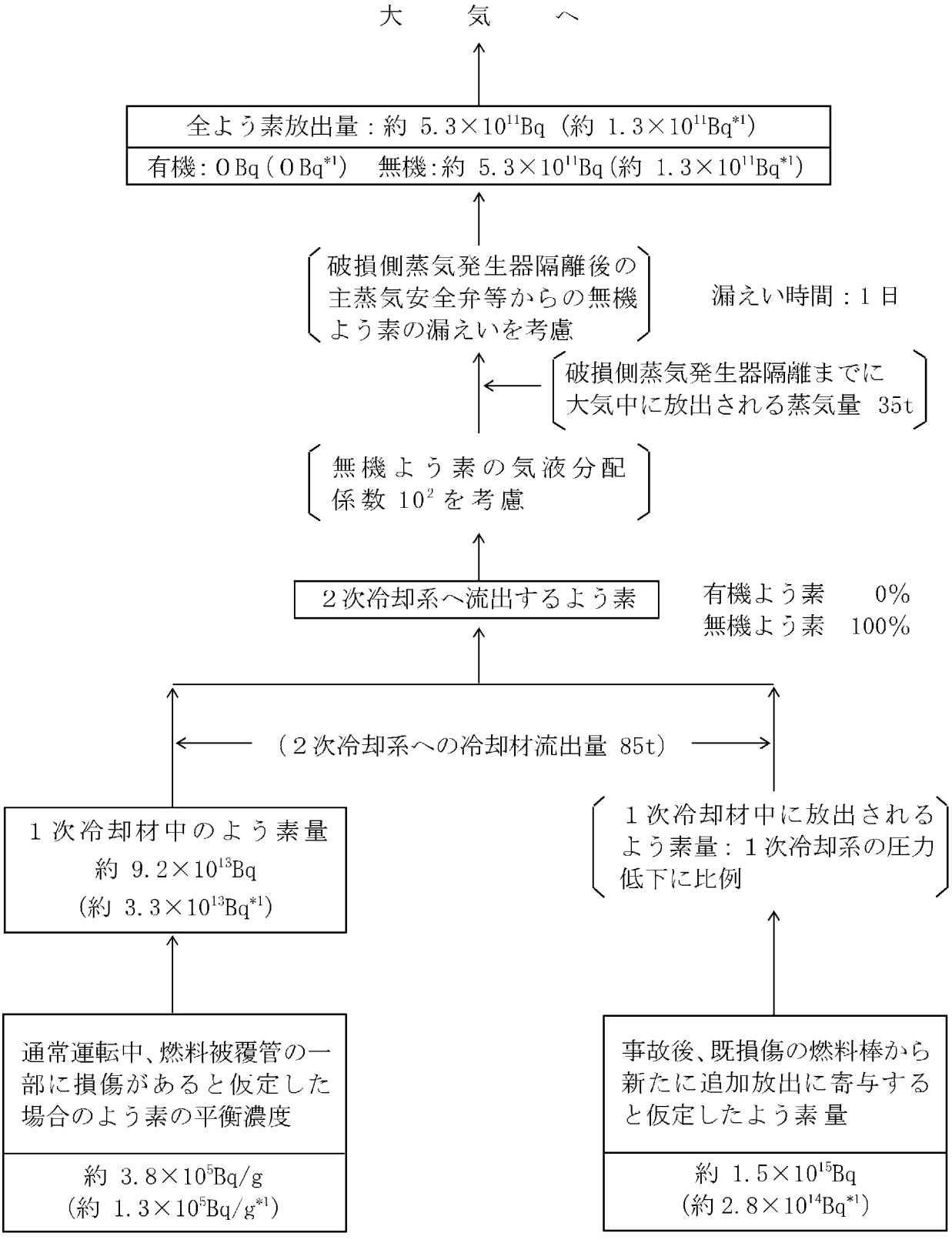


第3.4.2.1図　蒸気発生器伝熱管破損(1)

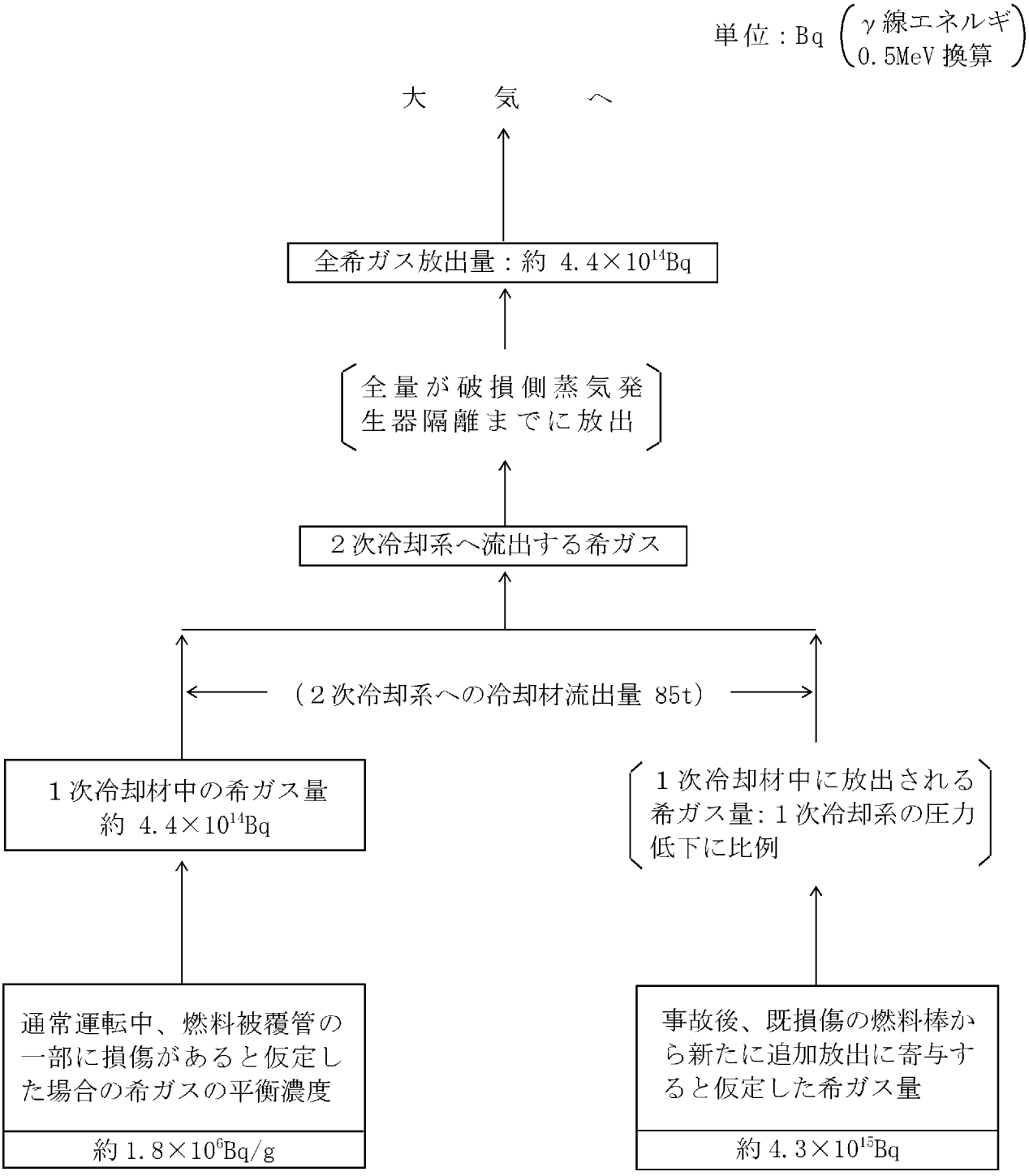


第3.4.2.2図　蒸気発生器伝熱管破損(2)

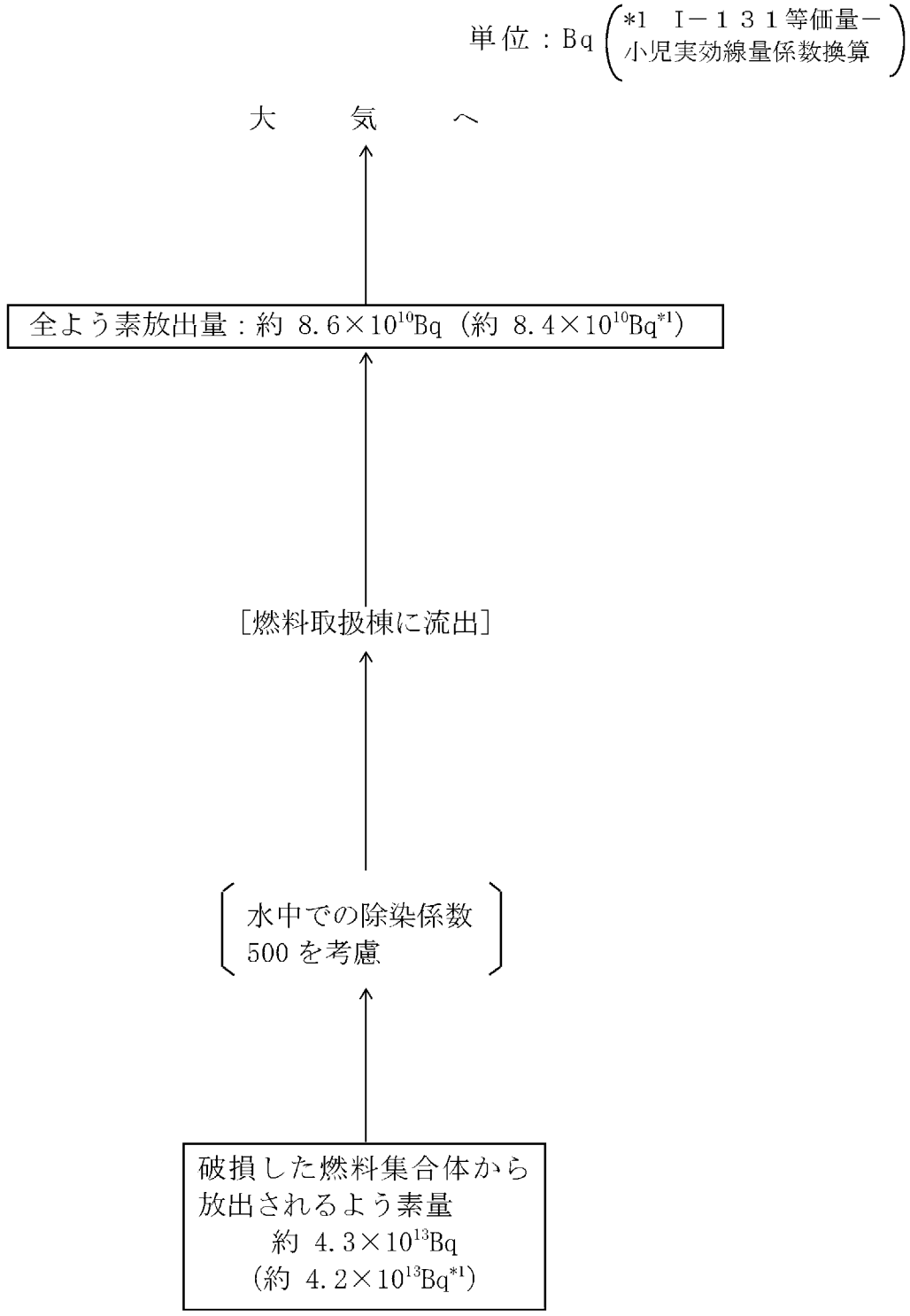
単位：Bq　(*1　I－１３１等価量－小児実効線量係数換算)



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

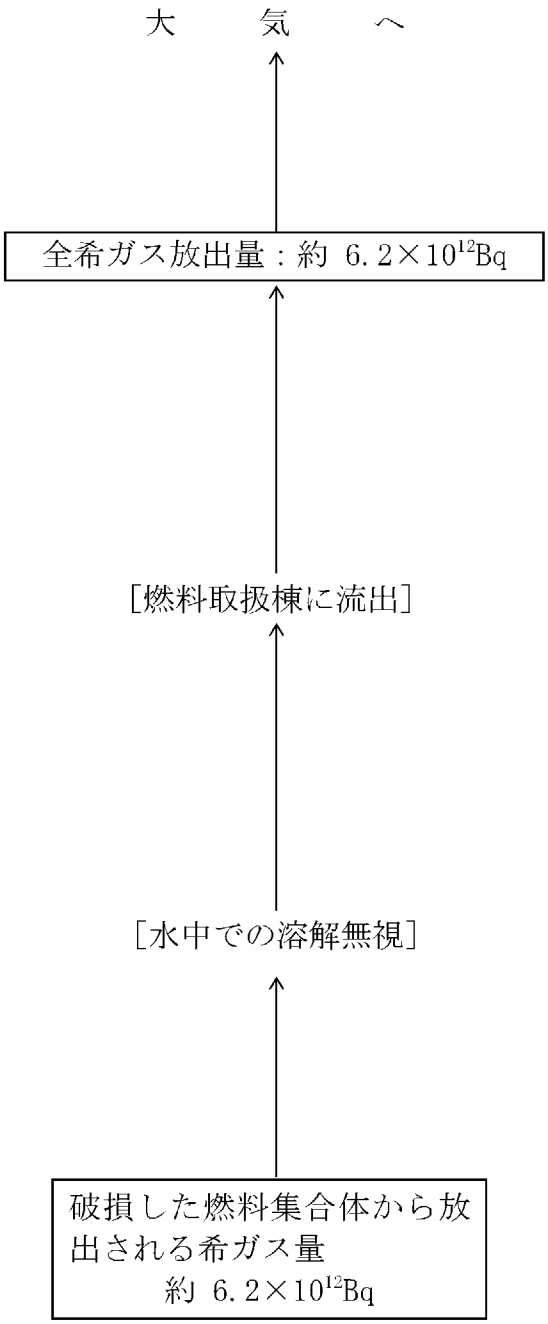


第3.4.2.4図　蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程

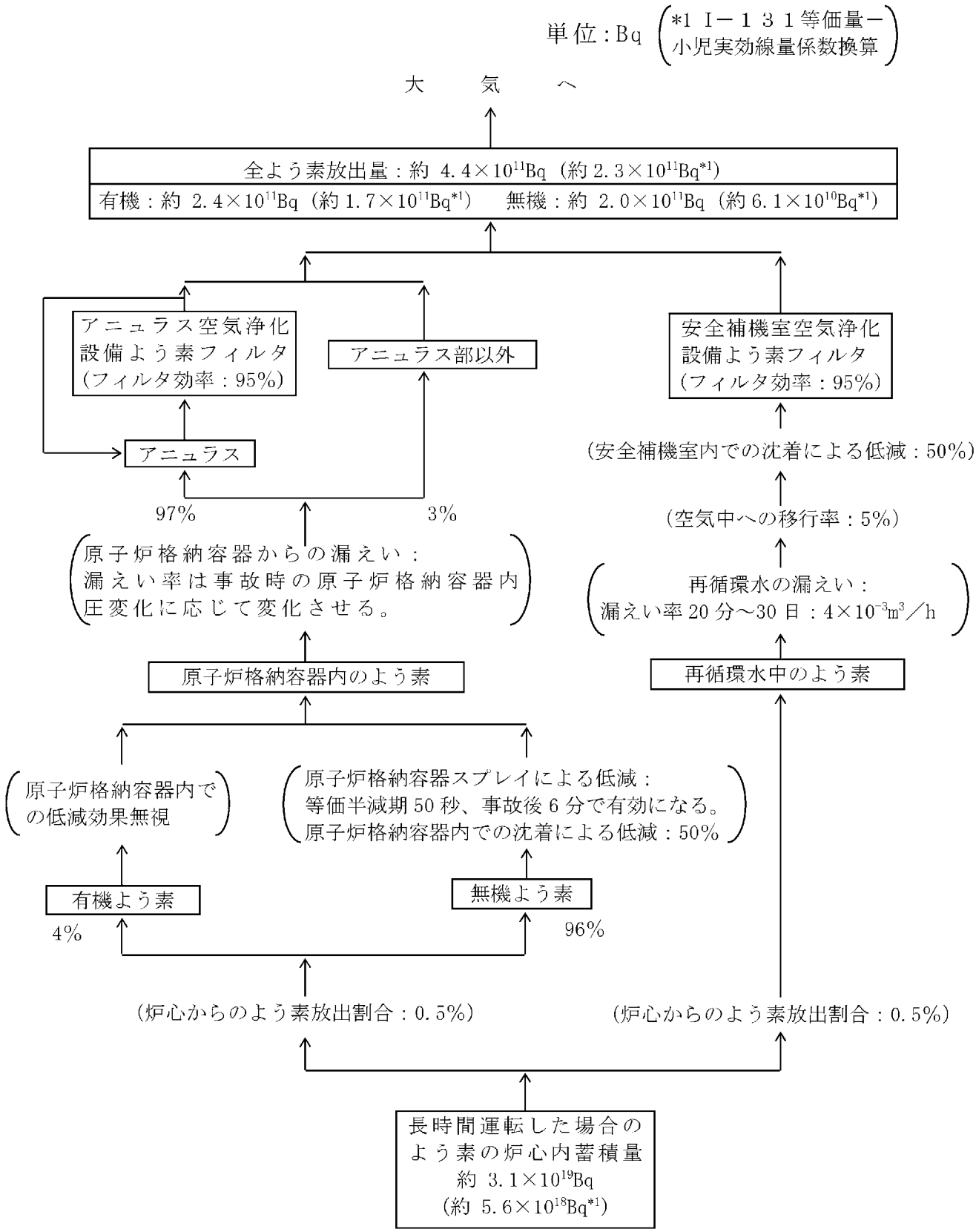


第3.4.3.1図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

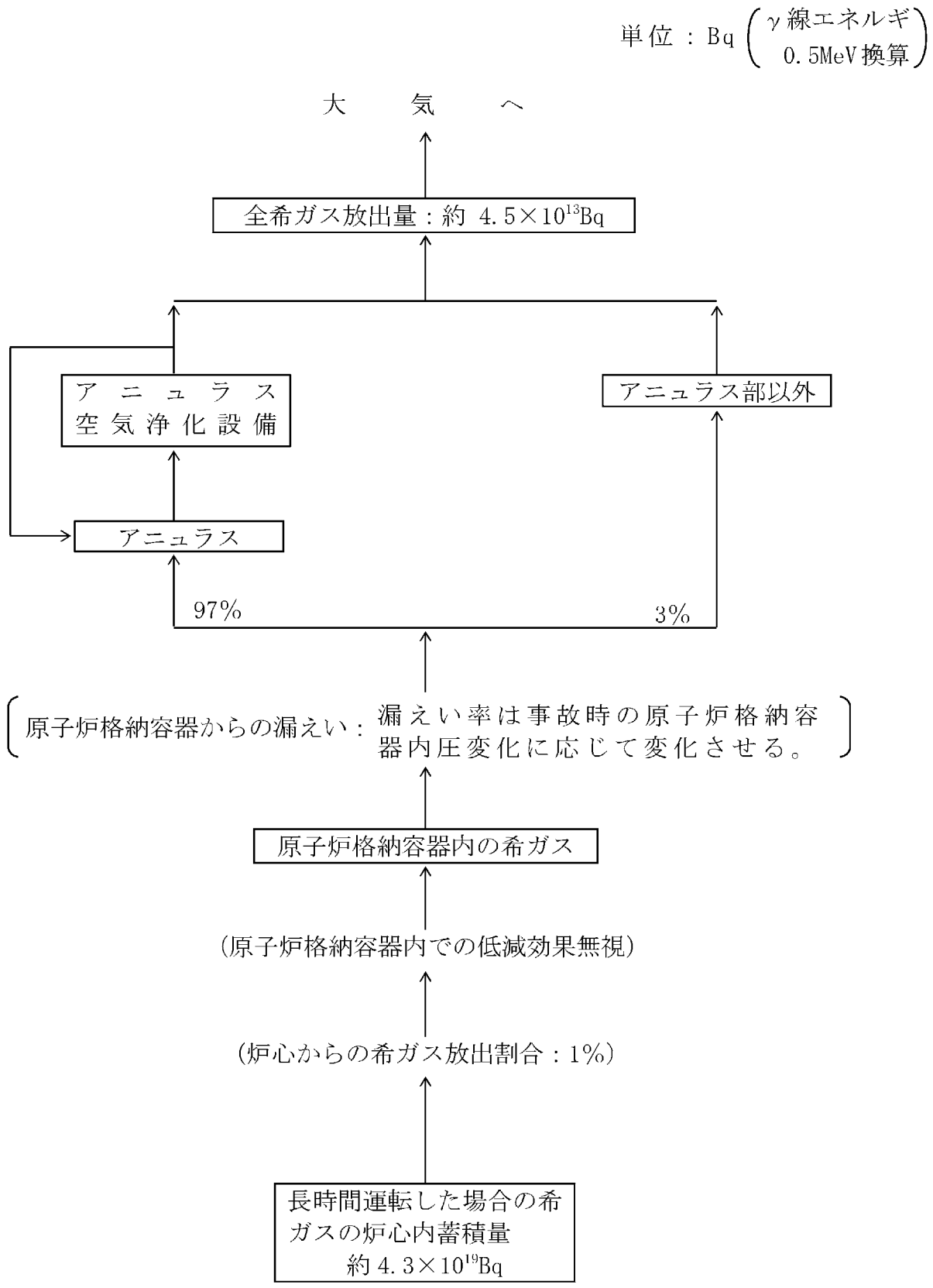
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV換算）



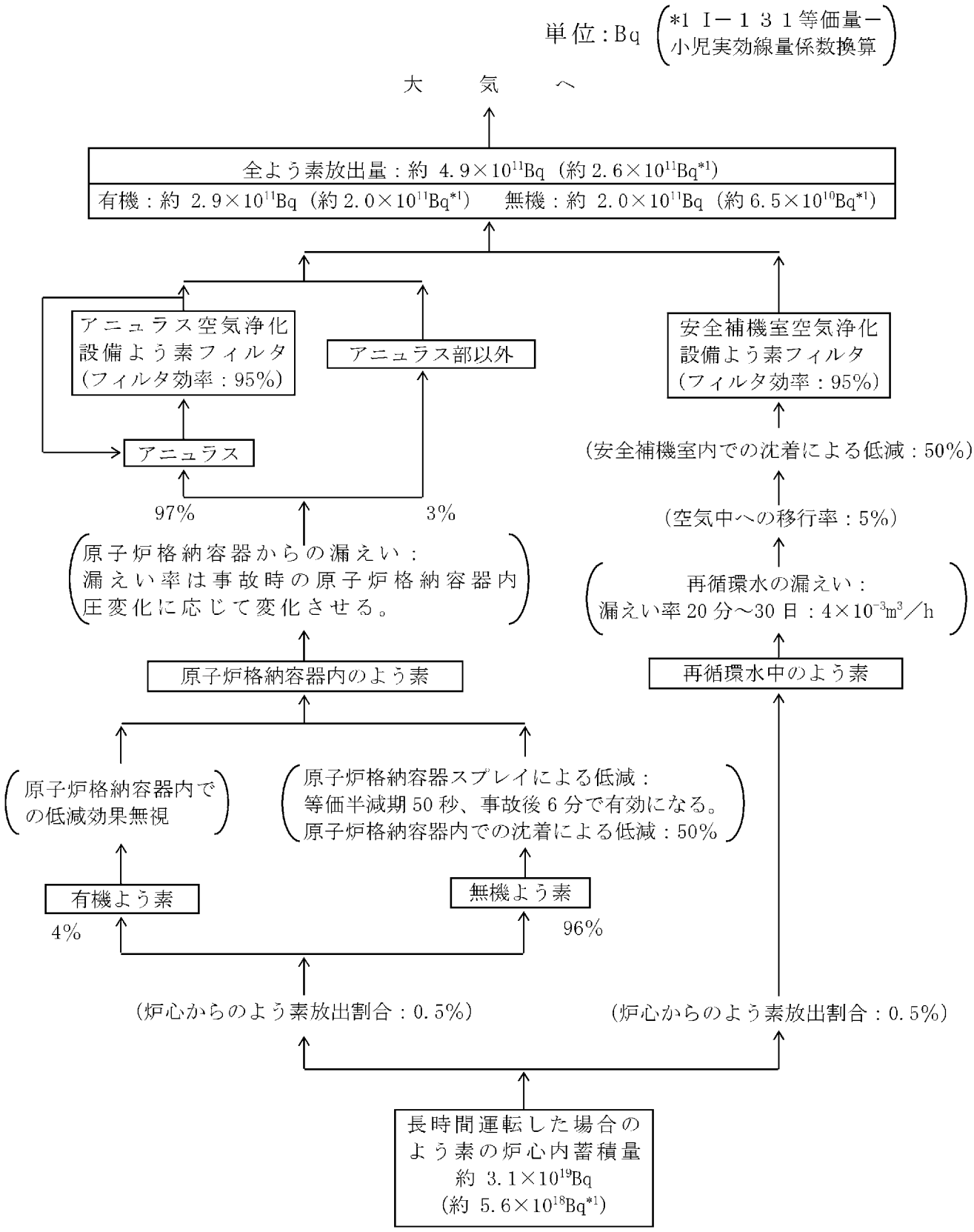
第3.4.3.2図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程



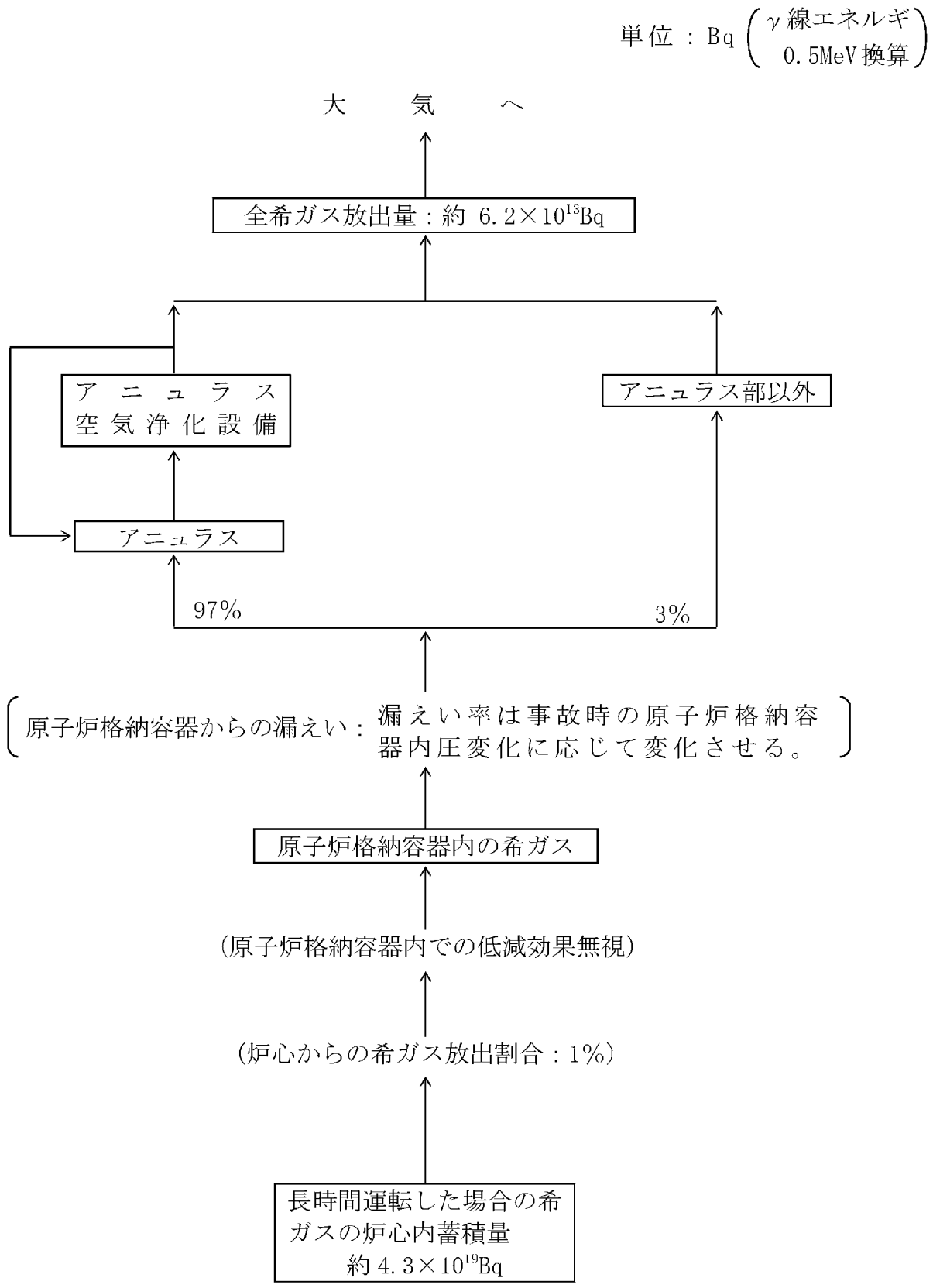
第3.4.4.1図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程
－動的機器の単一故障



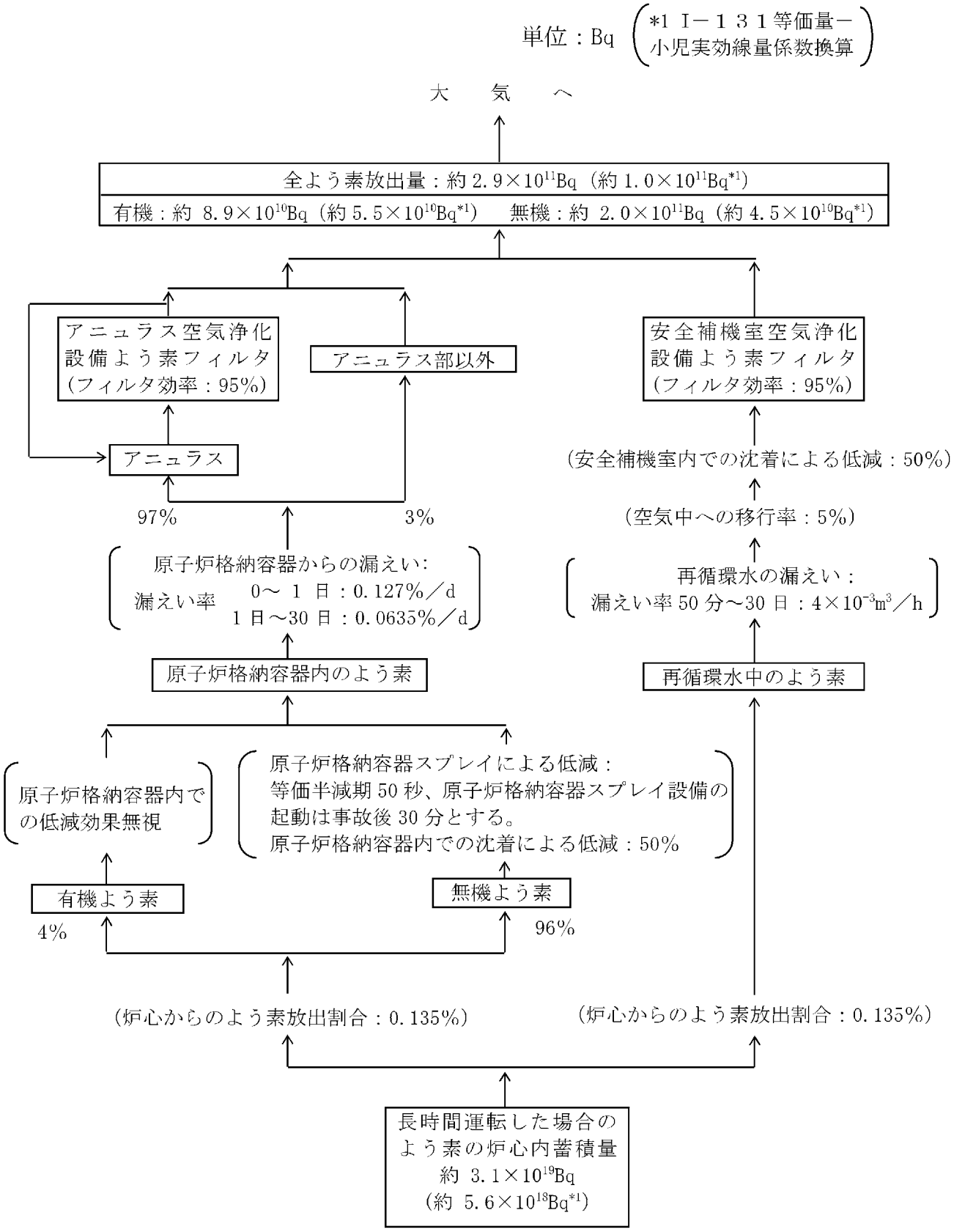
第 3.4.4.2 図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程
－動的機器の単一故障



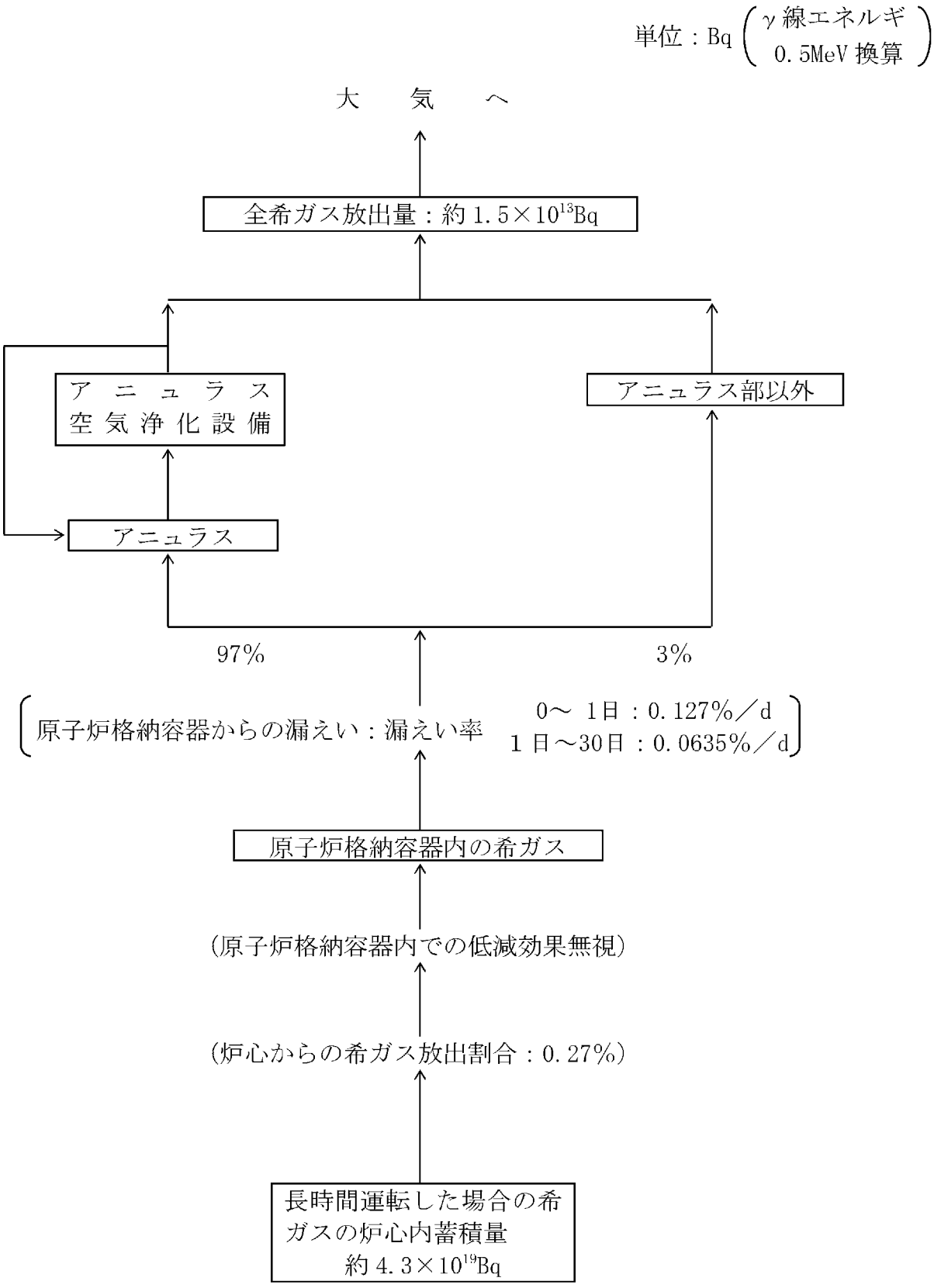
第3.4.4.3図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程
－静的機器の単一故障



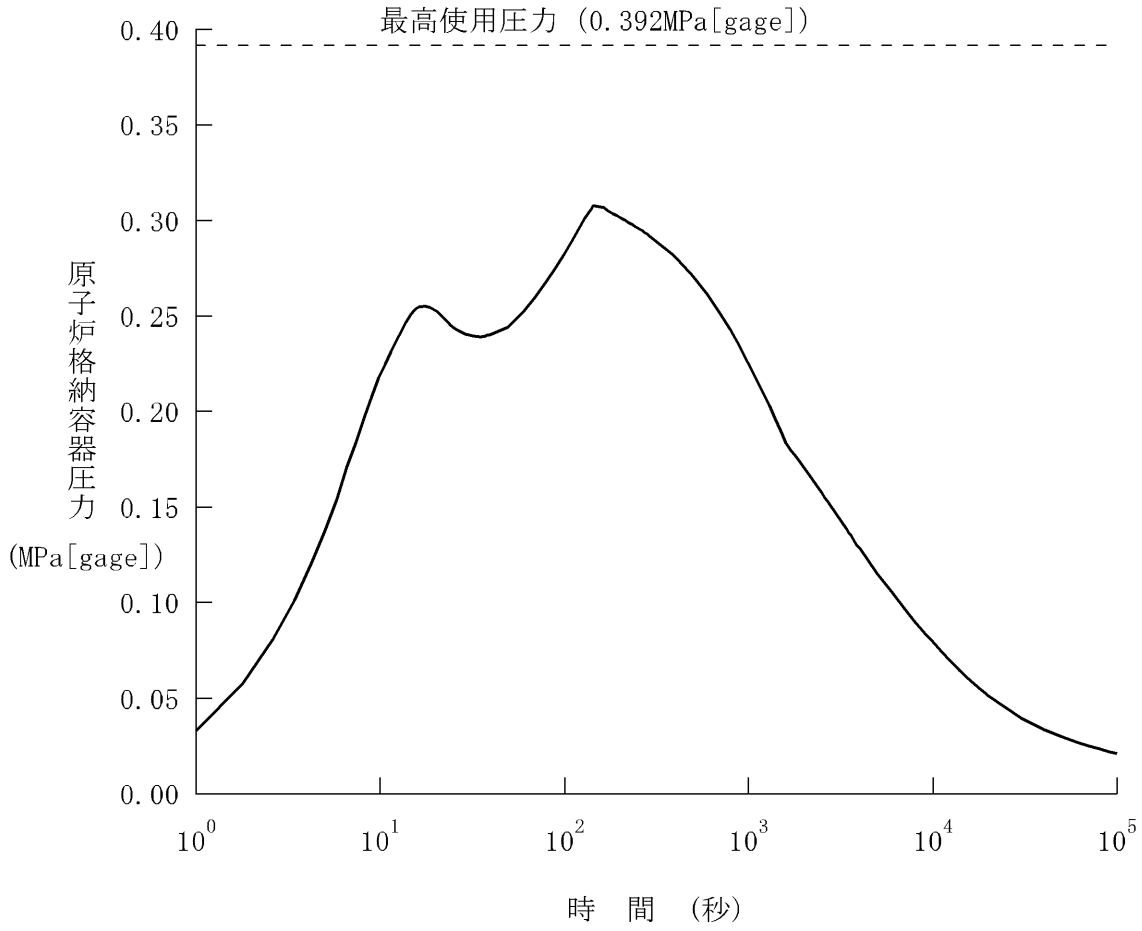
第3.4.4.4図　原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程
－静的機器の単一故障



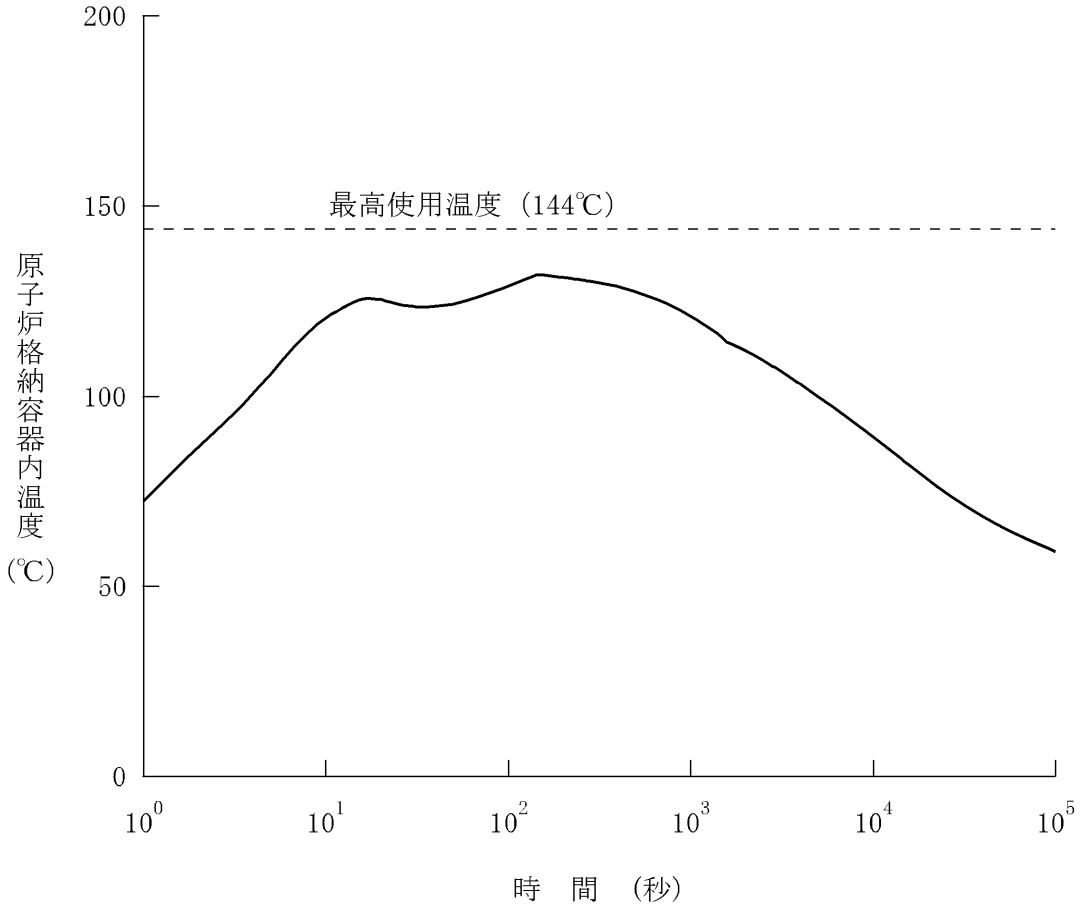
第3.4.5.1図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程



