

図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源（代替循環冷却系配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

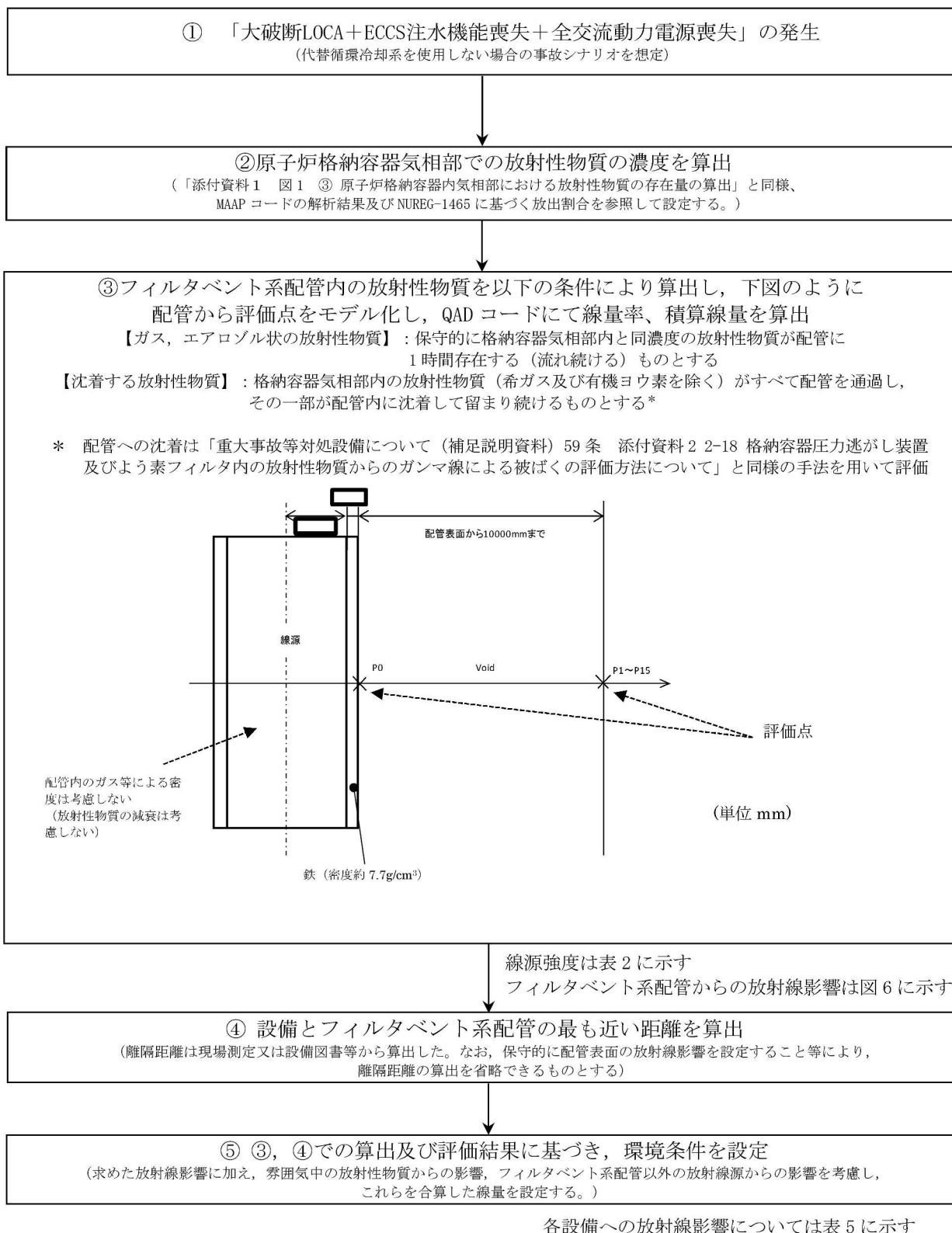
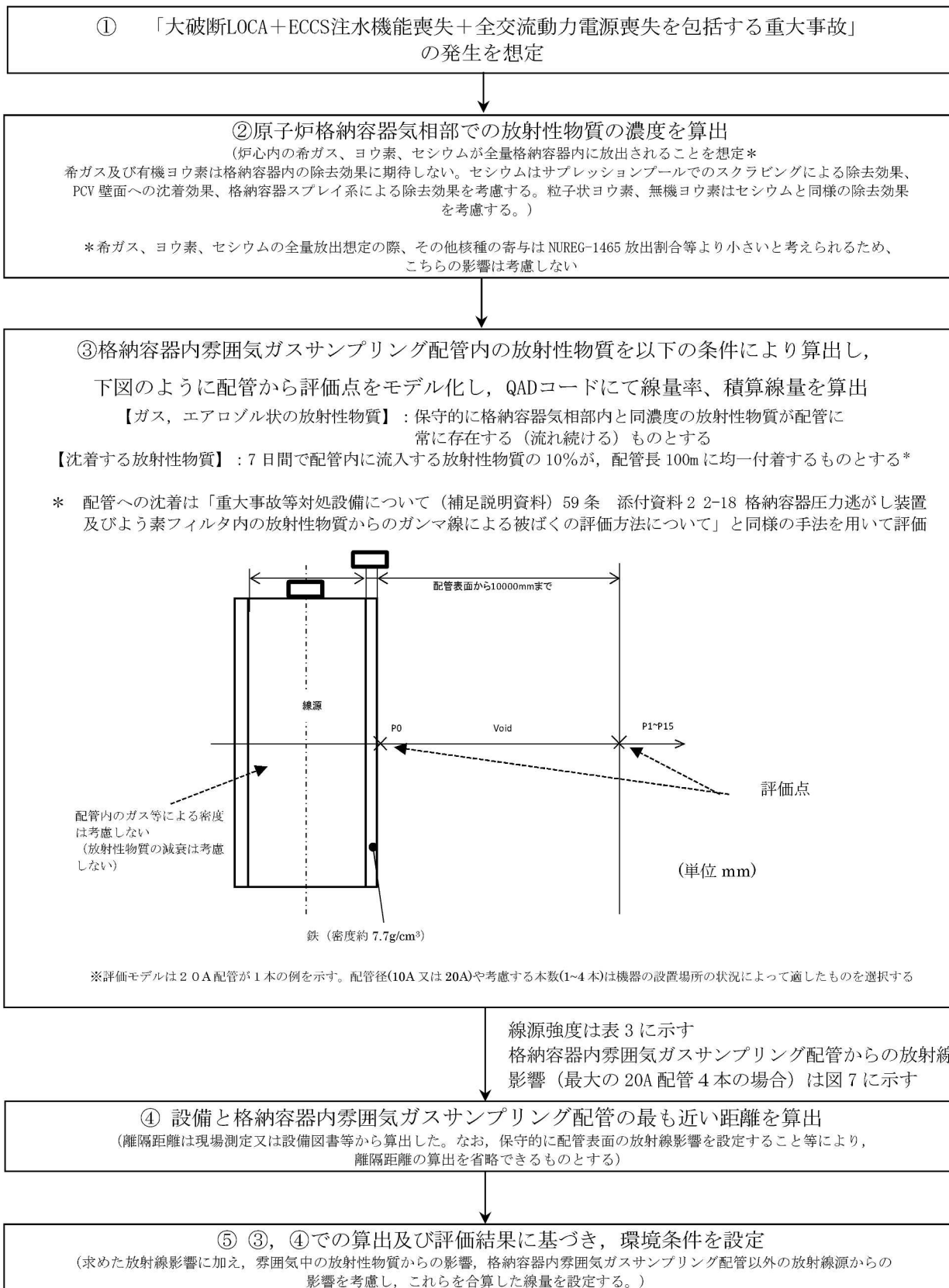
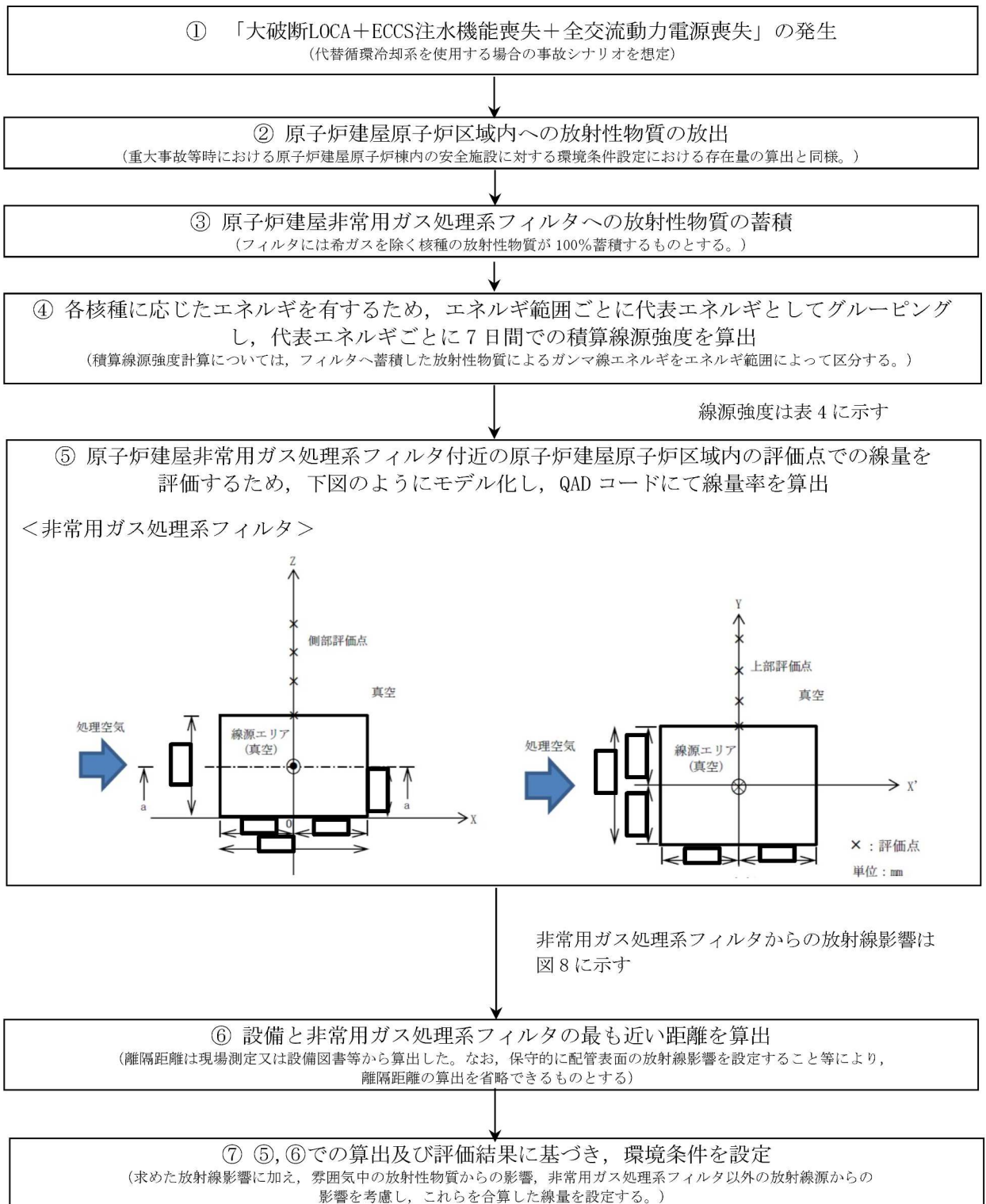


図2 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源(フィルタベント系配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



各設備への放射線影響については表5に示す

図3 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



各設備への放射線影響については表5に示す

図4 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源（原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における代替循環冷却系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 5.1E+13
0.025	約 1.1E+14
0.0375	約 3.2E+13
0.0575	約 2.1E+13
0.085	約 1.9E+13
0.125	約 2.1E+13
0.225	約 1.7E+14
0.375	約 4.4E+14
0.575	約 1.3E+15
0.85	約 7.3E+14
1.25	約 2.2E+14
1.75	約 3.1E+13
2.25	約 1.1E+13
2.75	約 2.7E+11
3.5	約 1.1E+09
5	約 5.1E+02
7	約 5.9E+01
9.5	約 6.8E+00

表2 重大事故時におけるフィルタベント系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間線源強度	
	ガス、エアロゾル状の線源 (photons/7d/cm ³)	沈着線源 (photons/7d/cm)
0.01	約 1.6E+12	約 1.4E+16
0.025	約 5.0E+11	約 1.1E+16
0.0375	約 5.6E+12	約 4.2E+15
0.0575	約 1.7E+11	約 3.7E+15
0.085	約 4.9E+12	約 1.9E+15
0.125	約 4.5E+10	約 2.4E+15
0.225	約 1.7E+12	約 1.2E+16
0.375	約 2.5E+11	約 8.9E+15
0.575	約 8.0E+11	約 4.5E+16
0.85	約 3.8E+11	約 2.5E+16
1.25	約 9.3E+10	約 5.2E+15
1.75	約 9.6E+09	約 4.9E+15
2.25	約 6.1E+09	約 2.2E+14
2.75	約 1.4E+08	約 1.8E+14
3.5	約 3.9E+04	約 1.5E+12
5	約 4.5E+03	約 8.4E+07
7	約 2.4E-03	約 4.7E+03
9.5	約 2.7E-04	約 5.4E+02

表3 重大事故時における格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間線源強度	
	ガス、エアロゾル状の線源 (photons/7d/cm ³)	沈着線源 (photons/7d/cm)
0.01	約 1.7E+14	約 1.3E+13
0.025	約 4.9E+13	約 5.0E+12
0.0375	約 7.3E+14	約 8.0E+12
0.0575	約 1.5E+13	約 2.4E+12
0.085	約 6.5E+14	約 6.7E+12
0.125	約 3.1E+12	約 6.5E+11
0.225	約 4.7E+13	約 1.1E+13
0.375	約 3.3E+13	約 3.7E+13
0.575	約 1.9E+13	約 3.9E+13
0.85	約 2.7E+12	約 1.3E+13
1.25	約 2.3E+12	約 4.9E+12
1.75	約 9.0E+11	約 5.2E+11
2.25	約 7.2E+11	約 5.6E+10
2.75	約 3.7E+10	約 1.3E+08
3.5	約 8.1E+09	約 9.7E+05
5	約 1.9E+09	約 1.3E-02
7	-	-
9.5	-	-

表4 重大事故時における原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm ⁻³)	
	ガス状よう素 (有機, 無機)	エアロゾル系のFP (粒子状よう素含む)
0.01	約 1.1E+14	約 3.9E+12
0.025	約 1.8E+14	約 1.2E+13
0.0375	約 4.2E+13	約 3.3E+12
0.0575	約 1.8E+13	約 2.3E+12
0.085	約 8.6E+13	約 7.4E+11
0.125	約 1.6E+13	約 2.2E+12
0.225	約 3.3E+14	約 1.5E+13
0.375	約 2.5E+15	約 7.5E+12
0.575	約 4.8E+15	約 4.6E+13
0.85	約 2.8E+15	約 2.4E+13
1.25	約 6.2E+14	約 6.3E+12
1.75	約 6.2E+13	約 4.5E+11
2.25	約 4.3E+13	約 1.5E+11
2.75	約 1.0E+12	約 6.3E+09
3.5	-	約 8.4E+07
5	-	約 6.8E+01
7	-	約 7.8E+00
9.5	-	約 8.9E-01

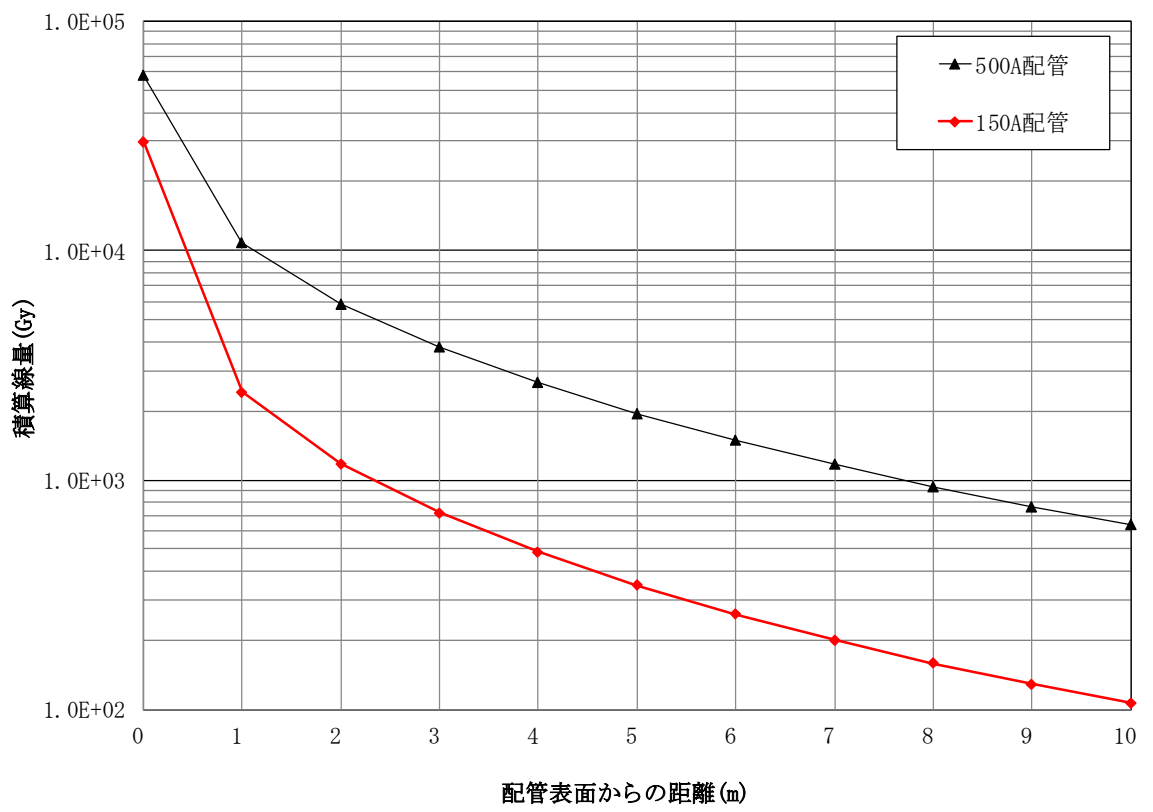


図5 代替循環冷却系配管表面からの距離と線量

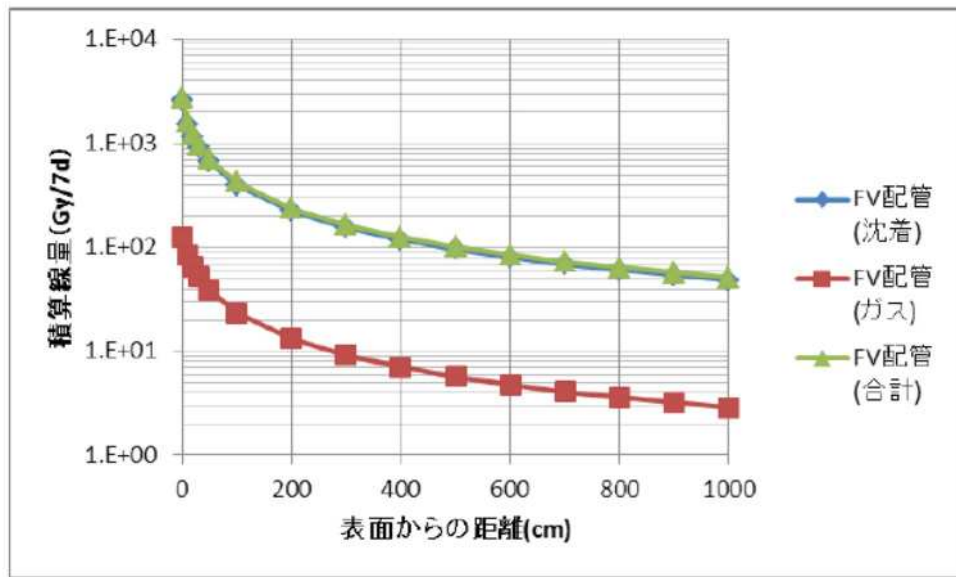


図6 フィルタベント系配管表面からの距離と線量

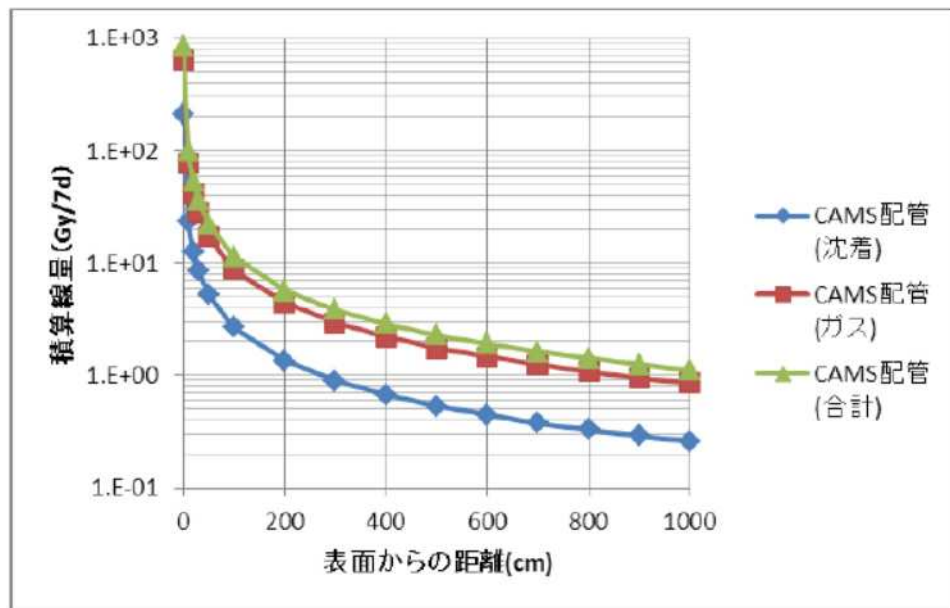
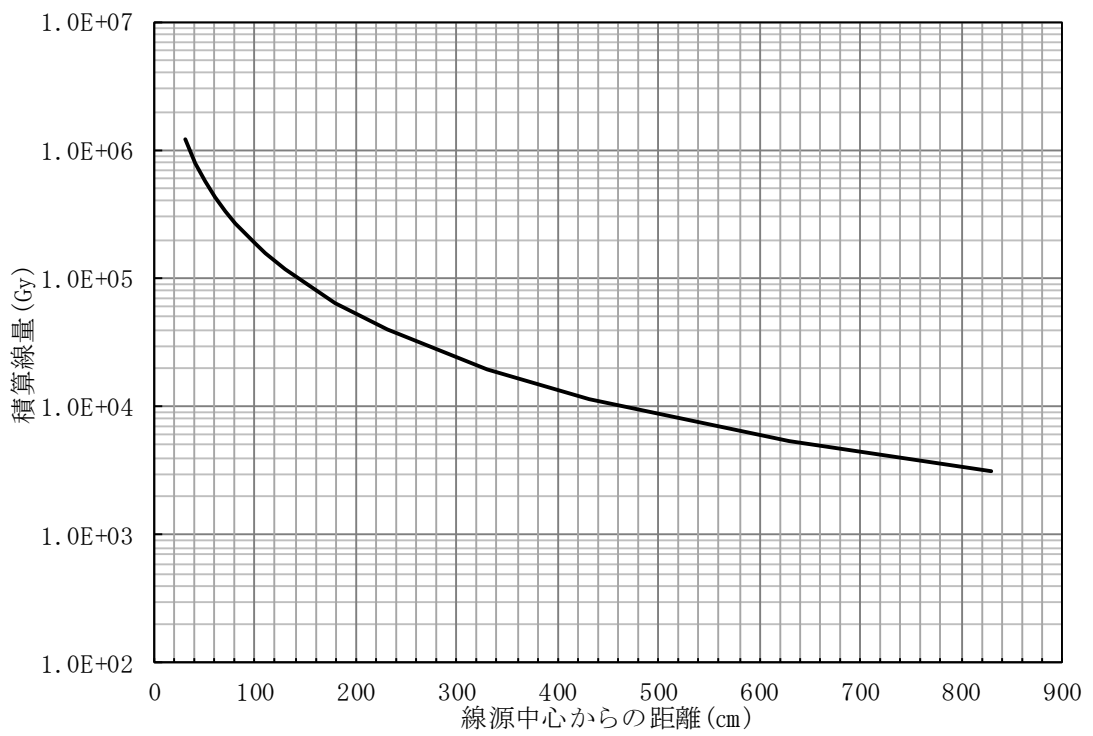
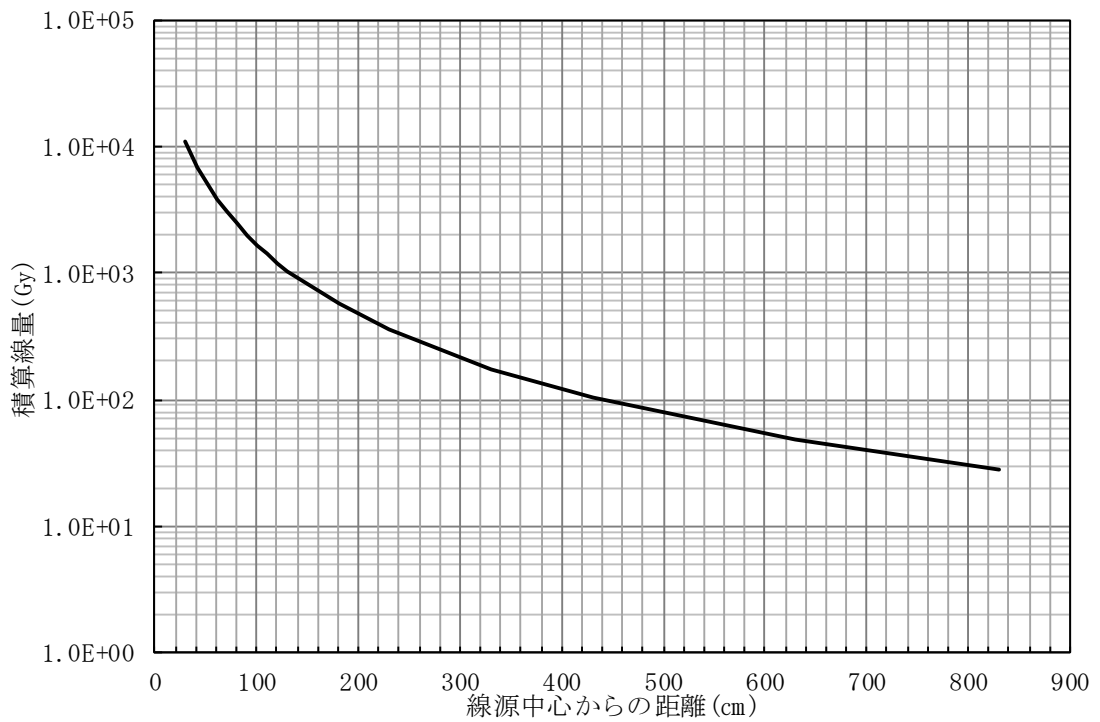


図7 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管表面からの距離と線量
*20A 配管 4 本の場合の評価結果を示す。



(a) ガス状ヨウ素からの影響



(b) エアロゾル状の放射性物質からの影響

図8 原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ表面からの距離と線量

表5 放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備 (1/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}	代替循環冷却系配管 ^{*2}		FV 配管 ^{*2}		CAMS 配管 ^{*2}		SGTS フィルタ ^{*2}		合計 [kGy]	
			[kGy]	距離[cm]	配管径	[kGy]	距離[cm]	[kGy]	距離[cm]	[kGy]	距離[cm]		[kGy]
1	原子炉水位	B21-LT-006A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-006B	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003C	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003F	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
2	残留熱除去系系統流量	E11-FT-008A-2	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E11-FT-008B-2	0.46	264	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
3	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	E11-PT-005A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E11-PT-005B	0.46	186	500A	7	—	—	—	—	—	—	7.5
4	残留熱除去系熱交換器	E11-B001A	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
		E11-B001B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
5	残留熱除去系熱交換器入口温度	E11-TE-006A	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
		E11-TE-006B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
6	サブプレッションチェンバール水位	T31-LT-033	0.46	396	500A	3	—	—	—	—	—	—	3.5
7	原子炉隔離時冷却系系統流量	E51-FT-006	0.46	183	500A	7	—	—	—	—	—	—	7.5
8	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	E11-TE-009B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
9	高压炉心注水系系統流量	E22-FT-007B-2	0.46	263	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
10	高压代替注水系系統流量	E61-FT-006	0.46	212	500A	6	—	—	—	—	—	—	6.5
11	原子炉水位 (SA)	E61-LT-021	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E61-LT-022	0.46	210	500A	6	—	—	—	—	—	—	6.5
12	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	P13-FT-025	0.46	(隣室)	500A	5	266	0.24	—	—	—	—	5.7
13	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	E11-FT-013A	0.46	500	150A	0.4	—	—	—	—	—	—	0.9
14	原子炉圧力	B21-PT-007A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-PT-007B	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-PT-007C	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
15	原子炉圧力 (SA)	B21-PT-012A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
16	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	E11-FT-013B	0.46	100	150A	2.5	—	—	—	—	—	—	3
17	格納容器内圧力 (S/C)	T31-PT-030	0.46	1000	500A	0.7	603	0.085	—	—	—	—	1.3
18	原子炉建屋水素濃度	P91-H2E-003B	0.46	290	150A	0.8	194	0.42	—	—	—	—	1.7
19	非常用ガス処理系排風機	T22-C001A	0.46	(隣室)	500A	5	(隣室)	0.1	—	—	404	11	16.6
		T22-C001B	0.46	(隣室)	500A	5	(隣室)	0.1	—	—	404	11	16.6
20	格納容器内圧力 (D/W)	T31-PT-034	0.46	762	500A	1.5	—	—	—	—	—	—	2

表5 放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備 (2/2)

No.	対象設備	機器番号	空間*1	代替循環冷却系配管*2		FV配管*2		CAMS配管*2		SGTSフィルタ*2		合計
			[kGy]	距離[cm]	配管径	[kGy]	距離[cm]	[kGy]	距離[cm]	[kGy]	距離[cm]	
21	格納容器内水素濃度	D23-H2E-001A	0.46	—	—	—	—	0	0.86	—	—	1.1
		D23-H2E-001B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—
22	格納容器内酸素濃度	D23-O2E-003A	0.46	—	—	—	—	0	0.86	—	—	1.1
		D23-O2E-003B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—
23	復水移送ポンプ*3	P13-C001A	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	30
		P13-C001B	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	30
		P13-C001C	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	30
24	復水貯蔵槽水位 (SA) *3	E61-LT-025	0.01	383	500A	3	—	—	—	—	—	3.1
25	フィルタ装置出口放射線モニタ*4	D11-RE-099A	0.04	—	—	—	30	0.97	—	—	—	1.1
		D11-RE-099B	0.04	—	—	—	30	0.97	—	—	—	1.1
26	復水移送ポンプ吐出圧力*3	P13-PT-011A	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	10
		P13-PT-011B	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	10
		P13-PT-011C	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	10

注記*1 : 空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。(設定値及び設定方法は「V-1-1-7 2.3 環境条件等」にて示す通り)

*2 : 代替循環冷却系配管, FV配管, CAMS配管, SGTSフィルタの値は, 機器の設置エリア又は隣室エリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において, それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。

表中の距離とは高放射性物質を含む配管等と機器との最短距離を示すものであり, 図5~8に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。また, 表中の(隣室)とは機器設置エリアに対して高放射性物質を含む配管等が隣室に設置されていることを示すものであり, 壁面等により直線的な距離の測定が困難であるため, 保守的な距離等を考慮した一律の値を設定する。

