

3.1.3.1.1.5.2.1表 重要事故シーケンス選定のためのPRAで対象とした  
起回事象

No	起回事象
1	大破断LOCA
2	中破断LOCA
3	小破断LOCA
4	インターフェイスシステムLOCA
5	主給水流量喪失
6	外部電源喪失
7	ATWS
8	2次冷却系の破断
9	蒸気発生器伝熱管破損
10	過渡事象
11	原子炉補機冷却機能喪失
12	手動停止

第3.1.3.1.1.5.2.2表 海外のPRAで検討されている起回事象の調査結果 (1/3)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</li> <li>極小LOCA</li> <li>1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器伝熱管破損</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器破損</li> </ul>
LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水管破断</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器内)</li> <li>主蒸気管破断 (格納容器外)</li> <li>制御用空気喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>復水器機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器破損</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>



第3.1.3.1.1.5.2.2表 海外のPRAで検討されている起回事象の調査結果 (3/3)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
プラント固有の起回事象(続き)	—	—	—	—	—	—	—	・ 1次冷却材ポンプ及び他の内部ミサイル	—	内的事象出力時PRAの対象外
その他	・ 火災 ・ 溢水	—	—	—	—	—	—	—	・ 加圧器からの漏えい ・ 火災 ・ 内部溢水	小破断LOCAに包含 内的事象出力時PRAの対象外
備考						・ EPRI2230 で挙げられている41の過渡事象も検討している			・ EPRI2230 で挙げられている41の過渡事象も検討している	

出典：① NUREG/CR-5750

② NUREG/CR-6928

③ SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update

④ WASH-1400

⑤ NUREG-1150

⑥ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3)

⑦ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5)

⑧ NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7)

⑨ IAEA-TECDOC-719



第3.1.3.1.1.5.2.3表 FMEAによって選定された起因事象の候補（1／2）

No	選定された起因事象の候補	備考
1	原子炉容器破損	
2	大破断LOCA	
3	中破断LOCA	
4	小破断LOCA	
5	極小LOCA	
6	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	
7	インターフェイスシステムLOCA	余熱除去系統以外にもインターフェイスシステムLOCAの発生箇所は存在
8	1次冷却材ポンプ封水リーク	
9	蒸気発生器伝熱管破損	
10	過渡事象 (タービントリップ信号有)	
11	過渡事象 (タービントリップ信号無)	故障要因によって、加圧器逃がし弁が作動するような圧力上昇が発生する事象／発生しない事象が想定される。
12	主給水流量喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
13	主蒸気隔離弁の誤閉止	1弁から3弁の誤閉止が想定される。
14	負荷の喪失 (タービントリップ信号有)	
15	負荷の喪失 (タービントリップ信号無)	
16	主給水管破断	
17	主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）	
18	主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）	
19	主蒸気逃がし弁の誤開（2弁以上）	1弁の誤開であれば原子炉トリップに至らない
20	主蒸気安全弁の誤開（2弁以上）	同上
21	主蒸気ダンプ弁の誤開（2弁以上）	同上
22	外部電源喪失	

第3.1.3.1.1.5.2.3表 FMEAによって選定された起因事象の候補（2/2）

No	選定された起因事象の候補	備考
23	安全系高圧交流母線の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
24	安全系低圧交流母線の喪失	同上
25	安全系直流母線の喪失	同上
26	安全系計装用母線の喪失	同上
27	常用系高圧交流母線の喪失	
28	常用系低圧交流母線の喪失	
29	常用系直流母線の喪失	
30	常用系計装用母線の喪失	
31	原子炉補機冷却水系の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
32	原子炉補機冷却海水系の喪失	同上
33	制御用空気系の喪失	同上
34	空調用冷水系の喪失	同上
35	中央制御室空調系の喪失	
36	安全補機開閉器室空調系の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
37	計装制御設備故障による加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	
38	計装制御設備故障による負荷の喪失（タービントリップ有）	
39	計装制御設備故障による過渡事象（タービントリップ無）	故障要因によって、加圧器逃がし弁が作動するような圧力上昇が発生する事象/発生しない事象が想定される。
40	計装制御設備故障によるECCS誤起動	
41	計装制御設備故障による主給水流量喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
42	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止	1弁から3弁の誤閉止が想定される。
43	計装制御設備故障による主蒸気ダンパ弁の誤開（2弁以上）	1弁の誤開であれば原子炉トリップに至らない
44	手動停止	

第3.1.3.1.1.5.2.4表 伊方発電所3号機の予兆事象の調査結果

発生年月日	発電所名	概要	想定される起因事象	備考
1996/1/14	伊方発電所 3号機	湿分離加熱器の逃がし弁のうちの一部に損傷が認められたため原子炉手動停止。	主給水流量喪失	
1997/6/5	伊方発電所 3号機	充てんポンプ非常用補給水ライン止弁の誤開による燃料取替用水タンク水の漏えい	手動停止	
1999/11/30	伊方発電所 3号機	ディーゼル発電機の定検中の不具合（内部清掃用スポンジの置き忘れにより潤滑油系統が閉塞し、クランクピン軸受け部が損傷）	手動停止	
2004/3/15	伊方発電所 3号機	充てんポンプ主軸の損傷	1次冷却材ポンプ封水リーク	
2005/5/12	伊方発電所 3号機	空調用冷凍機の不具合	空調用冷水系の部分喪失	

第3.1.3.1.1.5.2.5表 選定された起因事象候補と除外基準の適用結果 (1/2)

No	選定された起因事象候補	重要事故シナリオ 選定用PRA	海外文献*1	国内外の内的停 止時PRA	FMEA	適用される 除外基準*2	根拠
1	原子炉容器破損	X	O (c, d)	X		-	-
2	大破断LOCA	O	O (a, b, c, d)			-	-
3	中破断LOCA	O	O (a, b, c, d)			-	-
4	小破断LOCA	O	O (a, b, c, d)	O	O	-	-
5	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	X	O (a, b, c, d)			-	-
6	極小LOCA	O	O (a, b, c, d)	O	O	-	-
7	インターフェイスシステムLOCA	X	X	X	O	-	-
8	1次冷却材ポンプ封水リーク	O	O (a, b, c, d)	O	O	-	-
9	主給水流量の全喪失		O (a, d)			-	-
10	主給水流量の部分喪失		O (a, b, c, d)			-	-
11	負荷の喪失 (タービントリップ信号有)		O (a, b, c, d)			-	-
12	負荷の喪失 (タービントリップ信号無)		O (a, d)			-	-
13	主蒸気隔離弁の誤閉止 (1又は2弁)		O (a, d)			-	-
14	主蒸気隔離弁の誤閉止 (全弁)		O (a, d)			-	-
15	過渡事象 (タービントリップ信号有) (加圧器逃がし弁の作動無)	O		O	O	-	-
16	過渡事象 (タービントリップ信号無) (加圧器逃がし弁の作動有)		O (a, b, c, d)		O	-	-
17	過渡事象 (タービントリップ信号無) (加圧器逃がし弁の作動無)				O	-	-
18	主給水管破断	O	O (a, c, d)		O	-	-
19	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)		O (a, c, d)	O	O	-	-
20	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)		O (a, c, d)		O	-	-
21	蒸気発生器伝熱管破損	O	O (a, b, c, d)	O	O	-	-
22	主蒸気安全弁の誤開 (1弁)	X	O (a)	X	X	B	1弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のルーパ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に整定する。
23	主蒸気安全弁の誤開 (2弁以上)	X	O (a)	X	O	-	-
24	主蒸気逃がし弁の誤開 (1弁)	X	O (a)	X	X	B	1弁程度の誤開であれば蒸気流量の増加量は小さく、主蒸気流量のルーパ間バランス変化及び制御系の動作により、プラントはある状態に整定する。
25	主蒸気逃がし弁の誤開 (2弁以上)	X	O (a)	X	O	-	-
26	主蒸気ダンプ弁の誤開 (2弁以上)	X	X	X	O	-	-
27	外部電源喪失	O	O (a, b, c, d)	O	O	-	-
28	常用系高圧交流母線の喪失	X	X	X	O	-	-
29	常用系低圧交流母線の喪失	X	X	X	O	-	-
30	常用系直流母線の喪失	X	X	X	O	-	-
31	常用系計装用母線の喪失	X	X	X	O	-	-
32	計装制御設備故障による 計装制御設備故障による負荷の喪失	X	X	X	O	-	-
33	計装制御設備故障による負荷の喪失 (タービントリップ信号有)	X	X	X	O	-	-
34	計装制御設備故障による過渡事象 (タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動有)	X	X	X	O	-	-
35	計装制御設備故障による過渡事象 (タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動無)	X	X	X	O	-	-
36	計装制御設備故障によるECCS誤起動	X	X	X	O	-	-
37	計装制御設備故障による主給水流量の全喪失	X	X	X	O	-	-
38	計装制御設備故障による主給水流量の部分喪失	X	X	X	O	-	-
39	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止 (1又は2弁)	X	X	X	O	-	-



第3.1.3.1.1.5.2.5表 選定された起因事象候補と除外基準の適用結果(2/2)

No	選定された起因事象候補	重要事故シナリオ 選定用PRA	海外文献*1	国内外の内的停 止時PRA	FMEA	適用される 除外基準*2	根拠
40	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)	X	X	X	O	-	-
41	計装制御設備故障による主蒸気ダンプ弁の誤開(2弁以上)	X	X	X	O	-	-
42	制御用空気系の部分喪失	X	O(a, b, c, d)	O	O	-	-
43	制御用空気系の全喪失						
44	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッド)		O(b, c)		O	-	-
45	原子炉補機冷却水系の全喪失	O	O(a, b, c, d)	O	O	-	-
46	原子炉補機冷却水系の部分喪失		O(b, c)		O	-	-
47	原子炉補機冷却海水系の部分喪失		O(a, b, c, d)		O	-	-
48	原子炉補機冷却海水系の全喪失		O(a, b, c, d)		O	-	-
49	安全系高圧交流母線の部分喪失	X	O(a, b, c, d)		O	-	-
50	安全系高圧交流母線の全喪失	X	X		O	-	-
51	安全系低圧交流母線の部分喪失	X	O(a, b, c, d)		O	-	-
52	安全系低圧交流母線の全喪失	X	X		O	-	-
53	安全系直流母線の部分喪失	X	O(a, b, c, d)	O	O	-	-
54	安全系直流母線の全喪失	X	X		O	-	-
55	安全系計装用母線の部分喪失	X	X		O	-	-
56	安全系計装用母線の全喪失	X	X		O	-	-
57	中央制御室空調系の喪失	X	X		O	-	-
58	安全補機閉器室空調系の部分喪失	X	X		O	-	-
59	安全補機閉器室空調系の全喪失	X	X	O	O	-	-
60	空調用冷水系の部分喪失	X	X		O	-	-
61	空調用冷水系の全喪失	X	X		O	-	-
62	手動停止	O	X	X	O	-	-

※1 海外文献については、以下のとおり。

- a. NUREG/CR-5750
- b. NUREG/CR-6928
- c. NRC SPAR Initiating Event Data and Results 2015
- d. IAEA-TECDOC-719

※2 除外基準については、以下のとおり。

- A 内部事象出力運転時PRAのスコープ外の事象。
- B 原子炉トリップに至らない事象。
- C 起因事象発生頻度が1.0E-7/炉年未満の事象。ただし、インターフェースシステムLOCA、格納容器バイパス、原子炉容器破損は除く。
- D 起因事象発生頻度が1.0E-6/炉年未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- E 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間が有り、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象。

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(1/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
1	原子炉容器破損	A	大破断LOCAよりも大規模の破断に相当し、蓄圧注入や低圧注入等の安全注入系の成否によらず1次冷却材が喪失し、炉心損傷に至る事象である。プラント運転中に加圧熱衝撃が発生した場合には、本事象に至る可能性がある。	無	-	-
2	大破断LOCA	A	1次系配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となる漏えい事象である。	無	-	-
3	中破断LOCA	A	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、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となる漏えい事象である。	無	-	-
4	小破断LOCA	A	中破断LOCAより更に更に破断口の小さなもの、加圧器気相部における配管破断、或いは1次冷却材ポンプ封水部分からの1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする漏えい事象である。	無	-	-
5	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	A	加圧器逃がし弁や加圧器安全弁からの1次冷却材が過剰に流出するもので、小破断LOCAと同様、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする漏えい事象である。小破断LOCAとは事象進展は同様だが、成功基準が異なるため、独立した起因事象とした。	無	-	-
6	種小LOCA	A	充てん注入で補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく、ECCSによる炉心冷却には、1次系の減圧を必要とする漏えい事象である。	無	-	-

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(2/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
7	インターフェイシスシステムLOCA	C	<p>インターフェイシスシステムLOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事象であり、燃料から放出された放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。インターフェイシスシステムLOCAは、複数の発生経路が想定されることから、網羅的に起因事象を細分化した。インターフェイシスシステムLOCAの分類の考え方を以下に示す。</p> <p>(1) 余熱除去系：原子炉冷却材圧力バウンダリと余熱除去系の隔離弁の故障によって生じるインターフェイシスシステムLOCAを対象とする。事象発生時には、インターフェイシスシステムLOCAが発生した余熱除去系の片トレンの機能が喪失する。</p> <p>(2) 充てん/抽出のアンバランス：通常運転時、化学体積制御系によって、1次系の抽出と充てんポンプによる注入を制御することで、1次系の水位を安定させている。化学体積制御系に異常が生じ、充てん機能と抽出機能のアンバランスが継続した場合には、インターフェイシスシステムLOCAに至る可能性がある。</p> <p>(3) 余熱除去系及び充てん/抽出のアンバランス以外：上記の2つの発生個所以外にも原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗することによってインターフェイシスシステムLOCAに至る可能性がある。</p>	無	-	(1)~(3)のインターフェイシスシステムLOCAシナリオを評価)
8	1次冷却材ポンプ封水リーク	A	<p>極小LOCAと同様、充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく、ECCSによる炉心冷却には、1次系の減圧が必要である。極小LOCAと異なり、充てん系の故障に伴う封水注入機能の喪失によって発生する漏えい事象である。炉心注入に係る緩和手段として充てん注入に期待できないため、極小LOCAとは事象進展が異なることから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-



第3.1.3.1.1.5.2.6表 起回事象のグルーブ化(3/15)

No	起回事象	分類*	説明	グルーブ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
9	主給水流量の全喪失	D	原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止することにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力が低下することから、1次系温度及び圧力が上昇するような事象である。原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤動作が考えられる。本事象においては、主給水系による2次系冷却が不可となるため、他の過渡事象とは事象進展が異なることから、独立した起回事象とした。	無	-	-
10	主給水流量の部分喪失	D	原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が部分的に停止することにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力が低下することから、1次系温度及び圧力が上昇するような事象である。原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤動作が考えられる。主給水系による2次系冷却について、蒸気発生器の基数や主給水ポンプの台数等の成功基準が異なるため、独立した起回事象とした。	有	<p>事象進展と成功基準： 「主給水流量の部分喪失」の発生後に原子炉トリップした場合、2次系除熱により、まず高温停止状態に移行する。この時、補助給水系が自動起動し、そのバックアップとして主給水を用いた蒸気発生器1基又は2基による2次系除熱にも期待できる。一方で、「主給水流量の全喪失」では、2次系除熱により高温停止状態に移行する点では同じであるが、バックアップとして主給水を用いた2次系除熱には期待できない。2次系除熱不能の場合はフィードアンドブリアードシナリオに移行し、この点では、「主給水流量の部分喪失」及び「主給水流量の全喪失」に相違はない。よって、主給水を用いた2次系除熱を除き、事象進展及び成功基準に相違はない。</p> <p>①起回事象発生頻度 国内の運転実績において、主給水系に異常が発生した事例の多くが復水器などの2次系の故障であり、この場合は「主給水流量の全喪失」に至る。主給水量調整弁や隔離弁が故障した場合は「主給水流量の部分喪失」に至るが、運転実績からも、「主給水流量の全喪失」が多く発生していることから発生頻度が高い。</p> <p>②条件付き炉心損傷確率(以下「CCDF」という。) 上述のとおり、補助給水を用いた2次系除熱及びフィードアンドブリアードの成功基準は同じである。また、「主給水流量の全喪失」では、主給水を用いた2次系除熱に期待できないことから、「主給水流量の全喪失」の方がCCDFは高くなる。</p> <p>③CDF ①、②のいずれにおいても、 主給水流量の全喪失 &gt; 主給水流量の部分喪失 であることから、CDFの観点においても「主給水流量の全喪失」の方が高くなることは自明であるため、「主給水流量の部分喪失」は「主給水流量の全喪失」に包含することができる。</p>	No. 9で代表



## 第3.1.3.1.1.5.2.6表 起回事象のグループ化(4/15)

No	起回事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
11	負荷の喪失 (タービントリップ信号有)	D	発電機の故障、復水器の真空度異常等により、タービンへの蒸気流量が急減して、1次系圧力が上昇する事象である。本事象は、緩和系としてタービントリップに期待する必要があるため、事象進展が異なることから、独立した起回事象とした。	有	タービントリップのヘディングをモデル化しない理由： 起回事象発生後のタービントリップに失敗した場合には過冷却状態となり、このシナリオは事象進展及び成功基準の観点で「主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）」と同等になるため、このシナリオと「主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）」のCCDDPは等しい。  タービントリップに失敗する確率は、蒸気止め弁、蒸気加減弁等の動的故障が支配的であり、その失敗確率は約5E-6となる。よって、このようなシナリオの発生頻度は次のとおりで評価される。 負荷の喪失(3E-2/年)×タービントリップ失敗確率(5E-6) = 2E-7/年  起回事象発生後にタービントリップ失敗によって過冷却事象に至るシナリオの発生頻度は、同じ事象進展及び成功基準である「主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）」の発生頻度よりも4桁低いこと、また、CCDDPが同じであることから、このようなシナリオは「主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）」に包含できるため、タービントリップのヘディングをイベントツリーで設定しない。従って、「負荷の喪失（タービントリップ信号有）」は「負荷の喪失（タービントリップ信号無）」に包含することができる。	No.12で代表
12	負荷の喪失 (タービントリップ信号無)	D	主蒸気止め弁の誤閉等により、タービンへの蒸気流量が急減して、1次系圧力が上昇する事象である。本事象は、タービントリップによって原子炉トリップに至り、緩和系としてタービントリップに期待する必要がないため、事象進展が異なることから、独立した起回事象とした。	無		-
13	主蒸気隔離弁の誤閉止(1又は2弁)	D	主蒸気隔離弁制御系の故障等により、主蒸気隔離弁が誤閉止し、1次系圧力が上昇する事象である。本事象は、主蒸気隔離弁が誤閉止したループにおいては主蒸気ダンブ弁による蒸気放出に期待できないため、事象進展及び成功基準が異なることから、独立した起回事象とした。	無		-

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(5/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
14	主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)	D	主蒸気隔離弁制御系の故障等により、主蒸気隔離弁が誤閉止し、1次系圧力が上昇する事象である。本事象は、主蒸気ダンブ弁による蒸気放出に期待できないこと、起因事象発生後の原子炉トリップに失敗してA TWSに至った場合、炉心損傷防止の観点でタービントリップ及び主蒸気隔離が不要であるため、事象進展及び成功基準が異なることから、独立した起因事象とした。	無	—	—
15	過渡事象(タービントリップ(信号有)) (加圧器逃がし弁の作動無)	D	主給水制御弁の故障等による蒸気発生器への過剰給水が継続すること で、タービントリップによって、原子炉トリップに至る事象である。 本事象は、主給水系による2次系冷却が可能かつ主蒸気ダンブ弁による蒸気放出が可能である。また、緩和系としてタービントリップに期待する必要があるため、No.9からNo.14に示す過渡事象とは事象進展及び成功基準が異なることから、独立した起因事象とした。	有	タービントリップのヘディングをモデル化しない理由： 起因事象発生後のタービントリップに失敗した場合には過冷却状態となり、このシナリオは事象進展及び成功基準の観点で「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」と同等になるため、このシナリオと「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」のCCDDPは等しい。  タービントリップに失敗する確率は、蒸気止め弁や蒸気加減弁等の動的故障が支配的であり、その失敗確率は約5E-6となる。よって、このようなシナリオの発生頻度は次のとおり評価される。 過渡事象(6E-2/年)×タービントリップ失敗確率(5E-6) = 3E-7/年 起因事象発生後にタービントリップ失敗によって過冷却事象に至るシナリオの発生頻度は、同じ事象進展及び成功基準である「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」の発生頻度よりも4桁低いこと、また、CCDDPが同じであることから、このようなシナリオは「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」に包含できらるため、タービントリップのヘディングをイベントツリーで設定しない。したがって、「過渡事象(タービントリップ(信号有))(加圧器逃がし弁の作動無)」は「過渡事象(タービントリップ(信号無))(加圧器逃がし弁の作動無)」に包含することができる。	No.17で代表
16	過渡事象(タービントリップ(信号無)) (加圧器逃がし弁の作動有)	D	1次冷却ポンプの全故障等により、加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が作動するような1次系圧力の上昇を引き起こし、原子炉トリップに至る事象である。本事象は、主給水系による2次系冷却が可能かつ主蒸気ダンブ弁による蒸気放出が可能である。また、原子炉トリップ後に、加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生する可能性が考えられるため、No.9からNo.14に示す過渡事象とは事象進展及び成功基準が異なることから、独立した起因事象とした。	無	—	—

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(6/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
17	過渡事象(タービントリップ(信号無)) (加圧器逃がし弁の作動無)	D	1次冷却材ポンプの1台故障等により、加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が作動するような1次系圧力の上昇を引き起こすことなく原子炉トリップに至る事象である。本事象は、主給水系による2次系冷却が可能かつ主蒸気ダンブ弁による蒸気放出が可能である。また、原子炉トリップ後に、加圧器逃がし弁/安全弁L O C Aが発生しないため、No.9からNo.14に示す過渡事象とは事象進展及び成功基準が異なることから、独立した起因事象とした。	無	-	-
18	主給水管破断	D	蒸気発生器の2次側に液相を保つだけの十分な給水できない程の大規模な主給水管の破断により冷却能力が低下し、1次冷却材の温度及び圧力の上昇を引き起こす事象である。過熱事象に相当する主給水管破断は、過冷却事象である主蒸気管破断とはプラント挙動が異なり、原子炉トリップ直後に加圧器逃がし弁や加圧器安全弁が作動するような圧力上昇が発生するため、独立した起因事象とした。なお、本起因事象は主給水管破断より下流の破断を想定している。主給水管破断より上流で破断が生じた場合は、主給水ポンプ下流の逆止弁、主給水管破断弁、及び主給水制御弁による主給水管隔離に期待できる。いずれかの弁による隔離に成功した場合は、主給水流量喪失と同様の事象進展となるため、主給水流量喪失に含まれる。全ての弁による隔離に失敗する確率は非常に小さいため、このようなシナリオは定量化対象外としている。	無	-	-
19	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	D	蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の上流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の上流で破断が生じた場合、破断したループを健全ループから隔離する必要があり、隔離後も破断ループの蒸気発生器による冷却には期待できないことから、主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断とは独立した起因事象とした。	無	-	-
20	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	D	蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の下流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の下流で破断が生じた場合、主蒸気隔離弁の閉止に成功したループの蒸気発生器による冷却に期待できることから、主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断とは独立した起因事象とした。	無	-	-



第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(7/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
21	蒸気発生器伝熱管破損	B	蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次系を介して1次冷却材が格納容器外に放出される事象であり、燃料から放出された放射性物質が環境へ放出される可能性がある。本起因事象は設置変更許可申請書添付十と同様、伝熱管1本の完全両端破損を想定する。	無		-
22	主蒸気安全弁の誤開(2弁以上)	D	主蒸気隔離弁の上流に設置されている主蒸気安全弁が誤開した場合、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)と同様に過冷却事象に至る。当該蒸気管破断を想定している主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)とは格納容器の挙動が異なるため、独立した起因事象とした。	有	<p>事象進展と成功基準： 主蒸気隔離弁の上流に設置されている「主蒸気安全弁の誤開」が発生した場合、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」と同様に過冷却事象に至り、原子炉格納容器外への蒸気放出となることから、原子炉格納容器内の主蒸気管破断を想定している「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」とは、原子炉格納容器の挙動を除いて、同等である。成功基準について、「主蒸気安全弁の誤開」と完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」では、破断サイズが異なることから、運転員操作の時間余裕は完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が厳しいと判断できる。</p> <p>①起因事象発生頻度 国内の運転実績において、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」及び「主蒸気安全弁の誤開」が発生した実績はない。また、故障率から主蒸気安全弁閉固着の発生頻度を算出した場合、約1E-8/年となり、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の発生頻度(約2E-4/年)よりも4桁低い。</p> <p>②CCDDP 下記理由により、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が高い。 ・運転員操作の余裕時間は完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が短い。 ・格納容器内の主蒸気管破断を想定している「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」では、格納容器スプレイが作動する可能性があり、燃料取替用水タングの水位が急激に低下するために、フィードアンドブリードからの余熱除去運転に期待できない可能性がある。また、この場合、ECCS再循環運転に移行する時間も短くなる。</p> <p>③CDF ①、②のいずれにおいても、 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流) &gt; 主蒸気安全弁の誤開 であることから、CDFの観点においても「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が高くなることは自明であるため、「主蒸気安全弁の誤開」は「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」に包含することができる。</p>	No.19で代表



## 第3.1.3.1.1.5.2.6表 起回事象のグループ化(8/15)

No	起回事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い	
				有無	根拠		
23	主蒸気逃がし弁の誤開(2弁以上)	D	主蒸気隔離弁の上流に設置されている主蒸気逃がし弁が誤開した場合、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)と同様に過冷却事象に至る。当該弁が誤開した場合は格納容器外への蒸気放出となり、格納容器内の主蒸気管破断を想定している主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)とは原子炉格納容器の挙動が異なるため、独立した起回事象とした。	有	<p>事象進展と成功基準： 主蒸気隔離弁の上流に設置されている「主蒸気逃がし弁の誤開」が発生した場合、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」と同様に過冷却事象に至り、格納容器外への蒸気放出となることから、格納容器内の主蒸気管破断を想定している「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」とは、原子炉格納容器の挙動を除いて、同等である。成功基準について、「主蒸気逃がし弁の誤開」と完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」では、破断サイズが異なることから、運転員操作の時間余裕は完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が大きいと判断できる。</p> <p>①起回事象発生頻度 国内の運転実績において、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」及び「主蒸気逃がし弁の誤開」が発生した実績はない。また、故障率から主蒸気逃がし弁開着の発生頻度を算出した場合、約1E-9/年となり、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の発生頻度(約2E-4/年)よりも5桁低い。</p> <p>②CCDP No.22に記載のとおり。</p> <p>③CDF ①、②のいずれにおいても、 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流) &gt; 主蒸気逃がし弁の誤開 であることから、CDFの観点においても「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」の方が高くなることは自明であるため、「主蒸気逃がし弁の誤開」は「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)」に包含することができる。</p>		No.19で代表

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起回事象のグループ化(9/15)

No	起回事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
24	主蒸気ダンプ弁の誤開(2弁以上)	D	主蒸気隔離弁の下流に設置されている主蒸気ダンプ弁が誤開した場合、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)と同様に過冷却事象に至る。完全両端破断を想定する主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)とは事象進展の厳しさが異なることから、独立した起回事象とした。	有	<p>事象進展と成功基準： 主蒸気隔離弁の下流に設置されている「主蒸気ダンプ弁の誤開」が発生した場合、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」と同様である。成功基準について、「主蒸気ダンプ弁の誤開」と完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」では、破断サイズが異なることから、運転員操作の時間余裕は完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」の方が厳しいと判断できる。</p> <p>①起回事象発生頻度 国内の運転実績において、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」及び「主蒸気ダンプ弁の誤開」が発生した実績はない。また、故障率から主蒸気ダンプ弁開着の発生頻度を算出した場合、約1E-8/年となり、「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」の発生頻度(約2E-3/年)よりも5桁低い。</p> <p>②CCDDP 運転員操作の余裕時間は完全両端破断を想定する「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」の方が短い。</p> <p>③CDF ①、②のいずれにおいても、 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流) &gt; 主蒸気ダンプ弁の誤開であることから、CDFの観点においても「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」の方が高くなることは自明であるため、「主蒸気ダンプの誤開」は「主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)」に包含することができる。</p>	No.20で代表
25	外部電源喪失	D	送電系統や所内電気設備の故障などにより外部電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象である。外部電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。安全上は、外部電源の喪失により、ディーゼル発電機、非常用GTG又は空冷式非常用発電装置のみにより交流電源が供給される状態となるため、安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なる。他の起回事象と比較して厳しい状況になる。以上より、原子炉トリップ後の緩和設備の信頼性に大きな影響を与えること、また、非常用所内電源の成否によって、その後の事象進展が大きく異なることから、独立した起回事象とする。	無	-	-

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(10/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
26	常用系高圧交流母線の喪失	F	常用系の高圧交流母線(メタルクラッド開閉装置)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	有	事象進展と成功基準： 常用系母線の喪失が発生した場合、1次冷却材ポンプの停止や主給水ポンプの停止によって原子炉トリップに至る。原子炉トリップ後は、補助給水ポンプが自動起動し、2次系除熱によって高温停止状態に移行する。補助給水による2次系除熱に失敗した場合、復水器の機能喪失により、主給水を用いた2次系除熱には期待できないため、フィードアンドブリードシナリオに移行し、これは「主給水流量の全喪失」と同じ事象進展である。	No. 9で代表
27	常用系低圧交流母線の喪失	F	常用系の低圧交流母線パワーセンター又は原子炉コントロールセンタの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	有	常用系母線から給電される設備のうち、PRAで緩和系として期待する設備は①主給水系、②主蒸気ダンブ弁及び③所内用空気系であり、本起因事象における緩和設備の影響は下記のとおりである。 ・主給水系：常用系電源の喪失によって復水器の機能喪失に至ることから、主給水系を用いた2次系冷却には期待できない。 ・主蒸気ダンブ弁：常用系電源が喪失した場合であっても、主蒸気ダンブ弁の「調整閥」が可能であることから、主蒸気ダンブ弁を用いた蒸気放出に期待できる。	
28	常用系直流通母線の喪失	F	常用系の直流通母線(直流通母線)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した直流通母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	有	・所内用空気系：制御用空気系のバックアップであり、制御用空気系が喪失した場合、所内用空気系を用いて主蒸気逃がし弁や加圧器逃がし弁に空気を供給する。本事象が発生した場合、バックアップ手段である所内用空気系には期待できないが、制御用空気系は十分な信頼性を有していることから結果への寄与は小さい。 常用系母線の1系列が喪失した場合、制御棒は落下しないため、この場合の成功基準は主給水流量の全喪失と同じである。2系列が同時に喪失した場合には、制御棒が落下するため、原子炉トリップ信号を必要とする主給水流量の全喪失の成功基準とは異なるが、この成功基準は常用系母線の1系列喪失や主給水流量の全喪失の成功基準に包含することができ、より厳しい成功基準によって起因事象をグループ化する。また、主給水流量の全喪失の起因事象発生頻度は、国内の運転実績から算出しており、常用系の交流電源喪失と復水器等の故障を区別せずに評価している。常用系母線の喪失の起因事象発生頻度は「主給水流量の全喪失」に含めて扱っていること、事象進展は同じであること、所内用空気系に期待できないという厳しい成功基準で評価すること、所内用空気系は「主給水流量の全喪失」に含めて評価する。	
29	常用系計装用母線の喪失	F	常用系の計装用分電盤又は計装用後備分電盤の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した計装用母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	有		



第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(11/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
30	計装制御設備故障による 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	A	No. 5に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.5と同じであること、また、No.5の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.5に含める。	No.5で代表
31	計装制御設備故障による負荷の喪失 (タービントリップ信号有)	D	No.11に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.11と同じであること、また、No.11の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.11に含める。 No.11はNo.12にグループ化することから、No.12に含めて評価する。	No.12で代表
32	計装制御設備故障による過渡事象 (タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動有)	D	No.16に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.16と同じであること、また、No.16の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.16に含める。	No.16で代表
33	計装制御設備故障による過渡事象 (タービントリップ無) (加圧器逃がし弁の作動無)	D	No.17に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.17と同じであること、また、No.17の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.17に含める。	No.17で代表
34	計装制御設備故障によるECCS誤起 動	D	No.17に記載のとおり。	有	高 圧 注 入 ポ ンプの縮切圧力は、加圧器逃がし弁の設定圧力以下で設計されてい る た め、 本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.17と同じであること、また、 No.17の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.17に含める。	No.17で代表
35	計装制御設備故障による主給水流量の 全喪失	D	No.9に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.9と同じであること、また、No.9の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.9に含める。	No.9で代表
36	計装制御設備故障による主給水流量の 部分喪失	D	No.10に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.10と同じであること、また、No.10の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.10に含める。 No.10はNo.9にグループ化することから、No.9に含めて評価する。	No.9で代表
37	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁 の誤閉止(1又は2弁)	D	No.13に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.13と同じであること、また、No.13の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.13に含める。	No.13で代表
38	計装制御設備故障による主蒸気隔離弁 の誤閉止(全弁)	D	No.14に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.14と同じであること、また、No.14の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.14に含める。	No.14で代表
39	計装制御設備故障による主蒸気ダンプ 弁の誤開(2弁以上)	D	No.24に記載のとおり。	有	本 事 象 の 事 象 進 展 及 び 成 功 基 準 は No.24と同じであること、また、No.24の起 因 事 象 発 生 頻 度 に 本 事 象 も 含 め て い る こ と か ら、 本 事 象 は No.24に含める。	No.24で代表