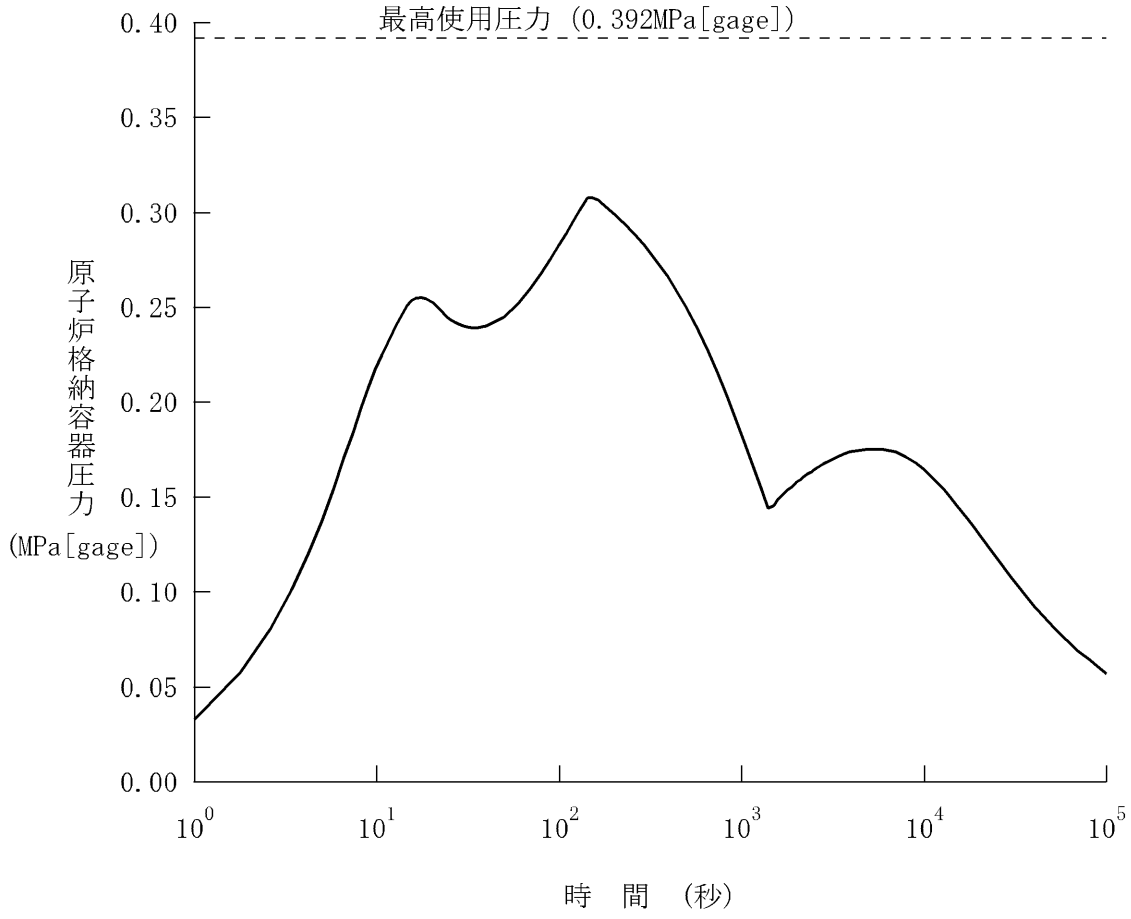
第3.4.5.2図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



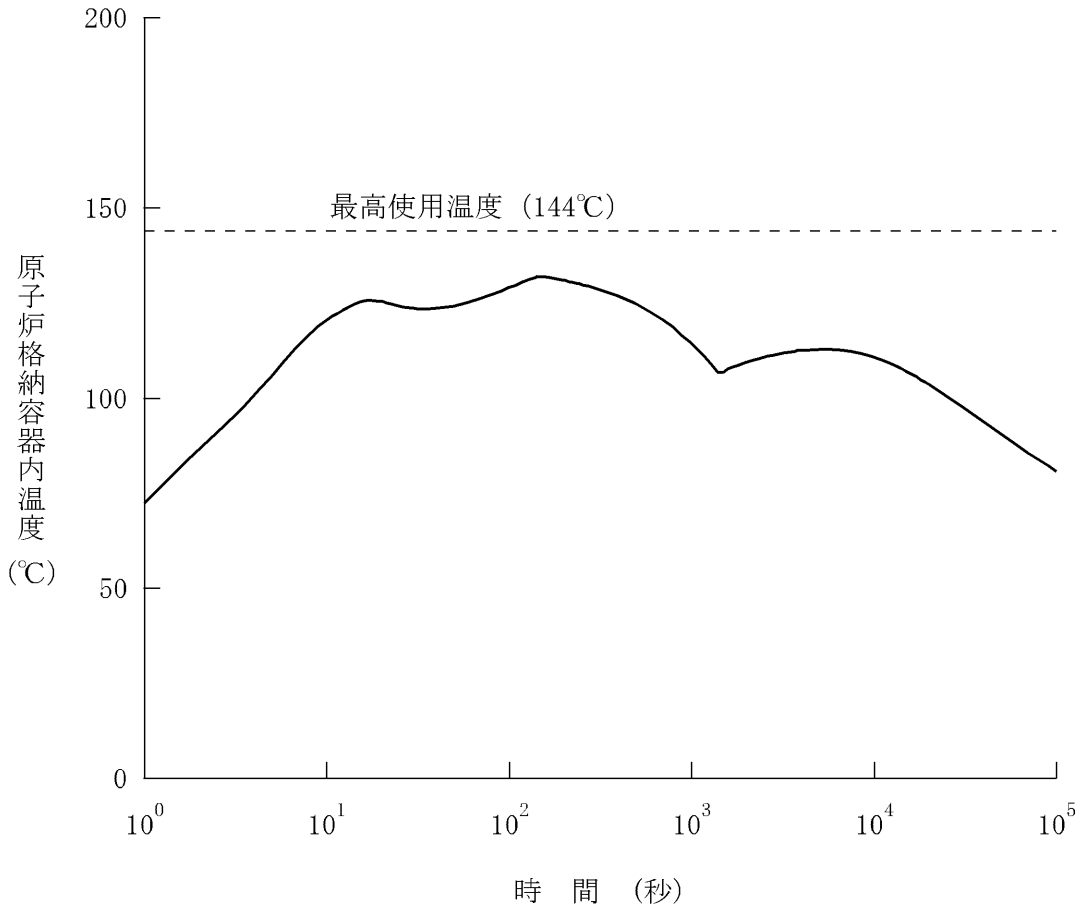
第3.5.1.1図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(1)
－動的機器の単一故障



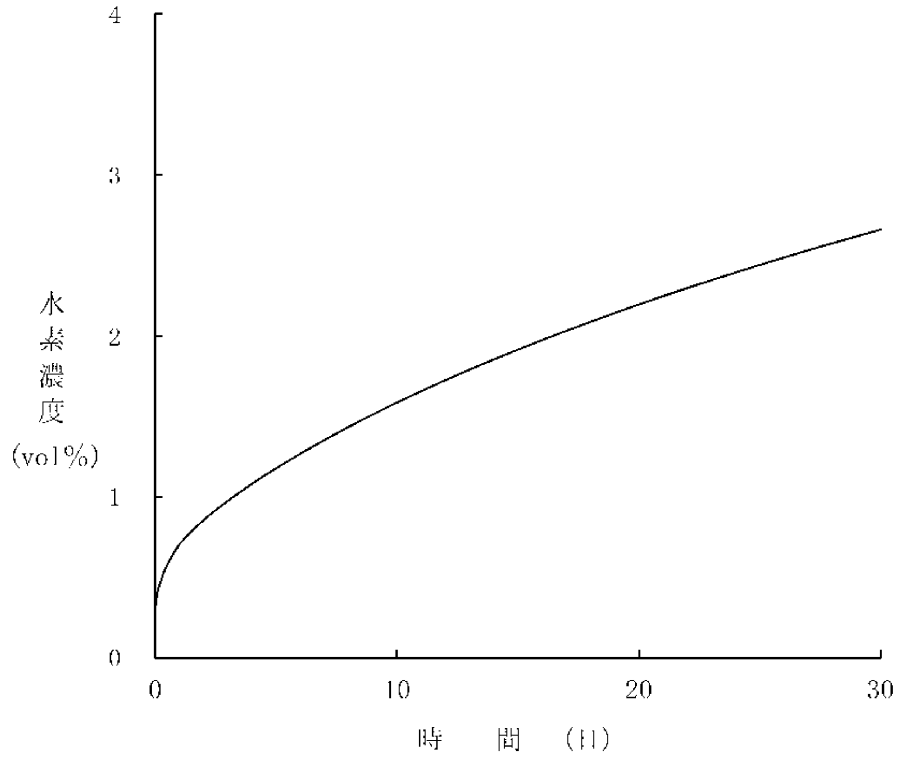
第3.5.1.2図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(2)
－動的機器の単一故障



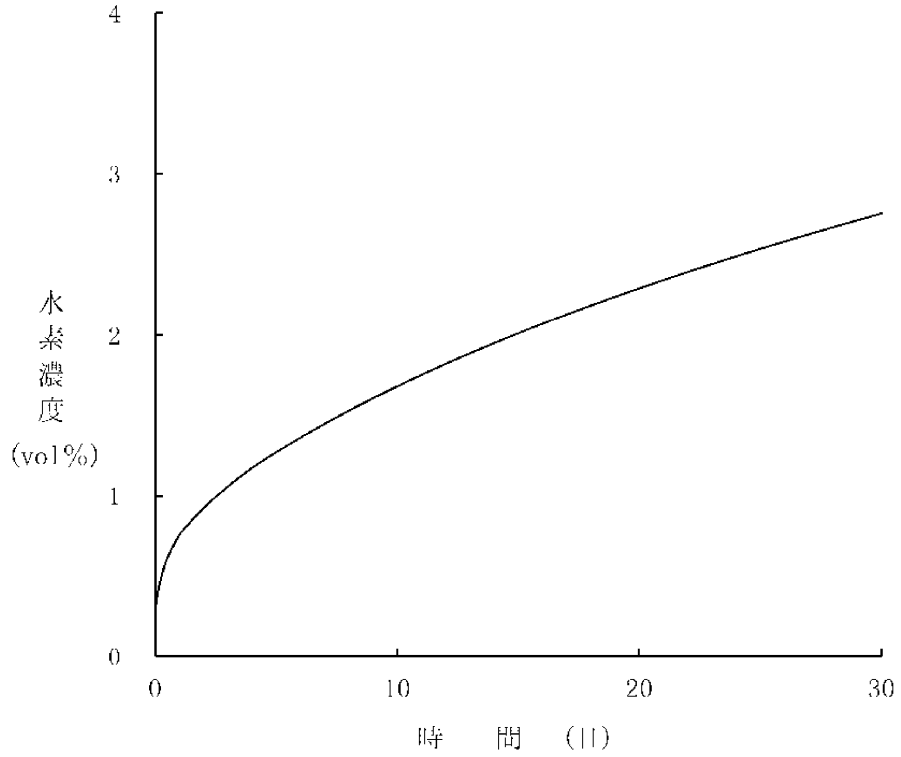
第3.5.1.3図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(3)
－静的機器の単一故障



第3.5.1.4図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価(4)
－静的機器の単一故障



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(1)
－動的機器の単一故障



第3.5.2.2図　可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価(2)
－静的機器の単一故障

3.7 参考文献

(1) 「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

(2) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
ＭＡＰＩ－1063 改2
三菱原子力工業、平成2年

(3) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」
ＭＡＰＩ－1069 改2
三菱重工業、平成18年

(4) 「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」
ＭＨＩ－ＮＥＳ－1010 改4
三菱重工業、平成25年

(5) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
ＭＡＰＩ－1041 改7
三菱重工業、平成11年

(6) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」
F. J. Moody
Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No. 1, Feb. 1965

(7) 「ＤＮＢ相関式について」
ＭＡＰＩ－1029 改3
三菱重工業、平成16年

(8) 「三菱ＰＷＲの制御棒飛び出し解析手法」
ＭＨＩ－ＮＥＳ－1005 改3
三菱重工業、平成18年

(9) 「Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type」
F.W.Dittus and L.M.K.Boelter
University of California Publications in Engineering, Vol.2, 1947

(10) 「Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop and Density Data for High Pressure Water」
USAEC Report ANL-4627
W.H.Jens and P.A.Lottes Argonne National Laboratory, 1951

(11) 「Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the Critical Heat Flux」
ASME 65-HT-31
A.A.Bishop, R.O.Sandberg, L.S.Tong, 1965

(12) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
ＭＮＦ－1008
三菱原子燃料、平成22年

(13) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
ＮＦＫ－8094　改3
原子燃料工業、平成14年

(14) 「スプレイによるよう素除去効果」
ＭＡＰＩ－1008　改7
三菱原子力工業、昭和61年

(15) 「事故時の格納容器漏洩率」
ＭＡＰＩ－1060　改1
三菱重工業、平成12年

(16)　「チャコールフィルタのよう素除去効果」

ＭＡＰＩ－1010　改1

三菱原子力工業、昭和52年

(17)　「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

(18)　「ＰＷＲプラントにおけるＬＯＣＡ時の水の放射線分解による水素生成割合」

ＭＨＩ－ＮＥＳ－1013

三菱重工業、平成11年

４．重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1　重大事故

重大事故として、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の２つの場合を想定する。

4.1.1　原子炉冷却材喪失

4.1.1.1　事故の想定

(1)　原子炉冷却材喪失は、「添付書類十　3.2.1　原子炉冷却材喪失」で述べたように、１次冷却材管の損傷により１次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が減少し、燃料の温度が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)　原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、１次冷却材主配管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の破断は、１次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、更に適切な運転管理等（添付書類八5.1 1次冷却設備、及び添付書類十 3.2.1.1(2) 原子炉冷却材喪失、防止対策参照）からみて、実際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の破断を仮定する。

(3)　「添付書類十　3.2.1　原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。

(4)　1次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大気圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設の一つである原子炉格納容器スプレイ設備（添付書類八 9.2 原子炉格納容器スプレイ設備参照）が作動し、原子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後1日間は原子炉格納容器の最高使用圧力に対する事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として0.15％／d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として29日間は0.075％／dで原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

(5)　原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気浄化設備（添付書類八 9.3 アニュラス空気浄化設備参照）のよう素フィルタを経て再循環し、その一部は、排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

(6)　原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器再循環サンプ水中に溶解する。このよう素は非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という）から、安全補機室内に漏えいし、安全

補機室空気浄化設備のよう素フィルタを経て大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

4.1.1.2　評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地等境界外での線量は、次のように２つに分けて計算する。

(1)　原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による線量、すなわち、よう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量（また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する）。

(2)　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物（事故後30日間）の外部γ線による全身に対する線量、すなわち原子炉格納容器を透過したγ線及び原子炉格納容器から漏えいしたアニュラス部内核分裂生成物からのγ線による線量。

4.1.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

ａ．計算条件

(a)　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102％で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を１／３ずつ取替えてゆく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(b)　原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心

内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	2%
よう素	1%

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内の機器等に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率(1)は、評価上厳しめに等価半減期100秒とする。(添付書類八 9.2 原子炉格納容器スプレイ設備参照)

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は、評価上6分とする。

(f) 原子炉格納容器からの漏えい率(2)は、評価上次のように仮定する。(添付書類八 9.1 原子炉格納施設参照)

事故後24時間までは	0.15 %／d
その後29日間	0.075 %／d

(g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(h) 非常用炉心冷却設備作動信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、評価上2分とし(添付書類八 9.3アニュラス空気浄化設備参照)、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいして

きた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(i) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(j) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率[(3)]は95%以上期待できるが（添付書類八 9.3 アニュラス空気浄化設備参照)、評価上厳しめに90%とする。

(k) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果等は無視する。

(l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに8×10^{-3} m^3／hの漏えいがあるものとする。

(m) 再循環水中の放射能量は事故直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとする。

(n) 再循環水体積は評価上1,600m^3とする。

(o) 再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(p) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は95%以上期待できるが、評価上厳しめに90%とする。

b．計算方法

(a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

発電用原子炉の運転によって事故発生時までに原子炉内に

蓄積される核分裂生成物の量は(10－3)式で与えられる。

$$q_{To}^{i}=3.20\times10^{16}\cdot P_0\cdot Yi\left(1-e^{-\lambda_{\gamma}^{i}\cdot T_0}\right) \cdots\cdots\cdots (10-3)$$

ここで、

q_{To}^{i} ：T_0時間運転後の核種ｉの炉心内蓄積量（Bq）

P_0 ：原子炉熱出力（＝3,479MWt）

Ｙｉ ：核種ｉの核分裂収率[4][5]

λ_{γ}^{i} ：核種ｉの放射性崩壊定数（s^{-1}）[5][6][7]

T_0 ：原子炉運転時間（ｓ）

原子炉内に蓄積されるよう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の小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の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、以下の計算には半減期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。

第4.1.1表　　よ う 素 の 炉 心 内 蓄 積 量

核　　種	核分裂収率(%)	半　減　期	炉心内蓄積量(Bq)
Ｉ－１３１	２．８４	８．０６ｄ	３．１６×１０^{18}
Ｉ－１３２	４．２１	２．２８ｈ	４．６９×１０^{18}
Ｉ－１３３	６．７７	２０．８ｈ	７．５４×１０^{18}
Ｉ－１３４	７．６１	５２．６min	８．４７×１０^{18}
Ｉ－１３５	６．４１	６．６１ｈ	７．１４×１０^{18}
合　　計	―	―	３．１０×１０^{19}

第4.1.2表　希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂収率(%)	半減期	γ線実効エネルギ(MeV/dis)	β線実効エネルギ(MeV/dis)	炉心内蓄積量(Bq)	炉心内蓄積量(γ線0.5MeV換算)(Bq)	炉心内蓄積量(β線強度)(MeV・Bq/dis)
Kr－83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	5.90×10^{17}	2.95×10^{15}	2.18×10^{16}
Kr－85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	1.46×10^{18}	4.64×10^{17}	3.69×10^{17}
Kr－85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	4.38×10^{16}	1.93×10^{14}	1.10×10^{16}
Kr－87	2.54	76.3min	0.793	1.323	2.83×10^{18}	4.49×10^{18}	3.74×10^{18}
Kr－88	3.58	2.80h	1.950	0.377	3.99×10^{18}	1.55×10^{19}	1.50×10^{18}
Xe－131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	4.43×10^{16}	1.77×10^{15}	6.33×10^{15}
Xe－133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	2.13×10^{17}	1.79×10^{16}	4.05×10^{16}
Xe－133	6.77	5.29d	0.045	0.135	7.54×10^{18}	6.78×10^{17}	1.02×10^{18}
Xe－135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	1.18×10^{18}	1.02×10^{18}	1.12×10^{17}
Xe－135	6.63	9.083h	0.250	0.316	7.39×10^{18}	3.69×10^{18}	2.34×10^{18}
Xe－138	6.28	14.17min	1.183	0.611	6.99×10^{18}	1.65×10^{19}	4.27×10^{18}
合計	－	－	－	－	3.23×10^{19}	4.25×10^{19}	1.34×10^{19}

(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、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

①　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻ＴｍからT_{m+1}の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10－4)式で与えられる。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-4)$$

ここで、

Q_m^d　：時刻ＴｍからT_{m+1}の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Q_{cm}：時刻Ｔｍ に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Q_{cm} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta (T_m - T_{m-1})}$$

ただし、時刻Ｔｍ＝０（事故発生直後）において

$$Q_{cm} = K \cdot Q_0$$

Ｋ　：燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

よう素：$K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$

希ガス：$K = F_f \cdot F_p$

F_f　：燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素：$F_f = 0.01$

希ガス：Ｆｆ＝0.02

Ｆｇ　：原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素：Ｆｇ＝0.90

有機よう素：Ｆｇ＝0.10

Ｆｐ　：原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素：Ｆｐ＝0.50

有機よう素：Ｆｐ＝1.00

希　ガ　ス：Ｆｐ＝1.00

Q_0　：よう素及び希ガスの炉心内蓄積量（Bq）

Ｆｄ　：アニュラス部以外からの漏えい割合（＝0.03）

β　：原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果（h^{-1}）で、次式により表わす。

$\beta = L + \lambda r + \lambda s$

Ｌ　：原子炉格納容器の漏えい率（h^{-1}）

0～24ｈ：$L = 0.0015\,d^{-1} = 6.25\times10^{-5}\,h^{-1}$

1～30ｄ：$L = 0.00075\,d^{-1} = 3.125\times10^{-5}\,h^{-1}$

λr：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数（h^{-1}）

λs：原子炉格納容器スプレイ水による除去効率（h^{-1}）

無機よう素：$\lambda s = 24.9\,h^{-1}$

有機よう素：$\lambda s = 0.0\,h^{-1}$

希　ガ　ス：$\lambda s = 0.0\,h^{-1}$

②　また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の2分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので

(10－5)式で与えられ、2分以降はアニュラス空気浄化設備から排気筒を経て放出されるので(10－6)式で与えられる。

$$Q_{mo}^{a}=K\cdot Q_{0}\cdot Fa\cdot L\cdot\frac{1-e^{-0.0333\beta}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-5)$$

$$Q_{m}^{a}=g_{1}(1-\eta)\cdot\frac{Ra}{Va}\left[\frac{Qcm\cdot Fa\cdot L}{\beta a-\beta}\cdot\left\{\frac{1-e^{-\beta(Tm+1-Tm)}}{\beta}-\frac{1-e^{-\beta(Tm+1-Tm)}}{\beta a}\right\}+Qam\cdot\frac{1-e^{-\beta a(Tm+1-Tm)}}{\beta a}\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-6)$$

ここで、

Q_{mo}^{a} ：アニュラス部から事故発生後最初の2分間に放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Q_{m}^{a} ：２分以降において、時刻Ｔｍから$Tm+1$の時間内にアニュラス空気浄化設備から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Ｑam：２分以降において、時刻Ｔｍにアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Qam=Qc(m-1)\cdot L\cdot Fa\left[\frac{1}{\beta a-\beta}\cdot\left\{e^{-\beta(Tm-Tm-1)}-e^{-\beta a(Tm-Tm-1)}\right\}\right]+Qa(m-1)\cdot e^{-\beta a(Tm-Tm-1)}$$

ただし、Ｔｍ ＝2minの時　Ｑam＝０

Ｆａ ：アニュラス部への漏えい割合（＝0.97）

Ｒａ ：アニュラス空気浄化設備排気流量

（１台分　6,000m^3／ｈ）

Ｖａ　：アニュラス部容積（15,300m^3）

g_1　：アニュラス排気流量の割合

2min～30ｄ　：0.15

g_2　：アニュラス空気再循環流量の割合

2min～30ｄ　：0.85

η　：アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よう素：η＝0.90

希ガス：η＝0.0

βa　：アニュラス部内での低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta a=\frac{Ra}{Va}-g_2(1-\eta)\cdot\frac{Ra}{Va}+\lambda r$$

③　再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10－7) 式で与えられる。

$$Qe=Fe\cdot F\ell\cdot Le\cdot Qem(1-\eta e)\cdot\frac{1-e^{-720\beta e}}{Ve\cdot\beta e} \quad \cdots\cdots\cdots (10-7)$$

$$Qem=Ke\cdot Q_0\cdot e^{-0.333\lambda r}$$

ここで、

Ｑｅ　：事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量（Bq）

Ｑｅｍ　：再循環開始時（Ｔｍ＝20min)における再循環水中のよう素の量（Bq)

Ｆｅ　：再循環水中のよう素の気相への移行率（＝0.05)

Ｆℓ　：安全補機室内での沈着を逃れる割合（＝0.5)

Ｌｅ　：再循環系からの漏えい率

0　～20min：0.0m^3／ｈ

20min～30ｄ：$8\times10^{-3}m^3$／ｈ

Ｋｅ　：燃料から再循環水中へのよう素の放出割合（＝0.01）

ηe　：安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率（＝0.90）

Ｖｅ　：再循環水体積（＝1,600m^3）

βe　：再循環水中でのよう素の低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta e=\lambda r+\frac{Le}{Ve}$$

(2)　線　　量

ａ．拡散、気象条件

線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六　2.5　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」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。

ｂ．計算方法

(a)　甲状腺に対する線量

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は(10－8)式で計算される。

$$D_I=K_{Tc}\cdot M\cdot Q_c\cdot(\chi/Q) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10-8)$$

ここで、

D_I　：よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量（Sv）

K_{Te} ：Ｉ―１３１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（Sv／Bq）

また、第4.1.3表にＩ―１３１等価量への換算係数を示す。

Ｍ　：小児の呼吸率（m^3/s）

呼吸率は事故期間が1日以上に及ぶことにより、１日平均の呼吸率5.16m^3／ｄを秒当たりに換算して用いる。

Q_e ：よう素の大気放出量（Ｉ―１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）（Bq）

χ／Ｑ　：相対濃度（ｓ／m^3）

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

核　種	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（Sv／Bq）	Ｉ―１３１等価量への換算係数
I-131	3.2×10^{-6}	1
I-132	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
I-133	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
I-134	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
I-135	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-2}

(b)　外部γ線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部γ線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部γ線による全身に対する線量は(10－9)式で与えられる。

$$D_{\gamma}=K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-9)$$

ここで、

D_{γ}　：外部γ線による全身に対する線量（Sv）

K_1　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数

（＝1Sv/Gy）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算，Bq）

D/Q　：γ線エネルギ0.5MeVにおける相対線量（Gy/Bq）

また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量は、β線の飛程が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく(10－10)式で計算する。

$$D\beta=6.2\times10^{-14} E\beta \cdot Q\beta \cdot (\chi/Q) \quad \cdots\cdots(10-10)$$

ここで、

$D\beta$　：β線外部被ばくによる線量（Sv）

$E\beta$　：β線実効エネルギ（MeV/dis）

$Q\beta$　：希ガスの大気放出量（Bq）

χ/Q　：相対濃度（s／m^3）

4.1.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

a．計算条件

(a)　事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%とする。

また、「4.1.1.3 (1) 核分裂生成物の大気放出量」の条件に基づき原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた核分裂生成物は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。

(b)　核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては「4.1.1.3(1)核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同一の核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち原子炉格納容器を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が10分以上のものを対象とする。

(c)　事故後30日間の積算線源強度は原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物によるγ線エネルギを第4.1.4表のようにエネルギ範囲別に区分して計算する。

b．計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度はＩ番目のエネルギ群について(10－3)式及び(10－11)式～(10－13)式で計算する。

$$Sp = qp \cdot fp \cdot \sum_{k=1}^{np} (Rpk \cdot Epk) \cdot (1 - e^{-\lambda p \cdot t}) / \lambda p \quad \cdots\cdots\cdots (10-11)$$

$$Sd = \sum_{k=1}^{nd} (Rdk \cdot Edk) \left[qd \cdot fd \left(1 - e^{-\lambda d \cdot t}\right) / \lambda d + qp \cdot fp \cdot \beta \frac{\lambda d}{\lambda d - \lambda p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda p} (1 - e^{-\lambda p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda d} (1 - e^{-\lambda d \cdot t}) \right\} \right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-12)$$

$$Sp = \sum_{p=1}^{\ell} Sp + \sum_{d=1}^{m} Sd \quad \cdots\cdots\cdots (10-13)$$

ここで、

λ　：崩壊定数（s^{-1}）

β　：親核種から娘核種への崩壊の割合

q　：炉心内蓄積量（Bq）

t　：事故発生後の時間（ｓ）

f　：核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E　：γ線のエネルギ（Mev/dis）

R　：崩壊してエネルギＥのγ線を出す割合

n　：当該核種から放出されるγ線のうちＩ番目のエネルギ群に属するγ線の数

S　　：原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後ｔ(s)までの積算線源強度（MeV）

添字　：ｐ：親核種、ｄ：娘核種、ℓ：親核種の数、ｍ：娘核種の数、ｋ：当該核種から放出され、Ｉ番目のエネルギ群に属するγ線のうちｋ番目を示す。

また、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、Ｉ番目のエネルギ群について(10－14)式で計算される。

$$Sa=\sum_{ik=1}^{n}\sum (Rik\cdot Eik)\cdot\frac{Q_i^a}{\frac{Ra}{Va}(1-\eta)\cdot g_1} \qquad \cdots\cdots\cdots (10-14)$$

ここで、

Ｓａ　：アニュラス部内浮遊核分裂生成物の積算線源強度（MeV）

Ｒａ　：アニュラス空気浄化設備排気流量（１台分6,000m^3/h）

Ｖａ　：アニュラス部容積（＝15,300m^3）

η　　：アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よ　う　素：η＝0.90

希　ガ　ス：η＝0.0

g_1　：アニュラス排気流量の割合

0 ～ 2min　：1.00

2min ～30d：0.15

Q_i^a　：アニュラス部の積算放出放射能量（Bq）

添字　：ｉ：核種

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第4.1.4表に示すとおりである。

第4.1.4表　　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギ (MeV/dis)	エネルギ範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アニュラス部内積算線源強度 (MeV)
0.4	E≦0.4	1.7×10^{22}	3.2×10^{18}
0.8	0.4＜E≦1.0	1.8×10^{22}	2.1×10^{17}
1.3	1.0＜E≦1.5	3.7×10^{21}	6.3×10^{16}
1.7	1.5＜E≦1.8	4.5×10^{21}	6.7×10^{16}
2.5	1.8＜E	3.1×10^{21}	3.5×10^{17}

(2)　線　　量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が、原子炉格納容器を貫通して計算点に至る線量及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物からのγ線による線量の計算は、各エネルギ群別にそれぞれ「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコード」[8]及び「ＳＰＡＮコード」[9]で行う。

計算の基本式は（10－15）式のとおりである。

$$Dd=K_1\cdot K_2(E)\int_V \frac{Sv}{4\pi r^2}\cdot F(b)\,dv \qquad \cdots\cdots\cdots (10-15)$$

ここで、

Ｄｄ　：原子炉格納容器内及びアニュラス部内からのγ線による線量(Sv)

K_1　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数

(＝1Sv/Gy)

$K_2(E)$：エネルギＥのγ線に対する空気カーマへの換算係数

(Gy・m^2／MeV)

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わす。

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

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

μｉ　：ｉ番目の物質の線減衰係数（ｍ$^{-1}$）

ｔｉ　：ｉ番目の物質中の通過距離（ｍ）

B_E（ｂ）：エネルギＥのγ線の減衰距離ｂに対するビルドアップ係数

4.1.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

重大事故として、原子炉冷却材喪失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及び敷地等境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ―１３１等価量―小児甲状腺線量係数換算）	排気筒放出	約 6.7×10^{11}Bq
		地上放出	約 9.6×10^{11}Bq
		合計	約 1.6×10^{12}Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	排気筒放出	約 1.2×10^{14}Bq
		地上放出	約 7.3×10^{12}Bq
		合計	約 1.3×10^{14}Bq
線量	小児甲状腺に対する線量		約 0.0024　Sv
	外部γ線による全身に対する線量		約 0.000042 Sv

これらの線量は「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1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.000032Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。

			小児甲状腺に対する線量	全身に対する線量	（参　考） β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約 0.00038Sv	約0.0000092Sv	約0.000029 Sv
		地上放出分	約 0.0021 Sv	約0.0000011Sv	約0.0000025Sv
(2)	原子炉格納容器内及びアニュラス部内線源からのγ線による線量		──	約0.000032 Sv	──
合　計			約 0.0024 Sv	約0.000042 Sv	約0.000032 Sv

4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1　事故の想定

(1)　蒸気発生器伝熱管破損は、「添付書類十 3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの理由で伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こし、１次冷却材が蒸気発生器２次側へ流出するもので、もし１次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、２次側へ核分裂生成物が流出することになる。

(2)　蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性にすぐれたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計・製作及び

運転中での水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて少なくしている。また、起こり得ると考えられる伝熱管の破損は時間とともに少しずつ漏えいが増加するような型のものであり、瞬時の両端破断はまず起こり得ないが、評価に当たっては、伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する。(添付書類十　3.4.2.1(2)　蒸気発生器伝熱管破損、防止対策参照)

(3)　蒸気発生器伝熱管１本が、瞬時に両端破断したと仮定した場合、１次冷却系圧力が低下し「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号で発電用原子炉は自動停止するとともにタービン発電機も停止する。

(4)　外部電源が有効である場合、タービン発電機の停止後はタービンバイパス弁が作動するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに１次冷却材流出量は減少し、事故発生後約37分で原子炉圧力は２次冷却系圧力以下となり流出はとまる。この間に２次冷却系へ流出する１次冷却材量は約60ｔ以下、また破損側蒸気発生器から大気中に放出される蒸気量は約30ｔ以下である。(添付書類十　3.4.2.2(3)　蒸気発生器伝熱管破損、解析結果参照)

(5)　蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって評価に当たっては、２次冷却系へ流出する核分裂生成物として次の２通りを考える。

ａ．事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続

けられていたものとしたときの１次冷却材中に存在する核分裂生成物

ｂ．事故時１次冷却系の減圧等何らかの原因で上記の損傷している燃料被覆管から新たに１次冷却材中に放出される核分裂生成物

(6)　核分裂生成物の大気放出量は、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上は更に蒸気発生器２次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。

(7)　外部電源が有効でタービンバイパス系を利用できる場合には、破損側蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収される。このため、無機よう素については、復水器での気液分配効果により放出量が減少するので、外部電源はない場合の方がより厳しく評価することになる。したがって外部電源はないものとする。

4.1.2.2　評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地等境界外での線量は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量に分けて計算する（また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する）。

4.1.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

a．発電用原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102％で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を１／３ずつ取替えてゆく場合の平衡炉心を考えて最高30,000時間とする。

b．破損側蒸気発生器は、事故後37分に隔離されるものとし、この間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する１次冷却材量は60ｔ、２次冷却系から大気中へ放出される蒸気量は30ｔとする。

c．蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、２次冷却系へ流出する放射能源として次の２通りを仮定する。

(a)　燃料被覆管欠陥率１％を用いて計算した１次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約9.3×10^{13}Bq、希ガス約4.4×10^{14}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）。

上記核分裂生成物量の計算に当たっては原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第4.1.5表及び第4.1.6表に示す１次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

(b)　(a)項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約3.1×10^{15}Bq、希ガス約8.5×10^{15}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）。

この追加放出量は事故後１次冷却系の減圧に比例して１次冷却系に放出されるとする。

d．この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e．２次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。

f．２次冷却系に流出してきたよう素のうち有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう素の放出については気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g．破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後10m^3／ｄとし、以後は２次冷却系圧力が隔離後24時間で直線的に大気圧まで減圧していくと仮定し、この時の２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気の漏えいがあるものとする。

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

核　種	核分裂収率 (%)	半　減　期	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I－131	2.84	8.06d	9.11×10^{4}	2.27×10^{13}	3.16×10^{18}	3.16×10^{14}
I－132	4.21	2.28h	3.21×10^{4}	8.00×10^{12}	4.69×10^{18}	4.69×10^{14}
I－133	6.77	20.8h	1.50×10^{5}	3.73×10^{13}	7.54×10^{18}	7.54×10^{14}
I－134	7.61	52.6min	1.97×10^{4}	4.90×10^{12}	8.47×10^{18}	8.47×10^{14}
I－135	6.41	6.61h	8.07×10^{4}	2.01×10^{13}	7.14×10^{18}	7.14×10^{14}
合　計	－	－	3.74×10^{5}	9.29×10^{13}	3.10×10^{19}	3.10×10^{15}

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

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギ (MeV/dis)	β線実効エネルギ (MeV/dis)	冷却材中濃度			冷却材中蓄積量		炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分	
					冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギ0.5MeV換算(Bq/g)	β線強度 (MeV・Bq/dis・g)	γ線エネルギ0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq/dis)		γ線エネルギ0.5MeV換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq/dis)
Kr−83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	1.63×10^{4}	8.15×10^{1}	6.03×10^{2}	2.03×10^{10}	1.50×10^{11}	5.90×10^{17}	5.90×10^{11}	4.37×10^{12}
Kr−85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	7.90×10^{4}	2.51×10^{4}	2.00×10^{4}	6.26×10^{12}	4.98×10^{12}	1.46×10^{18}	9.28×10^{13}	7.38×10^{13}
Kr−85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	5.38×10^{5}	2.37×10^{3}	1.35×10^{5}	5.89×10^{11}	3.36×10^{13}	4.38×10^{16}	3.85×10^{10}	2.20×10^{12}
Kr−87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	4.53×10^{4}	7.18×10^{4}	5.99×10^{4}	1.79×10^{13}	1.49×10^{13}	2.83×10^{18}	8.97×10^{14}	7.48×10^{14}
Kr−88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.35×10^{5}	5.27×10^{5}	5.09×10^{4}	1.31×10^{14}	1.27×10^{13}	3.99×10^{18}	3.12×10^{15}	3.01×10^{14}
Xe−131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	1.32×10^{5}	5.28×10^{3}	1.89×10^{4}	1.31×10^{12}	4.70×10^{12}	4.43×10^{16}	3.54×10^{11}	1.27×10^{12}
Xe−133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.36×10^{5}	1.14×10^{4}	2.58×10^{4}	2.84×10^{12}	6.43×10^{12}	2.13×10^{17}	3.58×10^{12}	8.10×10^{12}
Xe−133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	1.05×10^{7}	9.45×10^{5}	1.42×10^{6}	2.35×10^{14}	3.53×10^{14}	7.54×10^{18}	1.36×10^{14}	2.04×10^{14}
Xe−135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.25×10^{4}	1.94×10^{4}	2.14×10^{3}	4.84×10^{12}	5.32×10^{11}	1.18×10^{18}	2.03×10^{14}	2.24×10^{13}
Xe−135	6.63	9.083h	0.250	0.316	2.24×10^{5}	1.12×10^{5}	7.08×10^{4}	2.79×10^{13}	1.76×10^{13}	7.39×10^{18}	7.39×10^{14}	4.67×10^{14}
Xe−138	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.19×10^{4}	5.18×10^{4}	1.34×10^{4}	1.29×10^{13}	3.33×10^{12}	6.99×10^{18}	3.31×10^{15}	8.55×10^{14}
合計	−	−	−	−	1.19×10^{7}	1.77×10^{6}	1.81×10^{6}	4.41×10^{14}	4.52×10^{14}	3.23×10^{19}	8.49×10^{15}	2.69×10^{15}

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.1.3図及び第4.1.4図に示す。

a．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの37分間の大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10－16)式～(10－19)式を用いて求める。

また、１次冷却系からの１次冷却材流出率、２次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a)　希ガスの放出量

$$Ri=\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\left\{t-\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right\}+\frac{Ci}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-16)$$

(b)　有機よう素の放出量

$$Ri=f_1\cdot\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\left\{t-\frac{1}{\lambda c}\cdot\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right\}+\frac{Ci}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-17)$$

(c)　無機よう素の放出量

$$Ri=\frac{G}{Vs\cdot P^F}\cdot f_2\cdot\frac{L^R}{Vc}\left[\nu\cdot Fi\cdot\frac{1}{\lambda c}\cdot\left[\frac{1}{\lambda s}-\frac{1}{\lambda s^2}\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)-\frac{1}{\lambda s-\lambda c}\left\{\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)\right.\right.\right.$$

$$-\frac{1}{\lambda s}\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)\}]+\frac{Ci}{\lambda s-\lambda c}\cdot$$

$$\{\frac{1}{\lambda c}\left(1-e^{-\lambda c\cdot t}\right)-\frac{1}{\lambda s}\cdot$$

$$\left(1-e^{-\lambda s\cdot t}\right)\}] \quad \cdots\cdots\cdots (10-18)$$

ただし、

$$\lambda c=\lambda i+\frac{L^R}{Vc}$$

$$\lambda s=\lambda i+\frac{G}{Vs\cdot P^F}$$

ここで、

Ｒｉ　：核種ｉの大気中への放出放射能量（Bq）

Ｃｉ　：核種ｉの事故発生前の１次冷却材中放射能量（Bq）

Ｆｉ　：核種ｉの事故発生後の追加放出に寄与する放射能量（Bq）

L^R　：２次冷却系への１次冷却材流出率（＝60t/37min）

Ｖｃ　：１次冷却系保有水量（＝249ｔ）

Ｖｓ　：破損側蒸気発生器保有水量（＝40ｔ）

ν　：追加放出率（$=1.38\times10^{-2}min^{-1}$）

f_1　：有機よう素の割合（＝0.01）

f_2　：無機よう素の割合（＝0.99）

P^F　：無機よう素の気液分配係数（＝100(液相中濃度 Bq/g)／（気相中濃度 Bq/g)）

Ｇ　：大気中への蒸気放出率（＝30t/37min）

λi　：核種ｉの崩壊定数（min^{-1}）

ｔ　：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝37min）

また、追加放出率νは、事故発生後の１次冷却系圧力が15.62MPa[gage]より直線的に低下し37分後に２次冷却系の圧

力を下回ったときの圧力7.65MPa[gage]になるものとし、この圧力降下に比例するものと仮定して(10－19)式を用いて求める。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0}\right)\frac{1}{t} \qquad \cdots\cdots\cdots (10-19)$$

ここで、

P_0　：事故発生前の１次冷却系圧力（＝15.62MPa[gage]）

P_t　：１次冷却系圧力が２次冷却系の圧力を下回ったときの圧力（＝7.65MPa[gage]）

t　：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝37min）

b．破損側蒸気発生器隔離後（37分以降）の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、２次冷却系の圧力は7.65MPa[gage]より直線的に低下し、１日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、２次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10－20)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda i \cdot t} \cdot Lv\sqrt{1-t}\,dt \qquad \cdots\cdots\cdots (10-20)$$

ここで、

R_L　：隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

S_I　：隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度（μBq/g）

Lv　：隔離時7.65MPa[gage]における蒸気の漏えい率（＝10m^3/d＝0.42t/d）

P_F　：無機よう素の気液分配係数

（＝100(液相中濃度 Bq/g)／(気相中濃度 Bq/g)）

λi　：崩壊定数（d^{-1}）

T　　：漏えいが停止するまでの時間（＝ 1d）

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度S_Iは、(10－21)式を用いて得られる。

$$S_I=\frac{f^2\cdot L_R}{V_C\cdot V_S}\left\{\frac{\nu\cdot Fi}{\lambda_C}\left(\frac{1-e^{-\lambda_S\cdot t}}{\lambda_S}-\frac{e^{-\lambda_C\cdot t}-e^{-\lambda_S\cdot t}}{\lambda_S-\lambda_C}\right)+\frac{Ci}{\lambda_S-\lambda_C}\cdot\left(e^{-\lambda_C\cdot t}-e^{-\lambda_S\cdot t}\right)\right\} \quad \cdots\cdots\cdots (10-21)$$