*3 : 当該設備については, 設置場所が廃棄物処理建屋内であるため, 配置図(個別に環境放射線を設定するエリアを示した図)については添付資料5に示す。

*4 : 当該設備については, 設置場所が原子炉建屋上であるため, 配置図(個別に環境放射線を設定するエリアを示した図)については添付資料6に示す。

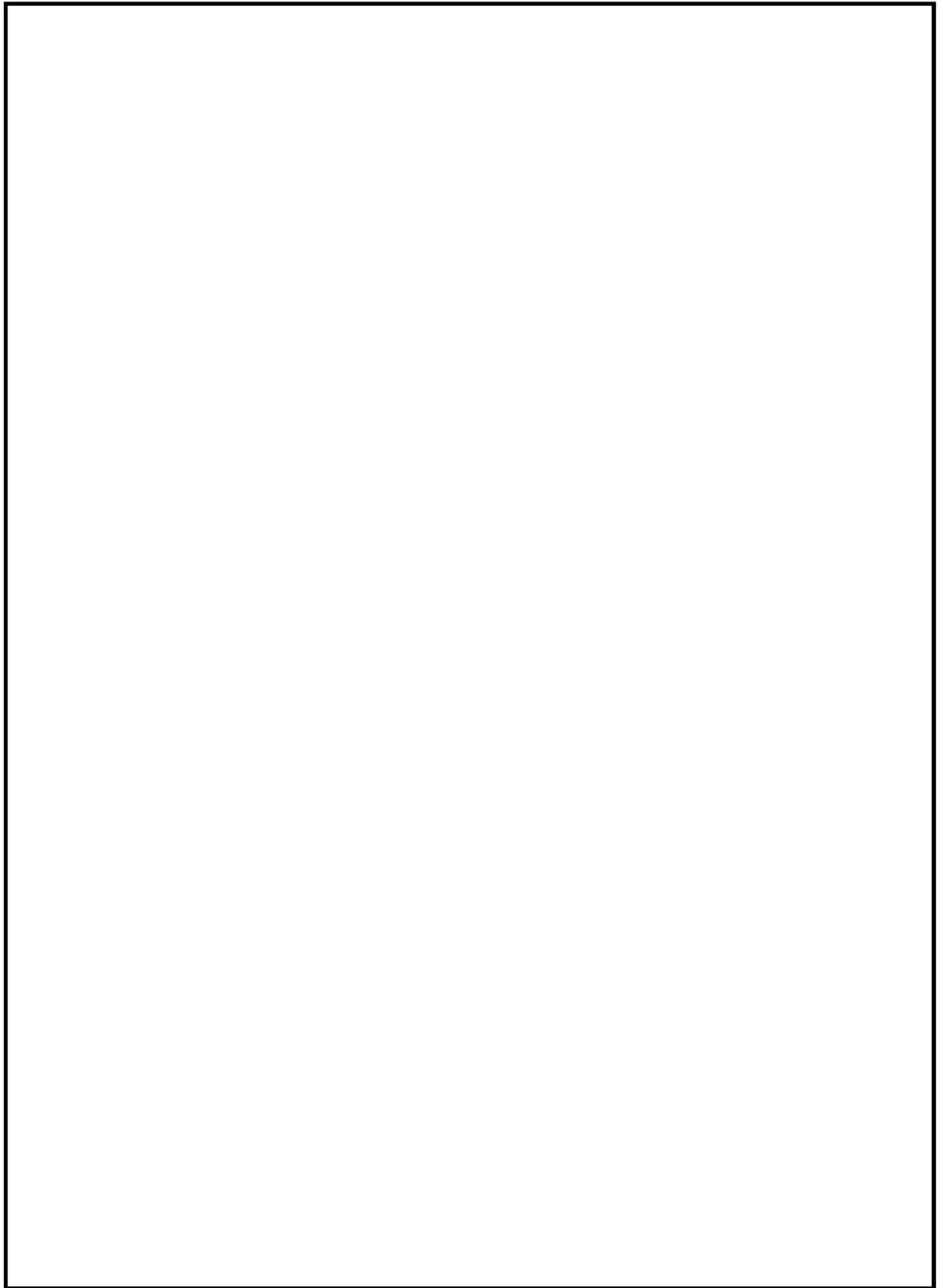


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (1/7)

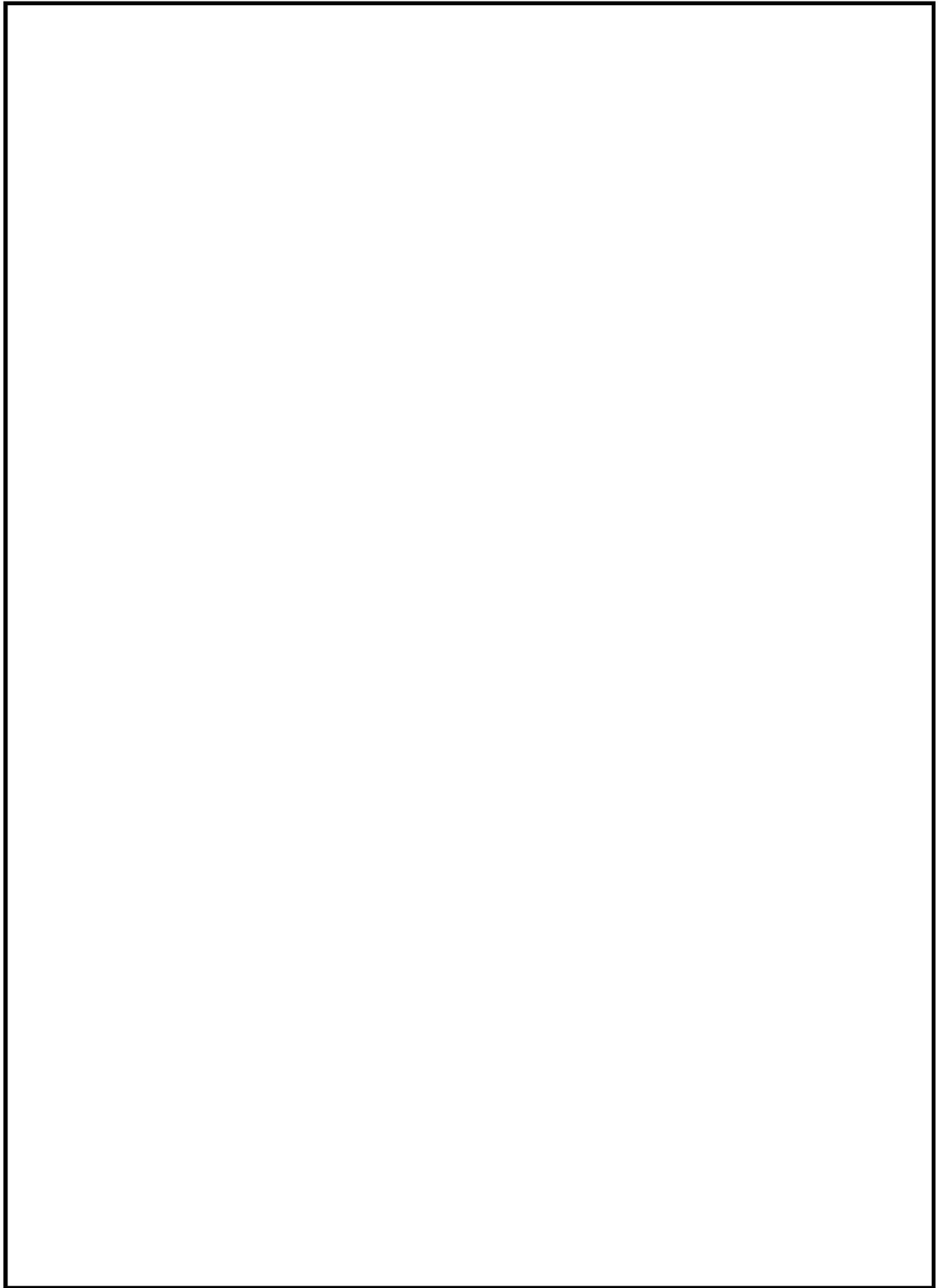


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (2/7)

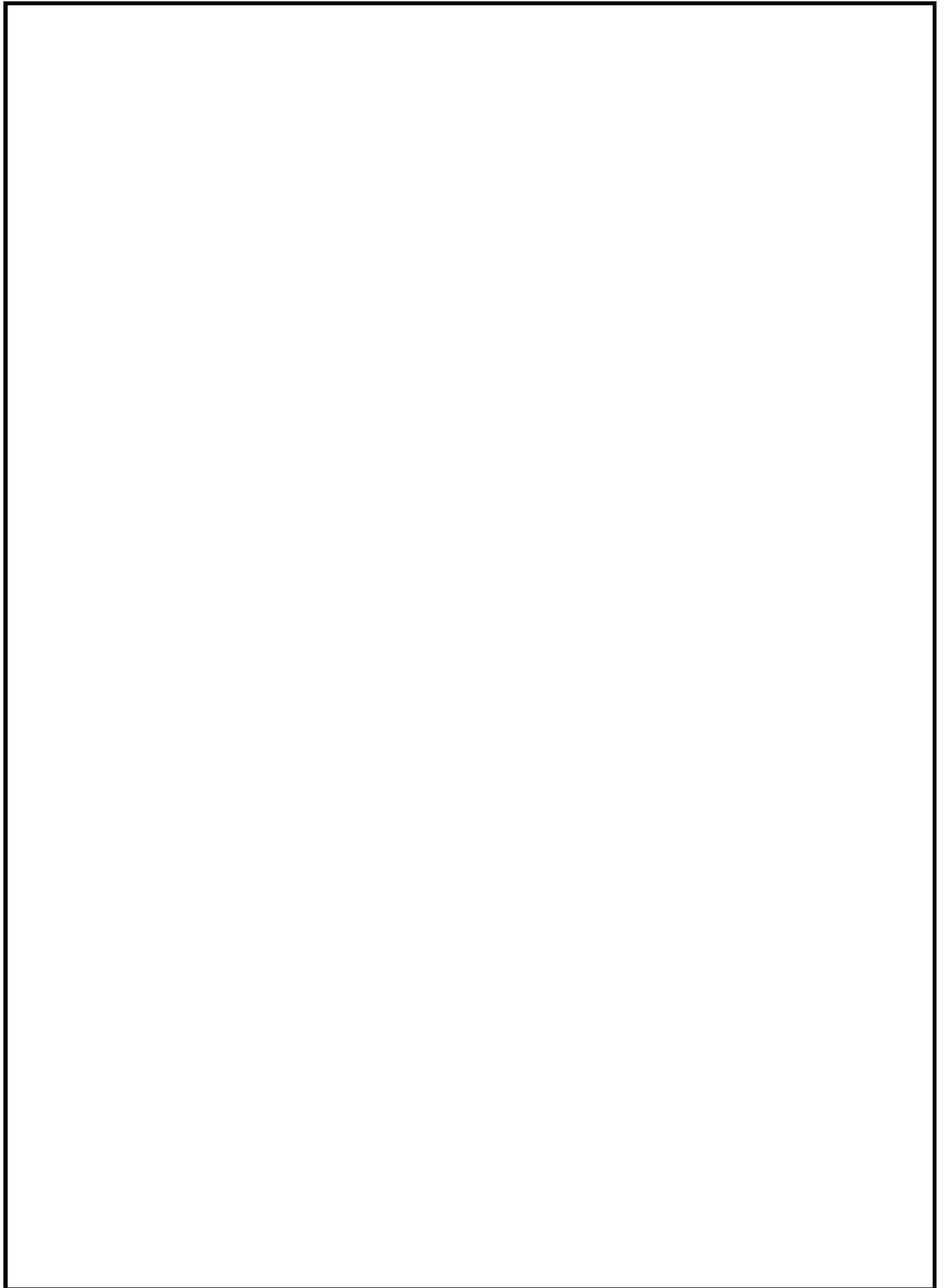


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (3/7)

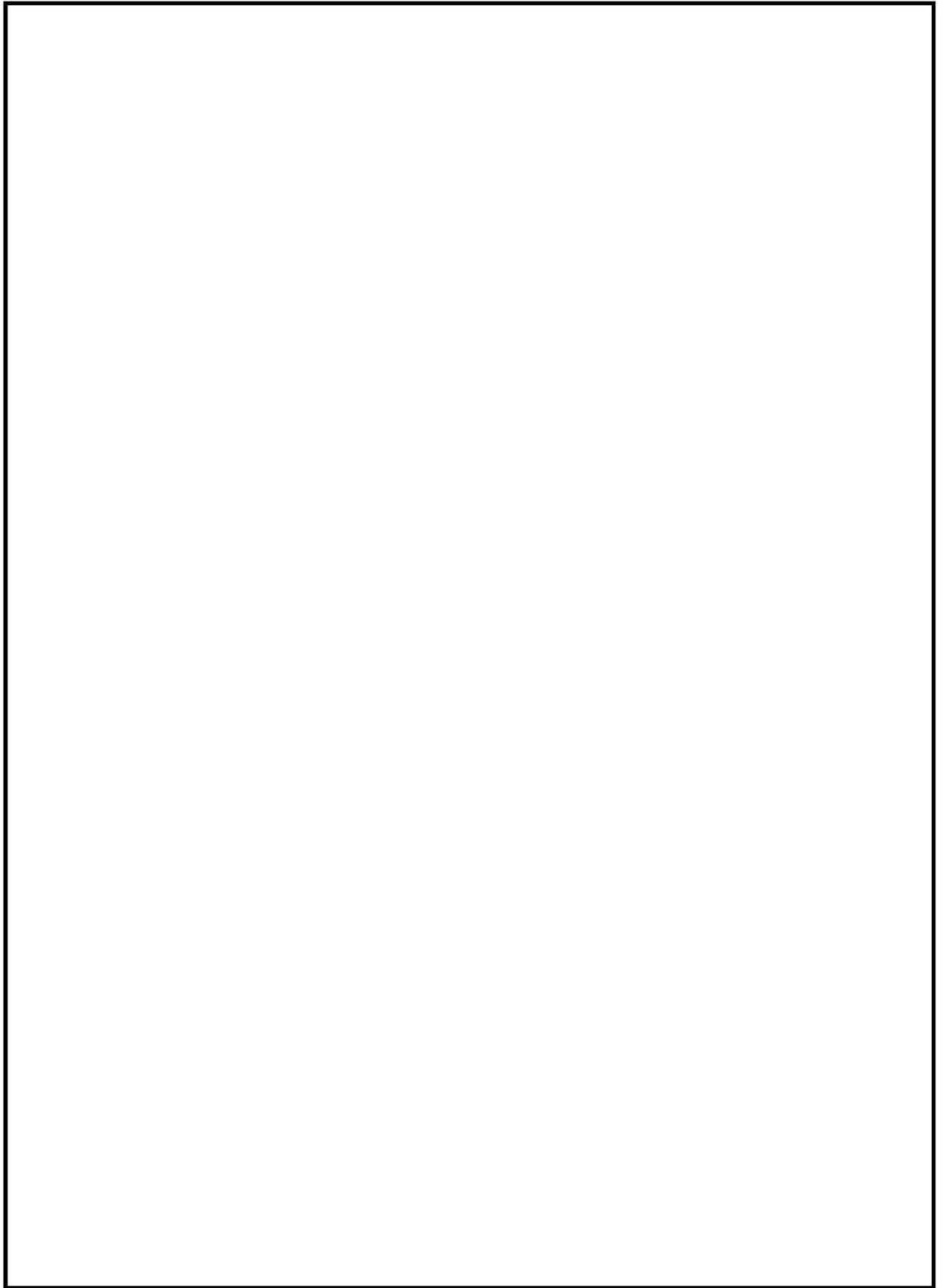


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (4/7)

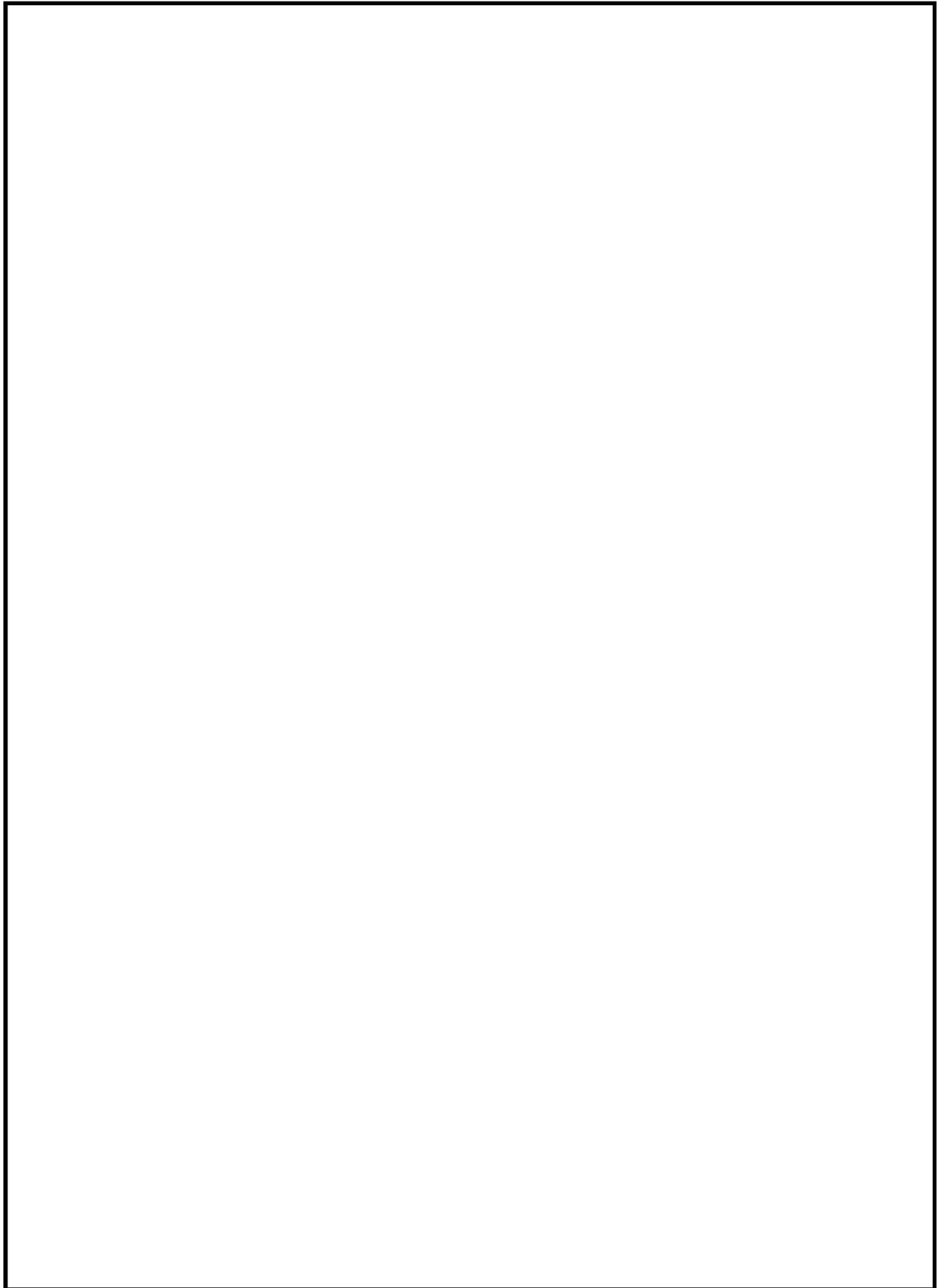


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (5/7)

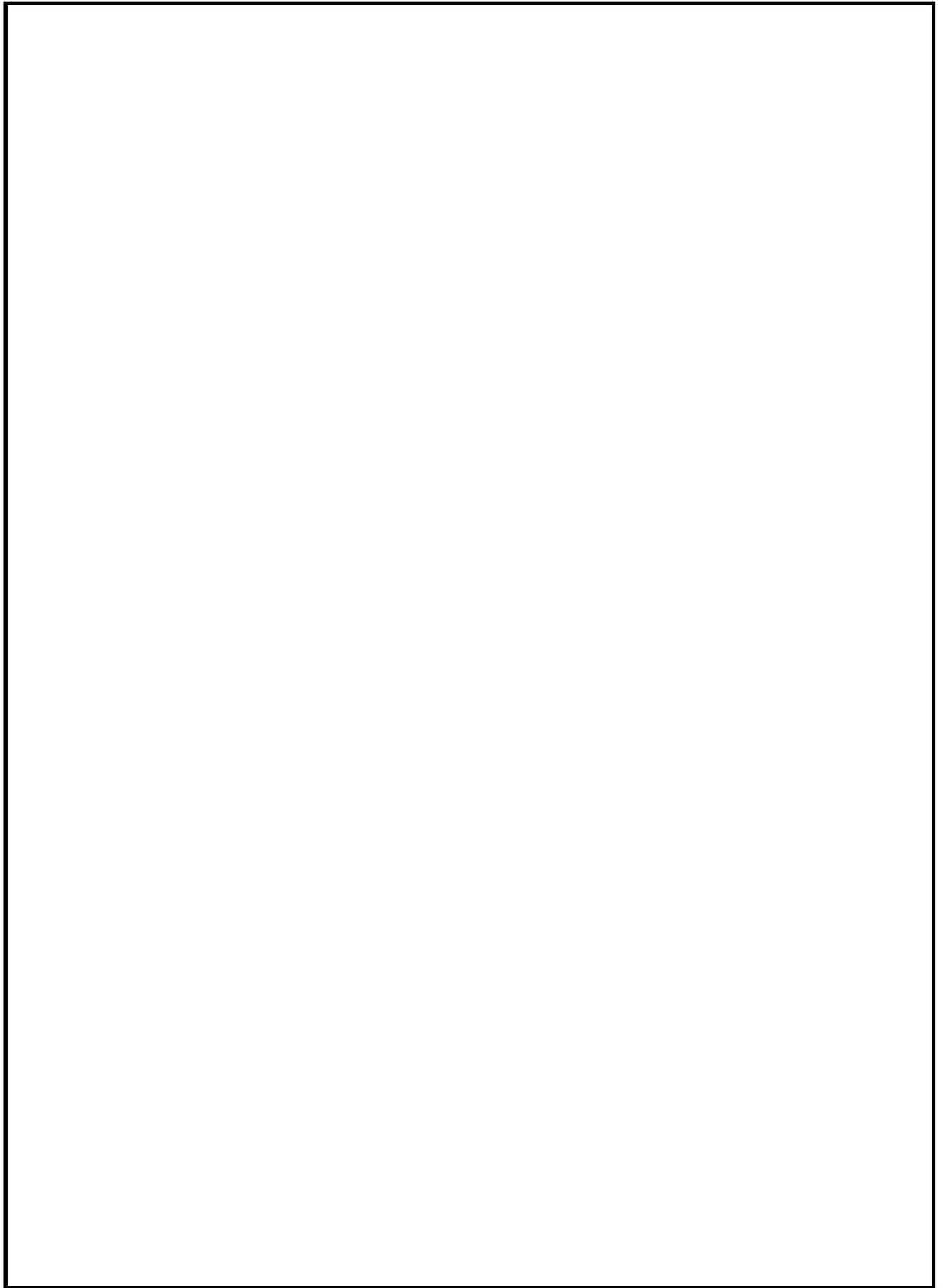


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (6/7)

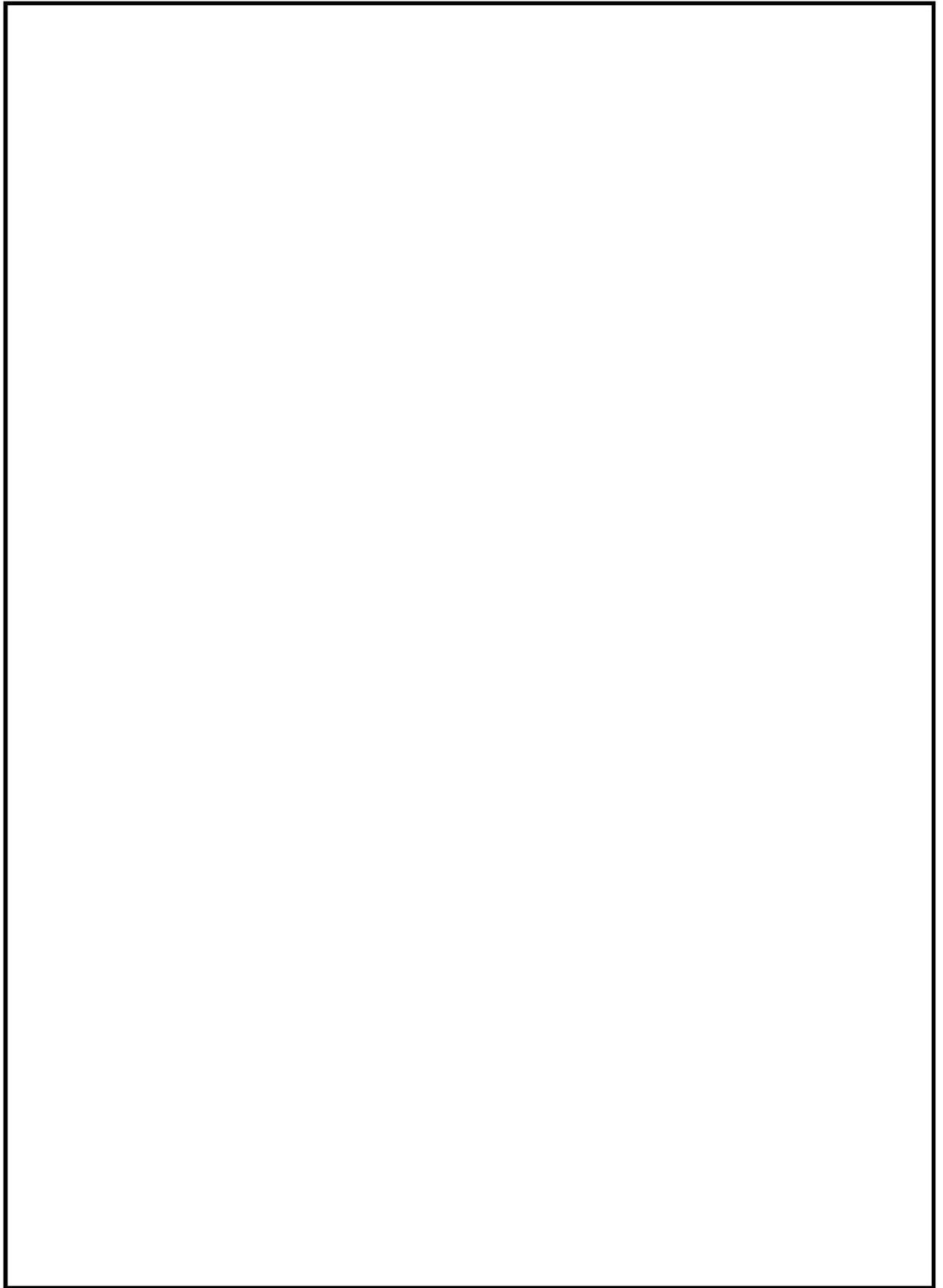


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (7/7)

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 10Gy（5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く 5 号機原子炉建屋内にあつては 40Gy）を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に 10Gy（5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く 5 号機原子炉建屋内にあつては 40Gy）を超える恐れのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し、原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内における放射線源（代替循環冷却系配管*、中央制御室可搬型陽圧化空調フィルタ、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調フィルタ）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

注記*：廃棄物処理建屋内に敷設されている代替循環冷却系配管からの線量影響については、添付資料 4「原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域内）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 4 及び表 1～表 2 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 5 に示す。

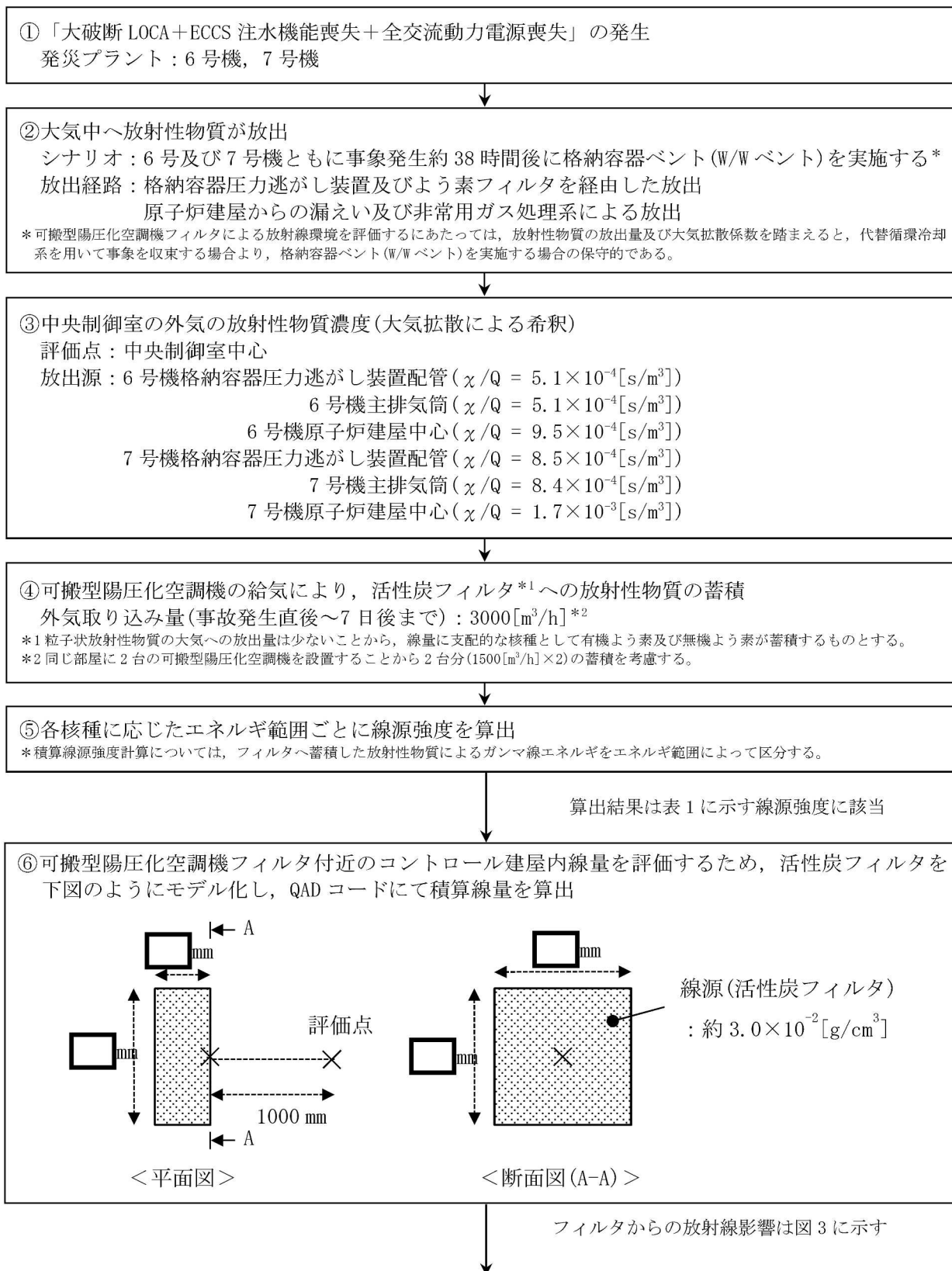


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(中央制御室可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(1/2)

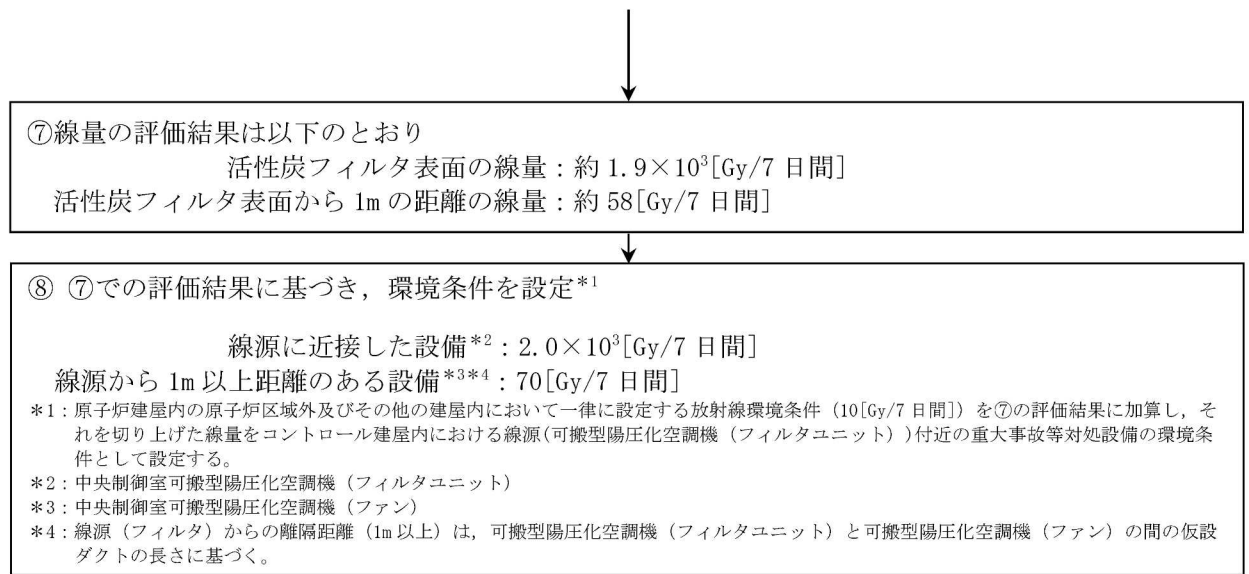


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源（中央制御室可搬型陽圧化空調機）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