第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(12/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
40	制御用空気系の部分喪失	F	<p>制御用空気系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、空気供給機能が喪失したヘッダに接続されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。本起因事象としては以下を含むものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御用空気系のAヘッダへの圧縮空気供給機能喪失</li> <li>・制御用空気系のABヘッダへの圧縮空気供給機能喪失</li> <li>・制御用空気系のBヘッダへの圧縮空気供給機能喪失</li> </ul>	無	-	-
41	制御用空気系の全喪失	F	<p>制御用空気系の2台の制御用空気圧縮機の機能喪失等を対象とする。本事象が発生した場合、制御用空気圧縮機による空気供給機能に期待できないことから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-
42	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッダ)	F	<p>原子炉補機冷却水系のA又はBヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッダで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-
43	原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ)	F	<p>原子炉補機冷却水系のCヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、Cヘッダで冷却されている設備には期待できないことに加え、1次冷却材ポンプを停止させる必要があることから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-
44	原子炉補機冷却水系の全喪失	F	<p>原子炉補機冷却水系のA及びBヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、原子炉補機冷却水系で冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-
45	原子炉補機冷却水系の部分喪失	F	<p>原子炉補機冷却水系のA又はBヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッダで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-
46	原子炉補機冷却水系の全喪失	F	<p>原子炉補機冷却水系のA及びBヘッダへの給水機能喪失又は原子炉補機冷却水系の部分喪失と原子炉補機冷却水系の重ね合わせを対象とする。本事象が発生した場合、原子炉補機冷却水系で冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。</p>	無	-	-

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(13/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
47	安全系高圧交流母線の部分喪失	F	安全系の高圧交流母線C又はD(メタルクラッド開閉装置)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
48	安全系高圧交流母線の全喪失	F	安全系の高圧交流母線C及びD(メタルクラッド開閉装置)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
49	安全系低圧交流母線の部分喪失	F	安全系の低圧交流母線C又はD(パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ)のいずれかの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
50	安全系低圧交流母線の全喪失	F	以下の安全系の低圧交流母線の機能が同時に喪失した状態を対象とする。本事象が発生した場合、低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。 ・低圧交流母線Cのパワーセンタ又は原子炉コントロールセンタ ・低圧交流母線Dのパワーセンタ又は原子炉コントロールセンタ	無	-	-
51	安全系直流母線の部分喪失	F	安全系の直流母線A又はB(直流コントロールセンタ)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した直流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
52	安全系直流母線の全喪失	F	安全系の直流母線A及びB(直流コントロールセンタ)の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、直流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-

第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(14/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
53	安全系計装用母線の部分喪失	F	安全系の常用及び後備計装用母線4系列(A, B, C又はD)のうち1系列の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した計装用母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
54	安全系計装用母線の全喪失	F	安全系の常用及び後備計装用母線4系列(A, B, C又はD)のうち2系列以上の機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した計装用母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
55	中央制御室空調系の喪失	F	中央制御室空調系のA及びBトレンの室温維持の機能喪失を対象とする。	無	-	-
56	安全補機閉閉器室空調系の部分喪失	F	安全補機閉閉器室空調系のA又はBヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全補機閉閉器室空調系には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
57	安全補機閉閉器室空調系の全喪失	F	安全補機閉閉器室空調系のA及びBヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全補機閉閉器室空調系には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
58	空調用冷水系の部分喪失	F	出力運転時、空調用冷水系は1ヘッドに対して冷却水を供給し、残りの1ヘッドは隔離されている。本評価ではAヘッドへの給水を想定していることから、空調用冷水系のAヘッドの機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッドで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-
59	空調用冷水系の全喪失	F	空調用冷水系のA及びBヘッドへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、空調用冷水系で冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象とした。	無	-	-



第3.1.3.1.1.5.2.6表 起因事象のグループ化(15/15)

No	起因事象	分類*	説明	グループ化		評価上の扱い
				有無	根拠	
60	手動停止	E	<p>手動停止は、通常停止と計画外停止に分類され、本評価では、安全機能における信頼度が低い計画外停止を対象とする。部分出力時及び温態停止における計画外停止は対象外とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 通常停止：定期検査などの計画された手動停止及び故障等による停止であって、安全機能（給水系やECCSなど）に影響がない手動停止を意味する。定期検査などの手動停止を含めない方法もある。</li> <li>・ 計画外停止：安全機能を有する緩和設備に何らかの不具合、故障が生じ、当該設備が待機除外になった状態での手動停止を意味する。</li> </ul>	無	—	—

※ 分類は次のとおり。

A：LOCA, B：蒸気発生器熱伝管破損, C：インターフェースシステムLOCA, D：過渡事象, E：手動停止, F：特殊な起因事象

第3.1.3.1.1.5.2.7表 起因事象発生頻度 (2018年3月31日迄)

(1 / 2)

起因事象	発生頻度 (/炉年)
原子炉容器破損	7.2E-08
大破断LOCA	5.1E-06
中破断LOCA	9.8E-05
小破断LOCA	2.2E-04
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.1E-07
極小LOCA	2.6E-03
インターフェイスシステムLOCA (余熱除去系)	8.0E-07
インターフェイスシステムLOCA (充てん/抽出のアンバランス)	2.1E-10
インターフェイスシステムLOCA (余熱除去系及び充てん/抽出のアンバランス以外)	1.0E-08
1次冷却材ポンプ封水リーク	1.0E-03
主給水流量喪失	9.7E-03
負荷の喪失	2.6E-02
主蒸気隔離弁の誤閉止 (1又は2弁)	4.3E-04
主蒸気隔離弁の誤閉止 (全弁)	1.1E-05
過渡事象1 (加圧器逃がし弁作動無)	5.9E-02
過渡事象2 (加圧器逃がし弁作動有)	8.8E-04
主給水管破断	5.7E-04
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	2.0E-04
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	1.8E-03
蒸気発生器伝熱管破損	3.1E-03
外部電源喪失	3.9E-03
制御用空気系の部分喪失	4.5E-04
制御用空気系の全喪失	4.3E-04

第3.1.3.1.1.5.2.7表 起因事象発生頻度 (2018年3月31日迄)

(2 / 2)

起因事象	発生頻度 (/炉年)
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A又はBヘッダ)	0.0E+00
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (Cヘッダ)	2.6E-03
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.6E-05
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	8.1E-05
原子炉補機冷却海水系の全喪失	8.7E-07
安全系高圧交流母線の部分喪失	6.9E-04
安全系高圧交流母線の全喪失	3.7E-10
安全系低圧交流母線の部分喪失	4.1E-03
安全系低圧交流母線の全喪失	ε
安全系直流母線の部分喪失	3.8E-03
安全系直流母線の全喪失	1.2E-08
安全系計装用母線の部分喪失	3.3E-07
安全系計装用母線の全喪失	ε
中央制御室空調系の喪失	9.1E-05
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	1.1E-07
安全補機開閉器室空調系の全喪失	2.1E-06
空調用冷水系の部分喪失	3.2E-03
空調用冷水系の全喪失	1.9E-05
手動停止	1.9E-01

ε : 1.0E-12/炉年未満



第3.1.3.1.1.5.2.8表 原子炉容器破損時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.9表 大破断LOCA時の成功シナジェンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.10表 中破断LOCA時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.11表 小破断LOCA時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12表 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA時の成功シークェンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.13表 極小LOCA時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.14表 インターフェイスシステムLOCA（余熱除去系）時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.15表 インターフェイスシステムLOCA（充てん／抽出のアンバランス）時の成功シークェンスと  
成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16表 1次冷却材ポンプ封水リーク時の成功シークケンスと成功基準解析（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16表 1次冷却材ポンプ封水リーク時の成功シークエンスと成功基準解析  
(1次冷却材ポンプ封水LOCAの発生後) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.17表 主給水流量喪失時の成功シーケンスと成功基準解析（1／2）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.17表 主給水流量喪失時の成功シークエンスと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）  
（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18表 負荷の喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18表 負荷の喪失時の成功シナリオと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）  
（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19表 主蒸気隔離弁の誤閉止（1弁又は2弁）時の成功シーケンスと成功基準解析（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19表 主蒸気隔離弁の誤閉止（1弁又は2弁）時の成功シナリオと成功基準解析  
（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）（2／2）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.20表 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）時の成功シナリオと成功基準解析（1/2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20表 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）時の成功シナリオと成功基準解析  
（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21表 過渡事象1 (加压器逃がし弁作動無) 時の成功シークエンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.22表 過渡事象2（加压器逃がし弁作動有）時の成功シナリオと成功基準解析（1/2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.22表 過渡事象2 (加压器逃がし弁作動有) 時の成功シナリオと成功基準解析  
(加压器逃がし弁/安全弁LOCAの発生後) (2/2)

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.23表 主給水管破断時の成功シナリオと成功基準解析（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23表 主給水管破断時の成功シナリオと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）  
（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.24表 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）時の成功シークェンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.25表 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26表 蒸気発生器伝熱管破損時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シーケンスと成功基準解析(1/10)

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（短期の外部電源復旧失敗）（2/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（原子炉補機冷却水系再起動失敗時）（3/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）  
（4／10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗時）（5/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗＋1次冷却材ポンプ封水  
LOCA及び加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生無し＋2次系強制冷却成功時）（6／10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗＋1次冷却材ポンプ封水  
LOCA及び加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生無し＋2次系強制冷却失敗時）（7／10）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗＋1次冷却材ポンプ封水  
LOCA又は加圧器逃がし弁安全弁LOCAの発生後＋2次系強制冷却成功時）（8／10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗＋1次冷却材ポンプ封水  
LOCA又は加圧器逃がし弁安全弁LOCAの発生後＋2次系強制冷却失敗時）（9／10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27表 外部電源喪失時の成功シナリオと成功基準解析（非常用所内電源失敗＋補助給水による2次系冷却失敗時）（10/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.28表 制御用空気系の部分喪失時の成功シーケンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29表 制御用空気系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29表 制御用空気系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）（2／2）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.30表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）時の成功シナリオと成功基準解析（1／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.30表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）時の成功シークエンスと成功基準解析（封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時）（2/3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.30表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）時の成功シークェンスと成功基準解析  
（原子炉補機冷却機能喪失時）（3／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）時の成功シークエンスと成功基準解析（1／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）時の成功シナリオと成功基準解析  
（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）（2／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31表 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）時の成功シーケンスと成功基準解析  
（封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時）（3／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32表 原子炉補機冷却水系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.33表 原子炉補機冷却海水系の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33表 原子炉補機冷却水系の部分喪失時の成功シケーンスと成功基準解析  
(封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34表 原子炉補機冷却海水系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35表 安全系高圧交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35表 安全系高圧交流母線の部分喪失時の成功シークェンスと成功基準解析  
(封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時) (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35表 安全系高压交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析（原子炉補機冷却機能喪失時（原子炉補機冷却水ポンプの3台機能喪失時））（3/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35表 安全系高圧交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析（原子炉補機冷却機能喪失時（原子炉補機冷却水ポンプの全台機能喪失時））（4/4）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.36表 安全系高圧交流母線の全喪失時の成功シークエンスと成功基準解析（1／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36表 安全系高圧交流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(加圧器逃がし弁/安全弁LOCAの発生後) (2/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36表 安全系高圧交流母線の全喪失時の成功シナジェンスと成功基準解析  
(封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時) (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37表 安全系低圧交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37表 安全系低圧交流母線の部分喪失時の成功シーケンスと成功基準解析（封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時）（2/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37表 安全系低圧交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析（原子炉補機冷却機能喪失時（原子炉補機冷却水ポンプの3台機能喪失時））（3/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37表 安全系低圧交流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析（原子炉補機冷却機能喪失時（原子炉補機冷却水ポンプの全台機能喪失時））（4/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38表 安全系低圧交流母線の全喪失時の成功シークエンスと成功基準解析（1／3）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.38表 安全系低圧交流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(加圧器逃がし弁/安全弁LOCAの発生後) (2/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38表 安全系低圧交流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時) (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.39表 安全系直流母線の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.39表 安全系直流母線の部分喪失時の成功シーケンスと成功基準解析（封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時）（2/2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40表 安全系直流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析（1／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40表 安全系直流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析（加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生後）（2／3）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40表 安全系直流母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時) (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.41表 安全系計装用母線の部分喪失時の成功シークエンスと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.41表 安全系計装用母線の成功シークエンスと成功基準解析  
(封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42表 安全系計装用母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42表 安全系計装用母線の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(加圧器逃がし弁/安全弁LOCAの発生後) (2/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42表 安全系計装用母線の全喪失時の成功シークエンスと成功基準解析  
(封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時) (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.43表 中央制御室空調系の喪失時の成功シーケンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.44表 安全補機開閉器室空調系の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.44表 安全補機閉器室空調系の部分喪失時の成功シーケンスと成功基準解析（封水注入及びびサーマル  
バリア冷却機能喪失時）（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.45表 安全補機閉器室空調系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.45表 安全補機閉器室空調系の全喪失時の成功シケケンスと成功基準解析  
(封水注入及びサーバーマールバリア冷却機能喪失時) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.46表 空調用冷水系の部分喪失時の成功シナリオと成功基準解析（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.46表 空調用冷水系の部分喪失時の成功シーケンスと成功基準解析  
(封水注入及びびサーマルバリア冷却機能喪失時) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.47表 空調用冷水系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析(1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.47表 空調用冷水系の全喪失時の成功シナリオと成功基準解析  
(封水注入及びサーマルバリア冷却機能喪失時) (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.48表 手動停止時の成功シナリオと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.49表 ATWS1時の成功シークェンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.50表 ATWS 2時の成功シークェンスと成功基準解析

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.2.51表 事故タイプと1次系圧力の分類記号

分類記号	説明
A	1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては大中破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、ATWSから従属的にLOCAに至った事故シーケンス及び原子炉容器破損が起因事象である事故シーケンスも含む。(低圧)
S	1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、過渡事象が起因事象であるが従属的にLOCA(1次冷却材ポンプ封水LOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至った事故シーケンスも含む。(中圧)
T	過渡事象が起因事象となる事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至った事故シーケンスはSの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)
G	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から環境中に放射性物質が直接放出される蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)シーケンスである。(中圧)
V	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から環境中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)

第3.1.3.1.1.5.2.52表 炉心損傷時期の分類記号

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で早期に炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で後期に炉心損傷に至る。

第3.1.3.1.1.5.2.53表 格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説明
D	非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ系が使用不可能で、デブリの冷却に効果のある燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれない状態。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で格納容器除熱が行われない状態。
W	非常用炉心冷却設備及び／又は格納容器スプレイ系が使用可能で、デブリの冷却に効果のある燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備及び／又は格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれる状態。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で格納容器除熱が行われない状態。
I	非常用炉心冷却設備及び／又は格納容器スプレイ系が使用可能で、デブリの冷却に効果のある燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備及び／又は格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれる状態。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用可能で格納容器除熱が行われる状態。
C	非常用炉心冷却設備が使用可能で、デブリ冷却に効果のある燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備により格納容器内に持ち込まれる状態。格納容器機能喪失後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で格納容器除熱が行われない状態。

第3.1.3.1.1.5.2.54表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	1次系 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展			格納容器内 熱除去手段
					燃料取替用水の 原子炉格納容器 への移送	格納容器機能 喪失時期	格納容器	
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×	
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×	
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○	
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×	
11	TED	過渡事象	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	
12	TEW	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	
13	TEI	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧			—		
15	G	蒸気発生器伝熱管破損	中圧			—		



第3.1.3.1.1.5.2.55表 システム間の従属性マトリックス（低圧注入系（注入時））

機器		補機冷却系 (CCWS)	所内非常用電源系 (POWER)												信号 (ESFS)											
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母管A	供給母管B	供給母管C	6.6kV母線D	6.6kV母線C	6.6kV母線C	6.6kV母線D	パワールセンタ1440V母線C	パワールセンタ1440V母線C	パワールセンタ1440V母線D	原子炉コントロールセンタC	原子炉コントロールセンタC	原子炉コントロールセンタD	原子炉コントロールセンタD	125V直流電源A	125V直流電源B	SI信号A	SI信号B	余熱除去ポンプA自動閉(自動閉後に信号による)	余熱除去ポンプB自動閉(自動閉後に信号による)	余熱除去ポンプA起動および出口流量低によるミニマムフロワー閉信号	余熱除去ポンプB起動および出口流量低によるミニマムフロワー閉信号
3RHP1A	余熱除去ポンプ3A	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run	○														○							
3RHP1B	余熱除去ポンプ3B	電動ポンプ(通常待機、純水)	Standby	Run		○													○							
3FCV-601	電動弁(純水)_601	電動弁(純水)	Open	Close																						
3FCV-601	電動弁(純水)_601	電動弁(純水)	Close	Open																						
3FCV-611	電動弁(純水)_611	電動弁(純水)	Open	Close																						○
3FCV-611	電動弁(純水)_611	電動弁(純水)	Close	Open																						○

記号の意味 ○：サポーターティングシステムの故障により、該当機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1.1.5.2.56 表 フロントライン系同士の共用設備の従属性  
マトリックス

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取替用 水タンク	格納 容器再 循環サ ンプA/ B
高圧注入系（注入時）	○	
低圧注入系（注入時）	○	
格納容器スプレイ注入系（注入時）	○	
高圧注入系（再循環時）		○
低圧注入系（再循環時）		○
格納容器スプレイ注入系（再循環時）		○
代替再循環		○
充てん注入	○	
充てんポンプ（B，自己冷却式）	○	
代替格納容器スプレイポンプ	○	
余熱除去運転		

○：上側の共用機器の故障により，左記のシステムが影響を受ける場合。

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(1/8)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ(通常運転、純水)	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常待機、純水)	起動失敗
	継続運転失敗
冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
空気圧縮機	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常運転、海水)	起動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(通常待機、海水)	起動失敗
	継続運転失敗
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
中型ポンプ車	起動失敗
	継続運転失敗
大型ポンプ車	起動失敗
	継続運転失敗
内燃式エンジンポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
非常用ディーゼル発電機	起動失敗
	継続運転失敗
空冷式非常用発電装置	起動失敗
	継続運転失敗
非常用ガスタービン発電機	起動失敗
	継続運転失敗
ファン/ブローア	起動失敗
	継続運転失敗

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(2/8)

機器タイプ	故障モード
電動弁(純水)	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
電動弁(海水)	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(3/8)

機器タイプ	故障モード
手動弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク
機器搬入口	蓋内部リーク
	貫通部破損
	閉失敗
エアロック	内側/外側扉内部リーク
	貫通部破損
安全弁	開失敗
	閉(吹止まり)失敗
	内部リーク
	誤開
	外部リーク
電磁弁	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
配管(3インチ未満)	閉塞
	リーク
スプレイリング	閉塞
	リーク
配管(3インチ以上)	閉塞
	リーク
格納容器貫通部	貫通部破損



第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(4/8)

機器タイプ	故障モード
流体熱交換器	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
空気熱交換器(流体式)	伝熱管閉塞
	伝熱管破損
	外部リーク
オリフィス	閉塞
	内部破損
	外部リーク
ストレーナ(純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(純水等)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(空気)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
ストレーナ(海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
フィルタ(海水)	閉塞
	内部破損
	外部リーク
サンプルスクリーン(PWR)	閉塞

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(5/8)

機器タイプ	故障モード
手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	外部リーク
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	内部リーク
	外部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
防火ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(6/8)

機器タイプ	故障モード
ガス圧ダンパ	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
ダクト開放機構	開失敗
	閉失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
タンク	閉塞
	破損
窒素/空気ボンベ	閉塞
	外部リーク
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
遮断器	開放失敗
	投入失敗
	制御回路の作動失敗
	誤閉
	誤開
ドロップバイパス開閉器	開放失敗
	投入失敗
	誤閉
	誤開

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(7/8)

機器タイプ	故障モード
NFB (ノーヒューズブレーカー)	開放失敗
	投入失敗
	誤閉
	誤開
圧カスイッチ	不動作
	誤動作
リミットスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
流量スイッチ	不動作
	誤動作
水位スイッチ	不動作
	誤動作
温度スイッチ	不動作
	誤動作
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ	機能喪失
後備用定電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線
配線/電線	短絡
	地絡
	断線
MGセット(RPS, CRDM)	機能喪失

第3.1.3.1.1.5.2.57表 機器タイプ及び故障モード(8/8)

機器タイプ	故障モード
演算器	不動作
	高出力/低出力
電流/電圧・電圧変換器	不動作
	高出力/低出力
カード(半導体ロジック回路)	不動作
	誤動作
バイステープル	不動作
	誤動作
DCコントローラ	不動作
	誤動作
警報設定器	不動作
	誤動作
流量トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
圧力トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
水位トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
温度検出器	不動作
	高出力/低出力
放射線検出器	不動作
	高出力/低出力
コントローラ	不動作
	高出力/低出力
ヒーター	機能喪失
イグナイタ(PWR)	機能喪失
アナンシエータ	機能喪失
容積式流量積算計	閉塞
	外部リーク



第3.1.3.1.1.5.2.58表 非信頼度評価結果（低圧注入系（注入時））

起因事象	内容（成功基準）	非信頼度
大破断LOCA	2台の余熱除去ポンプのうち2台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管2ループのうち1ループに注入可能なこと、又は、2台の余熱除去ポンプのうち1台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管2ループのうち2ループに注入可能なこと	3.6E-04
中破断LOCA 小破断LOCA 極小LOCA	高圧注入系（注入時）による注入に失敗している時、2次系強制冷却による1次系の減温／減圧を実施し、2台の余熱除去ポンプのうち2台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管2ループのうち1ループに注入可能なこと	3.2E-02
加压器逃がし弁 ／安全弁LOCA	高圧注入系（注入時）による注入に失敗している時、2次系強制冷却による1次系の減温／減圧を実施し、2台の余熱除去ポンプのうち2台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を低温側配管3ループのうち1ループに注入可能なこと	3.2E-02
上記以外	2台の余熱除去ポンプのうち1台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を低温側配管3ループのうち1ループに注入可能なこと、	3.5E-04

第3.1.3.1.1.5.2.59表 評価対象機種(1/3)

No.	機種
1	電動ポンプ(通常運転, 純水)
2	電動ポンプ(通常運転, 海水)
3	電動ポンプ(通常待機, 純水)
4	電動ポンプ(通常待機, 海水)
5	タービン駆動ポンプ
6	ディーゼル駆動ポンプ
7	非常用ディーゼル発電機
8	ファン/ブロー
9	電動弁(純水)
10	電動弁(海水)
11	空気作動弁
12	油圧作動弁
13	逆止弁
14	手動弁
15	安全弁
16	真空逃し弁(PWR)
17	電磁弁
18	配管(3インチ未満)
19	配管(3インチ以上)
20	熱交換器
21	オリフィス
22	ストレーナ/フィルタ(純水等)
23	ストレーナ/フィルタ(海水)
24	ダンパ
25	タンク
26	制御棒駆動装置(PWR)
27	リレー
28	遅延リレー
29	遮断器
30	圧力スイッチ
31	リミットスイッチ
32	手動スイッチ

第3.1.3.1.1.5.2.59表 評価対象機種(2/3)

No.	機種
33	流量スイッチ
34	水位スイッチ
35	温度スイッチ
36	充電器
37	蓄電池
38	変圧器
39	母線
40	インバータ
41	ヒューズ
42	配線/電線
43	制御ケーブル
44	MGセット(R P S, C R D M)
45	演算器
46	カード(半導体ロジック回路)
47	警報設定器
48	流量トランスミッタ
49	圧力トランスミッタ
50	水位トランスミッタ
51	温度検出器
52	放射線検出器
53	コントローラ
54	ヒーター
55	アナンシエータ
56	空気圧縮機
57	サンプルスクリーン(PWR)
58	サンプル(ファンネル)
59	冷凍機
60	ヒートトレース
61	ダクト
62	ガスタービン駆動ポンプ(PWR)



第3.1.3.1.1.5.2.59表 評価対象機種(3/3)

No.	機種
63	運搬車両
64	ガスタービン発電機(車載)
65	ディーゼル発電機(車載)
66	可搬式ケーブル
67	キュービクル
68	可搬式消防ポンプ
69	水中ポンプ
70	内燃式エンジンポンプ
71	ホース
72	乾式フィルタベント(PWR)
73	窒素・空気ボンベ
74	ドラム缶
75	演算装置(デジタル制御機器)
76	インターフェイス(デジタル制御機器)
77	入出力装置(デジタル制御機器)
78	ロジックカード(デジタル制御機器)
79	ロードドライバ(デジタル制御機器)
80	光ケーブル(デジタル制御機器)
81	光コネクタ(デジタル制御機器)
82	タッチパネル(デジタル制御機器)
83	計装用電源装置(E/S)(デジタル制御機器)
84	格納容器
85	容積式流量積算計
86	イグナイタ(PWR)

第3.1.3.1.1.5.2.60表 従属レベルごとの人的過誤確率

従属レベル		人的過誤確率
LD	低従属	5.0E-02
MD	中従属	1.5E-01
HD	高従属	5.0E-01
CD	完全従属	1.0E+00

第3.1.3.1.1.5.2.61表 起因事象別炉心損傷頻度（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.61表 起因事象別炉心損傷頻度（2／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.62表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年) ※
2次冷却系からの除熱機能喪失	6.6E-07 ( 17.1%)
全交流動力電源喪失	1.8E-07 ( 4.7%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-06 ( 31.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-09 (<0.1%)
原子炉停止機能喪失	4.1E-09 ( 0.1%)
ECCS注水機能喪失	1.2E-07 ( 3.2%)
ECCS再循環機能喪失	1.6E-06 ( 40.6%)
格納容器バイパス	1.2E-07 ( 3.1%)
合計	3.8E-06

※ 括弧内は、全CDFに対する割合を示す。

第3.1.3.1.1.5.2.63表 感度解析結果（蓄電池（3系統目）

及び非常用G T Gを無効とした感度解析)

	蓄電池（3系統目）及び非常用G T Gを反映した評価	蓄電池（3系統目）を無効にした感度解析	蓄電池（3系統目）及び非常用G T Gを無効にした感度解析
C D F (/炉年)	3.8E-06	3.8E-06	3.9E-06

第3.1.3.1.1.5.3.1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える

## 負荷の種類抽出

機能喪失状態	機能喪失形態	記号	機能喪失形態の解説
格納容器破損	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損
	ベースマツト溶融貫通	$\varepsilon$	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損	$\tau$	格納容器貫通部が過温で破損
	原子炉容器内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
	原子炉容器外水蒸気爆発	$\eta$	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損前)	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
	格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
	格納容器直接接触	$\mu$	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

第3.1.3.1.1.5.3.2表 プラント損傷状態と原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の対応

PDS	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中断LOCA (A) 小中断LOCA (S) 過渡事象 (T)	格納容器先行破損( $\theta$ ) (A/Sのみ可能性有 り)	水素燃焼 ( $\gamma$ ) 原子炉容器内水蒸気爆発 ( $\alpha$ )	水素燃焼 ( $\gamma'$ ) 原子炉容器外水蒸気爆発 ( $\eta$ ) 格納容器直接接点 ( $\mu$ ) (S/Tのみ可能性有り) 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ ) (S/Tのみ可能性 有り)	水素燃焼 ( $\gamma''$ ) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積 による過圧破損 ( $\delta$ ) 格納容器過温破損 ( $\tau$ ) ベースマット溶融貫通 ( $\epsilon$ )



第3.1.3.1.1.5.3.3表 原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の同定及び格納容器構造物の耐性の評価(1/2)

負荷/部位		備考
静的過圧	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口, エアロツク), 格納容器貫通部(配管貫通部, 電気配線貫通部), 格納容器隔離弁)	鋼製格納容器: BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で, 高温での漏えい耐力は, 機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd (Pd: 最高使用圧力) あることを確認し, 試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PW R実炉スケールでは, 構築された解析モデル化技術を活用した有限要素法解析を実施した結果, 最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。
動的過圧	水素燃焼(爆燃): (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口, エアロツク), 格納容器貫通部(配管貫通部, 電気配線貫通部), 格納容器隔離弁) 爆轟: (一般部) 水蒸気爆発(原子炉容器内: ドーム部, 原子炉容器外: 原子炉下部キヤビテイ)	水素爆燃については, 既往の研究により, ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については, NUPEC大規模燃焼試験では, 水素濃度15vol%ドライ条件でも爆轟に至らないことが確認されている。また, NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では, 水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K(約377℃)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。 大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO <sub>2</sub> 混合物を用いた水蒸気爆発試験では, 水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスララ研究所のKROTO S実験, 韓国原子力研究所のTRO I実験では, UO <sub>2</sub> 混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが, 外部トリガーにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の溶融物を用いており実機の条件と異なる。日本原子力研究所の水蒸気爆発試験では, 高素圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることなどが確認されている。近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に溶融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されているが, UO <sub>2</sub> 混合物を用いないなど, 実機の条件と異なる。
静的過温	格納容器素囲気直接加熱 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口, エアロツク), 格納容器貫通部(配管貫通部, 電気配線貫通部), 格納容器隔離弁) 格納容器過温破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口, エアロツク), 格納容器貫通部(配管貫通部, 電気配線貫通部), 格納容器隔離弁)	米国SNLのWCCプロジェクト COREXIT試験 NUPEC試験 SNLの試験

第3.1.3.1.1.5.3.3表 原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷の同定及び格納容器構造物の耐性の評価(2/2)

局所的過温		負荷/部位	負荷に対する知見及び知見から得られる格納容器構造物の耐性	備考
コンクリート侵食	格納容器直接接触(原子炉下部キャピテライ出口近傍格納容器壁) ベームスマット溶融貫通(原子炉下部キャピテライ床)	この現象はBWR Mark I特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも溶融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器破損に至る確率は極めて小さいと考えられている。 実験的研究においても不確かさが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCONTESB/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制された。また、近年の溶融炉心・コンクリート相互作用に関する実験及び研究から、クラストが形成されても自重あるいは熱応力によって破砕されることやコンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生により冷却が促進されると考えられる。	米国MAECE実験 NUPERC:COETE LS実験 CCI実験 クラスト強度のJNES S解析研究	



第3.1.3.1.1.5.3.4表 原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷に対する耐性及び判断基準

格納容器機能喪失 カテゴリー	対応する 格納容器 機能喪失モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事。
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマッド厚さを上回る事。
貫通部過温	$\tau$	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回る事。
水蒸気爆発 (水蒸気スパイク)	$\alpha, \eta$	原子炉容器内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回る事。 原子炉容器外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回る事。 水蒸気スパイクによって上昇した格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事。
格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma'', \gamma'''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって上昇した格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回る事又は爆轟が発生し原子炉格納容器に動的な荷重がかかり原子炉格納容器が破損すること。
格納容器への直接接触	$\mu$	原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が格納容器本体に付着し、原子炉格納容器の鋼板を溶融侵食すること。

第3.1.3.1.1.5.3.5表 格納容器機能喪失モードの選定結果

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	$\phi$	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
			放射性物質管理放出	$\phi$	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損 <sup>(注1)</sup>	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 <sup>(注1)</sup>		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
			インターフェイスシステムLOCA	v	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	$\beta$	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
		格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	$\alpha$	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損前）	$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
		格納容器直接接触	$\mu$	格納容器構造物へ熔融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損		
	後期放出	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長期）	$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長期）によって原子炉格納容器が破損	
			ベースマット溶融貫通	$\epsilon$	熔融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通	
			格納容器過温破損	$\tau$	格納容器貫通部が過温で破損	
			水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
			水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

(注1) gモードには「蒸気発生器伝熱管破損」と「温度誘因蒸気発生器伝熱管破損」が含まれるが、gモードの名称は「蒸気発生器伝熱管破損」とする。



第3.1.3.1.1.5.3.6表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損	・ PDSで定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステムLOCA	・ PDSで定義されるインターフェイスシステムLOCA	vモードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・ PDSで定義される格納容器先行破損	$\theta$ モードによる格納容器機能喪失
配管クリーブ破損	・ 1次系高圧（ホットレグ，サージライン破損）	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・ 1次系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・ 熔融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・ 1次系低圧	$\alpha$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・ 水素濃度4 vol%上方，6 vol%側方，8 vol%下方伝播 ・ 水蒸気濃度55 vol%以下	$\gamma$ ， $\gamma'$ ， $\gamma''$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・ 炉心熔融進展が炉心への注水により停止しない	熔融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・ 原子炉容器破損時に1次系高圧	熔融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
キャビティ内水量	・ 燃料取替用水タンク水が格納容器内に持ち込まれるPDS	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・ 原子炉容器破損時に熔融炉心が重力落下 ・ 熔融炉心落下質量大	$\eta$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出有り	$\sigma$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・ 溶融物分散放出有り	$\mu$ モードによる格納容器機能喪失の可能性
デブリ冷却	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内に熔融炉心落下	熔融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット熔融貫通	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内の熔融炉心冷却に失敗	$\varepsilon$ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・ 原子炉容器破損 ・ 格納容器内への注水無し	$\tau$ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	$\delta$ ， $\theta$ モードによる格納容器機能喪失