4.1.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合、核分裂生成物は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上は厳しい側に地表面から放出されると仮定し、「添付書類六2.5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」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)　計算方法

a．甲状腺に対する線量

χ／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10－8)式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率としては、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3/hを秒当たりに換算して用いる。

b．外部γ線による全身に対する線量

D／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10

－9)式を用いて線量を計算する。なお、希ガスのβ線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

重大事故として蒸気発生器伝熱管破損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及び敷地等境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量換算係数）	約 4.9×10^{11}Bq
	希ガス （γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 4.8×10^{14}Bq
線量	小児甲状腺に対する線量	約　0.0043　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約　0.00015 Sv

これらの線量は、「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1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.00045Sv である。

4.1.3　結　　論

立地条件の適否を評価するため、重大事故として原子炉冷却材

喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「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1.5Sv、全身に対して0.25Sv）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、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の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　原子炉冷却材喪失

4.2.1.1　事故の想定

仮想事故の想定は、重大事故の場合（4.1.1.1 事故の想定参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内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％、よう素については50％が原子炉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、炉心内に蓄積されているよう素の50％が溶解すると仮定する。

4.2.1.2　評価線量の種類

仮想事故として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、重大事故の場合（4.1.1.2 評価線量の種類参照）に述べたように２通りに分けて計算する。更に、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の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線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

前記事故の想定のもとに、重大事故と同様な計算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を第4.2.1図及び第4.2.2図に示す。

(2)　線　　量

a．甲状腺に対する線量及び外部γ線による全身に対する線量

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、(10－22) 式によって行う。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots (10-22)$$

ここで、

D_I　：よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量（Sv）

K_{Te}　：Ｉ―１３１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（Sv／Bq）

また、第4.2.1表にＩ―１３１等価量への換算係数を示す。

M　　：成人の呼吸率（m^3/s）

呼吸率は事故期間が1日以上に及ぶことにより、１日平均の呼吸率22.2m^3／ｄを秒当たりに換算して用いる。

Q_e　：よう素の大気放出量（Ｉ―１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）（Bq）

χ / Q　：相対濃度（ｓ／m^3）

外部γ線による全身に対する線量の評価は、重大事故と同様の評価条件及び評価式によって行う。

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

核　　種	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（Sv／Bq）	Ｉ―１３１等価量への換算係数
I-131	3.9×10^{-7}	1
I-132	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
I-133	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
I-134	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
I-135	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

b．全身線量の積算値

(a)　仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガスの外部γ線による全身線量の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線量は(10-23) 式で与えられる。

$$D=\frac{1}{2}\cdot K_3\cdot E\cdot \chi \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10-23)$$

ただし、

$$\chi=\frac{4.65\times10^{-2}Q_N}{u\cdot\theta\cdot x\cdot h}$$

ここで、

D　：線　　量（Sv）

K_3　：換算係数(dis・m^3・Sv／(MeV・Bq・h))

E　：希ガスのγ線エネルギ（＝0.5MeV/dis)

χ　：放射性雲の地上時間積分濃度（Bq・h／m^3）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算，Bq)

u　：風　　速（m/s）

x　：風下距離（m）

θ　：横の拡がり（°）

h　：縦の拡がり（m）

(b)　大気中での拡散条件は、縦の拡がりを英国気象局方式大気安定度Ｆ型、横の拡がりを30°一定、平均風速は1.5m/s、放出点は地上と仮定して計算する。

(c)　対象とする方位は、敷地から見て最も人口の多い地域（大阪、東京等）を含むようにほぼ東北東方向30°扇形とし、発電所からの距離10kmまでは2kmごと、10km～100kmまでは5ないし10kmごと、100km～200kmまでは50kmごと、200km以遠については100kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。

(d)　現時点での人口集計は、「昭和55年国勢調査報告」[10]により行い、全身線量の積算値を計算する（第4.2.3表参照)。

また参考として、2030年での人口推計[11][12]を行い、将来の全身線量の積算値を推定する（第4.2.4表参照)。

4.2.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

事故時に原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内及びアニュラス部内の核分裂生成物による積算線源強度は、重大事故と同様エネルギ別に(10－3)式及び(10－11)式～(10－14)式で計算する。その結果を第4.2.2表に示す。

第4.2.2表　原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギ (MeV/dis)	エネルギ範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アニュラス部内積算線源強度 (MeV)
0.4	E≦0.4	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}
0.8	0.4＜E≦1.0	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}
1.3	1.0＜E≦1.5	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}
1.7	1.5＜E≦1.8	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}
2.5	1.8＜E	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}

(2)　線　　量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器を透過したγ線による線量とアニュラス部内浮遊核分裂生成物からのγ

線による線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

4.2.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

仮想事故として、原子炉冷却材喪失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、敷地等境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評価項目			評価結果
放出量	よう素（Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量換算係数）	排気筒放出	約 3.3×10^{13} Bq
		地上放出	約 4.7×10^{13} Bq
		合計	約 8.0×10^{13} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	排気筒放出	約 5.9×10^{15} Bq
		地上放出	約 3.6×10^{14} Bq
		合計	約 6.3×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量		約　0.057　Sv
	外部γ線による全身に対する線量		約　0.0021 Sv
積算値	1980年の人口による積算値		約 0.082万人Sv
	2030年の人口（推計）による積算値		約 0.095万人Sv

これらの線量は、「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 3Sv、全身に対して 0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して２万人 Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約 0.0016Sv である。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第 4.2.3 表及び第 4.2.4 表に示す。

			成人甲状腺に対する線量	全身に対する線量	(参　考) β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	排気筒放出分	約　0.0095 Sv	約0.00047 Sv	約 0.0015 Sv
		地　上放出分	約　0.047 Sv	約0.000051Sv	約 0.00013Sv
(2)	原子炉格納容器内及びアニュラス部内線源からのγ線による線量		──	約0.0016　Sv	──
合　　計			約　0.057 Sv	約0.0021　Sv	約 0.0016 Sv

4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1　事故の想定

(1)　重大事故では、損傷している燃料被覆管から新たに１次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、１次冷却系圧力の低下と共に徐々に１次冷却材中に放出されるものとしたが、仮想事故では、事故直後にこの全核分裂生成物が１次冷却材中に放出されるものとする。

(2)　伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って１次冷却系及び２次冷却系の減圧が行われるが、仮想事故ではこの減圧効果を無視して、隔離された蒸気発生器の２次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2　評価線量の種類

仮想事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評

価線量の種類は、重大事故の場合（4.1.2.2 評価線量の種類参照）と同様である。更に、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

仮想事故としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き重大事故と同様の条件のもとで計算する。

a．損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却系圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。

したがって、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの37分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する量は、その時流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。

b．破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率10m^3／dで30日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の放射性崩壊を考慮する。

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

a．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの37分間の大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10－24)式～(10－26)式を用いて求める。

(a) 希ガスの放出量

$$Ri=\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-24)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$Ri=f_1\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-25)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$Ri=f_2\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci)\cdot\frac{G}{V_S\cdot P_F} \qquad \cdots\cdots (10-26)$$

ここで、

Ri ：核種iの大気中への放出放射能量（Bq）

Ci ：核種iの事故発生前の1次冷却材中放射能量（Bq）

Fi ：核種iの事故発生後の追加放出に寄与する放射能量(Bq)

L_R ：隔離されるまでの1次冷却材流出量（＝60ｔ）

V_C ：1次冷却系保有水量（＝249ｔ）

G ：隔離されるまでの大気放出蒸気量（＝30ｔ）

V_S ：破損側蒸気発生器保有水量（＝40ｔ）

f_1 ：有機よう素の割合（＝0.01）

f_2 ：無機よう素の割合（＝0.99）

P_F ：無機よう素の気液分配係数(＝100(液相中濃度 Bq/g)／(気相中濃度 Bq/g))

b．破損側蒸気発生器隔離後（37分以降）の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後30日間の大気中に放出される無機よう素の量は(10－27)式を用いて求める。

$$R_L=\int_0^T f_2\cdot\frac{L_R}{V_C}(Fi+Ci)\cdot\frac{L_T}{V_S\cdot P_F}\cdot e^{-\lambda i\cdot t}\,dt \qquad \cdots\cdots\cdots (10-27)$$

ここで、

R_L　：隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

L_T　：蒸気漏えい率（＝10m^3／d＝0.42t／d）

λ_i　：崩壊定数（d^{-1}）

T　：漏えい期間（＝30d）

4.2.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

重大事故の場合と同様とする。

また、全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2)　計算方法

a．甲状腺に対する線量

χ／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、(10－22)式を用いて線量を計算する。ただし、呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率1.2m^3／hを秒単位当たりに換算して用いる。

b．外部γ線による全身に対する線量

重大事故の場合と同様に、(10－9)式を用いて線量を計算する。また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

c．全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に、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。このとき、対象とする方位及び人口集計も原

子炉冷却材喪失の場合と同様である。

なお、放出点は地上と仮定して計算する。

4.2.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

仮想事故として蒸気発生器伝熱管破損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、敷地等境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）	約 2.3×10^{12} Bq
	希ガス （γ線エネルギ0.5MeV換算）	約 2.2×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約　0.0097　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約　0.00065 Sv
積算値	1980年の人口による積算値	約 0.029万人 Sv
	2030年の人口（推計）による積算値	約 0.033万人 Sv

これらの線量は、「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3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人 Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.0015Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

4.2.3 結　　論

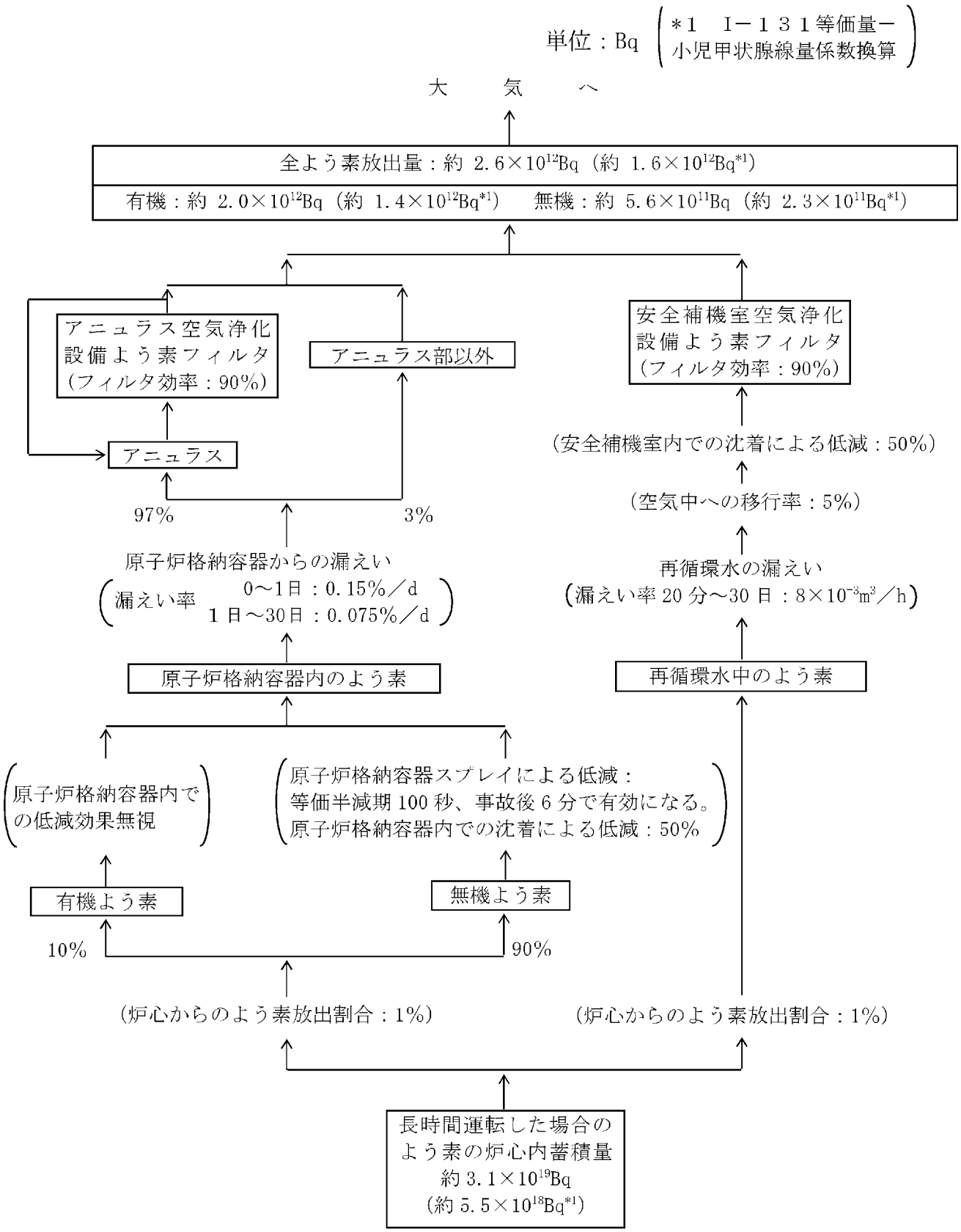
立地条件の適否を評価するため、仮想事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して2万人 Sv）を十分下回るものである。

第4.2.3表　　全身線量の積算値（1980年の人口集計による）

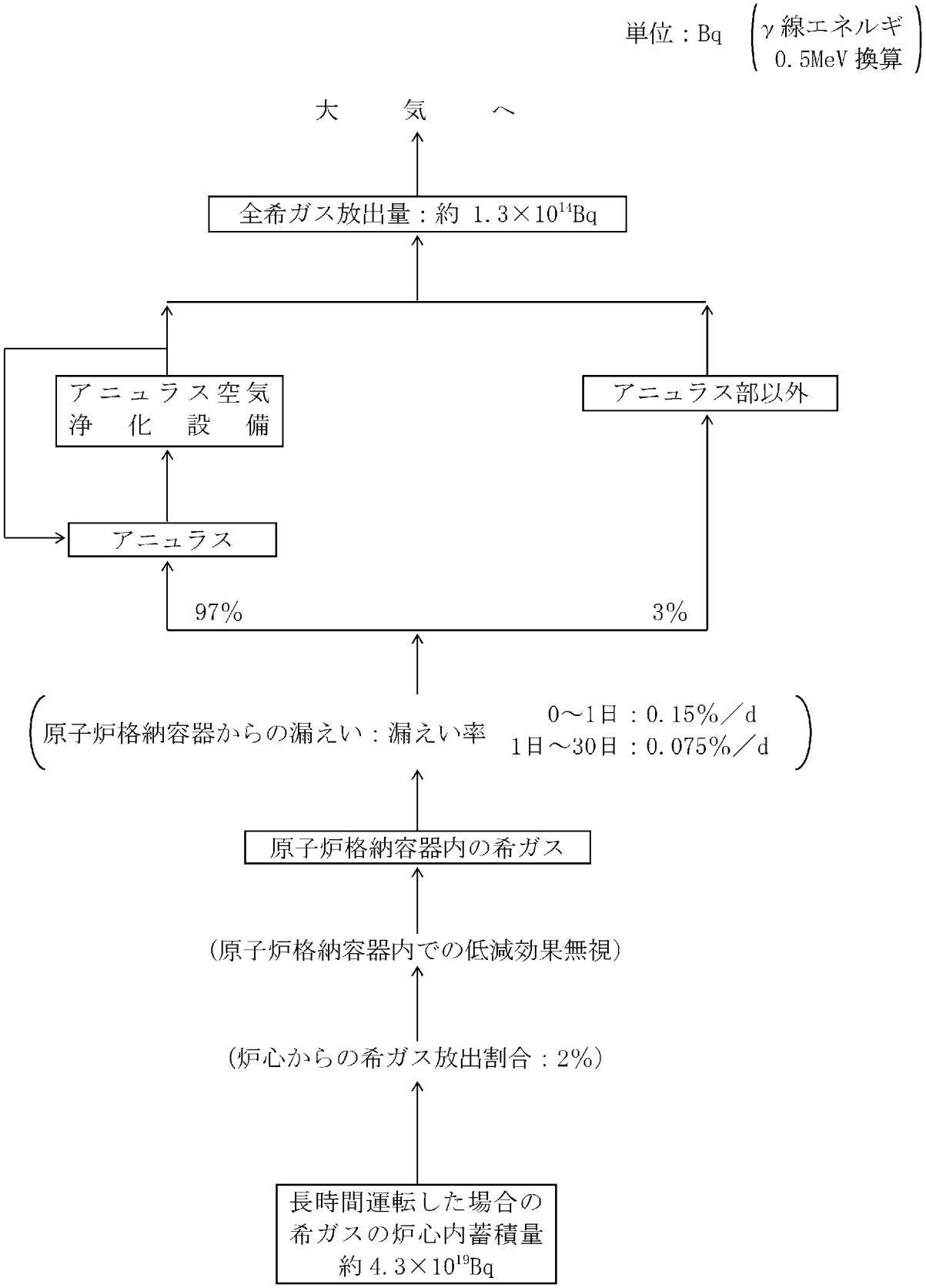
距　離(km) (ほぼ東北東方向)	主な市町村名	人　口 (人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人Sv)
～ 2	鎮西町	300	7.3	2.5
2 ～ 4	鎮西町	900	7.2	2.5
4 ～ 6	鎮西町、呼子町	3,000	8.2	2.8
6 ～ 8	鎮西町、呼子町	5,400	8.1	2.8
8 ～ 10	鎮西町、唐津市	630	0.62	0.21
10 ～ 15	唐津市	3,500	2.5	0.86
15 ～ 20	―	0	0	0
20 ～ 30	志摩町	5,200	1.5	0.50
30 ～ 40	前原町、福岡市	82,300	14	4.6
40 ～ 50	福岡市	225,000	26	8.6
50 ～ 60	福岡市	748,000	63	22
60 ～ 70	大野城市、古賀町、志免町	303,000	21	7.0
70 ～ 80	飯塚市、宗像町、穂波町	170,000	9.5	3.3
80 ～ 90	中間市、直方市、水巻町	376,000	18	6.1
90 ～ 100	北九州市	611,000	25	8.6
100 ～ 150	北九州市、下関市、宇部市	1,330,000	49	17
150 ～ 200	防府市，山口市、徳山市	545,000	14	4.5
200 ～ 300	広島市、松山市、呉市	3,050,000	56	19
300 ～	高松市、大阪市、京都市、神戸市、名古屋市、横浜市、東京都、仙台市	84,000,000	480	170
	合　　計	91,500,000	820	290

第4.2.4表　　全身線量の積算値（2030年の人口推計による）

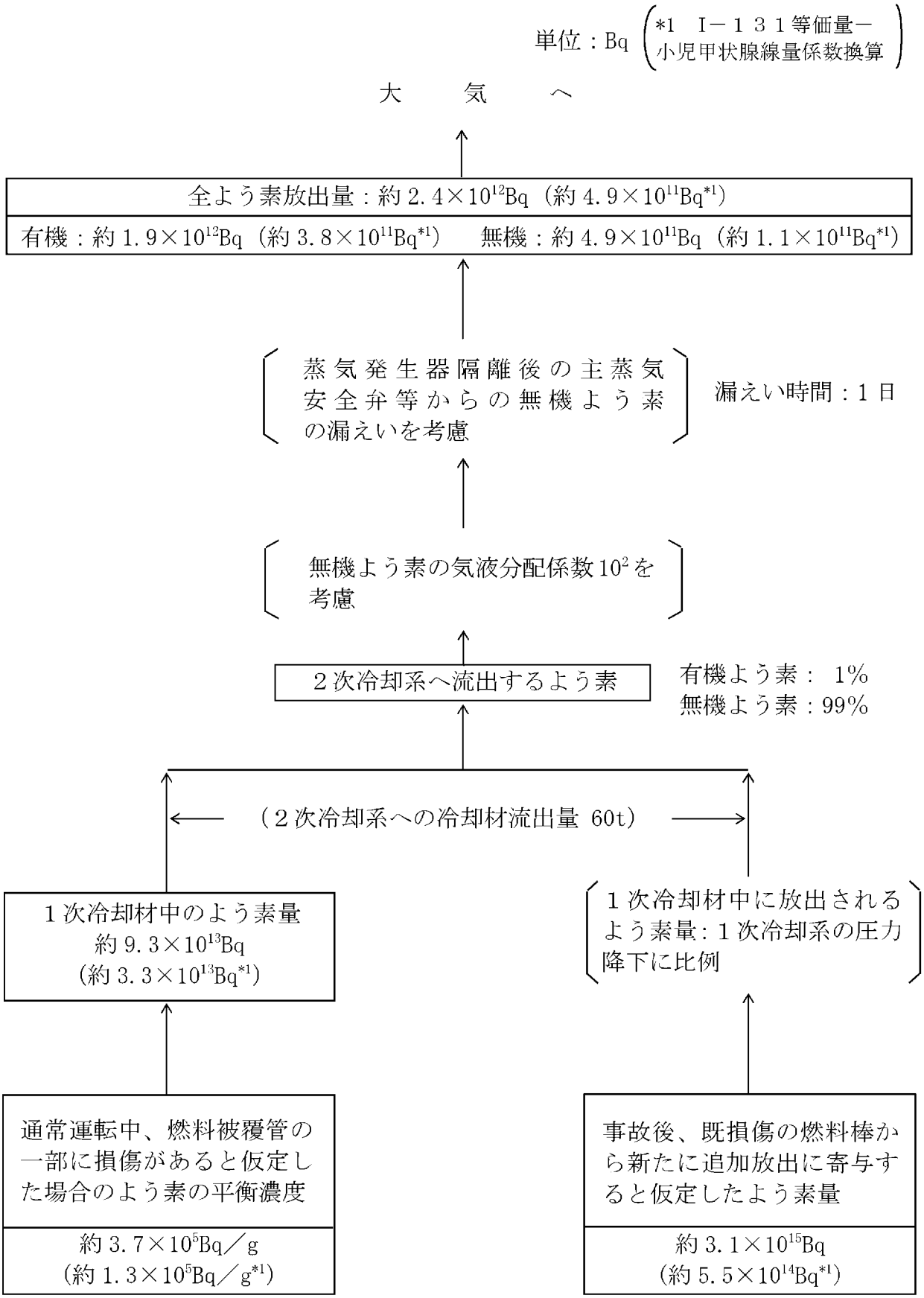
距　離(km) (ほぼ東北東方向)	主な市町村名	人　口 (人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人 Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人 Sv)
～ 2	鎮西町	330	8.0	2.8
2 ～ 4	鎮西町	970	7.7	2.7
4 ～ 6	鎮西町、呼子町	3,200	8.7	3.0
6 ～ 8	鎮西町、呼子町	5,900	8.8	3.1
8 ～ 10	鎮西町、唐津市	680	0.66	0.23
10 ～ 15	唐津市	3,800	2.7	0.93
15 ～ 20	－	0	0	0
20 ～ 30	志摩町	6,300	1.8	0.60
30 ～ 40	前原町、福岡市	99,600	17	5.5
40 ～ 50	福岡市	272,000	31	11
50 ～ 60	福岡市	906,000	76	26
60 ～ 70	大野城市、古賀町、志免町	367,000	25	8.5
70 ～ 80	飯塚市、宗像町、穂波町	206,000	12	4.0
80 ～ 90	中間市、直方市、水巻町	455,000	22	7.4
90 ～ 100	北九州市	739,000	31	11
100 ～ 150	北九州市、下関市、宇部市	1,510,000	55	19
150 ～ 200	防府市，山口市、徳山市	564,000	14	4.7
200 ～ 300	広島市、松山市、呉市	3,300,000	60	21
300 ～	高松市、大阪市、京都市、神戸市、名古屋市、横浜市、東京都、仙台市	99,300,000	560	190
	合　　計	108,000,000	950	330



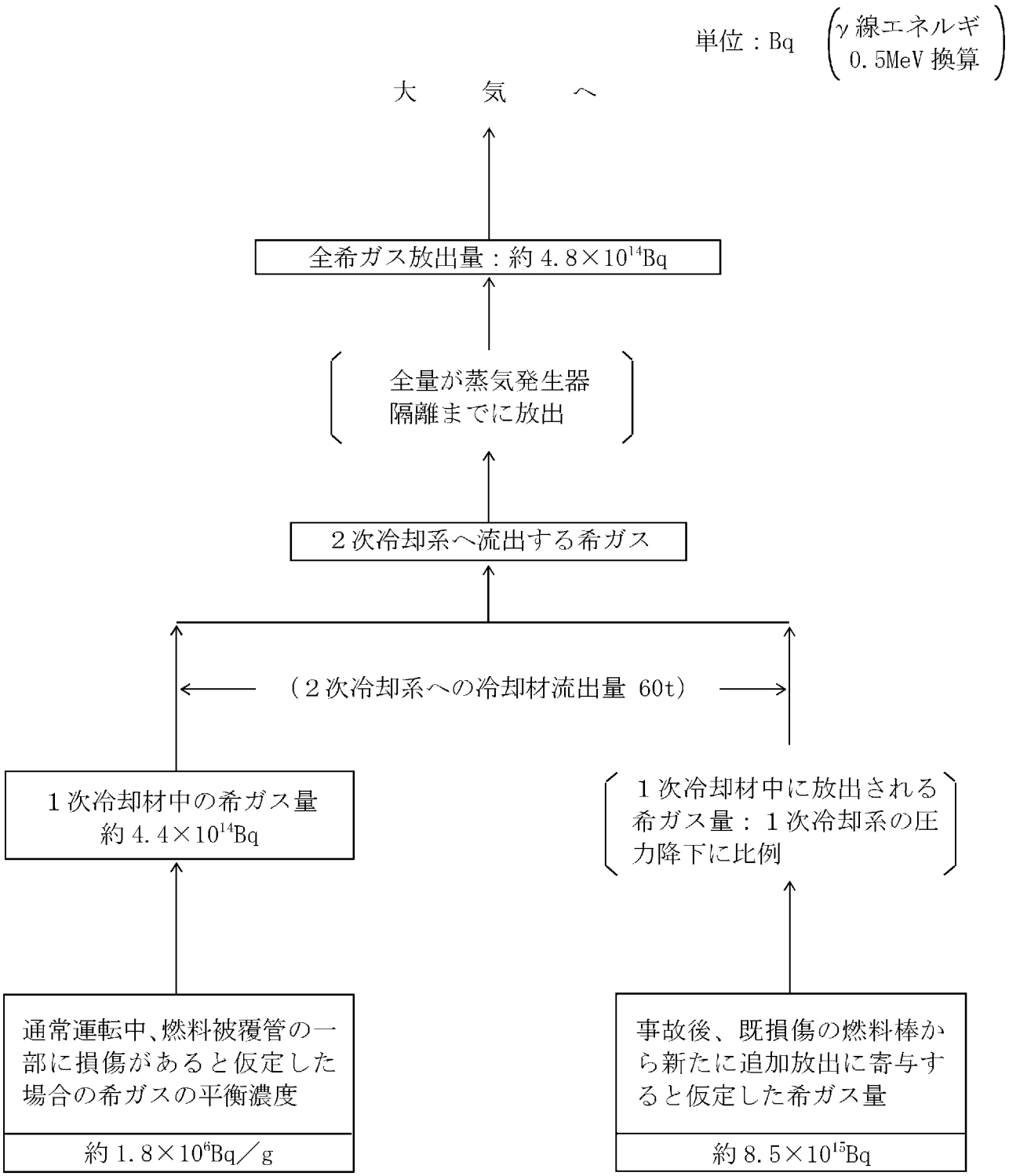
第4.1.1図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程



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

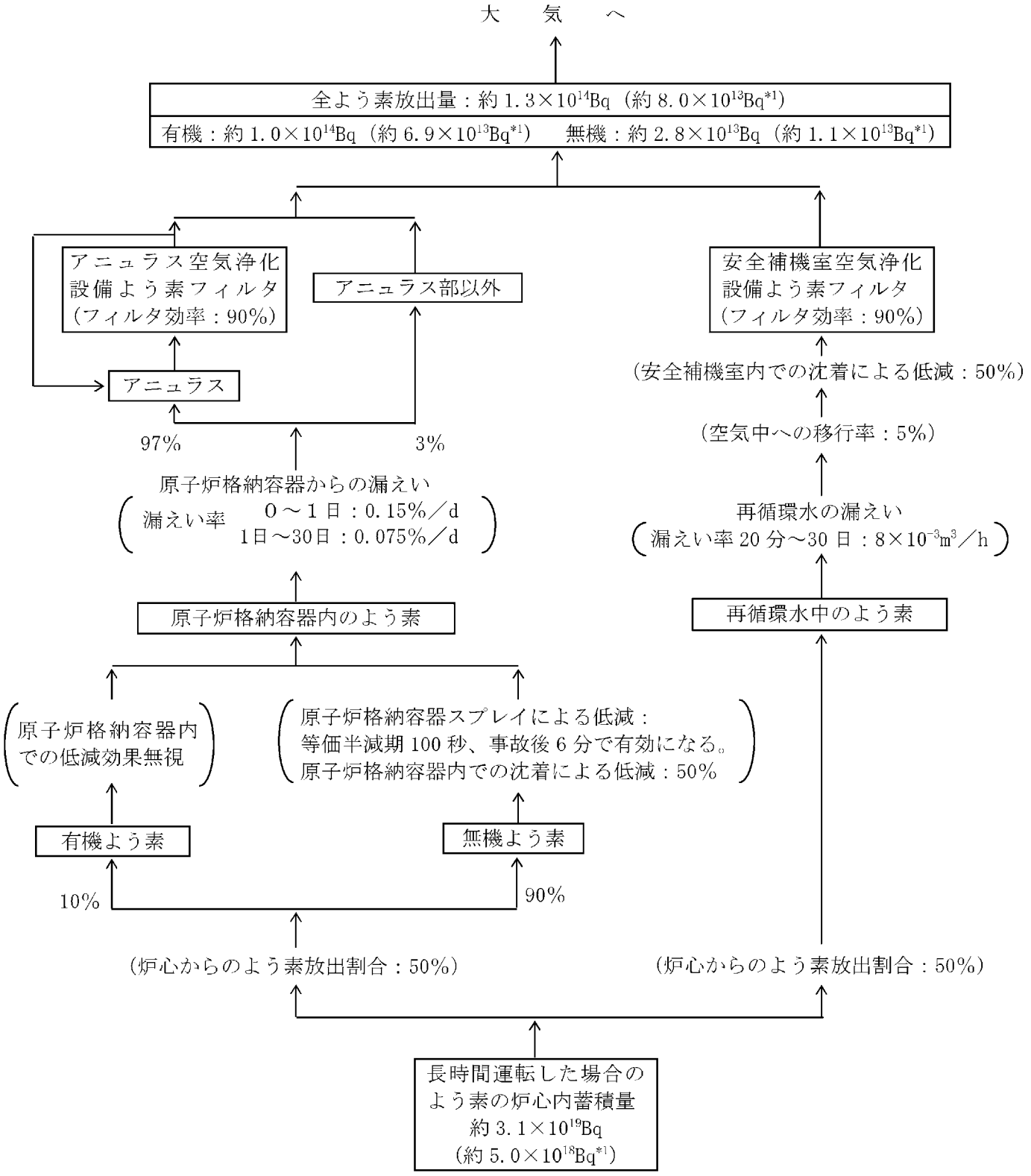


第4.1.3図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程

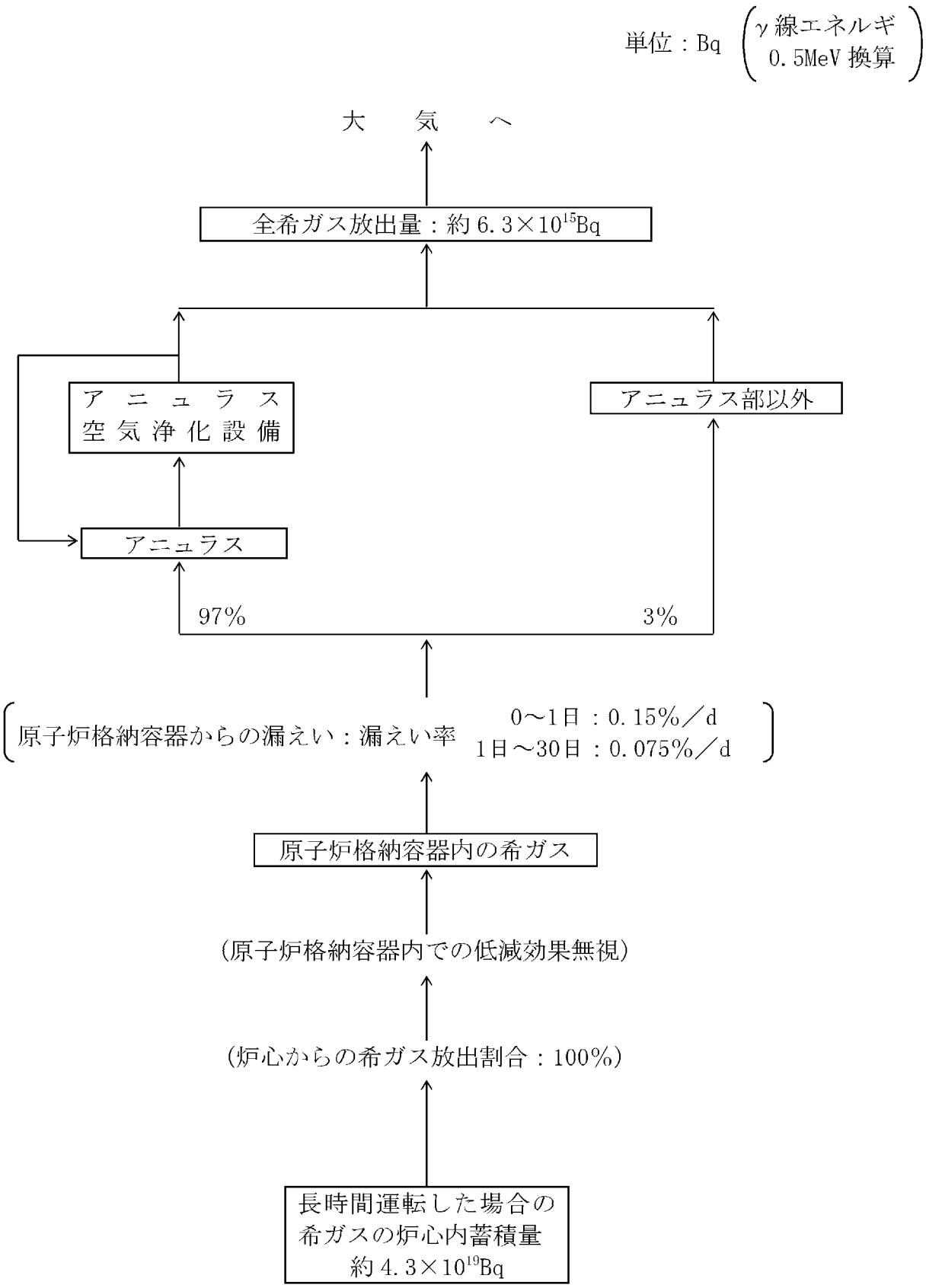


第 4.1.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程

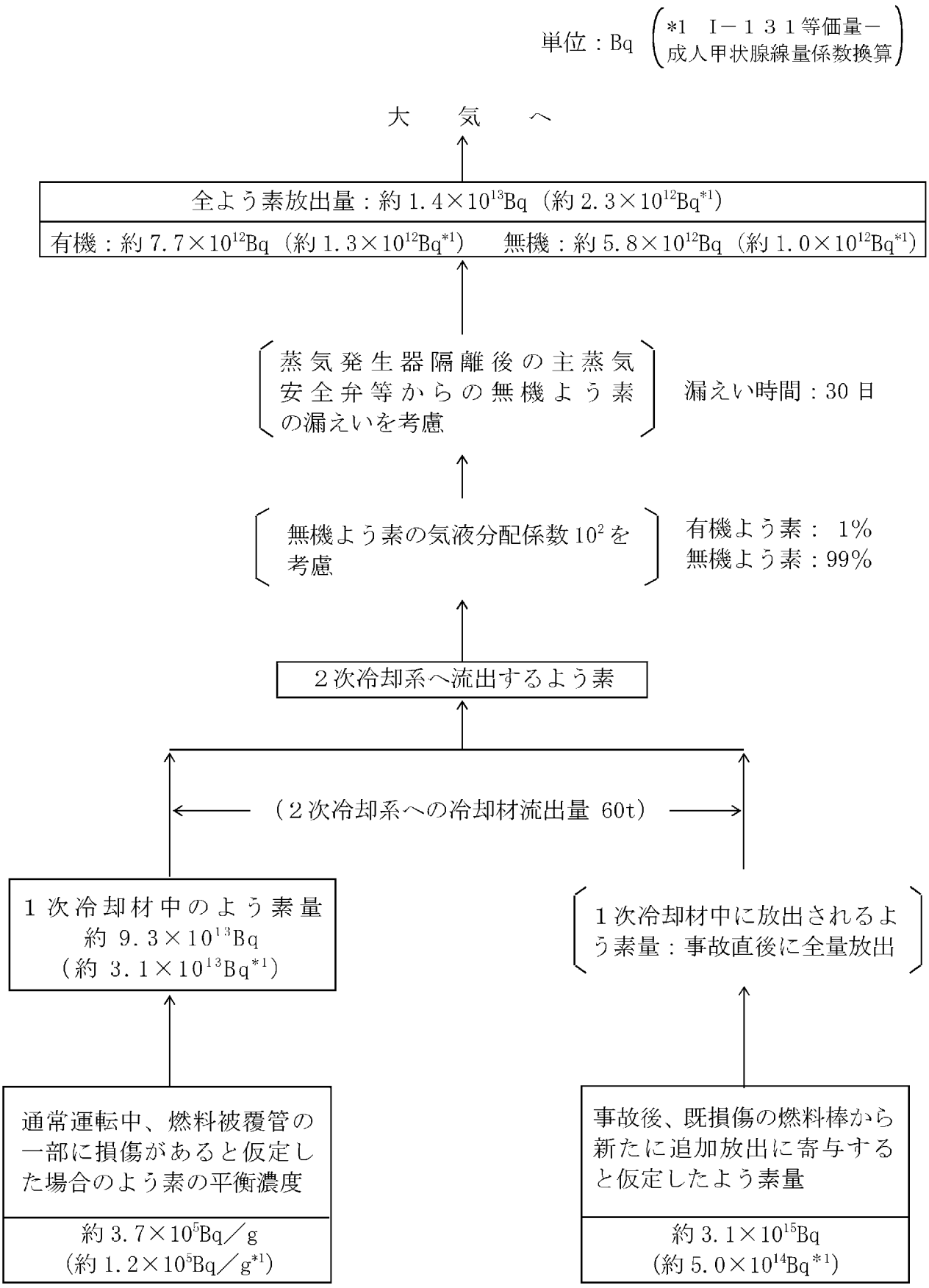
単位：Bq （*1 Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）



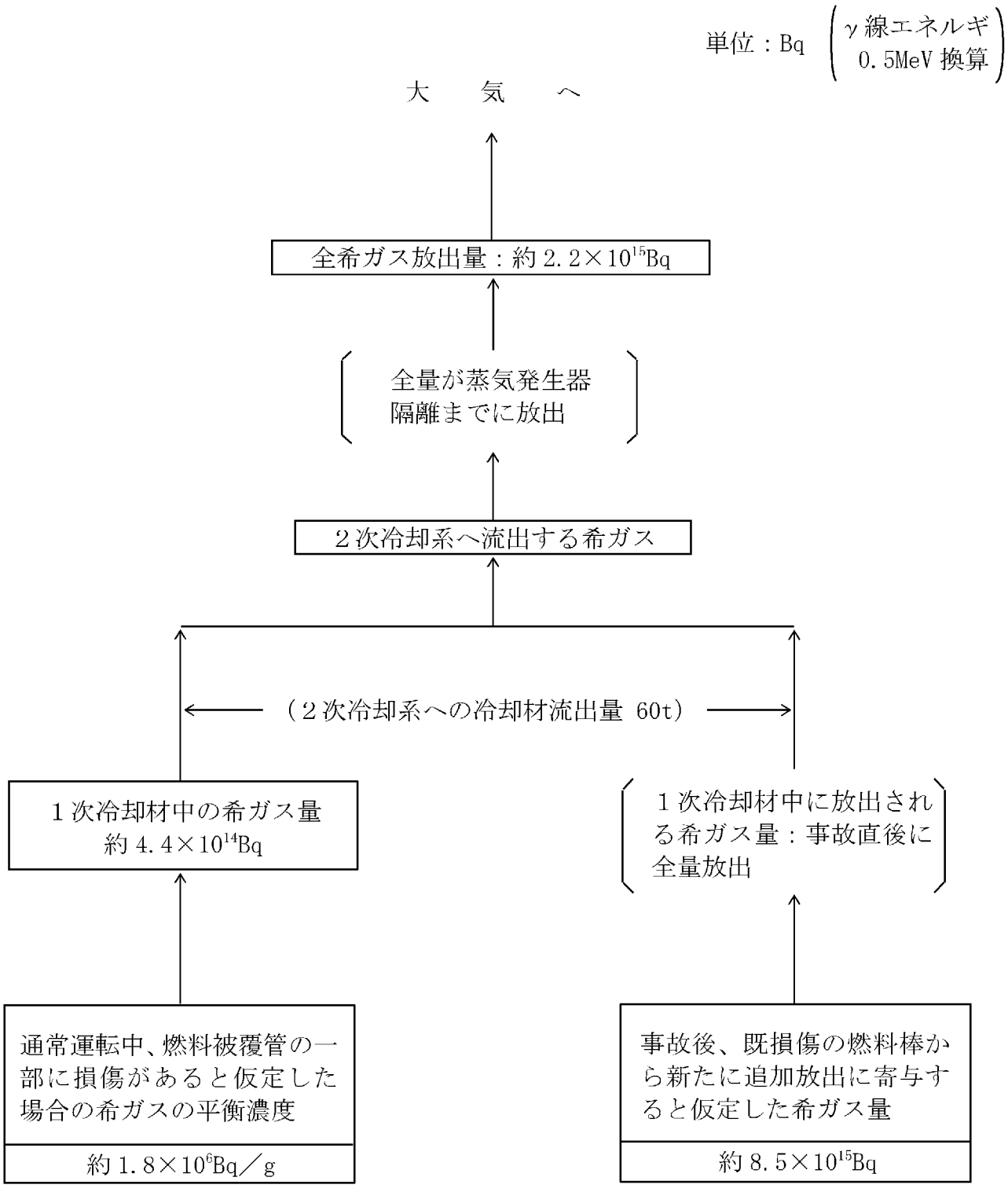
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程



第 4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

4.3 参考文献

(1) 「スプレイによるよう素除去効果」MAPI－1008 改７
三菱原子力工業、昭和61年

(2) 「事故時の格納容器漏洩率」MAPI－1060
三菱原子力工業、昭和57年

(3) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」MAPI－1010 改１
三菱原子力工業、昭和52年

(4) 「Compilation of Fission Product Yields 」
ＮＥＤＯ－12154 －１
Vallecitos Nuclear Center,M.E.Meek and B.F.Rider,1974

(5) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
(原子力安全委員会了承、平成元年 3月27日)
一部改訂 平成13年3月29日