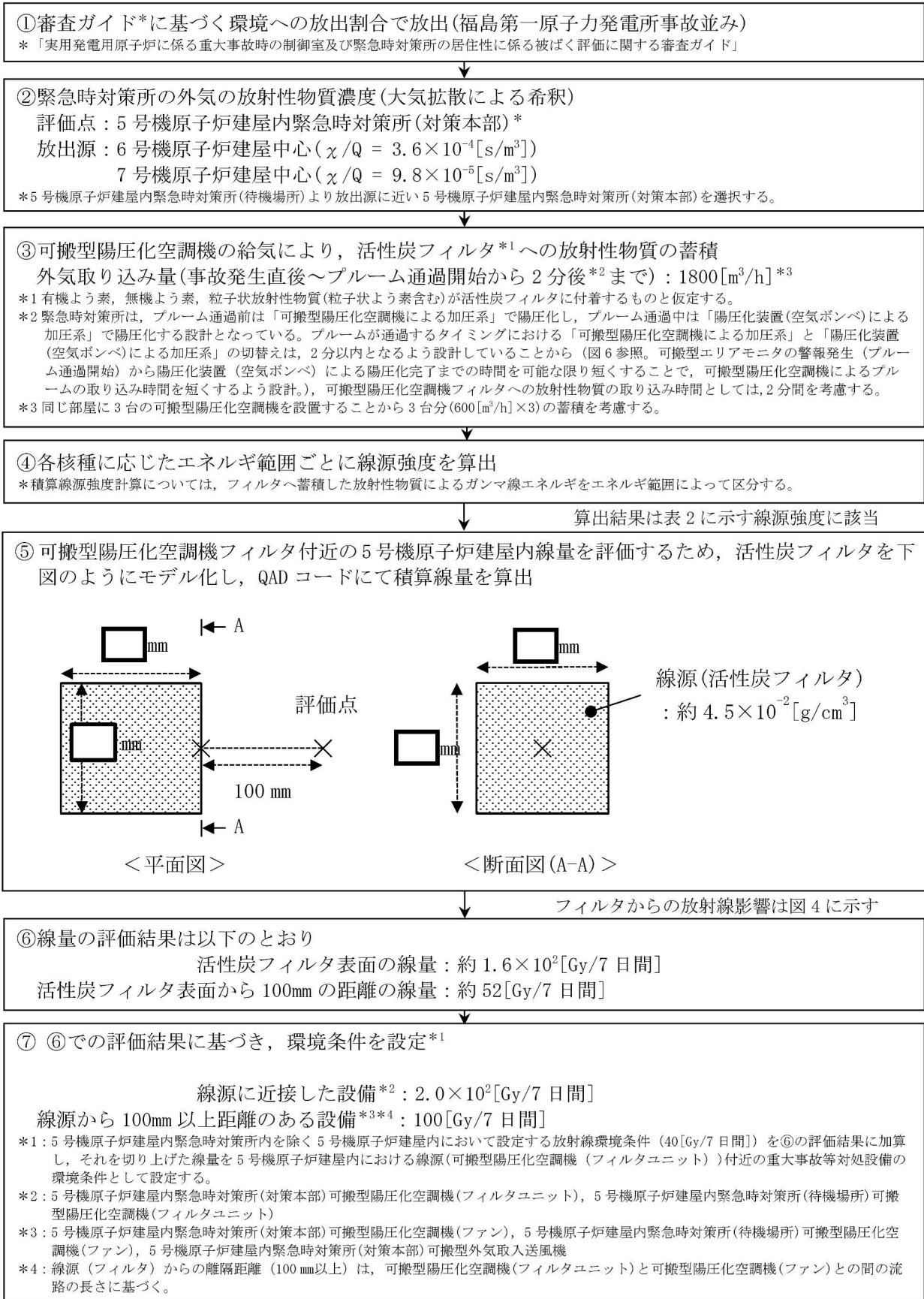


図2 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における中央制御室可搬型陽圧化空調フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	大LOCA (W/Wベントシナリオ) (フィルタ流量: 1500m ³ /h)	
	積算線源強度 (photons/7d)	
	6号機	7号機
0.02	約 8.18E+15	約 1.42E+16
0.03	約 2.47E+16	約 4.28E+16
0.045	約 4.95E+15	約 8.59E+15
0.07	約 1.20E+15	約 2.08E+15
0.1	約 1.30E+16	約 2.25E+16
0.15	約 4.56E+14	約 7.91E+14
0.3	約 4.14E+16	約 7.19E+16
0.45	約 3.97E+17	約 6.88E+17
0.7	約 1.63E+17	約 2.84E+17
1.0	約 3.70E+16	約 6.42E+16
1.5	約 1.22E+16	約 2.12E+16
2.0	約 1.34E+15	約 2.30E+15
2.5	約 4.25E+14	約 7.35E+14
3.0	約 7.89E+12	約 1.37E+13
4.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
6.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
8.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
11.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00

表2 重大事故時における5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	福島第一原子力発電所事故相当 (フィルタ流量: 600m ³ /h)			
	6号機積算線源強度 (photons/7d)		7号機積算線源強度 (photons/7d)	
	無機, 有機よう素	粒子状放射性物質	無機, 有機よう素	粒子状放射性物質
0.01	3.27E+12	1.99E+14	8.90E+11	5.41E+13
0.02	3.27E+12	1.99E+14	8.90E+11	5.41E+13
0.03	1.91E+13	2.86E+15	5.21E+12	7.79E+14
0.045	3.86E+12	6.38E+14	1.05E+12	1.74E+14
0.06	5.82E+11	3.17E+14	1.58E+11	8.64E+13
0.07	3.88E+11	2.11E+14	1.06E+11	5.76E+13
0.075	1.68E+12	3.88E+13	4.56E+11	1.06E+13
0.1	8.38E+12	1.94E+14	2.28E+12	5.29E+13
0.15	3.67E+11	1.84E+14	1.00E+11	5.00E+13
0.2	1.07E+13	1.37E+15	2.92E+12	3.72E+14
0.3	2.14E+13	2.73E+15	5.84E+12	7.44E+14
0.4	2.05E+14	4.09E+15	5.57E+13	1.11E+15
0.45	1.02E+14	2.05E+15	2.79E+13	5.57E+14
0.51	3.23E+13	2.78E+15	8.78E+12	7.56E+14
0.512	1.08E+12	9.26E+13	2.93E+11	2.52E+13
0.6	4.73E+13	4.08E+15	1.29E+13	1.11E+15
0.7	5.38E+13	4.63E+15	1.46E+13	1.26E+15
0.8	9.78E+12	2.03E+15	2.66E+12	5.53E+14
1.0	1.96E+13	4.07E+15	5.32E+12	1.11E+15
1.33	6.79E+12	9.34E+14	1.85E+12	2.54E+14
1.34	2.06E+11	2.83E+13	5.60E+10	7.71E+12
1.5	3.29E+12	4.53E+14	8.87E+11	1.23E+14
1.66	3.71E+11	3.38E+13	1.01E+11	9.20E+12
2.0	7.89E+11	7.18E+13	2.15E+11	1.95E+13
2.5	3.40E+11	7.31E+13	9.27E+10	1.99E+13
3.0	6.04E+09	1.61E+12	1.64E+09	4.38E+11
3.5	0.00E+00	1.32E+07	0.00E+00	3.60E+06
4.0	0.00E+00	1.32E+07	0.00E+00	3.60E+06
4.5	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
5.0	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
5.5	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
6.0	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
6.5	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
7.0	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
7.5	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
8.0	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
10.0	0.00E+00	9.70E-01	0.00E+00	2.64E-01
12.0	0.00E+00	4.85E-01	0.00E+00	1.32E-01
14.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

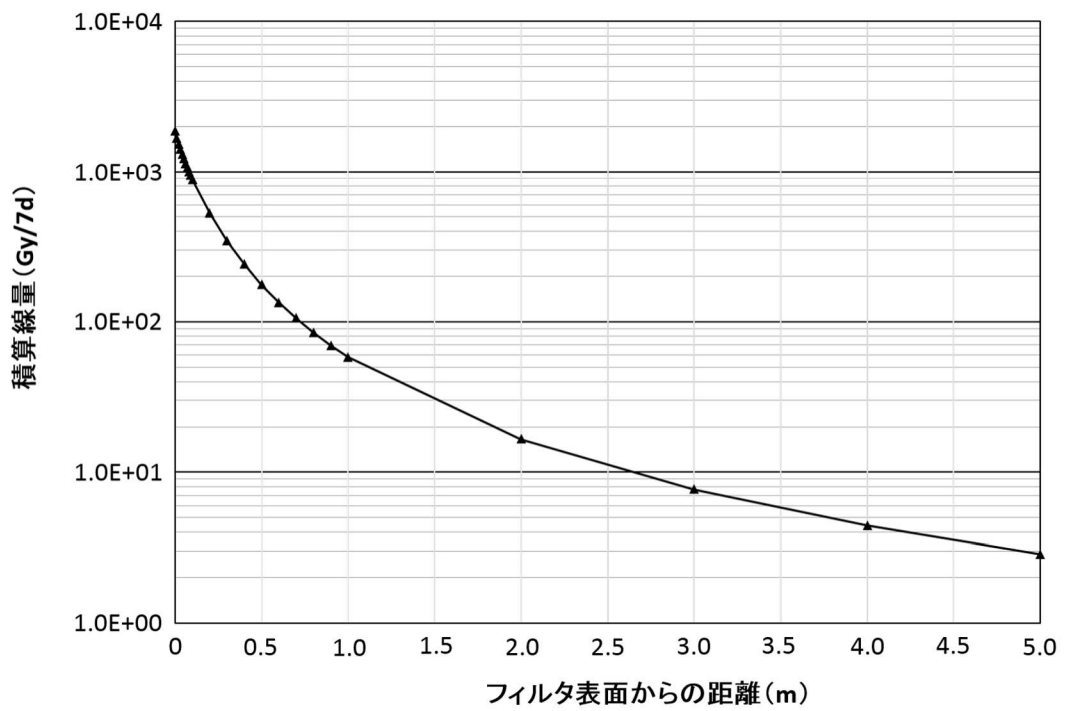


図3 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

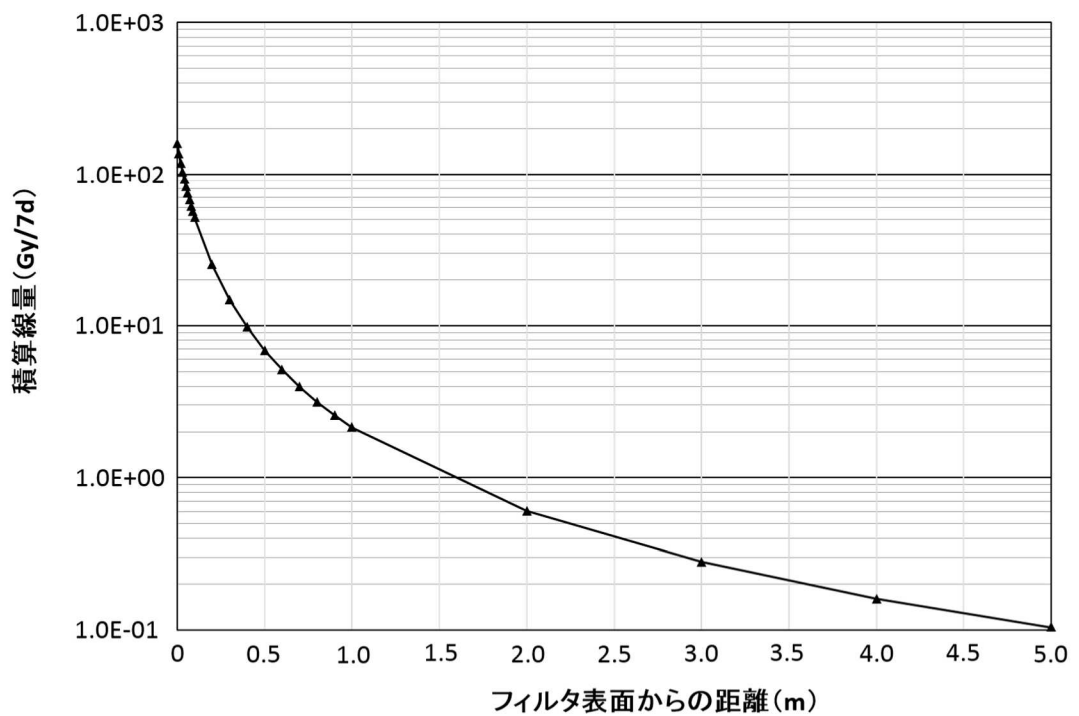


図4 5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

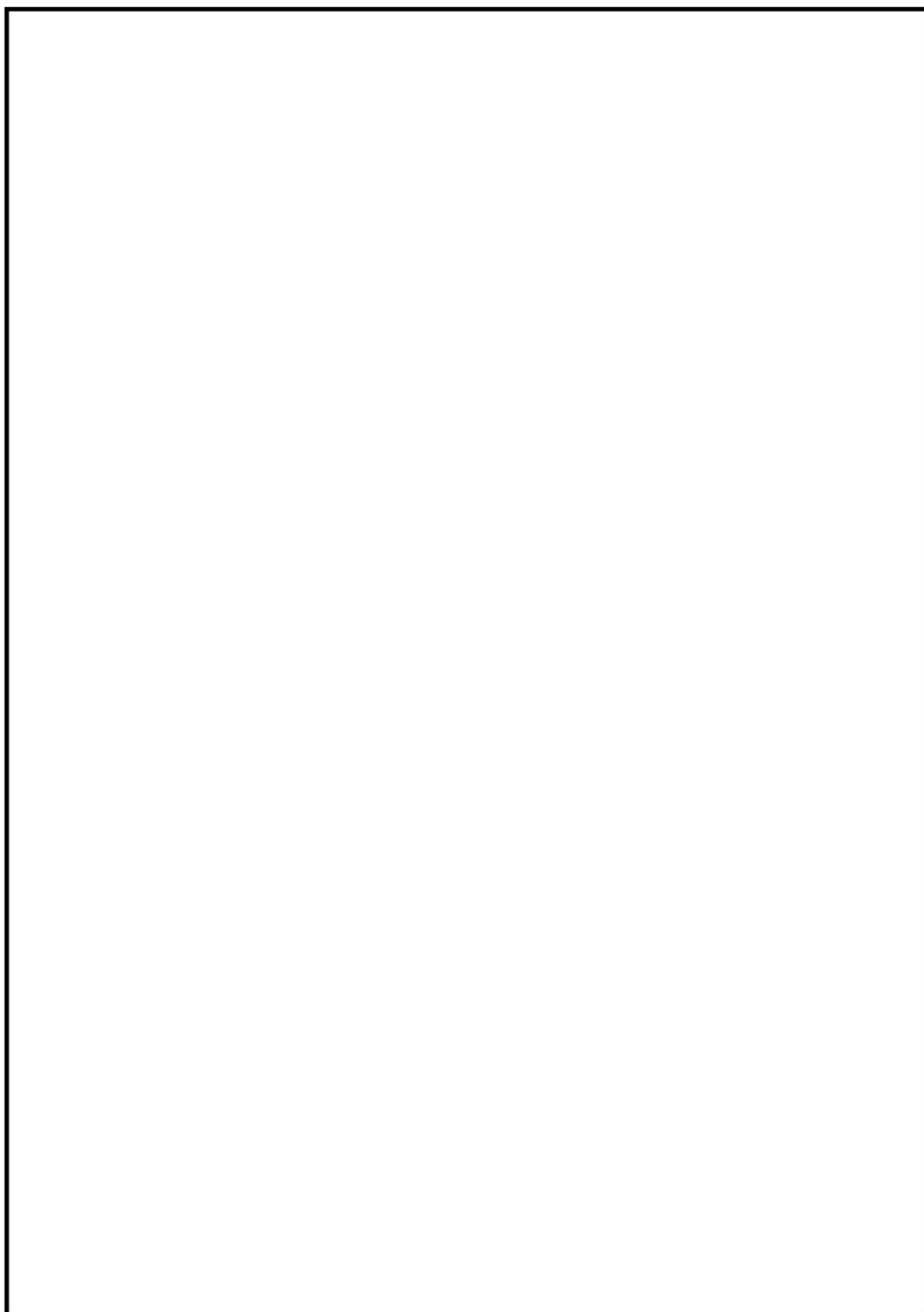


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (1/3)

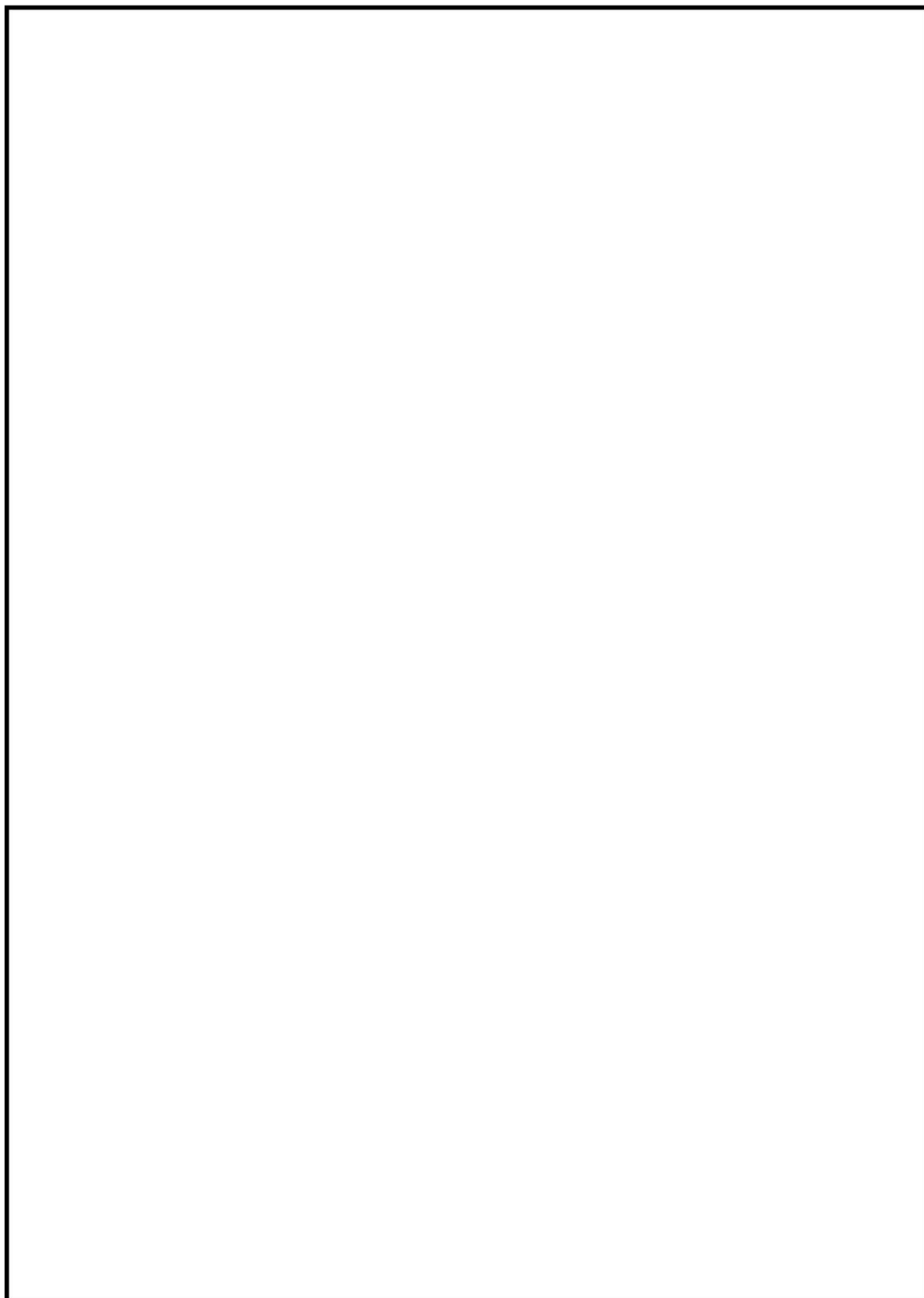


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (2/3)

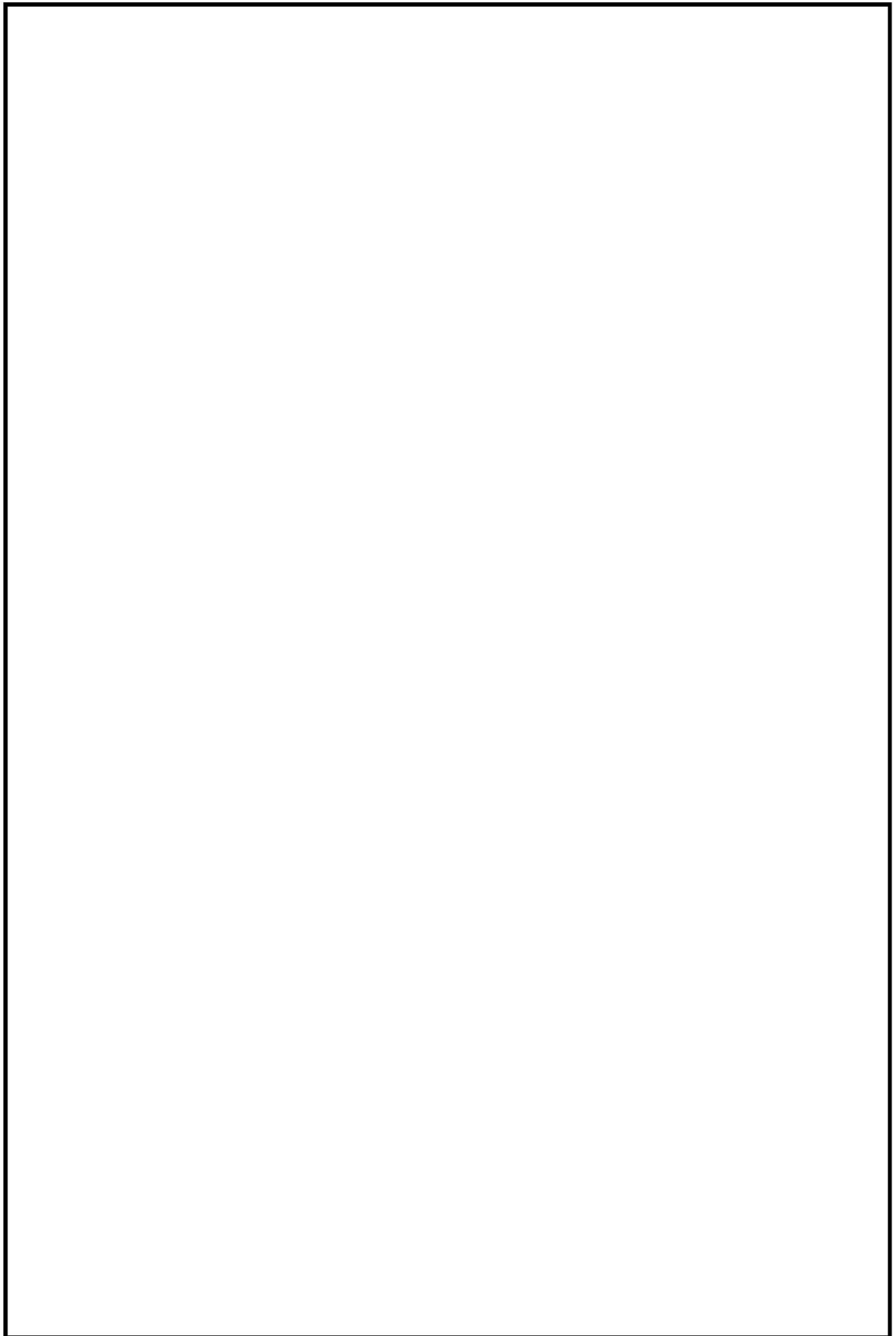


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (3/3)

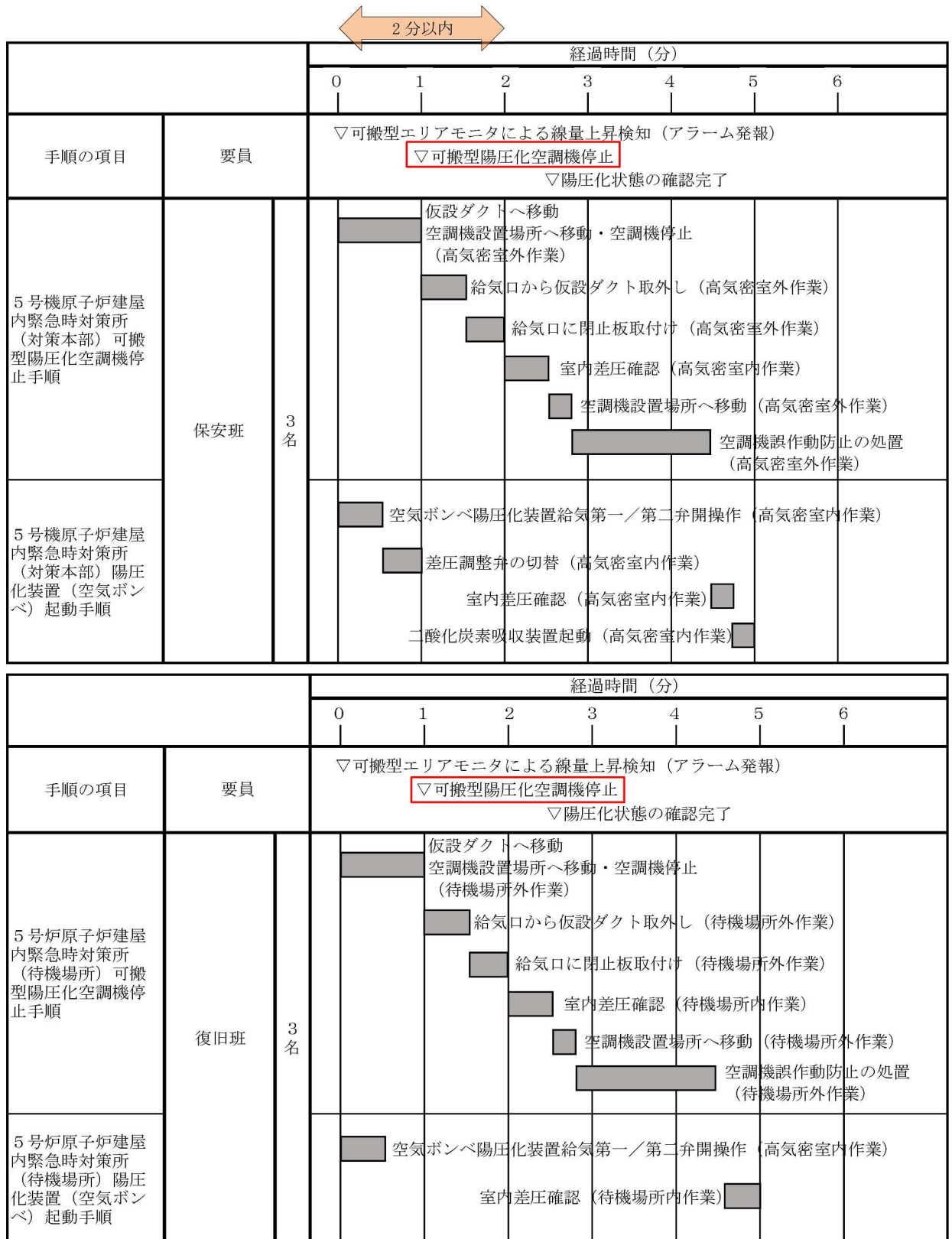


図6 陽圧化装置 (空気ポンベ) により陽圧化を開始する場合 (プルーム通過中) のタイムチャート

屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

屋外は、原則として放射線環境条件として一律 40Gy を設定するが、重大事故等対処設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に 40Gy を超える恐れがある場合は、以下に示すとおり個別に確認した値を放射線環境条件として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し、屋外における放射線源（格納容器圧力逃がし装置及びその付属設備*）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける放射線環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、対象となる重大事故等対処設備と放射線源との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

注記* : 原子炉建屋屋上に敷設されているフィルタベント系配管からの線量影響については、添付資料 4「原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域内）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

屋外において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 5 及び表 1 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 6 に示す。

①「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の発生
シナリオ：事象発生約 38 時間後に格納容器ベント（D/W ベント）を実施する

②格納容器圧力逃がし装置への放射性物質の流入
評価対象線源：
 よう素フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 スクラバ水：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 金属フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が，格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 主配管*1：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が，格納容器ベント直後に配管 100m に付着すると想定
 ドレン配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 pH計装配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 注記*1：フィルタ装置入口側
 注記*2：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を，フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m³と仮定）で除した濃度を想定

③各核種に応じ，ガンマ線エネルギー範囲ごとに線源強度を算出
*積算線源強度計算については，各線源の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分する。

算出結果は表 1 に示す線源強度に該当

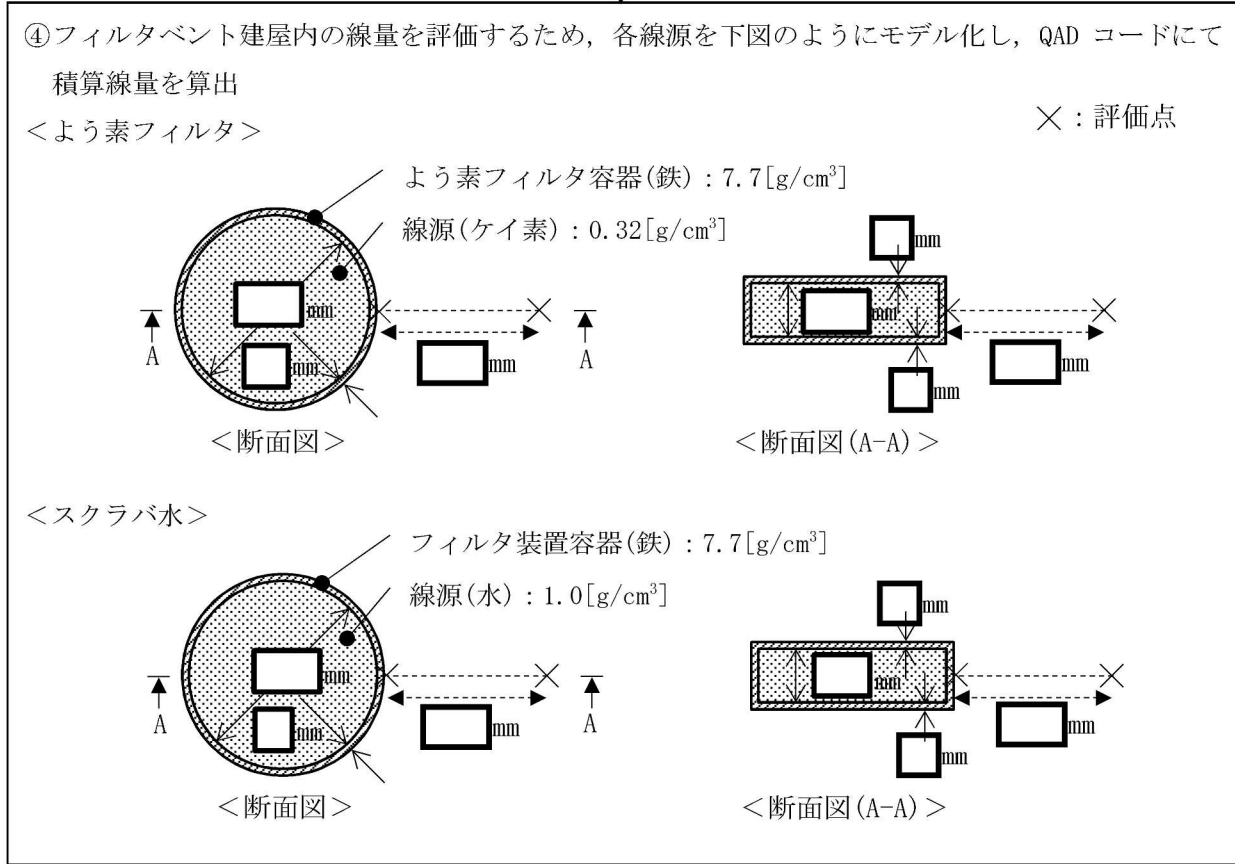
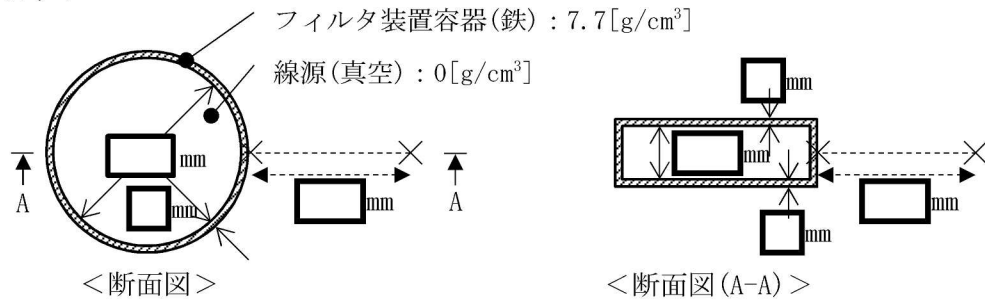


図1 重大事故時における屋外の線源（格納容器圧力逃がし装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/3）

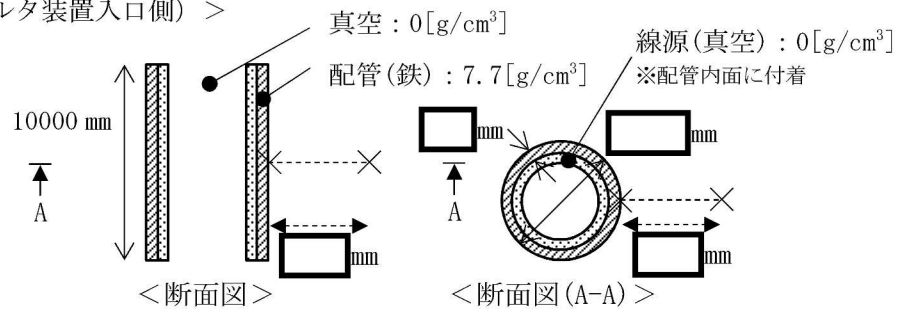
④フィルタベント建屋内の線量を評価するため、各線源を下図のようにモデル化し、QAD コードにて積算線量を算出