第3.1.3.1.1.5.3.7表 緩和手段の分析

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射線雰囲気条件下での運転操作可能性
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	各種信号による自動作動 ・ 炉心損傷検知前に実施	可能
作業環境維持	アニュラス空気循環系	放射性物質放出緩和	各種信号による自動起動 ・ 所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能
	中央制御室換気空調系 (外気との隔離に係るパウダリのみ)			
1次系強制減圧	緊急時制御室換気空調設備	蒸気発生器伝熱管の健全性維持 溶融炉心の分散放出防止	一(中央制御室換気系隔離信号(M信号)による自動作動)	無し
	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)			
炉心への注水	加圧器逃がし弁 (窒素ポンプ使用)	未臨界の維持 炉心損傷の進展防止と緩和 原子炉容器破損の防止及び遅延	・ 特重施設の使用時	可能
	非常用炉心冷却設備			
格納容器内注水 (原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手動起動)	溶融炉心冷却 格納容器圧力上昇抑制 放射性物質放出緩和	炉心損傷検知後実施	可能
	代替格納容器スプレイポンプ (水源補給前)			
格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット(A及びB) (原子炉補機冷却水通水)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内注水 (格納容器内液相部への蓄熱)	代替格納容器スプレイポンプ (水源補給後)	格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水 枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
	格納容器再循環ユニット(A及びB) (海水通水)	格納容器破損防止	事故後24時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
水素濃度制御	静的触媒式水素再結合装置 イグナイタ	水素濃度低減(短期) 水素濃度低減(長期)	炉心損傷検知前に実施 一(受動的な安全設備)	可能 無し
	外部電源の復旧 非常用ガスタービン発電機 空冷式非常用発電装置	交流電源の回復	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。 可能



第3.1.3.1.1.5.3.8表 物理化学現象と関連する緩和手段の整理

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
炉心損傷	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—
インターフェイスシステムLOCA	—	—
格納容器先行破損	格納容器隔離	格納容器隔離に失敗した場合、格納容器先行破損に至らない。
配管クリーブ破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧による配管クリーブ破損発生防止。
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧による温度誘因蒸気発生器伝熱管破損発生防止。
原子炉容器内水蒸気爆発	1次系強制減圧	配管クリーブ破損又は1次系強制減圧により原子炉容器内水蒸気爆発の発生可能性増大。
水素燃焼	炉心への注水	過熱炉心への注水による水素追加発生。
	イグナイタ	イグナイタによる、水素燃焼による格納容器破損の防止。
	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置による、水素燃焼による格納容器破損の防止。
	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り） <sup>(注1)</sup>	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）による原子炉下部キャビティ内熔融炉心冷却による追加水素発生抑制。
	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水、海水通水） <sup>(注1)</sup>	格納容器内自然対流冷却による格納容器減圧に伴う水素燃焼の発生可能性増大。
原子炉容器破損	炉心への注水	炉心への注水による原子炉容器破損防止。ただし、本評価では再循環運転に期待しないため原子炉容器破損防止は考慮しない。
熔融物分散放出	1次系強制減圧	1次系強制減圧による熔融物分散放出の発生防止。
原子炉下部キャビティ内水量	炉心への注水	炉心への注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水量が増大する可能性がある。
原子炉容器外水蒸気爆発	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで水蒸気爆発の発生可能性増大。
	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、原子炉容器外水蒸気爆発の発生可能性増大。
格納容器雰囲気直接加熱	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで格納容器雰囲気直接加熱の発生防止。
	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、格納容器雰囲気直接加熱の発生可能性低減。
格納容器直接接触	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで格納容器直接接触の発生防止。
デブリ冷却	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下し、熔融炉心の冷却失敗可能性増大。
	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心冷却を促進。
ベースマット熔融貫通	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下し、熔融炉心の冷却ができず、ベースマット熔融貫通の可能性増大。
	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り）	格納容器内注水により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心冷却が促進されることで、ベースマット熔融貫通を抑制。
格納容器過温破損	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱）	格納容器内注水による格納容器過温破損防止。
	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水、海水通水）	格納容器内自然対流冷却による格納容器過温破損防止。
格納容器過圧破損	格納容器内注水（原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱）	格納容器内注水による格納容器過圧破損防止。
	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水、海水通水）	格納容器内自然対流冷却による格納容器過圧破損防止。

注1：当該緩和手段は原子炉容器破損後長期のみ関連する。



第3.1.3.1.1.5.3.9表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前 (T1)	1	バイパス	BP	格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損, インターフェイスシステムLOCA)の場合, 失敗とする。
	2	格納容器隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合, 失敗とする。
	3	先行破損	PF	格納容器先行破損の場合, 失敗とする。
	4	1次系強制減圧	FD	炉心損傷後, 加圧器逃がし弁(制御用空気系又は窒素ポンベ使用)による1次系強制減圧に失敗した場合, 失敗とする。
	5	配管クリーブ破損	HCF	配管クリーブ破損が発生せず1次系が高圧である場合, 失敗とする。
	6	TI-SGTR	ITR	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)が発生した場合, 失敗とする。
	7	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から, 炉心損傷後に高圧注入又は低圧注入が継続していない場合, 失敗とする。
	8	炉内水蒸気爆発	ISX	原子炉容器内水蒸気爆発によって格納容器破損が生じた場合, 失敗とする。
	9	イグナイタ	IG	イグナイタの起動に失敗した場合, 失敗とする。
	10	水素燃焼	HP1	原子炉容器破損前に, 格納容器内において水素燃焼が発生し, 格納容器破損に至った場合, 失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	11	溶融物分散放出	RPV	原子炉容器破損の時点で1次系圧力が2.0MPa[gage]未満であった場合, 失敗(溶融炉心が重力落下する)とする。 <sup>(注1)</sup>
	12	キャビティ内水量	DC	原子炉容器破損の時点で, 原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融炉心が冠水しない場合, 失敗とする。
	13	格納容器内注水(キャビティ水張り)	CF	格納容器スプレイポンプ(中央制御室における手動起動)による格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイポンプ(水源補給前)による代替格納容器スプレイに失敗した場合, 失敗とする。
	14	炉外水蒸気爆発	ESX	原子炉容器破損直後に, 原子炉容器外水蒸気爆発による格納容器破損が生じた場合, 失敗とする。
	15	格納容器雰囲気直接加熱	DCH	原子炉容器破損直後に, 格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損が生じた場合, 失敗とする。
	16	格納容器直接接触	MA	原子炉容器破損直後に, 格納容器直接接触による格納容器破損が生じた場合, 失敗とする。
	17	水素燃焼	HP2	原子炉容器破損直後に, 格納容器内において水素燃焼が発生し, 格納容器破損に至った場合, 失敗とする。
原子炉容器破損後長期 (T3)	18	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)	NCC1	格納容器再循環ユニット(A及びB)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により原子炉格納容器の除熱が行えない場合, 失敗とする。
	19	格納容器内注水(液相蓄熱)	HSL	代替格納容器スプレイポンプ(水源補給後)による代替格納容器スプレイに失敗した場合, 失敗とする。
	20	格納容器内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	格納容器再循環ユニット(A及びB)への海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が行えない場合, 失敗とする。
	21	デブリ冷却	EVC	溶融炉心冷却に失敗し溶融炉心・コンクリート相互作用が継続する場合, 失敗とする。
	22	水素燃焼	HP3	原子炉容器破損後長期に, 格納容器内において水素燃焼が発生し, 格納容器破損に至った場合, 失敗とする。
	23	格納容器過圧破損	OVP	格納容器圧力が上昇し, 格納容器過圧破損に至る場合, 失敗とする。
	24	格納容器過温破損	OT	格納容器雰囲気温度が上昇し, 格納容器過温破損に至る場合, 失敗とする。
	25	ベースマット溶融貫通	BM	溶融炉心冷却に失敗した場合に, ベースマットが溶融貫通に至る場合, 失敗とする。

注1: 2.0MPa[gage]は海外での実験, 指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。



第3.1.3.1.1.5.3.10表 ヘディング間の従属性

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.11表 代表事故シーケンス

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.12表 解析コードの基本解析条件

項目	条件	備考
炉心燃料条件 燃料 (UO <sub>2</sub> ) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	55Gwd/t ウラン燃料 +45Gwd/t MOX 燃料 8.32×10 <sup>4</sup> kg 2.00×10 <sup>4</sup> kg 炉心平均評価用	日本原子力学会推奨の 崩壊熱曲線 <sup>※1</sup>
炉心熱出力 1次冷却材圧力  1次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02 MWt 15.41 +0.21MPa[gage] 302.3+2.2 °C 45.7×10 <sup>6</sup> kg/h	102%出力運転 <sup>※2</sup> 設計値+計測誤差  設計値+計測誤差 100%T.D.F. ベース <sup>※3</sup>
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力  原子炉格納容器初期温度  原子炉格納容器ヒートシンク温度	5分割 67,400 m <sup>3</sup> 9.8 kPa[gage]  49°C  49°C	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮 <sup>※4</sup> ) 通常運転時原子炉格納 容器内最高温度 通常運転時原子炉格納 容器内最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3基 4.04 MPa[gage] 29.0 m <sup>3</sup> /基	最小値 最小値

※1：「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4 (H25年7月)

※2：2%分の定常誤差を考慮した上限値とした。

※3：熱設計流量 (T.D.F. ; Thermal Design Flow) は、所定の熱出力を發揮するためのベースとなる最低流量。100%T.D.F. は100%出力時の熱設計流量である。

※4：保安規定に示されている原子炉格納容器圧力の制限値

第3.1.3.1.1.5.3.13表 事故シークエンス解析条件

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.14表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）（1／2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.14表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）（2/2）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.15表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.3.16表 事故進展解析結果のパラメータが格納容器イベントツトリの分岐確率評価に与える影響

パラメータ		影響するヘディング	確率評価への影響
原子炉容器破損前	1次系圧力 (MPa[gage])	溶融物分散放出 (RPV)	原子炉容器破損前の1次系圧力により、原子炉容器破損直後の溶融物分散放出(RPV)の分岐確率を設定しており、RPVの成功、失敗によって、格納容器雰囲気直接加熱、原子炉格納容器への直接接触による格納容器破損の可能性の有無が変わる。
	原子炉下部 キャビティ水量 (t)	キャビティ内水量 (DC)	キャビティ内水量の成功、失敗により炉外水蒸気爆発による格納容器破損の可能性の有無が変わる。また、原子炉下部キャビティ内の溶融炉心が冷却され及び分散する溶融炉心が冷却される効果を想定するためキャビティ内水量の成功、失敗により溶融炉心冷却の成功の可能性及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の確率が変わる。
格納容器破損前	格納容器雰囲気温度 (°C) 格納容器圧力 (MPa[gage]) ベースマット 侵食深さ (m)	格納容器過圧破損 (OVP) 格納容器過温破損 (OT)	格納容器破損直前は「格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達又は格納容器雰囲気温度が200°C到達」としている。格納容器破損直前の格納容器雰囲気温度及び格納容器圧力を参照する。また、格納容器破損直前のベースマット侵食深さを参照し、原子炉容器破損後長期の格納容器過圧破損 (OVP), 格納容器過温破損 (OT) の分岐確率を変える。
原子炉容器破損前 / 原子炉容器破損直後 (30分) / 原子炉容器破損後長期	水素濃度 (vol%) 水蒸気濃度 (vol%) 水素濃度 (vol%) ※ Zr-水反応割合75%	水素燃焼 (HP1, HP2, HP3)	各時期の水素濃度、水蒸気濃度を参照することで、各時期の水素燃焼 (HP1, HP2, HP3) の分岐確率を設定する。炉心への注水 (LR) に成功した場合には、炉心への注水による Zr-水反応の促進を想定し Zr-水反応割合75%の水素濃度を参照して分岐確率を設定する。

第3.1.3.1.1.5.3.17表 分岐確率のあてはめ方法

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.18表 各ヘディングの分岐確率の設定の考え方

No	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の設定の考え方	分類
1	バイパス	BP	PDSが格納容器バイパスの場合失敗	レベル1 PRA結果
2	格納容器隔離	CI	システム信頼性解析により格納容器隔離に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
3	先行破損	PF	PDSが格納容器先行破損の場合失敗	レベル1 PRA結果
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析により加圧器逃がし弁（制御用空気系又は窒素ポンプ使用）による1次系強制減圧に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
5	配管クリーブ破損	HCF	NUREGレポートを基に設定	過去の知見（文献） 工学的判断
6	T I - S G T R	I T R	T I - S G T Rに至る可能性がある事故シーケンスに対し、NUREGレポート等を基にA P E T評価により設定	レベル1 PRA結果 A P E T評価 過去の知見（文献） 工学的判断
7	炉心への注水	LR	炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合から設定	レベル1 PRA結果 工学的判断
8	炉内水蒸気爆発	ISX	米国での専門家の評価(NUREGレポート)を基に設定	過去の知見（文献） 工学的判断
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析によりイグナイタの作動に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
10	水素燃焼	HP1	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見（文献） 工学的判断
11	溶融物分散放出	RPV	事故進展解析の原子炉容器破損前の1次系圧力から溶融物分散放出の可能性を判定して設定。	事故進展解析 過去の知見（文献） 工学的判断
12	キャビティ内水量	DC	事故進展解析の原子炉容器破損前のキャビティ内水量から設定	事故進展解析 工学的判断
13	格納容器内注水（キャビティ水張り）	CF	システム信頼性解析により格納容器スプレイポンプ（中央制御室における手動起動）による格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイポンプ（水源補給前）による代替格納容器スプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
14	炉外水蒸気爆発	ESX	DET評価により炉外水蒸気爆発による格納容器破損の確率を設定	DET評価 過去の知見（文献） 工学的判断
15	格納容器雰囲気直接加熱	DCH	DET評価により格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の確率を設定	DET評価 過去の知見（文献） 工学的判断
16	格納容器直接接触	MA	BWR M a r k I 特有の問題を踏まえ、工学的判断で設定	過去の知見（文献） 工学的判断
17	水素燃焼	HP2	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見（文献） 工学的判断
18	格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水）	NCC1	システム信頼性解析により格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水通水）に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
19	格納容器内注水（液相蓄熱）	HSL	システム信頼性解析により代替格納容器スプレイポンプ（水源補給後）による代替格納容器スプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
20	格納容器内自然対流冷却（海水通水）	NCC2	システム信頼性解析により格納容器内自然対流冷却（海水通水）に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
21	デブリ冷却	EVC	DET評価により溶融炉心冷却に失敗する確率を設定	DET評価 過去の知見（文献） 工学的判断
22	水素燃焼	HP3	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見（文献） 工学的判断
23	格納容器過圧破損	OVP	事故進展解析結果の熱水力挙動及び格納容器過圧破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
24	格納容器過温破損	OT	事故進展解析結果の熱水力挙動及び格納容器過温破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
25	ベースマット溶融貫通	BM	事故進展解析結果の熱水力挙動及び溶融炉心分散、溶融炉心冷却の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断



第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法（1/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法(2/10)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法(3/10)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法(4/10)

参考資料5に記載する。



第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法（5/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法（6／10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法（7/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法(8/10)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法(9/10)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.19表 各ヘディングの分岐確率の設定方法（10/10）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.20表 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	C F F (/炉年)	割合
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-10	<0.1%
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.5E-07	28.5%
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	$\varepsilon$	<0.1%
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	$\varepsilon$	<0.1%
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	1.5E-10	<0.1%
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.5E-07	46.9%
$\varepsilon$ (ベースマット熔融貫通)	1.7E-09	0.3%
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.4E-09	0.6%
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.9E-09	0.4%
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0	0.0%
$\nu$ (インターフェイスシステムLOCA)	3.7E-08	7.0%
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	8.6E-08	16.3%
$\tau$ (格納容器過温破損)	1.3E-10	<0.1%
$\mu$ (格納容器直接接触)	$\varepsilon$	<0.1%
合計	5.3E-07	100.0%
$\phi$ (放射性物質管理放出)	4.3E-07	—

$\varepsilon$  : カットオフより小さい値



第3.1.3.1.1.5.3.21表 放出カテゴリ選定の考慮事項

原子炉格納容器の状態	外部事象/内部事象 <sup>注1</sup>	大規模放出開始のタイミング	No
格納容器バイパス	内部事象	炉心損傷時又は炉心損傷後	①
	外部事象	炉心損傷時	②
格納容器破損	内部事象 (エナジェティック)	炉心損傷後	③-a
	内部事象(先行破損)	炉心損傷時	③-b
	内部事象(その他)	炉心損傷後	③-c
	外部事象	炉心損傷時	④
隔離失敗	内部事象及び外部事象	炉心損傷時	⑤
健全(設計漏えい)	内部事象及び外部事象	-(大規模放出無し)	⑥
放射性物質管理放出	内部事象及び外部事象	-(大規模放出無し)	⑦

注1：外部事象を起因とするが、内部事象で発生する格納容器機能喪失に分類可能なシナリオは内部事象と表記する。

第3.1.3.1.1.5.3.22表 格納容器機能喪失モードと放出カテゴリの対応

No	放出カテゴリ記号	格納容器機能喪失モード	PDS
①	F 1	$g^{\#1}, \nu$	G(起因) <sup>注2</sup> , S** (TI-SGTR), T** (TI-SGTR), V
②	F 2	$g^{\#1}$	G(起因) <sup>注2</sup>
③-a	F 3 A	$\alpha, \gamma, \gamma', \gamma'', \sigma, \mu, \eta$	S** ( $\sigma, \mu$ モード), T** ( $\sigma, \mu$ モード) すべて ( $\alpha, \gamma, \gamma', \gamma'', \eta$ モード)
③-b	F 3 B	$\theta$	ALC, SLC
③-c	F 3 C	$\varepsilon, \tau, \delta$	すべて
④	F 4	$\chi^{\#3}$	B <sup>注3</sup>
⑤	F 5	$\beta$	すべて
⑥	F 6	$\phi$	AED, AEW, AEI, SED, SEW, SEI, SLW, SLI, TED, TEW, TEI
⑦	F 7	$\phi$	AED, AEW, AEI, SED, SEW, SEI, SLW, SLI, TED, TEW, TEI

注1：No. ①のgは蒸気発生器伝熱管破損、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)が該当し、No. ②のgは地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)が該当する。

注2：No. ①のG(起因)は蒸気発生器伝熱管破損が該当し、No. ②のG(起因)は地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)が該当する。

注3： $\chi$ , Bは地震動による原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷(座屈以外)に該当する格納容器機能喪失モード、PDSである。

第3.1.3.1.1.5.3.23表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態	分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	割合
格納容器バイパス	—	F 1	1.2E-07	3.4%
格納容器破損	エナジェティック	F 3 A	2.2E-09	<0.1%
	先行破損	F 3 B	3.4E-09	<0.1%
	その他	F 3 C	2.5E-07	7.0%
隔離失敗	—	F 5	1.5E-07	4.2%
健全（設計漏えい）	—	F 6	2.6E-06	73.2%
放射性物質管理放出	—	F 7	4.3E-07	12.0%
合計*			3.6E-06	100.0%

※ 全放出カテゴリの合計は各放出カテゴリの発生頻度の単純和である。このため、全CDFとは一致しないことがある。

第3.1.3.1.1.5.3.24表 感度解析結果(特重施設・蓄電池(3系統目)・非常用GTGを無効とした感度解析)

格納容器機能喪失モード	特重施設及び蓄電池(3系統目)並びに非常用GTGを反映		特重施設無効		特重施設及び蓄電池(3系統目)無効		特重施設及び蓄電池(3系統目)並びに非常用GTG無効	
	CFF (/炉年)	割合	CFF (/炉年)	割合	CFF (/炉年)	割合	CFF (/炉年)	割合
α(原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-10	<0.1%	1.7E-10	<0.1%	1.7E-10	<0.1%	1.7E-10	<0.1%
β(格納容器隔離失敗)	1.5E-07	28.5%	1.5E-07	14.1%	1.5E-07	14.1%	1.7E-07	14.5%
γ(水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1%	ε	<0.1%	ε	<0.1%	ε	<0.1%
γ'(水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1%	ε	<0.1%	ε	<0.1%	ε	<0.1%
γ''(水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-10	<0.1%	1.5E-10	<0.1%	1.5E-10	<0.1%	1.4E-10	<0.1%
δ(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.5E-07	46.9%	7.9E-07	73.7%	7.9E-07	73.8%	8.8E-07	74.4%
ε(ベームスマツト溶融貫通)	1.7E-09	0.3%	1.7E-09	0.2%	1.7E-09	0.2%	2.0E-09	0.2%
θ(水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.4E-09	0.6%	3.4E-09	0.3%	3.4E-09	0.3%	3.3E-09	0.3%
η(原子炉容器外水蒸気爆発)	1.9E-09	0.4%	1.9E-09	0.2%	1.9E-09	0.2%	1.9E-09	0.2%
ο(格納容器雰囲気直接加熱)	0.0	0.0%	0.0	0.0%	0.0	0.0%	0.0	0.0%
ν(インターフェースシステムLOCA)	3.7E-08	7.0%	3.7E-08	3.4%	3.7E-08	3.4%	3.7E-08	3.1%
ξ(蒸気発生器伝熱管破損)	8.6E-08	16.3%	8.6E-08	8.0%	8.6E-08	8.0%	8.6E-08	7.3%
τ(格納容器過温破損)	1.3E-10	<0.1%	5.6E-10	<0.1%	5.7E-10	<0.1%	1.0E-09	<0.1%
μ(格納容器直接接触)	ε	<0.1%	ε	<0.1%	ε	<0.1%	1.0E-12	<0.1%
合計	5.3E-07	100%	1.1E-06	100%	1.1E-06	100%	1.2E-06	100%
φ(放射性物質管理放出)	4.3E-07	-	-	-	-	-	-	-

第3.1.3.1.1.5.4.1表 MAAPコードにおける核種グループの分類

グループ	代表核種
1	希ガス
2	C s I
3	T e O <sub>2</sub>
4	S r O
5	M o O <sub>2</sub>
6	C s OH
7	B a O
8	L a <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
9	C e O <sub>2</sub>
10	S b
11	T e <sub>2</sub>
12	U O <sub>2</sub>



第3.1.3.1.1.5.4.2表 放出放射エネルギー評価条件表（格納容器健全）

(1/3)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮)	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100% (2,652MWt) ×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX燃料)	燃料を1/4 (ウラン燃料) 又は1/3 (MOX燃料) ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最大の原子炉運転時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4 (ウラン燃料) 3 (MOX燃料) 装荷比率は 3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX燃料	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	化学形態を考慮し、R.G.1.195 (注1)の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-4 (1/s)	CSE実験(注2)に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着除去速度	MAAP解析に基づく	—

(注1) 米国 Regulatory Guide 1.195, "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors"

(注2) BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report"

第3.1.3.1.1.5.4.2表 放出放射エネルギー評価条件表（格納容器健全）

(2 / 3)

項目	評価条件	選定理由
エアロゾルの スプレイによる 除去速度	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器 からの 漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器 からの 漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部外 : 3%	原子炉格納容器は健全である ため、設計基準事故時と同じ 設定
アニュラス部 体積	10,360m <sup>3</sup>	アニュラス部体積から機器搬 入口等の体積を除いて保守的 に設定
アニュラス部 からの 放出流量	250m <sup>3</sup> /分	アニュラス排気ファン流量の 設計値を設定
アニュラス 負圧達成時間	事故発生+78分	選定した事故シーケンスに基 づき、全交流動力電源喪失及 び原子炉補機冷却水喪失を想 定した起動遅れ時間を見込ん だ値（起動遅れ時間 60分+起 動後負圧達成時間 18分） 起動遅れ時間 60分は、空冷式 非常用発電機による電源回復 操作及びポンベによるアニュ ラス空気再循環設備ダンパへ の作動空気供給操作を考慮
アニュラス 少量排気切換時間	切換え無し	設備設計に基づき、少量排気 切換えは考慮しない
アニュラス 少量排気風量	切換え無し	設備設計に基づき、少量排気 切換えは考慮しない

第3.1.3.1.1.5.4.2表 放出放射エネルギー評価条件表（格納容器健全）

(3 / 3)

項目	評価条件	選定理由
事故の評価期間	7日	外部支援がない期間として7日間と設定
アニュラス 空気再循環設備 微粒子フィルタ による除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	設計上期待できる値を設定
アニュラス 空気再循環設備 よう素フィルタ による除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	設計上期待できる値を設定



第3.1.3.1.1.5.4.3表 炉心内蓄積量（被ばく線量評価対象核種）（Gross 値）

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
X e 類	約 1.2E+19
I 類	約 2.3E+19
C s 類	約 9.9E+17
T e 類	約 6.8E+18
S r 類	約 8.8E+18
R u 類	約 2.1E+19
L a 類	約 4.4E+19
C e 類	約 6.3E+19
B a 類	約 9.5E+18
合計	約 1.9E+20

第3.1.3.1.1.5.4.4表 大気中への放出放射能量（被ばく線量評価対象核種）

（格納容器健全）（Gross 値）

核種グループ	放出放射能量 (Bq)
X e 類	約 4.5E+16
I 類	約 2.5E+14
C s 類	約 1.0E+13
T e 類	約 4.7E+13
S r 類	約 2.2E+12
R u 類	約 1.4E+13
L a 類	約 1.8E+11
C e 類	約 1.9E+12
B a 類	約 4.1E+12
合計	約 4.5E+16

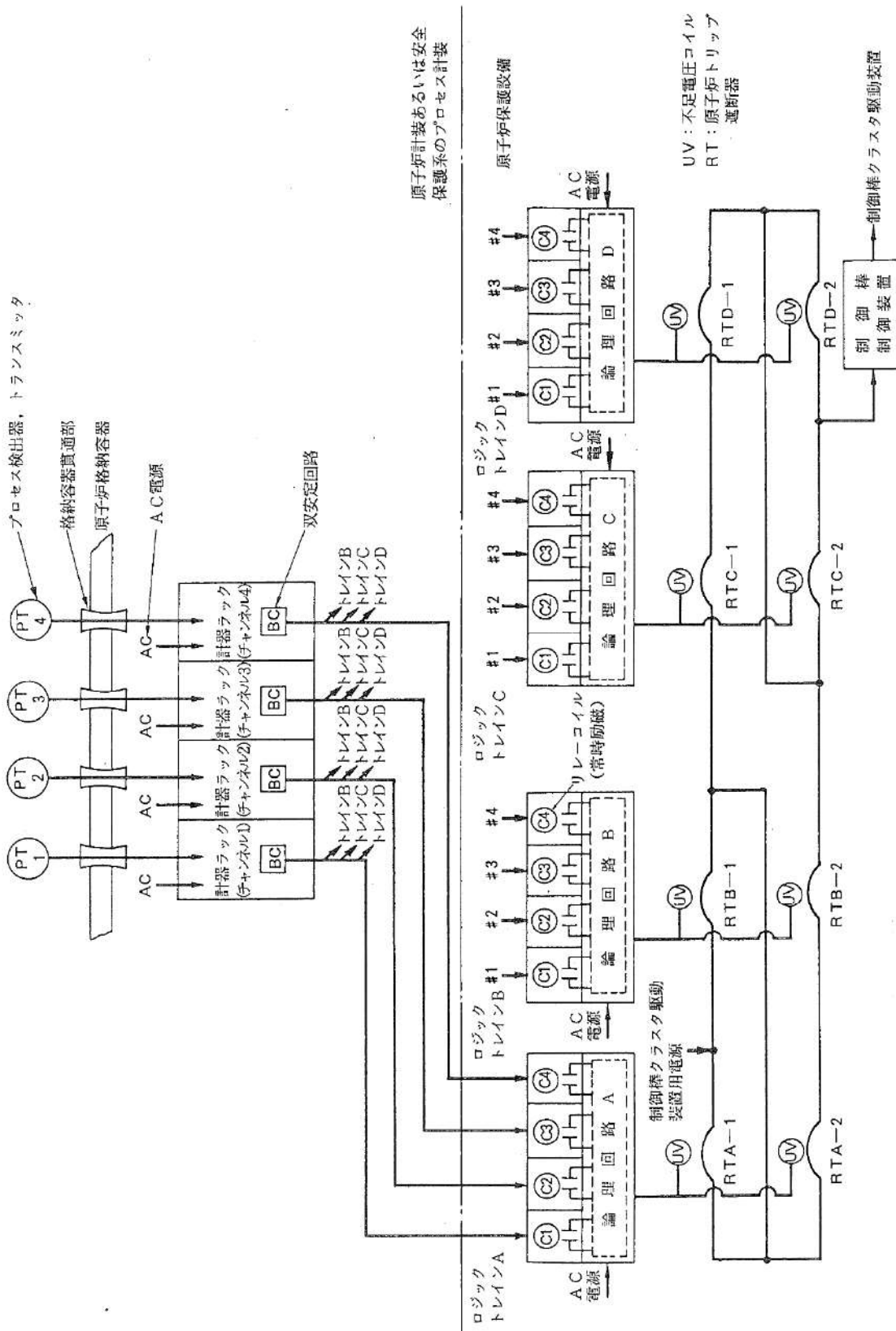
第3.1.3.1.1.5.4.5表 大気中への放出放射能量（C s 類内訳）

（格納容器健全）（Gross 値）

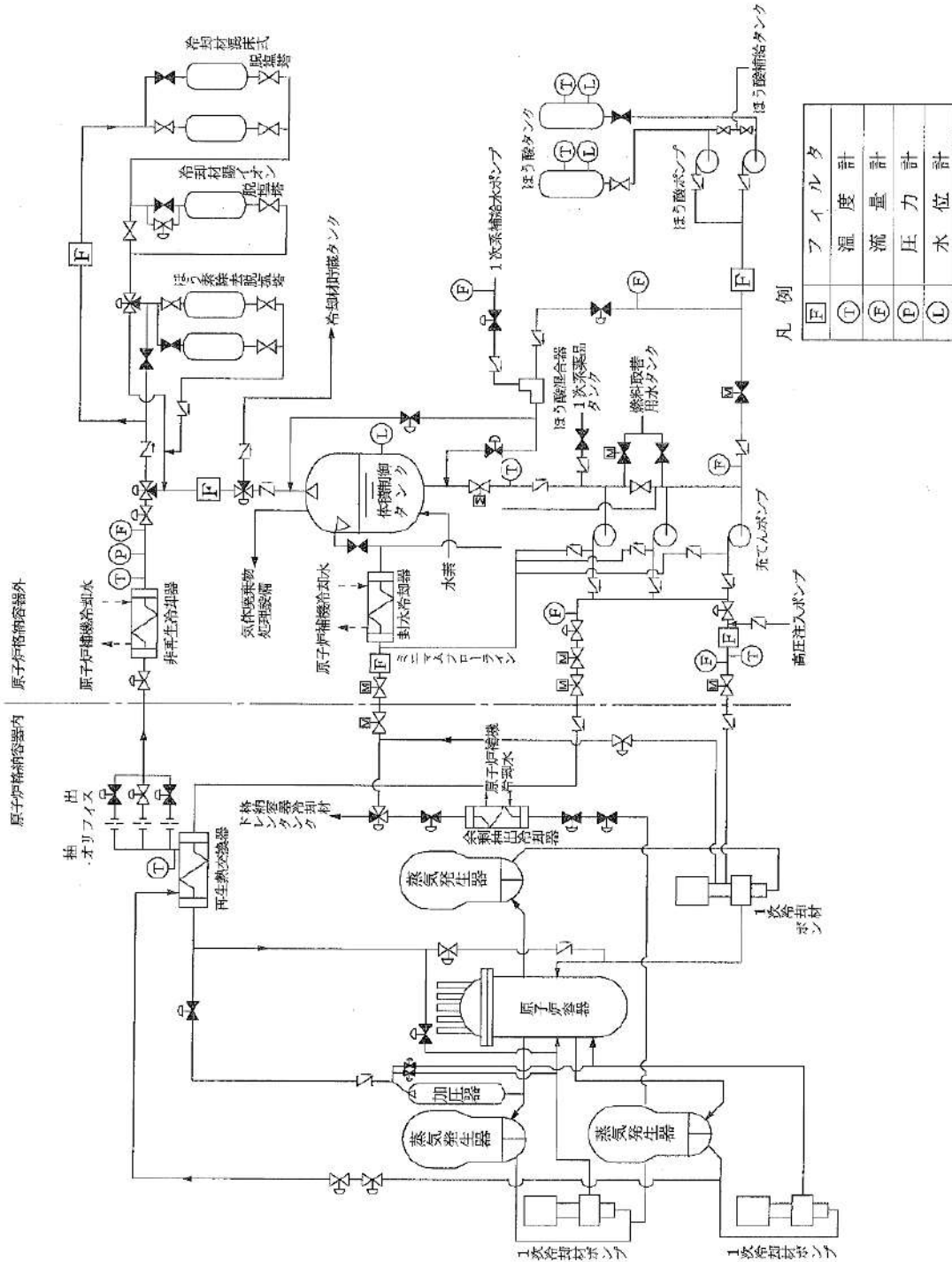
同位体	放出放射能量 (Bq)
R b - 8 6	約 8.5E+10
C s - 1 3 4	約 5.2E+12
C s - 1 3 6	約 1.8E+12
C s - 1 3 7	約 3.4E+12