(6) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」
原子炉安全専門審査会、昭和46年 7月 6日

(7) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
Lederer, C.M., et al.
John Wiley & Sons,Inc.,1968

(8) 「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコードの概要」MAPI－1021 改７
三菱重工業、平成14年

(9) 「ＳＰＡＮコードの概要」MAPI－1049 改３
三菱重工業、平成14年

(10) 「国勢調査報告」
総理府統計局、昭和55年

(11)　「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と推計結果の分析」

厚生省人口問題研究所「人口問題研究」第167号、昭和58年7月

(12)　「日本の将来推計人口－全国男女年齢別、昭和55～155年－昭和56年11月推計」

厚生省人口問題研究所、昭和57年4月

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

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「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」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応を実施する。

重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整

備する設備の運用手順等についても考慮した第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

5.1 重大事故等対策

5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項

(1) 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(2) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも１ルー

トは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

a. 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電源設備、モニタリング設備）の保管場

所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、八田浦貯水池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、合わせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。

また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物について

は、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるが、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響（降灰）が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、積雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーン等を配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器等の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、

確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

b. 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリ、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、合わせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意のものは除く。)（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八　1.6.1.2　火災発生防止」に示す。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

5.1.2 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実

施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(2) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(3) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものは除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、「5.1.1(2) アクセスルートの確

保」と同じ運用管理を実施する。

5.1.3 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠

隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

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

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(1) 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織

が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

a. 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で３号炉及び４号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注水するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。ま

た、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

d. 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

・警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

・事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用

・故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

・炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書（安全機能ベースと事象ベースで構成）

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

・炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書は、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び１次系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事

象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。主要パラメータである重要監視パラメータと有効監視パラメータが故障等により計測不能な場合又は計器故障が疑われる場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

また、主要パラメータと代替パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響

評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。発電所構内において輸

送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては、換気設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、運転員及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、運転員に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

(2) 教育及び訓練の実施

緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の緊急時対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年１回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年１回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

・複数の教育及び訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年２回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。

・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第5.1.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。

・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針

に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（Ｐ）、実施（Ｄ）、評価（Ｃ）、改善（Ａ）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

a. 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的に実施する。

b. 緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。

運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動

作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の緊急時対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

c. 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

緊急時対策本部要員のうち設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、

設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、緊急時対策本部要員が、各役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

d. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

e. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担

及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

緊急時対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策

を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（玄海町及び唐津市圏内）に３号炉及び４号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大

事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（緊急時対策棟内）におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

c．実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して３号炉及び４号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は、号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センタ

一班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、緊急時対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

緊急時対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、副原子力防

災管理者の指揮の下、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員（当直員）及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度５弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員（指揮者等）４名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動対応要員」という。）20名、並びに初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員(以下「初動後対応要員」という。）16名の合計52名を確保する。

なお、号炉ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に

常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員（指揮者等）と初動後対応要員は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の

機能は、上記b.項及びd.項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

g. 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長(原子力防災管理者)が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は３号炉及び４号炉ごとに指揮者を指名する。

号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

h. 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。)、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備

を備えた代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）を整備する。

実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第１項に該当する事象が発生した場合、所長（原子力防災管理者）は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに発電本部部長（原子力管理）へ報告する。

発電本部部長（原子力管理）は、緊急時対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及

びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を

含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

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

5.2.1　可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

5.2.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想

定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第5.2.1図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第5.2.1表及び第5.2.2表にそれぞれ示す。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象77事象を抽出した。その内の自然災害54事象の中で、

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災、落雷及び隕石の11事象（以下「自然災害11事象」という。）を選定する。

選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理する。また、重畳することが考えられる自然現象の組合せについても考慮する。事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

a. 自然災害の規模の想定

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(a) 地　震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いものと考えるが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生することを想定する。

(b) 津　波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いが、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考えるが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

(c) 風（台風）

敷地近傍で観測された最大瞬間風速（53.2m／s）を超える規模を想定する。

なお、風（台風）は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(d) 竜　　巻

過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：5秒間の平均風速70m／s～92m／s）を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低いが、風速100m／sを超える規模を想定する。

なお、必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。

(e) 凍　　結

敷地付近で観測された最低気温（－5.8℃）を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(f) 積　　雪

敷地付近の観測所で観測された積雪量（12cm）を超える積雪量を想定する。

なお、積雪は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。

(g)　火山の影響

文献調査及び地質調査結果から、考慮すべき火山灰の厚さを10cmと評価している。そこで10cmの降灰を超える規模を想定する。

なお、火山(降灰)は事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。

(h)　生物学的事象

海水取水の機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はないものとする。

(i)　森林火災

森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を越えるような規模の森林火災の発生を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(j)　落　　雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はないものとする。

(k)　隕　　石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はないものとする。

(1)　地震と津波の重畳

大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没、津波による漂流物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。

(m)　火山の影響（降灰）と積雪の重畳

火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、あらかじめ体制を強化して対策（除灰、除雪）を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

b.　大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象(プラント状態)を特定するため、自然災害11事象に対して生じうるプラント状態を特定する。また、プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(a)　異常発生防止系

イ．原子炉建屋及び原子炉補助建屋

ロ．原子炉制御系

ハ．原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(b)　異常影響緩和系

イ．原子炉格納容器

ロ．安全保護系

ハ．２次冷却系からの除熱機能（補助給水、主蒸気逃がし弁等）

ニ．炉心冷却機能（ECCS等）

(c)　関連系（安全上特に重要なもの）

イ．原子炉補機冷却機能

ロ．非常用所内電源

c．　イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第5.2.2図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突と同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリーで示していない。

(a)　地　　震

大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能

性があり、その状態において、１次冷却材喪失（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとしてレベル１PRAの知見より、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が考えられる。原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

その他、斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(b)　津　　波

大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による２次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原

子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。さらに、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとして、レベル１PRAの知見より、複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

その他、漂流物、油タンク火災等により比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(c)　竜　　巻

大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。

その他、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(d)　積雪、火山の影響（降灰）

これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害２事象については、事前の予測が可能であることから体制を強化して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(e)　生物学的事象

大量の海生生物の襲来により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失に至る可能性がある。ただし、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。

(f)　森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、発電用原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間的余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(g)　落　　雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。

なお、雷害防止対策を講じている。

(h)　隕　　石

隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様と考えられる。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第5.2.3表に示す。

・　大規模損壊（重大事故を上回る状態）

・　重大事故等

・　設計基準事故

第5.2.3表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震及び津波の２事象を代表として整理する。また、当該の２事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考えるが、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら２事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応できる。

(2) 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考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物（航空機衝突）、爆発等の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1) 項及び (2) 項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える

可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するよう考慮する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下のc.(a)項に示す５つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、c.項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシート及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

・　電源確保

・　炉心損傷緩和

・　原子炉格納容器破損緩和

・　放射性物質放出低減

・　使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和

・　水源確保

・　大規模火災への対応

・　その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給）

上記の各項目に対応する操作の一覧を第5.2.4表に示す。

大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応（火災対応を含む）の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。

a.　大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

（a）　大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型

航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直課長が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると原子力防災管理者又は当直課長が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

イ．大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む）
- 使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合
- 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合
- 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

ロ．当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

ハ．原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

（b） 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所若しくは緊急時対策所（緊急時対策棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。個別操作実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行

うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(a)　大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、原子

力防災管理者又は当直課長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

イ．事前の予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は、衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。また、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、大型航空機の衝突その他テロリズム発生時は衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

ロ．事前の予測が可能な自然災害（津波）が発生した場合

大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として原子炉を停止し冷却操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への退避指示並びに関係箇所へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第２、第３波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の常時監視を行う。また、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(b) 原子力防災管理者は、非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷）を行う。原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシートを用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(c) 緊急時対策本部は、以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

イ. 初期状態の確認

・ 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否

・ 原子炉停止確認（停止していない場合は、原子炉手動停止を速やかに試みる。）

・ タービン動補助給水ポンプ起動確認（起動していない場合は、起動操作を速やかに試みる。）

ロ. 放射線モニタ指示値の確認（モニタ指示値により事故、炉心及び使用済燃料ピットの状況を推測する。）

ハ. 火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応への支障の有無を確認する。）

(d) 緊急時対策本部は、上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

イ. 対応可能な要員の確認

ロ. 通信連絡設備の確認

ハ. 電源系統の確認

ニ．建屋等へのアクセス性確認

ホ．建屋等の健全性確認

ヘ．建屋等内部の確認

ト．機器状態の確認

(e) 緊急時対策本部は、(c) 項の確認と並行して以下の対応を実施する。

また、対応の優先順位については、把握した対応可能な緊急時対策本部要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

イ．発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に努める。

外観から原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、あらかじめ準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減を行う。

外観から原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量

率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施する。

炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による使用済燃料ピットへの注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第5.2.3図に示す。

ロ．発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先して実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可

搬型計測器等により確認を試みる。

(f)　(c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

c.　大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a) 項の５つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

また、(b) 項から (n) 項のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

第5.2.5表から第5.2.17表に1.2から1.14における重大事故

等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を、また第5.2.18表に大規模損壊に特化した対応手段と対応設備並びに整備する手順を示す。

なお、(b) 項から (n) 項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を (o) 項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって発電所内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能となるよう多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の (1) 項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当

該火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の一部の機能が喪失するような場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備等は火災の影響を受けないことが考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備等と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

- 現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。
- 再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。
- 消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。
- 屋内での消火活動は、１組２名以上で行動するとと

もに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。

・　消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（b）項から（f）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉冷却を行う。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は２次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（c）項から（j）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場

合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、１次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、２次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接

触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。

・　さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

また、電気式水素燃焼装置の起動に関しては緊急時対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。

ニ．使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（k）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合にお

ける対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、建屋内部からのスプレイ等を実施し、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の（f）項及び（k）項から（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水

が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、２次冷却系からの除熱機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水ピット水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせて原子炉を冷却する手順を整備する。

- 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水ピット水を原子炉へ注入する操作
- 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

これらの手順により、２次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるＢ充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた１次冷却系の減

圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、２次冷却系からの除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、２次冷却系からの除熱により１次冷却系のサブクール度を確保した上で実施する。２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により１次系と２次系の圧力を均圧させることで１次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、漏えい箇所を隔離することで１次冷却材の漏えいを抑制する。

どちらの事象も隔離ができない場合は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧で１次冷却材の漏えい量を抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いて１次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水ピット水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。

・　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出

する操作

・　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

・　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注入する操作

これらの手順により、２次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を用いた原子炉への注水、加圧器逃がし弁等を用いた１次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。

(d)　「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。

１次冷却材喪失事象が発生して１次冷却系統の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水ピット水を炉心へ注入する冷却機能。また、

長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。

１次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順を整備する。

これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉

心注入を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）の機能回復を行う。

さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.5の手順に加えて、1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低下させるため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、

共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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を行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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を行う。また、Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉を冷却するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

さらに、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応で

きるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。

また、大規模損壊時における電気式水素燃焼装置の起動に関しては、事故発生から１時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。

(j)　「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に水素が放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした水素による原子

炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.10の手順に加えて、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）を用いてアニュラス水素濃度計測装置により計測する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においてもアニュラス内の水素濃度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。

(k)　「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

使用済燃料ピットの冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。

これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するための対

処設備を整備している。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上

昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順を整備する。

これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による注水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水を行う。

さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、資機材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

① 使用済燃料ピット水の漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット（燃料取扱棟）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状況（火災発生の有無、線量等）に依存する。

② 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から注水するまでの時間が比較的短い常設設備（ディーゼル消火ポンプ）を用いた注水操作を実施する。

③　②の操作により使用済燃料ピットの水位維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。

④　③の操作を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱棟内部からのスプレイが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイ操作を実施する。

⑤　④と並行して、使用済燃料ピット水の漏えいを抑制するため、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。

⑥　使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレイが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた外部からのスプレイを実施する。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いた燃料取扱棟への放水操作を実施する。

(1)　「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順を整備する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電所外への放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。

放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管

理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。

使用済燃料ピットからの放射性物質の放出低減対策については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の放出低減対策を実施する。

以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。

① 放水砲の使用判断

大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の放出低減に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。

原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質放出低減フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、格納容器スプレイラインが使用不能な場合

又は放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する場合に備え複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は燃料取扱棟への放水可能性

［原子炉格納容器へ放水する場合］

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約80mの範囲内、かつ敷地高さEL.＋11mに放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの布設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

［使用済燃料ピットへ放水する場合］

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における対応では、「1.11　使用済燃料貯

蔵槽の冷却等のための手順等」に示す可搬型ディーゼル注入ポンプでの使用済燃料ピットスプレイヘッダによる内部又は外部からのスプレイに加え、消防自動車での使用済燃料ピットスプレイヘッダによる内部又は外部からのスプレイを実施する。

さらに、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により燃料取扱棟に接近できない場合）においては、放水砲により燃料取扱棟へ放水する手段もある。この場合、原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位）等に応じて放水砲を設置する。

放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生することから、発電所外への流出を抑制するため、放射性物質吸着剤設置及びシルトフェンスにより汚染水の海洋への放出低減を行う。

シルトフェンス設置前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通って海へ流れるため、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させ、海洋への放射性物質の放出低減を図る。

シルトフェンスは、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等に設置する。

また、１号炉及び２号炉側においては、３号炉及び４号炉のシルトフェンス設置後、吐口水槽等に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故の収束に必要な水源は、復水ピット、燃料取替用水ピットである。これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。

当該手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に示す２次冷却系からの除熱手段、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止

するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉格納容器への注水等の手段、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器等への放水等を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。

これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水（取水ピット、取水口）を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として２次系純水タンク及び原水タンクを水源とすることにより中間受槽への供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水の水源を確保する手順を整備する。

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉

格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するための代替電源を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.14の手順に加えて、非常用母線２系統が損傷した場合に、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車)、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順を整備する。

これらの手順により、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。

全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備による給電を実施する。また、電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先

に記載した（b）項から（n）項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合の消火活動」の措置を行う。

なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

イ．Ｂ充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順

ロ．消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順

ハ．消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順

ニ．使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順

ホ．使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレイする手順

ヘ．大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順

ト．可搬型バッテリを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順

チ．可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順

リ．可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順

ヌ．移動式大容量ポンプ車によるＡ系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

これら手順のうち、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びリ項が該当する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、イ項からハ項及びヘ項からヌ項が該当する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等並びに放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等については、ニ項からヘ項が該当する。

d.　c.項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。例えば、重大事故等発生時において運転手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等（例：大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等）の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その機能を代替するための対策が行える手順書の構成とする。

e.　c.項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震及

び津波により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質放出低減等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

f. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊時に対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

5.2.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるようにする

とともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練の実施及び体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、重大事故等対策要員のうち保修対応要員（以下「保修対応要員」という。）については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。その他、発電所構内に勤務する緊急時対策本部要員以外の人員を割り当てなければならない事態を想定して、原子力災害への活動に協力するための教育を実施する。必要となる力量を第5.2.19表に示す。

a. 大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的に実施する。

b. 保修対応要員は、役割に応じて付与される力量に加え、例えば保修対応要員の被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう、臨機応変な配員変更に対応できる知識

及び技能を習得する等、流動性を持って柔軟に対応できるよう保修対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施する。

c. 緊急時対策本部要員（指揮者等）に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。また、専属自衛消防隊員に対し大規模損壊発生時に対応するための教育及び訓練を実施する。

d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

(2) 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。

a. 休日、時間外（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）４名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員８名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員（指揮者等）にて初動及び初動後対策を実施する。

b. 大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

c. 休日、時間外（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方に基づき整備する。

a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、

地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

b. 地震、津波等の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の発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、最低限必要な要員は代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な

要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活動を実施する。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）が基本となる。また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員（当直員）に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。

なお、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本店対策本部体制の確立

(a) 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とす

る本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

(b) 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

(c) 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

b. 外部支援体制の確立

(a) 大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「5.1.3 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

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

大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 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必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。

a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

b. 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから 100m の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

d. 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等

対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。

e. 地震、津波、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用重機については、比較的標高が高い場所（EL.＋16m、＋28m）に分散して保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護

服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

f. 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。

g. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

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

原子炉格納容器、原子炉補助建屋及び原子炉周辺建屋（以下「原子炉補助建屋等」という。）への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の

衝突その他のテロリズムによる重大事故等」という。）において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、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に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

一　特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「5.1 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「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」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

5.2.2.1　特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等を想定する。

手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書、発電所の緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）が使用する手順書及び特定重大事故等対処施設を操作する要員（以下「特重施設要員」という。）が使用する手順書を整備する。

(1)　原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等への対応における考慮

a.　原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等を想定し、中央制御室及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）（以下「緊急時対策所」という。）が機能喪失する過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

b.　原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

c. 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所対策本部活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所対策本部が使用する手順書に整備する。

d. 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況

に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び発電所対策本部が使用する手順書を適切に定める。

発電所対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

e. 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所対策本部要員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、

特重施設要員及び発電所対策本部が使用する手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、発電用原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気設備の隔離等により、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

h. 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他

のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等への特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特重設備の操作を実施するための手順を整備する。

・特定重大事故等対処施設の準備操作
・原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
・原子炉内の溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
・原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
・原子炉格納容器の過圧破損防止
・[redacted]の居住性
・電源設備
・計装設備
・通信連絡設備

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

場合をいう。）として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時については、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

一方、大規模な自然災害による大規模損壊時においては、特定重大事故等対処施設は頑健性を高めた設計としており、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の個別対応手段の中で特定重大事故等対処施設の使用可否を発電所対策本部で把握するために特重施設要員が、[redacted]の被害状況を確認する。

アクセスルート周辺の機器に対しては、火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.3.2 火災発生防止」に示す。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「5.1.1(2) アクセスルートの確保」及び「5.2.1.1(3)b.(f)」

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

のアクセスルートの確保の対応に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。ここに上記で得られたような特定重大事故等対処施設の情報が追加される。「5.1.1(2) アクセスルートの確保」及び「5.2.1.1(3)b.(f)」のアクセスルートの確保の対応を、5.2.2.4(1)及び5.2.2.4(2)に再掲する。

また、大規模な火災への対応は、「5.2.1.1(3)c.(a)５つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(3)に再掲する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、運転員（当直員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。また、自然災害の場合は、「5.1.4(1)f.」の前兆事象の対応と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(4)に再掲する。

a. 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。具体的には、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時に特定重大事故等対処施設により

対応する場合に加え、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因(大規模な自然災害)で発生する大規模損壊時の個別対応手段においても発電所対策本部長の指揮のもと、特定重大事故等対処施設を活用可能となるよう判断フローを整備する。

(a) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等であると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、運転員（当直員）及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後、発電所対策本部長から指示がなくとも手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

また、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因（大規模な自然災害）で発生する大規模損壊時の個別対応手段において、発電所対策本部長が特定重大事故等対処施設による影響緩和が有効と判断した場合は、発電所対策本

部長の指揮のもと、特重施設要員が特定重大事故等対処施設の個別機能を用いた対応を行う。

なお、必要に応じて発電所対策本部と[redacted]は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(b) 特定重大事故等対処施設が有する機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順に従った対応を行う。特定重大事故等対処施設の個別機能を用いる場合は、可搬型設備等による大規模損壊時の判断フローに特定重大事故等対処施設の個別機能を付加した判断フローを用いる。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

(a) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応とともに、可搬型設備等による対応の手順がある。ここでは、特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応の関係について記載する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行う。特定重大事故等対処施設は常設設備であることから、可搬型設備等による対応と比較して即応性及び信頼性が高いため、原子炉格納容器の破損防止に係る対応については

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。なお、中央制御室における特定重大事故等対処施設の準備操作が実施できなかった場合は、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の対応として、原子炉格納容器隔離機能の確立及び特定重大事故等対処施設の系統を使用するための原子炉格納容器隔離操作及び系統構成操作を行う。また、原子炉格納容器の破損が確認された場合は、「5.2.1 可搬型設備等による対応」における放射性物質拡散抑制のための対応を行う。

「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備するその他の起因（大規模な自然災害）における大規模損壊時の個別対応手段において、設備の被害状況把握により発電所対策本部長の指揮のもと、特重施設要員が特定重大事故等対処施設を用いた対応を行う。特定重大事故等対処施設を用いた個別対応を以下に示す。

・炉心冷却のための対応

・原子炉格納容器破損防止（破損炉心冠水）のための対応

・放射性物質拡散抑制のための対応

・原子炉格納容器過圧破損防止のための対応

(b) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

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おいても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注入、原子炉格納容器へのスプレイによる冷却・減圧、フィルタ装置を介した原子炉格納

容器内雰囲気の大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタ装置では除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を環境へ放出する手順であることから、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。湿式であるフィルタ装置内には事前に水を貯めた状態であるため、特定重大事故等対処施設の準備操作では、フィルタ装置の水位がフィルタベント操作に必要な水量を確保していることを確認する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「5.2.1 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

c. 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。

「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」は特重施設要員が実施する操作を記載し第5.2.20表に示す。

整備する手順書及び想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価については「追補Ⅱ　想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価」にて補足する。

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

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。また、特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設は必要な機能が維持できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特重設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼

性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。必要となる力量を第5.2.21表に示す。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・要員に対し必要な教育及び訓練項目を年2回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進

展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう、要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画(Ｐ)、実施(Ｄ)、評価（Ｃ)、改善(Ａ)のプロセスを適切に実施し、ＰＤＣＡサイクルを廻すことで、手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

a. 特定重大事故等対処施設については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応を実施するために必要な知識について、要員の役割に応じた教育及び訓練を定期的に実施する。

b. 要員の役割に応じて、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突

その他のテロリズムによる重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、発電所対策本部の特定重大事故等対処施設による対応における指揮者（以下「特重施設指揮者」という。）、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための訓練等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）などを想定し、必要な防護具等を使用した訓練も実施する。

運転員（当直員）及び特重施設要員に対しては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するために必要な特定重大事故等対処施設の操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための教育、特定重大事故等対処施設の操作方法を習得するための模擬訓練を実施する。

特定重大事故等対処施設による対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

発電所対策本部要員のうち設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

また、発電所対策本部の要員及び運転員（当直員）に対しては、特重施設要員への適切な指示を行うために、役割に応じて教育を実施する。

(2)　特定重大事故等対処施設による対応の体制

a.　原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するため、「5.1.4(3) 体制の整備」、「5.2.1.2(2) 大規模損壊発生時の体制」及び「5.2.1.2(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え

方」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、「5.2.2.1 特定重大事故等対処施設の手順書の整備」に従って活動を行うこととしており、5.2.2.4(5)、5.2.2.4(6)及び5.2.2.4(7)に再掲する。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえて整備する。

b. 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、発電所対策本部設置前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災時の場合において、発電所対策本部長の指示により、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

また、発電所対策本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名された指揮者は、特重施設指揮者として、特重施設要員に指示を行い、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、３号炉及び４号炉に対して特定重大事故等対処施設による対応を実施できる体制とする。特重施設要員は特重施設指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

c. 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他

のテロリズムによる重大事故等に速やかに対応するために、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、[redacted]（3号及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は[redacted]、3号及び4号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。）を確保する。また、「5.1.4(3) 体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために計52名を確保し、特重施設要員と合わせて合計[redacted]（3号及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は[redacted]、3号及び4号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は52名）を確保する。所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集を行う。「5.1.4(3) 体制の整備」で整備される必要な要員の詳細については5.2.2.4(5)に再掲する。

なお、特重施設要員を「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第91条第2項第十七号適用の特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（特重設備を除く。）による原子炉格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

d. 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行う

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

とともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、発電用原子炉の停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

c. 特定重大事故等対処施設による対応を開始して以降は、要員の交代なしでも7日間継続した対応が可能な設計としているため、特重施設要員の非常召集については実施しない方針であるが、要員の交代が可能な状況であれば、[redacted]での操作を行える力量を持った要員が発電所対策本部長の指揮のもと、交代により対応に当たる。なお、要員の交代の際には、周辺の放射線量やフィルタベントの開始のタイミングに配慮し、[redacted]に汚染物を持ち込まないようチェンジングエリアを設け、要員の被ばくの低減を図る。

f. フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まる。この際、緊急時対策所の加圧の開始は[redacted]と同様にフィルタベント開始時からとする。その他の要員は屋内待機させるか発電所外に一時退避する。

なお、フィルタベントの開始が必要となる時間と比べ、可搬型設備等による大規模損壊への対応に必要な可搬型設備等の準備のために必要な時間は短い。

また、特重施設要員は、フィルタベント時及びプルーム通過時においても[redacted]に留まる。

(3) 特定重大事故等対処施設の対応拠点

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等において、特重施設要員の拠点は［　　］とする。

(4)　原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の支援体制の確立

a.　本店対策本部体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の本店対策本部体制において「5.1.4(3)　体制の整備」及び「5.2.1.2(5)a.　本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(5)及び5.2.2.4(8)に再掲する。

b.　外部支援体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、［　　］に留まり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの７日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカ、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（特重設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等によ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

り、事象発生後６日間までに支援を受けられる計画等を定める「5.1.3 支援に係る事項」及び「5.2.1.2(5)b. 外部支援体制の確立」における運用管理を実施することとしており、5.2.2.4(9)及び5.2.2.4(10)に再掲する。

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

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの７日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持するため、特重施設要員[　]が要員の交代なしに７日間、[　　]に留まり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

・外部支援が受けられない場合も[　　]で対応可能なように、飲料水、食料等を[　　]に備蓄する。
・特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。
・[　　]は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具として全面マスクを配備する。
・要員の交代等を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「5.1.3 支援に係る事項」及び「5.2.1.3(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」と同じ運用管理を実施すること

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

としており、5.2.2.4(9)及び5.2.2.4(11)に再掲する。

5.2.2.4　重大事故等対策及び可搬型設備等による対応

「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」において、「5.1 重大事故等対策」及び「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」のうち「5.2.1 可搬型設備等による対応」に従って実施する事項を以下に再掲する。

・アクセスルートの確保
・アクセスルートの確保の対応
・５つの活動又は緩和対策を行うための手順書
・前兆事象の対応
・体制の整備
・大規模損壊発生時の体制
・大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方
・本店対策本部体制の確立
・支援に係る事項
・外部支援体制の確立
・大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

(1)　アクセスルートの確保

アクセスルートの確保については、「5.1.1(2) アクセスルートの確保」に従って実施することとしている。5.1.1(2)のうち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも１ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、風（台風）及び竜巻による影響（飛来物）、

積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意のものは除く。）（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、

撤去可能な資機材についても必要に応じて落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八　1.6.1.2　火災発生防止」に示す。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

(2)　アクセスルートの確保の対応

アクセスルートの確保の対応については、5.2.1.1(3)b.(f)のアクセスルートの確保の対応に従って実施することとしている。5.2.1.1(3)b.(f)を以下に再掲する。

(c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作

に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

(3)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

５つの活動又は緩和対策を行うための手順書については、「5.2.1.1(3)c.(a)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書」に従って実施することとしている。5.2.1.1(3)c.(a)のうち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

a.　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a) 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、発電所対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

・現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消

火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。

・再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。

・消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。

・屋内での消火活動は、１組２名以上で行動するとともに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。

・消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、発電所対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

(4)　前兆事象の対応

前兆事象の対応については、5.1.4(1)f.の前兆事象の対応に従って実施することとしている。5.1.4(1)f.を以下に再掲する。

前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可

能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(5)　体制の整備

体制の整備については、「5.1.4(3) 体制の整備」に従って実施することとしている。特重施設要員は、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班と同様に実施組織として特重施設指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を行う。5.1.4(3)のうち、特定重大事故等対処施設による対応に関連する記載を抜粋し、以下に再掲する。

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制

として、以下の基本方針に基づき整備する。

a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

発電所対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組

織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外（夜間）に重大事故等が発生した場合、発電所対策本部要員（指揮者等）は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（玄

海町及び唐津市圏内）に３号炉及び４号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び緊急時対策所におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

c. 実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により３号炉及び４号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び

重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して３号炉及び４号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は、号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、発電用原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、発電所対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事

故等対策に専念できる環境を整える。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、発電所対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日、時間外（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

発電所対策本部（全体体制）が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員（当直員）及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度

５弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う号炉ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の発電所対策本部要員（指揮者等）４名、運転操作指揮、号炉間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員（当直員）12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動対応要員」という。）20名、並びに初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員（以下「初動後対応要員」という。）16名の合計52名を確保する。

なお、号炉ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、発電所対策本部要員（指揮者等）と初動後対応要員は、緊急時対策所に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそ

れぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

発電所対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、発電所対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記b.項及びd.項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

g. 発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は3号炉及び4号炉ごとに指揮者を指名する。

号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

h. 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。

また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合、所長（原子力防災管理者）は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに原子力発電本部部長（原子力管理）へ報告する。

原子力発電本部部長（原子力管理）は、発電所対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。原子力発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援す

るために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（原子力発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

(6)　大規模損壊発生時の体制

大規模損壊発生時の体制については、「5.2.1.2(2) 大規模損壊発生時の体制」に従って実施することとしている。5.2.1.2(2)を以下に再掲する。

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、発電所に事務系社員を含む通常の原子力防災組織の体制を基本とする発電所対策本部の体制を整える。

a.　休日、時間外（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員（当直員）12名、発電所対策本部要員（指揮者等）4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員8名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び発電所対策本部要員（指揮者等）にて初動及び初動後対策を実施する。

b.　大規模損壊発生時において、発電所対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

c. 休日、時間外（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(7) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方については、「5.2.1.2(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方」に従って実施することとしている。5.2.1.2(3)を以下に再掲する。

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方に基づき整備する。

a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外（夜間）における副原子力防災管理者を含む対応要員は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然

災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

b. 地震、津波等の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の発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、緊急時対策所に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊

は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活動を実施する。

(8) 本店対策本部体制の確立

本店対策本部体制の確立については、「5.2.1.2(5)a 本店対策本部体制の確立」に従って実施することとしている。5.2.1.2(5)aを以下に再掲する。

a. 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

b. 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

c. 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子

力災害対策組織については原子力発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(9) 支援に係る事項

支援に係る事項については、「5.1.3 支援に係る事項」に従って実施することとしている。5.1.3 を以下に再掲する。

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも

対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(10) 外部支援体制の確立

外部支援体制の確立については、「(9)支援に係る事項」にて整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

(11) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方については、「5.2.1.3(2)大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」に従って実施することとしている。5.2.1.3(2)を以下に再掲する。

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 移動式大容量ポンプ車によるＡ系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

f. 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。

g. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内

外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（１／20）

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的			運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、ほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉を緊急停止する。
		原子炉出力抑制（自動）	ATWS が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動設備の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで１次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、１次冷却材圧力が安定し、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	自動及び手動による原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合、中央制御室からの手動操作により、補助給水ポンプの起動及び主蒸気隔離弁の閉止を行う。手動による主蒸気隔離弁の閉止により、１次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、１次冷却材圧力が安定し、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、１次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	自動での原子炉緊急停止及び手動での原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行う。また、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 ほう酸タンクのほう酸水を炉心へ注入できない場合は、充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水ピットに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心へ注入する。 ほう酸水注入は、燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

配慮すべき事項	優先順位	自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動での原子炉緊急停止を行い、多様化自動作動設備による原子炉出力抑制のための設備の作動状況を確認する。 自動及び手動での原子炉緊急停止操作及び多様化自動作動設備からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制を行う。原子炉出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によるほう酸水注入を行う。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（２／20）

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、１次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水量を監視及び制御する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより炉心へ注入する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ１次冷却材を放出することで原子炉の冷却を行う。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば高圧再循環運転に切り替える。 ２次冷却系の除熱機能が回復した場合、１次冷却材の冷却を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用不能な場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 ２次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系による１次冷却材の冷却操作を開始し、１次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での手動によるタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。
		ポンプの機能回復（電動補助給水ポンプ）	全交流動力電源が喪失し、かつタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。大容量空冷式発電機により非常用高圧母線へ給電し復水ピット水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ただし、外部電源が無い場合は、電動補助給水ポンプの電源は燃料補給を必要とする大容量空冷式発電機となるため、タービン動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせず後備の設備として待機させる。なお、タービン動補助給水ポンプの運転継続が不能となった場合又は外部電源が復旧し、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まった場合は、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切り替えを行う。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	駆動用空気喪失時又は常設直流電源系統が喪失した場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより２次冷却系からの除熱を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器水位が低下した場合において、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により確認する。 加圧器水位の調整が必要な場合、燃料取替用水ピット水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 ２次冷却系からの除熱を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	補助給水系の故障により２次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、１次系のフィードアンドブリードを行う。ただし、炉心の過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水量がなくなる段階までは、原子炉格納容器内部への１次冷却材の放出を伴う１次系のフィードアンドブリードではなく、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）機能の回復を行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により２次冷却系からの除熱を行う。補助給水の機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機から非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間の運転を継続させる。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

配慮すべき事項	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件	蒸気発生器伝熱管破損があった場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の操作は行わない。また、当該ループ付近の線量が上昇するが、初期対応としては現場にて確実に健全ループの主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員（当直員）等※1はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 主蒸気管室が高温である場合は、初期対応より窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）を使用し中央制御室からの遠隔操作を行う。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	本配慮すべき事項は、「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項と同様。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量設定弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力に保持する。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 １次系のフィードアンドブリードを開始する判断基準の、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。使用する工具については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

※１　運転員（当直員）及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員を「運転員（当直員）等」という。（以下、同様）

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（３／20）

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステム LOCA 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系統を減圧する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	１次系のフィードアンドブリード	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のフロントライン系故障時の 1 次系のフィードアンドブリードと同様。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）により、１次冷却系統の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、大容量空冷式発電機からの給電時は燃料消費量及び燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、２次冷却系からの除熱による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開となっていなければ、中央制御室にて開操作する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時のポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）と同様。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時の弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）と同様。
		弁の機能回復（加圧器逃がし弁）	駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作により１次冷却系統を減圧する。 常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、１次冷却系統を減圧する。
	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、１次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa[gage]以上の場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により１次冷却系統を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 １次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇並びに高感度型主蒸気管モニタ等の指示値により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。 破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器の圧力の低下が継続し、破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系統を減圧することにより、１次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。 １次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切り替え、高圧注入ポンプを停止する。その後、余熱除去系による冷却を行う。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 １次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合、原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 早期に破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系統を減圧することにより１次冷却材の漏えい量を抑制する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	２次冷却系からの除熱機能による１次冷却材の冷却を用いた１次冷却系統の減圧を優先して実施し、２次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による１次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場での手動による開操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		常設直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで遠隔操作を行う。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の主蒸気逃がし弁操作時の留意事項と同様。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件と同様。
	加圧器逃がし弁現場操作時の環境条件		加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設定圧力及び有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な窒素量は、ボンベ容量に対し少量で操作回数も少ないため十分に確保している。
	インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視		インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の内部溢水の影響	専用工具により破断箇所隔離を行う弁の操作場所及びアクセスルートはインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器とは別の区画とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保と同様。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準	本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の１次系のフィードアンドブリードの判断基準と同様。
	作業性	タービン動補助給水ポンプの機能回復時の作業性は、「1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の作業性と同様。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作は円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保する。また、操作場所の環境性等を考慮して、専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（４／20）

<table>
<tr><td colspan="5">1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環、蒸気発生器２次側による炉心冷却により、原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="3">１次冷却材喪失事象が発生している場合</td><td rowspan="3">フロントライン系故障時</td><td>炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</td></tr>
<tr><td>代替炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。
・　燃料取替用水ピット水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。
・　燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
・　淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

代替炉心注入手段の優先順位は、準備時間の短いＢ格納容器スプレイポンプ(RIIRS－CSS タイライン使用）を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。</td></tr>
<tr><td>代替再循環</td><td>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びＢ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	再循環	非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水が実施できない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。 また、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内の冷却操作ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。
			格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合	再循環運転により炉心への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、余熱除去ポンプ１台による再循環運転とし、余熱除去ポンプの流量を低下させる。再循環運転ができない場合、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水ピットへの補給を行いながら高圧注入ポンプ１台にて炉心へ注水する。燃料取替用水ピットへの補給が不能であれば、充てんポンプによる炉心への注水を行う。充てんポンプによる炉心注入ができない場合は、代替炉心注入を行う。 また、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により原子炉格納容器内の冷却を行う。 炉心への注水は、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さとなれば停止する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心注水機能が喪失し、RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心注水機能が喪失し、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電したＢ充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 RCP シール LOCA が発生した場合又は発生するおそれのある場合の代替炉心注入の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備時間が早い常設電動注入ポンプを優先する。次に高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。 漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合の代替炉心注入の優先順位は、常設電動注入ポンプを原子炉格納容器へのスプレイに使用することから、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により補機冷却水が確保された場合、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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により原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合	原子炉格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）の温度差の変化により、原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより残存溶融デブリを冷却し原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまで燃料取替用水ピット水等を原子炉格納容器内へ注水する。
	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水ピット水を注水する。
		サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水ピット水を注水する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 ・　充てんポンプにより炉心へ注水ができない場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・　高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水ピット水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・　常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）及びＢ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。
			再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）による炉心への注水ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・　格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の冷却ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。復水ピット水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・　常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・　常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車からの海水供給によるＢ高圧注入ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をＢ高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車を用いて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により原子炉格納容器内を冷却する。
			蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、かつ２次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、電動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心への注水機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心への注水機能が喪失した場合、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		常設電動注入ポンプの注水先について		1次冷却材喪失事象（RCP シール LOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うともに、その後、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。
		残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について		原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却系統の圧力が原子炉格納容器内の圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。
		残存デブリ冷却時の注水量について		原子炉格納容器内への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、AM 用消火水積算流量計、B格納容器スプレイ流量積算流量計、燃料取替用水ピット水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまでとする。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合、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に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等により、原子炉格納容器内の圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の原子炉格納容器内の圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		原子炉格納容器内からの退避		運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は１次冷却材が流出した場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプ等にて炉心へ注水し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に１次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等			全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	原子炉格納容器隔離弁の閉止			全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部への封水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいするおそれがある。原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを防止するため、１次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の原子炉格納容器隔離弁を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への燃料補給は、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（５／20）

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的			設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、復水ピット水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりＢ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、復水ピット水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

対応手段等	サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりＢ高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
配慮すべき事項	作業性		可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（６／20）

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。			
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに移動式大容量ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	本対応手段は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

配慮すべき事項	優先順位		炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、この間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	原子炉格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が８vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	放射性物質濃度低減		炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 移動式大容量ポンプ車に関する配慮すべき事項は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の作業性と同様。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（７／20）

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水ピット水を格納容器スプレイポンプ手動起動により原子炉格納容器内へスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素により加圧し、可搬型温度計測装置の取付け後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。冷却水の通水後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却ができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、可搬型温度計測装置の取付け後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。海水の通水後にＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	本対応手段は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の炉心損傷後のサポート系故障時の代替格納容器スプレイと同様。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が８vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

配慮すべき事項	作業性	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作については、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（８／20）

<table>
<tr><td colspan="5">1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。
また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉容器への注水により、炉心を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="3">原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</td><td rowspan="2">交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全</td><td>格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水ピット水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</td></tr>
<tr><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失</td><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。 ・　高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・　充てんポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水をＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・　燃料取替用水ピット水をＢ充てんポンプ（自己冷却）により炉心へ注水する。 ・　Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。
		溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、流量の大きい高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入を優先する。次に充てんポンプによる炉心注入を実施する。高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び充てんポンプによる炉心注入ができない場合は代替炉心注入を実施する。 代替炉心注入手段の優先順位は、準備作業時間の短いＢ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、高揚程であるＢ充てんポンプ（自己冷却）を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。
	原子炉下部キャビティの水位監視		溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位監視装置の作動により確認する。
	常設電動注入ポンプの注水先		全交流動力電源喪失と１次冷却材喪失事象（漏えい規模が大きいLOCA）が同時に発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。 また、常設電動注入ポンプにより炉心へ注水を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（９／20）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。		
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の作動状況を電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置の作動状況を電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成及び窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）による代替空気供給を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。

配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置	可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、３号炉及び４号炉が同時被災した場合は、原子炉格納容器内の水素濃度計測を約５分毎に交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプリングガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプリングガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択する。なお、号炉間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプリングガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（10／20）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス部の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出（アニュラス空気浄化設備）	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気されることをアニュラス内圧力の低下により確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アニュラス空気浄化ファンが自動起動又は手動で起動した場合、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス部の水素濃度を測定し監視する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素排出に使用するアニュラス空気浄化設備及び水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度計測装置へ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（11／20）

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的		使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、燃料取扱棟への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水ピット等を優先とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水ピット等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、常設設備の使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。また、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位が EL.＋10.75m 未満まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から供給されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、使用済燃料ピット区域の定点３箇所に設置し、使用済燃料ピットにおける通常水位から燃料体等が露出にいたるまでの水位変動に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。 使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムにより空気を供給することで冷却する。
配慮すべき事項	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給は、「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（12／20）

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等			
方針目的			炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。 また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手順等を整備する。
対応手段等	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	大気への拡散抑制	炉心損傷が発生した場合において、格納容器スプレイができない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合又は破損があると判断した場合は、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。
		海洋への拡散抑制	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.＋10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。
		海洋への拡散抑制	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、３号炉及び４号炉放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、３号炉及び４号炉取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、３号炉及び４号炉放水ピット、３号炉及び４号炉取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、１号炉及び２号炉側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災の泡消火		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。

配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合は、原子炉格納容器破損箇所に向けて噴射ノズルを調整し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に噴射ノズルを調整する。また、放水砲は、複数の方向からの放水を可能とする。 放水砲は、原子炉格納容器破損箇所又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）の状況に応じて設置位置を設定し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に向けて放水する。
	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の燃料補給と同様。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（13／20）

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等			
方針目的			設計基準事故の収束に必要な水源である復水ピット、燃料取替用水ピットとは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する八田浦貯水池、海を水源として、淡水又は海水を確保する。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器再循環サンプを水源とする再循環及び代替再循環、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水について手順等を整備する。
対応手段等	代替水源から中間受槽への供給		重大事故等の発生において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水ピットへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水ピットへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、八田浦貯水池又は３号炉及び４号炉取水ピット他を水源とし取水用水中ポンプにより水を中間受槽へ供給する。 中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である２次系純水タンク、原水タンクを優先して使用する。上記タンクが使用できなければ八田浦貯水池を使用し、八田浦貯水池からの取水よりも海水取水が適切と判断すれば、３号炉及び４号炉取水ピットを使用する。なお、八田浦貯水池付近の斜面側の取水位置、八田浦貯水池付近の斜面に設置した配管、３号炉及び４号炉放水ピット、１号炉及び２号炉放水口、１号炉及び２号炉取水口、１号炉取水ピット、２号炉取水ピット、仮岸壁は、使用可能であれば使用する。
	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、１次系のフィードアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。 本対応手段は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の１次系のフィードアンドブリードと同様。
		中間受槽を水源とする復水ピットへの供給	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失又は復水ピットが枯渇するおそれがある場合に、中間受槽を水源とした復水ピットへの供給準備を開始する。準備が完了すれば、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの供給を行う。