<金属フィルタ>

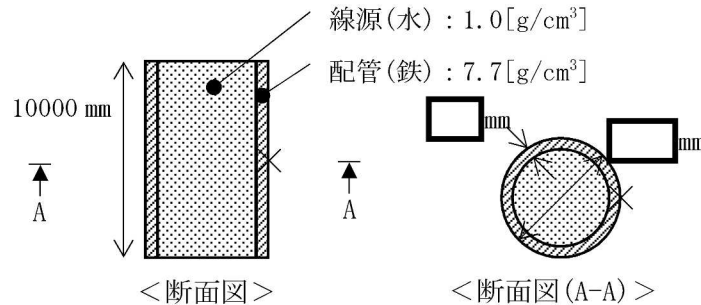
×：評価点



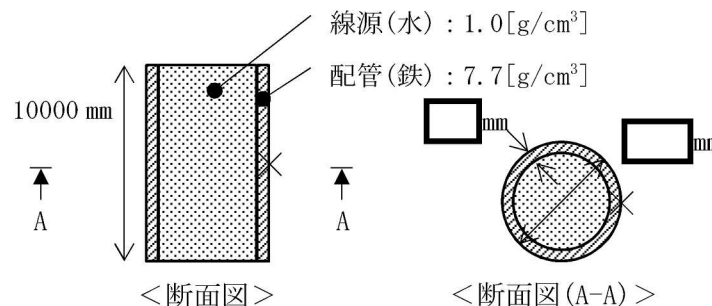
<主配管 (フィルタ装置入口側)>



<ドレン配管>



<pH計装配管>



よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ及び主配管 (フィルタ装置入口側) からの放射線影響は図2～図5に示す

図1 重大事故時における屋外の線源 (格納容器圧力逃がし装置) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2/3)

⑤線量評価結果は以下のとおり

よう素フィルタ表面の線量	: 約 2.7×10^5 [Gy/7 日間] ^{*1}
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 4.7×10^4 [Gy/7 日間] ^{*2}
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 6.3×10^3 [Gy/7 日間] ^{*2}
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 2.9×10^3 [Gy/7 日間] ^{*1}
スクラバ水表面の線量	: 約 1.5×10^4 [Gy/7 日間]
スクラバ水表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 1.8×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面の線量	: 約 7.3×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 1.6×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 2.9×10^2 [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面の線量	: 約 4.4×10^3 [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面から <input type="text"/> m の線量	: 約 9.9×10^1 [Gy/7 日間]
ドレン配管表面の線量	: 約 1.1×10^3 [Gy/7 日間]
pH計装配管表面の線量	: 約 7.8×10^2 [Gy/7 日間]

注記*1 : よう素フィルタ本体2基分の線量（よう素フィルタ本体1基分の2倍）
注記*2 : よう素フィルタ本体1基分の線量

⑥⑤での評価結果に基づき、環境条件を設定

*⑤での評価結果を上回る線量をフィルタベント格納槽内及びフィルタベント建屋附室内における線源付近の重大事故等対処設備の環境条件として設定する。

各線源に近接した設備^{*1} : 3.0×10^5 [Gy/7 日間]^{*2}
ドレン移送ポンプ^{*3} : 7.0×10^3 [Gy/7 日間]^{*4}
pH計装配管に近接した設備^{*5} : 4.0×10^3 [Gy/7 日間]^{*6}
フィルタベント遮蔽壁^{*7} : 6.4×10^4 [Gy/7 日間]^{*8}

注記*1 : フィルタ装置、よう素フィルタ、ラブチャーディスク、ドレンタンク、配管遮蔽
注記*2 : 保守的に各線源の表面線量を合算。
注記*3 : よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ、主配管（フィルタ装置入口側）からそれぞれ m, m, m, m 以上距離のある設備。
注記*4 : 各線源による線量を合算。よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ、主配管（フィルタ装置入口側）については距離を考慮した線量を、ドレン配管、pH計装配管については表面線量を用いた。
注記*5 : フィルタベント建屋附室内に存在する設備（フィルタ装置水位、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水pH）
注記*6 : 計器ラック内はpH計装配管が複数存在することから、保守的にpH計装配管表面の線量評価結果を5倍した。
注記*7 : スクラバ水、金属フィルタからそれぞれ m, m 以上距離のある設備。また、よう素フィルタ2基からそれぞれ m, m の距離がある設備（フィルタベント遮蔽壁の壁面から見て、相対的に距離が近いよう素フィルタと距離が遠いよう素フィルタが存在し、それぞれの水平距離を設定する）。
注記*8 : 各線源による線量を合算。よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタについては距離を考慮した線量を、主配管（フィルタ装置入口側）、ドレン配管、pH計装配管については表面線量を用いた。

図1 重大事故時における屋外の線源（格納容器圧力逃がし装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（3/3）

表1 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置の線源強度

代表エネルギー (MeV)	積算線源強度	
	スクラバ水*1 (photons/7日間)	よう素フィルタ*2 (photons/7日間)
0.02	約 2.3×10^{21}	約 9.0×10^{21}
0.03	約 1.4×10^{21}	約 4.2×10^{21}
0.045	約 6.9×10^{20}	約 3.0×10^{21}
0.07	約 5.0×10^{20}	約 1.4×10^{21}
0.1	約 4.9×10^{20}	約 3.3×10^{21}
0.15	約 2.8×10^{20}	約 4.4×10^{20}
0.3	約 1.6×10^{21}	約 4.7×10^{21}
0.45	約 4.5×10^{21}	約 3.9×10^{22}
0.7	約 6.1×10^{21}	約 1.7×10^{22}
1.0	約 2.9×10^{21}	約 4.2×10^{21}
1.5	約 6.4×10^{20}	約 1.2×10^{21}
2.0	約 4.9×10^{20}	約 1.0×10^{20}
2.5	約 2.6×10^{19}	約 4.6×10^{19}
3.0	約 1.8×10^{19}	約 9.8×10^{17}
4.0	約 1.5×10^{17}	0
6.0	約 8.4×10^{12}	0
8.0	約 4.7×10^8	0
11.0	約 5.4×10^7	0

注記*1 : ドレンライン及びpH計装配管の評価には、スクラバ水の線源を水量(35m³と仮定)で除した単位体積あたりの積算線源強度を用いる。金属フィルタに取り込まれる線源及び主配管100m(フィルタ装置入口側)に付着する線源の線源強度は同じであり、スクラバ水の線源強度の10%である。

注記*2 : よう素フィルタ本体2基分。

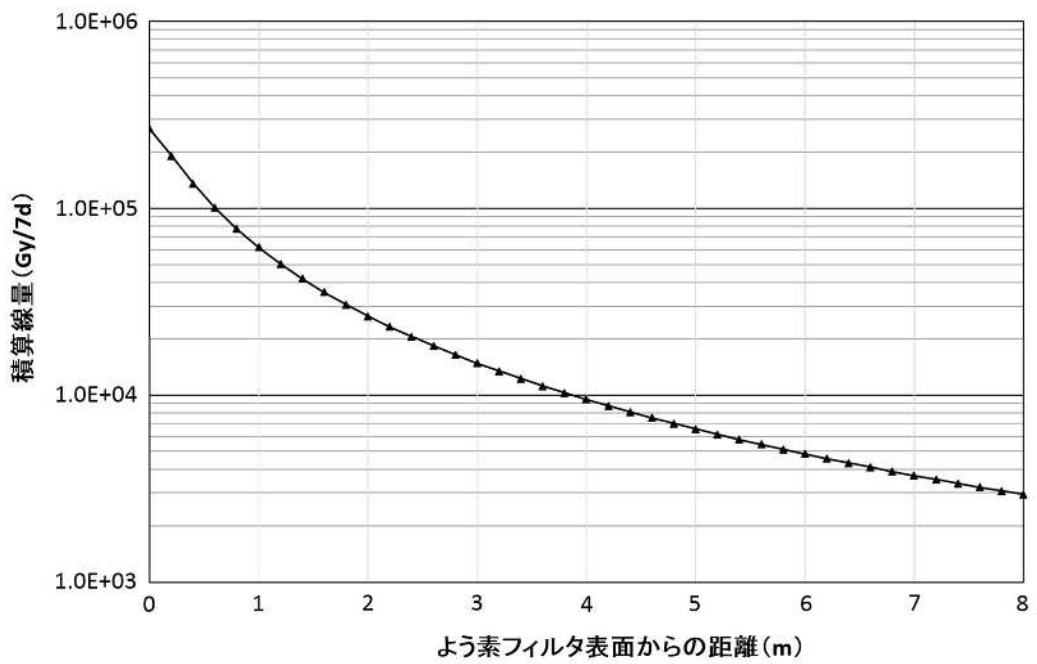


図2 よう素フィルタ (2 基分) からの距離と線量

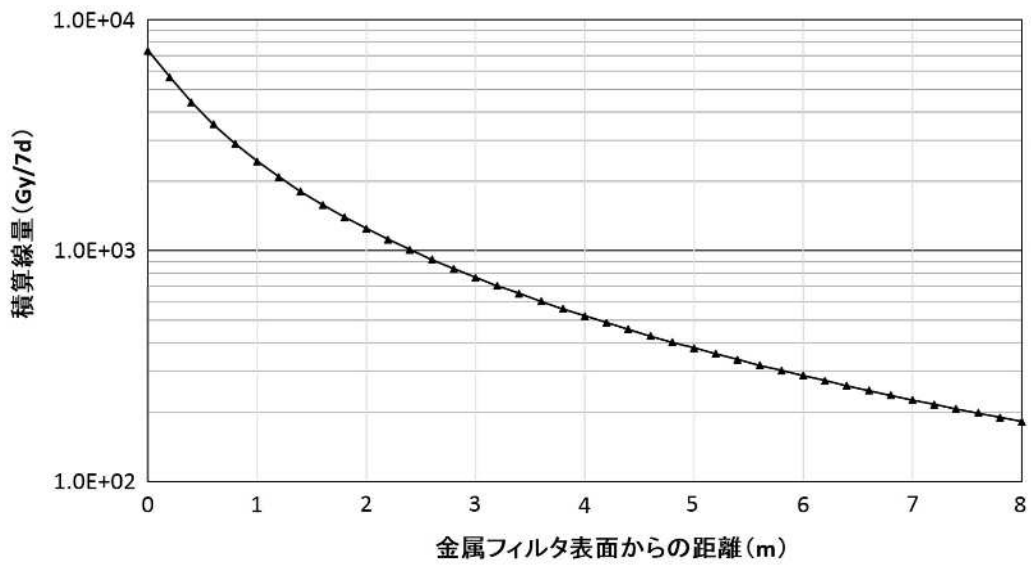


図3 金属フィルタからの距離と線量

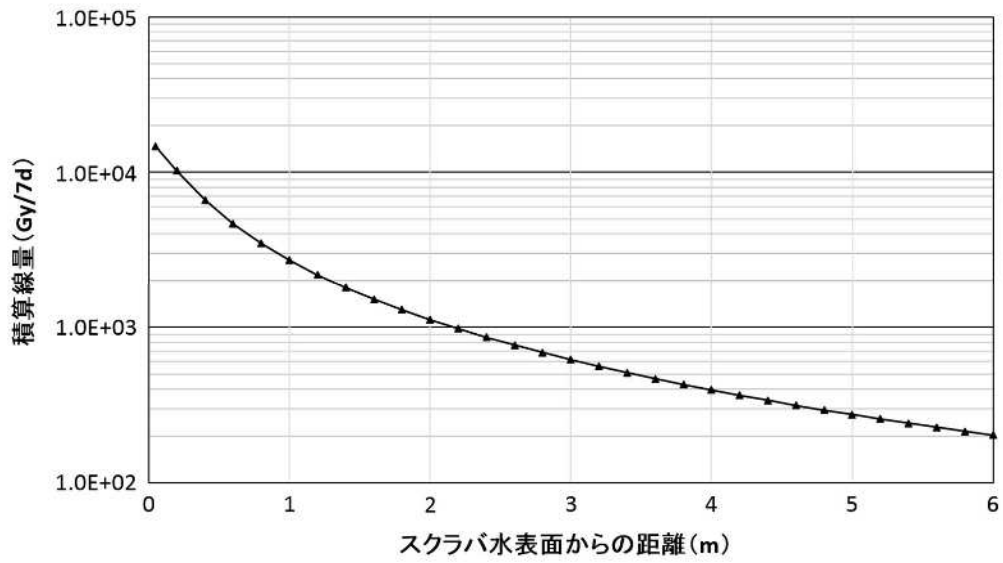


図4 スクラバ水からの距離と線量

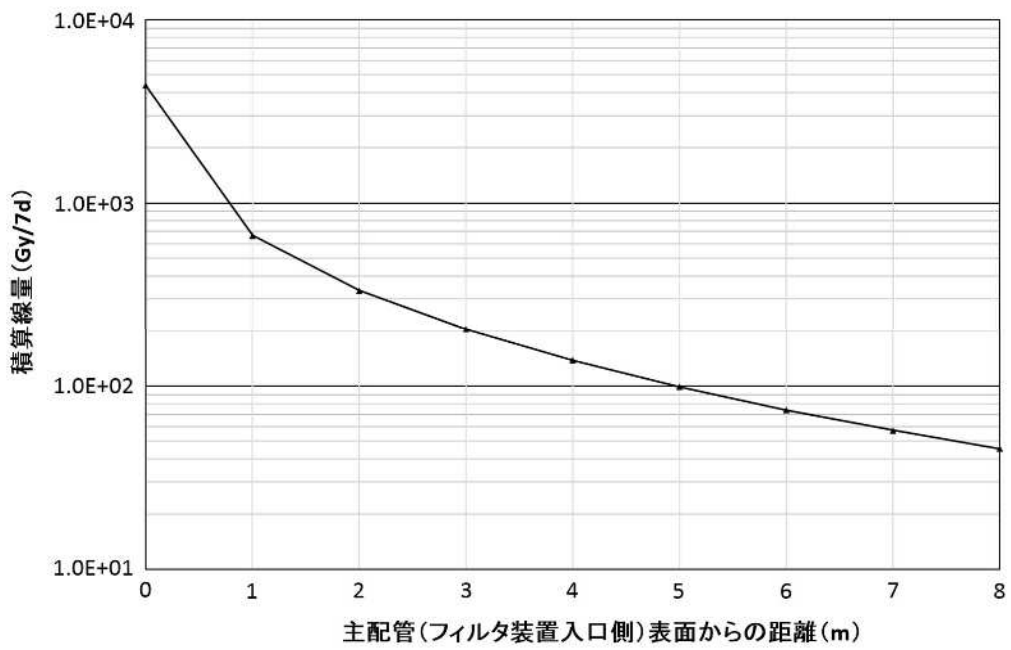


図5 主配管（フィルタ装置入口側）からの距離と線量

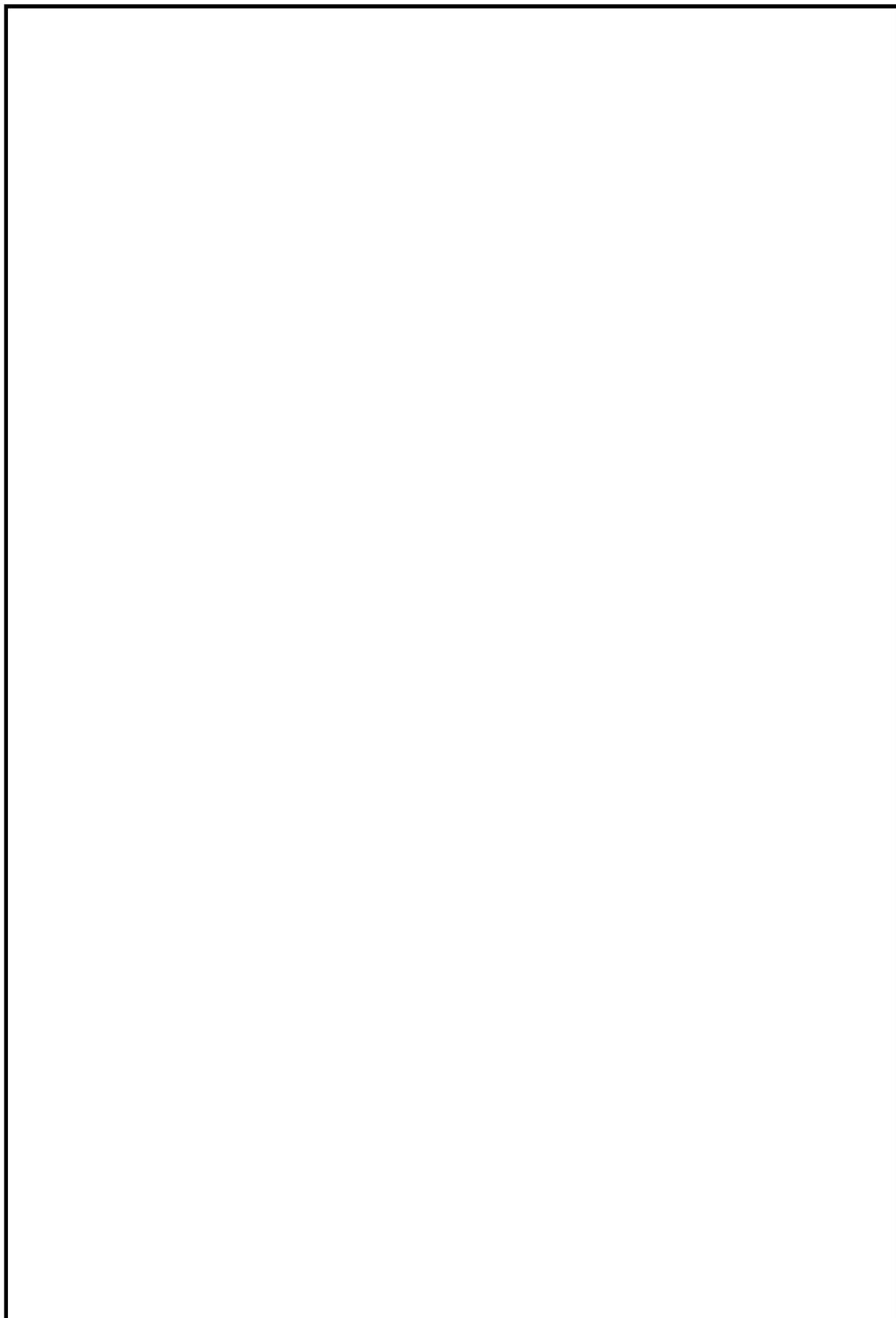


図6 個別に環境放射線を設定するエリア

ほう酸水注入系の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉建屋原子炉区域内における環境放射線量については、原則として 460Gy の環境条件を設定しているが、ほう酸水注入系における環境放射線量の設定については、本設備の使用する状況を踏まえ、100Gy を設定する。環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合に、発電用原子炉を未臨界にする手段として、ほう酸水注入系を起動することになっているが、本操作は炉心損傷前の環境条件で期待する操作であり、以下に示す炉心の著しい損傷が発生した場合の手順における環境条件に包絡できる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系を起動させる重大事故等時の手順としては、溶融炉心のペDESTALへの落下を遅延又は防止するために、炉心損傷後の原子炉注水時にほう酸水注入系を起動する手順がある。ただし、本操作はほう酸水注入系が使用可能な場合の操作に限定されており、さらに、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALへ落下するまでは約7時間程度と考えられ、その間の積算放射線量は100Gyを下回る*。なお、仮に原子炉圧力容器が破損しない場合であっても、タンク内の全てのほう酸を注入するのに掛かる時間は3時間程度であるため、積算放射線量は100Gyを下回る。

注記 *：重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の放射線環境条件により評価した放射線量率及び積算放射線量の経時変化を下図に示す。

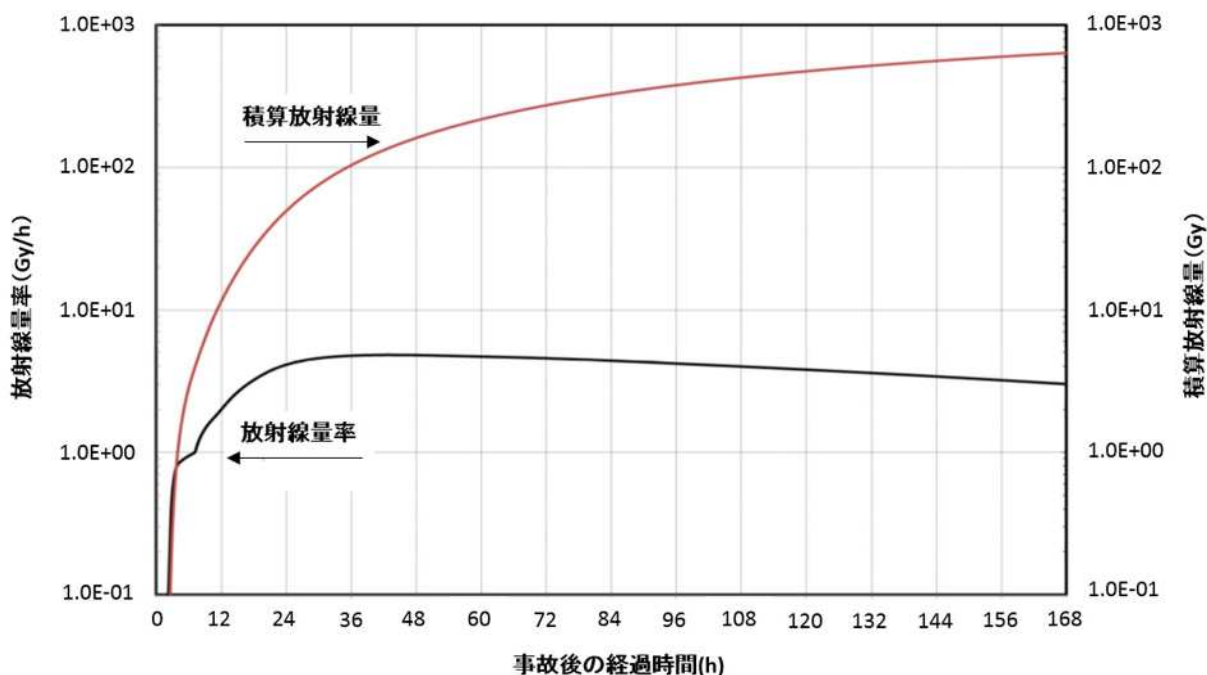


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の放射線量率及び積算放射線量の経時変化

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの放射線環境条件設定

1. 概要

重大事故等における環境条件のうち、原子炉建屋地上4階(T. M. S. L 31700m)原子炉区域内の運転階における環境放射線量については、原則として510Gyの環境条件を設定しているが、使用済燃料貯蔵プール監視カメラについては、本設備の設置場所を考慮し、380Gyを設定する。当該重大事故等対処設備の環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

2. 評価条件

主要な条件を以下に示す。

①評価コード

評価コードはQAD-CGGP2R（以下、QADという。）とした。

②線源強度

「許可申請書十号」ハ.において評価した「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に代替循環冷却系を使用する場合の線源強度を使用した。表1に7日間積算の線源強度（原子炉建屋原子炉区域内(以下、R/Bという。)空間全体への全放出量)を示す。

また、非常用ガス処理系(以下、SGTSという。)の運用は以下のとおり考慮した。

- 事象発生0分～40分：原子炉格納容器(以下、PCVという。)からR/B内に漏えいする核分裂生成物(以下、FPという。)は全量R/B内に留まる。
- 事象発生40分～7日：SGTSによる換気効果に期待し、以下のFPの換気を想定
 - ・有機よう素，希ガス：換気率0.5回/日を想定
 - ・それ以外の核種についてはR/B内に留まる

表1 積算の線源強度 (R/B 空間全体への全放出量)

エネルギー (MeV)	積算線源 (Photons)	エネルギー (MeV)	積算線源 (Photons)
	168 時間		168 時間
0.01	8.52E+20	1.5	1.97E+19
0.02	8.52E+20	1.66	4.27E+18
0.03	8.53E+20	2	9.08E+18
0.045	2.10E+22	2.5	1.57E+19
0.06	2.17E+19	3	5.54E+17
0.07	1.44E+19	3.5	7.04E+15
0.075	3.13E+21	4	7.04E+15
0.1	1.57E+22	4.5	1.23E+07
0.15	8.53E+18	5	1.23E+07
0.2	4.12E+20	5.5	1.23E+07
0.3	8.26E+20	6	1.23E+07
0.4	7.58E+20	6.5	1.41E+06
0.45	3.78E+20	7	1.41E+06
0.51	1.31E+20	7.5	1.41E+06
0.512	4.36E+18	8	1.41E+06
0.6	1.92E+20	10	4.33E+05
0.7	2.18E+20	12	2.17E+05
0.8	4.70E+19	14	0.00E+00
1	9.41E+19	20	0.00E+00
1.33	4.07E+19	30	0.00E+00
1.34	1.24E+18	50	0.00E+00

③線源形状

前述②の線源が R/B 空間容積全体に均一濃度で広がるものとし、QAD 評価上の線源は運転階全体とした。

- ・サイズ : $39.6\text{m} \times 59.6\text{m} \times 18\text{m}$ (高さ) = $42482.88\text{m}^3 \approx 42500\text{m}^3$
- ・R/B 空間容積 : 86000m^3

QAD で線源座標は表 2 の通りとした。なお、XY 面の中心、運転階床面を原点 (0, 0, 0) とした。また、運転階の線源空間を図 1, 2 に示す。

表 2 線源座標

軸	値
X _{min}	-19800mm
X _{max}	19800mm
Y _{min}	-29800mm
Y _{max}	29800mm
Z _{min}	0mm
Z _{max}	18000mm

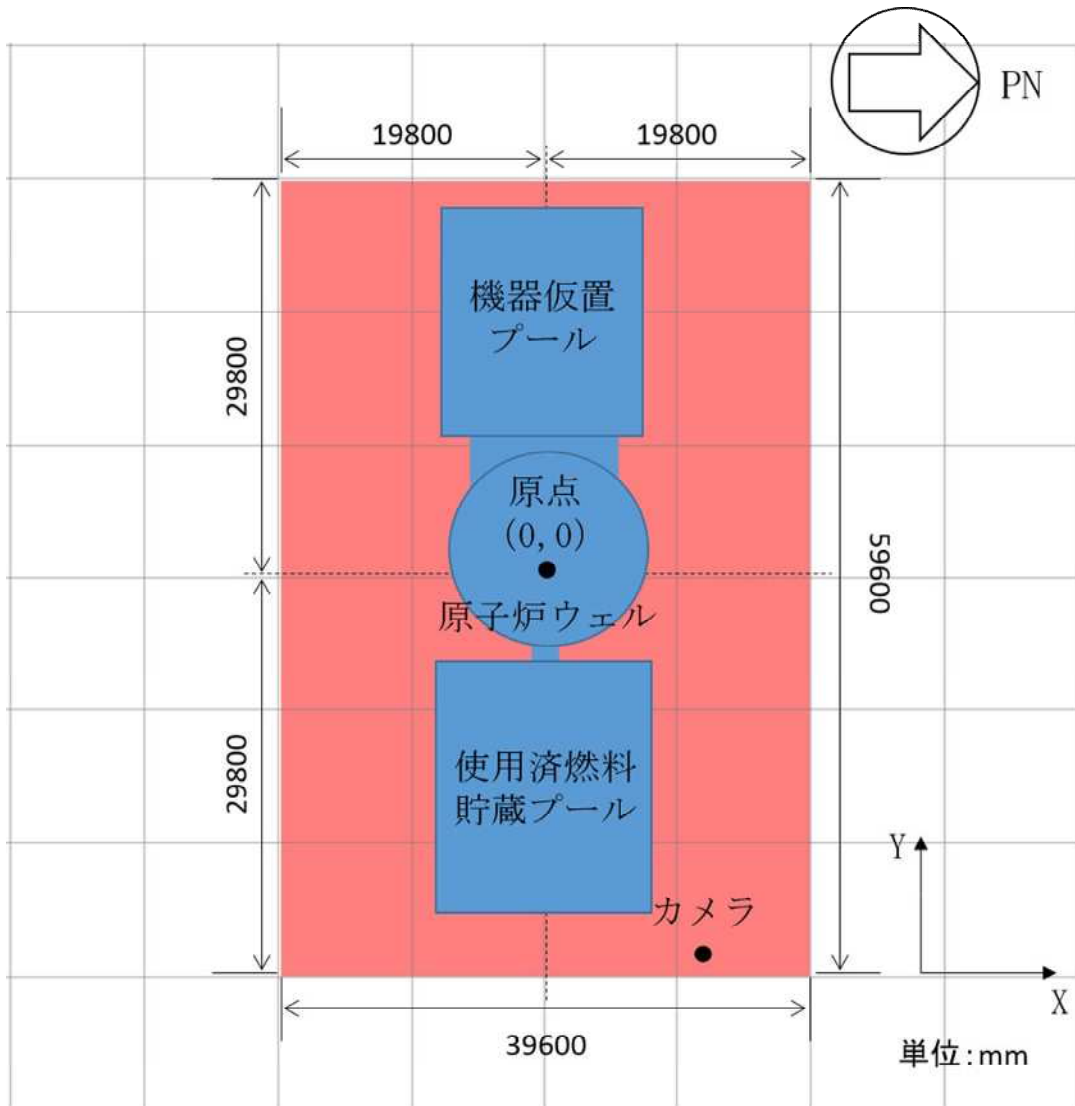


図 1 X Y面線源空間

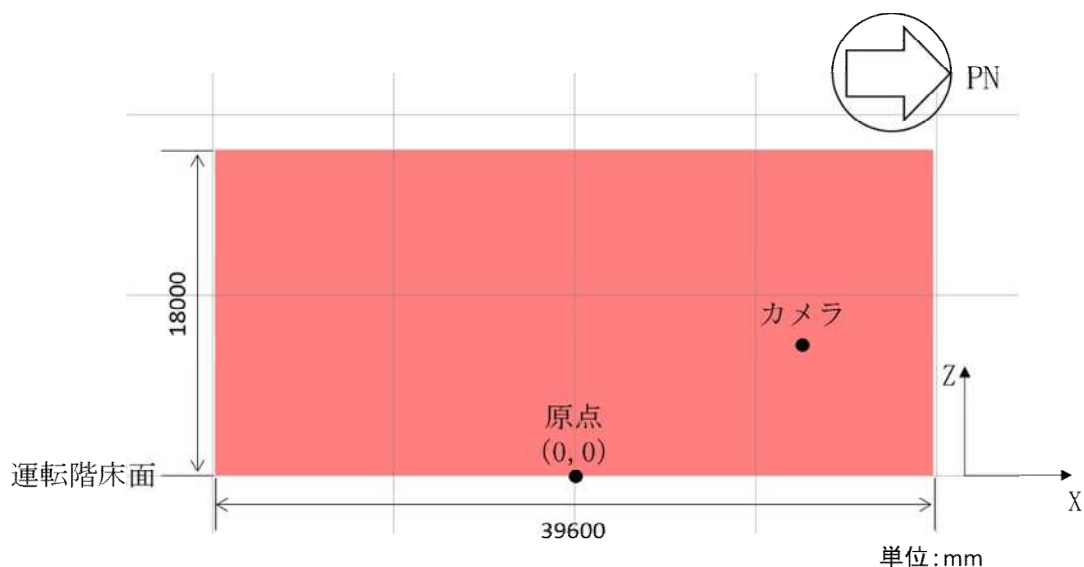


図2 XZ面線源空間

④カメラ形状，座標

カメラ形状は空冷カバーと同サイズ（上部天板の長さ）の直方体とした。

線量評価位置であるカメラの前部，後部の座標は表3の通りとした。なお，カメラの方向は保守的に壁に対し垂直方向とした*1。

*1：カメラ方向については，実運用ではプール方向（斜め下方向）であるが，カメラ最前部（レンズ中央）における線量値は，カメラ視野角に含まれる空間体積が大きいほど高くなるため，カメラ方向を壁と垂直とした方が保守的な評価となる。

表3 線量評価位置の座標

項目	値	補足
カメラ後部	(X, Y, Z) = (12800, -28330, 7900)	X座標：12800mm（中心から12000mm進んだ位置を柱の角とし，そこから800mm進んだ位置） Y座標：-28330mm（-29800mm（空間末端）+1300mm（柱幅）+150mm（壁からカメラまでの距離）+20mm（空冷カバーと防爆ハウジングの隙間）） Z座標：7900mm（床面0mmとした場合のカメラの距離）
カメラ前部	(X, Y, Z) = (12800, -28086, 7900)	X座標：上記 Y座標：-28086mm（-28330mm（カメラ後部Y座標）+244mm（カメラ全長）） Z座標：上記

3. 評価結果

評価結果を表 4 に示す。

表 4 カメラの積算線量評価値

積算線量 (Gy/7 日)	
カメラ前部	カメラ後部

4. まとめ

以上より，積算線量の高いカメラ前部における線量 380Gy を使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対する環境放射線として設定する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの実際の設置場所は評価位置から 500mm 下に設置されているが，評価に用いた空間体積がより小さくなることから保守的な評価である。

なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，実証試験により Gy までの放射線耐性を確認していることから，重大事故等時における当該設備の健全性は確保できると考えられる。

格納容器内雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について

1. はじめに

格納容器内雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器の外面にドライウエル側とサブプレッションチェンバ側に2個ずつ設置している(図1参照)。これらは、原子炉格納容器壁面から温度の影響を受けやすい場所にあるため、原子炉格納容器壁面温度が最も高くなると考えられる場合を格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度として保守的に設定する。