第3.1.3.1.1.5.4.9表 放出カテゴリごとのCs-137放出量評価結果

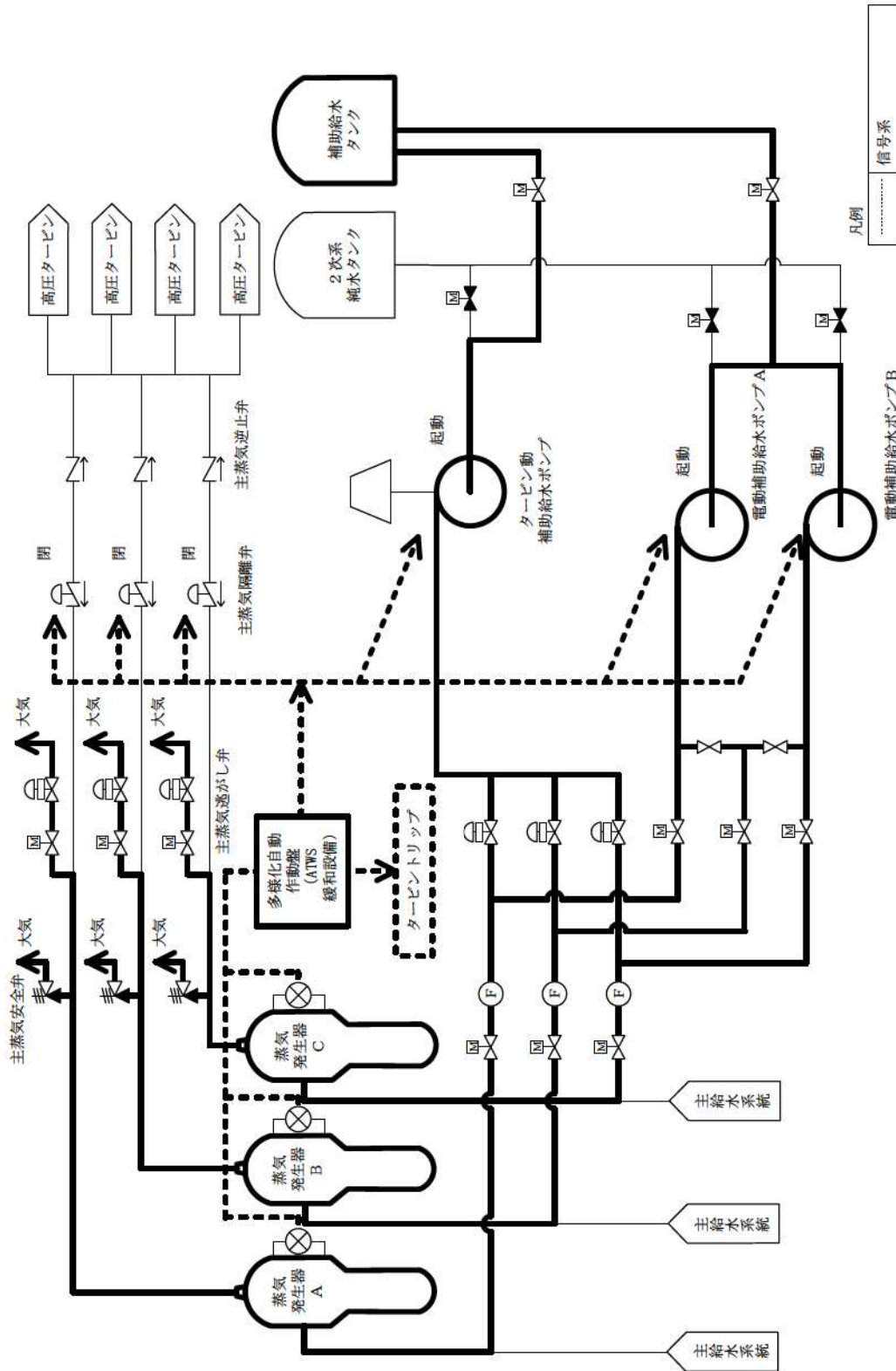
原子炉格納容器の状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	Cs-137放出量 (TBq)
格納容器バイパス	-	F1	1.2E-07	>100
		F3A	2.2E-09	>100
格納容器破損	先行破損	F3B	3.4E-09	>100
		F3C	2.5E-07	>100
		F5	1.5E-07	>100
隔離失敗	-	F6	2.6E-06	約3.4
健全(設計漏えい)	-	F7	4.3E-07	約0.69



第 3.1.3.1.1.5.1.1 図 原子炉保護設備概略図

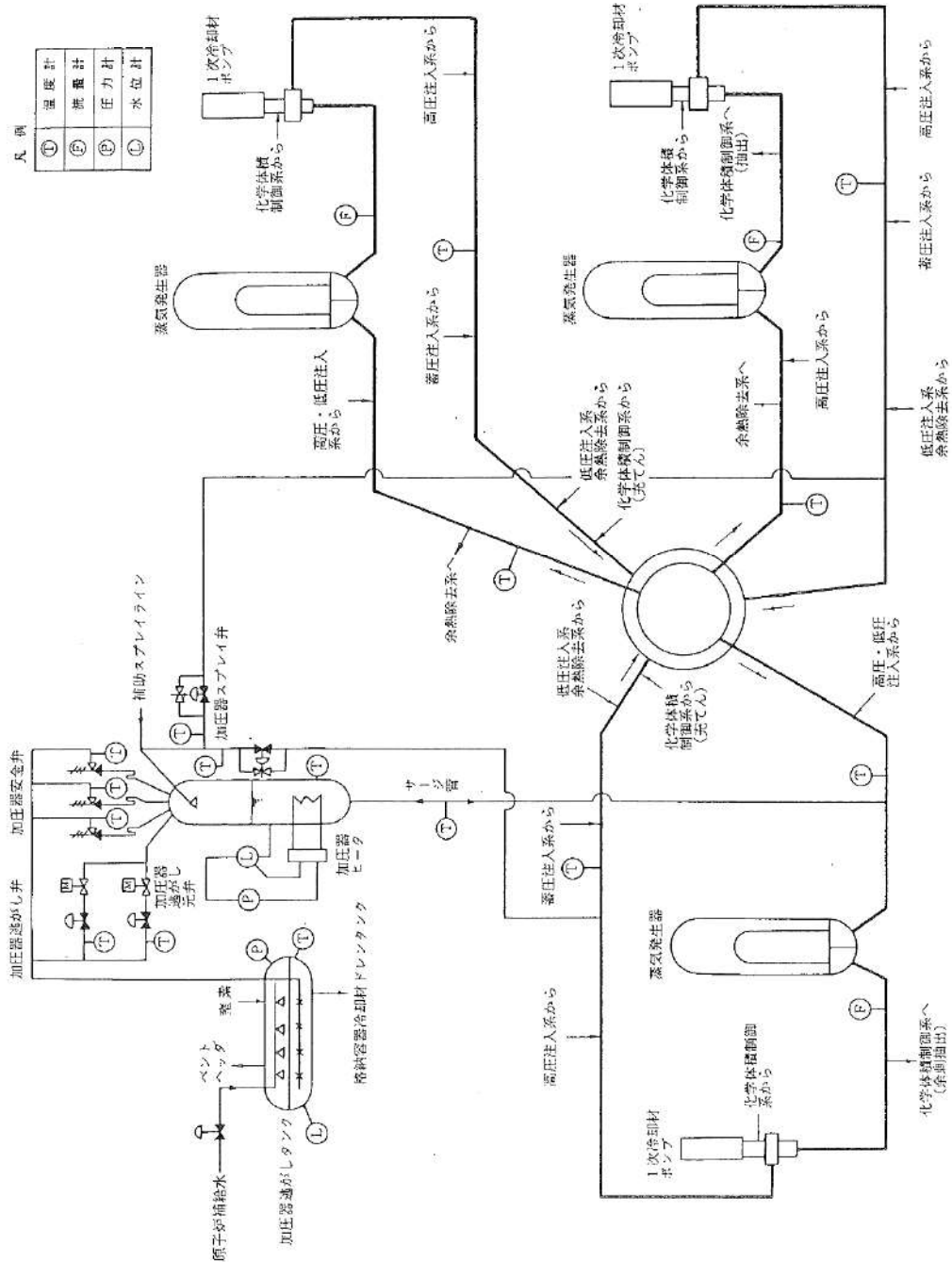


第 3.1.3.1.1.5.1.2 図 化学体積制御設備概略図



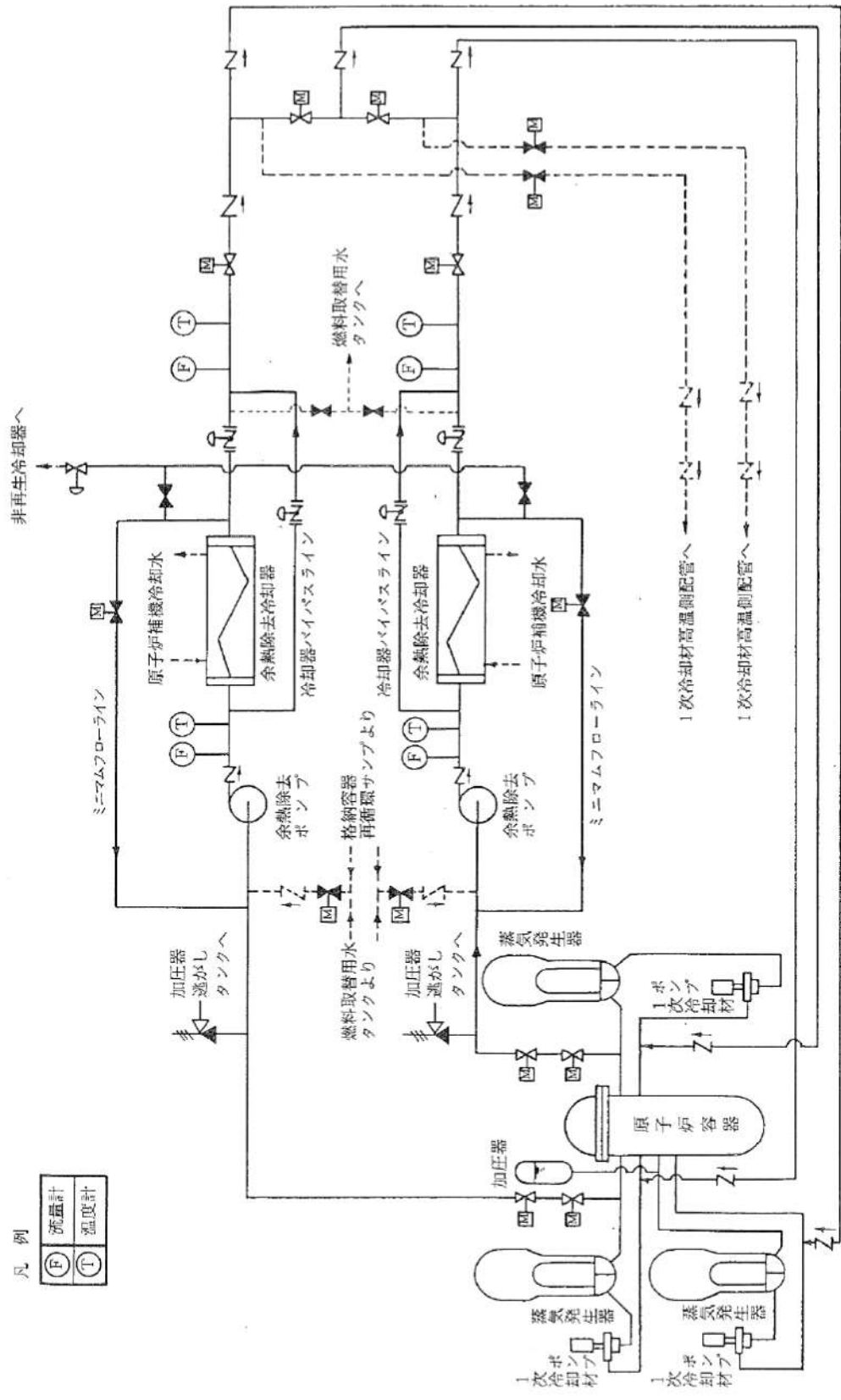
第 3.1.3.1.1.5.1.3 図 多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備) 概略図