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段	重大事故等により、炉心注入又は格納容器スプレイが必要な際に、燃料取替用水ピットを水源とすることができない場合において、復水ピットの水位が確保されている場合、以下の手段により、代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプの水源を燃料取替用水ピットから復水ピットに切替えて、復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 本対応手段は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」の代替炉心注入と同様。
		燃料取替用水ピットへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットへの供給が必要な場合に、燃料取替用水ピット水位が 16%以下となり、多様性拡張設備である使用済燃料ピット等による供給手段がなければ、復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給を行う。
	格納容器再循環サンプを水源とする再循環	再循環	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環、余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う。 格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイしている場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行う。
		代替再循環	本対応手段は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」の代替再循環と同様。

対応手段等	使用済燃料ピットへの注水		本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水と同様。
	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットへのスプレイ	本対応手段は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピットへのスプレイと同様。
		燃料取扱棟への放水	本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の大気への拡散抑制と同様。
	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水		本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の大気への拡散抑制と同様。

配慮すべき事項	移送ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から供給準備完了後、引き続き他の水源からの供給準備を行い、最終的に八田浦貯水池、3号炉及び4号炉取水ピット他を水源とすることで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 復水ピットの保有水量を約 1,020 m^3以上に管理することで、復水ピットが枯渇するまでに復水ピットへの供給をすることが可能であり、継続的な2次冷却系からの除熱を成立させることができる。 燃料取替用水ピットの保有水量を約 1,960 m^3以上に管理することで、燃料取替用水ピットが枯渇するまでに燃料取替用水ピットへの供給をすることが可能であり、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させることができる。
	成立性	淡水及び海水取水時は、取水用水中ポンプの吸い込み部（ストレーナを設置）を水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給できる。
	作業性	復水ピットと燃料取替用水ピットの接続に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	燃料補給	水中ポンプ用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて燃料補給を実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356kℓ以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（14／20）

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的		電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。
対応手段等	代替電源（交流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手順により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、母線電圧により受電確認する。 ・大容量空冷式発電機からの受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、号炉間電力融通電路を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 ・発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）からの受電準備を行ったのち発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・他号炉の交流電源（ディーゼル発電機（他号炉））が健全であることが確認できた場合、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する。 代替電源（交流）による給電手段の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	非常用電源（直流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（安全防護系用）により給電し、給電状態を母線電圧により確認する。
	代替電源（直流）による給電	交流動力電源が復旧する見込みがない場合、24 時間以上にわたり必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。 全交流動力電源喪失発生後、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（重大事故等対処用）により給電し、８時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。また、蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（３系統目）により非常用直流母線へ給電する。 蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）からの給電にて非常用直流母線電圧が低下する前に、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により非常用直流母線へ給電する。

対応手段等	代替所内電気設備による給電	所内電気設備は、２系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも１系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る。２系統の非常用母線等の機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」である。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束する電力を給電する。事故シーケンスにて使用する設備が機能喪失した場合において、重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、大容量空冷式発電機の負荷容量を確認して給電する。また、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に給電する。 号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通については、電路の送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車は、プラント監視機能等を維持するために必要な負荷へ給電する。 予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通については、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。
	悪影響防止	大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機及び非常用低圧母線補機の自動起動を防止するために、中央制御室で各補機の操作スイッチを「停止引ロック」又は「切」とする。
	成立性	蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）又は蓄電池（３系統目）から給電されている 24 時間以内に、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車、予備ケーブル（号炉間電力融通用）により、十分な余裕を持って非常用母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。
	作業性	暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。

配慮すべき事項	燃料補給	ディーゼル発電機（他号炉）への燃料補給は、ディーゼル発電機（他号炉）を運転し、号炉間電力融通を実施した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び燃料油貯油そう（他号炉）を用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、燃料油貯油そう（他号炉）の油量を 132kℓ 以上に管理する。 大容量空冷式発電機への燃料補給は、大容量空冷式発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、大容量空冷式発電機用燃料タンク及び大容量空冷式発電機用燃料ポンプを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上、大容量空冷式発電機用燃料タンクの油量を 20kℓ 以上に管理する。 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への燃料補給は、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（15／20）

1.15　事故時の計装に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、パラメータを記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処する場合に使用するパラメータは、事故対処を行う運転手順書のうち「事象の判別を行う運転手順書の判断基準」、「炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件」及び「炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件」、並びに技術的能力1.1～1.10、1.13、1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータは、以下のとおり分類する。 ・　重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・　常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。 抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネル又は他ループの重要計器により計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合に、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、流量及び放射線量率）から推定 ・ 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定 ・ 流量を注水先又は水源の水位変化から推定 ・ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・ １次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・ 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを推定 ・ 装置の作動状況により水素濃度を推定 ・ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定
		計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるのは原子炉容器内の温度及び水位である。 原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・ 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合は、常用代替監視パラメータである炉心出口温度により推定する。 ・ 原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計器の計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位により原子炉容器内の保有水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉容器内の温度を監視するパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）及び１次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ常用代替監視パラメータである炉心出口温度の監視機能が喪失した場合は、可搬型計測器により１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）を計測する。 また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算する。

対応手段等	計器電源喪失時	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生した場合に、代替電源（交流）の大容量空冷式発電機から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		可搬型計測器による計測又は監視	代替電源（交流）及び代替電源（直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録		原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・　緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）により計測結果を記録する。記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・　可搬型計測器で計測されるパラメータの値及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲及び個数を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況及びあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（16／20）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で 100mSv を超えないよう、中央制御室遮へい及び中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・　放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの１次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ線量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室空調装置の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開処置により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、大容量空冷式発電機により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室空調装置を運転する。 ・　中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により、規定値を超えるおそれがある場合は、外気を取り入れる。 ・　全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・　炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷に至った場合は、運転員（当直員）等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・　運転員（当直員）等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、運転管理を担当する組織の長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員（当直員）等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員（当直員）等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源設備から給電し、引き続き照明を確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室の出入口付近に設置する蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。
	放射性物質の濃度低減	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気されることをアニュラス内圧力の低下により確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、Ｂ系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、運転員（当直員）等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにて除染を行う。除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）へ給電する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により放射性物質の濃度低減に使用するアニュラス空気浄化設備へ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（17／20）

1.17　監視測定等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 全交流動力電源喪失による機能喪失時は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納容器を囲む８方位に設置する可搬型エリアモニタにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、多様性拡張設備であるモニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、可搬型気象観測装置により測定し、その結果を記録する。風向、風速その他の気象条件の測定は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度のうち、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、１回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器等の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮へい材で囲むこと等の対策により、バックグラウンドレベルを低減させて放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（18／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）		
方針目的		代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、代替緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。 ・　代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機により給電し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 ・　原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び代替緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所加圧設備による加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び代替緊急時対策所の通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機から給電する。 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンジングエリア内で拭き取りによる簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにて除染ができない場合は除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が代替緊急時対策所の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への燃料補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を 356 kℓ 以上に管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（19／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（緊急時対策棟内））		
方針目的	緊急時対策所（緊急時対策棟内）に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性を確保する。 ・　緊急時対策所（緊急時対策棟内）を立ち上げる場合、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車により給電し、緊急時対策所非常用空気浄化設備を起動する。 ・　原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内へ緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と緊急時対策所（緊急時対策棟内）の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに緊急時対策所非常用空気浄化設備から緊急時対策所加圧設備へ切替えるとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、緊急時対策所（緊急時対策棟内）周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用空気浄化設備側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（緊急時対策棟内）に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	緊急時対策所（緊急時対策棟内）には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、緊急時対策所（緊急時対策棟内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機車から給電する。 緊急時対策所用発電機車は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立ち上げ時に電源ケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し、緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、汚染水槽に保管し、放射性廃棄物として廃棄する。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、フィルタの交換又は保管をする。 現場作業を行う要員等が緊急時対策所（緊急時対策棟内）の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある緊急時対策棟内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（緊急時対策棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	緊急時対策所用発電機車への燃料補給は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプから緊急時対策所用発電機車へ燃料油供給ホースを接続し、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンクから、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプにより自動補給する。発電機車運転中は、緊急時対策所用発電機車用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の警報監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量を有する、緊急時対策所用発電機車用燃料油貯蔵タンク（約 75kℓ、２基）を管理する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（20／20）

1.19　通信連絡に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備及び発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 発電所内で通信連絡を行う場合の優先順位は、中央制御室の運転員（当直員）等、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員並びに屋内外で作業を行う緊急時対策本部要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。発電所内でのモニタリングには、屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、屋外の操作、作業等の通信連絡には、屋外使用箇所の制限が少ない衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち重大事故等対処設備の無線通話装置（固定型、携帯型）を優先して使用する。携帯型通話設備は、中継コードの布設が必要であることから、衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）が使用できない場合に使用する。 また、多様性拡張設備が使用できない場合の屋内の操作、作業等の通信連絡には、携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、屋内の現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、屋外の現場と中央制御室との連絡には衛星携帯電話設備又は無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）を使用する。また、屋内外の現場若しくは中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との連絡には衛星携帯電話設備、無線連絡設備又は携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合の優先順位は、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員が、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 発電所外（社内外）との通信連絡を行う場合の優先順位は、国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 本店との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 地方公共団体、その他関係機関等と通信連絡を行う場合、通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員と通信連絡を行う場合、無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合の優先順位は、本店との通信連絡には、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム（社内）の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）を使用する。国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）及び多様性拡張設備である加入電話設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置へ給電する。

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（１／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	保修対応要員	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（現場）	4	20 分
1.3	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	25 分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.4	B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	20 分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（サポート系故障時）	保修対応要員	2	1 時間 15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（運転停止中に全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	13	5 時間 20 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	15 分
	B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.5 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	1 時間 10 分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（２／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.6	Ａ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（フロントライン系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（サポート系故障時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
1.7	Ａ、Ｂ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	保修対応要員	2	1 時間 10 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	保修対応要員	13	12 時間 40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	2	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	4	35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
1.10	アニュラス空気浄化設備による水素排出	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（３／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	25	2 時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水	1.12 にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保修対応要員	3	2 時間
	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
1.12	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	13	4 時間
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（放射性物質吸着剤の設置）	保修対応要員	12	5 時間
		緊急時対策本部要員（保修班）	3	
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制（シルトフェンスの設置）	保修対応要員	25	36 時間
		緊急時対策本部要員（保修班）	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	1.11 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	13	4 時間
1.13	八田浦貯水池から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	3 号炉及び 4 号炉取水ピット他から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5 時間 20 分
	中間受槽を水源とする復水ピットへの供給	保修対応要員	6	3 時間
	復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	20 分
	復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給	保修対応要員	2	40 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
	B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環	1.4 にて整備する。		
	B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環	1.4 にて整備する。		

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（４／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11 にて整備する。		
	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11 にて整備する。		
	海を水源とする燃料取扱棟への放水	1.12 にて整備する。		
	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12 にて整備する。		
	水中ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	1	15 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	2	30 分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	10	4 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
	蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	10 分
	蓄電池（３系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	30 分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流）からの給電	保修対応要員	4	2 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	代替所内電気設備による給電	保修対応要員	5	1 時間
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	2	
	燃料貯油そう（他号炉）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 30 分
	発電機車（高圧発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分
	発電機車（中容量発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	2 時間 5 分
	直流電源用発電機への燃料補給	保修対応要員	2	1 時間 55 分

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（５／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器による計測	保修対応要員	1	20 分
		運転員（当直員）等（現場）	1	
1.16	中央制御室換気空調設備の運転（全交流動力電源が喪失した場合）	保修対応要員	2	1 時間 35 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
	アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合）	保修対応要員	1	50 分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 50 分
	可搬型エリアモニタによる放射線量の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	3 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	2 時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	2 時間
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	3	6 時間 20 分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 40 分
	海上モニタリング測定	緊急時対策本部要員（安全管理班）	3	2 時間 40 分
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策本部要員（安全管理班）	2	1 時間 45 分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策本部要員（総括班）	4	3 時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員（総括班他※1）	4	30 分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	30 分
	代替緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	20 分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	10 分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	1 時間 55 分
	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員（総括班他）	2	20 分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	6	30 分
	緊急時対策所用発電機車準備（ケーブル接続）	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車準備（燃料油供給ホース接続）	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	15 分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	4	30 分
1.19	—	—	—	—

※1　緊急時対策本部の総括班及び緊急時対策本部要員を「総括班他」という。（以下、同様）

第5.2.1表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（1／4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地　震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器のうちSクラスの設備については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。 ・大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。 ・大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備のうちSクラスの設備は、基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計しているものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失（以下「LUHS（loss of ultimate heat sink)」という。）に至る可能性がある。 ・中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員（当直員）による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。 ・原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生することによりECCS機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。 ・炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。 ・重大事故発生後、1次系が高圧で維持され、かつ2次系への注水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T1-SGTR）に至る可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【基準地震動を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS等) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（２／４）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津　　波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。 ・津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、影響を受けにくい場所に分散配置(EL.＋11m 以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による２次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。 ・漂流物、油タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準津波を一定程度超える津波の規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備（ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失） ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・２次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊（原子炉格納容器過温破損）へ至る可能性がある。
③ 風（台風）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速（53.2m／s）としている。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風（台風）による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。 ・風速(53.2m／s)を超える風（台風）により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。	【53.2m／s を超える風速】 ・外部電源	・外部電源喪失

第5.2.1表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（3／4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
④ 竜　巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速100m／sの竜巻（設計竜巻の最大風速92m／sに保守性を考慮）等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。 ・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失する可能性は低い。 ・必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失に至る可能性がある。	【風速（100m／s）を超える竜巻】 ・外部電源 ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備	・外部電源喪失 ・SBO＋LUHSの同時発生
⑤ 凍　結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近で観測された最低気温は-5.8℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。 ・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。	【設計値の-5.8℃を下回る低温】 なし （事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断）	・影響なし
⑥ 積　雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は12cmであり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。 ・事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える積雪が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【12cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響（降灰）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚10cmとしている。 ・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。	【10cmを超える規模の降灰】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（４／４）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 生物学的事象	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。 ・ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。	【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】 ・海水ポンプ（ディーゼル発電機の機能喪失）　（海生生物による影響）	・原子炉補機冷却機能喪失
⑨ 森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災が防火帯幅を越えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【防火帯を越えるような森林火災】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑩ 落　雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ 20m を超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避導体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失することはない。 ・設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。 ・落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【設計想定以上の規模の雷サージ】 ・外部電源 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。	【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】 ・大型航空機の衝突と同様	・大型航空機の衝突と同様

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の整理

自然災害 の重畳	設計基準を超える自然災害が プラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的な プラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、影響を受けにくい場所に分散配置(EL. ＋11m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。 ・このため、両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置(EL. ＋11m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。 ・大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・１次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHS と相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 ・２次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
火山の影響（降灰）と積雪との重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。 ・火山の影響（降灰）と積雪との重畳による影響は、火山の影響（降灰）での評価に包含される。	【10cm を超える規模の降灰及び 12cm を超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.3 表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故等	発生する可能性のある設計基準事故
① 地　震	・原子炉建屋、原子炉格納容器破損 ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・使用済燃料ピット損傷	・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA ・大破断 LOCA+低圧注入失敗 ・大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・LOCA+ECCS失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+大破断 LOCA(CV 過圧破損) ・全交流動力電源喪失+LOCA ・SBO+LUHS(補助給水失敗) ・過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷) ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO(LOCA なし)	・大破断 LOCA ・外部電源喪失
② 津　波	・複数の信号系損傷	・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+補助給水失敗(DCH) ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+シール LOCA ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)(シール LOCA なし)	・外部電源喪失
③ 風（台風）	なし	なし	・外部電源喪失
④ 竜　巻	なし	・SBO+LUHS ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑤ 凍　結	なし	なし	なし
⑥ 積　雪	なし	なし	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響（降灰）	なし	なし	・外部電源喪失
⑧ 生物学的事象	なし	・原子炉補機冷却機能喪失	なし
⑨ 森林火災	なし	なし	・外部電源喪失
⑩ 落　雷	なし	なし	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	大型航空機の衝突と同様		

第5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（１／２）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源確保	大容量空冷式発電機による給電	・全交流動力電源喪失時に大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	・第３項、４項(1.14) ・(2.1)
	号炉間電力融通による給電	・全交流動力電源喪失時に多様な号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	発電機車による給電	・全交流動力喪失時に大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	・直流電源が喪失している場合に直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・電源喪失により監視パラメータの計測が不能となった場合に可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	・(1.15) ・(2.1)
炉心損傷緩和	蒸気発生器への注水操作	・直流電源が喪失した場合に、手動又は可搬型バッテリを用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ・タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより、蒸気発生器へ注水する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	１次冷却系統の冷却、減圧操作	・制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより１次冷却系統を冷却、減圧する。 ・加圧器逃がし弁を代替駆動源（代替IA、可搬型バッテリ）により操作し、１次冷却系統を減圧する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	原子炉への注水操作	・１次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備（ECCS等）が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.8) ・(2.1)
原子炉格納容器破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気の冷却、減圧操作	・炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水することで損傷炉心を冠水させる。 ・設計基準事故対処設備（格納容器スプレイ）による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へ注水し、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 ・移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	・第３項、４項(1.5)、(1.6)(1.7)、(1.8)(1.12) ・(2.1)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・炉心損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。（長期的に発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置により低減　） ・原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	・第３項、４項(1.9) ・(2.1)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・アニュラス部の水素濃度、放出放射能量を低減するため、窒素ボンベによりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・第３項、４項(1.10)

第5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（２／２）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
放射性物質放出低減	敷地外への放射性物質の放出低減操作	・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の放出を低減するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所に放射性物質吸着剤及びシルトフェンスを設置する。	・第３項、４項(1.11)、(1.12)
使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作	・使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に多様な手段により使用済燃料ピットへ冷却水を補給する。 ・使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。	・第３項、４項(1.11) ・(2.1)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	・「使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作」による対応を実施しても、使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に可搬型ポンプ等により使用済燃料ピットへスプレイし、燃料体の損傷を緩和し、臨界を防止する。	
水源確保	中間受槽への水補給操作	・八田浦貯水池（淡水）、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。	・第３項、４項(1.13) ・(2.1)
	復水ピット等への水補給操作	・復水ピット、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。 ・燃料取替用水ピットの水位が低下した場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給を行う。	
	移動式大容量ポンプ車の取水源確保	・大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする。	
大規模火災への対応	移動式大容量ポンプ車による消火活動	・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲等を用いた泡消火による消火活動を実施する。なお、準備を実施している間は消防自動車等により、原子炉建屋等への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・第２項 ・第３項、４項(1.12)
	可搬型設備による消火活動	・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・第２項 ・第３項、４項(1.12)
その他	原子炉停止操作	・原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS緩和設備が動作しない場合に現場にて原子炉を停止させる。	・(1.1)
	アクセスルート確保	・大規模損壊発生時に予想される大規模な火災の消火活動、斜面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。 ・移動式大容量ポンプ車によるＡ系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水を実施する。	・第１項、２項 ・(2.1)
	燃料補給	・可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第１項

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）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	高圧注入ポンプ＊9	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			余熱除去ポンプ＊9＊10	常設		
			余熱除去冷却器＊10	常設		
			蓄圧タンク	常設		
			蓄圧タンク出口弁＊9	常設		
		1次冷却系の減圧及び原子炉への注水	B充てんポンプ（自己冷却）＊5	常設	大規模損壊時に対応する手順	
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			燃料取替用水ピット	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			復水ピット	常設		
			蒸気発生器	常設		
			中間受槽＊6	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊7	常設		
			タンクローリ＊7	可搬		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁	常設		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統の喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	常設		
			・可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	可搬		
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）	常設		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊8	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	可搬		
－	－	監視及び制御	加圧器水位計＊3＊5	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）	
			蒸気発生器広域水位計＊3	常設		
			蒸気発生器狭域水位計＊3	常設		
			補助給水流量計＊3	常設		
			復水ピット水位計＊3	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：常設直流電源系統喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊6：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊7：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊8：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊9：ディーゼル発電機等により給電する。
＊10：1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／４）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード＊3	加圧器逃がし弁	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			高圧注入ポンプ＊6	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
		代替炉心注入	B充てんポンプ（自己冷却）＊6＊7	常設	大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水ピット	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ＊3	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			復水ピット	常設		
			蒸気発生器	常設		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁＊3	常設		
	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊6	常設	SGTR時破損S／G減圧継続時の対応手順等（二部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ	常設		
			蒸気発生器	常設		
			復水ピット	常設		
			電動主給水ポンプ＊3	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
			タービンバイパス弁＊3	常設		
		加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁	常設		
			充てんポンプ＊6	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊6：ディーゼル発電機等により給電する。
＊7：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）＊２	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部兆候ベース：逆転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）＊２	常設		
			・可搬型バッテリ（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）＊２	可搬		
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（手動）＊２	常設		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊３	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）＊２	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊２	可搬		
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失		窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（３／４）

（高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	－	加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	常設	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順（一部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（４／４）

（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
蒸気発生器伝熱管破損	－	1次冷却系統の減圧	・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ＊2 ・復水ピット ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			・高圧注入ポンプ＊2 ・燃料取替用水ピット ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
インターフェイスシステムLOCA	－		・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ＊2 ・復水ピット ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	インターフェイスシステムLOCAの対応手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等） 大規模損壊時に対応する手順	
			・高圧注入ポンプ＊2 ・燃料取替用水ピット ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
		1次冷却材の漏えい量抑制	余熱除去ポンプ入口弁	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット＊２	注水炉心注入	充てんポンプ＊３	常設	原子炉の冷却が喪かされた場合の手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水ピット	常設		
			代替炉心注入（a）	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊３	常設		
				常設電動注入ポンプ＊３	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクコーリ	可搬		
		余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環	Ｂ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊３	常設	１次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）	
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
				Ｂ格納容器スプレイ冷却器	常設		
				AM用代替再循環ポンプ＊３＊６	常設		
			再循環＊５＊６	高圧注入ポンプ＊３	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプ外隔離弁	炉心注入＊６	高圧注入ポンプ＊３	常設	１次冷却材喪失時に再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				充てんポンプ＊３	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
			代替炉心注入＊６	（a） 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	－		
			代替再循環	AM用代替再循環ポンプ＊３＊６	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：燃料取替用水ピットの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：ディーゼル発電機等により給電する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊５：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊６：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	代替炉心注入（a）	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
				B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSSタイライン使用）	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			＊4 代替再循環（b）	B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
				移動式大容量ポンプ車	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	（a） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		
			＊4 代替再循環	（b） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—	１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊４：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊５：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（３／７）

（溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	—	原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）＊4	格納容器スプレイポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
				常設電動注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：ディーゼル発電機等により給電する。

＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

＊4：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（４／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				電動主給水ポンプ＊３	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
				タービンバイパス弁＊３	常設		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊５	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊５	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンにより排水を行う。
＊５：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（５／７）

（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊２ 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				電動補助給水ポンプ	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊３	常設		
				窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊３	可搬		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊５	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊５	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候【安全機能】ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンにより排水を行う。
＊５：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（６／７）

（運転停止中のフロントライン系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てんポンプ＊2	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				高圧注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
			代替炉心注入	燃料取替用水ピット（重力注入）	常設		
				B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊2	常設		
				常設電動注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				電動消火ポンプ	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			代替再循環	B格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）＊2	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
				B格納容器スプレイ冷却器	常設		
				AM用代替再循環ポンプ＊2＊4	常設		
			＊4＊5再循環	高圧注入ポンプ＊2	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（６／７）

（運転停止中のフロントライン系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（一部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				電動主給水ポンプ＊３	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	常設		
				タービンバイパス弁＊３	常設		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊５	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊５	可搬		
				中間受槽＊４	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊５：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（７／７）

（運転停止中のサポート系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	代替炉心注入（c）	燃料取替用水ピット（重力注入）	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				常設電動注入ポンプ	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
				B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSS タイライン使用）	常設		
				ディーゼル消火ポンプ	常設		
				原水タンク	常設		
				消防自動車	可搬		
				防火水槽	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
				中間受槽＊3	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			代替再循環＊4（d）	B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
				移動式大容量ポンプ車	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	（c） 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等）	
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		
			代替再循環＊4	（d） 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—		
				A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊5	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（７／７）

（運転停止中のサポート系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（一部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				電動補助給水ポンプ	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊3	常設		
				窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊3	可搬		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊5	常設		
				復水ピット	常設		
				蒸気発生器	常設		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊5	可搬		
				中間受槽＊4	可搬		
				燃料油貯蔵タンク	常設		
				タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊5：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／２）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ＊3	常設	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ＊2＊3	常設		
			復水ピット	常設		
			蒸気発生器	常設		
			電動主給水ポンプ＊4	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊4	常設		
			タービンバイパス弁＊4	常設		
			所内用空気圧縮機	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊4	可搬		
			B制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設		
	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却＊7	A、B格納容器再循環ユニット	常設	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）	可搬		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車＊8	可搬	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器		空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却用）	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：大容量空冷式発電機等により給電する。
＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊7：手順は「1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順書等」にて整備する。
＊8：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却　　器」である。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／２）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ＊3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ＊3	常設		
			復水ピット	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊4	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊4	可搬		
			B制御用空気圧縮機（海水冷却）	常設		
		格納容器内自然対流冷却＊7	A、B格納容器再循環ユニット	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）	可搬		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車＊8	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S／Gブローダウンにより排水を行う。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊7：手順は「1.7原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順書等」にて整備する。
＊8：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却　　器」である。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／４）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット＊2 格納容器スプレイ冷却器	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	格納容器健全性の確保の手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等）等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器＊3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊3	可搬		
			A、B海水ポンプ＊3＊4	常設		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）＊3	可搬		
			A、B格納容器再循環ファン＊4	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4	常設	格納容器健全性の確保の手順（一部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：ディーゼル発電機等により給電する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／４）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			よう素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（３／４）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット＊2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器＊3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊3	可搬		
			A、B海水ポンプ＊3＊4	常設		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4：ディーゼル発電機等により給電する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（４／４）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部:運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			よう素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

＊3：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／２）

（交流動力電源又は原子炉補機冷却機能健全時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	－	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部；運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水ピット	常設		
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設		
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊2	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク	常設		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	可搬		
			A、B海水ポンプ＊2	常設		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊3	常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。
＊4：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／２）

（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA用)）	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊3	常設電動注入ポンプ＊4	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊4（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊3：代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。
＊4：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊5：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／２）

（原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水ピット	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊5	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊5（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／２）

（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	常設可搬	整備する手順＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	炉心注入	高圧注入ポンプ＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			余熱除去ポンプ＊2	常設		
			充てんポンプ＊2＊6	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
		代替炉心注入＊6	B格納容器スプレイポンプ＊2（RHRS－CSS タイライン使用）	常設		
			常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替炉心注入＊6	B充てんポンプ＊5（自己冷却）	常設		
			常設電動注入ポンプ＊5	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			B格納容器スプレイポンプ＊5（自己冷却）（RHRS－CSS タイライン使用）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽＊3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊6：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
―	―	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置＊2	常設		
			電気式水素燃焼装置＊2	常設		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置＊2	常設		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2	可搬		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2	可搬		
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	常設		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）	可搬		
			移動式大容量ポンプ車＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクコーリ＊4	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			ガス分析計	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候（安全機能）ベース、停止中）、第二部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン＊2	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順等
			アニュラス空気浄化フィルタユニット	常設		
			窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
		水素濃度監視	アニュラス水素濃度計測装置＊2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊4	可搬		
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊4	可搬		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊4	可搬		
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器＊4	常設		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）＊4	可搬		
			移動式大容量ポンプ車＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5	常設		
			タンクローリ＊5	可搬		
			格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	常設		
			排気筒高レンジガスモニタ	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：原子炉格納容器内水素濃度の監視に使用する。手順は「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ピット ２次系補給水ポンプ ２次系純水タンク	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水ピット	常設		
			燃料取替用水補助タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
			２次系純水タンク＊2	常設		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ＊3	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊5＊6	常設		
			タンクローリ＊5＊6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：２次系補給水ポンプが起動できない場合は、水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
＊3：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等により使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊4：中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊5：水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊6：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

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）

（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ＊2	可搬	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			中間受槽＊3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			消防自動車	可搬		
		燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水	移動式大容量ポンプ車＊5	可搬		
			放水砲＊5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊3：中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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)

（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計（SA）＊2	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			使用済燃料ピット水位計（広域）＊2 （使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）	常設		
			使用済燃料ピット温度計（SA）＊2	常設		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(低レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(中間レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(高レンジ)＊2	可搬		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ＊2	常設		
			大容量空冷式発電機＊3	常設		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		
			使用済燃料ピットエリアモニタ	常設		
			ロープ式水位計	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）の燃料補給に使用する。

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）

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書	手順の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	－	大気への拡散抑制	常設電動注入ポンプ	常設	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	常設		
			Ｂ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			化学消防自動車	可搬		
			小型動力ポンプ付水槽車	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			原水タンク	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	可搬型ディーゼル注入ポンプ＊１＊３	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ＊１	可搬		
			中間受槽＊４	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		海洋への拡散抑制	放射性物質吸着剤	可搬		
			シルトフェンス	可搬		
			小型船舶	可搬		
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順	
			小型動力ポンプ付水槽車	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３	可搬		
			小型放水砲	可搬		
			中間受槽＊４	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
		航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		

①下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊２：移動式大容量ポンプ車、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊３：可搬型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
＊４：中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

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）

（１／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
代替水源から中間受槽への供給	復水ピットの枯渇又は破損等 燃料取替用水ピットの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			２次系純水タンク	常設		
			原水タンク	常設		
		八田浦貯水池から中間受槽への供給	中間受槽	可搬		
			取水用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
		３号炉及び４号炉取水ピット他から中間受槽への供給	中間受槽	可搬		
			取水用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給	復水ピットの枯渇又は破損等	復水ピットから２次系純水タンクへの水源切替え	２次系純水タンク	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
		１次系のフィードアンドブリード＊３	燃料取替用水ピット	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			高圧注入ポンプ	常設		
			加圧器逃がし弁	常設		
		１次冷却系の減圧及び原子炉への注水＊３	B充てんポンプ（自己冷却）	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
		中間受槽を水源とする蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）＊３	中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		
	復水ピットの枯渇	中間受槽を水源とする復水ピットへの供給	中間受槽	可搬	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	
			復水ピット（ピット）補給用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊２	常設		
			タンクローリ＊２	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：水中ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊３：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（２／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピットの枯渇又は破損等	代替炉心注入＊2	復水ピット	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
			中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊3	常設		
			タンクローリ＊3	可搬		
		代替格納容器スプレイ＊4	復水ピット	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（二部：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			常設電動注入ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
			中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊3	常設		
			タンクローリ＊3	可搬		
	燃料取替用水ピットの枯渇	使用済燃料ピットから燃料取替用水ピットへの供給	使用済燃料ピット	常設		
			使用済燃料ピットポンプ	常設		
			２次系純水タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
		１次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給	１次系純水タンク	常設		
			１次系補給水ポンプ	常設		
			ほう酸タンク	常設		
			ほう酸ポンプ	常設		
		燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水補助タンク	常設		
			燃料取替用水ポンプ	常設		
		復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給	復水ピット	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊3：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊4：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（３／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
格納容器再循環サンプを水源とする再循環	—	再循環	格納容器再循環サンプ	常設	1次冷却材喪失事象時の対応手順（一部：運転員（当直員）等）	故障及び設計基準事象に対処する手順
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			高圧注入ポンプ＊5＊6	常設		
			余熱除去ポンプ	常設		
			余熱除去冷却器	常設		
			格納容器スプレイポンプ＊6	常設		
			格納容器スプレイ冷却器＊6	常設		
	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）	常設		
			B格納容器スプレイ冷却器	常設		
			AM用代替再循環ポンプ＊5	常設		
		再循環	格納容器再循環サンプ	常設		
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			高圧注入ポンプ＊3＊5＊6	常設		
	全交流動力電源喪失＊2 原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			B高圧注入ポンプ（海水冷却）＊5	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ ＊4	可搬		
	原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環＊3	格納容器再循環サンプ	常設	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
			A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊7	常設		

⓪下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊6：格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊7：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（４／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊１	手順書の分類
使用済燃料ピットへの水の注水	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ピット ２次系補給水ポンプ ２次系純水タンク	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水＊２	燃料取替用水ピット	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順（一部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水補助タンク	常設		
			燃料取替用水ポンプ	常設		
			２次系純水タンク	常設		
			２次系補給水ポンプ	常設		
		原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水＊２	原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
		中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水＊２	中間受槽	可搬		
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	－	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ＊２	中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
		海を水源とする燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水＊４	移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			消防自動車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		
原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	－	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水＊４	移動式大容量ポンプ車	可搬	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順 大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊３	常設		
			タンクローリ＊３	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊３：水中ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
注：操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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）

（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	代替電源（交流）による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊2	常設		
			予備変圧器２次側電路	常設		
			号炉間電力融通電路	常設		
			予備ケーブル（号炉間電力融通用）	可搬		
			後備送電線連絡高圧電路	常設		
			発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）	可搬		
			ディーゼル発電機（他号炉）	常設		
			燃料油貯油そう（他号炉）＊3	常設		
			燃料油貯蔵タンク＊4	常設		
			タンクローリ＊4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。
＊3：ディーゼル発電機（他号炉）の燃料補給に使用する。
＊4：大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）及び燃料油貯油そう（他号炉）の燃料補給に使用する。

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）

（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	非常用電源（直流）による給電	蓄電池（安全防護系用）	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
		代替電源（直流）による給電	蓄電池（重大事故等対処用）	常設		
			蓄電池（３系統目）	常設		
			直流電源用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
			可搬型直流変換器	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

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）

（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書＊1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊2	常設		
			重大事故等対処用変圧器受電盤	常設		
			重大事故等対処用変圧器盤	常設		
			発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）	可搬		
			変圧器車	可搬		
			可搬型分電盤	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊3	常設		
			タンクローリ＊3	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

＊3：大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）の燃料補給に使用する。

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

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系も機能喪失した場合	1次冷却系の減圧及び原子炉への注水	B充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順	B充てんポンプ（自己冷却）	大規模損壊時に対応する手順
			加圧器逃がし弁	
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失及び1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中にフロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し消火用水系統が使用できない場合	代替炉心注入	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順	消防自動車	
原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる機能の喪失に加えて、フロントライン系及びサポート系の機能喪失を想定し消火用水系統が使用できない場合	代替格納容器スプレイ	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順	消防自動車	
使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合	使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順	可搬型ディーゼル注入ポンプ	
	使用済燃料ピットへのスプレイ	使用済燃料ピットへ消防自動車でスプレイする手順	消防自動車 使用済燃料ピットスプレイヘッダ	
長期間にわたる大津波警報が発令されている場合	水源の確保	大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順	移動式大容量ポンプ車	
全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合	監視機能の回復	可搬型バッテリを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順	可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	
	代替所内電気設備による給電	可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順	発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）	
			変圧器車	
			可搬型分電盤	
全交流動力電源及び非常用直流電源が喪失し、継電器室にて可搬型計測器の接続が不可能となった場合	監視機能の回復	可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順	可搬型計測器	
移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合	原子炉補機冷却水冷却器室浸水時の排水	移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順	－	

第5.2.19表　要員の力量管理について

要　　員	必要な任務	力　　量
緊急時対策本部要員 （原子力防災管理者、指揮者等及び各班の班長）	・ 発電所における災害対策活動の実施	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 （上記以外の要員）	・ 発電所における災害対策活動の実施 （班長指示による） ・ 班長の補佐	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
重大事故等対策要員 （保修対応要員）	・ 事故対応時の個別作業 （電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業 他）	・ 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・ 事故時の対応操作（事故対応操作ができること）
重大事故等対策要員 （協力会社）	・ 事故対応時の個別作業 （復水ピットへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業他）	
重大事故等対策要員 （運転対応要員） 運転員（当直員）	・ 災害状況の把握 ・ 事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・ 事故対応時の個別作業 （主蒸気逃がし弁操作（手動）、補助給水流量調整（手動）他）	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(3/11)

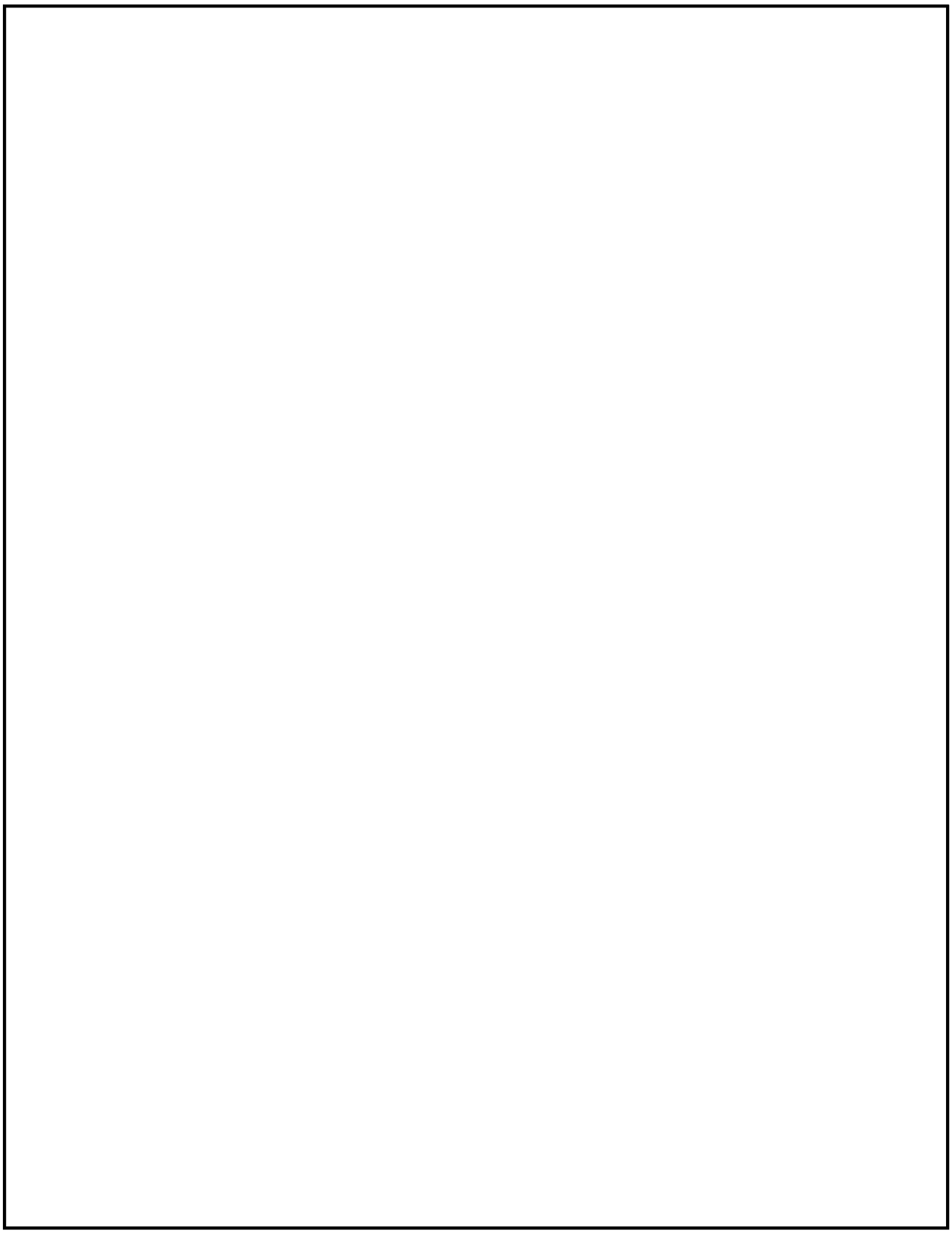
c. 原子炉内の溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