なお、格納容器内雰囲気放射線モニタの環境圧力及び環境湿度については、設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件である大気圧相当及び湿度100%とする。また、環境放射線量については、原子炉格納容器内からの直接線の影響を考慮し、原子炉格納容器内の環境条件である800kGyを保守的に設定する。

以下では、格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度の設定について考え方を示す。

(1) 様々なシーケンスを設定した場合の格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度について

(i) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) について

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度は、設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度が厳しくなる事象としては、LOCA 破断口からの蒸気流出に伴いドライウエルの温度が上昇する事象である、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の発生により原子炉水位が低下し炉心損傷に至る事故が考えられる。

ただし、当該重大事故等発生時においても、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの実施により、原子炉格納容器を冷却することから、ドライウエル壁面温度は原子炉格納容器の限界温度である200℃を超えることはない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)は約144℃であり、原子炉格納容器の限界温度である200℃を超えることはない。

以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合の格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度は、200℃を設定する。(図2参照)。

表1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失を想定した場合	設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度を設定	200℃

(ii) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) について

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の環境温度は、設置場所の関係から、サブプレッションチェンバ壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器内雰囲気放射線モニタ

(S/C)の環境温度が厳しくなる事象としては、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等」により炉心損傷に至る事故が考えられる。

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等」により炉心損傷に至る事故では、事象初期には、原子炉圧力容器内の蒸気が主蒸気逃がし安全弁を通じてサブプレッションチェンバへ排出され、原子炉圧力容器破損後は、ドライウェルに流出した蒸気がベント管を通じてサブプレッションチェンバに排出されることにより、サブプレッションチェンバの気相温度が上昇する。

このときのサブプレッションチェンバ気相部の最高温度約 169℃を保守的にサブプレッションチェンバ壁面温度として扱い、環境温度として設定する（図 3 参照）。

なお、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）の環境温度が最も高くなる事象において、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度は 169℃を下回ることを解析結果より確認しており、様々なシーケンスを想定した場合においても、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度は、169℃を上回ることはない。

表 2 格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱等を想定し た場合	設置場所の関係からサブプレ ッションチェンバ気相部の 温度を設定	約 169℃

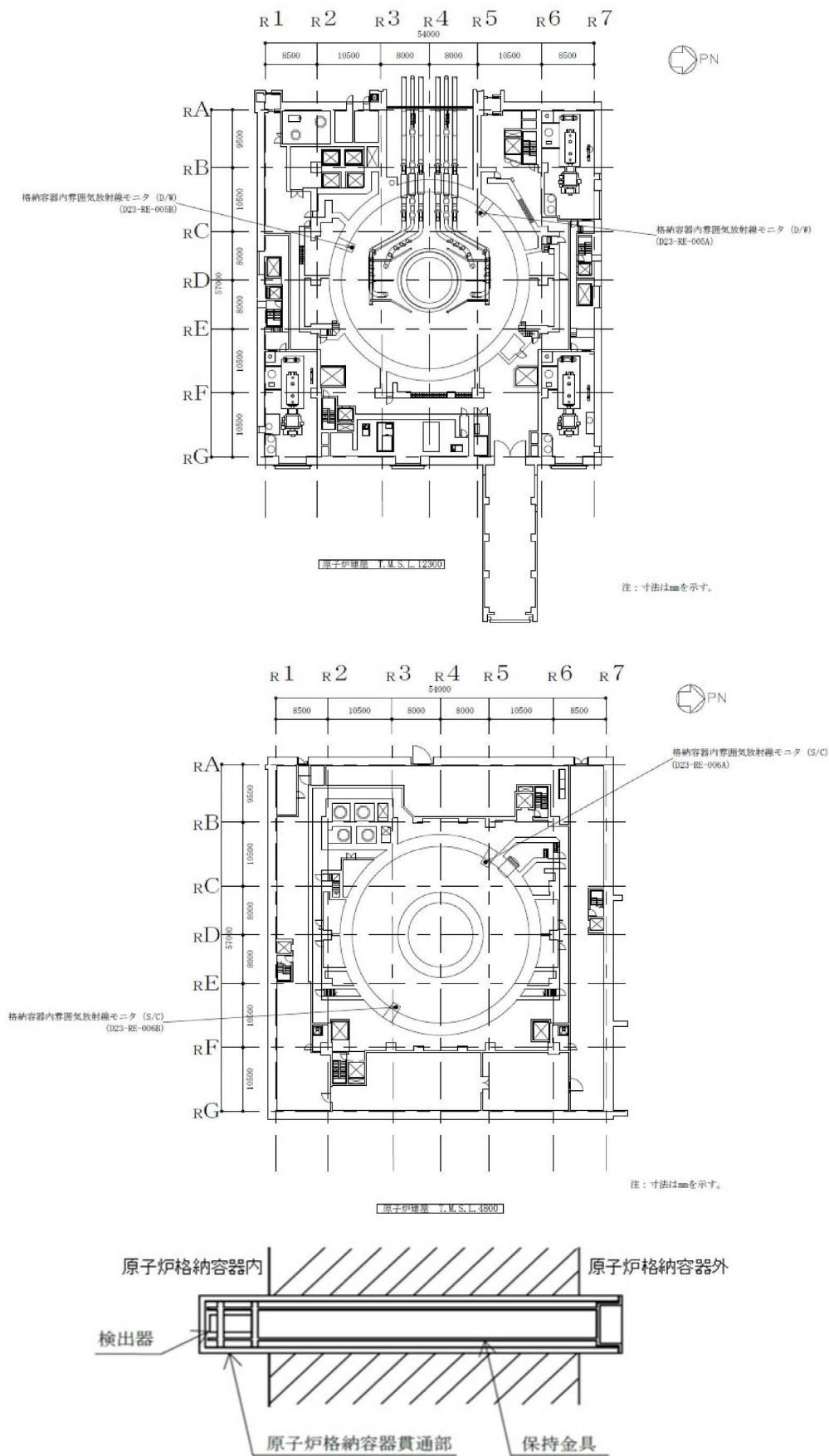


図1 格納容器内雰囲気放射線モニタ配置図及び設置状況図

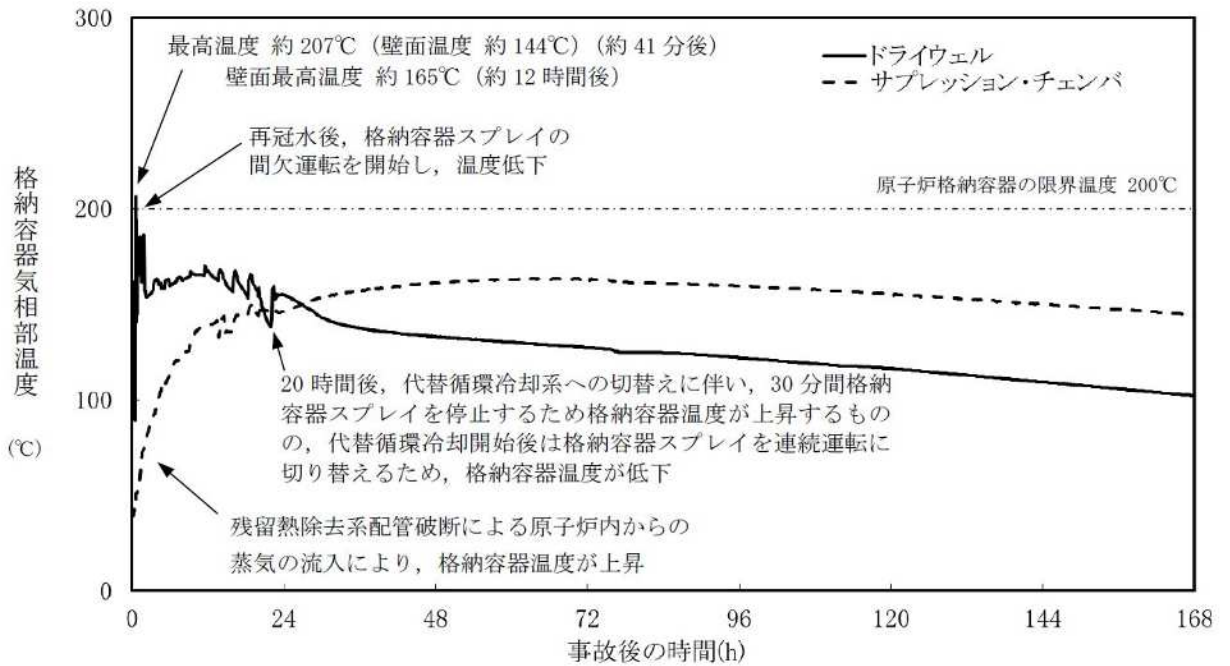


図 2 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるドライウエル温度時刻歴

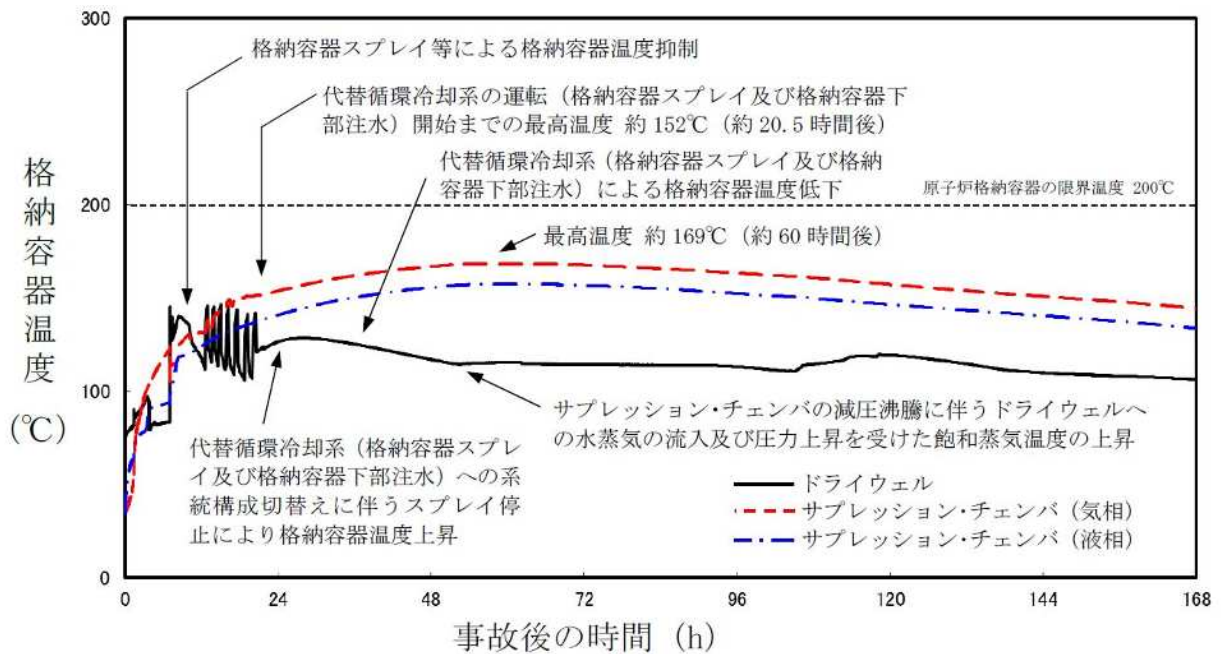


図 3 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等」におけるサブプレッションチェンバ(気相)温度時刻歴

非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

1. 概要

1.1 概要

本資料は、非常用ガス処理系が重大事故時における環境下において系統内での水素爆発の防止対策について説明する。

1.2 設置目的

非常用ガス処理系は、「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」の第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びにその「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の解釈」に適合するための設備として、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、主排気筒（内筒）を經由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

1.3 設備概要

非常用ガス処理系の概略系統図を、図1に示す。

本系統は、原子炉建屋4階（オペレーティングフロア）に設けられた吸込口から原子炉建屋内のガスを吸い込み、2系統で構成する乾燥装置（湿分除去装置及び加熱コイル）及び非常用ガス処理系排風機、1系統で構成するフィルタ装置（プレフィルタ、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ）を經由して、主排気筒（内筒）から排気するものである。

なお、本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備と兼用）として使用する。重大事故時に使用する場合の系統構成は、設計基準事故対処設備としての系統構成と同じである。

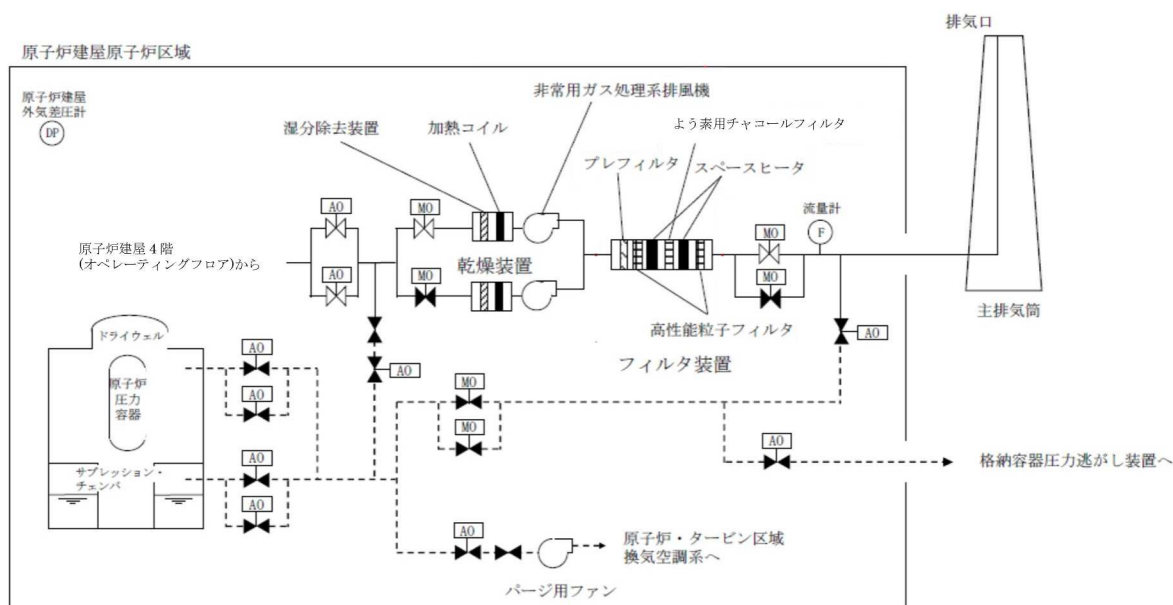


図1 非常用ガス処理系 系統概要図

2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止

2.1 水素流入の影響について

(1) 系統起動時の影響評価

系統に流入するガスに水素が含まれることから、系統内での水素の着火可能性について評価した。

本評価において、非常用ガス処理系に流入するガスの性状は、以下のとおり評価した。

- ・原子炉格納容器内で発生する水素を含むガスは、原子炉格納容器の圧力が限界圧力で維持された状態において想定される漏えい率で、原子炉建屋内に漏えいしてくるものとした。
- ・原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいしたガスの全量が、非常用ガス処理系に流入するものとした。
- ・非常用ガス処理系の定格容量（2000m³/h）のうち、上記の漏えいガス以外については、空気が流入してくるものとした。

その結果、非常用ガス処理系に流入する水素ガスの濃度は約 0.8vol% となり、重大事故環境下での非常用ガス処理系の運転を考慮しても、水素が燃焼する濃度である 4vol% に到達することはない、着火の可能性はない。

(2) 系統停止時の影響評価

非常用ガス処理系は、系統を起動させた後、格納容器圧力逃がし装置や耐圧強化ベント系の使用が必要になった場合には、停止操作を実施する。また、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が上昇し、1.3vol%（※）に到達した場合にも非常用ガス処理系の停止操作を行う。

停止操作は、中央制御室でのスイッチ操作により系統を停止することが可能である。停止操作を行う場合には、可能な限り、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度がゼロになっていることを確認し、水素が系統内に残存しないよう確認して停止操作を行う。

原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が残存した状態で系統を停止する必要が生じた場合であっても、前述の系統起動時における保守的な評価条件下において、非常用ガス処理系内部の水素濃度は約 0.8vol% であり、系統内に残存した水素が燃焼限界濃度となることはなく、系統内で水素に着火する可能性はない。

（※）水素濃度計の計器誤差（±1.0vol%）及び非常用ガス処理系内での蒸気凝縮による水素濃度上昇（1.7 倍に変化）を考慮しても可燃限界（4.0vol%）に到達しない水素濃度として設定

(3) 系統内での水素滞留について

非常用ガス処理系の系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について評価を実施した。系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について抽出した結果、図 2 に示すとおり 2 箇所について主配管から分岐する上向き及び水平の分岐配管が抽出された。2 箇所の詳細図を図 3-1 及び 3-2 に示す。

配管長が最大の不活性ガス系の配管について評価を実施した結果、仮に停止基準である水素濃度 1.3vol%が非常用ガス処理系の系統内に溜まり、当該分岐配管内で蒸気が全て凝縮した場合においても、分岐管内での水素濃度は約 1.4vol/%以下であることから、分岐配管内での水素爆発のおそれはない。さらに一旦空気と混合されたガスにおいて、水素が分離及び濃縮されることはないため、分岐配管内での水素滞留のおそれはなく、水素爆発のおそれはない

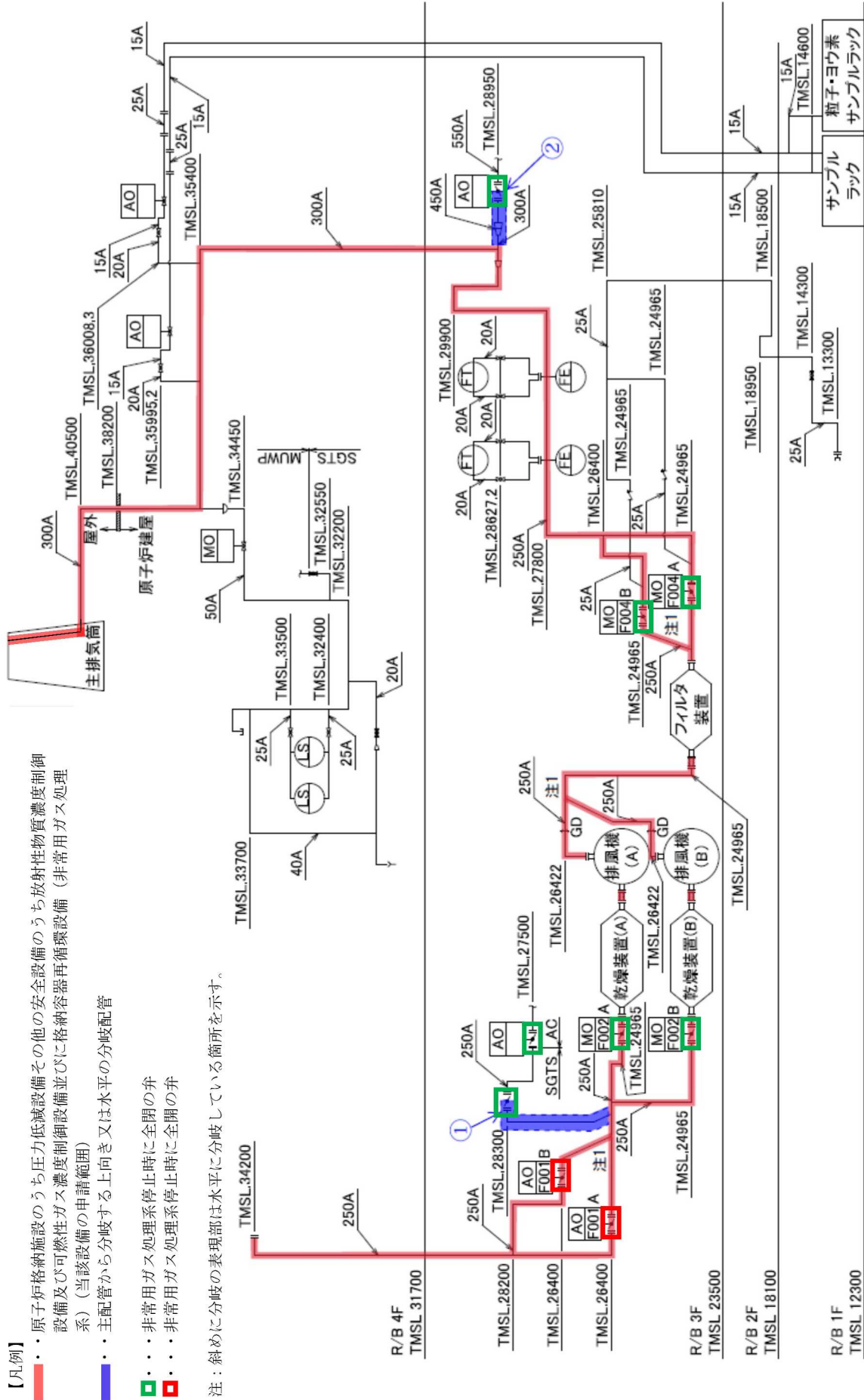


図 2 非常用ガス処理系分岐配管



図 3-1 不活性ガス系分岐部

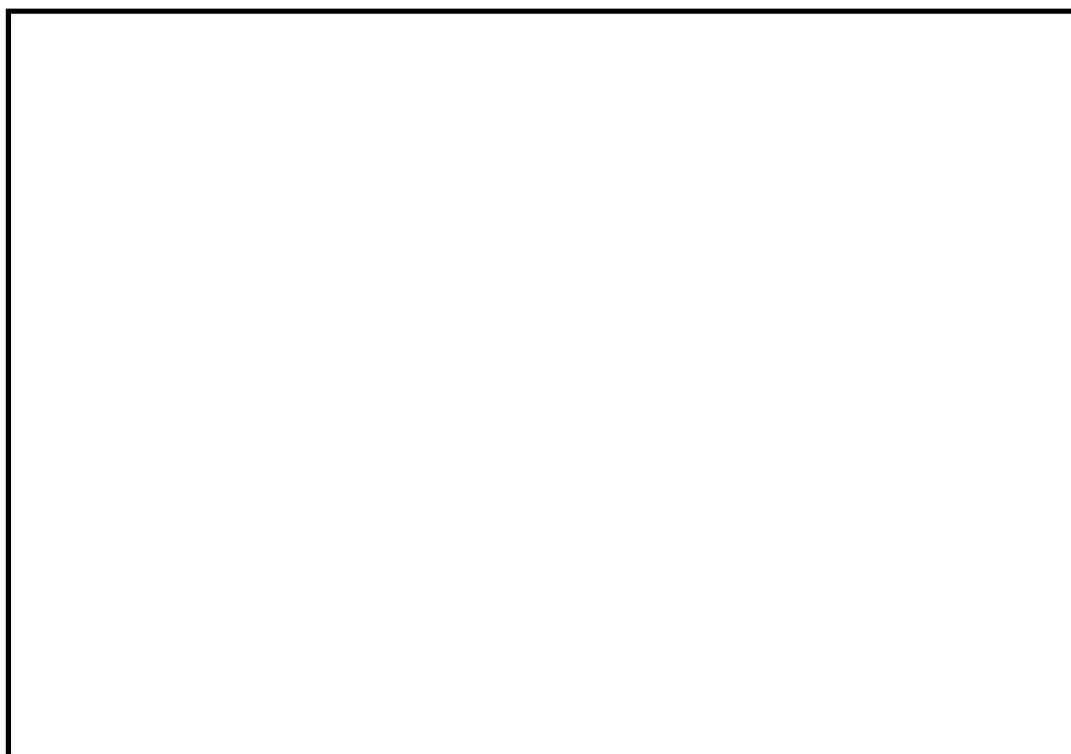


図 3-2 格納容器圧力逃がし装置分岐部

(参考評価)

枝管における水素滞留評価について

1. 評価条件

ある空間内に存在する混合ガスの高さ方向濃度分布については、気体の化学ポテンシャル(密度差による浮力)に着目した評価が一般的である(引用文献 4.(1))。

ここでは、空気と混合された水素の持つ化学ポテンシャル μ を踏まえ、無限時間経過後において、枝管内で水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認する。また、配管長が最大となるものを代表として評価対象とした。配管内で水素の高さ方向濃度分布を評価するに当たっては、以下の仮定を置く。

- ・ 空間内での軸方向の温度勾配はないものとする
- ・ 空間内で対流はないものとする
- ・ 気体は理想気体とする

評価モデル を図 1-1 に示す。

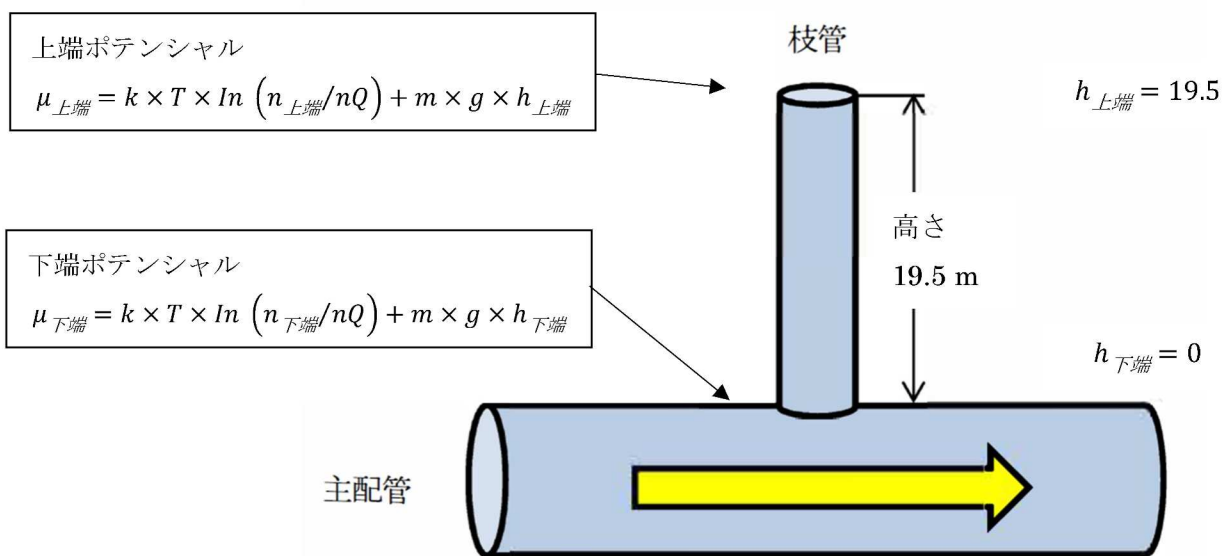


図 1-1 評価モデル

無限時間経過後において、空間内は平衡状態となり、上端での化学ポテンシャル($\mu_{上端}$)と下端での化学ポテンシャル($\mu_{下端}$)は等しくなるため、次式 が成立する。

$$\begin{aligned}
 & k \times T \times \ln \left(\frac{n_{上端}}{nQ} \right) + m \times g \times h_{上端} \\
 & = k \times T \times \ln \left(\frac{n_{下端}}{nQ} \right) + m \times g \times h_{下端} \quad \dots\dots\dots \text{式(1)}
 \end{aligned}$$

- k :ボルツマン定数
 T :温度
 nQ :量子濃度
 m :気体分子の質量
 n :割合

式(1)を変形し、上端での水素及び空気の割合($n_{上端}$)を求める。

$$n_{上端} = n_{下端} \times \exp(-m \times g \times h_{上端} / (k \times T)) \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

評価条件を表 1-1 に示す。

表 1-1 評価条件

項目	記号	値	単位	備考
ボルツマン定数	k	1.3807×10^{-23}	$\text{m}^2\text{kg} / \text{s}^2 / \text{K}$	
アボガドロ数	N_A	6.0221×10^{23}	1 / mol	
温度	T	423	K	非常用ガス処理系運転時の重大事故等時における使用温度
水素の分子質量	$m_{水素}$	3.348×10^{-27}	kg	分子量 2.016 (g/mol) /アボガドロ数
空気の分子質量	$m_{空気}$	4.811×10^{-26}	kg	分子量 28.97 (g/mol) /アボガドロ数
重力加速度	g	9.8067	m / s^2	
下端における水素の割合	$n_{下端水素}$	0.013	-	
下端における空気の割合	$n_{下端空気}$	0.987	-	
空間上端から下端までの高さ	h	19.5	m	枝管が保守的に全て立ち上がっていることを仮定して設定。

2. 評価

まず、上端における水素の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端水素}} &= n_{\text{下端水素}} \times \exp(-m_{\text{水素}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)) \\ &= 0.013 \times \exp(-3.348 \times 10^{-27} \times 9.8067 \times 19.5 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 423)) \\ &= 0.0129986 \end{aligned}$$

次に、上端における空気の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端空気}} &= n_{\text{下端空気}} \times \exp(-m_{\text{空気}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)) \\ &= 0.987 \times \exp(-4.811 \times 10^{-26} \times 9.8067 \times 19.5 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 423)) \\ &= 0.985446 \end{aligned}$$

上端の水素濃度 N は、上端の水素及び空気の割合から算出する。

$$\begin{aligned} N_{\text{上端水素}} &= n_{\text{上端水素}} / (n_{\text{上端空気}} + n_{\text{上端水素}}) \quad \dots\dots\dots \text{式(3)} \\ &\quad \times 100 \\ &= \mathbf{1.3019 \text{ vol\%}} \end{aligned}$$

3. 評価結果

枝管の枝管の下端(主配管)の水素濃度が 1.3 vol%であるとき、枝管の上端において、水素濃度は 1.3vol%程度である。このように一旦混合したガスにおいては、軽密度ガス成分の化学ポテンシャルによって、わずかに濃度分布を持つものの、空間上部に滞留する状況とならず、水素の可燃限界濃度である 4 vol%に到達することはない。

4. 引用文献

- (1) ファインマン, レイトン, サンズ著, 富山訳, ファインマン物理学, II 光, 熱, 波動, 岩波書店, 1986

原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

1. 概要

NRA 技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (NTEC-2019-1002)」(以下、「NRA 技術報告」という。)において、原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。

NRA 技術報告に対して、ATENA が実機プラントへの影響を調査し、NRA 技術報告内容と事業者試験を踏まえた確認結果を、「第 3 回/第 4 回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会 (令和 2 年 5 月 22 日/6 月 1 日)」にて報告している。ATENA の報告によると、原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される計装機器である熱電対、測温抵抗体、電極式水位計、水素濃度計に対して、MI ケーブルは、ケーブル長 100m の場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。

本資料では、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における対象計装機器、ケーブル種別及び健全性評価結果を示す。

2. 対象計装機器とケーブル種別

原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される対象計装機器及びケーブル種別を表 1 に示す。なお、対象計装機器のケーブルは、起動前までに全て MI ケーブルに交換することとしており、MI ケーブルへの交換作業は、2020 年 12 月に完了予定である。

表 1 原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される計装機器のケーブル

監視パラメータ	計装機器	ケーブル種別
原子炉圧力容器温度	熱電対	MI
ドライウエル雰囲気温度	熱電対	MI
サブプレッションチェンバ氣體温度	熱電対	MI
サブプレッションチェンバプール水温度	測温抵抗体	MI
格納容器下部水位	電極式水位計	MI
格納容器内水素濃度 (SA)	水素濃度計	MI

3. 健全性評価結果

表 1 の MI ケーブル長は、最長で「原子炉圧力容器温度」の m であるため、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認した。

以上

11. 【自主対策設備の悪影響防止について】

1. はじめに

自主対策設備（自主対策として実施するバックアップシール材の塗布を含む。）（以下「自主対策設備」という。）として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

- ・自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

(1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

(2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路における溢水水位を算出し、溢水経路に設置された他の設備が機能喪失しないことを溢水影響評価にて確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、基本的には予め通路を確保するよう配置することとし、仮に使用中に他の設備へのアクセス性を阻害する場合は通路を確保するように移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

(3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

3. 自主対策設備の悪影響防止

3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本的方針

自主対策設備を使用することによる他の設備に対する悪影響防止に対する方針については、大まかには以下の5つの方針に分類される。

- A：設計基準対象施設と同じ系統構成で使用することで、使用による悪影響を防止するもの
- B：設計条件下（既設設備については設計基準対象施設としての設計条件下）又は設備の健全性を確認した条件下で使用、若しくは設備への影響を考慮した運用で使用することで、使用による悪影響を防止するもの
- C：他の設備と独立して使用する設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの
- D：保護継電器等により電氣的波及影響を防止可能な設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの
- E：A～Dに分類されず、他の設備への影響が多岐に渡るもので、詳細な影響評価を実施したもの

自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項に示す。

- ・格納容器pH制御設備
- ・格納容器頂部注水系
- ・バックアップシール材

3.2 格納容器pH制御設備

(1) 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションチェンバのプール水中による素を保持することでよう素の放出量を低減するための設備として、格納容器pH制御設備を設ける。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッションチェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッションチェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サ

プレッションチェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサブプレッションチェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サブプレッションチェンバのプール水をアルカリ性に保つため、pH制御として水酸化ナトリウムをサブプレッションチェンバに注入する。サブプレッションチェンバのプール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本システムは、廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2弁）を中央制御室からの遠隔操作又は現場での操作により開操作することで、復水移送ポンプの吸込配管に薬液を混入させる。

(2) 他の設備への悪影響について

格納容器pH制御設備では、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。このため、格納容器pH制御設備を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による燃焼リスク

・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH制御したサブプレッションチェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素の発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。さらに、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼も発生しない。

原子炉格納容器バウンダリの腐食及び水素の発生について影響を確認した結果を添付資料1に示す。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