第3.1.3.1.1.5.1.4 図 1次冷却設備概略図

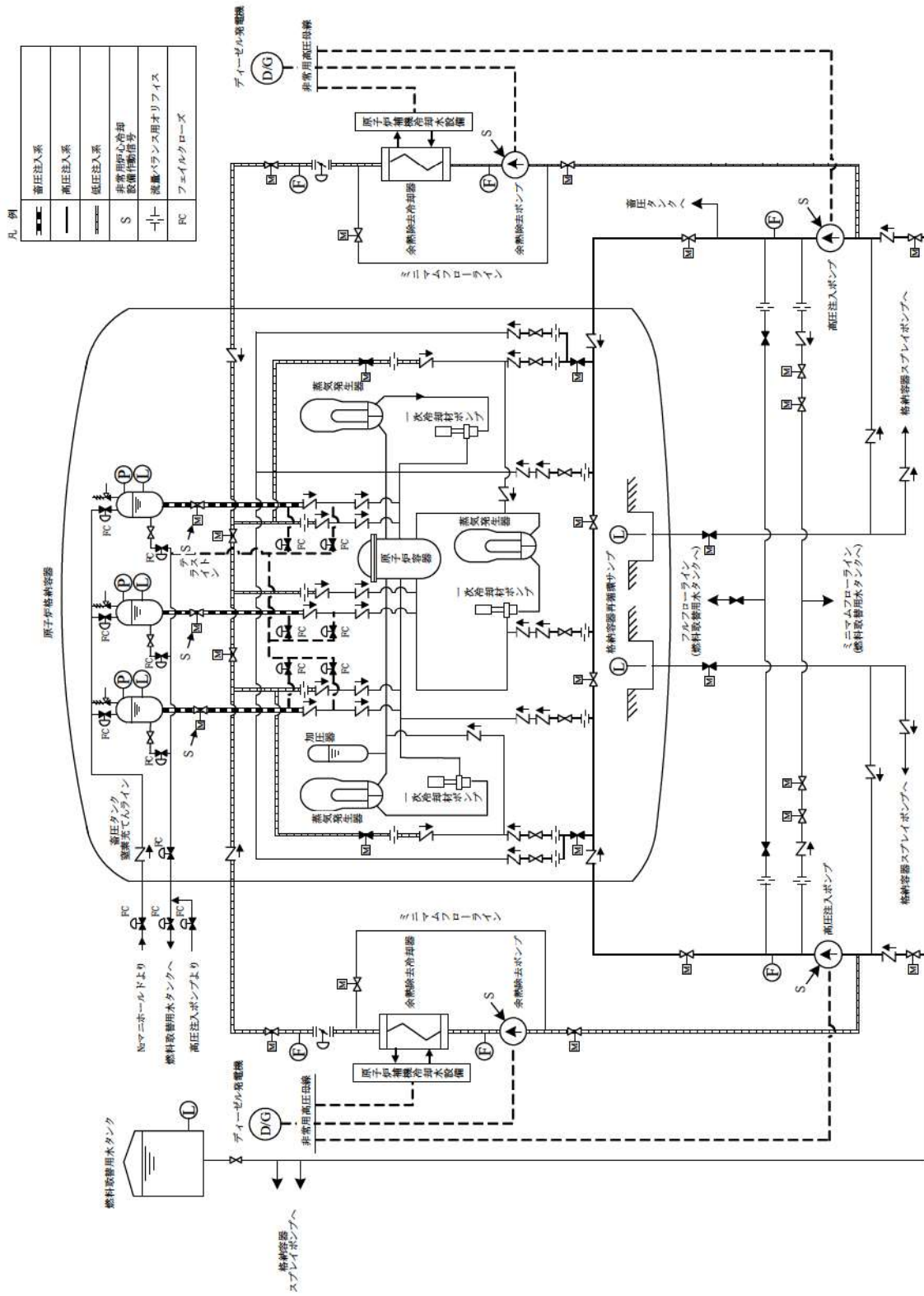




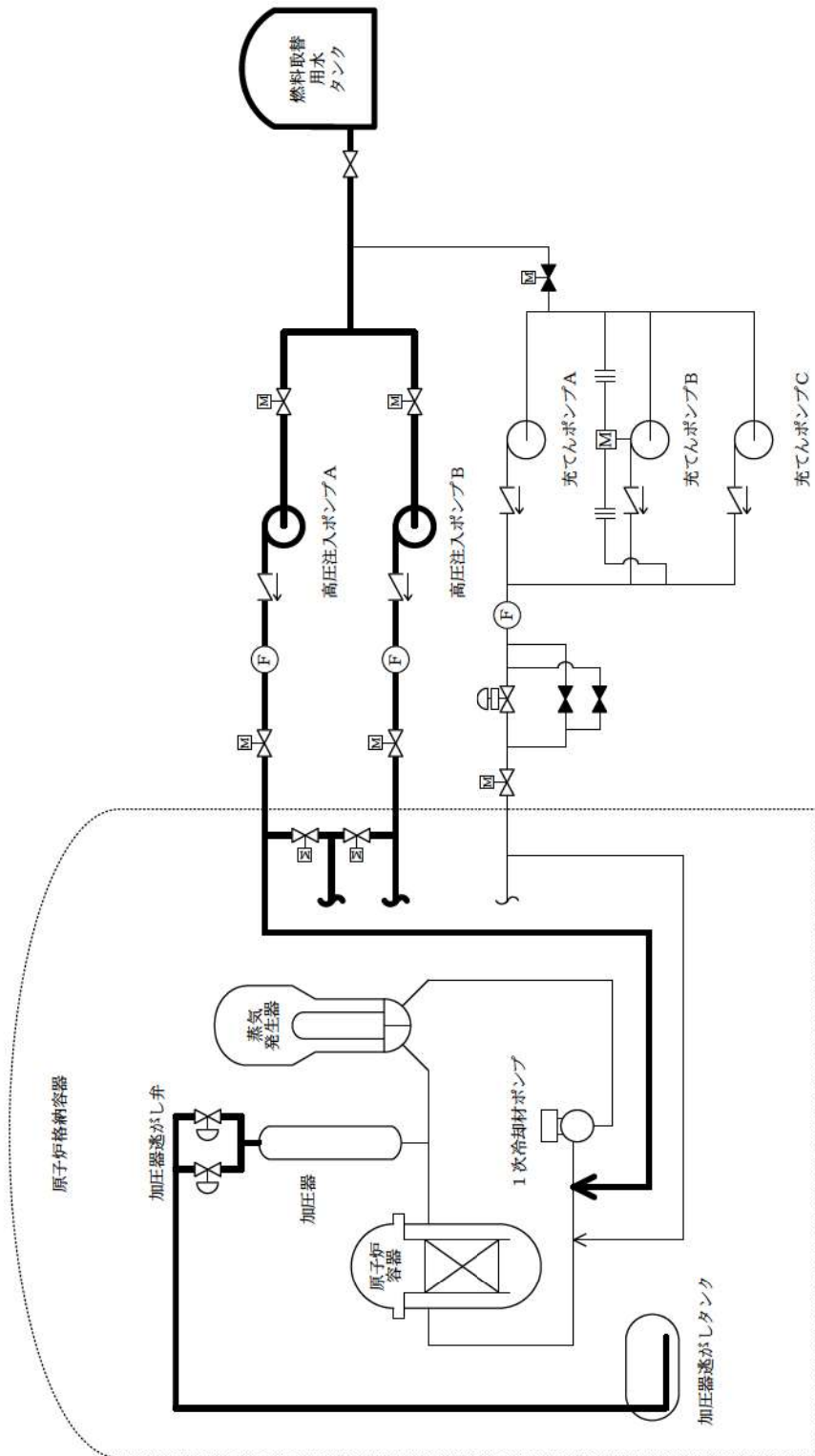
凡例

(F)	流量計
(T)	温度計

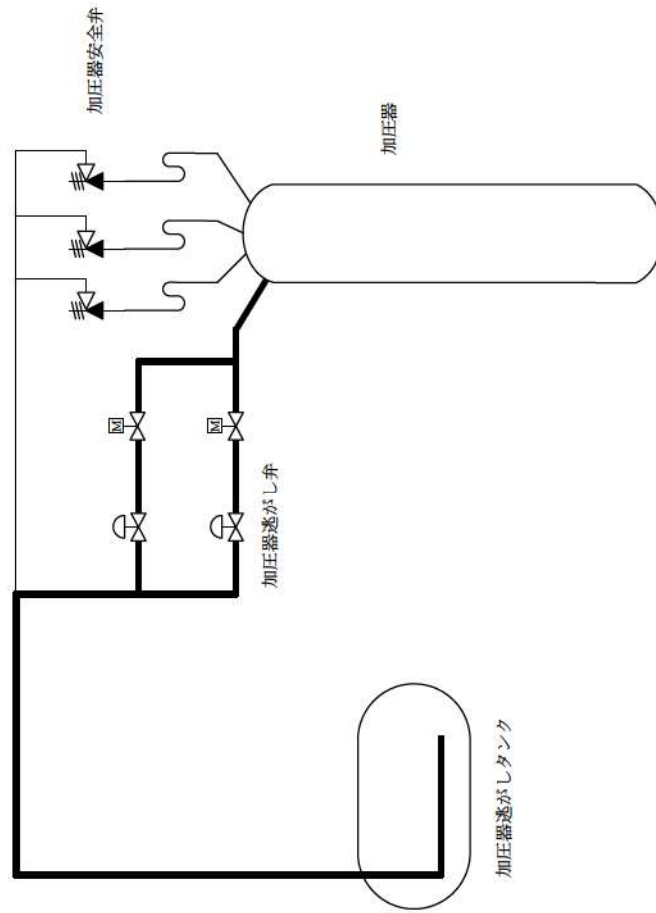
第3.1.3.1.1.5.1.5 図 余熱除去設備概略図



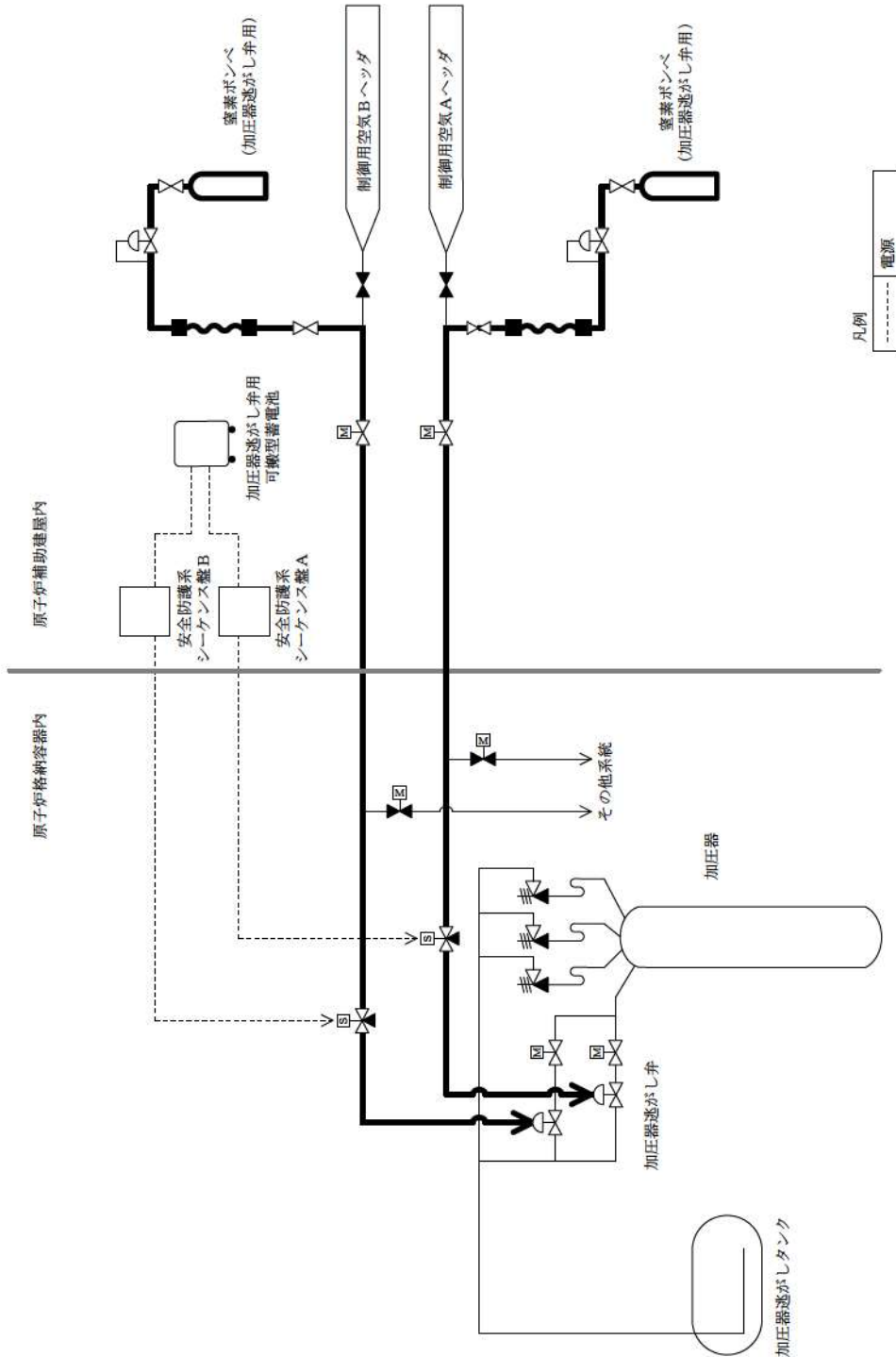
第 3.1.3.1.1.5.1.6 図 非常用炉心冷却設備概略図



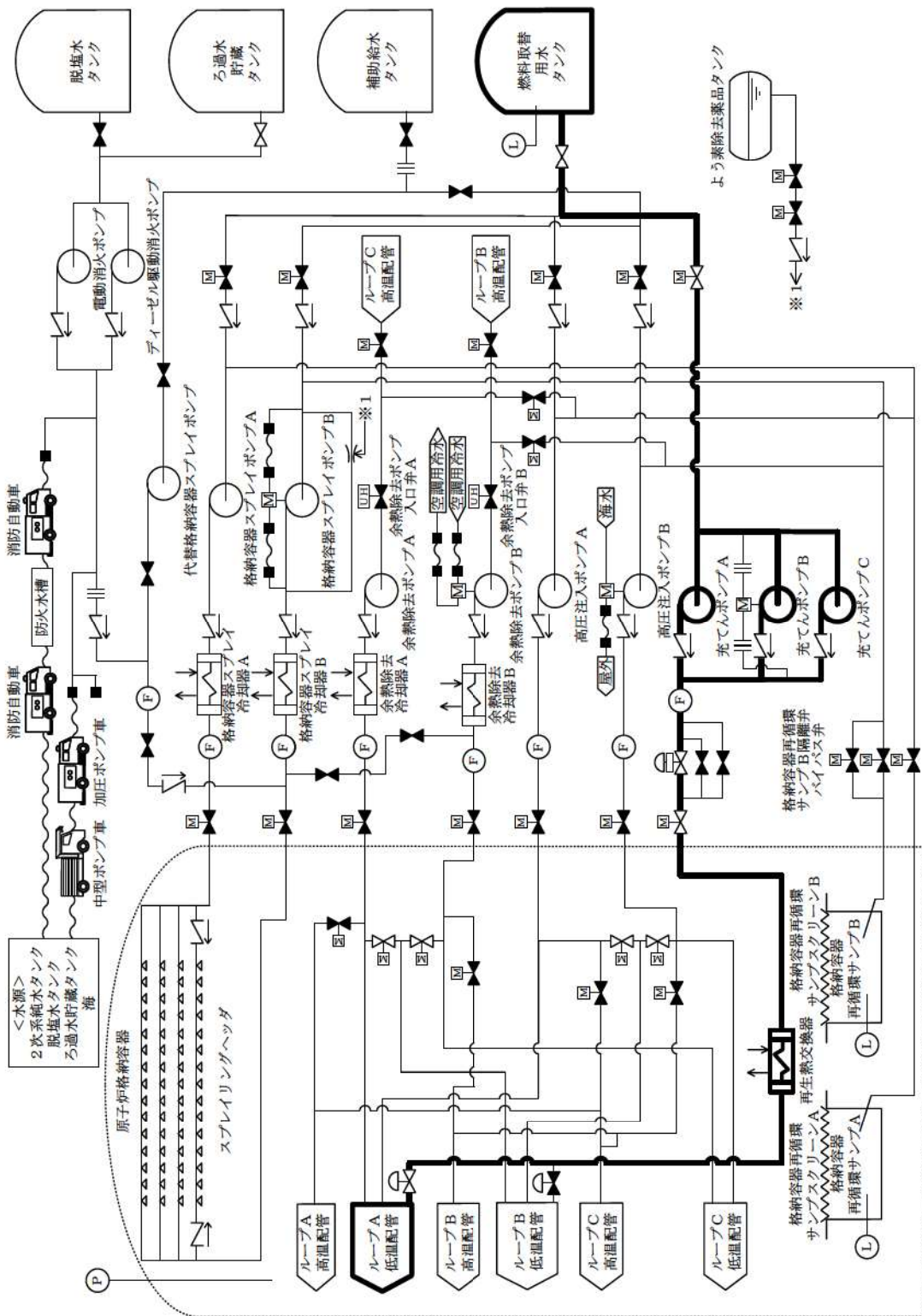
第3.1.3.1.1.5.1.7図 フィードアンドブリード概略図



第3.1.3.1.1.5.1.8図 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧概略図

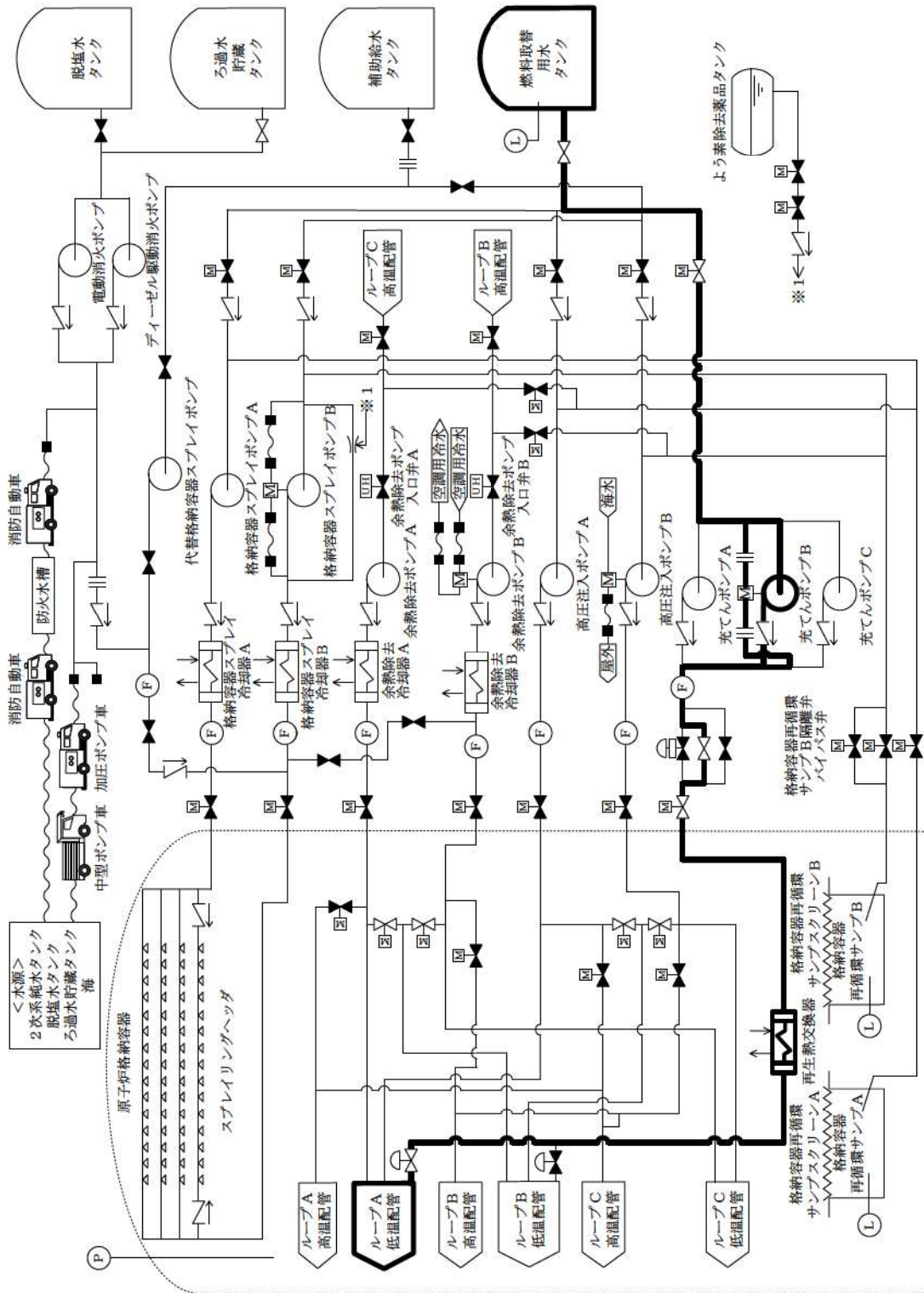


第 3.1.3.1.1.5.1.9 図 窒素ボンベによる加圧器逃がし弁への駆動用窒素の供給概略図



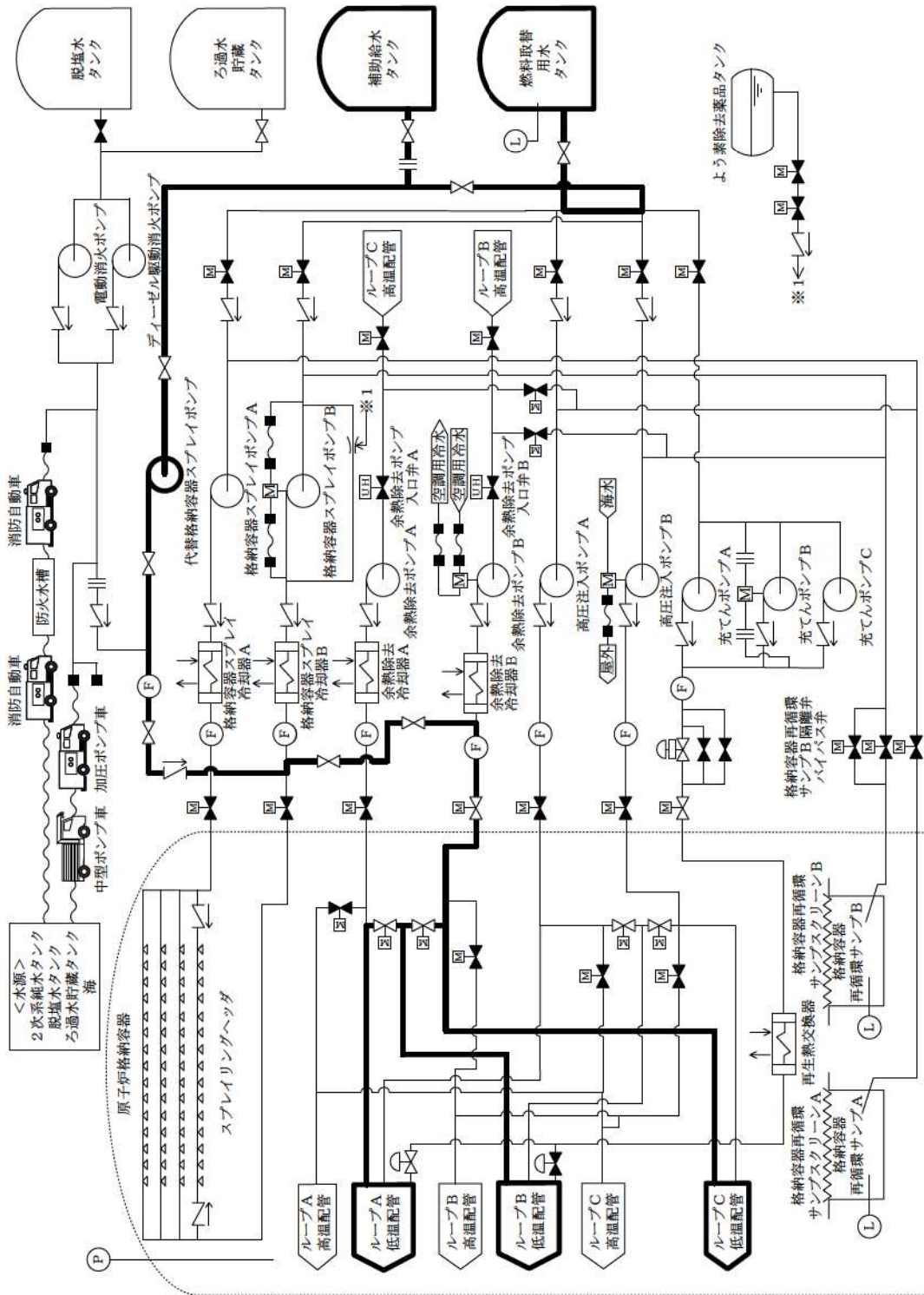
第3.1.3.1.1.5.1.10 図 充てんポンプによる炉心注水概略図



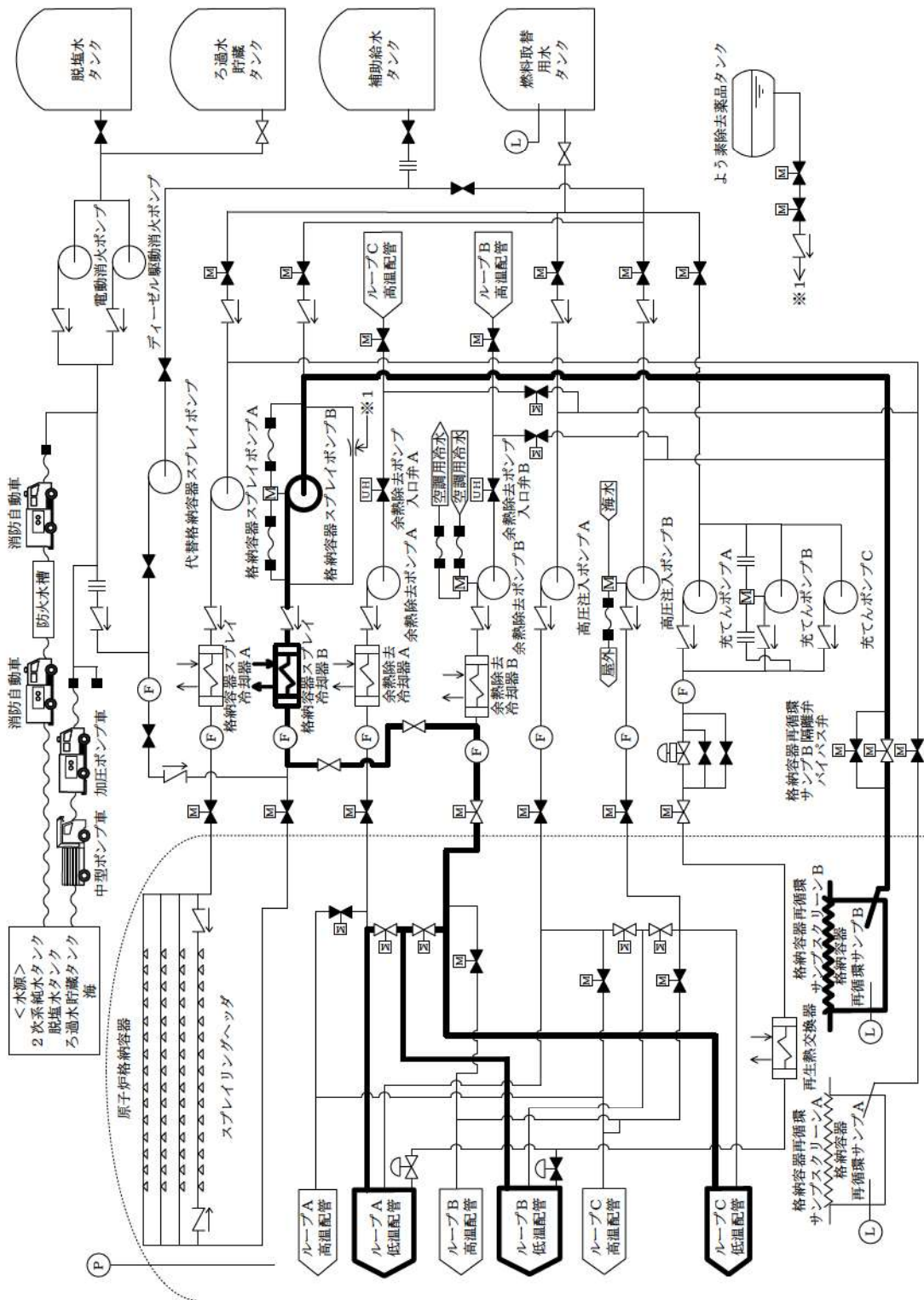


第3.1.3.1.1.5.1.11 図 充電ポンプ（B，自己冷却式）による代替炉心注水概略図

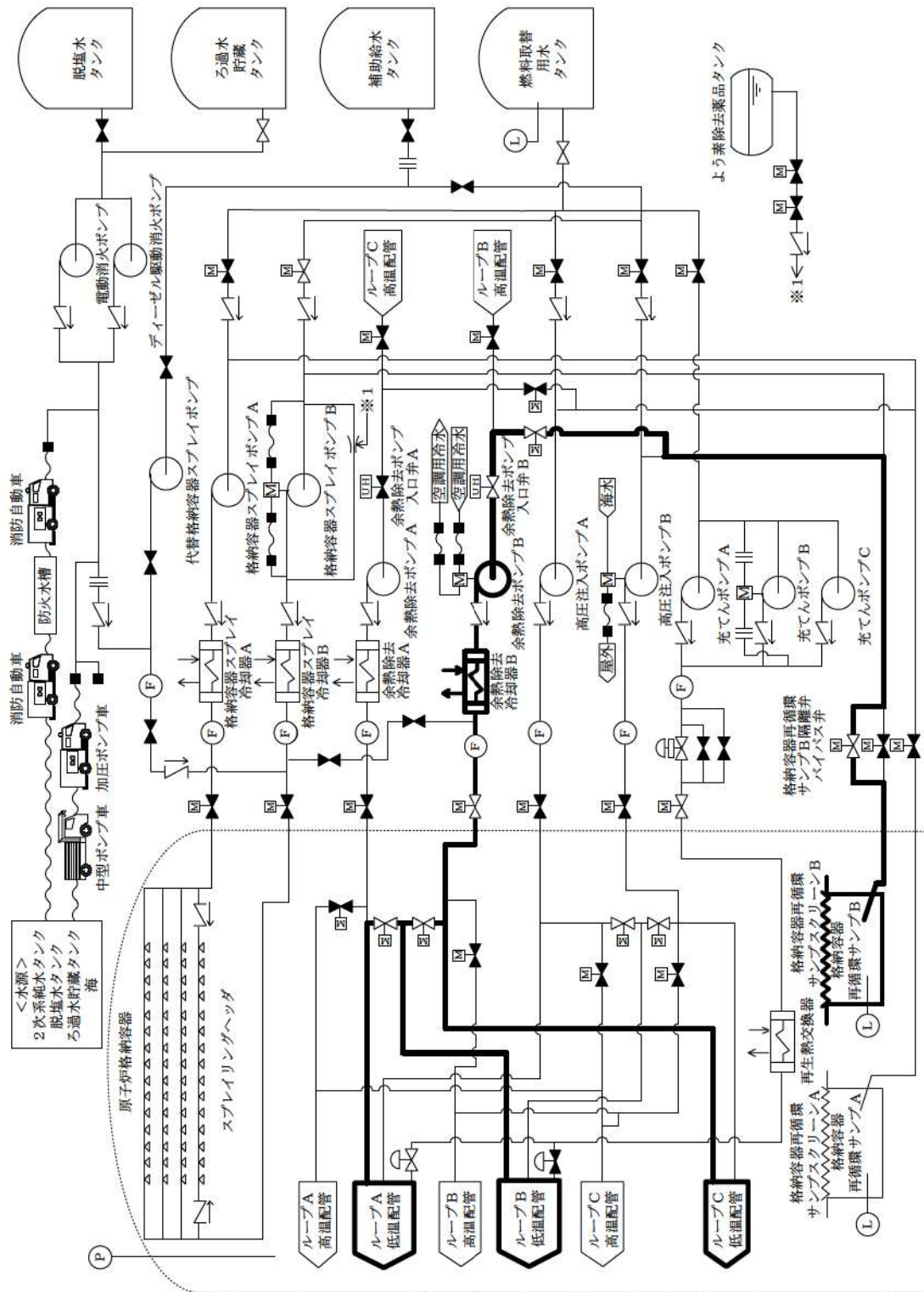




第3.1.3.1.1.5.1.12 図 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水概略図



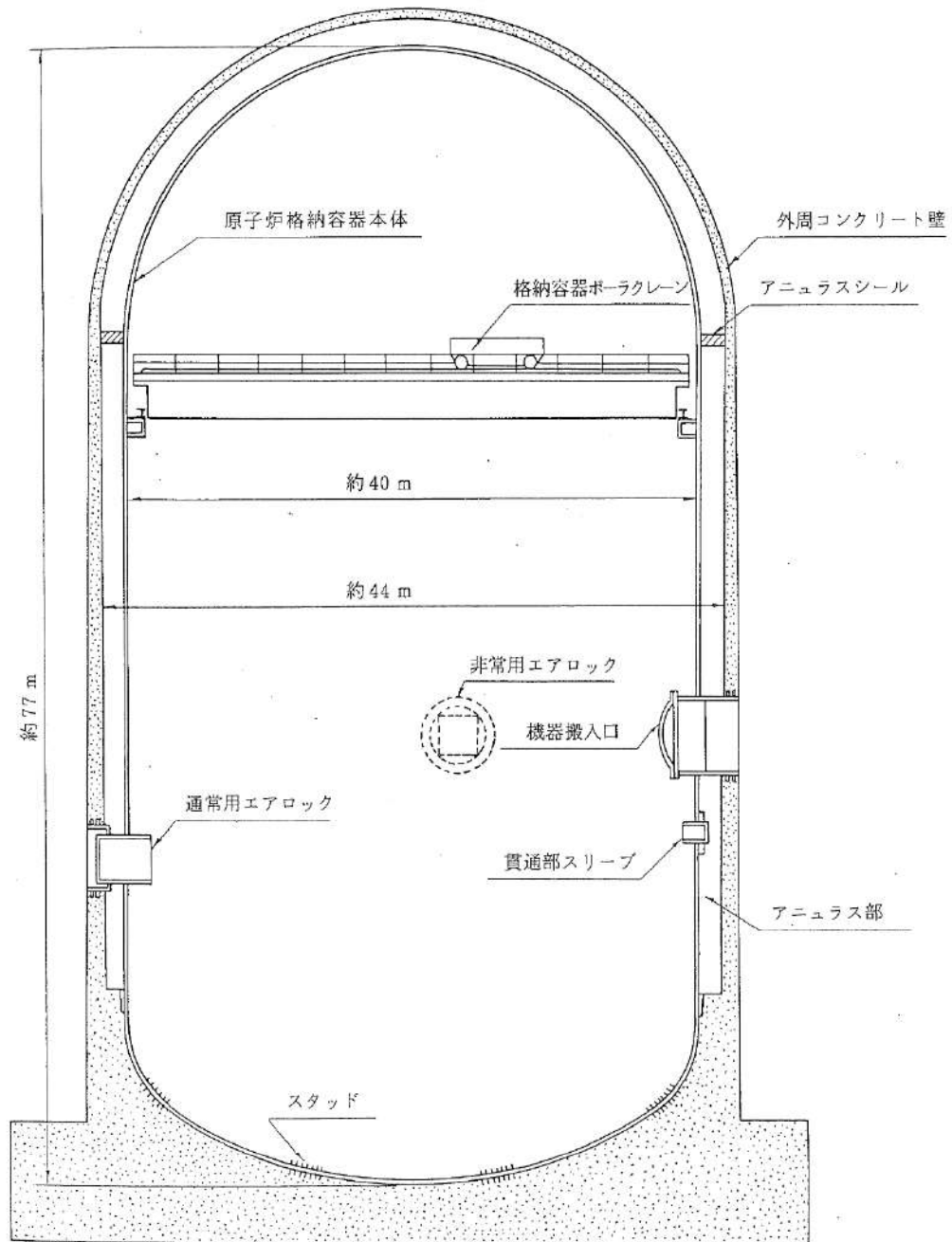
第3.1.3.1.1.5.1.13 図 格納容器スプレイポンプ (B, 代替再循環配管使用) による代替再循環概略図



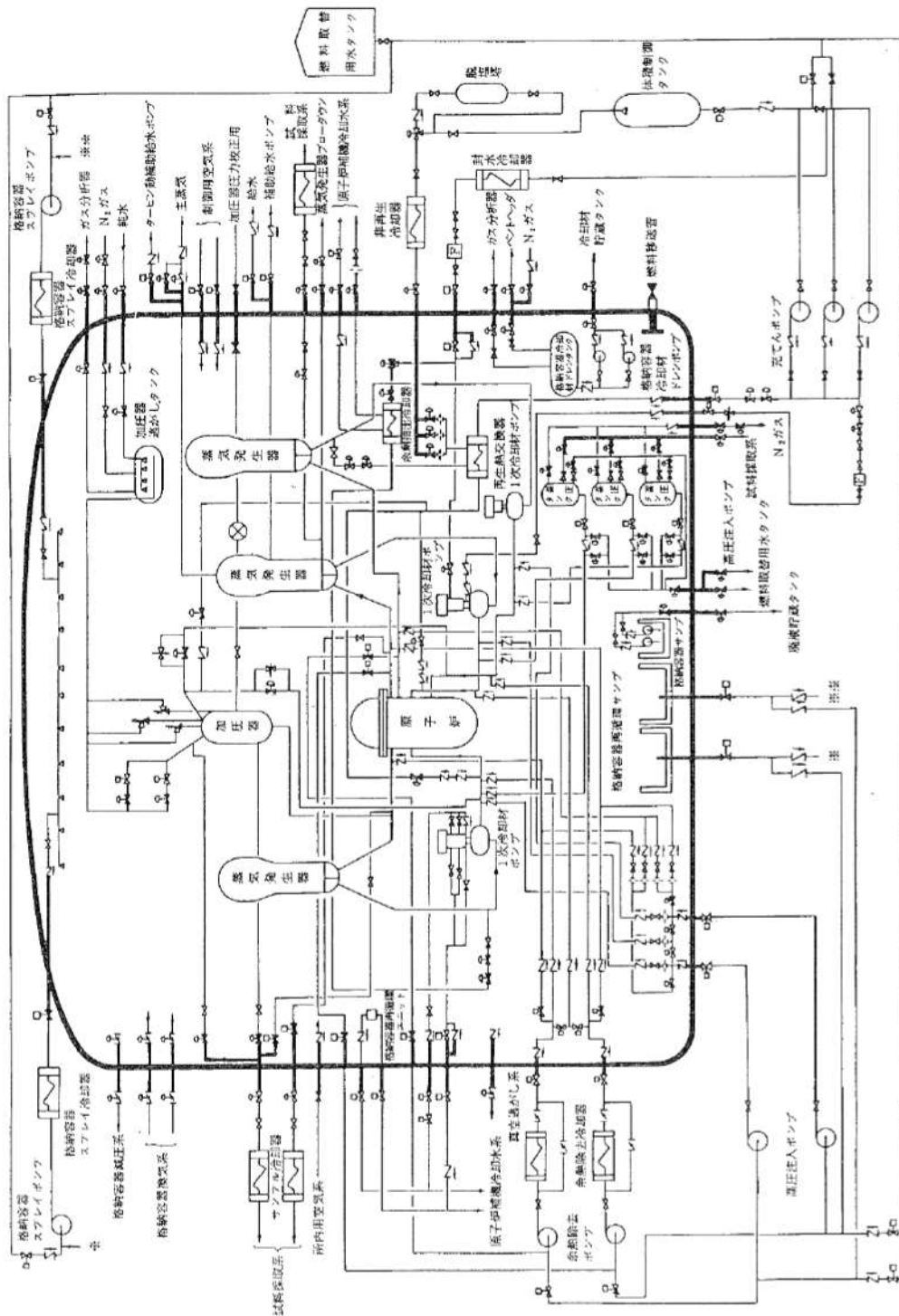
第3.1.3.1.1.5.1.14 図 格納容器再循環サンプルB隔離弁バイパス弁による代替再循環概略図