：防護上の観点から公開できません。

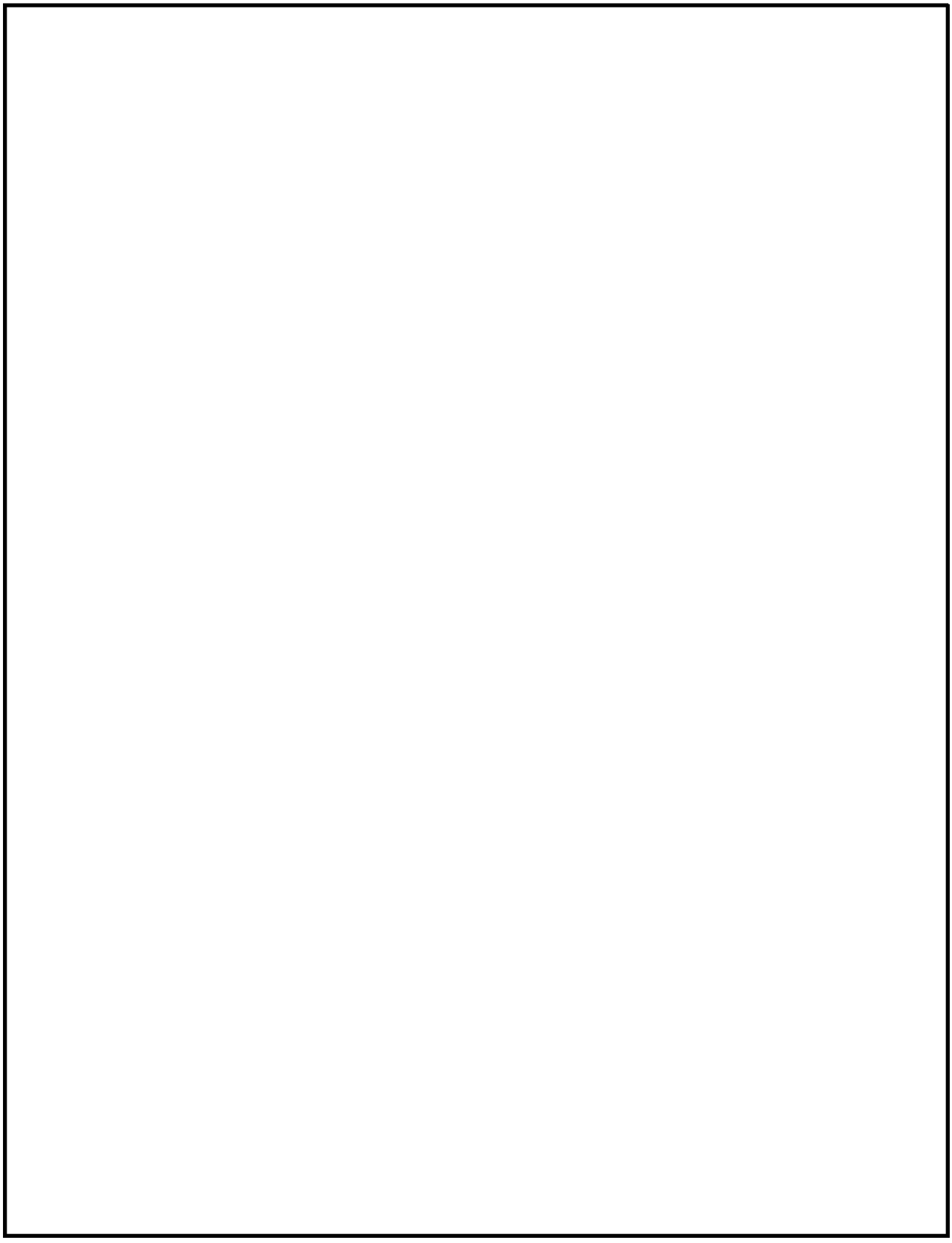


：防護上の観点から公開できません。

第 5.2.20 表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(5/11)

e. 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

：防護上の観点から公開できません。

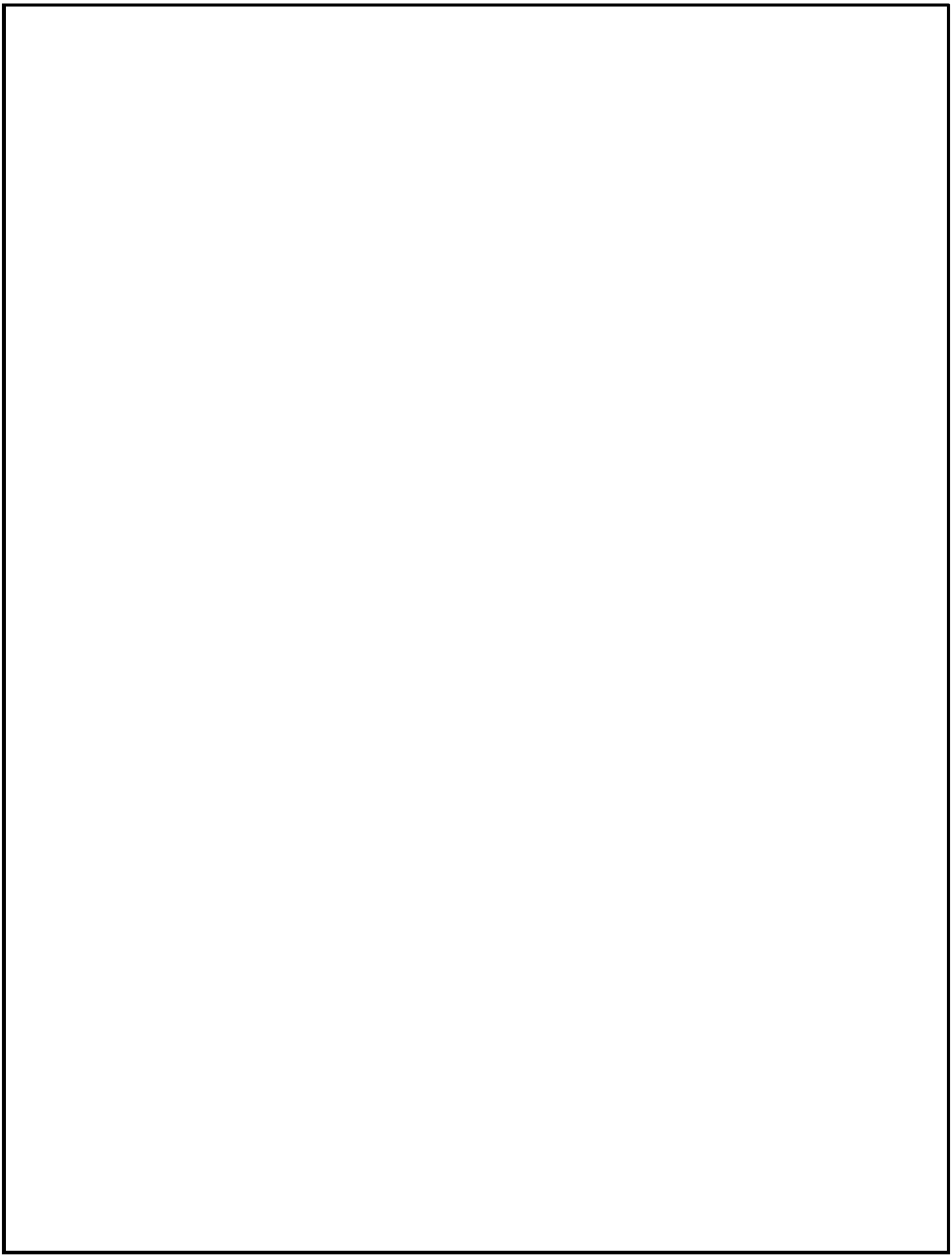


：防護上の観点から公開できません。

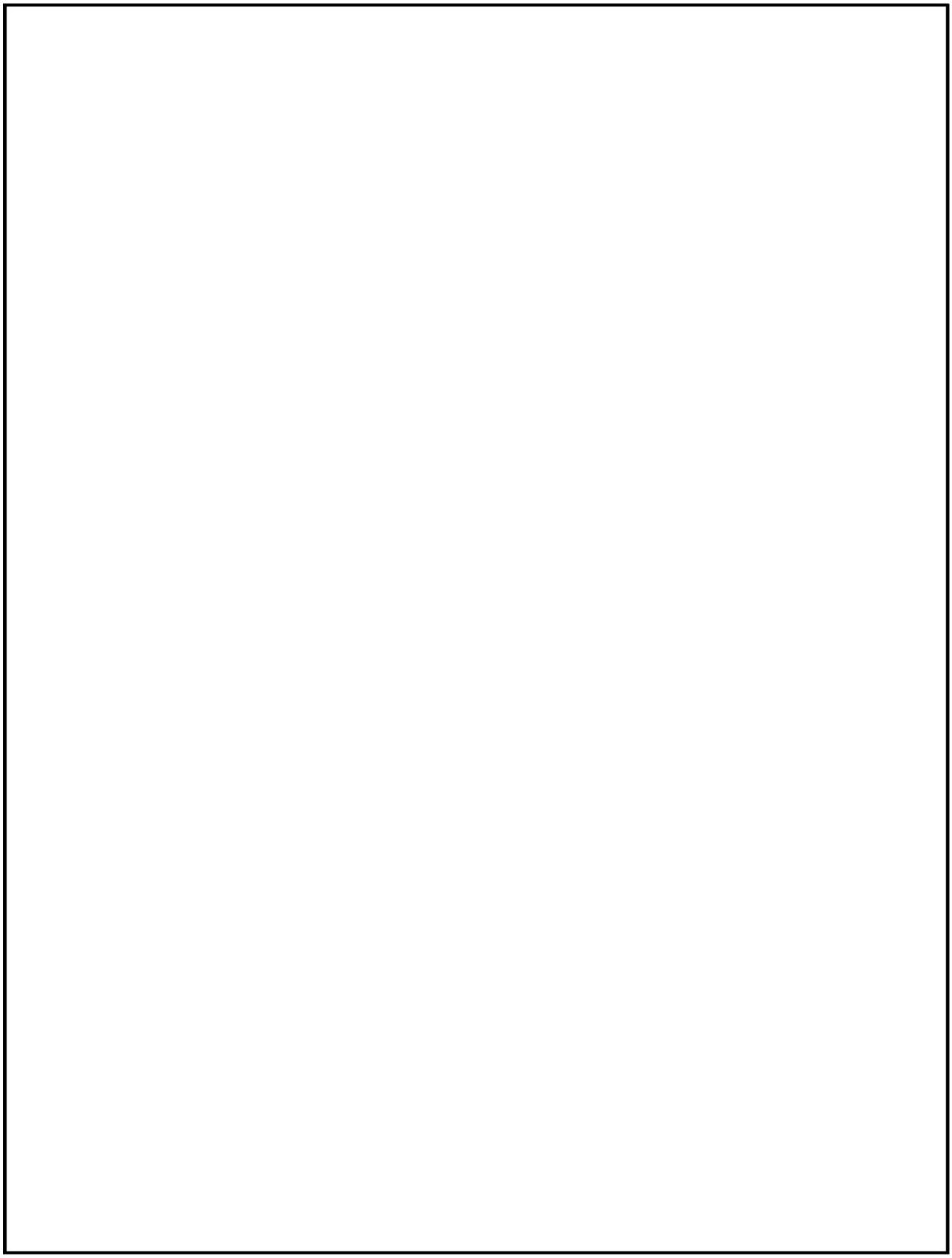
第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

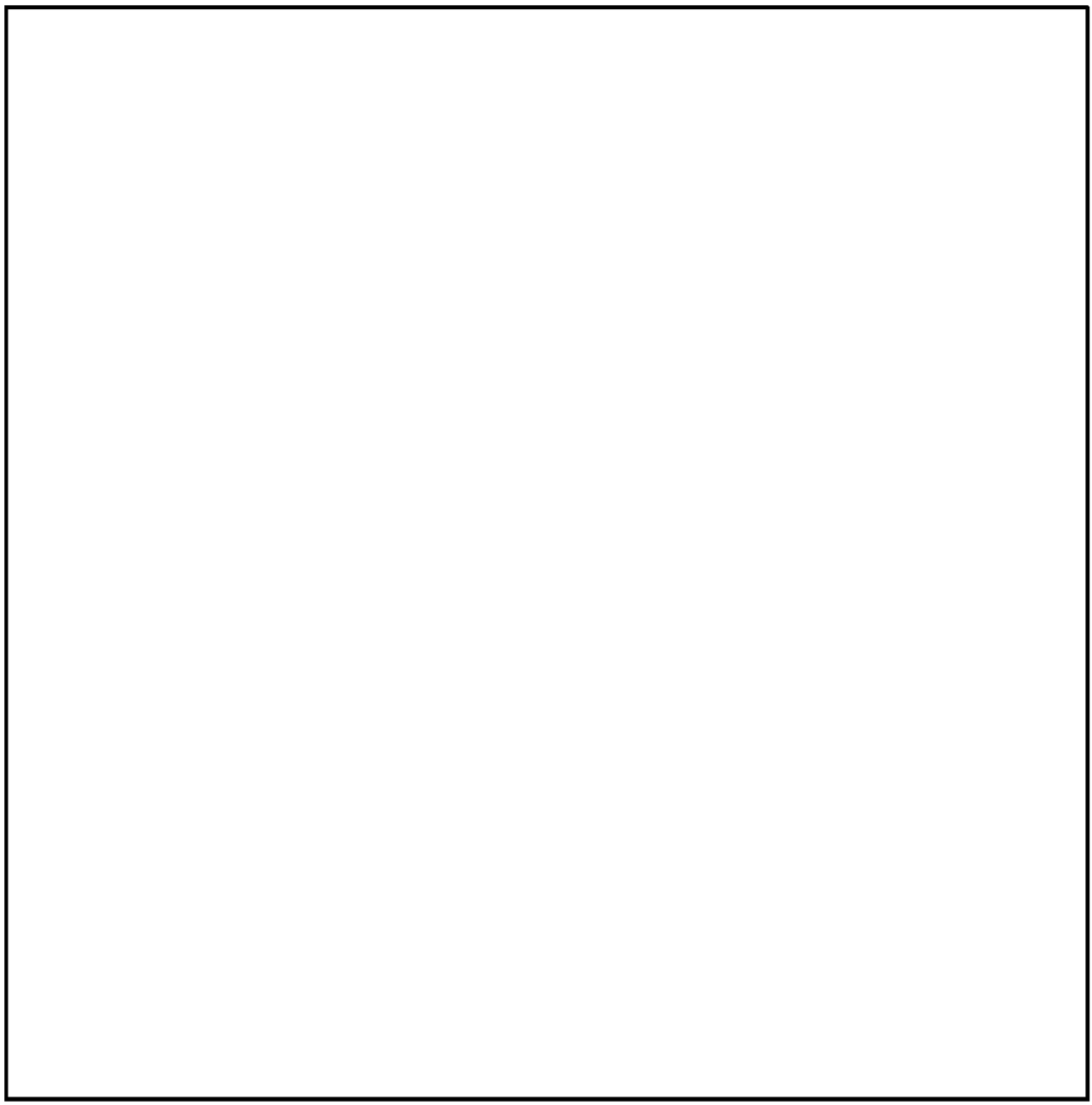


：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(7/11)

g. [redacted]の居住性に関する手順

[redacted]：防護上の観点から公開できません。



：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(8/11)

h. 電源設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(9/11)

i. 計装設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(10/11)

j．通信連絡設備の手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.20表　特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要(11/11)

k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

：防護上の観点から公開できません。

第5.2.21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

要　員	必要な任務	力　量
発電所対策本部要員のうち特重施設指揮者	・特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識(特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。) ・特定重大事故等対処施設を用いた対応操作(特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること。)
発電所対策本部要員のうち必要な要員	・特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。）
運転員（当直員）	・プラント運転操作	・特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること。） ・特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること。）
特重施設要員	・発電所対策本部長からの指示に従った特定重大事故等対処施設を用いた対応操作	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（操作スイッチの設置位置等を含む。））

(1) 外部事象の収集
大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 77 事象を収集

⇩

(2) 海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討
海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討
・基準Ａ：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
・基準Ｂ：事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、排除できる事象
・基準Ｃ：プラント設計上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
・基準Ｄ：影響が他の事象に包含される事象
・基準Ｅ：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
・基準Ｆ：自然現象に該当しない事象※

⇩

(3) プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定
(2) の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の 11 事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

①地　　震	⑦火山の影響（降灰）
②津　　波	⑧生物学的事象
③風（台風）	⑨森林火災
④竜　　巻	⑩落　　雷
⑤凍　　結	⑪隕　　石
⑥積　　雪	

⇩

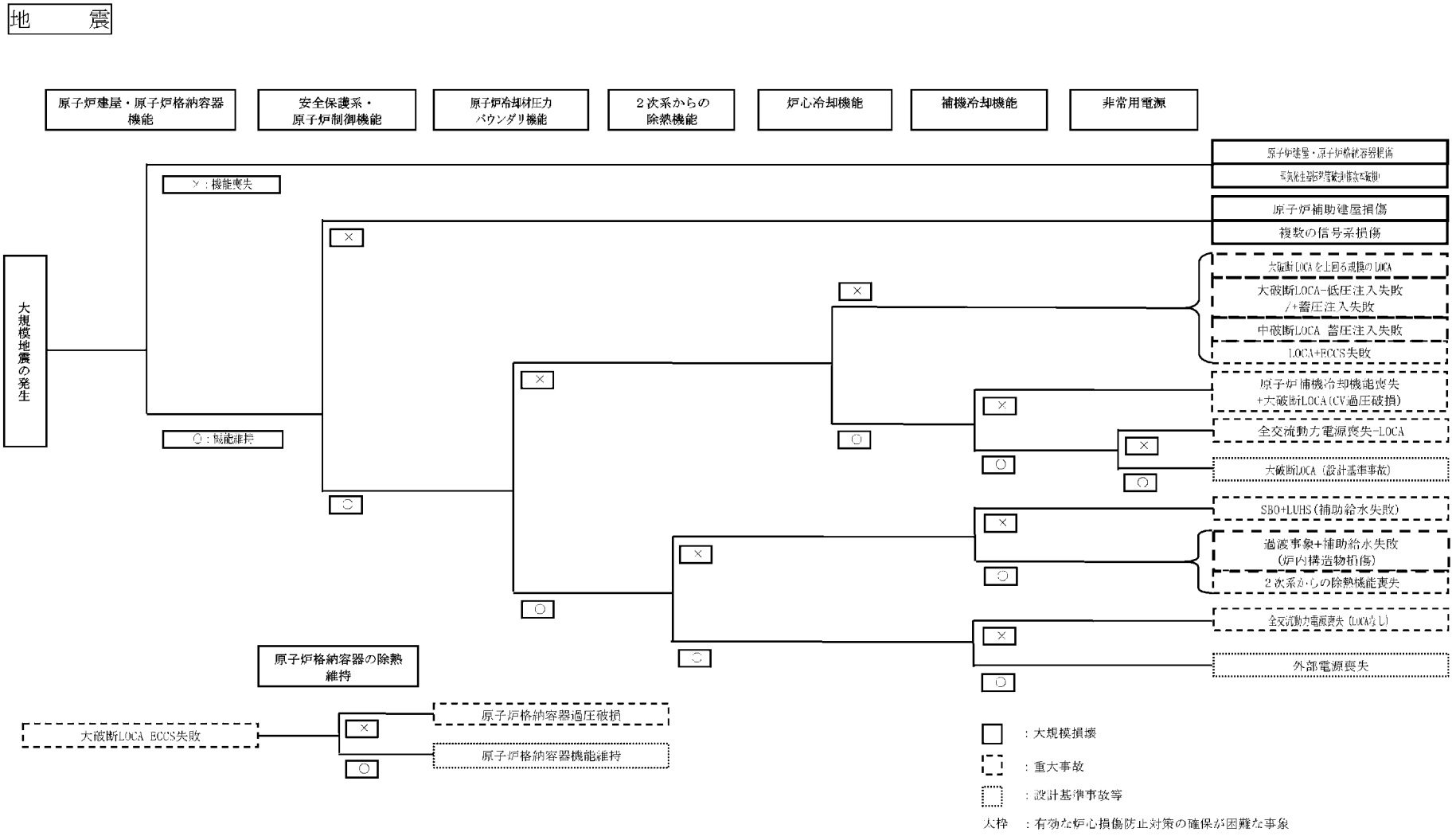
(4) 自然災害 11 事象の規模の想定
(3) の自然災害 11 事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。

⇩

(5) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討
(4) の想定規模を踏まえて、自然災害 11 事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

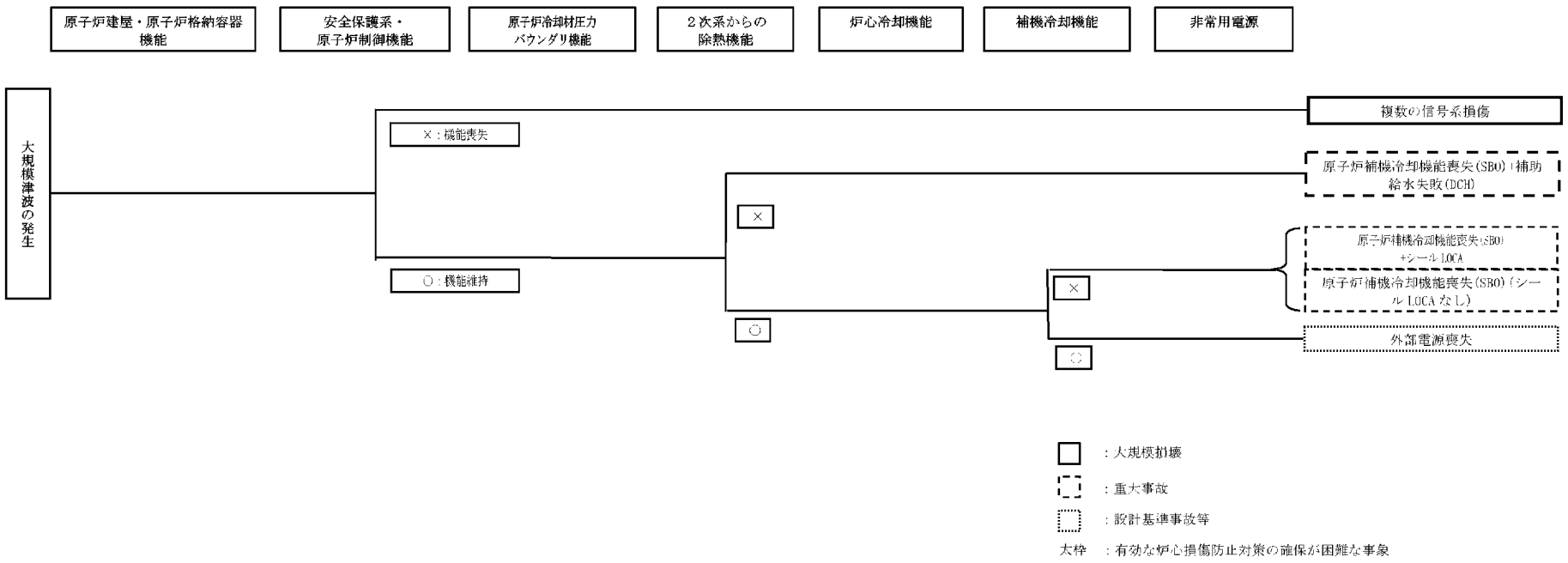
※ 23 事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

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



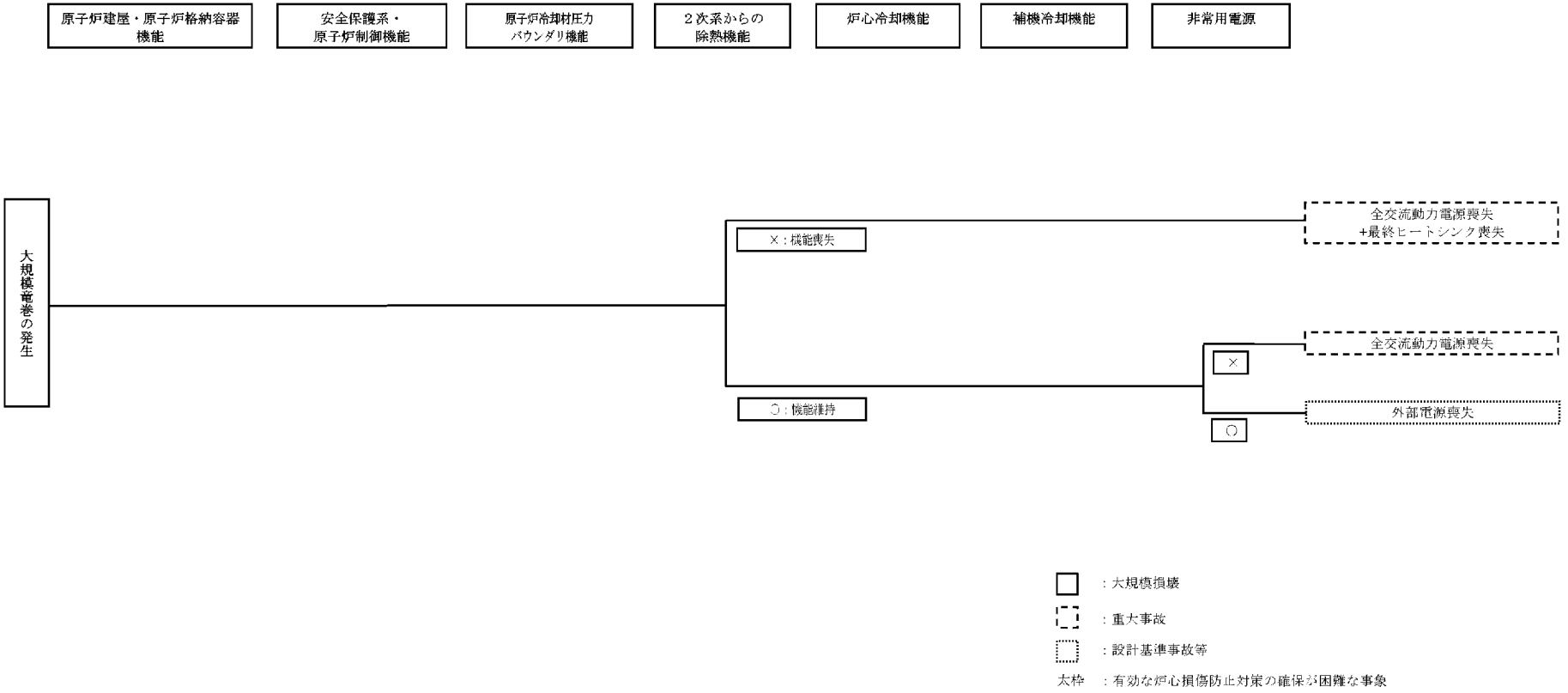
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（１／７）

津　　波

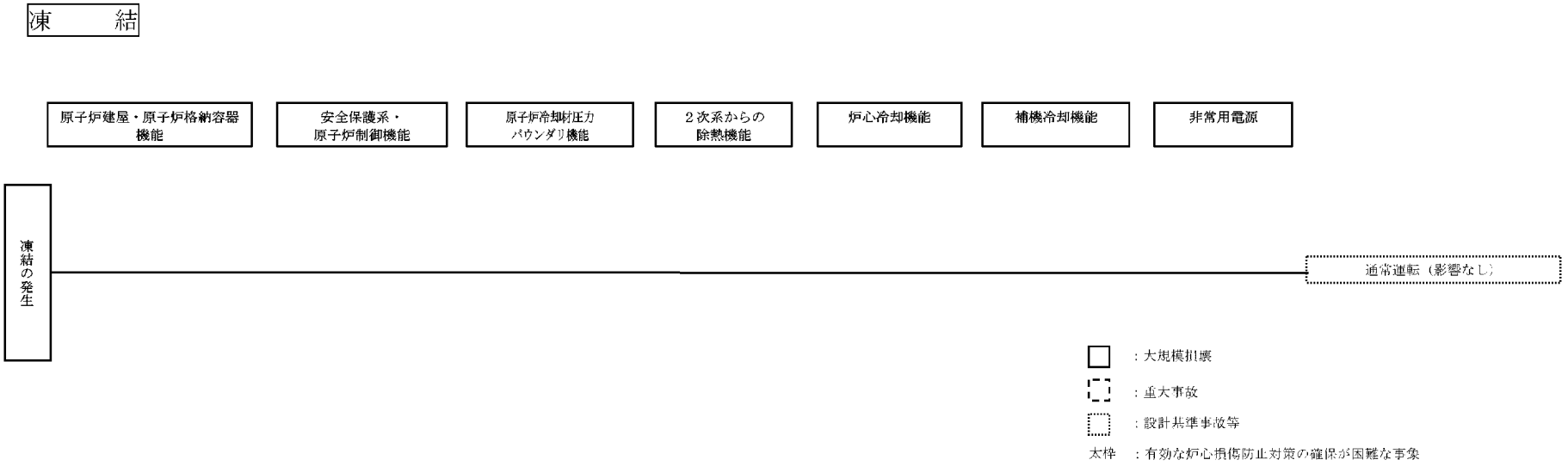


第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（２／７）

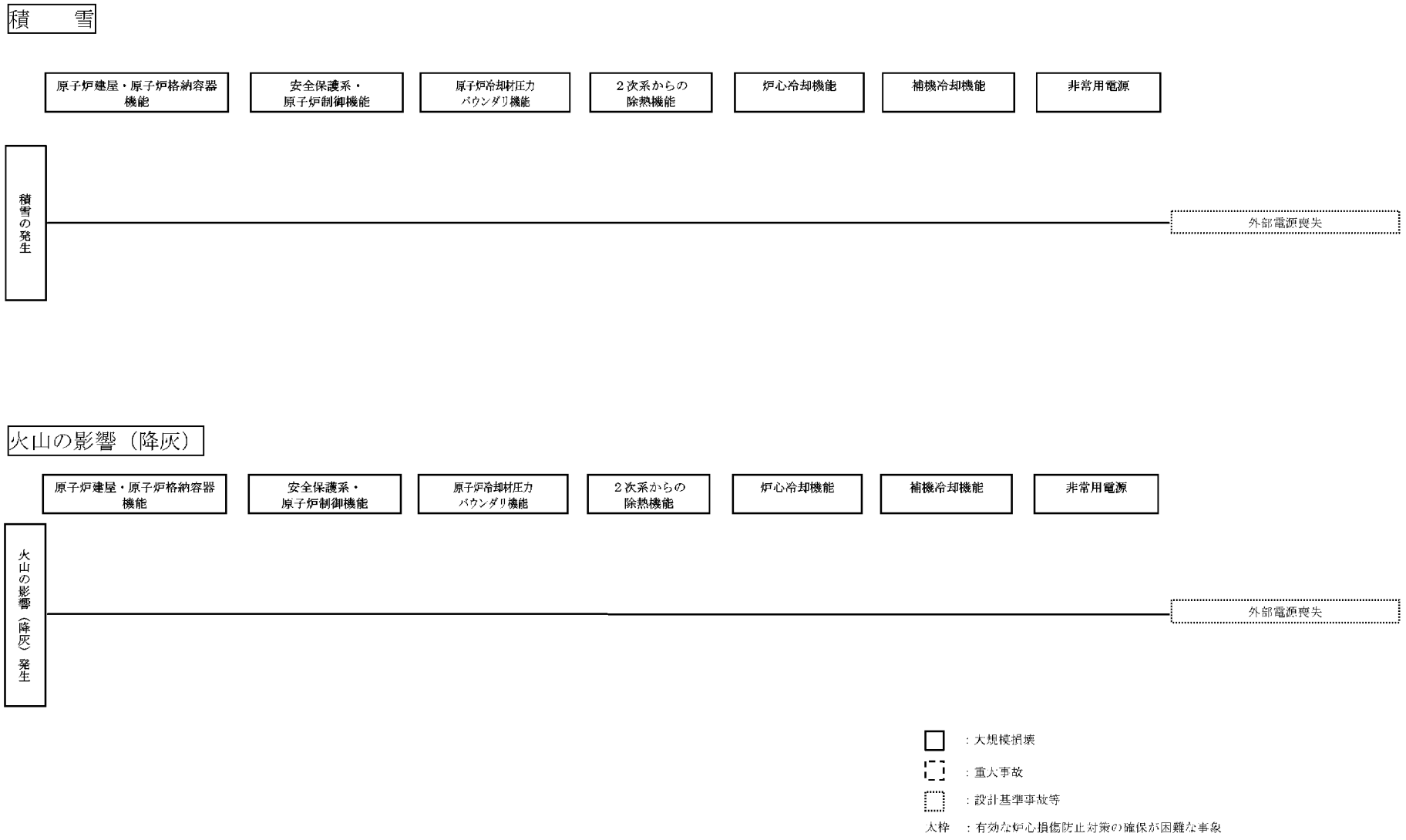
竜　　巻



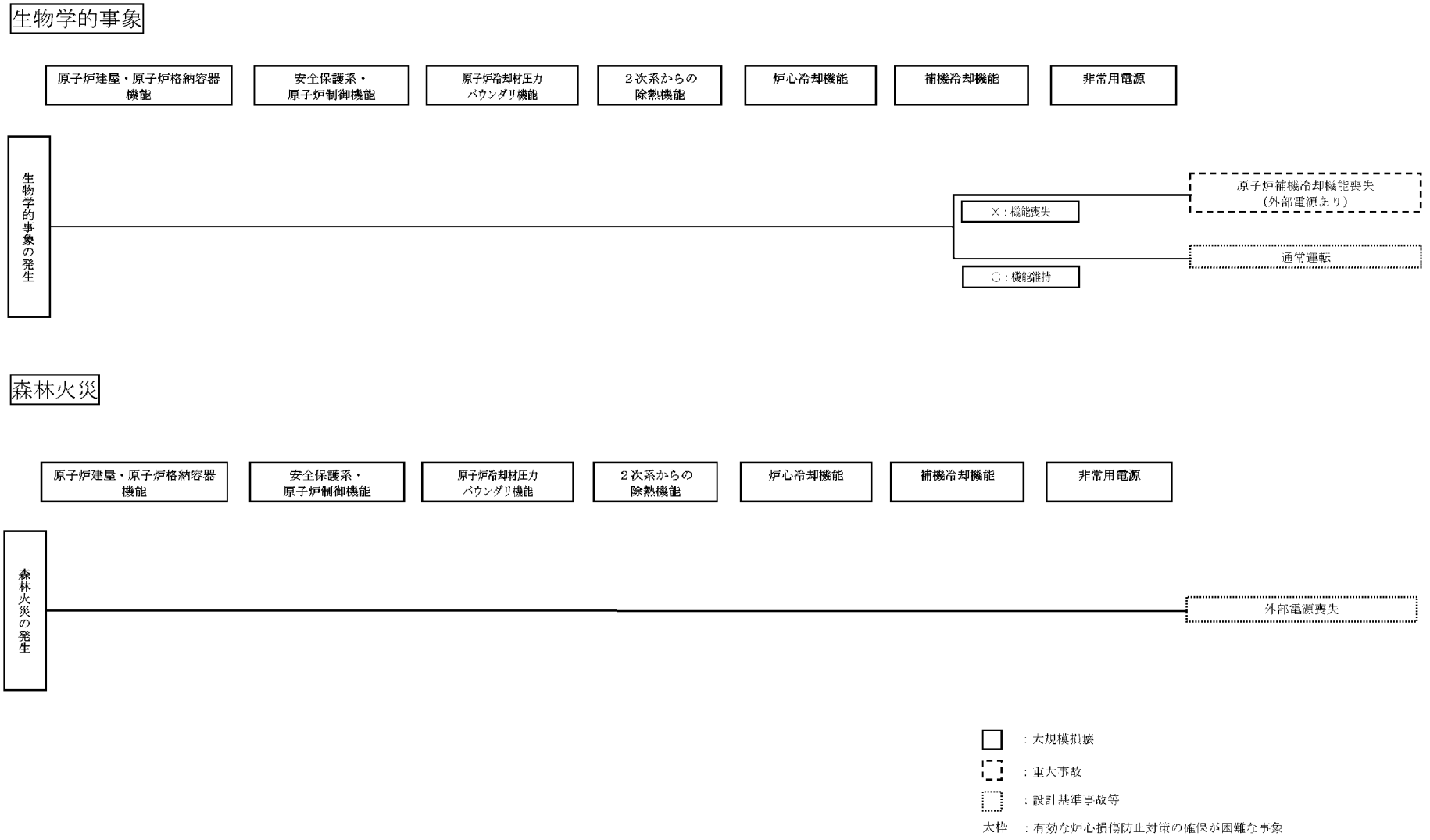
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（３／７）



第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（４／７）

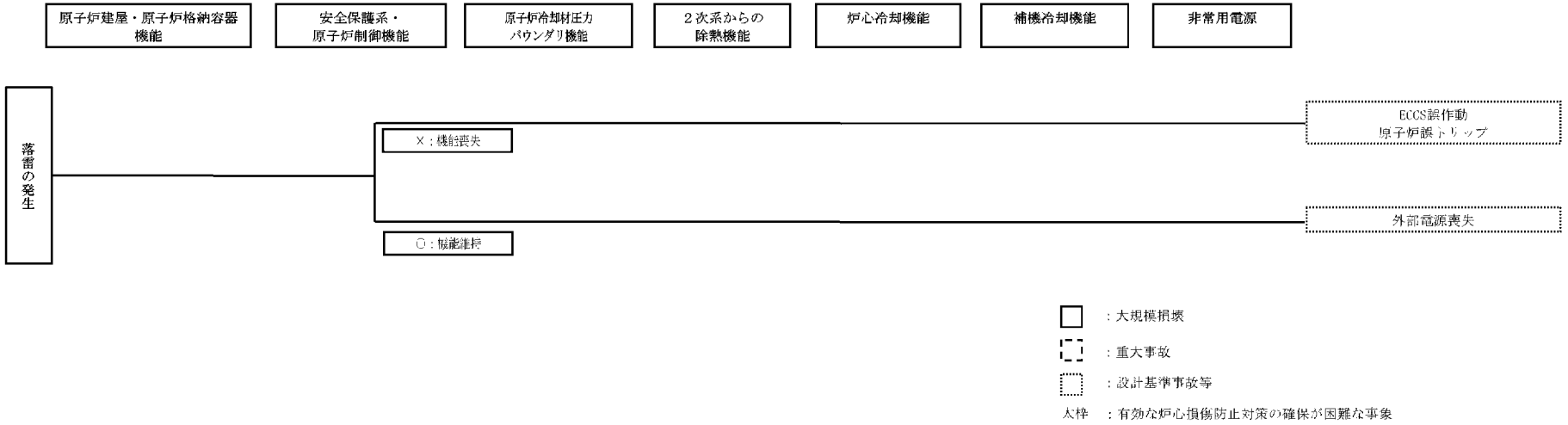


第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（５／７）

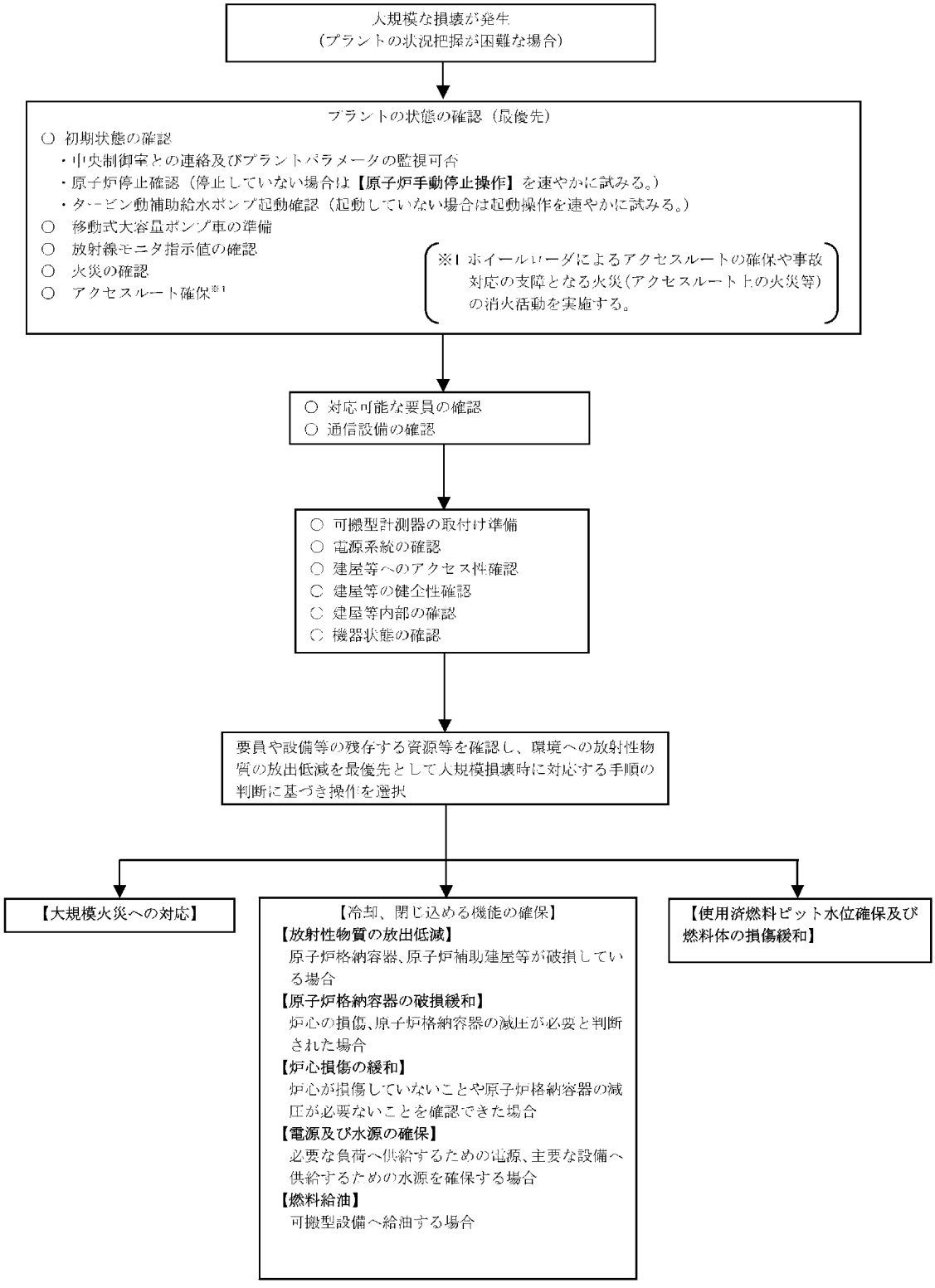


第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（６／７）

落　　雷



第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（７／７）



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）

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

6.1　概　　要

本発電用原子炉施設において、「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」、「運転中の原子炉における重大事故」、「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」及び「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」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心の著しい損傷の防止、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の防止、燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象としたPRAの知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「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」で講じることとしている措置のうち、『添付書類八　1.12.6.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定）」に対する適合』で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とする。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員（以下「運転員等」という。）の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「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」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「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」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「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」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目と

なるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを

確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても措置の実現性に問題がなく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「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」による。

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「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」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）を範囲とするレベル１PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル１PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル1.5PRAを活用する。「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」に対しては、停止時レベル１PRAを活用する。

PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-4}／炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度である。

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル１PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から

発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第6.2.1表に示す。

ここで記載している、事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補２．Ⅰ　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。

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

6.2.1.1　事故シーケンスのグループ化と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」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定

して評価を行う。

(1)　事故シーケンスの抽出

内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第6.2.1図に内部事象PRA用イベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層イベントツリーを、第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設

置されている複数の電気設備が機能喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、１次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

１次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な１次冷却系統（以下「１次系」という。）の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、１次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による１次冷却材の補填と、２次冷却系統（以下「２次系」という。）による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを

炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

a. ２次冷却系からの除熱機能喪失

b. 全交流動力電源喪失

c. 原子炉補機冷却機能喪失

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

e. 原子炉停止機能喪失

f. ECCS 注水機能喪失

g. ECCS 再循環機能喪失

h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す５つの事故シーケンスは、事象発生時に発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

・原子炉建屋損傷

・原子炉格納容器損傷

・原子炉補助建屋損傷

・複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から有意な頻度

又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管の全てが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策により影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次系の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に

発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じる可能性がある１次冷却材ポンプ軸封（以下「RCP シール」という。）部からの１次冷却材の流出（以下「RCP シール LOCA」という。）の有無による影響を確認するため、「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 LOCA が発生する事故」並びに「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」を重要事故シーケンスとする。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

１次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「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 LOCA が発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断 LOCA 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」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみであるが、有効性評価では、具体的な起因事象を想定する必要があるため、原子炉トリップが必要な起因事象として「運転時の異常な過渡変化」から、起因事象発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認するため、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

f. ECCS 注水機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS 再循環機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替えまでの時間が短いため、再循環切替えが失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断 LOCA 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」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

また、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることから、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施する。

・炉内構造物損傷（過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故）

・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故

・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故

・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.2表に示す。

6.2.1.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.1.1 に挙げた事故シーケンスグループについて、炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量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。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力 0.392MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の２倍の圧力 0.784MPa[gage]を下回ること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 144℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3) 及び (4) に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力の２倍の圧力 0.784MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性

を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、3号炉及び4号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

ここで記述している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「追補2．Ⅱ　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

6.2.2　運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1　格納容器破損モードの選定と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」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1)　格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後後期の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イ

ベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（δモード）

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（τモード）

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（σ、μモード）

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ηモード）

e. 水素燃焼（γ、γ'、γ"モード）

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用（εモード）

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

・原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

・格納容器隔離失敗（βモード）

・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

・インターフェイスシステムLOCA（νモード）

・蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき、有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度

又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）の中には、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）があるが、発生する可能性は極めて低く、発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークⅠ型の原子炉格納容器特有の事象として、格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3)　評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、Excess LOCAにおいても大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の

大きい「A**」が原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、圧力上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器の圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びＡ、Ｂ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有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破

損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される「T**」が1次系の減圧の観点で厳しい。また、1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子

炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点で厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注入が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失するAEWとなる。

AEWに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を考慮するとともに、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納

容器スプレイ再循環機能の喪失を考慮した「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再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける格納容器スプレイは、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が相対的に小さい方が、溶融炉心と冷却材が接触した際に水蒸気が急激に生成されることから、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは考慮せず、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイは、注水開始時間が格納容器スプレイポンプよりも遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度は小さくなることにより、さらに厳しくなる。

e. 水素燃焼

本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、事象進展が早く初期から原子炉格納容器内への水素放出が開始され、原子炉容器破損が早い「A**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する AEI となる。