3.3 格納容器頂部注水系

(1) 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系を設ける。

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、接続口等で構成しており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。

従って、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕も見込んだ注水量とする。また、格納容器頂部注水系は、必要注水量を注水開始から速やかに達成できる設計とし、格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を採用する。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続する接続口は、位置的分散を図った複数箇所に設置する。

(2) 他の設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。このため、格納容器頂部注水系を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：原子炉格納容器頂部が急冷され、鋼材部が熱収縮することによる原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響
- ・間接的影響：原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉格納容器内の水素漏えいが低減されることによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉建屋に水蒸気が発生することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
原子炉格納容器頂部が急冷され、原子炉格納容器が除熱されることによる格納容器負圧破損の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器頂部を急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上2階、地下1階、地下2階）のみとして原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価した結果、原子炉建屋下層階において可燃限界に至ることはなく、かつ原子炉建屋最上階においても静的触媒式水素再結合器により可燃限界に至らないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器の除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

原子炉格納容器閉じ込め機能及び原子炉建屋水素爆発防止機能について影響を確認した結果を、補足-011-資料6「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料」に示す。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、淡水、電源又は燃料を必要とするが、淡水の使用量は水源である淡水貯水池が保有する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。また、電源又は燃料については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合にのみ使用する。

3.4 バックアップシール材

(1) 設備概要

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチ類のフランジにおいて、改良EPDMシール材のバックアップとしてフランジ面に塗布することにより、高温環境下においてもシール性能を維持し、原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいの発生を防止するために設けるものである。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。

(2) 他の設備への悪影響について

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び機器ハッチのフランジ面に塗布される。このため、バックアップシール材を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：フランジ面における開口を考慮したシール材の押込み量

 - 内圧及びシール材反力に対するフランジ強度

 - シール材との化学的作用による反応や劣化等の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

フランジ面において、開口を考慮した適切な押込み量を確保できることを確認するため、試験体を用いてバックアップシール材の有無によるフランジ締め付け時の開口量を確認した。その結果、バックアップシール材適用による押込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視できる程度であり、悪影響はない。

また、バックアップシール材の塗布後においても、適切なフランジ強度を有していることを確認するために、バックアップシール材からの荷重の評価を行った。その結果、バックアップシール材の荷重は内圧による荷重と比較して2桁以上小さくなることを確認した。このことから、フランジ部へ発生する応力の影響は内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力はほとんど変化しないことから、フランジ強度への悪影響はない。

バックアップシール材の塗布により、本来のシール材である改良EPDMに対する化学的影響がないことについては、長期熱劣化影響確認試験で改良EPDMとバックアップシール材を組み合わせたフランジで劣化後の気密性を確認していることから、悪影響はない。

バックアップシール材の塗布による影響を確認した結果を、補足-011-資料 2「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書に係る補足説明資料(原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について)」に示す。

以 上

表 1 自主対策設備の分類(1/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
59	手動スクラムボタン	A
	原子炉モードスイッチ「停止」	A
	スクラムテストスイッチ	A
	原子炉緊急停止系電源スイッチ	A
	制御棒操作監視系, 制御棒駆動機構（電動駆動）	A
	給水制御系, 給水系(原子炉給水ポンプ), 原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系	A
60	高圧炉心注水系の短時間起動	B
	ほう酸水注入系による原子炉注水	A
	制御棒駆動系による原子炉注水	A
61	タービンバイパス弁, タービン制御系	A
	直流給電車 (72条と同じ)	D
	代替逃がし安全弁駆動装置	B
	原子炉建屋ブローアウトパネル強制開放による減圧（ブローアウトパネル強制開放装置）	C
62	残留熱除去系(C)又は高圧炉心注水系(B, C)を用いた低圧注水 (復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ (A-2級))	B
	消火系を用いた低圧注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
	消火系による残存溶融炉心の冷却 (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
63	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱	B

表 1 自主対策設備の分類(2/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
64	消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却 (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
	ドライウェル冷却系による格納容器除熱	A
65	格納容器 pH 制御設備 (薬液タンク, 復水移送ポンプ)	E
	可搬型格納容器窒素供給設備	B
66	消火系による格納容器下部注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
	制御棒駆動系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止)	A
	高圧炉心注水系緊急注水による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止)	B
	消火系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止) (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
	格納容器下部水位調整設備	C
67	可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の 水素・酸素濃度の制御	B
	可搬型格納容器窒素供給設備 (65 条と同じ)	B
68	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による格納容器頂部注水	E
	サブプレッションプール浄化系による格納容器頂部注水	E
	原子炉建屋トップベント設備	C
69	消火系による使用済燃料プール注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク)	B
	ステンレス鋼板等による漏えい緩和 (シール材, 接着剤, ステンレス鋼板, 吊り降ろしロープ)	C
	使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式)	B, D
70	ガンマカメラ・サーモカメラ	C
	化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車, 大型化学高所放水車, 泡消火薬剤備蓄車	C

表 1 自主対策設備の分類(3/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
71	淡水タンク (純水タンク, ろ過水タンク)	C
	ホース及び水頭差を利用した淡水移送	C
	複数の海水取水手段 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 代替原子炉補機冷却海水ポンプ, 護岸)	C
72	第二代替交流電源設備, 荒浜側緊急用高圧母線, 大湊側緊急用高圧母線	D
	直流給電車	D
	号炉間連絡ケーブル	B, D
	電源車 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による給電	B, D
73	有効監視パラメータの計器	C
	常用計器	C
	常用代替計器	C
	プロセス計算機による記録	C
	凝縮槽水張り装置	B
	原子炉水位計凝縮槽温度	B, D
74	カードル式空気ポンプユニット (中央制御室待避室)	C
	乾電池内蔵型照明及び非常用照明	C
	原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保 (ブローアウトパネル強制開放装置)	C
	可搬型エリアモニタ	C

表 1 自主対策設備の分類(4/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
75	モニタリングポスト	C
	放射能観測車	C
	Ge ガンマ線多重波高分析装置	C
	可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置	C
	ガスフロー測定装置	C
	気象観測設備	C
	無停電電源装置	C
76	カードル式空気ボンベユニット (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	C
	乾電池内蔵型照明	C
	移動式待機所	C
	通信連絡設備 (送受信器(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備, 専用電話設備, 衛星電話設備(社内向), テレビ会議システム)	C
	通信連絡設備 衛星電話設備(可搬型) ※自主設置分 無線連絡設備(可搬型) ※自主設置分 携帯型音声呼出電話設備 ※自主設置分 中継用ケーブルドラム ※自主設置分	C
77	通信連絡設備 (送受信器(警報装置を含む。), 電力保安通信用電話設備, 専用電話設備, 衛星電話設備(社内向), テレビ会議システム)	C
	通信連絡設備 衛星電話設備(可搬型) ※自主設置分 無線連絡設備(可搬型) ※自主設置分 携帯型音声呼出電話設備 ※自主設置分 中継用ケーブルドラム ※自主設置分	C
その他	長期安定冷却設備 (可搬ポンプ, サプレッションプール浄化系ポンプ, 可搬熱交換 器, 大容量送水車, 原子炉冷却材浄化系, 不活性ガス系)	B
	バックアップシール材(トップヘッドフランジへの塗布)	E

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
 「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
59	手動スクラムボタン	－	・手動スクラムボタンは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・手動スクラムボタンは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・手動スクラムボタンの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉モードスイッチ「停止」	－	・原子炉モードスイッチ「停止」は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉モードスイッチ「停止」は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉モードスイッチ「停止」の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	スクラムテストスイッチ	－	・スクラムテストスイッチは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・スクラムテストスイッチは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・スクラムテストスイッチの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉緊急停止系電源スイッチ	－	・原子炉緊急停止系電源スイッチは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉緊急停止系電源スイッチは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉緊急停止系電源スイッチの操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	制御棒操作監視系、 制御棒駆動機構（電動駆動）	－	・制御棒操作監視系、制御棒駆動機構（電動駆動）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・制御棒操作監視系、制御棒駆動機構（電動駆動）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・制御棒操作監視系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・制御棒駆動機構（電動駆動）は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	給水制御系、給水系（原子炉給水ポンプ）、 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系	－	・給水制御系、給水系（原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・給水制御系、給水系（原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・給水制御系、給水系（原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・給水制御系、給水系（原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
60	高圧炉心注水系の短時間起動	○	・高圧炉心注水系は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・高圧炉心注水系は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・高圧炉心注水系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・高圧炉心注水系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	ほう酸水注入系による原子炉注水	－	・ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ほう酸水注入系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・ほう酸水注入系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	制御棒駆動系による原子炉注水	－	・制御棒駆動系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・制御棒駆動系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・制御棒駆動系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・制御棒駆動系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
61	タービンバイパス弁、タービン制御系	－	・タービンバイパス弁、タービン制御系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・タービンバイパス弁、タービン制御系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・タービンバイパス弁、タービン制御系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・タービンバイパス弁、タービン制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	直流給電車 (57条と同じ)	－	－	－	－	－	－
	代替逃がし安全弁駆動装置	○	・代替逃がし安全弁駆動装置は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・代替逃がし安全弁駆動装置は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・代替逃がし安全弁駆動装置の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉建屋ブローアウトパネル強制開放による減圧（ブローアウトパネル強制開放装置）	－	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋ブローアウトパネルの強制開放は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ブローアウトパネル強制開放装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが完全に開放していない状況で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋ブローアウトパネル強制開放に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
62	残留熱除去系 (C) 又は 高圧炉心注水系 (B, C) を用いた低圧注水 (復水移送ポンプ又は 可搬型代替注水ポンプ (A-2級))	－	・残留熱除去系 (C) 又は高圧炉心注水系 (B, C) を用いた低圧注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・残留熱除去系 (C) 又は高圧炉心注水系 (B, C) を用いた低圧注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・残留熱除去系 (C) 又は高圧炉心注水系 (B, C) を用いた低圧注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・残留熱除去系 (C) 又は高圧炉心注水系 (B, C) を用いた低圧注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系を用いた低圧注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ、 ろ過水タンク)	－	・消火系を用いた低圧注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた低圧注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた低圧注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による残存溶融炉心の冷却 (ディーゼル駆動消火ポンプ、 ろ過水タンク)	－	・消火系による残存溶融炉心の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
63	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる 残留熱除去系除熱	○	・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱での流路は、淡水仕様であり、海水の通水による腐食が懸念されるが、可能な限り淡水源を優先し、海水通水は短期間とすることで設備への影響を考慮することから、使用による悪影響なし。	○	・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプは、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
64	消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却 (ディーゼル駆動消火ポンプ、 ろ過水タンク)	－	・消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	ドライウェル冷却系による格納容器除熱	－	・ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ドライウェル冷却系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・ドライウェル冷却系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
65	格納容器pH制御設備 (薬液タンク、復水移送ポンプ)	○	・格納容器pH制御設備は、水酸化ナトリウム（アルカリ薬液）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バンドリのシール性への影響が考えられるが、材料への腐食影響がないことを確認しており、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、シール性への悪影響なし。 ・原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとアルカリ薬液との反応で発生する水素ガスの量は、ジルコニウム-水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じないことから、悪影響なし。 ・原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとアルカリ薬液との反応では酸素ガスの発生はなく、水素ガスの燃焼リスクが増加しないことから、悪影響なし。	○	・薬液タンクの破損により、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬液タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には堰を設ける設計としていることから、悪影響なし。	○	・格納容器pH制御設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器pH制御設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型格納容器窒素供給設備	○	・可搬型格納容器窒素供給設備は、可燃性ガス濃度制御系配管に接続するため、可燃性ガス濃度制御系が使用できなくなる可能性が考えられるが、可燃性ガス濃度制御系の使用と干渉しないように運用するため、悪影響なし。 ・可搬型格納容器窒素供給設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型格納容器窒素供給設備は、原子炉格納容器に屋外から窒素を供給するため、使用時に破損した場合は格納容器内雰囲気ガスが屋外に漏えいする可能性が考えられるが、隔離弁により速やかに隔離可能な設計とすることから、悪影響なし。 ・可搬型格納容器窒素供給設備は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・可搬型格納容器窒素供給設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型格納容器窒素供給設備は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
 「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
66	消火系による格納容器下部注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ、 ろ過水タンク)	－	・消火系を用いた格納容器下部注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた格納容器下部注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	制御棒駆動系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止)	－	・制御棒駆動系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・制御棒駆動系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・制御棒駆動系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・制御棒駆動系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	高圧炉心注水系緊急注水による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止)	○	・高圧炉心注水系は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・高圧炉心注水系は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・高圧炉心注水系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・高圧炉心注水系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による原子炉注水 (溶融炉心の落下遅延及び防止) (ディーゼル駆動消火ポンプ、 ろ過水タンク)	－	・消火系による原子炉注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による原子炉注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	格納容器下部水位調整設備	－	・格納容器下部水位調整設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・格納容器下部水位調整設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・格納容器下部水位調整設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器下部水位調整設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
67	可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の 水素・酸素濃度の制御	○	・可燃性ガス濃度制御系には、格納容器圧力逃がし装置のドレン配管が接続されているが、可燃性ガス濃度制御系は、格納容器圧力逃がし装置のドレン排出と干渉しないように運用することから、使用による悪影響なし。	○	・内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより、機器周囲の放射線量が上昇する場合は、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講ずることから、悪影響なし。	○	・可燃性ガス濃度制御系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可燃性ガス濃度制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型格納容器窒素供給設備 (50条と同じ)	－	－	－	－	－	－

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
68	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部注水	○	・原子炉格納容器が過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、原子炉格納容器頂部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響が懸念されるが、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋下層階において可燃限界に至ることはなく、かつ燃料取替床においても静的触媒式水素再結合器により可燃限界に至らないことが確認できていることから、使用による悪影響なし。 ・原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念されるが、原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいことから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部注水は、水を要するが、格納容器頂部注水に必要な水量は、水源である代替淡水源が保有する水量に比べて十分小さいことから、悪影響なし。 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器頂部注水は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	サブプレッションプール浄化系による格納容器頂部注水	○	・原子炉格納容器が過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、原子炉格納容器頂部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響が懸念されるが、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋下層階において可燃限界に至ることはなく、かつ燃料取替床においても静的触媒式水素再結合器により可燃限界に至らないことが確認できていることから、使用による悪影響なし。 ・原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念されるが、原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいことから、使用による悪影響なし。	○	・サブプレッションプール浄化系による格納容器頂部注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・サブプレッションプール浄化系による格納容器頂部注水は、水を要するが、格納容器頂部注水に必要な水量は、水源である復水貯蔵槽が保有する水量に比べて十分小さいことから、悪影響なし。 ・サブプレッションプール浄化系による格納容器頂部注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉建屋トップベント設備	－	・原子炉建屋トップベント設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉建屋トップベント設備は、固定用クリップを設けることにより、誤開放しない設計とすることから、悪影響なし。	○	・原子炉建屋トップベント設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
69	消火系による使用済燃料プール注水 (ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク)	－	・消火系による使用済燃料プール注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による使用済燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による使用済燃料プール注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	ステンレス鋼板等による漏えい緩和 (シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ)	－	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、想定事象としては大規模損壊等の重大事故等を超える事象への対応であり、ステンレス鋼板を単独で燃料プール壁面に吊下ろす設計とすることから、使用による悪影響なし。	－	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和は、ステンレス鋼板の使用済燃料プール壁面への設置後、ロープを手摺等に固縛し、ステンレス鋼板の移動を防止することから、使用による悪影響なし。	○	・ステンレス鋼板等による漏えい緩和の実施に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式)	○	・使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) は、他の設備と電気的な分離をすることから、使用による悪影響なし。	○	・使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・使用済燃料貯蔵プール水位 (超音波式) は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
70	ガンマカメラ・サーモカメラ	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガンマカメラ及びサーモカメラの使用に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車、泡消火薬剤備蓄車	－	・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車は、他の設備のアクセシビリティを阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車は、水を要するが、使用可能な水源を選択して使用することから、悪影響なし。 ・化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
 「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
71	淡水タンク (純水タンク、ろ過水タンク)	－	・淡水タンクは、他の水源である復水貯蔵槽、サブプレッションチェンバ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、防火水槽及び淡水貯水池と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・水源である淡水タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・淡水タンクを水源として使用する場合に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	ホース及び水頭差を利用した淡水移送	－	・ホース及び水頭差を利用した淡水移送にて使用するホースは、他の設備と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	－	・ホースの破損により、溢水が生じる可能性があるが、その場合には弁により隔離し、破損したホースを交換可能であることから、使用による悪影響なし。	○	・ホース及び水頭差を利用した淡水移送に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	複数の海水取水手段 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、 代替原子炉補機冷却海水ポンプ、護岸)	－	・複数の海水取水手段で用いる可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、代替原子炉補機冷却海水ポンプは、他の設備と独立した設備であることから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、代替原子炉補機冷却海水ポンプは、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・複数の海水取水のための操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・複数の海水取水手段は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
72	第二代替交流電源設備、 荒浜側緊急用高圧母線、 大湊側緊急用高圧母線	○	・第二代替交流電源設備、荒浜側緊急用高圧母線及び大湊側緊急用高圧母線の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	○	・第二代替交流電源設備のうち、第二ガスタービン発電機は、高速回転機器であるが、飛散物とならない設計としていることから、使用による悪影響なし。	○	・第二代替交流電源設備、荒浜側緊急用高圧母線及び大湊側緊急用高圧母線の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・第二代替交流電源設備は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	直流給電車	○	・直流給電車の供給先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	○	・直流給電車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・直流給電車の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・直流給電車は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	号炉間連絡ケーブル	○	・号炉間連絡ケーブルの接続先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・号炉間連絡ケーブルは、接続先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・号炉間連絡ケーブルの接続に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	電源車（荒浜側緊急用M/C経由）による 給電	○	・電源車（荒浜側緊急用M/C経由）による給電先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・電源車（荒浜側緊急用M/C経由）による給電は、給電先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・電源車（荒浜側緊急用M/C経由）による給電操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・電源車（荒浜側緊急用M/C経由）による給電は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
73	有効監視パラメータの計器	－	・有効監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・有効監視パラメータの計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・有効監視パラメータの計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・有効監視パラメータの計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	常用計器	－	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	常用代替計器	－	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用代替計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用代替計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	プロセス計算機による記録	－	・プロセス計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・プロセス計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・プロセス計算機による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・プロセス計算機による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	凝縮槽水張り装置	○	・凝縮槽水張り装置は、通常時は水張り装置を接続先の系統と分離し、重大事故等時に接続、弁操作等により系統構成をすることから、使用による悪影響なし。	○	・凝縮槽水張り装置は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・凝縮槽水張り装置の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	原子炉水位計凝縮槽温度	○	・原子炉水位計凝縮槽温度は、他の設備と電氣的な分離をすることから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉水位計凝縮槽温度は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉水位計凝縮槽温度の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・原子炉水位計凝縮槽温度の監視には、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
 「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
74	カード式空気ポンプユニット (中央制御室待避室)	－	・カード式空気ポンプユニットは屋外の接続口から専用の屋内配管を通じ、陽圧化装置の空気供給ヘッダ配管に接続される設計としており、カード式空気ポンプユニットを接続しても建屋内に設置する陽圧化装置（空気ポンプ）を使用することが可能であることから、使用による悪影響なし。	－	・カード式空気ポンプユニットの接続場所、並びに建屋脇の設置位置（駐車場所）はあらかじめ決め、近隣に配置する可搬設備（熱交換器ユニット）との位置的干渉のおそれの無いよう設計するため、悪影響なし。	○	・複数号機被災時の準備として、ベント開始までの時間帯で人員を確保できる場合にあらかじめ、屋外にカード式空気ポンプユニットを配置し、屋内では供給元弁（現場手動弁）の開操作をしておく運用とするため、悪影響なし。
	乾電池内蔵型照明及び非常用照明	－	・乾電池内蔵型照明及び非常用照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・乾電池内蔵型照明及び非常用照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・乾電池内蔵型照明及び非常用照明は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保（ブローアウトパネル強制開放装置）	－	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋ブローアウトパネルの強制開放は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ブローアウトパネル強制開放装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが完全に開放していない状況で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋ブローアウトパネル強制開放に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	可搬型エリアモニタ	－	・可搬型エリアモニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・可搬型エリアモニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型エリアモニタの使用には電源を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
75	モニタリング・ポスト	－	・モニタリング・ポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・モニタリング・ポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・モニタリング・ポストの運転には電源を要するが、専用の電源であるモニタリング・ポスト用発電機から給電するため、悪影響なし。
	放射能観測車	－	・放射能観測車は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射能観測車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・放射能観測車の使用には燃料及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	Geガンマ線多重波高分析装置	－	・Geガンマ線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・Geガンマ線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・Geガンマ線多重波高分析装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	可搬型Geガンマ線多重波高分析装置	－	・可搬型Geガンマ線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・可搬型Geガンマ線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型Geガンマ線多重波高分析装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	ガスフロー測定装置	－	・ガスフロー測定装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・ガスフロー測定装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガスフロー測定装置の使用には電源及び人員を要するが、重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器）の使用を優先し、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	気象観測設備	－	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・気象観測設備の使用には電源を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	無停電電源装置	－	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・無停電電源装置は操作が不要なことから、リソースの消費なし。

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

※「○」：影響が懸念されるため、対応（設計・運用）を検討する項目
「－」：影響が無く、対応（設計・運用）を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1) 直接的影響		(2) 間接的影響		(3) 発電所におけるリソースの消費	
		※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果	※ 検討 要否	検討結果
76	カードル式空気ボンベユニット (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	－	・カードル式空気ボンベユニットは屋外の接続口から専用の屋内配管を通じ、陽圧化装置の空気供給ヘッダ配管に接続される設計としており、カードル式空気ボンベユニットを接続しても建屋内に設置する陽圧化装置（空気ボンベ）を使用することが可能であることから、使用による悪影響なし。	－	・カードル式空気ボンベユニットの接続場所、並びに建屋脇の設置位置（駐車場所）は予め決め、近隣に配置する停止号機の応急復旧設備（仮設電源等）との位置的干渉のおそれの無いよう設計するため、悪影響なし。	○	・複数号機被災時の準備として、ペント開始までの時間帯で人員を確保できる場合にあらかじめ、屋外にカードル式空気ボンベユニットを配置し、屋内では供給元弁（現場手動弁）の開操作をしておく運用とするため、悪影響なし。
	乾電池内蔵型照明	－	・乾電池内蔵型照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・乾電池内蔵型照明は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・乾電池内蔵型照明は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	移動式待機所	－	・移動式待機所は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・移動式待機所は、使用に伴って振動や熱等を発することはなく、また他の設備の運用や移動と干渉しないよう事故後の発電所構内や道路の状況を勘案して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・緊急時対策所（待機場所）として、複数号機被災時の対応等のため実際に移動式待機所を使用して発電所内にとどまり、重大事故等への対処を行う人員が使用に必要な準備等を行うため、悪影響はなし。
	通信連絡設備 (送受話器（警報装置を含む。）、 電力保安通信用電話設備、 専用電話設備、 衛星電話設備（社内向）、 テレビ会議システム)	－	・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・テレビ会議システムの操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 ・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	通信連絡設備 衛星電話設備（可搬型） ※自主設置分 無線連絡設備（可搬型） ※自主設置分 携帯型音声呼出電話設備 ※自主設置分 中継用ケーブルドラム ※自主設置分	－	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、中継用ケーブルドラムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、中継用ケーブルドラムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 ・中継用ケーブルは、電源が不要なことから、使用による悪影響なし。
77	通信連絡設備 (送受話器（警報装置を含む。）、 電力保安通信用電話設備、 専用電話設備、 衛星電話設備（社内向）、 テレビ会議システム)	－	・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・テレビ会議システムの操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 ・送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システムは、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	通信連絡設備 衛星電話設備（可搬型） ※自主設置分 無線連絡設備（可搬型） ※自主設置分 携帯型音声呼出電話設備 ※自主設置分 中継用ケーブルドラム ※自主設置分	－	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、中継用ケーブルドラムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、中継用ケーブルドラムは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 ・中継用ケーブルは、電源が不要なことから、使用による悪影響なし。
その他	長期安定冷却設備 (可搬ポンプ、サブプレッションプール浄化 系ポンプ、可搬熱交換器、大容量送水車、 原子炉冷却材浄化系、不活性ガス系)	○	・長期安定冷却設備は、設備の健全性を確認した条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより、機器周囲の放射線量が上昇する場合は、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講ずることから、悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・長期安定冷却設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	バックアップシール材 (トップヘッドフランジへの塗布)	○	・塗布するフランジ面に設置されたシール材の押し込み量に影響を与える可能性があるが、試験体を用いた開口量確認の結果、影響が無視できる程度であると確認したため、使用による悪影響なし。 ・塗布するフランジ面に過大な応力を作用させる可能性があるが、フランジ部の荷重評価を行った結果、バックアップシール材からの荷重の影響が無視できる程度であると確認したため、使用による悪影響なし。 ・塗布するフランジ面に設置されたシール材とバックアップシール材との化学反応が生じる可能性があるが、フランジモデル試験による気密性確認において、気密性が確認出来ていることから、使用による悪影響なし。	－	・バックアップシール材は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・バックアップシール材は操作が不要なことから、リソースの消費なし。

原子炉格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

本系統は、図 1 に示すように、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッションチェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

格納容器 pH 制御設備は、他号機とは共用しない設計とする。また、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

更に、次項に示すとおり、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することによる原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

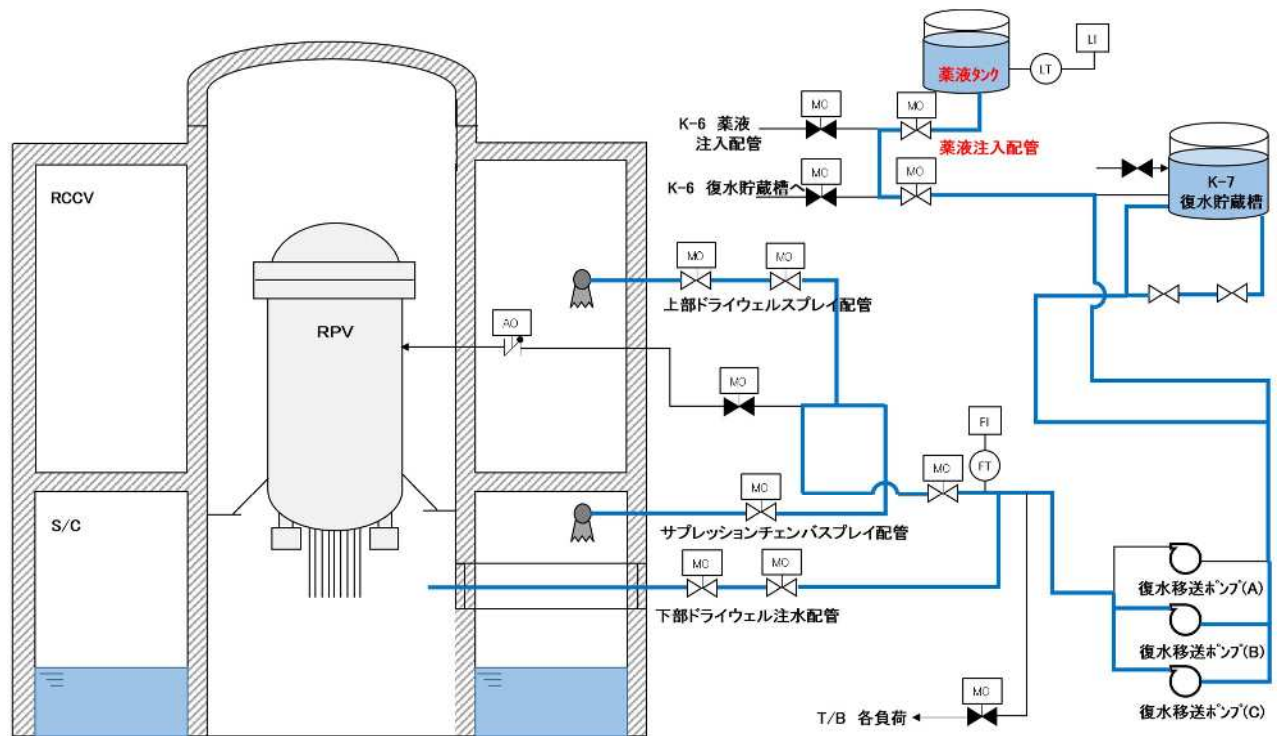


図 1 格納容器 pH 制御設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

アルカリ溶液による原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響評価を行う。

薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウェル、下部ドライウェル、サプレッションチェンバへそれぞれ均等に注入するが、それらは連通孔やベント管等で接続されており、最終的にはサプレッションチェンバのプール水に流入する。その場合、サプレッションチェンバのプール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 [] [wt%], pH は約 [] となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には、薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッションチェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、図3に示す。図2より、pH 制御操作時の条件は水酸化ナトリウム濃度が約 [] wt%], 温度は保守的に考えても限界温度 200°C以下であり、アルカリ腐食割れの発生領域に入っていないことから、アルカリ腐食割れは発生しない。また、図3より、pHが高くなると腐食速度は低下する傾向にあることから、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

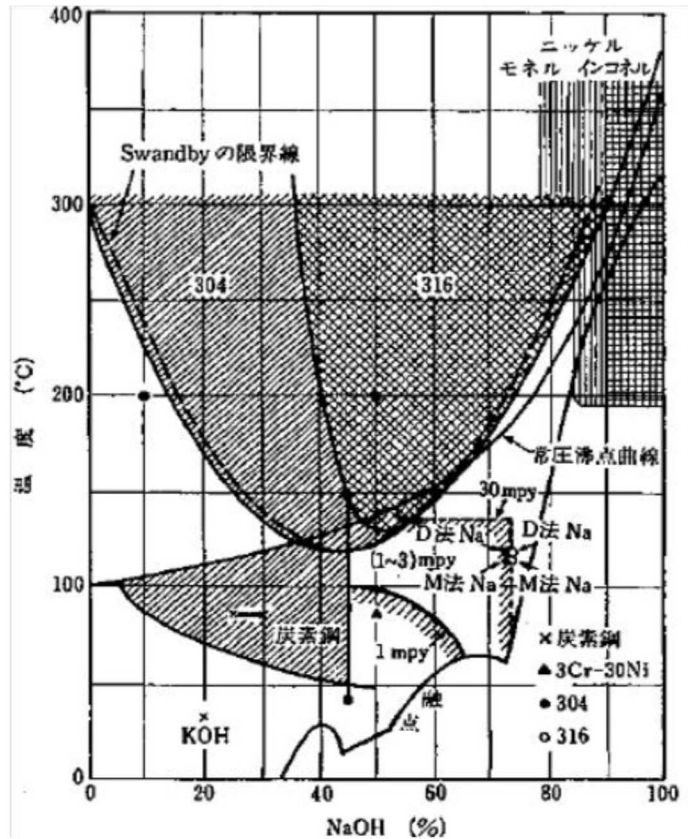


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響
出典『小若, 金属の腐食と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

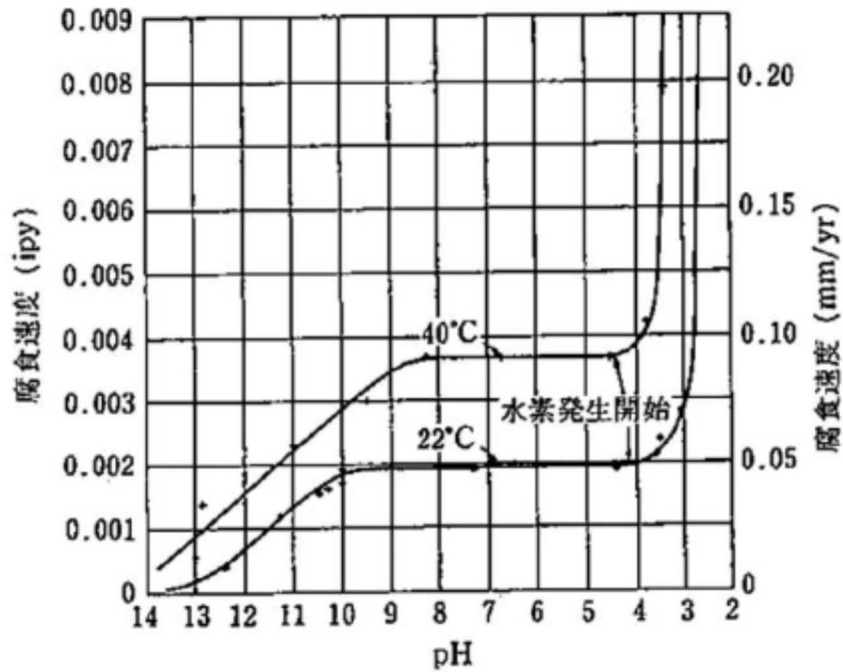


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響
 出典『小若, 金属の腐食と防食技術, アグネ承風社, 2000 年』

また, 原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は, 耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが, この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため, 表 1 の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し, 耐アルカリ性能を確認した。

表 1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

照射量	pH	蒸気温度	暴露時間	気密試験結果

これらから, pH 制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。
 なお, 水酸化ナトリウムの相平衡を図 4 に示すが, 本システム使用後の濃度である [] wt%] では, 水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず, 析出することはない。



図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

3. 水素ガスの発生について

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチングとの反応による水素発生による圧力上昇及び燃料リスクに対する影響評価を行う。