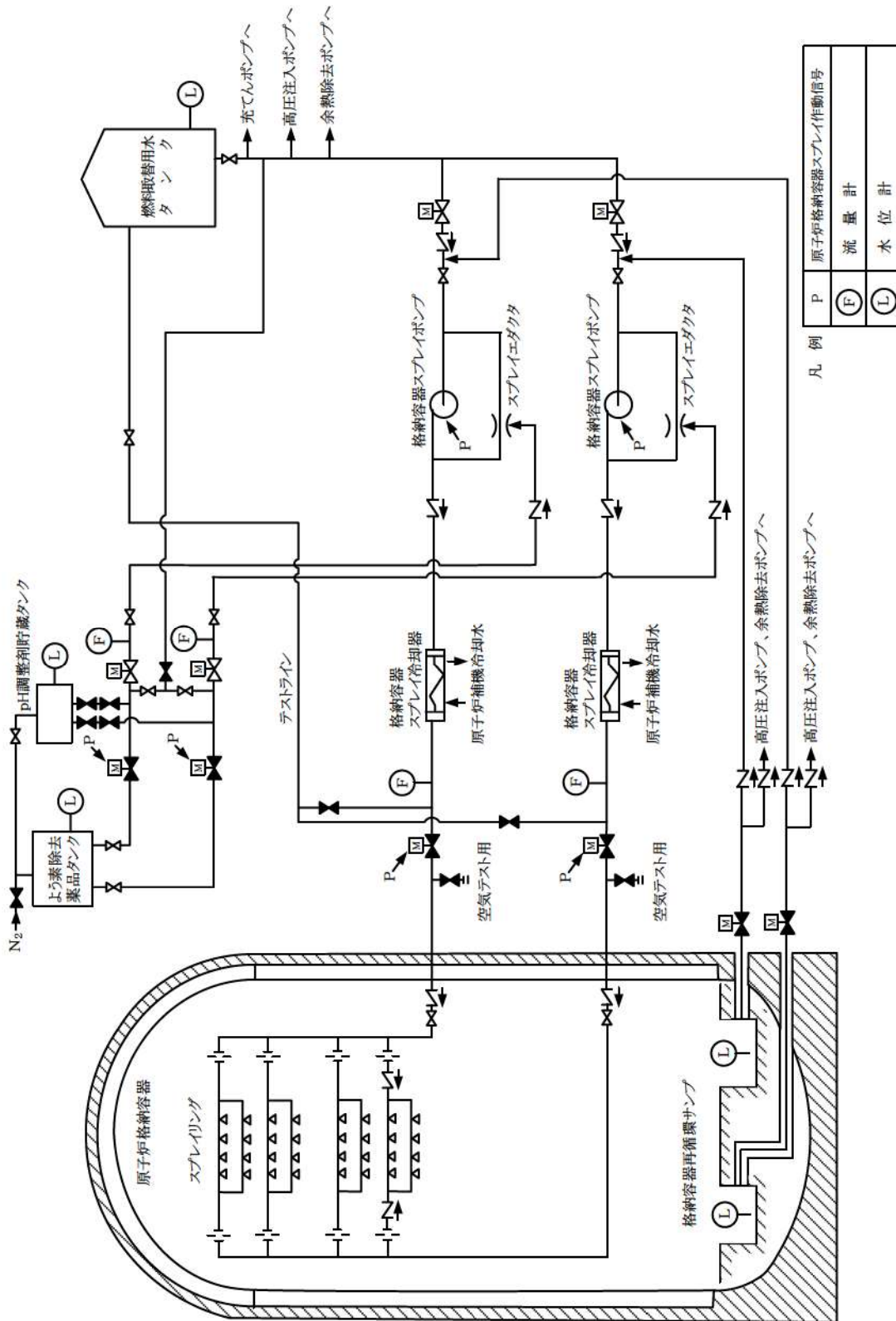




第3.1.3.1.1.5.1.16 図 原子炉格納容器概略図

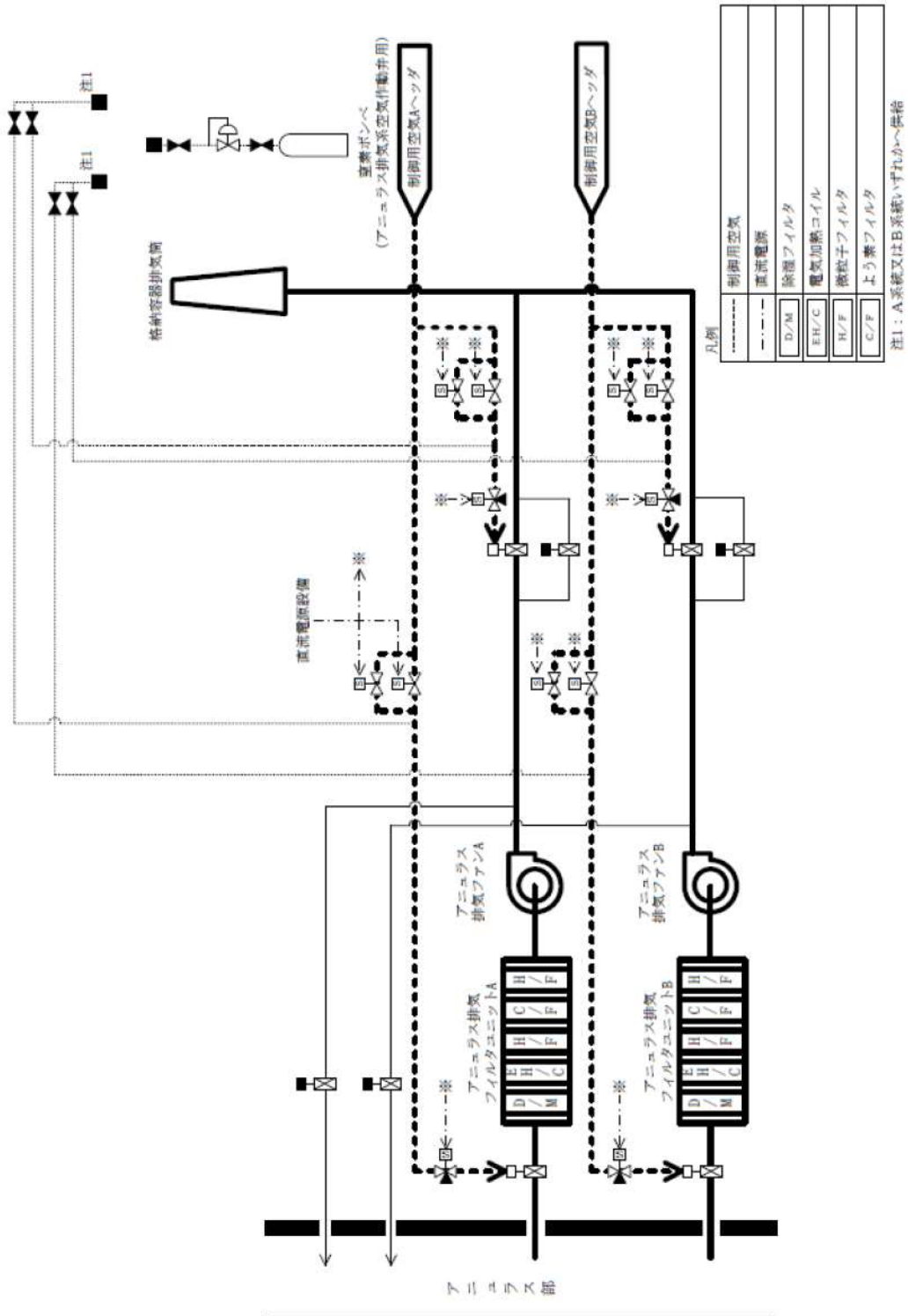


第3.1.3.1.1.5.1.17 図 原子炉格納容器バウンダリ概略図

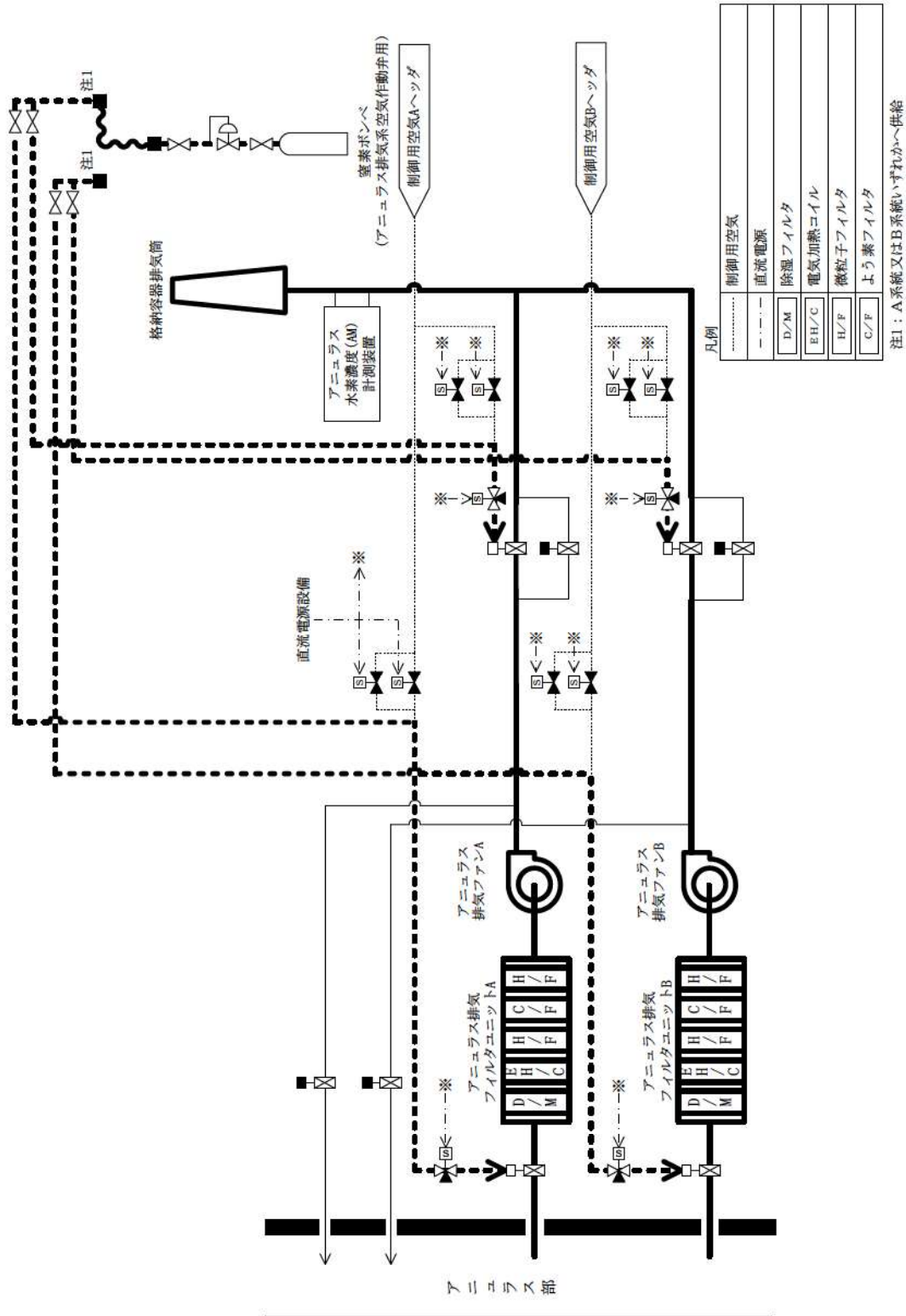


第3.1.3.1.1.5.1.18 図 原子炉格納容器スプレイ設備概略図

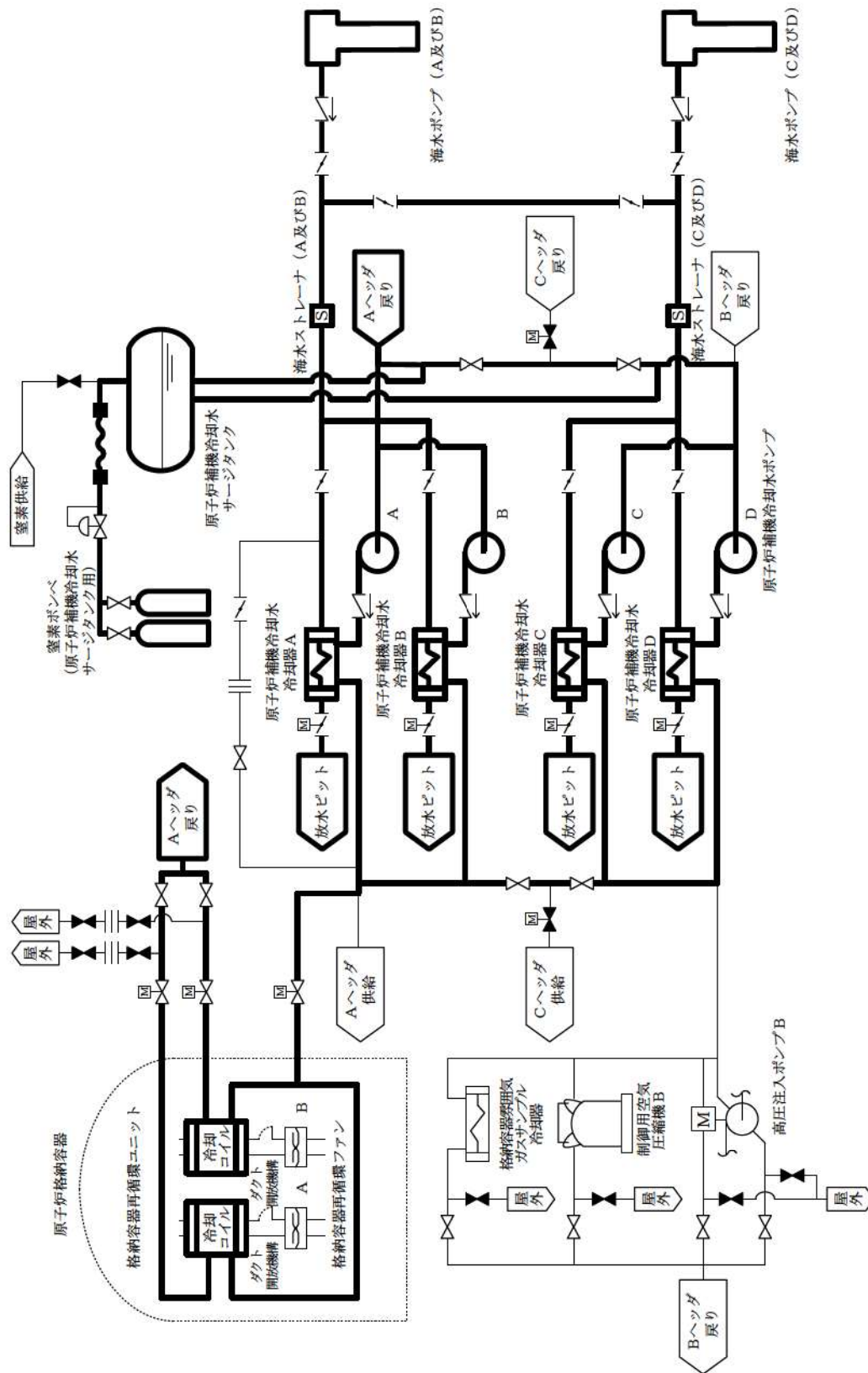




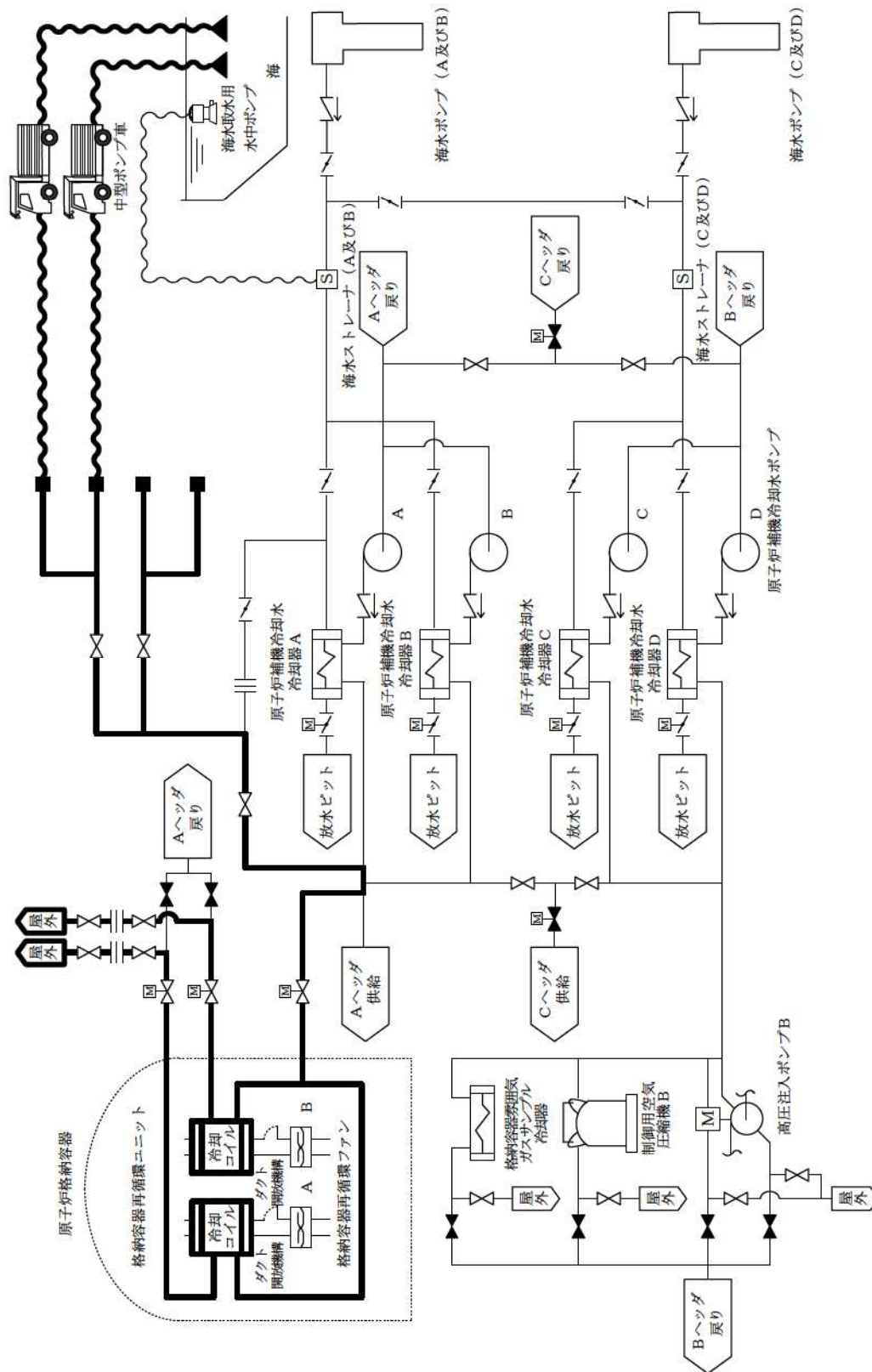
第3.1.3.1.1.5.1.19 図 アニュラス空気再循環設備概略図



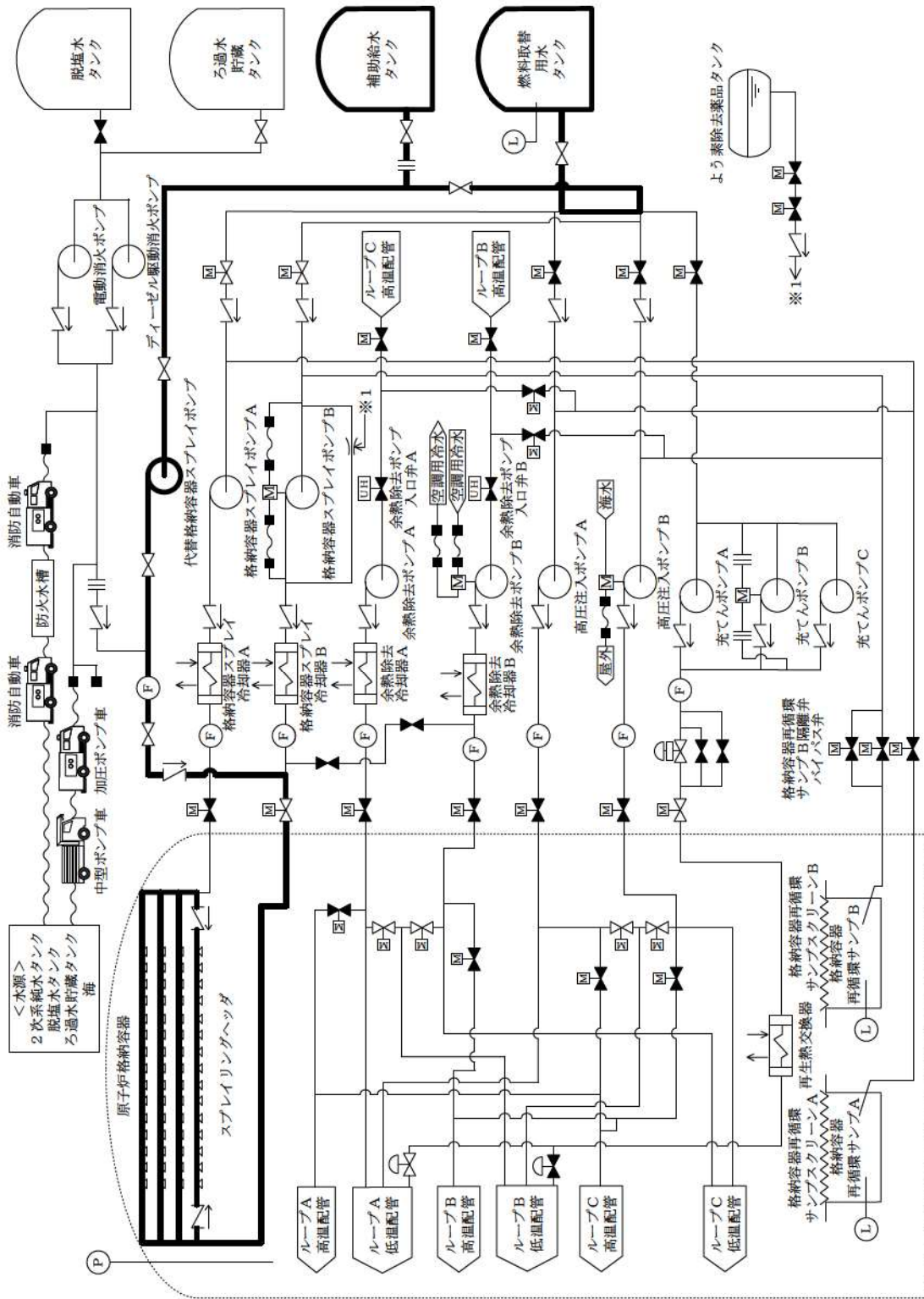
第3.1.3.1.1.5.1.20 図 窒素ポンベによるアニュラス排気系空動作動弁への駆動用空気の供給概略図



第3.1.3.1.1.5.1.21 図 格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水通水時) 概略図

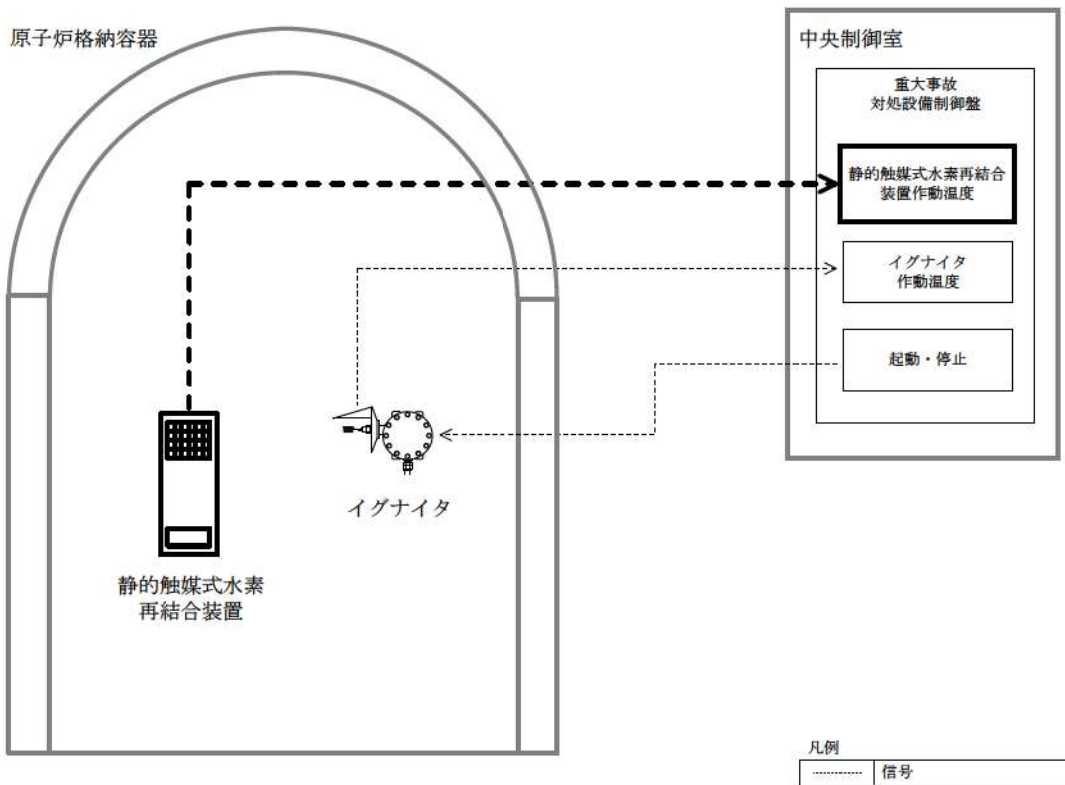


第 3.1.3.1.1.5.1.22 図 格納容器内自然対流冷却（海水通水時）概略図

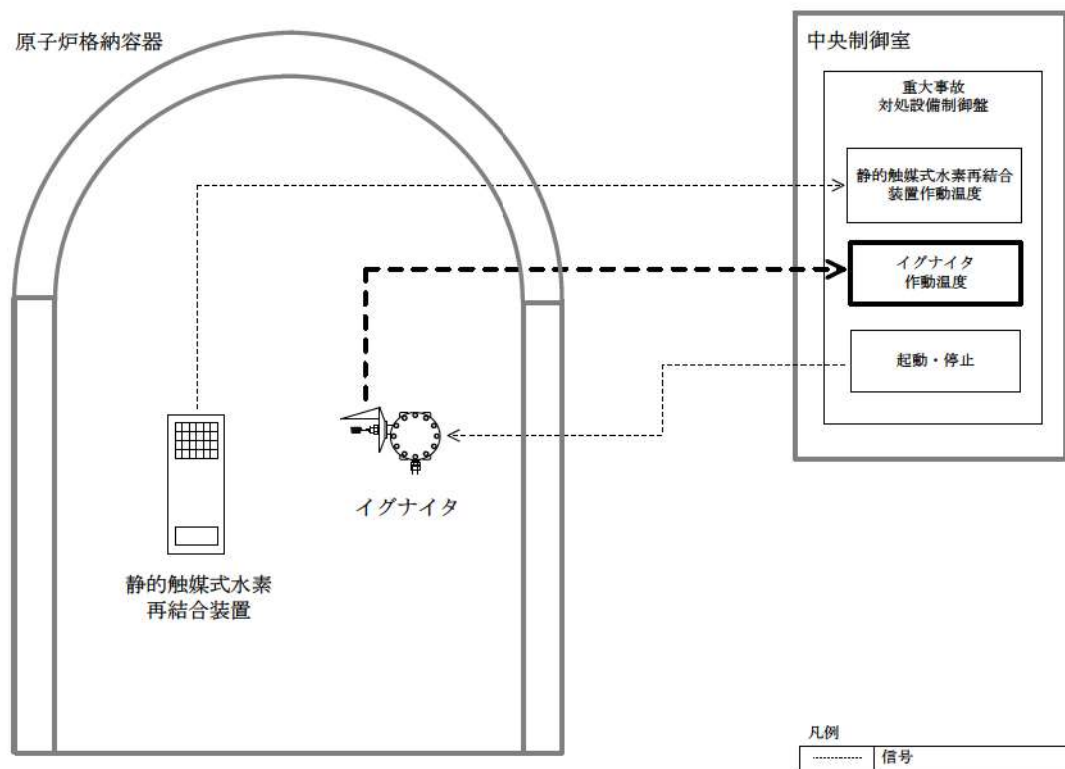


第3.1.3.1.1.5.1.23 図 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ概略図

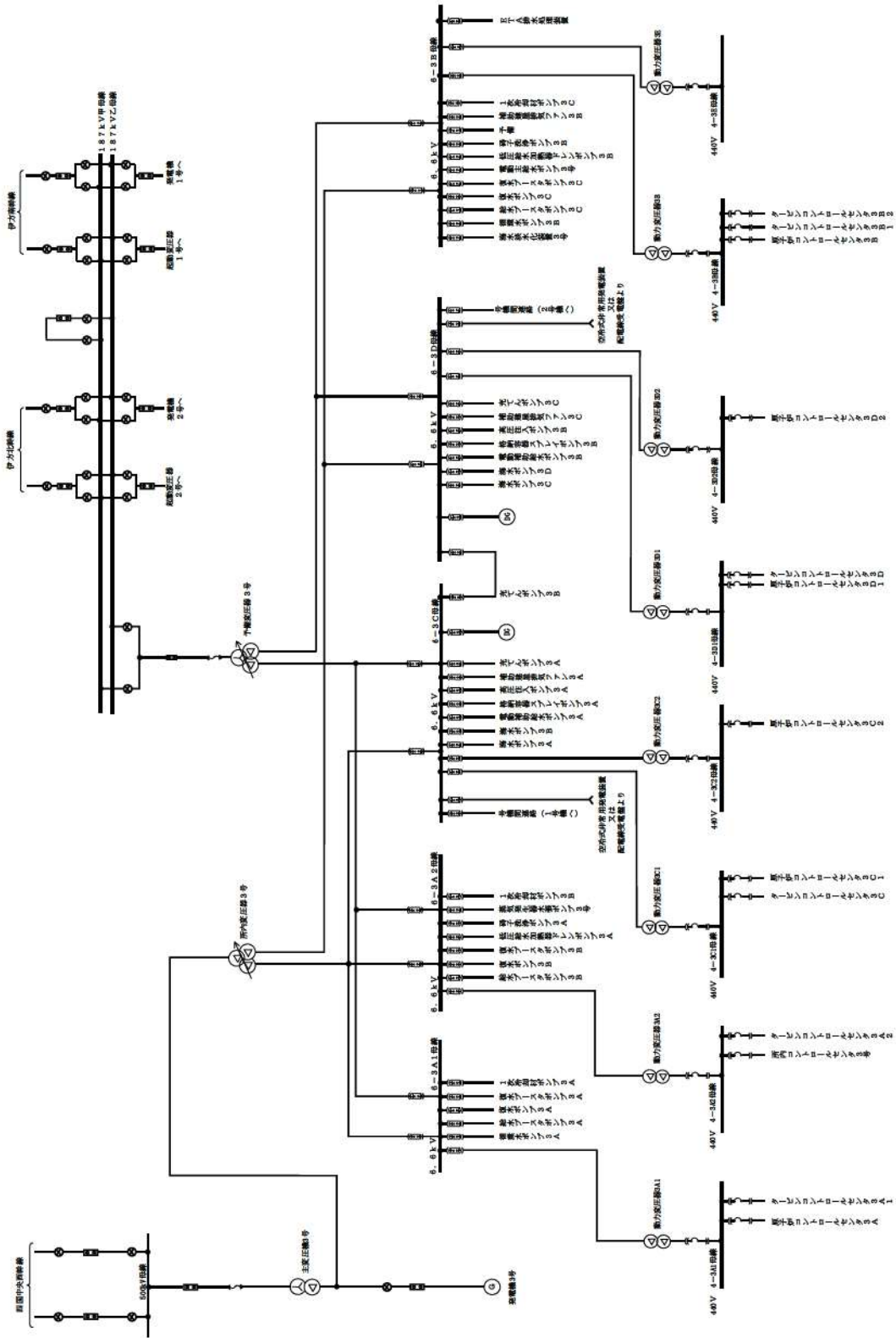




第 3. 1. 3. 1. 1. 5. 1. 24 図 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減概略図

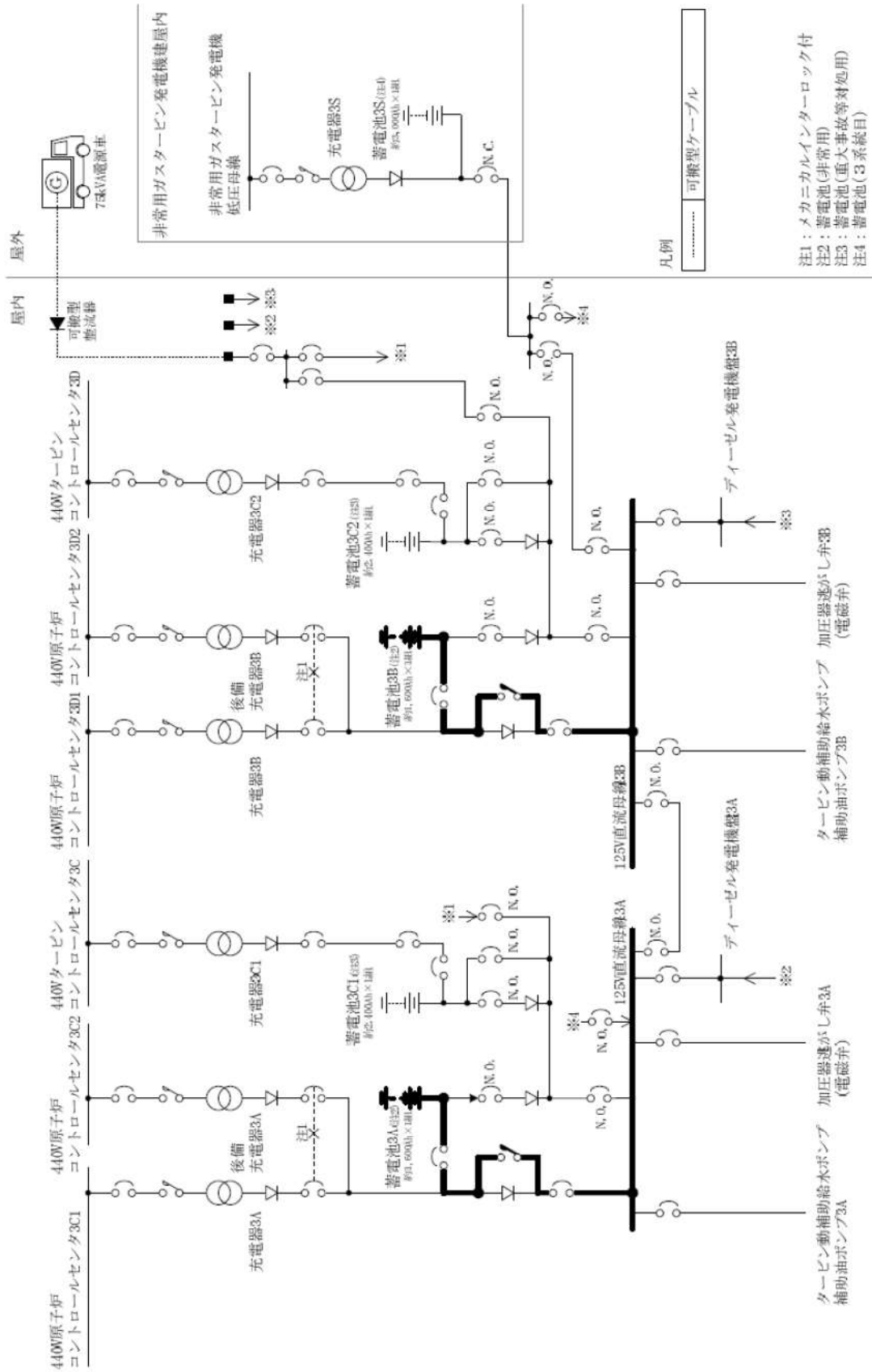


第 3. 1. 3. 1. 1. 5. 1. 25 図 イグナイタによる水素濃度低減概略図

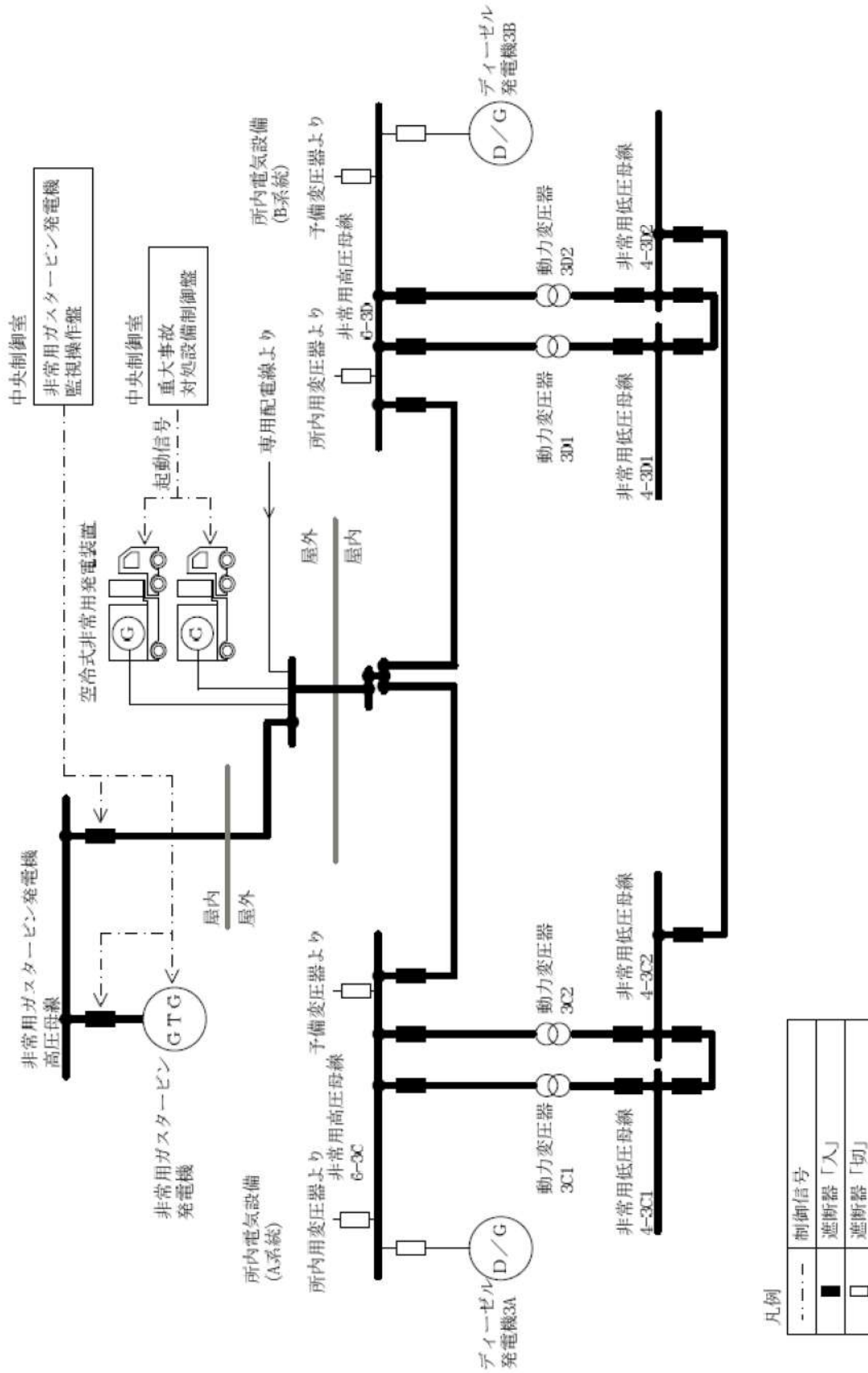


第 3.1.3.1.1.5.1.26 図 所内単線結線図

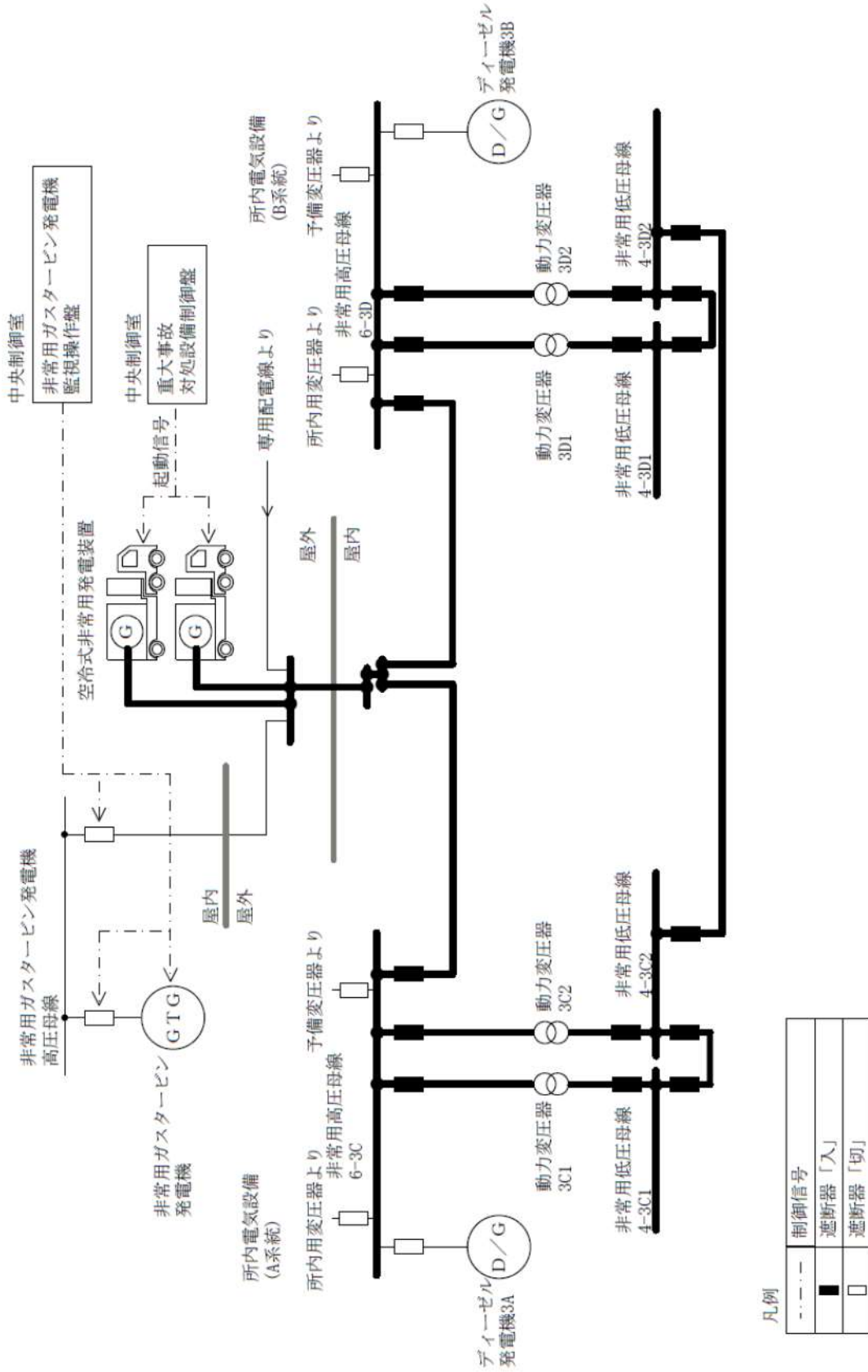




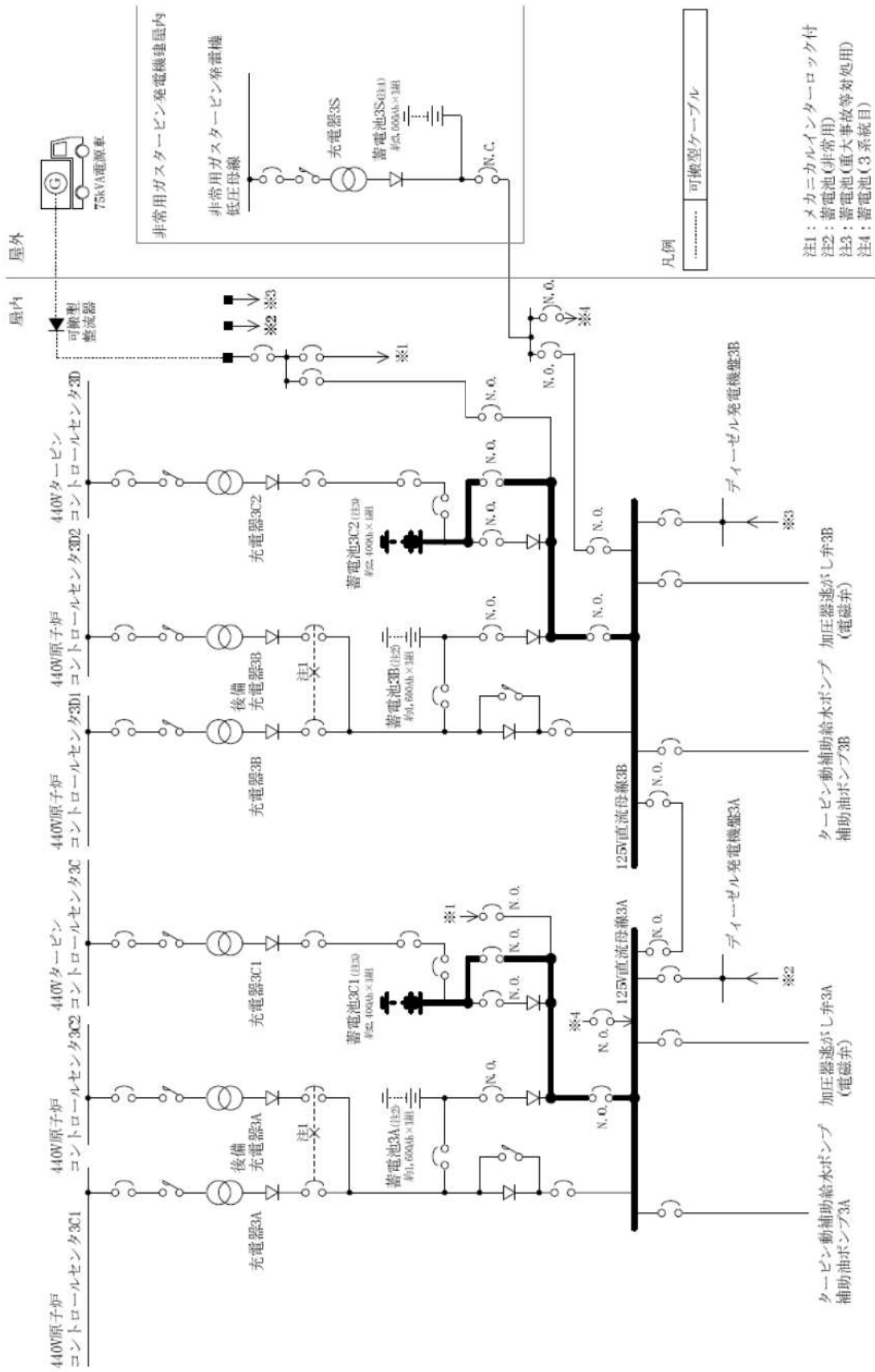
第3.1.3.1.1.5.1.27 図 非常用電源設備（蓄電池（非常用））概略図