AEI に属する事故シーケンスのうち、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、

さらに余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

各格納容器破損モードに含まれるPDS及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.3表に示す。

6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.2.1に挙げた格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマークⅠ型の原子炉格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。）については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

(1)　原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.392MPa[gage]の2倍の圧力0.784MPa[gage]を下回ること。

(2)　原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

(3)　放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(4)　原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。

(5)　急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(6)　原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止す

ること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。

(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。

(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

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

6.2.3.1 想定事故

「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」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故1

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

(2) 想定事故2

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

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.3.1に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があるこ

とを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3) 未臨界が維持されていること。

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

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と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」については、主発電機の解列から並列までの期間を評価対象とし、運転停止中の原子炉において、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況に応じた緩和設備の状態を考慮してプラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料体の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRA においては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2)　事故シーケンスのグループ化

PRA の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを以下の運転停止中事故シーケンスグループに分類する。

a.　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）

b.　全交流動力電源喪失

c.　原子炉冷却材の流出

d.　反応度の誤投入

(3)　重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a.　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）

充てんポンプによる炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、１次系保有水量が少ない「燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。また、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、１次系保有水量が少ない「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」を重要事故シーケンスとする。

c. 原子炉冷却材の流出

１次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、１次系保有水量の確保の観点から、炉心崩壊熱が大きく、１次系保有水量が少ない「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」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。また、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じるため、臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、「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」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を

第 6.2.4 表に示す。

6.2.4.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.4.1 に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中の原子炉における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1)　燃料有効長頂部が冠水していること。

(2)　放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3)　未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3　評価に当たって考慮する事項

6.3.1　有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「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」及び『添付書類八　1.12.6.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定)」に対する適合』との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「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」で講じることとしている措置のうち、『添付書類八　1.12.6.1「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年６月 19 日制定)」に対する適合』で重大事故等対策としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「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」における１つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における１つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行う。

6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRA の結果を踏まえ、

起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

6.3.3　外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

6.3.4　単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

(1)　中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する

操作については、警報発信等から10分後に開始する。

(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。

(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。

(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。

(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、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運転状態を考慮する。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な

時点までとし、外部支援がないものとして７日間の対策成立性を評価する。

なお、「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」での原子炉が安定停止状態に導かれる時点は、低温停止状態に到達した時点又は低温停止状態への移行が可能となる時点とする。

ただし、低温停止状態への移行に機能喪失を仮定した設備の復旧を考慮する必要がある場合は、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによる除熱継続により、高温停止状態よりも低い圧力、温度での維持が可能となる時点を「高温の停止状態」とし、安定停止状態とする。

6.4　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第 6.4.1 表から第 6.4.3 表に示す。

ここで記述している、解析コードの検証内容や不確かさ等については、「追補２．Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。

6.4.1　M-RELAP5 (1)

6.4.1.1　概　　要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、１次系及び２次系を複数のボリューム並びにボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギ保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、１次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、ECCS の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別し

て高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域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分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウムー水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5－3Dコードを基に、PWRプラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K“ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル（Moody臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、１次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。

(1)　炉　　心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

(2)　１　次　系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・

対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加 圧 器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2[2]

6.4.2.1 概 要

M-RELAP5 の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性解析コード COSMO-K 及び3次元熱流動解析コード MIDAC の3

つの要素コードを動的に結合し、１次系全体の熱流動と３次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として１次系圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度が M-RELAP5 から COSMO-K 及び MIDAC に受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5 から受け渡された炉心境界条件と COSMO-K から受け渡される３次元出力分布に基づき、MIDAC にて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の３次元分布を計算し、その後、MIDAC から受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-K にて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。炉心過渡計算が終了すると、MIDAC で計算された熱流束分布が M-RELAP5 に返され、炉心部を含む１次系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデ

ル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加 圧 器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

6.4.2.3 検証/妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証/妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-Ⅲ E-core 実験解析、NUPEC 管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証/妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.5 表に示すとおりである。

6.4.3 MAAP[3]

6.4.3.1 概 要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止

対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って１次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量・エネルギ保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えば LOCA 直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量・エネルギの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、１次系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料

棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1 次 系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加 圧 器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間・区画内の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、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及び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損、溶融及び1次系内核分裂生成物（FP）挙動がモデル化されている。

(7)　炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物（FP）挙動がモデル化されている。

6.4.3.3　妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、MB-2実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第6.4.6表に示すとおりである。

6.4.4　GOTHIC[4]

6.4.4.1　概　　要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギ及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3　妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC 試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.7 表に示すとおりである。

6.4.5 COCO[5][6][7]

6.4.5.1 概　　要

原子炉格納容器内圧解析コード COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、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様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

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圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、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の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの

妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.8 表に示すとおりである。

6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1　解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、3号炉と4号炉で異なる解析条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

6.5.2　共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから、共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

6.5.2.1　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

(1)　初期条件

a.　初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値（3,411MWt）に正の定常誤差（定格値の＋２％）を考慮した値を用いるものとする。また、１次冷却材平均温度の初期値として、定格値（307.1℃）に正の定常誤差（＋2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。また、１次系圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（＋0.21MPa）を考慮した値を用いるものとする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、１次冷却材平均温度及び１次系圧力の初期値として定格値を用いるものとする。

b.　１次冷却材流量

１次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

c.　炉心及び燃料体

炉心及び燃料体に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

（a）　炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、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[8]を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び３号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、１次系圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

（b）　炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、標準値として5.5%を用いるものとする。

（c） 核的パラメータ

即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定するものとする。なお、減速材密度係数は標準値を用いるものとする。また、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いるものとする。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定するものとする。ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を用いるものとする。

d. 加 圧 器

加圧器保有水量の初期値は、標準値として60%体積を用いるものとする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、蒸気発生器保有水量は1基当たり50tを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器

（a） 自由体積

原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m^3を用いるものとする。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いるものとする。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度は設計値として49℃を、初期圧力は標準値として9.8kPa[gage]を用いるものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料体

原子炉トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の

添加は、第6.5.3図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数（第6.5.4図参照）

（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.5秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低

12.04MPa[gage]（応答時間2.0秒）

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動による炉心注水がより早くなることにより、原子炉格納容器に放出されるエネルギが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では、ECCSの作動が早くなること

により、炉心崩壊熱がより大きい状態で再循環機能が喪失し、炉心水位の低下が早くなるため、代替再循環への切替時間を厳しくする観点を踏まえて０秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒を用いるものとする。

c.　原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、１次系及び２次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「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」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、１次冷却材の２次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

d.　１次系及び２次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を用いるものとする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

（a）　加圧器逃がし弁容量：95t／h（１個当たり）

（b）　加圧器安全弁容量　：190t／h（１個当たり）

（c）　主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の10％

（d）　主蒸気安全弁容量　：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100％

e.　１次冷却材ポンプ

１次冷却材ポンプ回転数等の１次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

f.　格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは２基作動し、１基当たり、標準値である除熱特性（100℃～約 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g.　燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットの水量は、設計値として 2,100m^3を用いるものとする。

6.5.2.2　運転中の原子炉における重大事故

(1)　初期条件

「6.5.2.1（1）初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いるものとする。

・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。

・原子炉格納容器の初期圧力は、０kPa[gage]を用いるものとする。

(2)　事故条件

a.　原子炉冷却材喪失時の破断位置

１次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては ECCS 注水に期待していないこと、また、蓄圧タン

クからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

「6.5.2.1(3)重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

6.5.2.3 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

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、3号炉12.464MW、4号炉10.794MWを用いるものとする。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として40℃を用いるものとする。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替キャナルと燃料検査ピット並びに3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットのみの水量を考慮するものとする。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が3号炉燃料取扱時、4号炉燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv／h）となる水位として、燃料頂部から、3号炉約4.27m（通常運転水位（以下「NWL」という。）－約3.41m)、4号炉約4.41m（NWL－約3.27m）とする。

6.5.2.4 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

(1) 初期条件（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

a. 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、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[8]を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用

いるものとする。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は 72 時間とする。

c. 1次系圧力

ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。

e. 1次系水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを 20cm 上回る高さとする。

f. 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器、１次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、１次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

6.6　解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる発電用原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

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

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

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

「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3　操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目に対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8　必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1　必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態での重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間における要員の確保の観点から、「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」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2　必要な資源の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、７日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について７日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。なお、水源の評価においては、対象となるピットの前後の流入出も踏まえて評価を行う。

6.9 参考文献

(1) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について」

MHI-NES-1054

三菱重工業、平成 25 年

(2) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」

MHI-NES-1055

三菱重工業、平成 25 年

(3) 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへの MAAP コードの適用性について」

MHI-NES-1056

三菱重工業、平成 25 年

(4) 「三菱 PWR 格納容器破損に係る重要事故シーケンスへの GOTHIC コードの適用性について」

MHI-NES-1057

三菱重工業、平成 25 年

(5) 「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

(6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」

MAPI-1063 改 2

三菱重工業、平成 2 年

(7) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析方法」

MHI-NES-1016

三菱重工業、平成 12 年

(8) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」

MHI-NES-1010 改 4

三菱重工業、平成 25 年

第 6.2.1 表　有効性評価における重要事故シーケンス等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

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
			設置許可基準規則／技術基準規則	44 条 /59 条	45 条 /60 条	46 条 /61 条	47 条 /62 条	48 条 /63 条	49 条 /64 条	50 条 /65 条	51 条 /66 条	52 条 /67 条	53 条 /68 条	54 条 /69 条	55 条 /70 条	56 条 /71 条	57 条 /72 条	58 条 /73 条	59 条 74 条
			重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に蒸気発生器への給水機能喪失を緩和するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
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	7.1.1	2 次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	−	●	●	●	−	−	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−
	7.1.2	全交流動力電源喪失	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 LOCA が発生する事故	−	●	●	●	●	●	−	−	−	●	●	−	●	●	●	●
			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	−	●	●	●	●	●	−	−	−	●	●	−	●	●	●	●
	7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	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 LOCA が発生する事故	−	●	●	●	●	●	−	−	−	●	●	−	●	−	●	●
	7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA 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	−	−	−	●	−	●	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−
	7.1.5	原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	●	−	−	−	−	−	−	−	−	−	−	−	−	−	●	−
	7.1.6	ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故	−	−	●	●	−	−	−	−	●	−	−	−	●	−	●	−
	7.1.7	ECCS 再循環機能喪失	大破断 LOCA 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	−	−	−	●	−	●	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−
	7.1.8	格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	−	−	●	−	−	−	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−
			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	−	−	●	●	−	−	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−
運転中の原子炉における重大事故	7.2.1.1		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	−	−	−	●	●	●	●	●	●	●	●	−	●	●	●	●
	7.2.1.2		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	−	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	−	●	●	●	●
	7.2.2		高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	−	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	−	●	●	●	●
	7.2.3		原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	−	−	−	●	●	●	●	●	●	●	●	−	●	●	●	●
	7.2.4		水素燃焼	−	−	−	●	−	●	−	●	●	●	−	−	●	−	●	●
	7.2.5		溶融炉心・コンクリート相互作用	−	−	−	●	●	●	●	●	●	●	●	−	●	●	●	●
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	7.3.1		想定事故 1	−	−	−	●	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−	−	−
	7.3.2		想定事故 2	−	−	−	●	−	−	−	−	−	−	●	−	●	−	−	−
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	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）	−	−	−	●	−	●	−	−	−	●	−	−	●	−	●	−
	7.4.2		全交流動力電源喪失	−	−	−	●	●	●	−	−	−	●	●	−	●	●	●	●
	7.4.3		原子炉冷却材の流出	−	−	−	●	−	●	−	−	−	●	−	−	●	−	●	−
	7.4.4		反応度の誤投入	●	−	−	●	−	−	−	−	−	−	−	−	−	−	●	−

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）（１／２）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
２次冷却系からの除熱機能喪失	・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・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LOCAが発生する事故 ・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 （従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
原子炉補機冷却機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故	・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LOCAが発生する事故 （「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮）
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・大破断LOCA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 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA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	・大破断LOCA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

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

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）（２／２）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
原子炉停止機能喪失	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 （原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA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 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA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	・大破断LOCA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
格納容器バイパス	・インターフェイスシステム LOCA ・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	・インターフェイスシステム LOCA ・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	・インターフェイスシステムLOCA ・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

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

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）（１／４）

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 ・原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA（S**）、過渡事象（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・SED　・SEI ・TEI　・SLI ・TED　・SLW ・TEW　・SEW	TED	・１次系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、１次系減圧の観点から厳しい。 ・１次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・AEI　・SLI ・AEW　・SLW ・SEI　・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断LOCA（A**）が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI　・TEW ・SED　・SEW ・AEI　・AEW ・SEI　・SLW ・SLI　・AED ・TED	AEI	・格納容器スプレイの作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから（**I）のPDSがより厳しい。 ・炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI　・AED ・TED　・SLI ・SED　・SLW ・TEW　・AEW ・AEI　・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・１次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない（A**）が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS：プラント損傷状態

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）（２／４）

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと１次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	１次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：大中破断LOCA）
S	１次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：小破断LOCA）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：過渡事象）
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。（起因事象：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステムLOCA）

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事象進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

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）（３／４）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	・中破断LOCA時に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 ・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	・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	・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※2
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・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※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・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※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※１：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※２：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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）（４／４）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄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 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低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 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄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 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・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再循環機能が喪失する事故※2 （炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）
水素燃焼	AEI	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA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 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故	・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 （事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	・中破断LOCA時に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 ・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	・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	・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※3

※１：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※２：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
※３：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

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）

運転停止中 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
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）	・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・余熱除去機能が喪失する事故	・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※1
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・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※1※2
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・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※1
反応度の誤投入	・反応度の誤投入事故	・反応度の誤投入事故	・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※3

※1：崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・２次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・格納容器バイパス
SPARKLE-2	・原子炉停止機能喪失
MAAP	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失
COCO	・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失

第6.4.2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

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	・水素燃焼

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

解析コード名	適用運転停止中事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・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） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等（１／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL／THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが０％ ～ －40％の範囲であり、保守的なモデルを使用している。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95％信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL／THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが０m ～ －0.3m であることを確認した。また、ROSA／LSTF SB-CL-18 の試験解析より、解析コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性がある。 Winfrith／THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m 程度である。
１次系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20％過大評価する。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさは±10％、二相臨界流量の不確かさは－10％ ～ ＋50％である。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	２流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA／LSTF、PKL の試験解析より、２次系強制冷却時の１次系圧力の不確かさは０ ～ ＋0.5MPa である。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、１次系圧力で定量化し、ROSA／LSTF、PKL の試験解析より、１次系圧力の不確かさが０～＋0.5MPa である。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	２流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	水位変化		
	冷却材流出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	

第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等（２／２）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA／LSTF、PKL の試験解析より、２次系強制冷却での減圧時の１次系圧力の不確かさは０ ～ ＋0.5MPa である。 LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	２次側水位変化・ドライアウト	２流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること及び１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	２次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表　SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 （核）	中性子動特性（核分裂出力）	3 次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-Ⅲ E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%は矛盾しない。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさは±3.6pcm／℃である。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 （燃料）	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 （熱流動）	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は４％であり、２σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさは±８％である。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、１次冷却材温度の不確かさは±２℃、１次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	二相／サブクール臨界流モデル	
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	２次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	２次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（１／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態は、TMI 事故分析結果と一致する。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム－水反応速度の係数を２倍とした感度解析により影響を確認。 ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分、LOCA シーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られている。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードより多めに評価する。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両解析コードの原子炉格納容器への放出エネルギから見積もられる原子炉格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微である。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
１次系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）	
	構造材との熱伝達	１次系モデル（１次系破損モデル）	－
	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗（圧損）の感度は小さい。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（２／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル(加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価する。
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、１次系から２次系への熱伝達を適正に評価する。ただし、２次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向がある。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価する。液相放出の場合、過大評価する傾向がある。
	２次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向がある。
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下の傾向がある。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力　：１割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度　　：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間・区画内の流動（液体）		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生）	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致する。
	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	原子炉格納容器モデル（格納容器再循環ユニットモデル）	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol％の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を２℃の範囲で高めに評価する。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（３／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション）	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致する。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析により、いずれについても、１次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致する。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度は小さい。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとした感度解析により、１次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損時間は５分早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（４／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースにした感度解析により、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度は小さい。
			MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、MCCI によるコンクリート侵食量への感度は小さい。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水－溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCI によるコンクリート侵食量への感度は小さい。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約 1／10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となる。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食は生じない。MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は６vol％程度（ドライ条件換算）であり、水素処理装置（静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置）による処理が可能なレベルである。ACE 及び SURC 実験解析等より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（５／５）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	１次系内核分裂生成物（FP）挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の核分裂生成物（FP）放出開始のタイミングも早く評価する。しかしながら、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できる。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの核分裂生成物（FP）放出速度」を低減させた場合の感度解析により、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さい。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内核分裂生成物（FP）挙動		

第 6.4.7 表　GOTHIC における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で１%。

第 6.4.8 表　COCO における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度については約 20℃高めに評価する。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

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）（1／3）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ／ 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心（核）	中性子動特性（核分裂出力）	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	－	－	○	－	○	○
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－	－	－	○	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	3次元熱流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	－	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	－	－	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
※2：Critical Heat Flux

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）（２／３）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ＼ 物理現象	２次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	気液分離・対向流	－	○	○	－	－	－	○	○	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	○	－	－	－	－	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	○	○	－	－	○	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	水位変化	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	－	－	－	○	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）（３／３）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 物理現象	２次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	○	○	－	○	○	－	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
	２次側水位変化・ドライアウト	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	○	○	○	－	－	－	－	－
	スプレイ冷却※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	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※1	－	－	－	○	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）（１／４）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ／ 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力及び温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）（２／４）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ／ 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力及び温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－	－	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	－	－	－	－	－
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	－	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	水位変化	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）（３／４）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却※1	○	－	－	○	－
	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	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
	水素処理	－	－	－	○	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）（４／４）

分類	物理現象＼評価事象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI※1（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	１次系内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 FCI※1（溶融炉心細粒化）	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
	原子炉格納容器内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：Fuel-Coolant Interaction（溶融炉心と冷却水の相互作用）　※２：Fission Product（核分裂生成物）

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）（１／２）

分類	評価事象 ／ 評価指標 ／ 物理現象	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）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
		炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	－	－	－
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－
炉心（熱流動）	３次元熱流動	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
※２：Critical Heat Flux

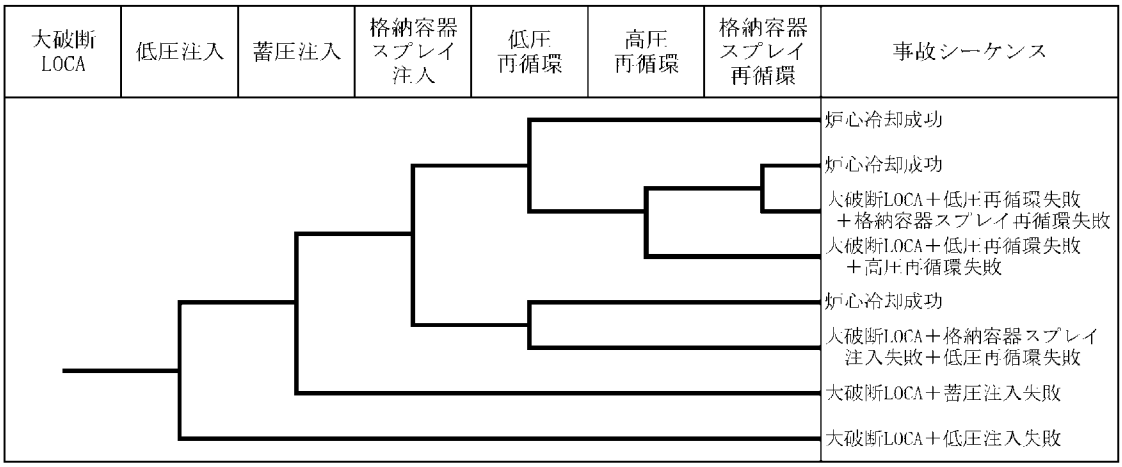
第6.7.3表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（２／２）

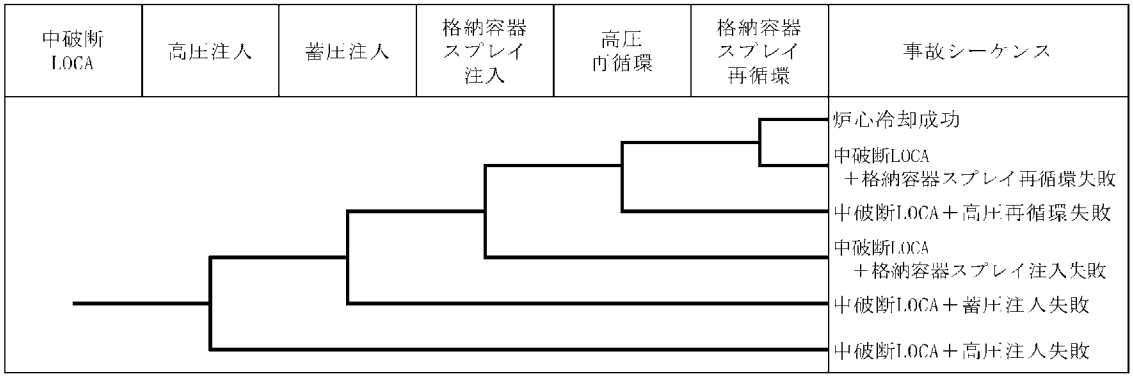
分類	評価事象／評価指標／物理現象	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
		炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
１次系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－
	ECCS 強制注入（充てん系含む）※1	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	○	○	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－
	水位変化	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－

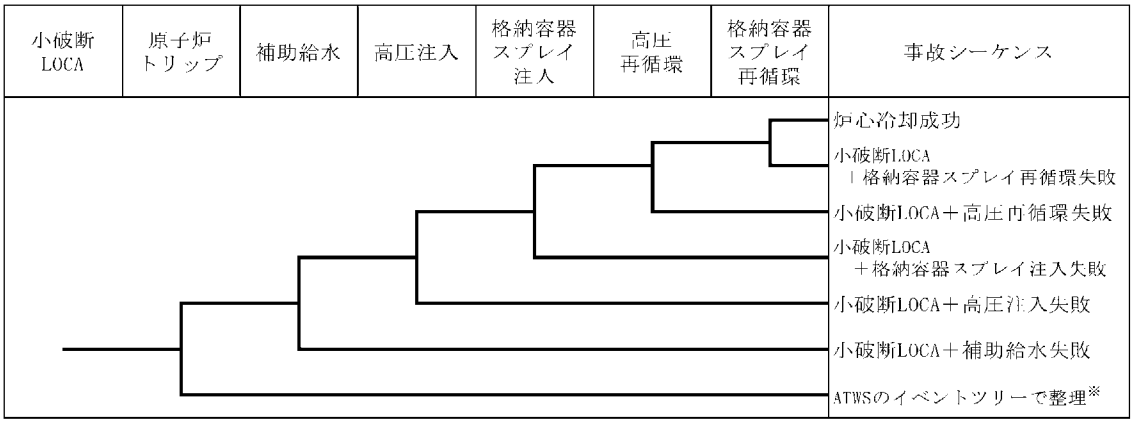
○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

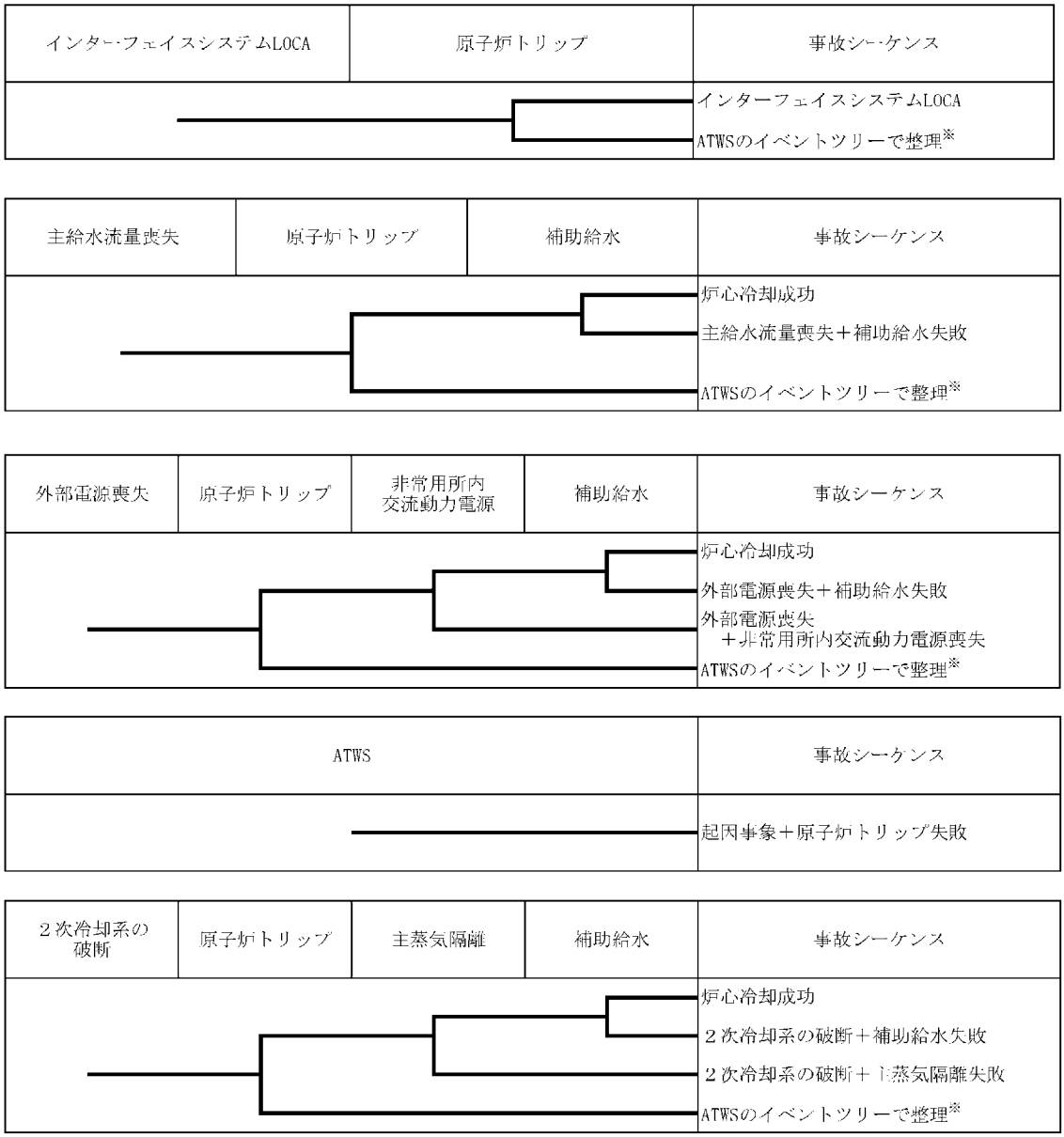






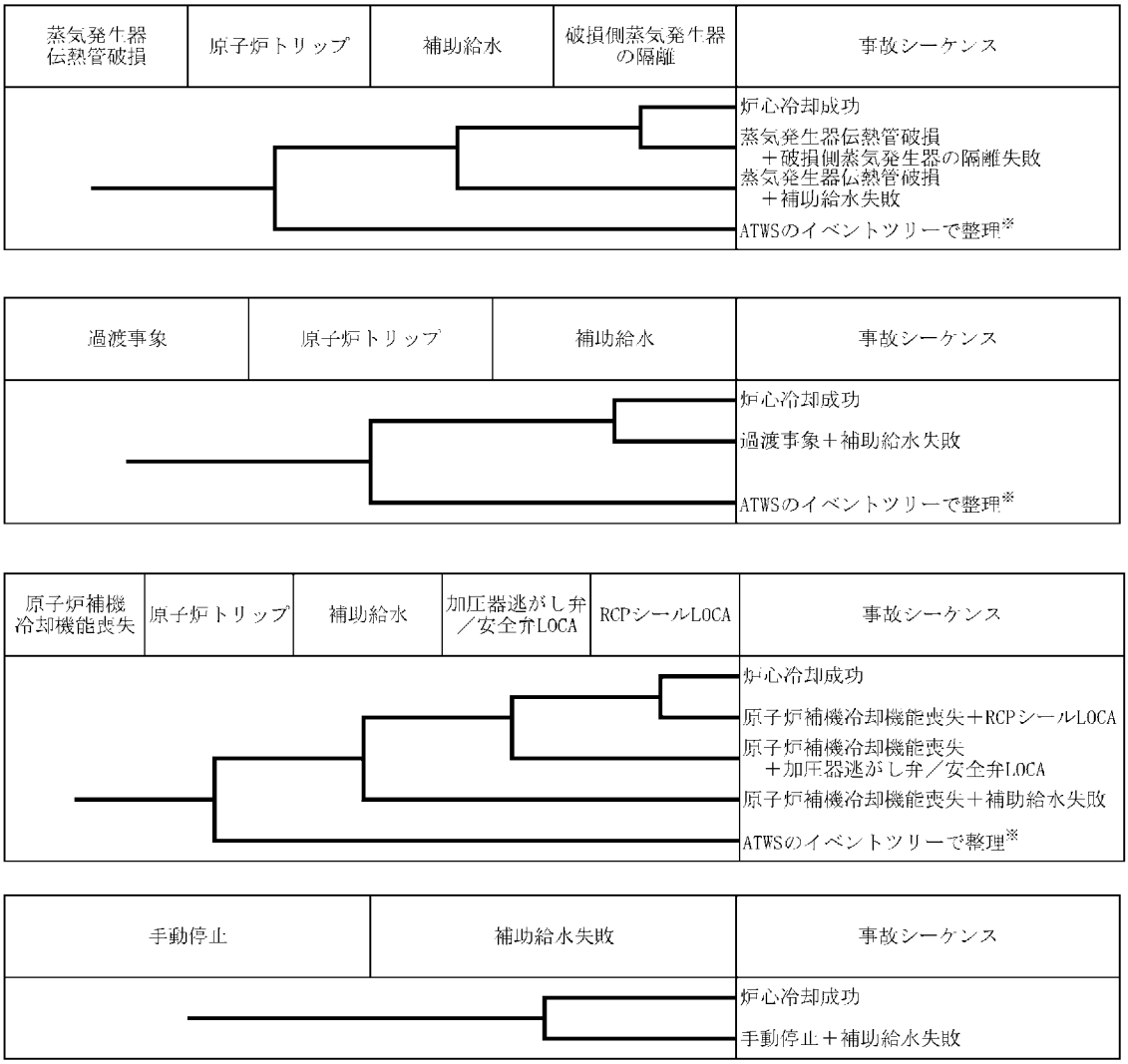
※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第6.2.1図　内部事象PRA用イベントツリー（１／３）



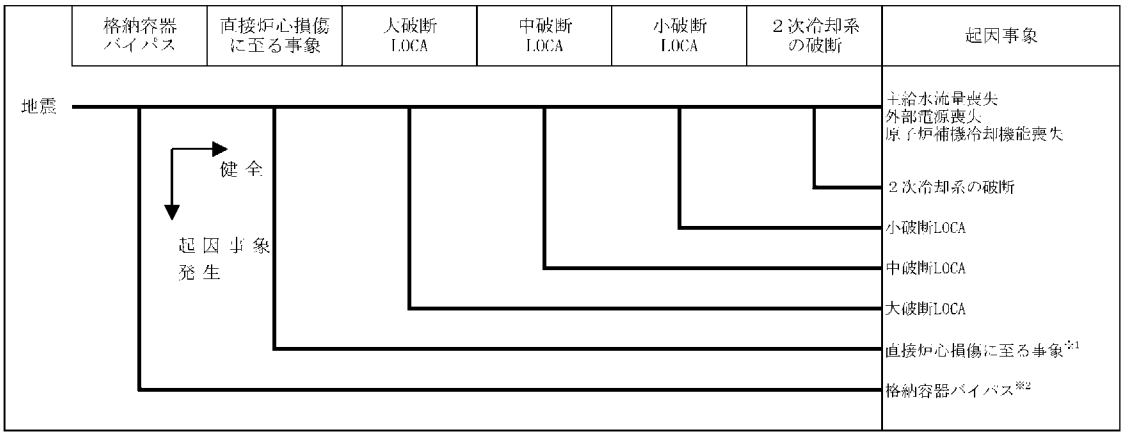
※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第 6.2.1 図　内部事象 PRA 用イベントツリー（２／３）



※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、２次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

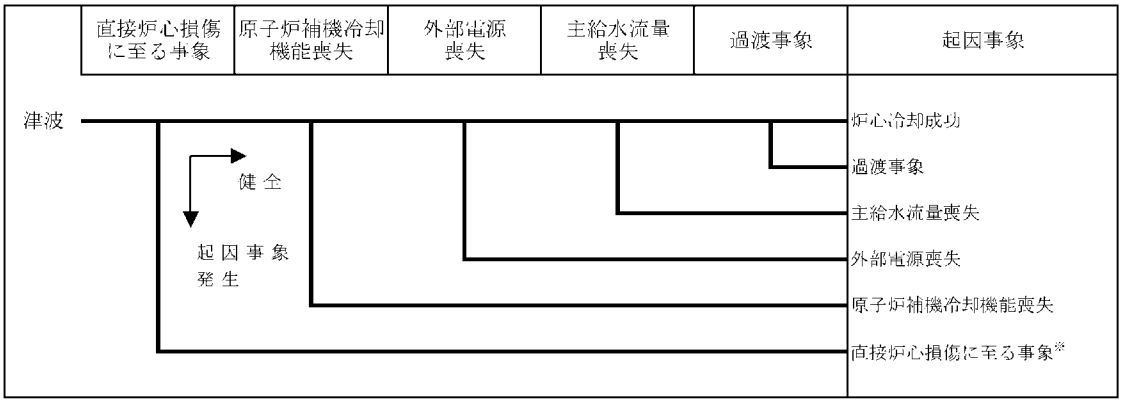
第6.2.1図　内部事象PRA用イベントツリー（３／３）



※１：直接炉心損傷に至る事象
- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
- 複数の信号系損傷

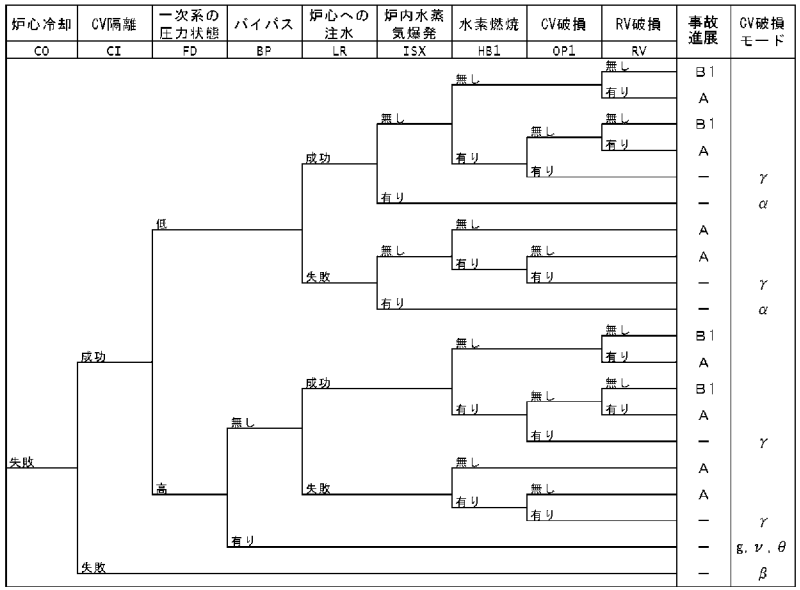
※２：格納容器バイパス
- 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

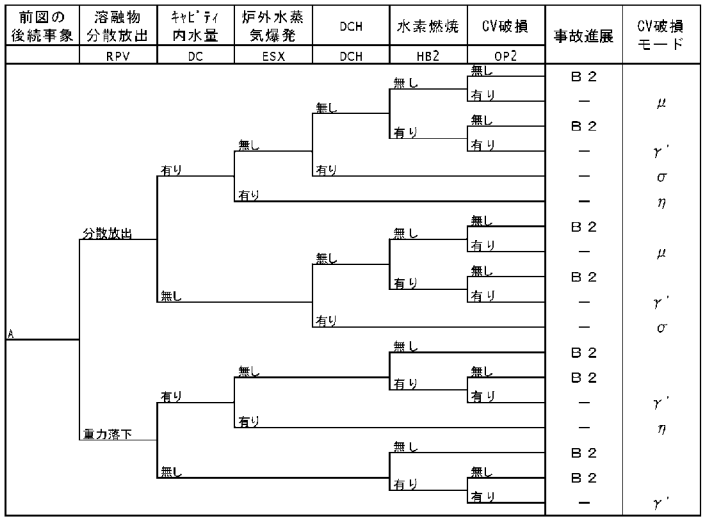
第6.2.2図　地震PRA階層イベントツリー

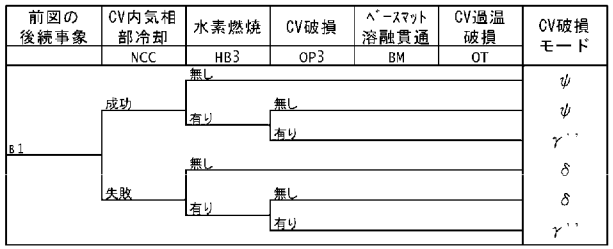


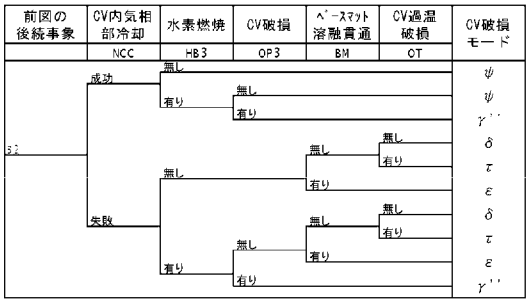
※：直接炉心損傷に至る事象
- 複数の信号系損傷

第6.2.3図　津波PRA階層イベントツリー







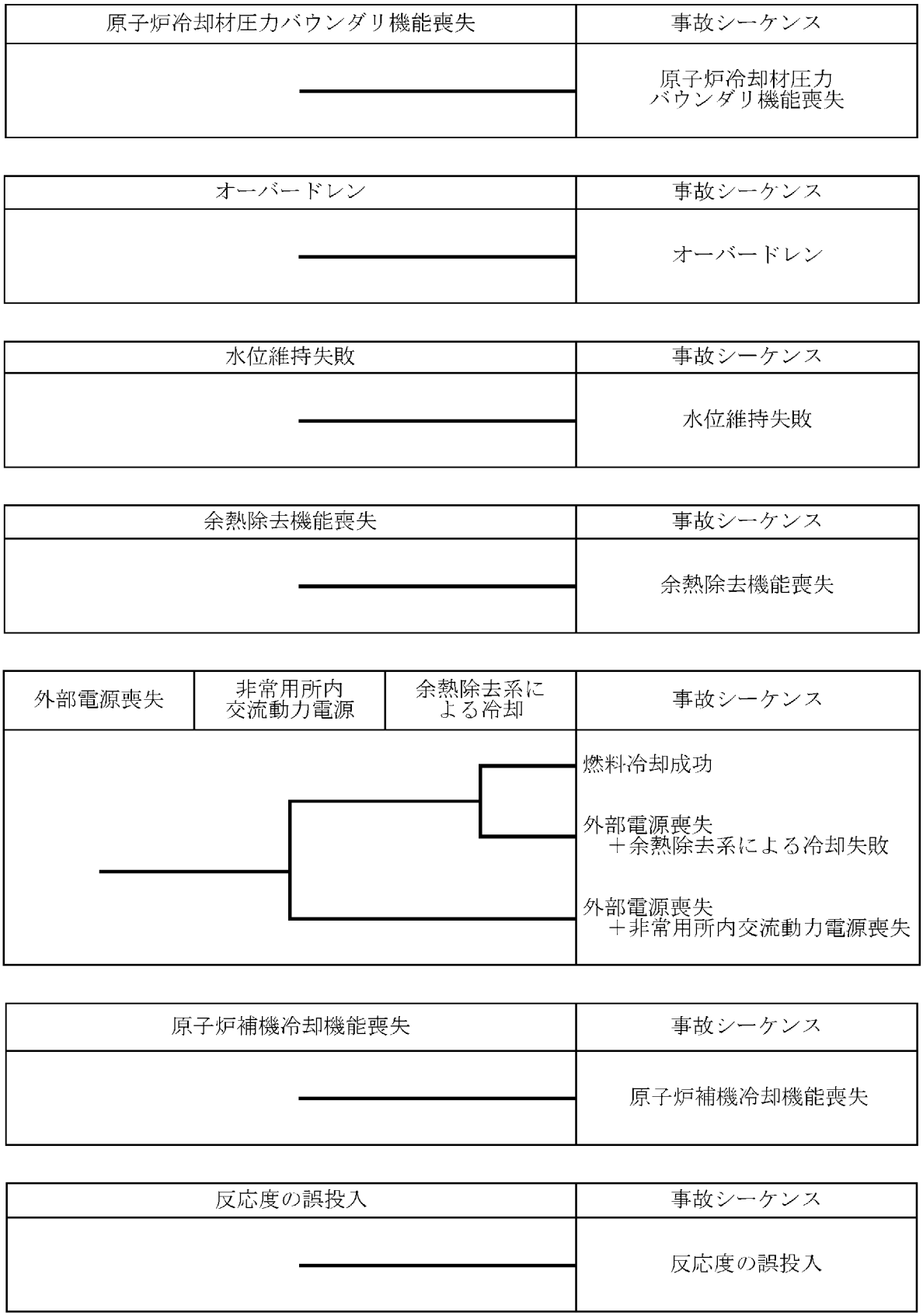


（注1）　事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

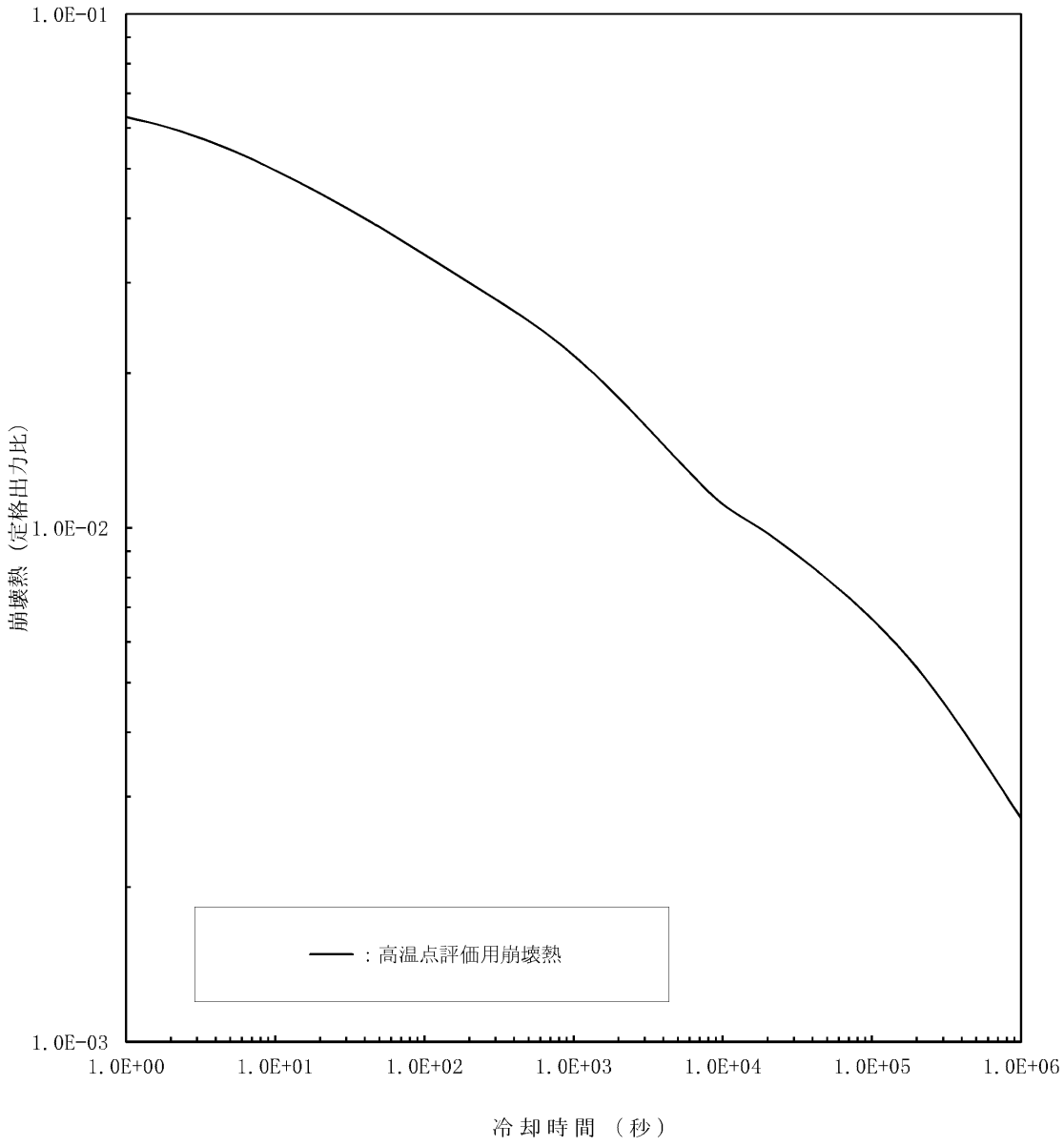
（注2）　格納容器破損モード：
α ＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β ＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ''＝水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε ＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η ＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
σ ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν ＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ ＝格納容器貫通部過温破損
ψ ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