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素ガスが発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるメッキが施されている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素ガスの発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素ガスが発生するとして評価を行う。



3.1 アルミニウムによる水素ガス発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの使用用途は配管保温材の外装板やケーブルトレイ等である。これらの全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は [kg] となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [kg] となる。

注：アルミニウム量の算出については、KK7 補足-011 資料 7「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の 2. 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.2 亜鉛による水素ガス発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチング等の亜鉛メッキ及び配管塗装等に含有される亜鉛である。そのためグレーチング等の亜鉛メッキ量及び配管塗装等に含有される亜鉛量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素ガス発生量を評価した。

【算出条件】

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで [kg]、サブプレッションチェンバで [kg] となり、合計で [kg] となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素ガスの発生量は約 [kg] となる。

注：亜鉛量の算出については、KK7 補足-011 資料 7「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の 2. 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.3 水素ガス発生による影響について

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素ガス量は、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオで 592 [kg] であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼は発

生しない。

これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素ガスが発生することを考慮しても、影響はないものとする。

凝縮槽水張り装置について

1. 設備概要

凝縮槽水張り装置は、可搬型蓄圧式水張り装置（タンク、窒素ガスポンベ等）、水張りライン（配管、弁）、接続口（通常時、閉止プラグにより閉止）及びドレンライン（配管、弁、ファンネル）から構成される。水張りラインの原子炉建屋原子炉区域と原子炉建屋原子炉区域外の境界に弁をそれぞれ2重に設置することで、原子炉建屋原子炉区域外への放射性物質の漏えいを防止する設計とする。さらに、水張りラインの原子炉圧力容器側の2弁がシートパスした場合においても、放射性物質の原子炉建屋原子炉区域外への漏えいを防止するため、ドレンラインを設置する。水張りライン及びドレンラインの原子炉建屋原子炉区域内に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備を設置することで原子炉建屋原子炉区域外から操作可能な設計とする。凝縮槽水張り装置は駆動用の電源が不要な設計とする。また、基準地震動Ssによる地震力に対して機能を損なわない設計とし、設置場所における環境条件を考慮することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

凝縮槽への水張り方法は可搬型蓄圧式水張り装置のタンクに水を補給し、窒素ガスポンベによりタンク内の水を凝縮槽へ供給することで凝縮槽の水張りを行う。

凝縮槽はA～Dの4つ設置されており、重大事故等時に使用する原子炉水位計は凝縮槽A～Cに接続している。凝縮槽Aは原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、凝縮槽Bは原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、凝縮槽Cは原子炉水位（広帯域）と接続している。凝縮槽水張り装置による凝縮槽への水張りは、最もパラメータの集中する凝縮槽Aに対して実施することとしている。

凝縮槽Aと凝縮槽Bの気相部、液相部、計装配管に原子炉水位計凝縮槽温度を設置し、温度を確認することにより、凝縮槽内の水の蒸発状態を確認可能な設計とする。凝縮槽Aの原子炉水位計凝縮槽温度は、凝縮槽水張り装置による凝縮槽Aへの水張り時に効果を確認可能な設計とする。また、基準地震動Ssによる地震力に対して機能を損なわない設計とし、設置場所における環境条件を考慮することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

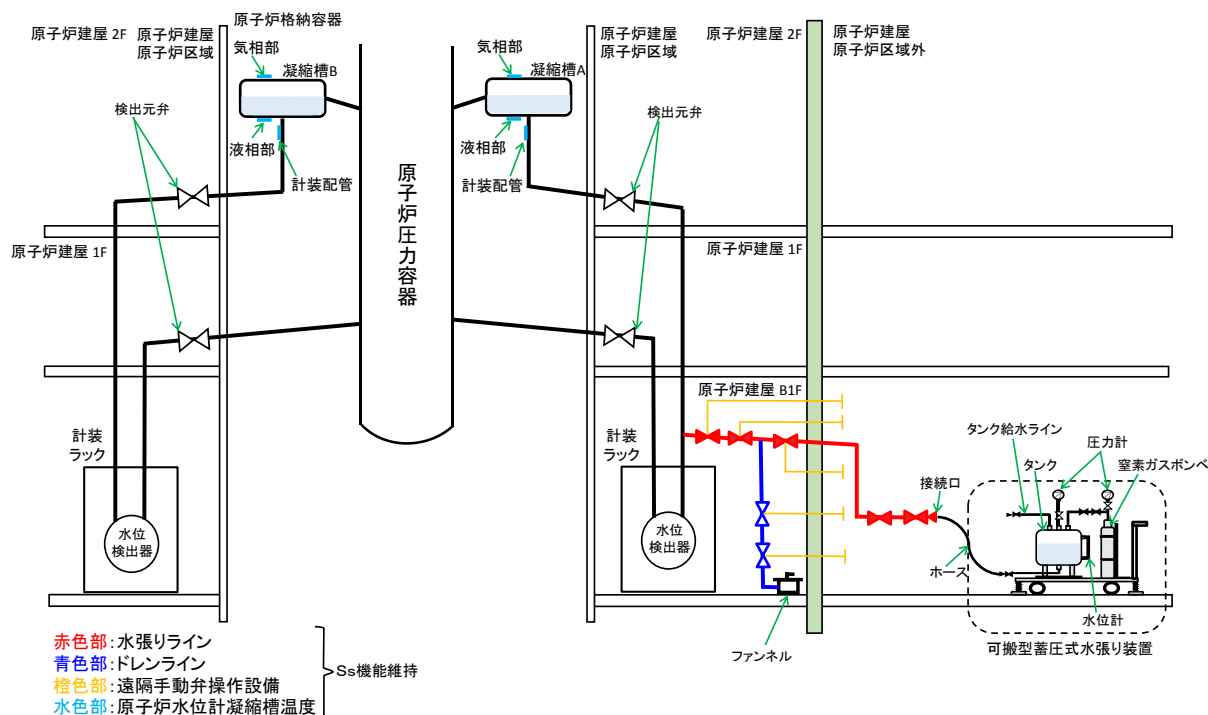


図1 凝縮槽水張り装置 概略系統図

12. 【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の
放射線に対する評価について】

1. 概要

重大事故等対処設備の放射線による影響は、V-1-1-7「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて記載しており、想定される重大事故等が発生した場合における放射線の条件下において、その機能が有効に発揮できるよう耐放射線性を有する設計とすることとしている。

本資料では、重大事故等対処設備について、事故後8日以降の放射線に対する評価について説明する。

2. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定方法

事故後8日以降に期待する機能及び当該機能に必要な重大事故等対処設備について、添付12-1のとおり整理を行った。添付12-1の表では、格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後8日以降においても使用が想定される対策を「格納容器破損防止対策」の欄に記載した。事故後8日以降に必要な機能は、溶融炉心の冷却機能、格納容器の除熱機能及び格納容器内の酸素濃度監視機能であり、溶融炉心の冷却については、代替循環冷却系（代替原子炉補機冷却系含む）、低圧代替注水系（常設）及び格納容器下部注水（常設）により実施し、格納容器の除熱については、代替循環冷却系（代替原子炉補機冷却系含む）又は格納容器圧力逃がし装置により実施し、格納容器内の酸素濃度監視は、格納容器内酸素濃度にて監視する。

また、添付12-1に示した事故後8日以降で機能を期待する設備のうち、添付12-2に示す選定の考え方にに基づき、事故後8日以降の放射線に対して評価を実施する原子炉格納容器内設備を選定する。なお、原子炉格納容器外の設備については、事故後8日以降の放射線による影響により機能喪失した際には、外部支援により取替え可能であることを確認する。

3. 事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果

前項の重大事故等対処設備のうち事故後8日以降でその機能を期待する原子炉格納容器内設備の選定方法に基づき、設備の選定を行った。選定した結果を添付12-3に示す。選定された設備は以下のとおり。なお、③及び④については、無機物で構成されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。従って、次項で示す事故後8日以降の放射線に対する評価の対象外とする。

- ① ドライウェル雰囲気温度
- ② 格納容器下部水位
- ③ コリウムシールド
- ④ サプレッションチェンバ

4. 事故後8日以降の放射線に対する評価

事故後8日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備として前項で示したドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位について評価を実施する。

① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度については、原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータの主要パラメータである。ドライウェル雰囲気温度の設置場所は、T.M.S.L.-3000mm、T.M.S.L.24500mm であり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能*である。(添付 12-4、添付 12-5)

ドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。(添付 12-6、添付 12-9)

ドライウェル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル雰囲気温度により監視を継続できる。

ドライウェル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度/圧力の関係を利用して推定を行う。

なお、格納容器内圧力 (D/W) 等については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉区域内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記*：これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることはなく、局所的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である 200℃を包絡する温度にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

② 格納容器下部水位

格納容器下部水位については、原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータの主要パラメータである。格納容器下部水位の設置場所は、T.M.S.L.-5600mm、T.M.S.L.-4600mm、T.M.S.L.-3600mm であり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能*である。(添付 12-4、添付 12-7)

格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。(添付 12-8、添付 12-9)

格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、他の格納容器下部水位により監視を継続できる。

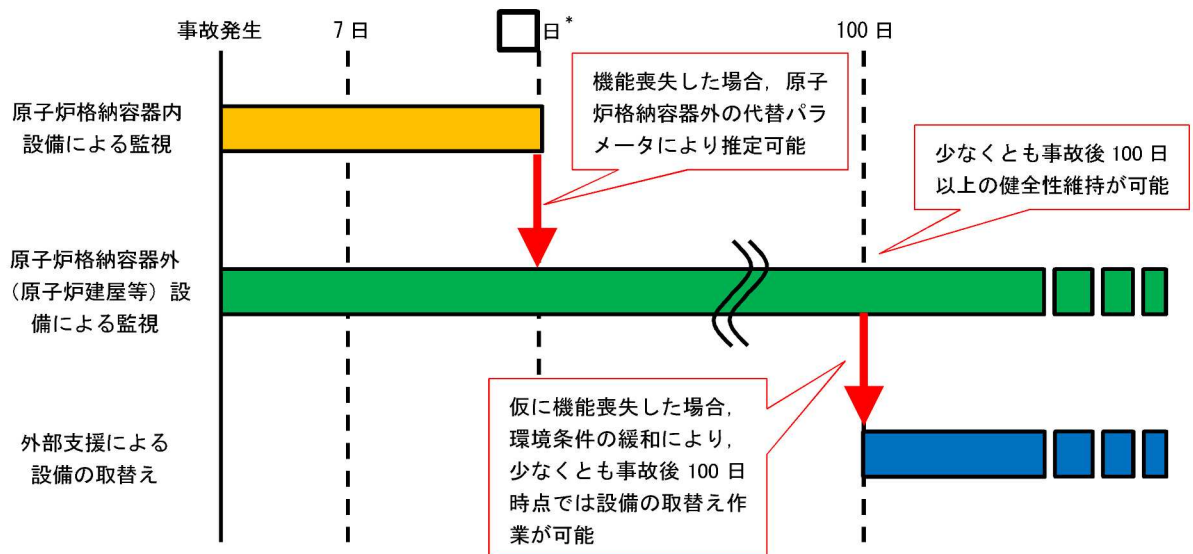
格納容器下部水位が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータである復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。推定方法としては、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）で推定を行う場合は原子炉格納容器下部への注水量、復水貯蔵水位 (SA) で推定を行う場合は復水貯蔵槽の水位の

変化量からそれぞれ推定を行う。

なお、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉区域内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。また、復水貯蔵槽水位（SA）については、伝送器の設置場所がその他の建屋内（廃棄物処理建屋）であり、線量率は原子炉建屋原子炉区域内よりも低いことから、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の場合と同様に外部支援により伝送器の取替えが可能であり、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記*：これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることはなく、局所的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である 200 °C を包絡する温度にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

以上より、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても、原子炉格納容器内の計器は中長期にわたり耐放射線性を有しており、機能喪失したとしても原子炉建屋原子炉区域等の原子炉格納容器外の計器による推定が可能である。原子炉格納容器外の計器については、少なくとも事故後 100 日以上健全性維持が期待され、仮に機能喪失したとしても事故後 100 日時点では外部支援による設備の取替えが可能であることから、長期的な監視機能の維持は可能であると考えられる。図 1 に、長期的な監視機能維持の概念図を示す。



注記*：有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡する保守的な条件での評価結果であり、各評価事故シーケンスを想定すると機能期待できる日数は更に長くなる

図 1 長期的な監視機能維持の概念図

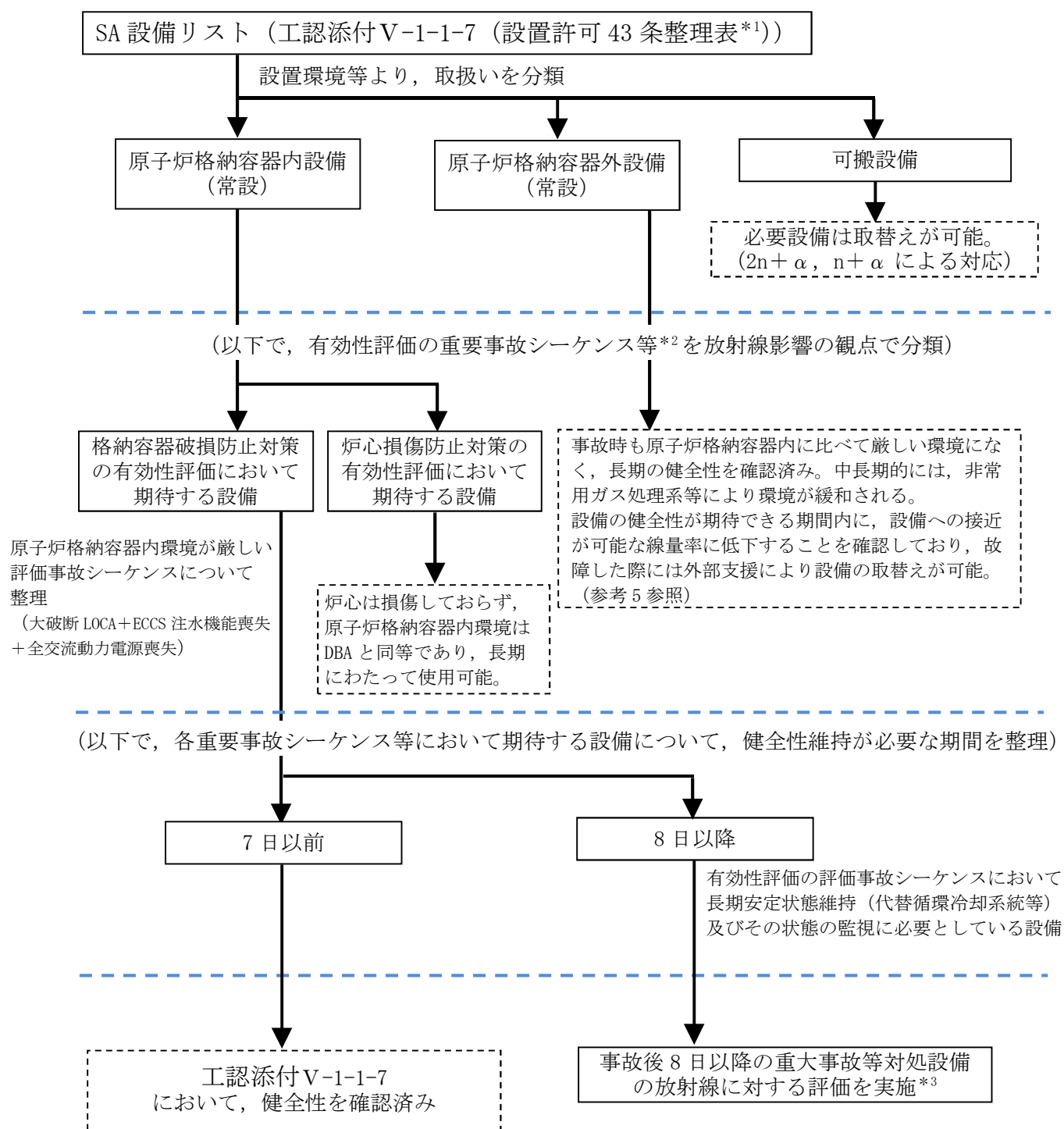
事故後 8 日以降に期待する機能の整理

格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される設備を以下に整理する。

格納容器破損防止対策	対応操作	設備・計器	設置場所
代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心冷却	・原子炉への注水 ・格納容器下部への注水*	・復水移送ポンプ	廃棄物処理建屋
		・コリウムシールド	原子炉格納容器
		・代替原子炉補機冷却系	屋外
		・サプレッションチェンバ	原子炉格納容器
		・復水貯蔵槽	廃棄物処理建屋
		・代替貯水池	屋外
		・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外
		・格納容器内圧力（D/W）	原子炉建屋原子炉区域
		・格納容器内圧力（S/C）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器
		・サプレッションチェンバプール水位	原子炉建屋原子炉区域
・格納容器下部水位	原子炉格納容器		
・復水貯蔵槽水位（SA）	廃棄物処理建屋		
代替循環冷却系による格納容器除熱	・格納容器（ドライウエル）へのスプレイ	・復水移送ポンプ	廃棄物処理建屋
		・代替原子炉補機冷却系	屋外
		・サプレッションチェンバ	原子炉格納容器
		・格納容器内圧力（D/W）	原子炉建屋原子炉区域
		・格納容器内圧力（S/C）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	原子炉建屋原子炉区域
		・ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器
		・サプレッションチェンバプール水位	原子炉建屋原子炉区域
・格納容器下部水位	原子炉格納容器		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	・格納容器圧力が 0.62MPa [gage] に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施	・格納容器圧力逃がし装置	屋外
		・格納容器内圧力（D/W）	原子炉建屋原子炉区域
		・格納容器内圧力（S/C）	原子炉建屋原子炉区域
		・ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器
		・サプレッションチェンバプール水位	原子炉建屋原子炉区域
		・フィルタ装置水位	屋外
		・フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋原子炉区域外
		・フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外
・フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外		
格納容器内酸素濃度による格納容器内の酸素濃度監視	・酸素濃度の監視	・格納容器内酸素濃度	原子炉建屋原子炉区域

注記*：評価の前提として重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水を考慮していないことや原子炉圧力容器破損と地震動が重畳する頻度が十分小さいことから、事故後の荷重の組合せ評価においては原子炉圧力容器が破損する事故シナリオを考慮していないが、格納容器破損防止対策の有効性評価に対する成立性を確認する観点から、ここでは考慮対象とする。

評価対象設備の選定フロー



注記*1 : 設置許可基準第 43 条から第 62 条及びその他の設備に整理する各設備。

*2 : 炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス。なお、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の想定事故では、原子炉格納容器内設備には期待しない。運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスでは、炉心は損傷しておらず、原子炉格納容器内環境は DBA と同等であり、原子炉格納容器内設備は長期にわたって使用可能である。

*3 : 事故後 8 日以降に期待する原子炉格納容器内の重大事故等対処設備について、放射線により機能喪失すると考えられるタイミング以降も代替手段により機能を維持可能なことを評価する。

43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類			
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	制御棒			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	制御棒駆動機構(水圧駆動)			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	制御棒駆動系水圧制御ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	原子炉压力容器[注入先]	その他の設備に記載					—*1	—*1	—*1
出力急上昇の防止	自動減圧系の起動阻止スイッチ	46条に記載					×	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

45 条 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設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
高圧代替注水系による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心注水系、 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載						×	—	—
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載						—*1	—*1	—*1
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—
	サブプレッション・チエンバ [水源]	56条に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*2	—*2	—*2
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1	—*1
高圧炉心注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—
	サブプレッション・チエンバ [水源]	56条に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*2	—*2	—*2
	原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)						—*1	—*1	—*1
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系	44条に記載 (うち、重大事故防止設備)						×	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56条にてまとめて記載する。

46条 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
逃がし安全弁	逃がし安全弁 [操作対象弁]	(逃がし安全弁) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
	逃がし弁機能用アキュムレータ	(アキュムレータ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	○	×	—
	自動減圧機能用アキュムレータ	(アキュムレータ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	×*1
原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	常設			常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—	
可搬型直流電源設備による減圧	可搬型直流電源設備	57条に記載 (うち、重大事故防止設備)					×	—	—
	AM用切替装置 (SRV)	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, 直流 125V 蓄電池 B	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	—	—	—	—
高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ	(アキュムレータ)	(S)	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	高圧炉心注水系注入隔離弁	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネル	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—

注記*1: PCV 破損防止のために、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を 2.0 MPa [gauge] 以下とするための機能が必要であるが、8 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が生じることは考えにくい (8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能) ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽〔水源〕	56条に記載						×	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	—*1
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	残留熱除去系（低圧注水モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽〔水源〕	56条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	—*1
低圧注水	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（低圧注水モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	サブプレッション・チェンバ〔水源〕	56条に記載						—*2	—*2	—*2
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	—*1
原子炉停止時冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—	
	常設			常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—		
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	—*1
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	48条に記載（うち、重大事故防止設備）						×	—	—
	原子炉補機冷却海水ポンプ							×	—	—
	原子炉補機冷却水系熱交換器							×	—	—
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載 (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給するための流路)						×	—	—
	スクリーン室							×	—	—
	取水路							×	—	—
	補機冷却用海水取水路							×	—	—
	補機冷却用海水取水槽							×	—	—
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（常設）	低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却に記載（うち、重大事故緩和設備）						×	—	—
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	低圧代替注水系（可搬型）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却に記載（うち、重大事故緩和設備）						—	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56条にてまとめて記載する。

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
代替原子炉補機冷却系による除熱 ※水源は海を使用	熱交換器ユニット	原子炉補機冷却系	S	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	大容量送水車(熱交換器ユニット用)			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	海水貯留堰	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)					×	—	—
	スクリーン室	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)					×	—	—
	取水路	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)					×	—	—
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作設備	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード), 原子炉補機冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) [排出元]	その他の設備に記載					—*1	—*1	—*1
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	50条に記載(うち、重大事故防止設備) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれもS					×	—	—
	よう素フィルタ						×	—	—
	ラプチャーディスク						×	—	—
	ドレン移送ポンプ						×	—	—
	ドレンタンク						×	—	—
	遠隔手動弁操作設備						×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ						×	—	—
	可搬型窒素供給装置	52条に記載					—	—	—
	スクラバ水 pH 制御設備	50条に記載(うち、重大事故防止設備) 代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び原子炉補機冷却系であり、耐震重要度分類はいずれもS					×	—	—
	フィルタベント遮蔽壁						×	—	—
	配管遮蔽						×	—	—
原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) [排出元]	その他の設備に記載(うち、重大事故防止設備)					—*1	—*1	—*1	
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	56条に記載(うち、重大事故防止設備)					—	—	—	
防火水槽 [水源]						×	—	—	
淡水貯水池 [水源]						×	—	—	

注記*1: その他設備にてまとめて記載する。

48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類			
原子炉停止時冷却	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	47条に記載（うち、重大事故防止設備）					×	—	—
格納容器スプレイ冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	49条に記載（うち、重大事故防止設備）					×	—	—
サブプレッション・チェンバ・プール水冷却	残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	49条に記載（うち、重大事故防止設備）					×	—	—
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	(原子炉補機冷却系)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
	原子炉補機冷却海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
	原子炉補機冷却水系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	SA-2	×	—	—
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載					×	—	—
	スクリーン室						×	—	—
	取水路						×	—	—
	補機冷却用海水取水路						×	—	—
	補機冷却用海水取水槽						×	—	—

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		常設 可搬型	分類				機器クラス
代替格納容器スプレ イ冷却系（常設）による 原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	残留熱除去系（格納容器 スプレイ冷却モード） —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	復水貯蔵槽〔水源〕	56条に記載						×	—	—
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	—*1
代替格納容器スプレ イ冷却系（可搬型）による 原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポン プ（A-2級）	残留熱除去系（格納容器 スプレイ冷却モード） —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽〔水源〕	56条に記載						×	—	—
	淡水貯水池〔水源〕	56条に記載						×	—	—
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載						—*1	—*1	—*1
格納容器スプレイ冷 却系による原子炉格 納容器内の冷却	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（格納容 器スプレイ冷却モード））	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換 器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2	×	—	—	
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載						—*2	—*2	—*2
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	—*1
サブプレッション・チ ェンバ・プールの冷却	残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系（サブプレ ッション・チェンバ・プ ール水冷却モード）	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換 器			常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2	×	—	—	
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載						—*2	—*2	—*2
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他の設備に記載（うち、重大事故防止設備）						—*1	—*1	—*1
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポ ンプ	48条に記載（うち、重大事故防止設備）						×	—	—
	原子炉補機冷却水系 熱交換器							×	—	—
	原子炉補機冷却海水 ポンプ							×	—	—
非常用取水設備	海水貯留堰	その他の設備に記載 (ただし、本条文においては、海水貯留堰、スクリーン室、取水路は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）である補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽に海水を供給するための流路)						×	—	—
	スクリーン室							×	—	—
	取水路							×	—	—
	補機冷却用海水取水 路							×	—	—
	補機冷却用海水取水 槽							×	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56条にてまとめて記載する。

50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	よう素フィルタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	ラプチャーディスク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ドレン移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	ドレンタンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	遠隔手動弁操作設備			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	可搬型窒素供給装置			52条に記載					—
	スクラパ水 pH 制御設備	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	フィルタベント遮蔽壁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	配管遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む） [排出元]	その他の設備に記載					—*1	—*1	—*1
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	56条に記載					—	—	—
	防火水槽 [水源]	56条に記載					×	—	—
淡水貯水池 [水源]	56条に記載					×	—	—	
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	熱交換器ユニット			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	大容量送水車（熱交換器ユニット用）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56条に記載					—*2	—*2	—*2
	防火水槽 [水源]	56条に記載					×	—	—
	淡水貯水池 [水源]	56条に記載					×	—	—
	海水貯留堰	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					×	—	—
	スクリーン室	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					×	—	—
取水路	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					×	—	—	
原子炉圧力容器 [注水先]	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					—	—	—	
原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載（うち、重大事故緩和設備）					—	—	—	

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56条にてまとめて記載する。

51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*1	
	復水貯蔵槽 [水源]	56条に記載(うち、重大事故緩和設備)						×	—	—
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*1	
	防火水槽 [水源]	56条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	—
	淡水貯水池 [水源]	56条に記載 ※水源としては海も使用可能						×	—	—
	原子炉格納容器 [注水先]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)						—*2	—*2	—*2
溶融炉心の落下遅延及び防止	高圧代替注水系	45条に記載(うち、重大事故緩和設備)						×	—	—
	ほう酸水注入系	44条に記載(うち、重大事故緩和設備)						×	—	—
	低圧代替注水系(常設)	47条に記載(うち、重大事故緩和設備)						×	—	—
	低圧代替注水系(可搬型)	47条に記載(うち、重大事故緩和設備)						—	—	—

注記*1：コリウムシールドは無機物であるジルコニア製であり耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。

*2：その他設備にてまとめて記載する。

52条 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設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	フィルタ装置	50条に記載(うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある(耐震重要度分類はS))			—	—	—	—	—
	よう素フィルタ								
	ラプチャーディスク								
	フィルタ装置出口放射線モニタ	58条に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
	フィルタ装置水素濃度								
	ドレン移送ポンプ	50条に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
	ドレントンク								
	遠隔手動弁操作設備	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に記載			—	—	—	—	—
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ								
	可搬型窒素供給装置	50条に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
	スクラバ水 pH 制御設備								
	フィルタベント遮蔽壁								
	配管遮蔽	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
	原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ、真空破壊弁を含む) [排出元]								
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)	56条に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
防火水槽 [水源]									
淡水貯水池 [水源]									
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可搬型窒素供給装置	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	サブプレッション・チェンバ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	—*2	—*2	—*2
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	58条に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—
	フィルタ装置水素濃度								
	遠隔手動弁操作設備	48条に記載(うち、重大事故緩和設備) (なお、重大事故緩和設備であるが、代替する機能を有する設計基準対象施設として、可燃性ガス濃度制御系がある(耐震重要度分類はS))			—	—	—	—	—
	遠隔空気駆動弁操作ポンプ								
原子炉格納容器(真空破壊弁を含む) [排出元]	その他の設備に記載(うち、重大事故緩和設備)			—	—	—	—	—	
格納容器内水素濃度(SA)									
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度	(格納容器内水素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—
	格納容器内酸素濃度	(格納容器内酸素濃度)	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56条にてまとめて記載する。

*3：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位(伝送器等)は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
静的触媒式水素再結 合器による水素濃度 抑制	静的触媒式水素再結 合器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	静的触媒式水素再結 合器動作監視装置			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉区 域〔流路〕	その他の設備に記載					×	—	—
原子炉建屋内の水素 濃度監視	原子炉建屋水素濃度	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
燃料プール代替注水系による常設スプレィヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレィ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系 —	S	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	常設スプレィヘッド			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—		
	淡水貯水池 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—		
使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載				×	—	—			
燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレィ	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系 —	S	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	可搬型スプレィヘッド			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	防火水槽 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—		
	淡水貯水池 [水源]	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—		
使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) [注水先]	その他の設備に記載				×	—	—			
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	55 条に記載				×	—	—		
	放水砲	55 条に記載				×	—	—		
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール温度	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料取替エリア排気放射線モニタ, 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
重大事故等における使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系) ※水源は海を使用	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	燃料プール冷却浄化系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—	
	熱交換器ユニット			(B)	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)			可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—	
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	可搬	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—			
	海水貯留堰	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—		
	スクリーン室	その他の設備に記載 (うち、重大事故防止設備)				×	—	—		
取水路	56 条に記載 ※水源としては海も使用可能				×	—	—			

55 条 工場等外への放射線物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	汚濁防止膜			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	小型船舶（汚濁防止膜設置用）			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	—	—	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	放水砲			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	泡原液搬送車			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	泡原液混合装置			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		常設 可搬型	分類				機器 クラス
重大事故等収束のため の水源 ※水源としては海も 使用可能	復水貯蔵槽	(サブプレッション・チェ ンバ) (復水貯蔵槽) —	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—	
	サブプレッション・チ ェンバ		(B)				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	○
	ほう酸水注入系貯蔵 タンク	44 条に記載						×	—	—
	防火水槽	(同上)		常設	— (代替淡水源) *2	—	×	—	—	
	淡水貯水池			常設	— (代替淡水源) *2	—	×	—	—	
水の供給	可搬型代替注水ポン プ (A-2 級)	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	海水貯留堰	その他の設備に記載						×	—	—
	スクリーン室							×	—	—
	取水路							×	—	—

注記*1：8 日以降も水源として使用可能である。

*2：重大事故等対処設備ではなく代替淡水源（措置）であるが、本条文において必要なため記載。

57条 電源設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	非常用交流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ (16kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車	非常用交流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	
号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル (常設)	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
所内蓄電池式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A	非常用直流電源設備 (B系, C系及びD系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 蓄電池 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用直流 125V 蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器 A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
常設代替直流電源設備による給電	AM用直流 125V 蓄電池	非常用直流電源設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型直流電源設備による給電	電源車	非常用直流電源設備 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	AM用直流 125V 充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	軽油タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	非常用所内電気設備 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用電源切替箱断路器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用電源切替箱接続装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用動力変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用MCC			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM用切替盤	非常用所内電気設備 (E系) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用高圧母線 C系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
非常用高圧母線 D系	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—			

57条 電源設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	(非常用ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	燃料移送ポンプ	(燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料ディタンク	(燃料ディタンク)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
非常用直流電源設備	直流125V蓄電池A	直流125V蓄電池B, 直流125V蓄電池C, 直流125V蓄電池D —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V蓄電池A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V蓄電池B	(直流125V蓄電池B) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V蓄電池C	(直流125V蓄電池C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流125V蓄電池D	(直流125V蓄電池D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流125V充電器A	直流125V充電器B, 直流125V充電器C, 直流125V充電器D —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V充電器A-2			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V充電器B	(直流125V充電器B) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V充電器C	(直流125V充電器C)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流125V充電器D	(直流125V充電器D)	(S)	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
燃料補給設備	軽油タンク	(軽油タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ (4kL)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—

58条 計装設備(1/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入 口温度	— S — S S — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャ ンネル 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統 流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S — — — — — S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統 流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	S S — — — — S S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—

注記*1：原子炉圧力容器温度は原子炉圧力容器の破損兆候検知のための設備であるが、8日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損兆候が発生することは考えにくい(8日以降は外部支援により原子炉注水が可能)ため、本設備は必須ではない。また、8日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位(伝送器等)は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58条 計装設備(2/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統 流量	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水 流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
原子炉隔離時冷却系 系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
原子炉水位 (広帯域)	S								
原子炉水位 (燃料域)	S								
高圧炉心注水系系統 流量	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
	原子炉水位 (燃料域)	S							
残留熱除去系系統流 量	サブプレッション・チェン バ・プール水位	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
原子炉水位 (広帯域)	S								
原子炉水位 (燃料域)	S								
原子炉格納容器への 注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水 流量)	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		格納容器内圧力 (D/W)	—						
原子炉格納容器内の 注水量	復水補給水系流量 (格納容器下部注水 流量)	復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		格納容器内圧力 (S/C)	—						
原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気 温度	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	—							
	格納容器内圧力 (S/C)	—							
原子炉格納容器内の 温度	サブプレッション・チ ェンバ気体温度	サブプレッション・チェン バ・プール水温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
	サブプレッション・チ ェンバ・プール水温 度	主要パラメータの他チャ ンネル	—						
原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	格納容器内圧力 (S/C)	サブプレッション・チェン バ気体温度	—						
原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チ ェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	格納容器内圧力 (D/W)	—							
原子炉格納容器内の 水位	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャ ンネル	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
		復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	—						