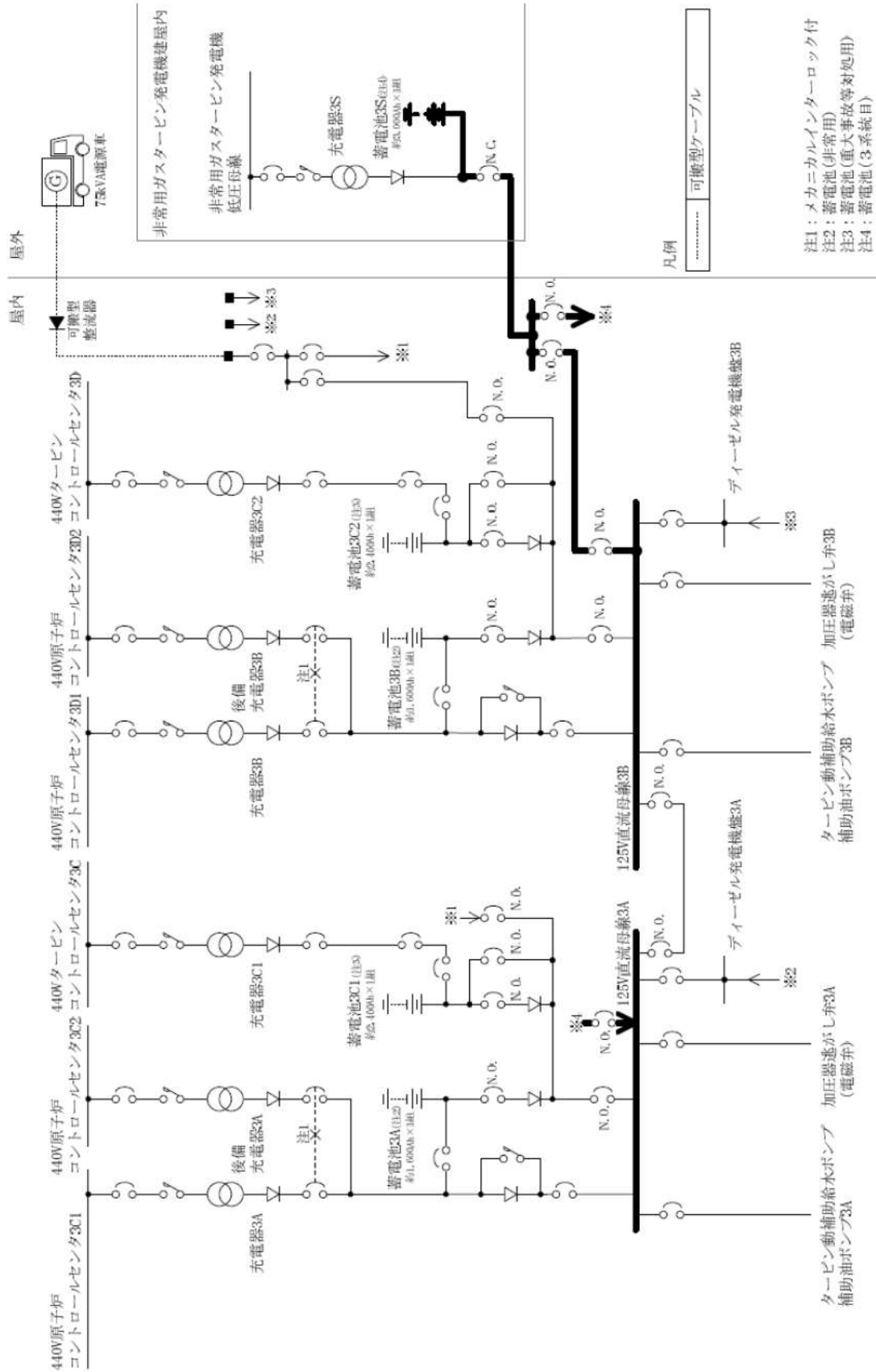
第3.1.3.1.1.5.1.28(1)図 代替電源設備（非常用ガスタービン発電機）概略図



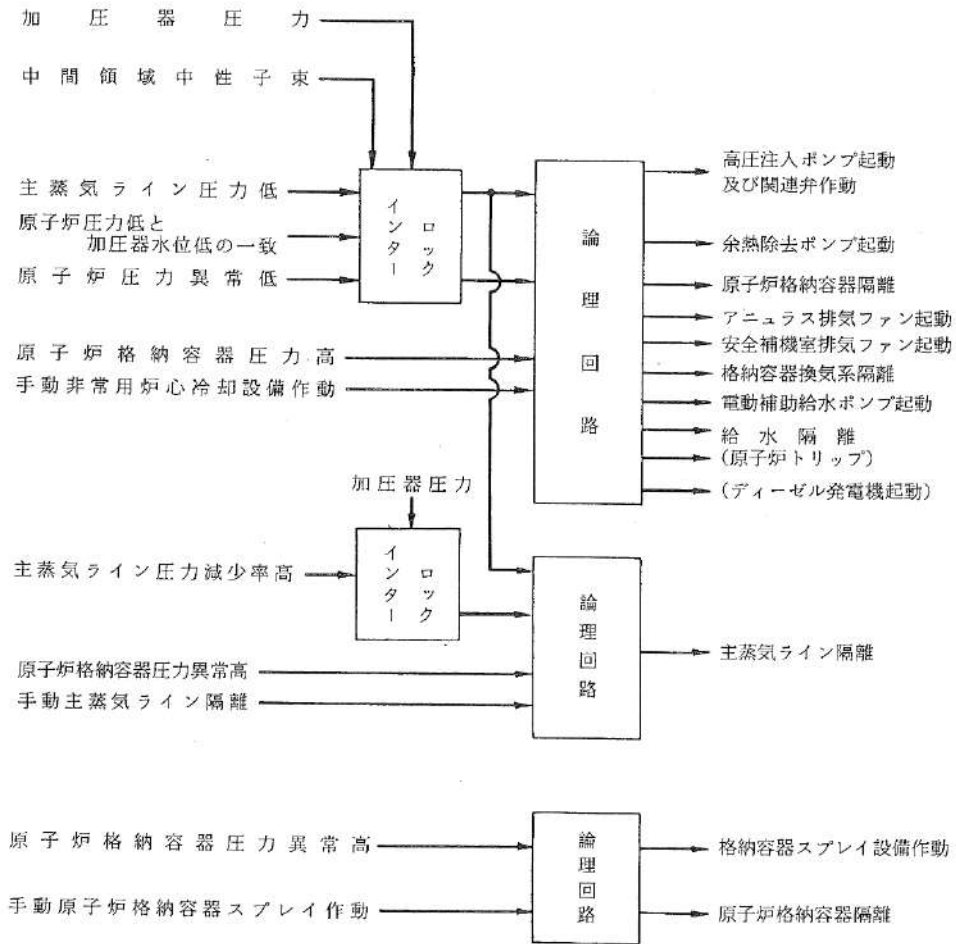
第 3.1.3.1.1.5.1.28(2) 図 代替電源設備 (空冷式非常用発電装置) 概略図



第3.1.3.1.1.5.1.29(1)図 代替電源設備（蓄電池（重大事故等対処用））概略図

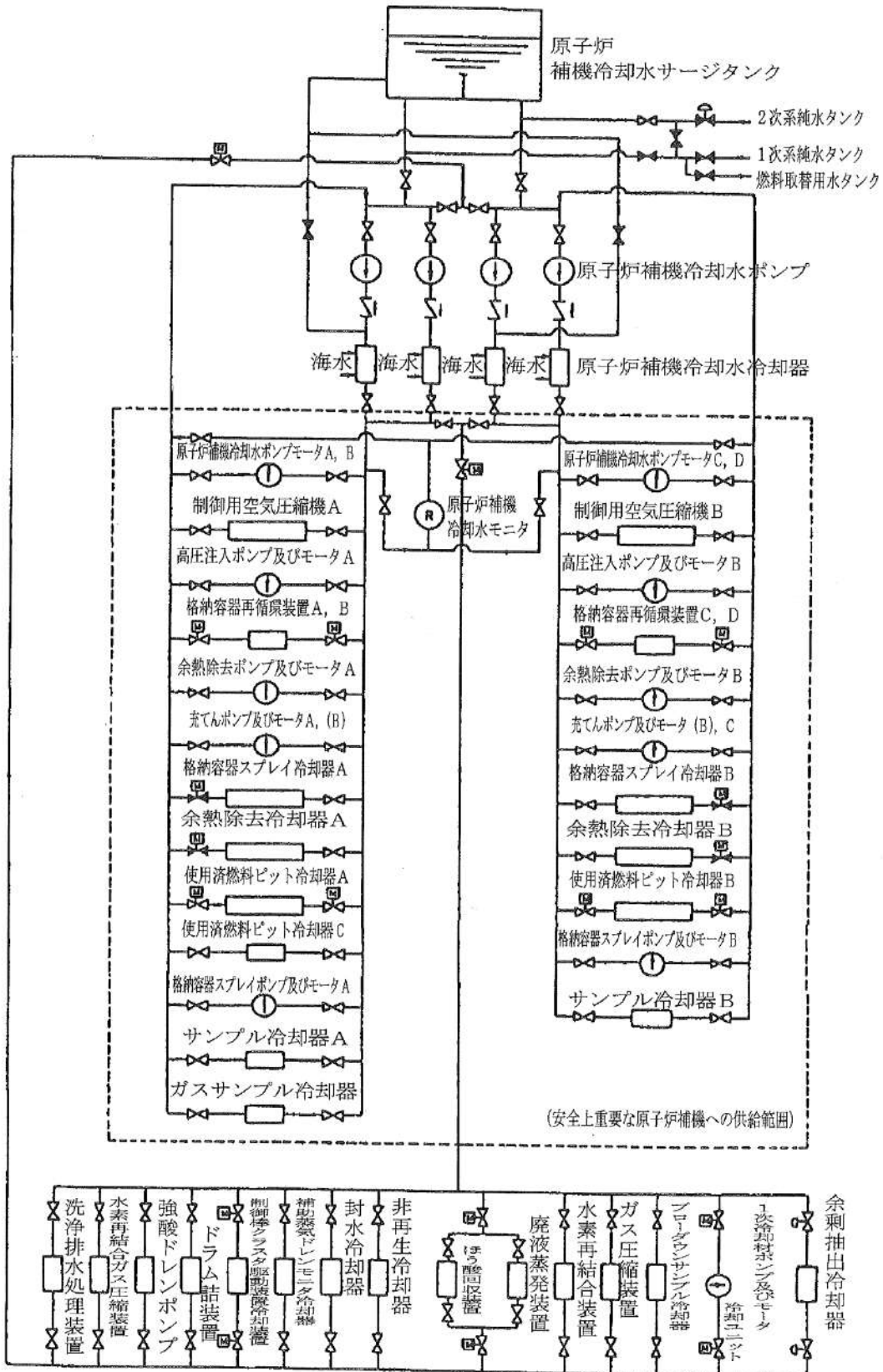


第3.1.3.1.1.5.1.29(2)図 代替電源設備(蓄電池(3系統目)) 概略図



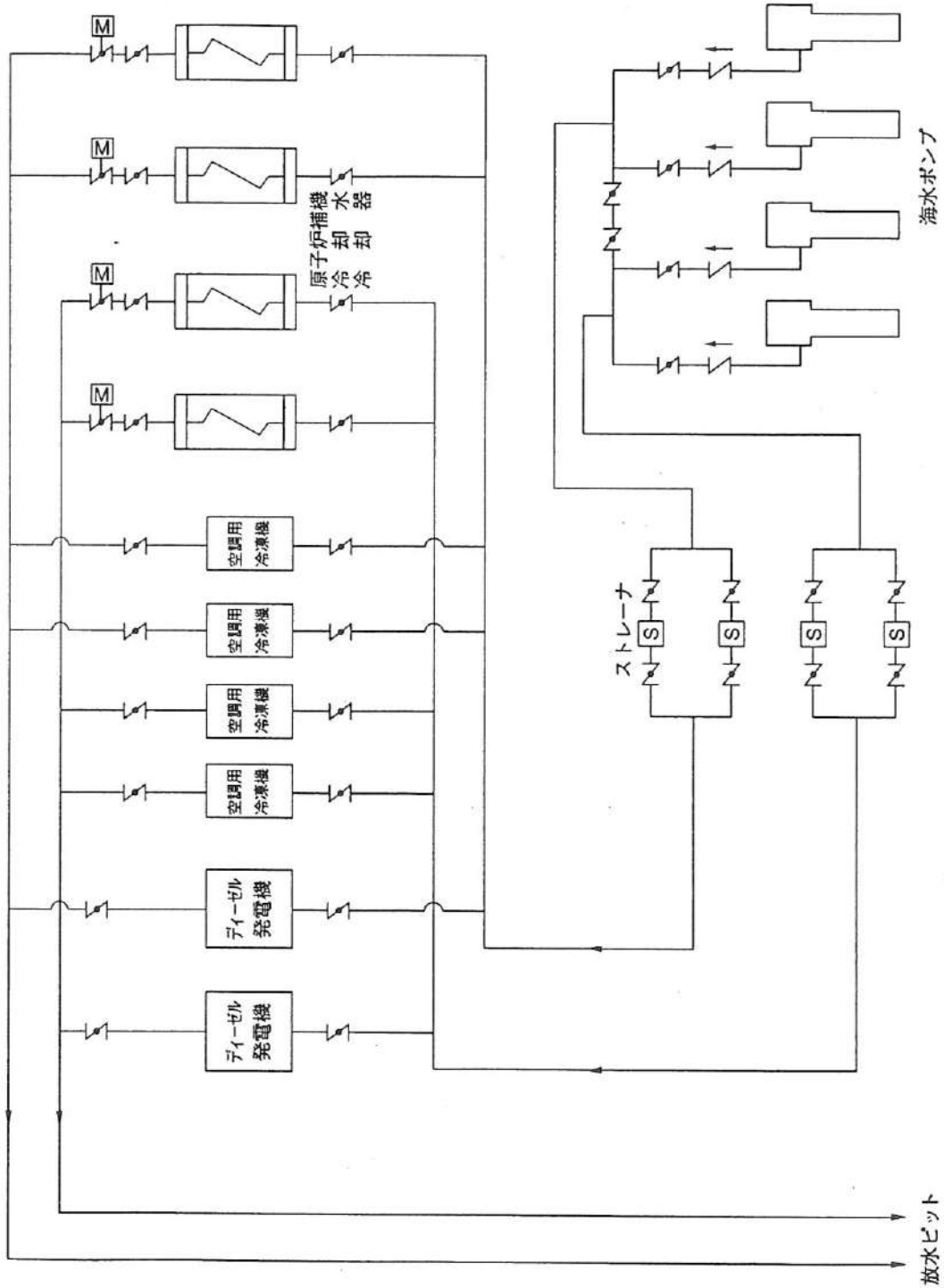
第 3.1.3.1.1.5.1.30 図 工学的安全施設作動設備概略図



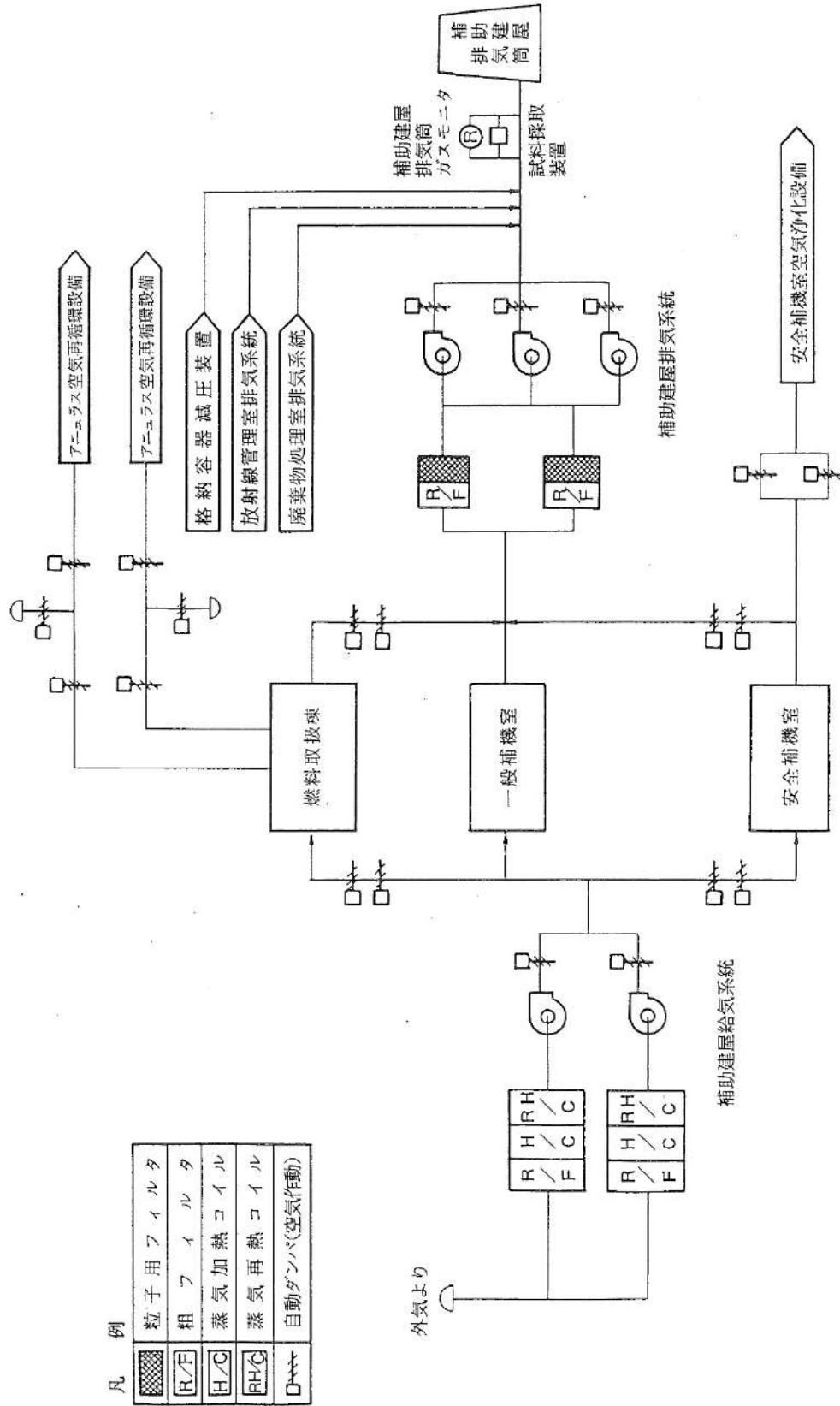


第 3.1.3.1.1.5.1.31 図 原子炉補機冷却水設備概略図





第3.1.3.1.1.5.1.32 図 原子炉補機冷却海水設備概略図



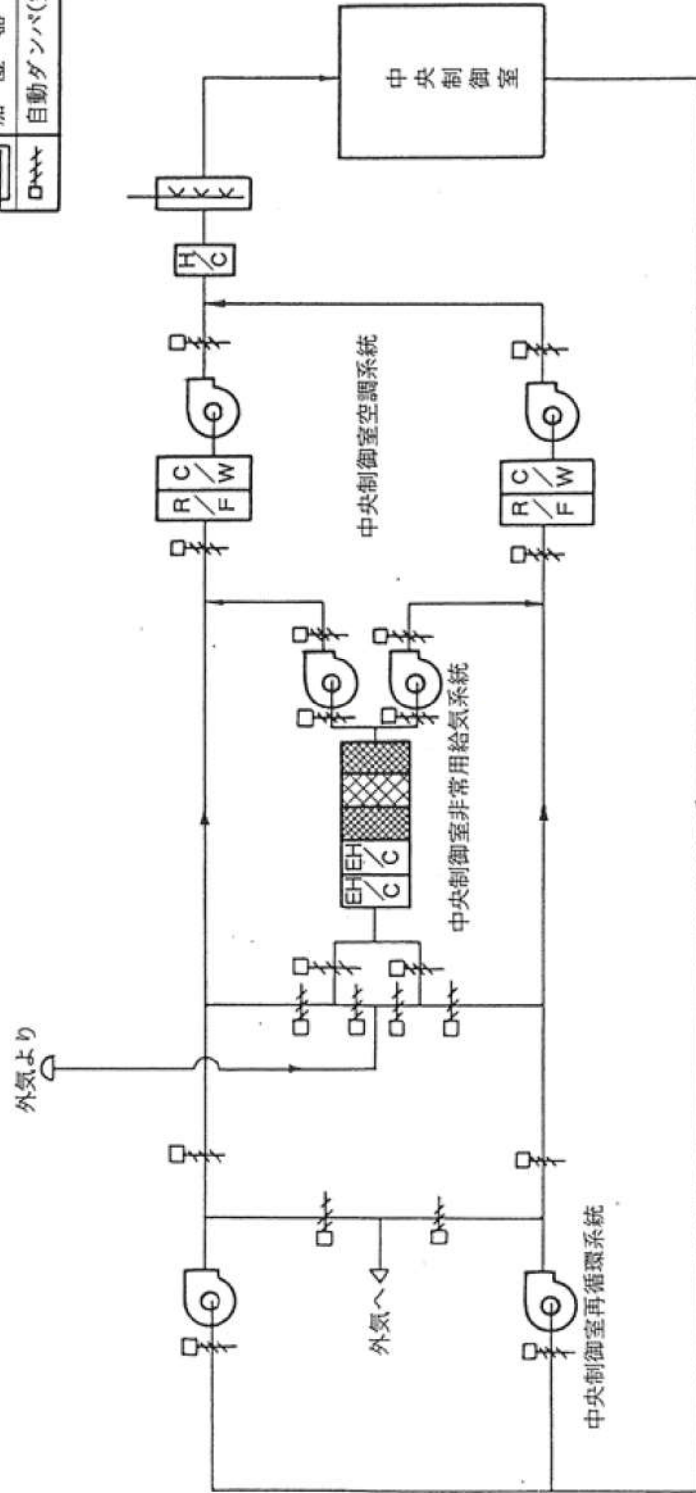
凡 例

	粒子用フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ(空気作動)

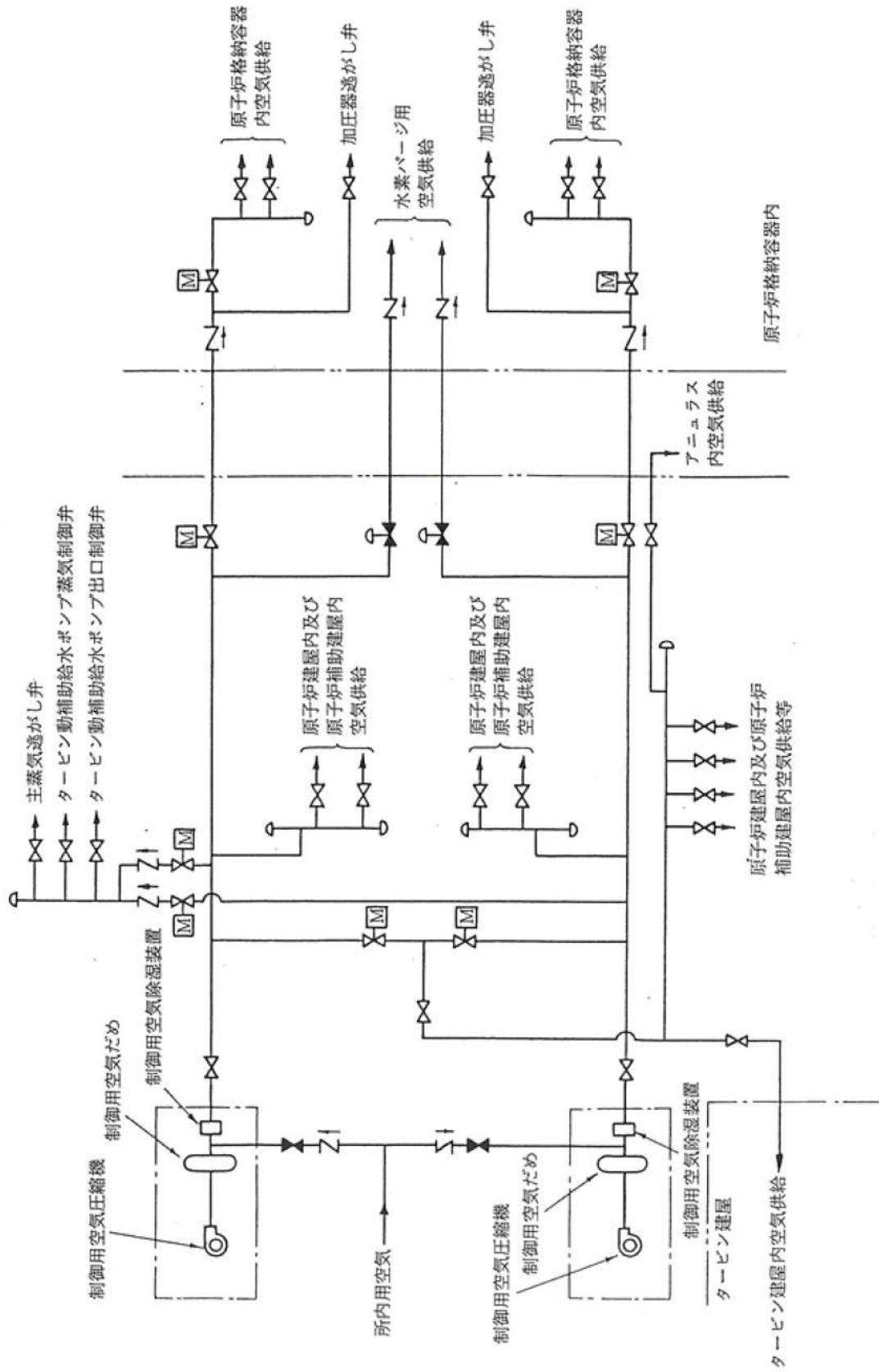
第3.1.3.1.1.5.1.33 図 補助建屋換気空調設備（一般補助室及び安全補助室）概略図

凡 例

	よう素用フィルタ
	粒子用フィルタ
	粗フィルタ
	冷水冷却コイル
	蒸気加熱コイル
	電気加熱コイル
	加湿器
	自動ダンパ(空気作動)



第3.1.3.1.1.5.1.34 図 中央制御室換気空調設備概略図



第3.1.3.1.1.5.1.35 図 制御用空気圧縮設備概略図

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.1.36(1)図 特重施設（原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射線物質低減を行うための設備）概略図

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.1.36(2)図 特重施設（原子炉格納容器過圧破損を防止する設備）概略図

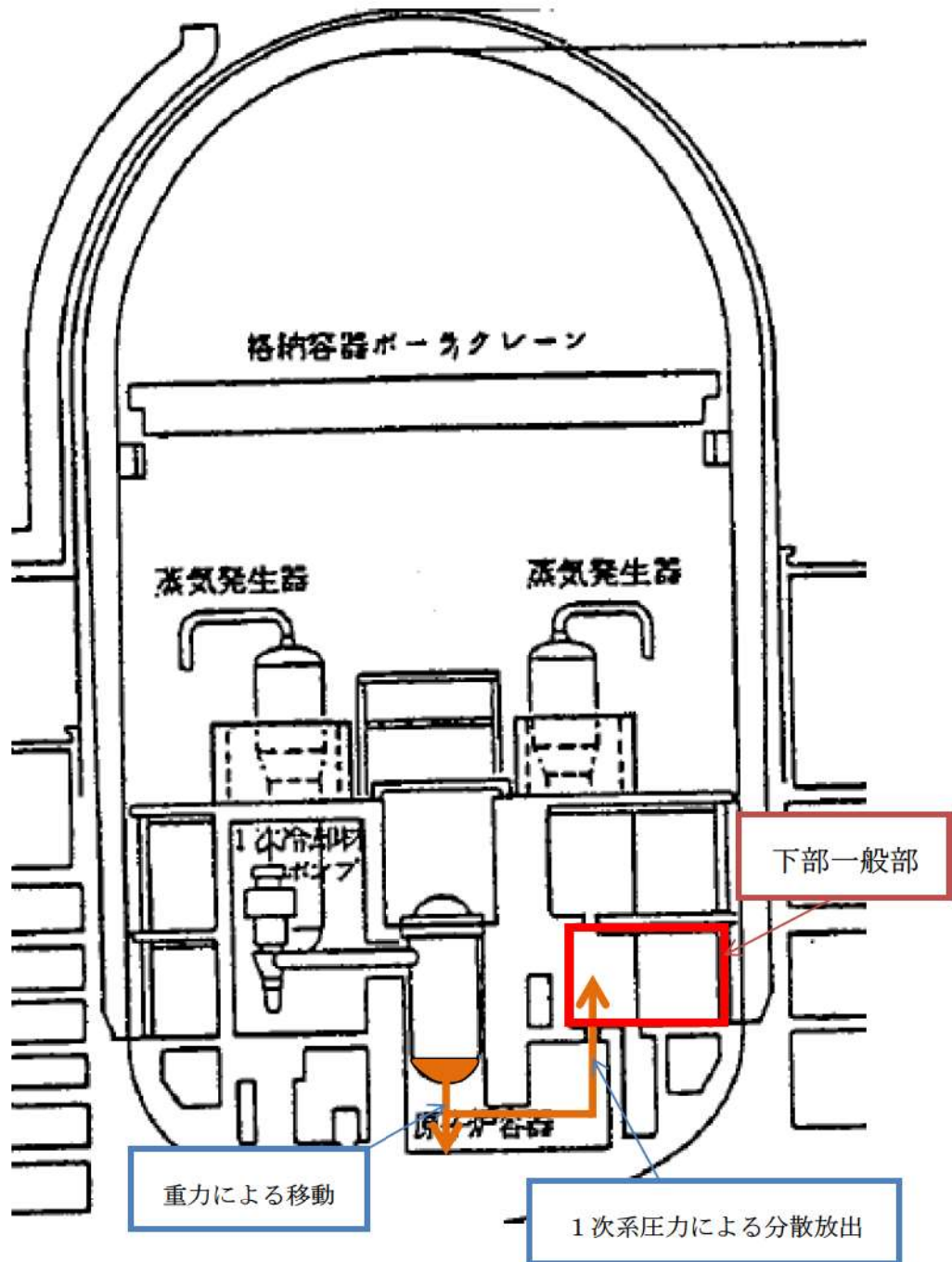
参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.1.36(3)図 特重施設（特重電源設備）概略図

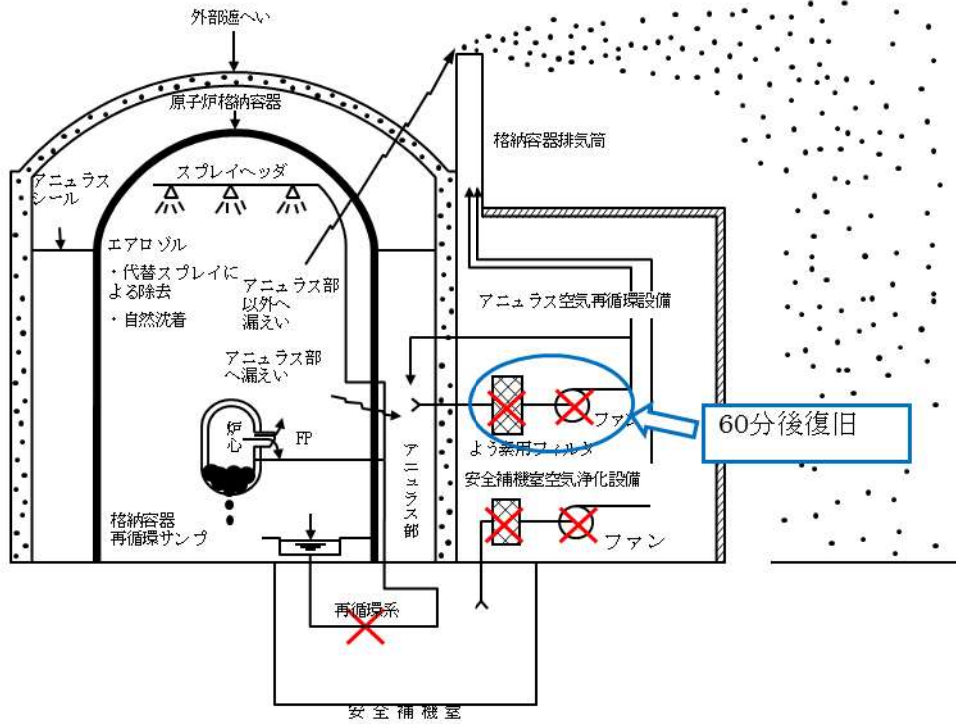


参考資料5に記載する。

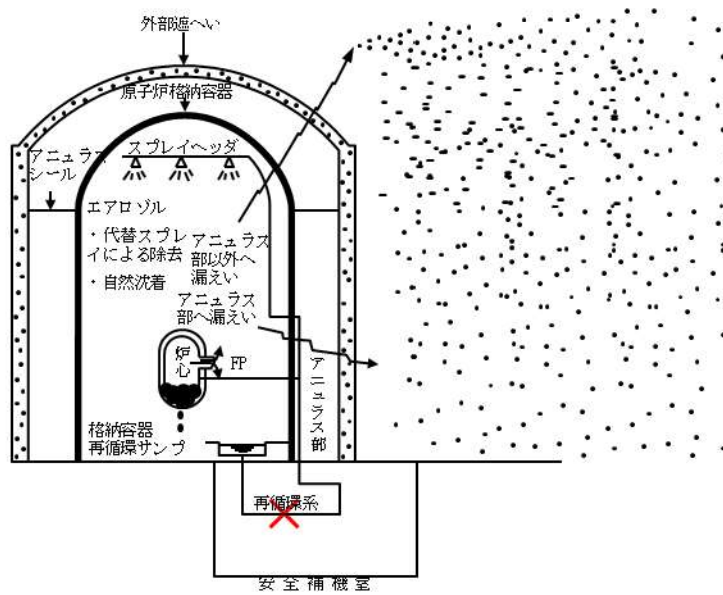
第3.1.3.1.1.5.1.36(4)図 特重施設（緊急時制御室換気空調設備）概略図