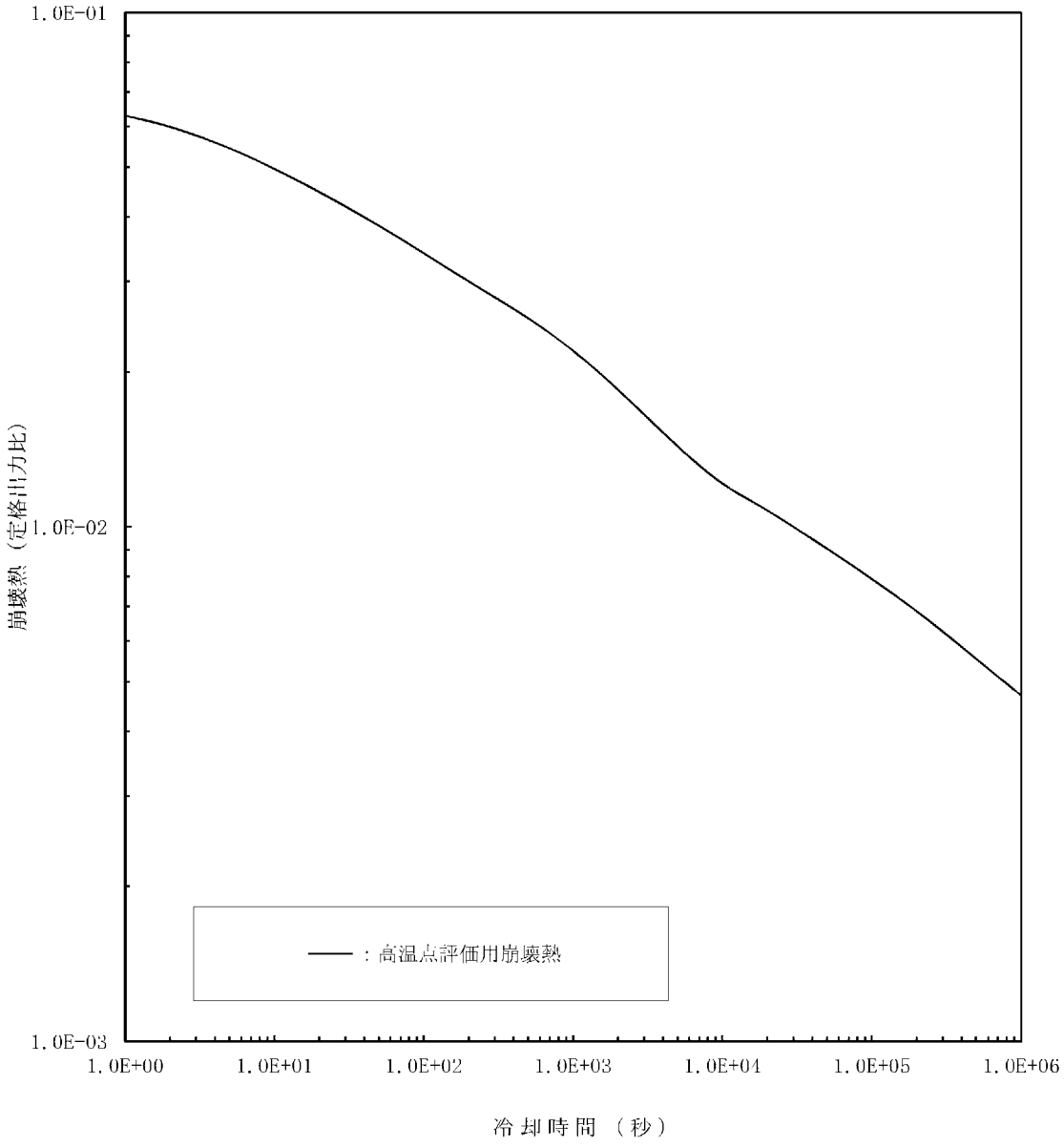
第 6.2.4 図　格納容器イベントツリー



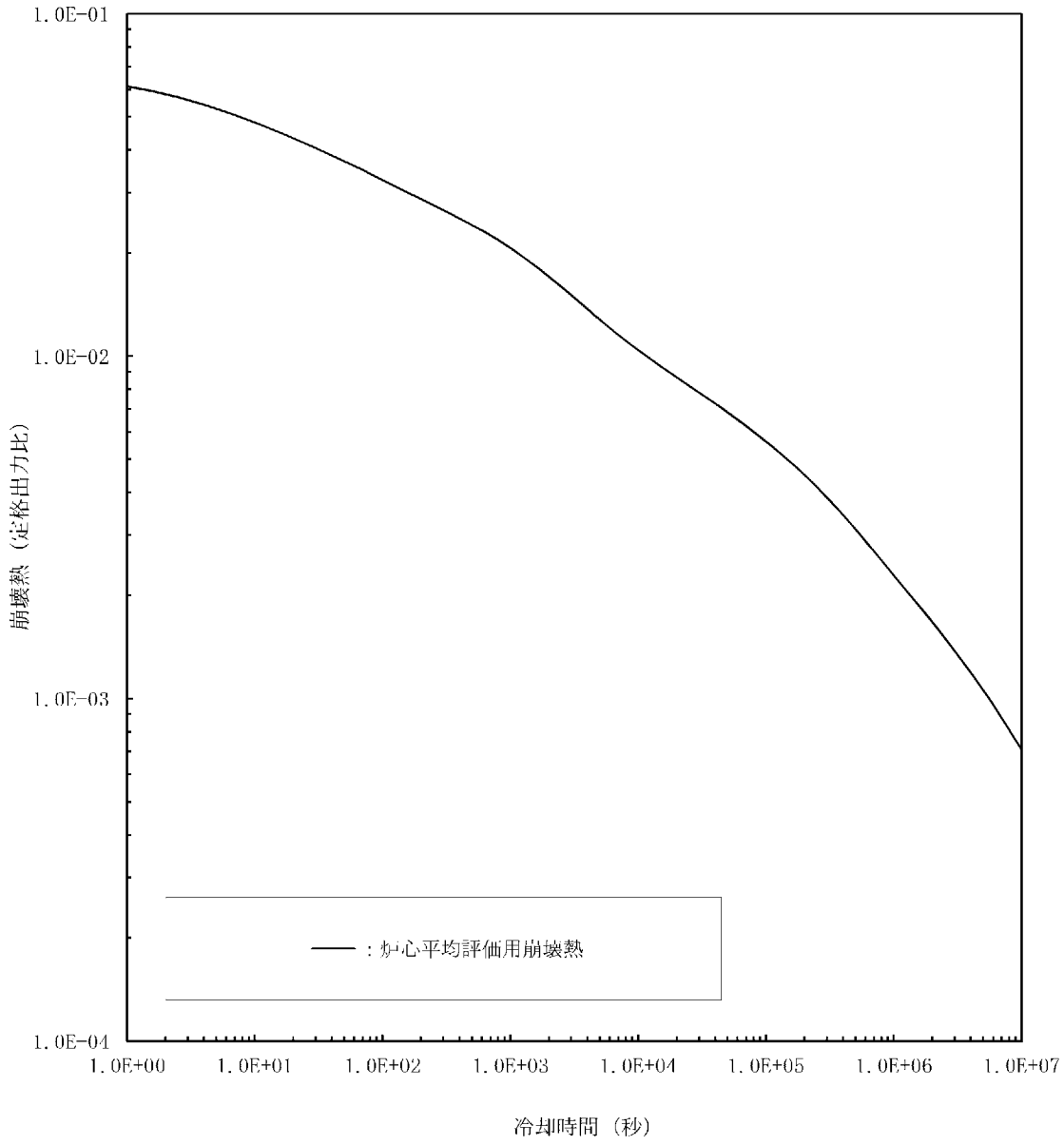
第6.2.5図　内部事象停止時PRA用イベントツリー



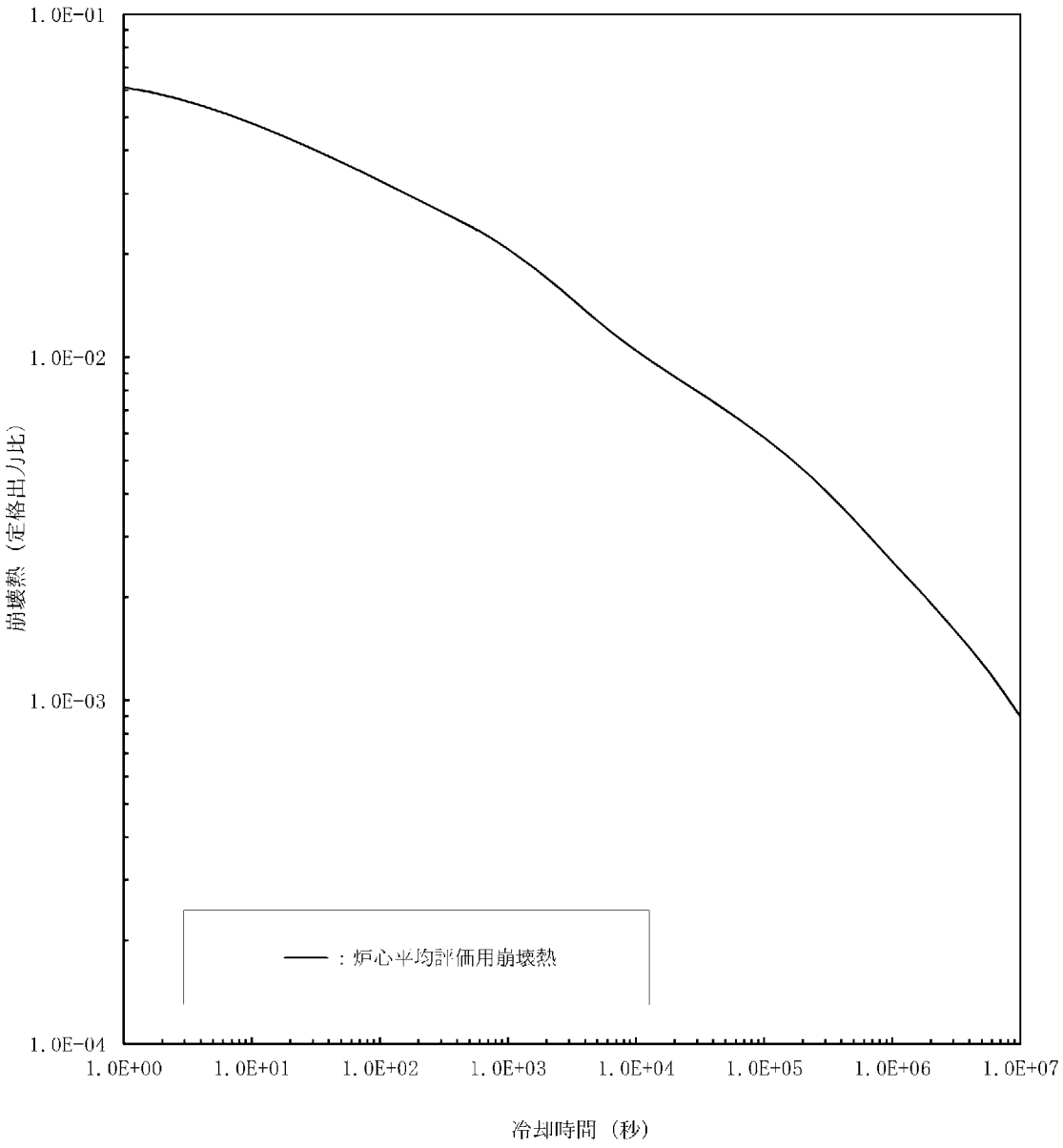
第6.5.1図　高温点評価用崩壊熱（ウラン燃料炉心）（１／２）



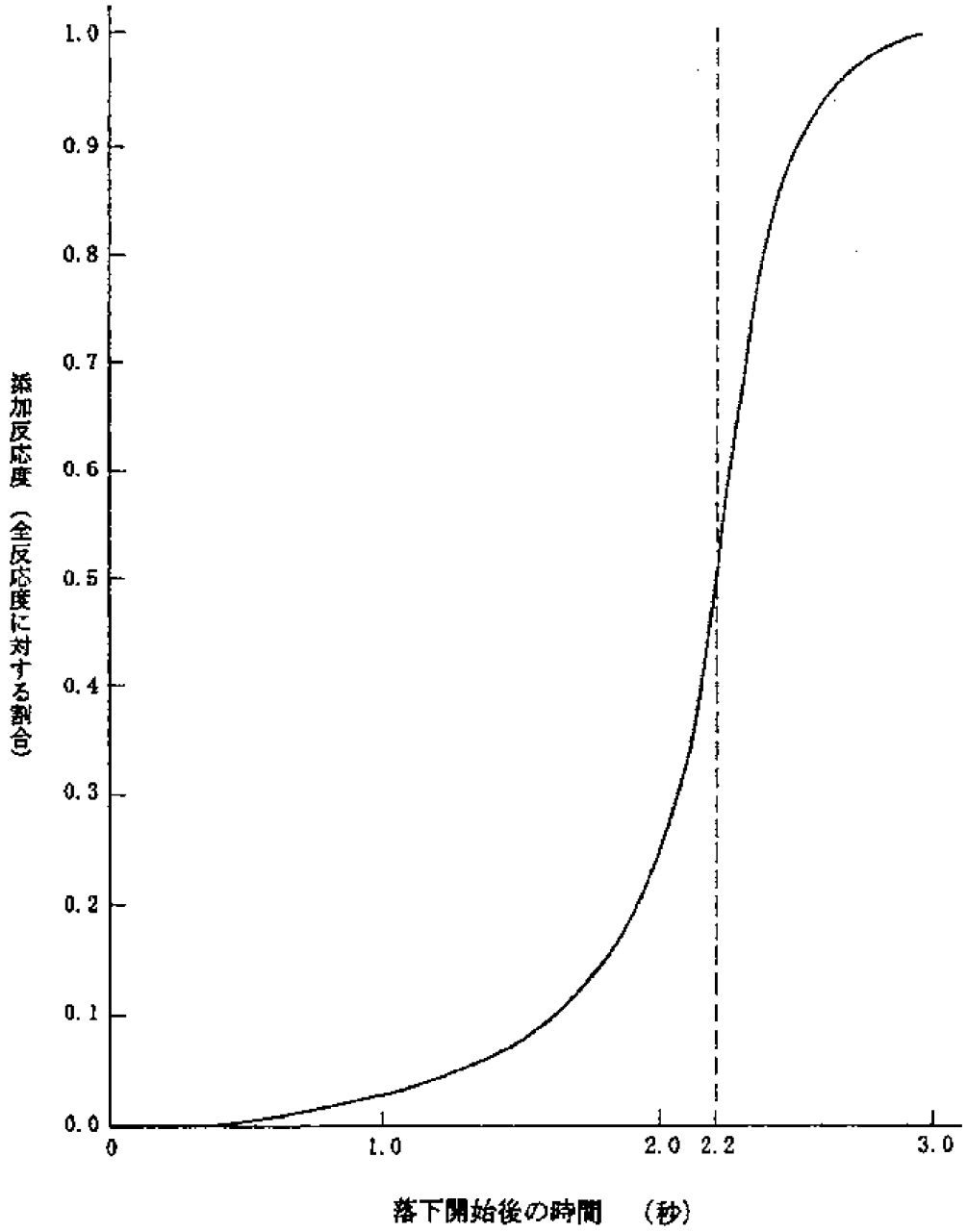
第6.5.1図　高温点評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（2／2）



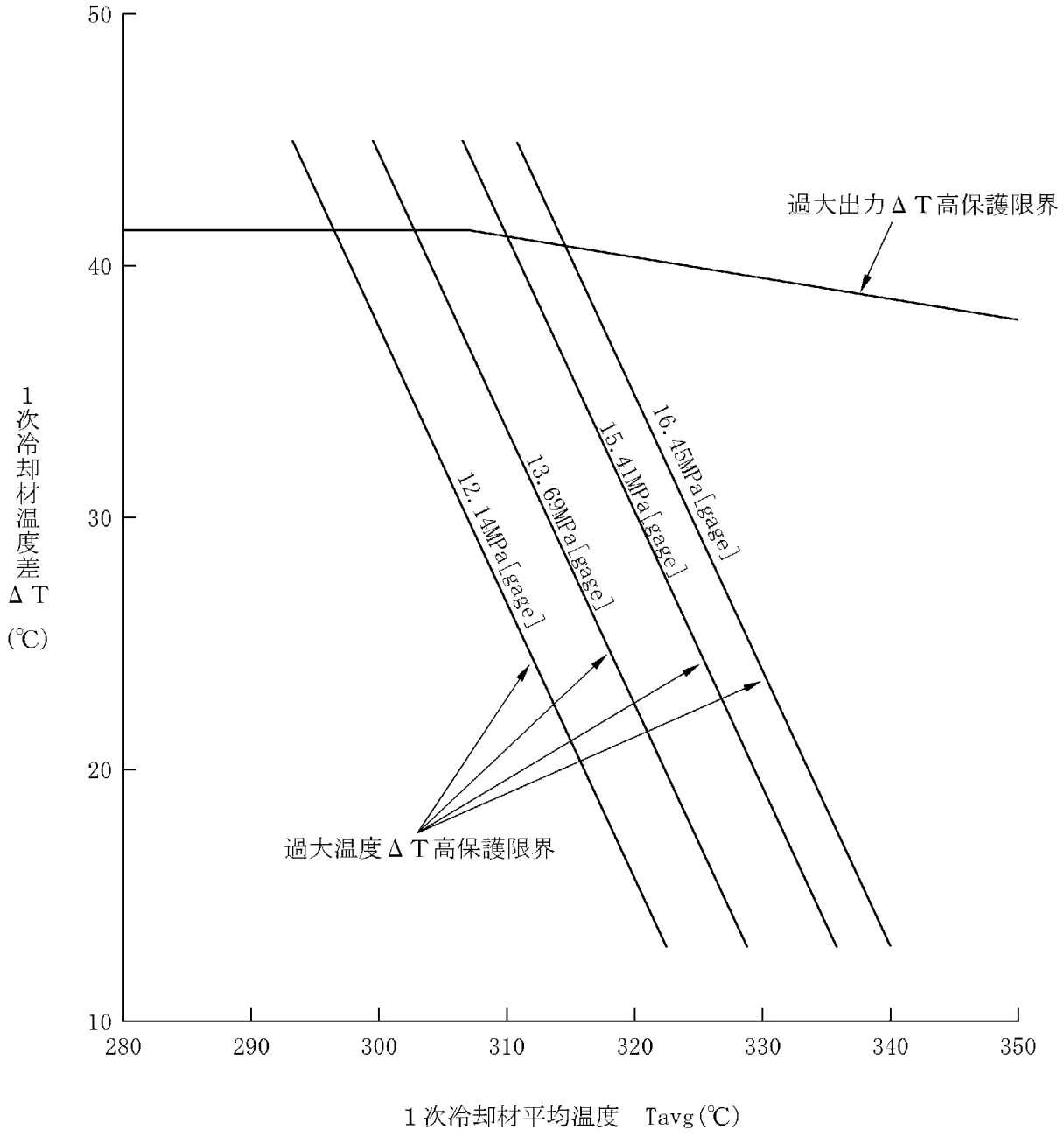
第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン燃料炉心）（１／２）



第6.5.2図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（２／２）



第 6.5.3 図　原子炉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6.5.4図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)

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

本発電用原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。ここでは、本発電用原子炉施設において想定する重大事故等に対して、その発生原因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「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」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

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

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.1.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「２次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能

が喪失し、蒸気発生器はドライアウトして、２次系からの除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、１次系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.1.2 図及び第 7.1.1.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 36 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員６名及び保修対応要員６名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員８名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.1.4 図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、36名で対処可能である。

a.　プラントトリップの確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、ECCS作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。

b.　蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、全ての蒸気発生器狭域水位計指示が０％以下かつ補助給水流量計指示が125m^3／h 未満となれば、蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポン

プ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。また、補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

蒸気発生器除熱機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

c. １次系のフィードアンドブリード開始

主蒸気逃がし弁の自動作動により、全ての蒸気発生器広域水位計指示が10%未満となれば、この対応操作として、ECCS作動信号の手動発信による高圧注入ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、１次冷却材圧力、１次冷却材高温側温度（広域）等の監視により、炉心の冷却状態を確認する。

１次系のフィードアンドブリード開始の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

d. 蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

e. 蒸気発生器除熱機能回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が０％以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器除熱機能回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f. 余熱除去系による炉心冷却への切替え

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、１次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び１次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

g. １次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。

１次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS 停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを

停止する。以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

１次系のフィードアンドブリード停止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

7.1.1.2　炉心損傷防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、１次系温度及び圧力の上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、

炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（高圧注入特性：０～約 280m^3／h、０～約 13.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(b)　加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける１次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁２個を使用するものとし、１個当たりの容量は、設計値である 95t／h を用いるものとする。

(c)　蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a)　フィードアンドブリードは、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、蒸気発生器広域水位が

０％に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、その５分後に開始するものとする。

なお、運用上は、計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位 10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断することにより、蒸気発生器広域水位が０％になる前にフィードアンドブリードを開始することとしている。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.1.3 図に、１次系圧力、１次系温度、１次系保有水量、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.1.5 図から第 7.1.1.14 図に、蒸気発生器水位及び２次系圧力の２次系パラメータの変化を第 7.1.1.15 図及び第 7.1.1.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い蒸気発生器の水位が低下することにより、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、１次系圧力は、原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の減少によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動作動する。

一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、補助給水機能が喪失することから、主蒸気逃がし弁の自動作動による１次系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下が継続し、事象発生の約 25 分後に蒸気発生器広域水位が０％以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器広域水位０％到達から５分後である事象発生

の約 30 分後に運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における１次系温度は飽和温度に対して余裕があり、サブクール状態を維持していることから、開始直後は１次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、１次系圧力が急激かつ大幅に低下し、高圧注入ポンプによる炉心注水が開始される。その後、１次系圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により１次系は気液二相となり、１次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることにより蒸気放出が抑制され、１次系圧力は上昇に転じる。１次系圧力の上昇に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が減少し、１次系保有水量が減少することにより加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、１次系圧力が低下に転じる。１次系圧力の低下に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加し、事象発生の約 1.2 時間後に加圧器逃がし弁から放出される流量を上回ることにより、１次系保有水量は回復に転じる。また、１次系保有水量は増減するが、炉心の冠水状態は維持される。

b.　評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.1.13 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.1.5 図に示すとおり、２次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約 16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.8MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に放出された１次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.320MPa[gage]及び約 133℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.1.5 図及び第 7.1.1.14 図に示すとおり、事象発生後 180 分時点においても１次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約 218 分後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約 9.2 時間後に低温停止状

態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.1.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約 25 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器水位を起点に操作を開始するフィードアンドブリードとする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は

ない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達及び２次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で１次系温度を２℃、１次系圧力を 0.2MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は低くなり、蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達は小さくなることにより、蒸気発生器水位の低下が遅くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。また、最小で１次系温度を２℃、１次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性がある。このため、実際の１次系温度及び圧力は高くなり、蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達は大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が早くなる。

また、M-RELAP5 コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる１次系の減圧が遅くなるが、フィードアンドブリード開始後に不確かさの影響

を確認する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は低くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も多くなることにより、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、最小で1次系温度を2℃、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される

流量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も少なくなることにより、１次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、不確かさを考慮した場合でも１次系圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することなく、燃料被覆管温度が有意に上昇することはないと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる１次系の減圧が遅くなる。このため、実際には１次系の減圧が早くなり、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2)　解析条件の不確かさの影響評価

a.　初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量

に関する影響評価の結果を以下に示す。

また、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は２台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを１台運転とした場合の感度解析を実施する。

(a)　運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が遅くなる。このため、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が多くなる。また、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次

系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧注入に期待することなく高圧注入ポンプによる炉心注水により1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

高圧注入ポンプを1台運転とした場合の事象進展を第7.1.1.17図から第7.1.1.21図に示す。高圧注入ポンプによる炉心注水流量が少なくなり、フィードアンドブリード時の1次系圧力が比較的高圧で推移する期間に炉心注水が停止することにより一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約507℃となるが、再冠水することにより燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、評価項目に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.1.1.4図に示すとおり、フィードアンドブリードは、

中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

フィードアンドブリードについては、加圧器における気液熱非平衡等の不確かさにより、1次系温度及び圧力が高くなると、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることから、蒸気発生器水位の低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加する。一方で、炉心崩壊熱が大きくなることにより、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系温度及び圧力が上昇し、1次系保有水量が減少する。このため、解析条件よりも操作開始を3分早くし、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合について感度解析を実施した。その結果、第7.1.1.22図から第7.1.1.27図に示すとおり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の増加が大きく作用することにより1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また一方で、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなると、蒸気発生器水位の低下

が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、フィードアンドブリードの開始が遅れた場合の操作時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの開始時間に対する時間余裕を確認するため、フィードアンドブリードの開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.1.28 図から第 7.1.1.33 図に示すとおり、1次系温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約 880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移する。したがって、操作時間余裕として蒸気発生器広域水位0%到達から 10 分程度は確保できる。

(4) ま と め

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるフィードアンドブリードを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.1.1 (3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 36 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1 (2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水　　源

燃料取替用水ピットを水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却に切り替えることが可能である。切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃　　料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後７日間ディーゼル発電機２台が全負荷で運転した場合、約 593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、７日間の運転継続に約 7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.7kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 612.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯

油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

仮に、上記に加え事象発生直後から７日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全負荷で蒸気発生器への代替給水を行った場合を想定すると、30.3kℓの重油が必要となる。可搬型ディーゼル注入ポンプの起動を想定した場合は、ディーゼル発電機の負荷減少を見込み、合計約 588.5kℓの重油が必要となるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.1.5　結　　論

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」では、補助給水機能が喪失し、蒸気発生器がドライアウトすることにより２次冷却系からの除熱機能が喪失することから、１次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至るこ

とが特徴である。事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等、また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリード等を行うことにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止

対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「２次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

7.1.2　全交流動力電源喪失

7.1.2.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である１次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による１次系の減温、減圧並びに復水ピットへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるととも

に、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCP シール部からの１次冷却材の漏えい等により１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制的に減圧することにより１次系の減温、減圧を行うとともに、１次系からの漏えい量が多い場合に、１次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、Ａ、Ｂ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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.5 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.2.2（1）有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、

緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 52 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 16 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.2.6 図及び第 7.1.2.7 図に示す。

a.　全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、２次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、２次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 事象進展の判断及び対応準備

1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が

大きい LOCA が発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、Ｂ充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

１次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e.　２次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、

目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水ピットへの供給を行う。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f.　蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

g.　１次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

h.　直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接

続し、全交流動力電源喪失後、８時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

i.　蓄圧タンク出口弁閉止及び２次系強制冷却の再開

大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力であり、再開後の２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

j.　常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計(広域)指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に１次系保有水を回復させるように調整する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

k. アニュラス空気浄化系、中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。

1. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水ピット水位、高圧注入ポンプ流量等である。

m. 蒸気発生器による炉心冷却の継続

LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

n. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。

7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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 LOCA が発生する事故」である。さらに、RCP シール部からの漏えいについては不確かさを伴うため、RCP シール LOCA が発生しない場合として、「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」についても重要事故シーケンスとする。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、１次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出及び２次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-RELAP5 により、１次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA の発生に伴う冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となることから、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導も重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コード COCO により、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.2.2表及び第7.1.2.3表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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ものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮して評価した値を上回る値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約109m^3／h（480gpm）とし、その漏えい率相当となる口径約1.4cm（約0.6inch）を設定するものとする。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス

部の構造健全性は維持される。

RCP シール LOCA の発生を想定せず、RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の１次系温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、１次冷却材ポンプ１台当たり、定格圧力において 1.5m^3／h とし、その漏えい率相当となる口径約 0.2cm（約 0.07inch）を設定するものとする。また、１次冷却材ポンプ４台からの漏えいを考慮するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ１台が自動起動し、解析上は事象発生の 60 秒後に４基の蒸気発生器に合計 200m^3／h の流量で注水するものとする。

(b) 主蒸気逃がし弁

２次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁４個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁１個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより１次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小

保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(d)　常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

運転員等による炉心注水操作を行うに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に１次系温度及び圧力の維持を行う１次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点を選定し、この時点で代替炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m^3／hを設定するものとする。

(e)　RCP シール部からの漏えい停止

RCP シール LOCA が発生しない場合において、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a)　２次系強制冷却は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事

象発生から 30 分後に開始するものとする。

(b) 代替交流電源は、RCP シール LOCA が発生する場合においては事象発生の 60 分後に確立するものとし、RCP シール LOCA が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生の 24 時間後に確立するものとする。

(c) １次系温度の維持は、蒸気発生器による炉心冷却時の１次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから１次系に窒素が注入される圧力である約 1.2MPa[gage]に対して約 0.5MPa の余裕を考慮し、約 1.7MPa[gage]の飽和温度である 208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(d) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、1 次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10 分後に行うものとする。

(e) ２次系強制冷却再開は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とし、１次系温度が 170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(f) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) RCP シール LOCA が発生する場合においては、１次系圧

力が 0.7MPa[gage]に到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

a. RCP シール LOCA が発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.4 図に、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 7.1.2.8 図から第 7.1.2.18 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 7.1.2.19 図から第 7.1.2.24 図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.1.2.25 図及び第 7.1.2.26 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及び RCP シール LOCA の発生を想定することから、1 次系圧力は徐々に低下する。

事象発生の約 1 分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することにより、事象発生の約 40 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約 54 分後に 1 次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、事象発生の 70 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生の 80 分後に 2 次系強制冷却を再開する。事象発生の約 2.2 時間後に、1 次系圧力が 0.7MPa[gage]に到達した段階で、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始することにより 1 次系保有水量の減少が抑制され、炉心の冠水状態は維持される。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.2.18 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次系圧力は、第 7.1.2.8 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.2.25 図及び第 7.1.2.26 図に示すとおり、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、第 7.1.2.27 図及び第 7.1.2.28 図に示すとおり、事象

発生の約 81 時間後に原子炉格納容器内温度 100℃に到達後、A、B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により除熱が開始される。格納容器再循環ユニットの除熱能力は、原子炉格納容器内に放出されるエネルギである、崩壊熱量と2次系除熱量の差より大きい。時間の経過とともに崩壊熱は低下し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギは小さくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度は維持される。

また、蒸気発生器による炉心冷却、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行うことで、第 7.1.2.8 図から第 7.1.2.10 図に示すとおり、1次系圧力、温度及び1次系保有水量は維持され、事象発生の約8時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、A、B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、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

b. RCP シール LOCA が発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.5 図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第 7.1.2.29

図から第 7.1.2.37 図に、２次系圧力、蒸気発生器水位等の２次系パラメータの変化を第 7.1.2.38 図から第 7.1.2.43 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い１次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCP シール LOCA は発生しないことから１次系は高圧で維持される。

事象発生の約１分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の 30 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による２次系強制冷却を開始し、１次系を減温、減圧することにより、事象発生の約 70 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約 25 時間後に１次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、その 10 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、さらに 10 分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し２次系強制冷却を再開する。

事象発生の約 28 時間後に、１次系圧力が 0.83MPa[gage]に到達した時点で、RCP 封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることにより、RCP シール部からの１次冷却材の漏えいは停止し、事象発生の約 30 時間後に１次系圧力が約 0.7MPa[gage]に到達する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第 7.1.2.37 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である 1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

１次系圧力は、第 7.1.2.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、１次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。

また、RCP シール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした１次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、「a. RCP シール LOCA が発生する場合」より厳しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。

第 7.1.2.29 図及び第 7.1.2.30 図に示すとおり、１次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約 30 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷

却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.2.3　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である２次系強制冷却により１次系の減温、減圧率を調整できることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生の 30 分後に操作を行う２次系強制冷却、２次系強制冷却開始後の１次系温度を指標に調整操作を行う１次系温度維持、１次系圧力を起点に操作を開始する蓄圧タンク出口弁閉止、蓄圧タンク出口弁閉止を起点に操作を開始する２次系強制冷却の再開、１次系圧力を起点に操作を開始する常設電動注入ポンプによる代替炉心注水とする。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a.　運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

１次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、１次系の減温、減圧が遅くなるため、１次系温度及び圧力の低下が抑制されることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

１次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で

0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次系の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度及び圧力は低くなることから、１次系圧力を起点としている常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の開始が早くなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることから、１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度を約 20℃高く評価する可能性がある。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b.　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系

の減温、減圧が早くなり、１次系温度及び圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

１次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で１次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、１次系の減温、減圧が早くなるため、１次系温度及び圧力は低くなる。よって、漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における１次側・２次側の熱伝達の不確かさとして、２次系強制冷却による減圧時に１次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の１次側・２次側の熱伝達は大きくなり、１次系の減温、減圧が早くなることにより１次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度を約 20℃高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCPシール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間並びに1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCPシール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間

並びに１次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなる。

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、１次冷却材の蒸散率が小さくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件の RCP シール部からの漏えい率を用いた場合、解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、１次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して１次系への注水量の観点から厳しくなるが、１次系圧力 0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧注入期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギが放出される「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、A、B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により除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であり、このことは第 7.1.2.27 図及び第 7.1.2.28 図でも確認できる。さらに、A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は同等となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.1.2.6 図及び第 7.1.2.7 図に示すとおり、現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの起動は、それぞれ別の運転員等による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保で

きるため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

事象発生の 30 分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする２次系強制冷却による１次系温度維持については、運転員等の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止については、１次系圧力約 1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び１次系圧力は主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁閉止後の２次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより１次系温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、１次系からの漏えい量が少なくなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCP シール部からの漏えい率等の不確かさにより１次系からの漏えい量が少なくなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、１次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなる

ことが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生 30 分後の２次系強制冷却の開始が遅れた場合の時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、蓄圧タンク出口弁閉止後の２次系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなり、１次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替炉心注水の開始が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。なお、漏えい率の観点から事象進展の早い RCP シール LOCA が発生する場合について行う。

２次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、２次系強制冷却の開始を 30 分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第 7.1.2.44 図から第 7.1.2.47 図に示すとおり、１次系の減温、減圧が遅くなることにより、１次系からの漏えい量が多くなり、１次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目に対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕

として事象発生から60分程度は確保できる。

蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、第7.1.2.48図に示すとおり、1次系圧力が約1.7MPa[gage]から蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力である 1.2MPa[gage]に達するまでの時間を、1次系圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約1.7MPa[gage]到達から10分程度は確保できる。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、第7.1.2.49図に示すとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次系圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約0.7MPa[gage]到達から1.1時間程度は確保できる。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次系の温度維持及び減温、減圧を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余

裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.2.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「7.1.2.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり52名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2)　必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

なお、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、直流電源については、24時間交流動力電源の復旧を考慮しない「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が発生する事故」の評価結果を、直流電源以外については評価結果が厳しくなる「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LOCAが発生する事故」の評価結果を示す。

a.　水　　源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水

位異常低警報値となるまでの水量である約1,960m^{3}を使用し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピット枯渇までの水量約1,020m^{3}の使用を考慮し、事象発生後約16.5時間の注水継続が可能である。以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

b. 燃　　料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約230.2kℓの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5kℓの重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水ピットへの補給に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

７日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓとなるが、「7.5.1（2）資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約376kℓにて供給可能である。

c. 電　　源

大容量空冷式非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式非常用発電機の給電容量約3,200kWにて電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

7.1.2.5 結　　論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、RCPシール部からの１次冷却材の漏えい等により１次系保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、Ａ、Ｂ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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故

シーケンス「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 LOCA が発生する事故」及び「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」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を行うことにより炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失

7.1.3.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」及び「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による１次系の減温、減圧ができなくなる。また、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することからRCPシール部からの１次冷却材の漏えい、若しくは加圧器逃がし弁又は安全弁からの１次冷却材の漏えいにより１次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、２次系を強制

的に減圧することにより１次系の減温、減圧を行うとともに、１次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3)　炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、Ａ、Ｂ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、Ｂ高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.1.3.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.3.2 図及び第 7.1.3.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.3.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.3.2 (1) 有効性評価の方法」に示す代表的な事故シーケンスにおける３号炉及び４号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 46 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の２名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員６名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策

要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員 10 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員 14 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.3.4 図に示す。また、代表的な事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を代表的な事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、46 名で対処可能である。

a. 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が 125m^3／h 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作

を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

d. 事象進展の判断及び対応準備

１次冷却材圧力の低下等により１次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にＢ充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10 分以内に１次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格

納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示１×10^{5}mSv／h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

１次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e.　２次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、１次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示208℃）を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば１次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水ピットへの供給を行う。

２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

f.　蓄圧注入系作動の確認

１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

g.　１次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。

h.　蓄圧タンク出口弁閉止及び２次系強制冷却の再開

１次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を再開し、目標値となれば１次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力であり、再開後の２次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、１次冷却材高温側温度（広域）等である。

i.　常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

常設電動注入ポンプの準備が完了し、１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]（１次冷却材高温側温度計（広域）指示 170℃）となれば燃料取替用水ピットを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は１次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に１次系保有水を回復させるように調整す

る。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

k. 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水ピット水位、高圧

注入ポンプ流量等である。

1. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。

7.1.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループにおいては、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「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LOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、重要事故シーケンスにおいては「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様 52 名である。また、代表的な事故シーケンスにおいては「7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 46 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員 52 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源の資源の評価については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様である。

7.1.3.5 結　　論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP シール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水

量の減少が継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、Ａ、Ｂ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、Ｂ高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環等を考慮する。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「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 LOCA が発生する事故」について、有効性評価を実施した。

上記は「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的に安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.1.2 全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失

7.1.4.1　事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1)　事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「大破断 LOCA 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」、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

(2)　事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は、冷却器を経由しない高圧注入ポンプによる高圧再循環により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サン

プに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.1.4.1図に、対応手順の概要を第7.1.4.2図及び第7.1.4.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.4.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.4.2 (1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計32名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う

当直主任及び運転員の２名、運転操作対応を行う運転員８名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員８名及び保修対応要員８名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は４名である。この必要な要員と作業項目について第7.1.4.4図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、32名で対処可能である。

a.　プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、１次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

b.　格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等

格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa[gage]以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量を

確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断するとともに、格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による２次系強制冷却を行う。

格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

c. 格納容器内自然対流冷却の準備

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

格納容器内自然対流冷却の準備に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等である。

d. １次冷却材の漏えいの判断

１次冷却材圧力の低下等により、１次冷却材の漏えいを判断する。

１次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、１次冷却材圧力等である。

e. 燃料取替用水ピットへの補給準備

１次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給準備を行う。

f. 高圧及び低圧再循環への切替え

燃料取替用水ピット水位計指示が 16％となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65％以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切替え、高圧及び低圧再循環による炉心注水

の状態を確認する。水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。

高圧及び低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、高圧及び低圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

g. 格納容器内自然対流冷却

格納容器圧力計指示が 392kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

h. 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続

長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保しつつ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。

7.1.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目

の設定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 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」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに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が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「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」の「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与

える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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ものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、ECCS の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) ECCS 作動信号

ECCS 作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(b) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約 360m^3／h、0～約 15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約 2,500m^3／h、0～約 1.5MPa[gage]）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、破断口からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(c) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は ECCS 作動限界値到達 60 秒後に4基の蒸気発生器に合計 370m^3／h の流量で注水するものとする。

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有

水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

26.9m^3（１基当たり）

(e)　再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水ピット水位 16%到達後に行うものとする。

c.　重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a)　A、B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は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（4）に従い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.392MPa[gage]到達から 30 分後に開始するものとする。

(3)　有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.4.3 図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の１次系パラメータの変化を第 7.1.4.5 図から第 7.1.4.10 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第 7.1.4.11 図から第 7.1.4.15 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの１次冷却材の流出に伴い１次系圧力が低下することにより、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力低」信号の ECCS 作動限界値に到達した後、ECCS が作動し、炉心注水が開始される。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約 37 分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行う。切替え時に余熱除去ポンプによる低圧再循環機能が喪失するが、高圧注入ポンプによる高圧再循環により原子炉容器内水位は炉心上端以上の水位で維持される。しかしながら、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約 8.4 時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その 30 分後である事象発生の約 8.9 時間後にＡ、Ｂ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を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.4.14 図及び第 7.1.4.15 図に示すとおり、それぞれ最高値が約 0.408MPa[gage]及び約 140℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍（0.784MPa[gage]）及び 200℃を下回る。