第 3. 1. 3. 1. 1. 5. 1. 37 図 燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図

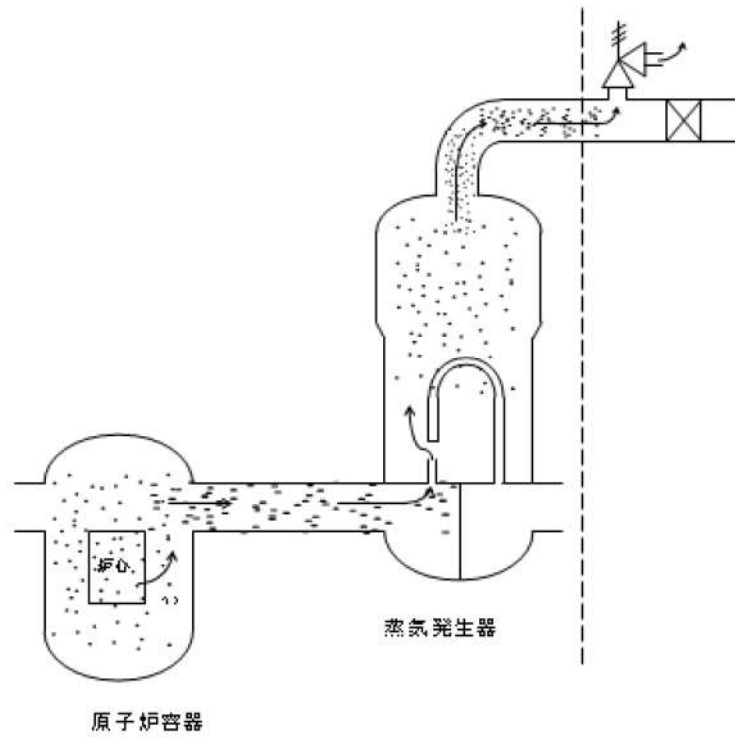


(a) 格納容器健全

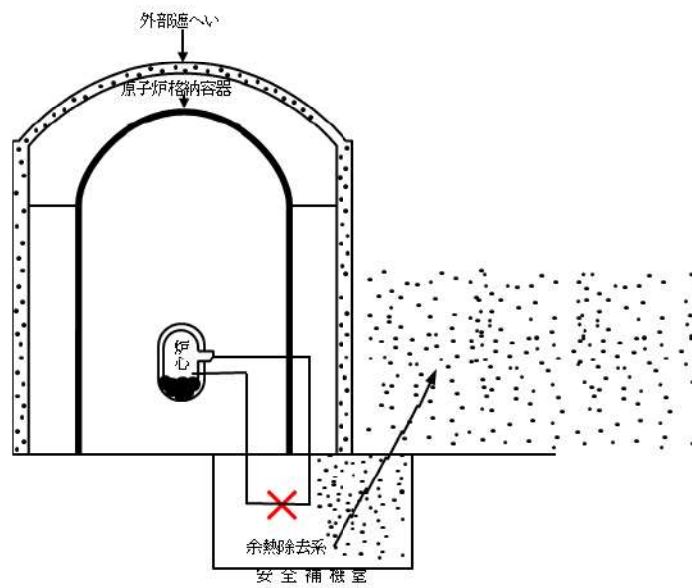


(b) 格納容器機能喪失 (格納容器バイパスを除く)

第 3.1.3.1.1.5.1.38 図 主要な移行経路の概念図 (1 / 3)



(c) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) + 炉心溶融が生じた場合

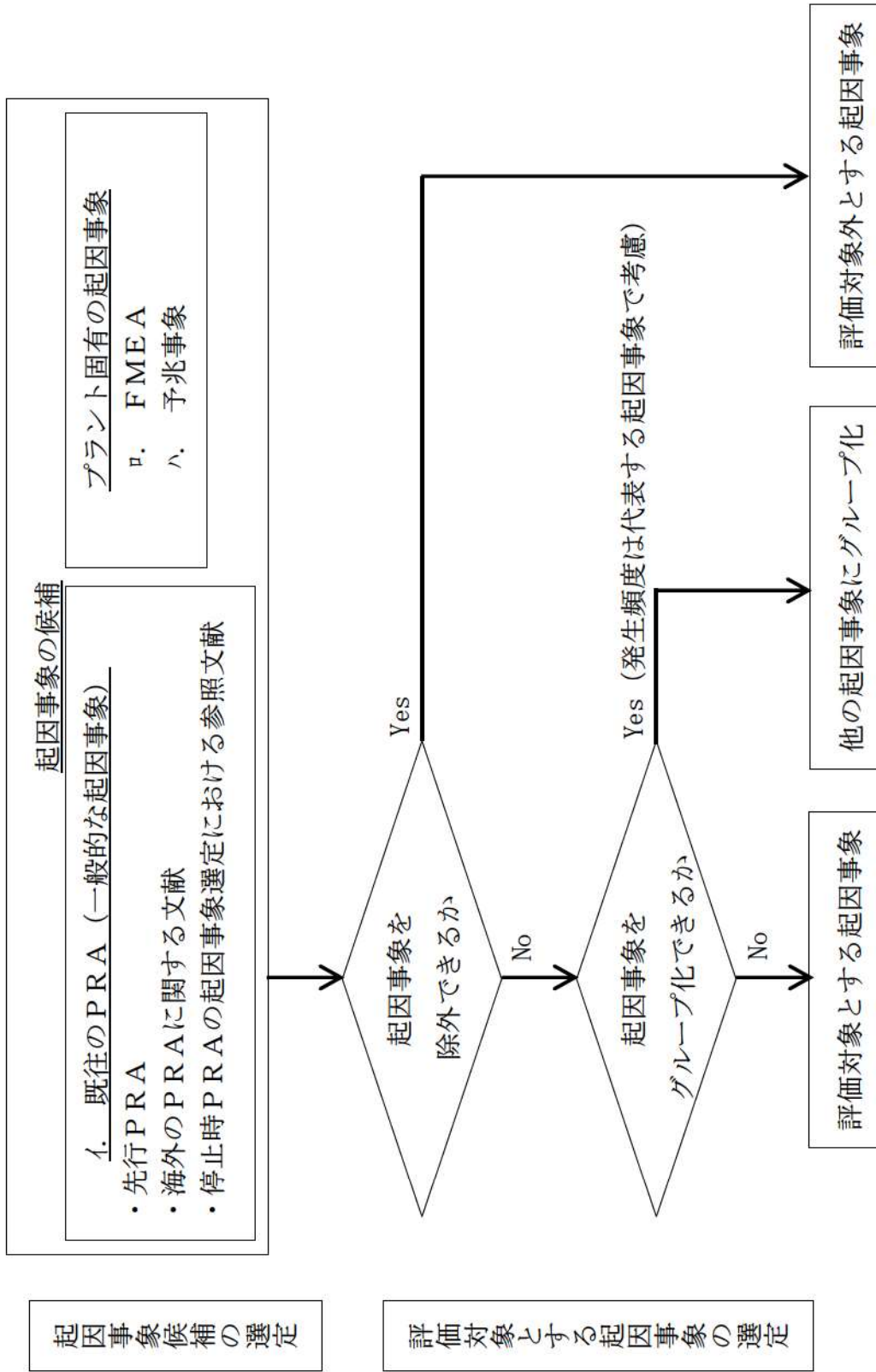


(d) インターフェイスシステムLOCA (IS-LOCA)  
+ 炉心溶融が生じた場合

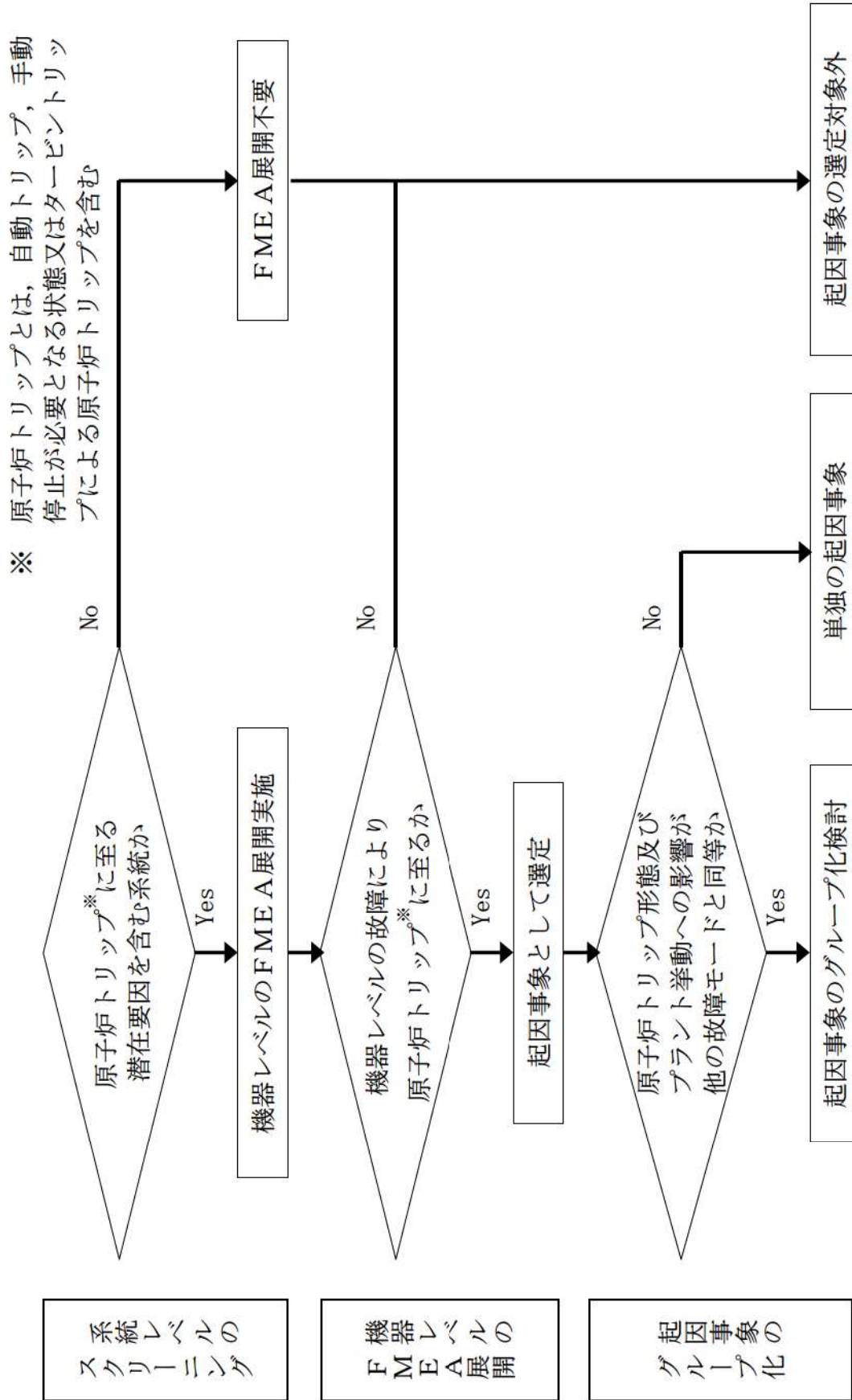
第 3.1.3.1.1.5.1.38 図 主要な移行経路の概念図 (2 / 3)

参考資料5に記載する。

(e) ファイルタレントにより管理放出する場合  
第3.1.3.1.1.5.1.38 図 主要な移行経路の概念図 (3 / 3)



第3.1.3.1.1.5.2.1 図 起因事象選定フロー



第3.1.3.1.1.5.2.2 図 FMEAを用いた起回事象分析フロー



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.3 図 原子炉容器破損のイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.4図 大破断LOCAのイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.5 図 中破断LOCAのイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.5 図 中破断LOCAのイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.6 図 小破断LOCAのイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.6 図 小破断LOCAのイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.7 図 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAのイベントツリー (1/2)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.7 図 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAのイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.8 ☒ 極小LOCAのイベントツリー (1/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.8 図 極小LOCAのイベントツリー (2/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.8 図 極小LOCAのイベントツリー (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.9図 インターフェイスシステムLOCA (余熱除去系) のイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.10 図 インターフェイスシステムLOCA (充てん/抽出のアンバランス) のイベントツリー

参考資料5に記載する。



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12図 1次冷却材ポンプ封水リークのイベントツリー (1/5)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12図 1次冷却材ポンプ封水リークのイベントツリー (2/5)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12図 1次冷却材ポンプ封水リークのイベントツリー (3/5)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12図 1次冷却材ポンプ封水リークのイベントツリー (4/5)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.12図 1次冷却材ポンプ封水リークのイベントツリー (5/5)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.13図 主給水流量喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.13 図 主給水流量喪失のイベントツリー (2/4)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.13 図 主給水流量喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.13図 主給水流量喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.14図 負荷の喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.14図 負荷の喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.14図 負荷の喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.14図 負荷の喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.15 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（1又は2弁）のイベントツリー（1/4）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.15 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（1又は2弁）のイベントツリー（2/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.15 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（1又は2弁）のイベントツリー（3/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.15 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（1又は2弁）のイベントツリー（4/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）のイベントツリー（1/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）のイベントツリー（2/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）のイベントツリー（3/4）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.16 図 主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）のイベントツリー（4/4）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.17 図 過渡事象1 (加压器逃がし弁作動無) のイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.17 図 過渡事象1 (加压器逃がし弁作動無) のイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18 図 過渡事象2 (加压器逃がし弁作動有) のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18 図 過渡事象2 (加压器逃がし弁作動有) のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18 図 過渡事象2 (加压器逃がし弁作動有) のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.18 図 過渡事象2 (加压器逃がし弁作動有) のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (1/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (2/8)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (3/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (4/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (5/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (6/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー（7/8）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.19図 主給水管破断のイベントツリー (8/8)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）のイベントツリー（1/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）のイベントツリー（2/5）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）のイベントツリー（3/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）のイベントツリー（4/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.20 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）のイベントツリー（5/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）のイベントツリー（1/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）のイベントツリー（2/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）のイベントツリー（3/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）のイベントツリー（4/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.21 図 主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）のイベントツリー（5/5）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.22図 蒸気発生器伝熱管破損のイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (1/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (2/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (3/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (4/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (5/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (6/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (7/16)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (8/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (9/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (10/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (11/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (12/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (13/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (14/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (15/16)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.23 図 外部電源喪失のイベントツリー (16/16)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.24 図 制御用空気系の部分喪失のイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.24 図 制御用空気系の部分喪失のイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.25 図 制御用空気系の全喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.25 図 制御用空気系の全喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.25 図 制御用空気系の全喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.25 図 制御用空気系の全喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）のイベントツリー（1/5）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）のイベントツリー（2/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）のイベントツリー（3/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）のイベントツリー（4/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.26 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A又はBヘッド）のイベントツリー（5/5）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（1/6）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（2/6）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（3/6）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（4/6）



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（5/6）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.27 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失（Cヘッド）のイベントツリー（6/6）

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.28 図 原子炉補機冷却水系の全喪失のイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.29 図 原子炉補機冷却水系の部分喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.30 図 原子炉補機冷却海水系の全喪失のイベントツリー



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (2/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (4/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.31 図 安全系高圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (6/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (2/6)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (4/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.32 図 安全系高圧交流母線の全喪失のイベントツリー (6/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (2/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (4/6)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.33 図 安全系低圧交流母線の部分喪失のイベントツリー (6/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (2/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (4/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.34 図 安全系低圧交流母線の全喪失のイベントツリー (6/6)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35 図 安全系直流母線の部分喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35 図 安全系直流母線の部分喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35 図 安全系直流母線の部分喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.35 図 安全系直流母線の部分喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (2/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (4/6)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.36 図 安全系直流母線の全喪失のイベントツリー (6/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37 図 安全系計装用母線の部分喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37 図 安全系計装用母線の部分喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37 図 安全系計装用母線の部分喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.37 図 安全系計装用母線の部分喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (1/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (2/6)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (3/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (4/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (5/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.38 図 安全系計装用母線の全喪失のイベントツリー (6/6)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.39 図 中央制御室空調系の喪失のイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.39 図 中央制御室空調系の喪失のイベントツリー (2/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40 図 安全補機閉閉器室空調系の部分喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40 図 安全補機閉閉器室空調系の部分喪失のイベントツリー (2/4)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40 図 安全補機閉閉器室空調系の部分喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.40 図 安全補機閉閉器室空調系の部分喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.41 図 安全補機閉閉器室空調系の全喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.41 図 安全補機閉閉器室空調系の全喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.41 図 安全補機閉閉器室空調系の全喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.41 図 安全補機閉閉器室空調系の全喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42 図 空調用冷水系の部分喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42 図 空調用冷水系の部分喪失のイベントツリー (2/4)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42 図 空調用冷水系の部分喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.42 図 空調用冷水系の部分喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.43 図 空調用冷水系の全喪失のイベントツリー (1/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.43 図 空調用冷水系の全喪失のイベントツリー (2/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.43 図 空調用冷水系の全喪失のイベントツリー (3/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.43 図 空調用冷水系の全喪失のイベントツリー (4/4)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.44図 手動停止のイベントツリー (1/2)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.44図 手動停止のイベントツリー (2/2)



参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.45図 ATWS1のイベントツリー (1/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.45図 ATWS1のイベントツリー (2/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.45図 ATWS1のイベントツリー (3/3)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.46 図 A TWS 2 のイベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.2.47 図 HRA Calculatorに基づく従属性評価用イベントツリー

参考資料5に記載する。

第3.1.3.1.1.5.3.1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展

参考資料5に記載する。

原子炉容器破損前

第3.1.3.1.1.5.3.2図 格納容器イベントツリー（1／4）

参考資料5に記載する。

原子炉容器破損直後

第3.1.3.1.1.5.3.2 図 格納容器イベントツリー (2/4)



参考資料5に記載する。

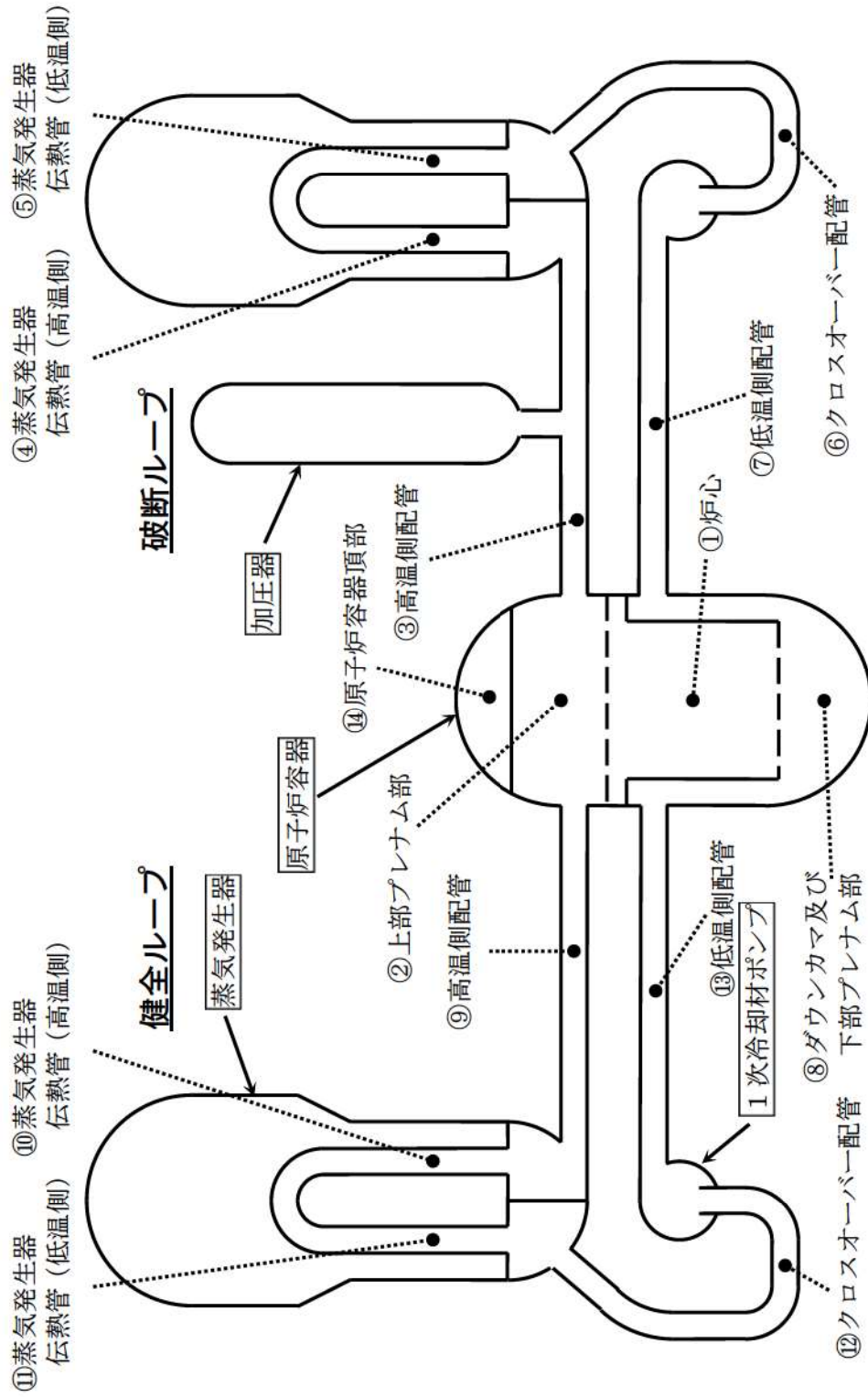
原子炉容器破損後長期

第3.1.3.1.1.5.3.2図 格納容器イベントツリー (3/4)

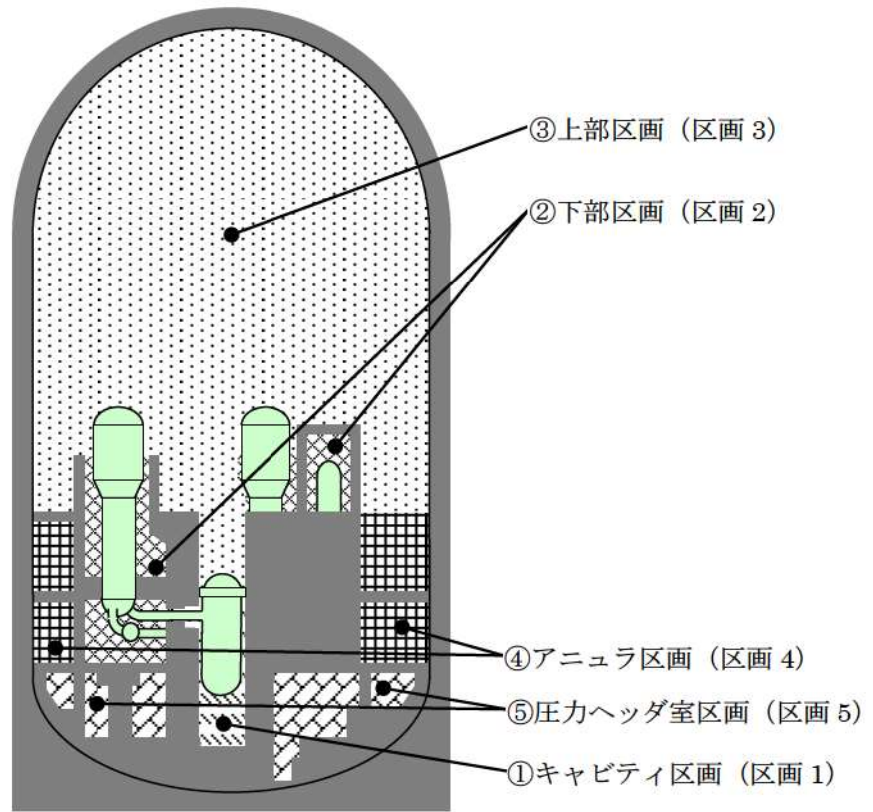
参考資料5に記載する。

特重施設評価用

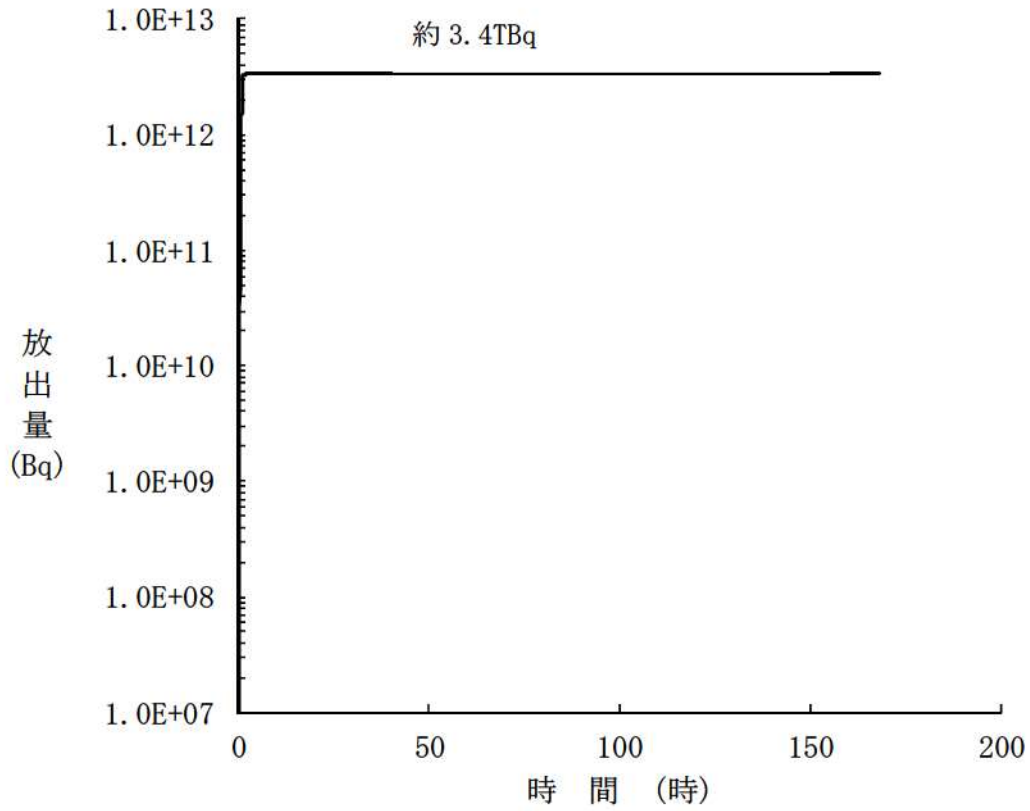
第3.1.3.1.1.5.3.2 図 格納容器イベントツリー (4 / 4)



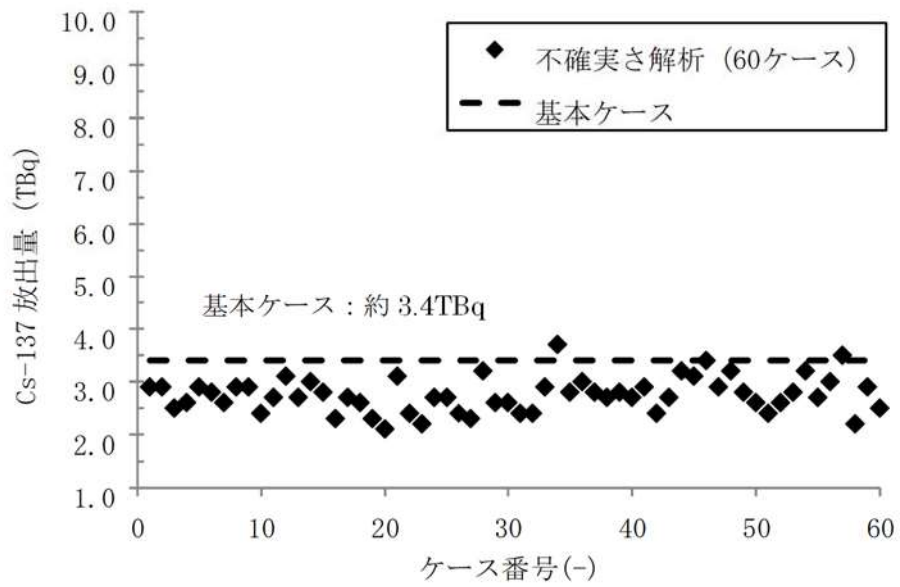
第3.1.3.1.1.5.3.3 図 1次系ノーデイング



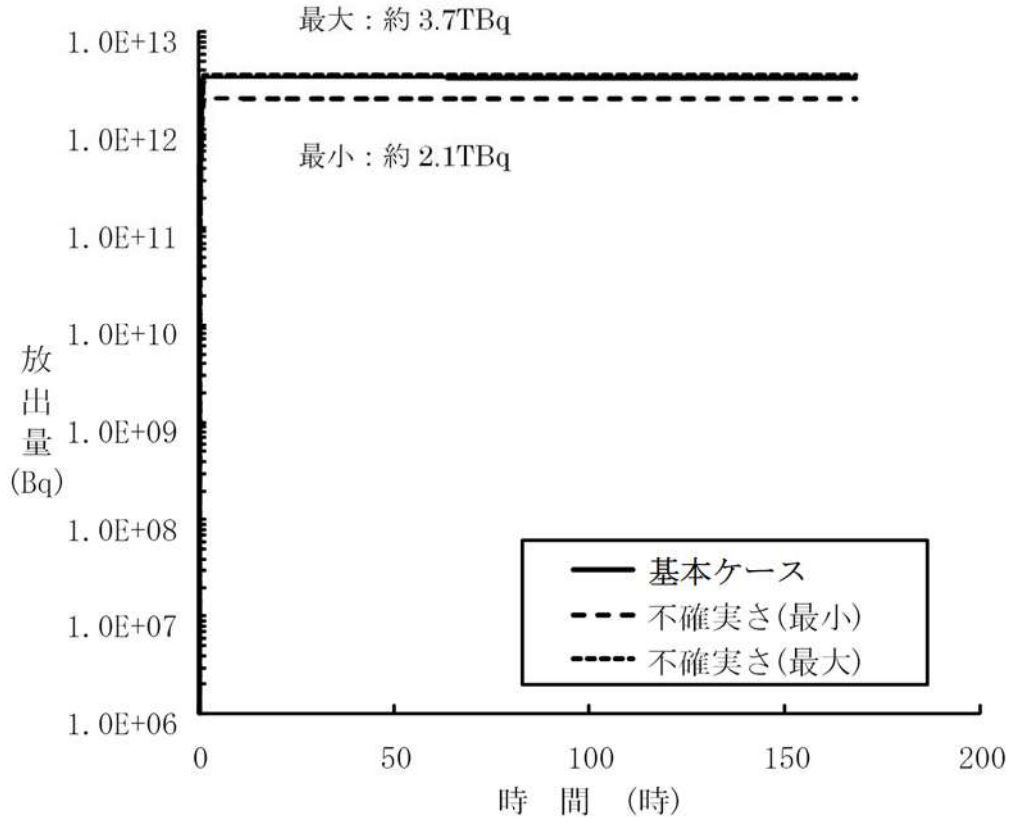
第3.1.3.1.1.5.3.4図 格納容器ノーディング



第 3.1.3.1.1.5.4.1 図 格納容器健全のCs-137放出量評価結果 (基本ケース)



第 3. 1. 3. 1. 1. 5. 4. 3 図 格納容器健全のCs-137放出量  
不確実さ解析結果 (60 ケース)



第 3. 1. 3. 1. 1. 5. 4. 4 図 格納容器健全のCs-137放出量不確かさ評価結果  
(最大ケース及び最小ケース)

3.1.3.1.2 停止時PRA（レベル1）

3.1.3.1.2.3 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）に係る停止時PRA

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降、非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置の工事を実施し、運用を開始した。

このため、本評価では、第1回安全性向上評価における停止時PRA結果に対して、以下の工事による影響を確認した。

- ・非常用ガスタービン発電機設置
- ・蓄電池（3系統目）設置

(1) 炉心損傷頻度評価

非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置に伴う炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）への影響を確認した。

a. 非常用ガスタービン発電機設置に係る感度解析

非常用ガスタービン発電機設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、空冷式非常用発電装置に加え、非常用ガスタービン発電機による交流電源の回復に期待することができる。このため、第1回安全性向上評価の停止時PRAにおける空冷式非常用発電装置の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、低圧POS（POS4, 5, 9, 10, 12）において、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」のCDFが約13%低減することを確認した。なお、高圧POS（POS3,



11, 13) の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」においては、空冷式非常用発電装置のFV重要度が非常に小さく、有意な低減効果がないことを確認した。

b. 蓄電池（3系統目）設置に係る感度解析

蓄電池（3系統目）設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、安全系蓄電池に加え、蓄電池（3系統目）からの直流電源に期待することができる。このため、第1回安全性向上評価の停止時PRAにおける安全系蓄電池の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、低圧POS（POS 4, 5, 9, 10, 12）において、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」のCDFが約0.1%低減することを確認した。なお、高圧POS（POS 3, 11, 13) の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」においては、安全系蓄電池のFV重要度が非常に小さく、有意な低減効果がないことを確認した。