注記*1：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウエル雰囲気温度及び格納容器内圧力 (D/W) により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、格納容器内圧力 (S/C) により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58条 計装設備(3/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
最終ヒートシンクの 確保 (代替循環冷却系)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*2
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度	— — — — — — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位	— — — — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

*2：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウエル雰囲気温度及び格納容器内圧力 (D/W) により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、格納容器内圧力 (S/C) により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

58条 計装設備(4/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備	
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス				
最終ヒートシンクの 確保 (格納容器圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
最終ヒートシンクの 確保 (耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
最終ヒートシンクの 確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	— —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉補機冷却水系系統 流量	C							
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	C							
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	C	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—		
格納容器バイパスの 監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位 (広帯域)	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—	
	原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	—							
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	原子炉圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
			原子炉圧力 (SA)	—						
			原子炉水位 (燃料域)	S						
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
		原子炉水位 (広帯域)	S							
		原子炉水位 (燃料域)	S							
格納容器バイパスの 監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○	
	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W)	—							
	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
格納容器バイパスの 監視 (原子炉建屋内の状態)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	S —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—	

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58条 計装設備(5/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統 流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納 容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	— — — S S — — S S — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	— — — S — C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
原子炉建屋内の水素 濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャ ンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	— —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器内雰囲気放射線 レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線 レベル (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	S S S — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料貯蔵プール 水位・温度 (SA 広 域)	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料貯蔵プー ル水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料貯蔵プー ル放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監 視カメラ	C — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料貯蔵プー ル監視カメラ (使用 済燃料貯蔵プール監 視カメラ用空冷装置 を含む)	使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水 位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放 射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
温度、圧力、水位、注 水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58条 計装設備(6/6)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損 防止対策 (緩和設備)	8日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口 圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	RCW サージタンク水 位	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	原子炉補機冷却水系 熱交換器出口冷却水 温度	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	ドレンタンク水位	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	遠隔空気駆動弁操作 作用ポンベ出口圧力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C C 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C D 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一 GTG 発電機電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機電 圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機電 力	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用 D/G 発電機周 波数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	P/C C-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	P/C D-1 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	AM 用直流 125V 充電 器盤蓄電池電圧	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第一 GTG 発電機周波 数	—	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	電源車電圧	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備可搬型重大 事故緩和設備	—	—	—	—
	電源車周波数	—	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	M/C E 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	P/C E-1 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	直流 125V 主母線盤 C 電圧	—	—	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—

59条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
居住性の確保	中央制御室	(中央制御室) —	(S) —	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—	
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室遮蔽(常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	中央制御室待避室遮蔽(可搬型)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室換気空調系 —	S —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンプ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—	
	無線連絡設備(常設)	62条に記載						×	—	—
	衛星電話設備(常設)	62条に記載						×	—	—
	データ表示装置(待避室)	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—	
	差圧計	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
照明の確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	中央制御室照明	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—	
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	

60条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射能観測車の代替測定装置	可搬型ダスト・よう素サンプラ	放射能観測車	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	NaIシンチレーションサーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	GM汚染サーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	気象観測設備	C	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	電離箱サーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶(海上モニタリング用)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射性物質濃度(空气中・水中・土壌中)及び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	—	可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	NaIシンチレーションサーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	GM汚染サーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	ZnSシンチレーションサーベイメータ			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶(海上モニタリング用)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—

61条 緊急時対策所 (1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備		
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス					
居住性の確保(対策本部)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)高気密室			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンプ)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—		
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—		
	酸素濃度計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—		
	二酸化炭素濃度計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—		
	差圧計(対策本部)			可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—		
	可搬型エリアモニタ(対策本部)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—		
	可搬型モニタリングポスト			60条に記載					—	—	—
	居住性の確保(待機場所)			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—			×	—	—		
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—			×	—	—		
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機		可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—			—	—	—		
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンプ)		可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3			—	—	—		
酸素濃度計(待機場所)		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—			—	—	—		
二酸化炭素濃度計(待機場所)		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—			—	—	—		
差圧計(待機場所)		可搬	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—			—	—	—		
可搬型エリアモニタ(待機場所)		可搬	可搬型重大事故緩和設備	—			—	—	—		

61条 緊急時対策所 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備	
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス				
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム (SPDS)	62条に記載						×	—	—
通信連絡 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	無線連絡設備 (常設)	62条に記載						×	—	—
	無線連絡設備 (可搬型)							—	—	—
	携帯型音声呼出電話設備							—	—	—
	衛星電話設備 (常設)							×	—	—
	衛星電話設備 (可搬型)							—	—	—
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備							×	—	—
	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン							×	—	—
電源の確保 (5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	非常用所内電源設備	—	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	可搬ケーブル			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—	
	負荷変圧器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	交流分電盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—	
	軽油タンク	57条に記載						×	—	—
	タンクローリ (4kL)	57条に記載						—	—	—

62条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策(緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
発電所内の通信連絡	携帯型音声呼出電話設備	送受話器, 電力保安通信用電話設備 —	C —	可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	無線連絡設備(常設)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	無線連絡設備(可搬型)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	衛星電話設備(常設)			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備(可搬型)			可搬	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	安全パラメータ表示システム(SPDS)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所外の通信連絡	衛星電話設備(常設)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備(可搬型)			可搬	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	×	—	—

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV内：○ PCV外：× 可搬：—	PCV破損防止対策 (緩和設備)	8日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類		分類	機器クラス			
重大事故等時に対処するための流路,注水先,注水先,排出元等	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*1
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	原子炉建屋原子炉区域	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
非常用取水設備	海水貯留堰	(海水貯留堰) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	スクリーン室	(スクリーン室) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	取水路	(取水路) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	補機冷却用海水取水路	(補機冷却用海水取水路) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—
	補機冷却用海水取水槽	(補機冷却用海水取水槽) —	(C(Ss)) —	常設	常設重大事故防止設備 (設計基準拡張) 常設重大事故緩和設備 (設計基準拡張)	—	×	—	—

注記*1：原子炉圧力容器は無機物である低合金鋼、炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。

*2：原子炉格納容器は無機物である炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため、事故後長期にわたって健全性は維持されると考えられる。また、トップヘッドフランジ等に用いられる改良E P D M製シール材についても、累積放射線照射量の増加に対して基礎特性の有意な変化がないことを試験により確認している。

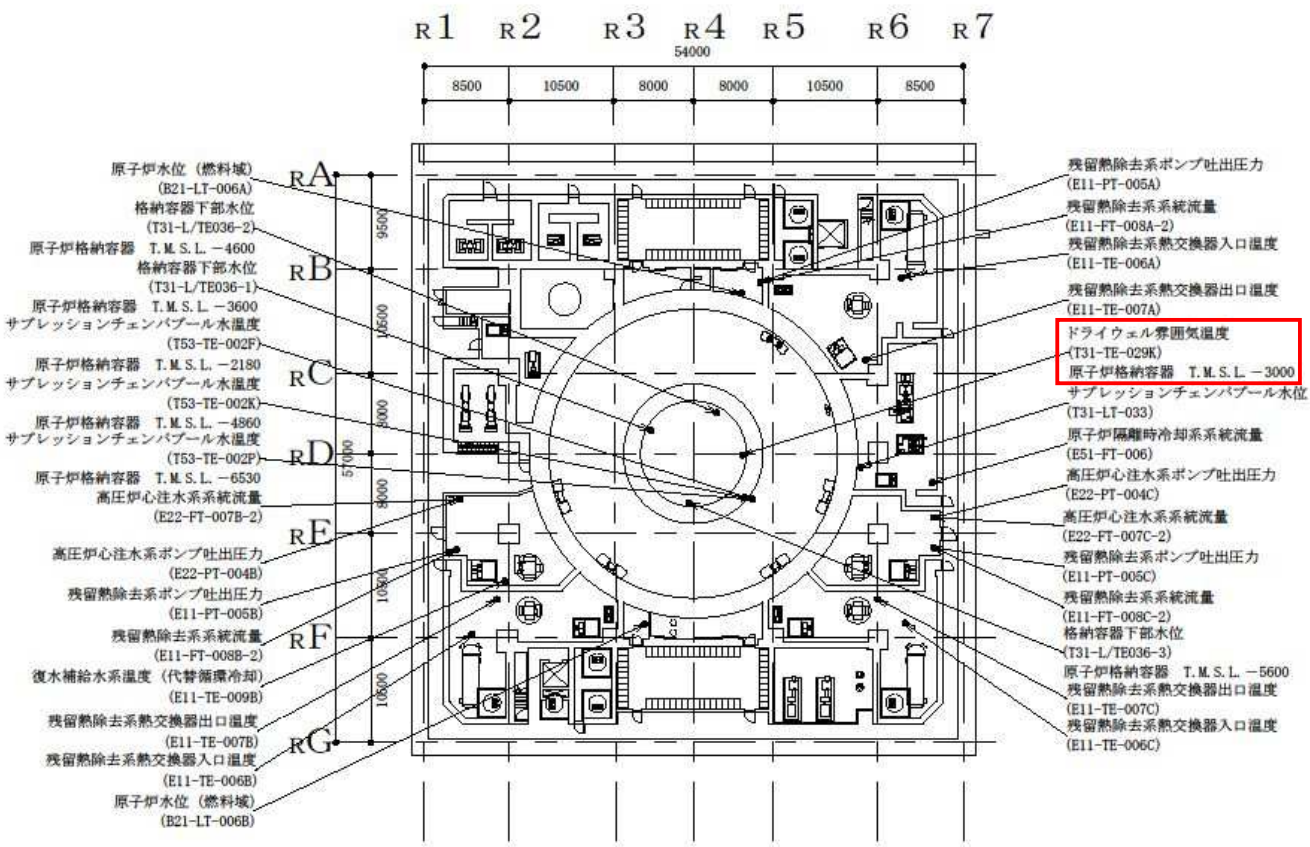
「4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ

① ドライウェル雰囲気温度
<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル雰囲気温度は、「原子炉格納容器内の温度」を監視する主要パラメータ。 ・ドライウェル雰囲気温度は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text"/> 日程度の耐放射線性を有する。 ・ドライウェル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル雰囲気温度により監視を継続できる。 ・ドライウェル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合は、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内に飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度/圧力の関係を利用して推定を行う。 ・格納容器内圧力 (D/W) 等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。
② 格納容器下部水位
<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部水位は、「原子炉格納容器内の水位」を監視する主要パラメータ。 ・格納容器下部水位は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text"/> 日程度の耐放射線性を有する。 ・格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、他の格納容器下部水位により監視を継続できる。 ・格納容器下部水位が期待できない状況を想定した場合は、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。推定方法としては、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) で推定を行う場合は原子炉格納容器下部への注水量、復水貯蔵槽水位 (SA) で推定を行う場合は復水貯蔵槽の水位の変化量からそれぞれ推定を行う。 ・復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*	8 日以降の監視		
			抽出されたパラメータの健全性評価	外部支援手段等により監視を期待するパラメータ	外部支援手段 (例)
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	<p>主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text"/> 日程度の耐放射線性は有している。</p> <p>ドライウェル雰囲気温度が機能喪失した場合には、代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) による推定が可能である。格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。</p> <p>なお、格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) の計装配管は原子炉格納容器内にあるが、計装配管は無機物であることから、事故後 8 日以降の耐放射線性は有している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内圧力 (D/W) ・格納容器内圧力 (S/C) 	<p>格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては <input type="text"/> 以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。(参考 5 参照)</p>
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位 (SA)	<p>主要パラメータである格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text"/> 日程度の耐放射線性は有している。</p> <p>格納容器下部水位が機能喪失した場合には、代替パラメータである復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 及び復水貯蔵槽水位 (SA) による推定が可能である。復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 及び復水貯蔵槽水位 (SA) は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ・復水貯蔵槽水位 (SA) 	<p>復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉区域であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては <input type="text"/> 以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。(参考 5 参照)</p> <p>なお、復水貯蔵槽水位 (SA) は、伝送器の設置場所がその他の建屋内 (廃棄物処理建屋) であり、線量率は原子炉建屋原子炉区域よりも低いことから、故障した際には復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の場合と同様に外部支援により設備の取替えが可能である。</p>

注記* : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。

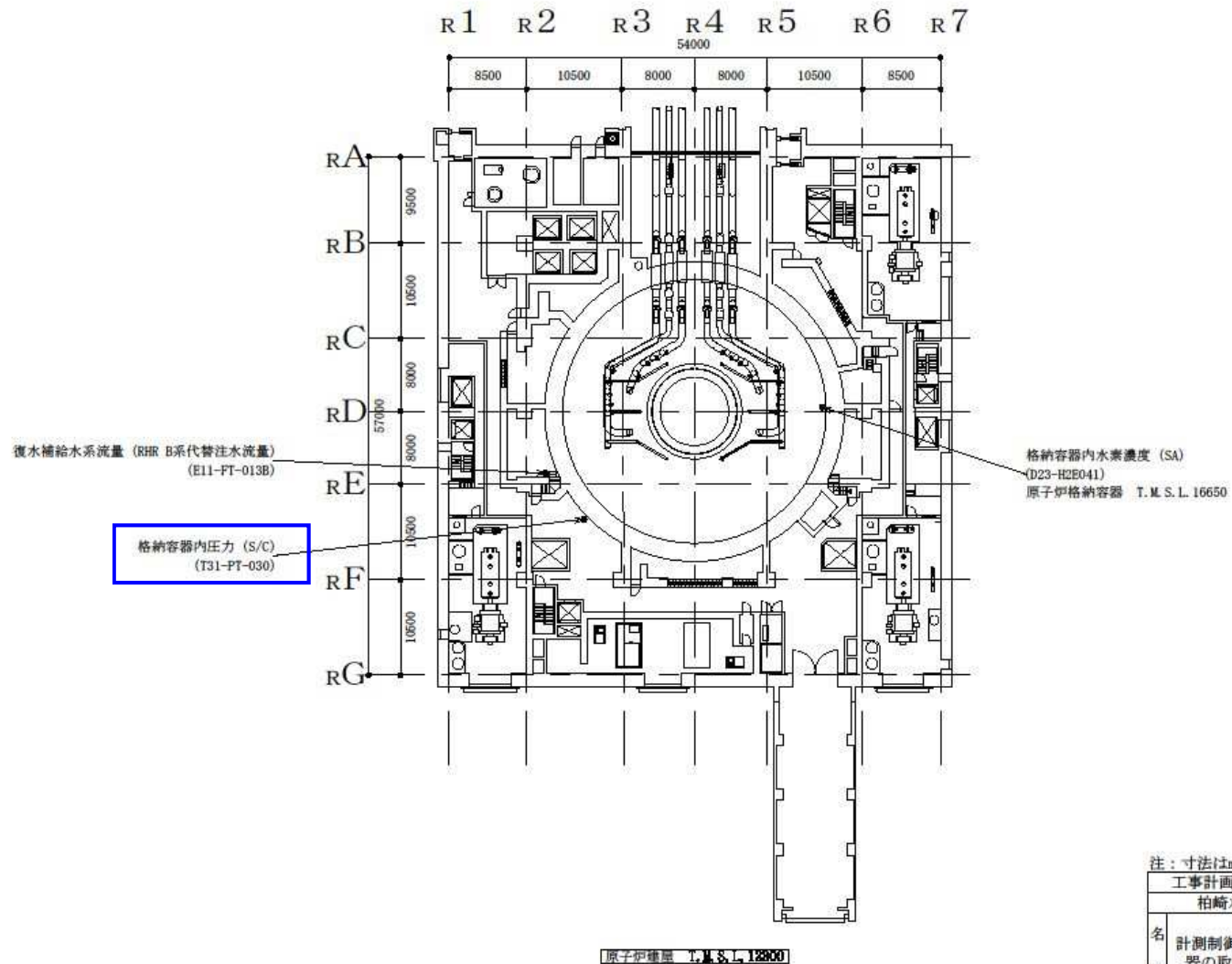


注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 (その1)
東京電力ホールディングス株式会社	

原子炉建屋 T.M.S.L. - 4200

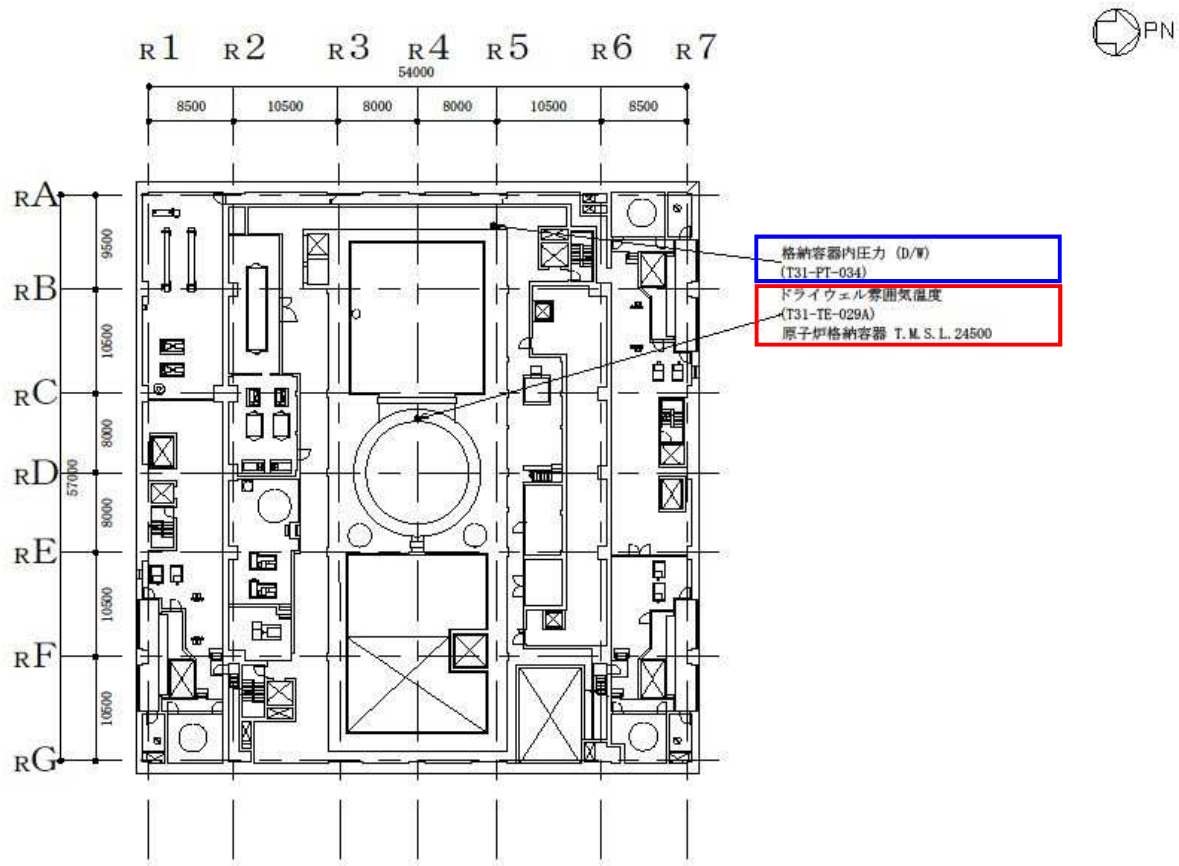
注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-4図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 (その4)
	東京電力ホールディングス株式会社

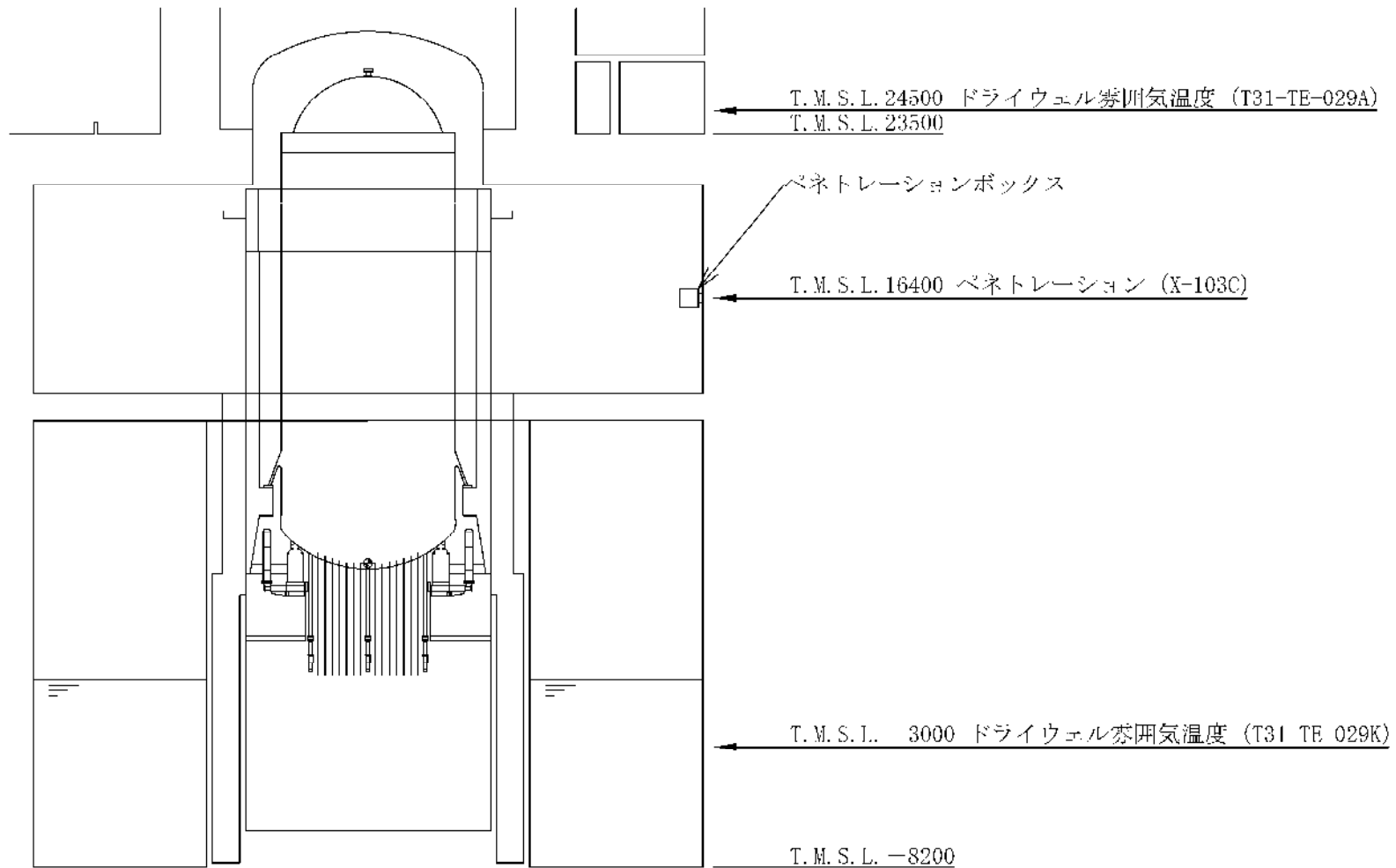
注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



原子炉建屋 T.M.S.L. 23500

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-6図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 (その6)
東京電力ホールディングス株式会社	

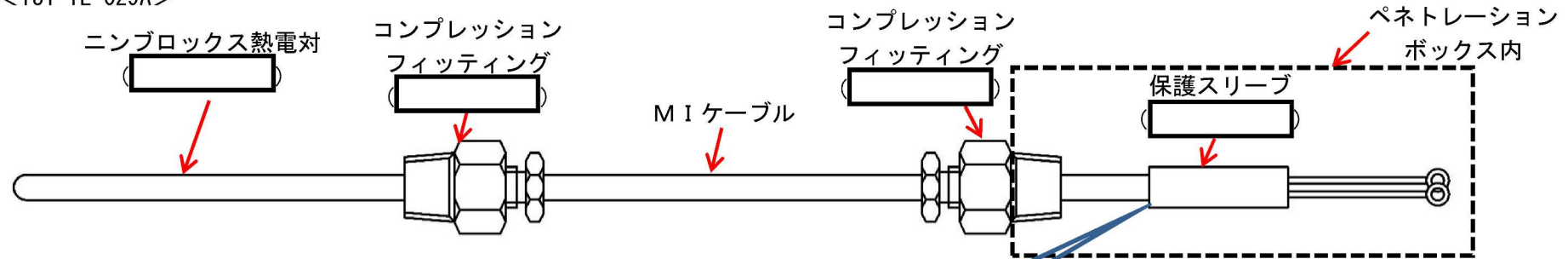


注：寸法はmmを示す。

ドライウェル雰囲気温度のペネトレーションボックス設置位置図

<T31-TE-029A>

ドライウェル雰囲気温度の構造イメージ図



保護スリーブ詳細イメージ



有機材料使用箇所
(材質)

注記* : 電線保護を目的としている。
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等
が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保
たれていれば温度測定は可能

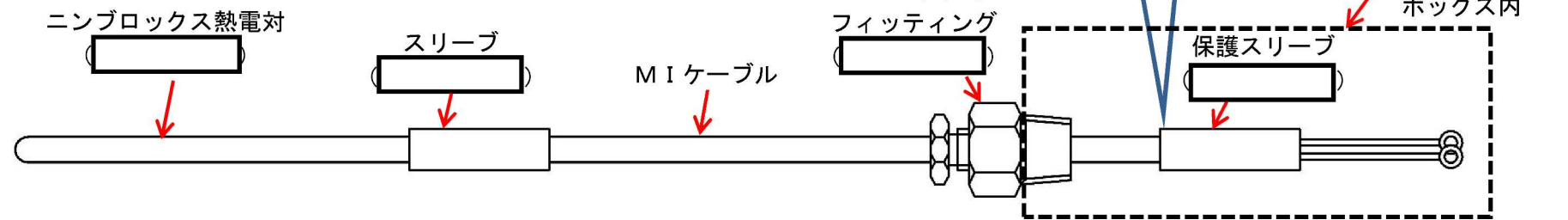
保護スリーブ詳細イメージ



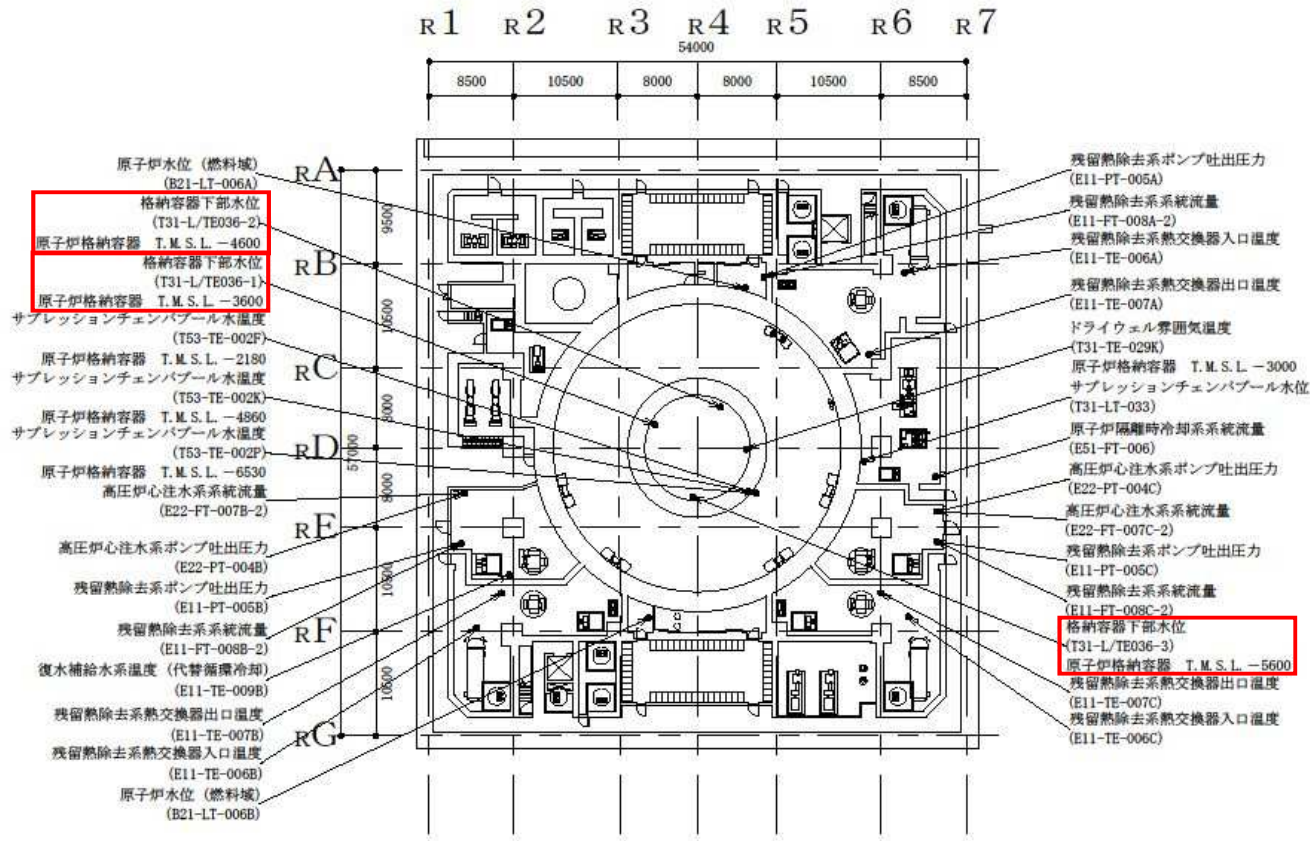
有機材料使用箇所
(材質*)

注記* : 電線保護を目的としている。
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等
が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保
たれていれば温度測定は可能

<T31-TE-029K>



注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



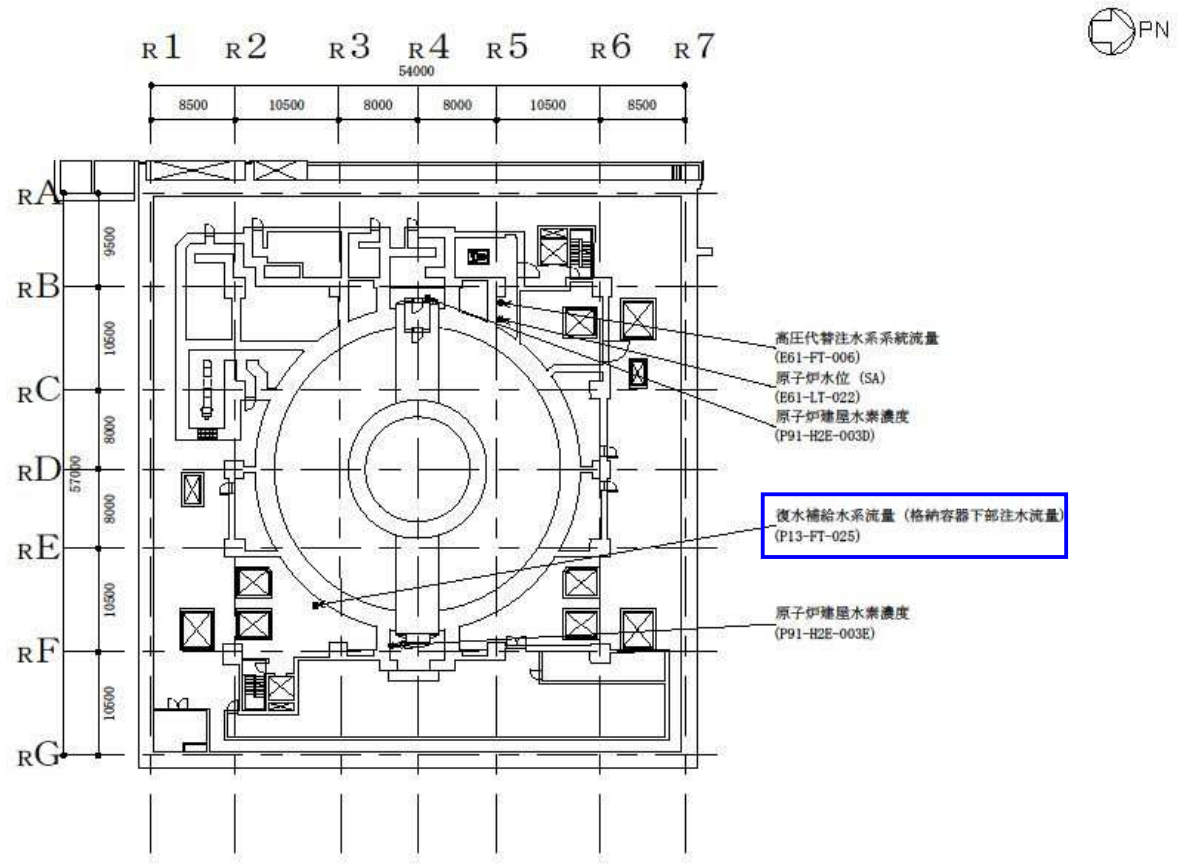
原子炉建屋 T.M.S.L. -8200

注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-1図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 (その1)
	東京電力ホールディングス株式会社

0317

注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。

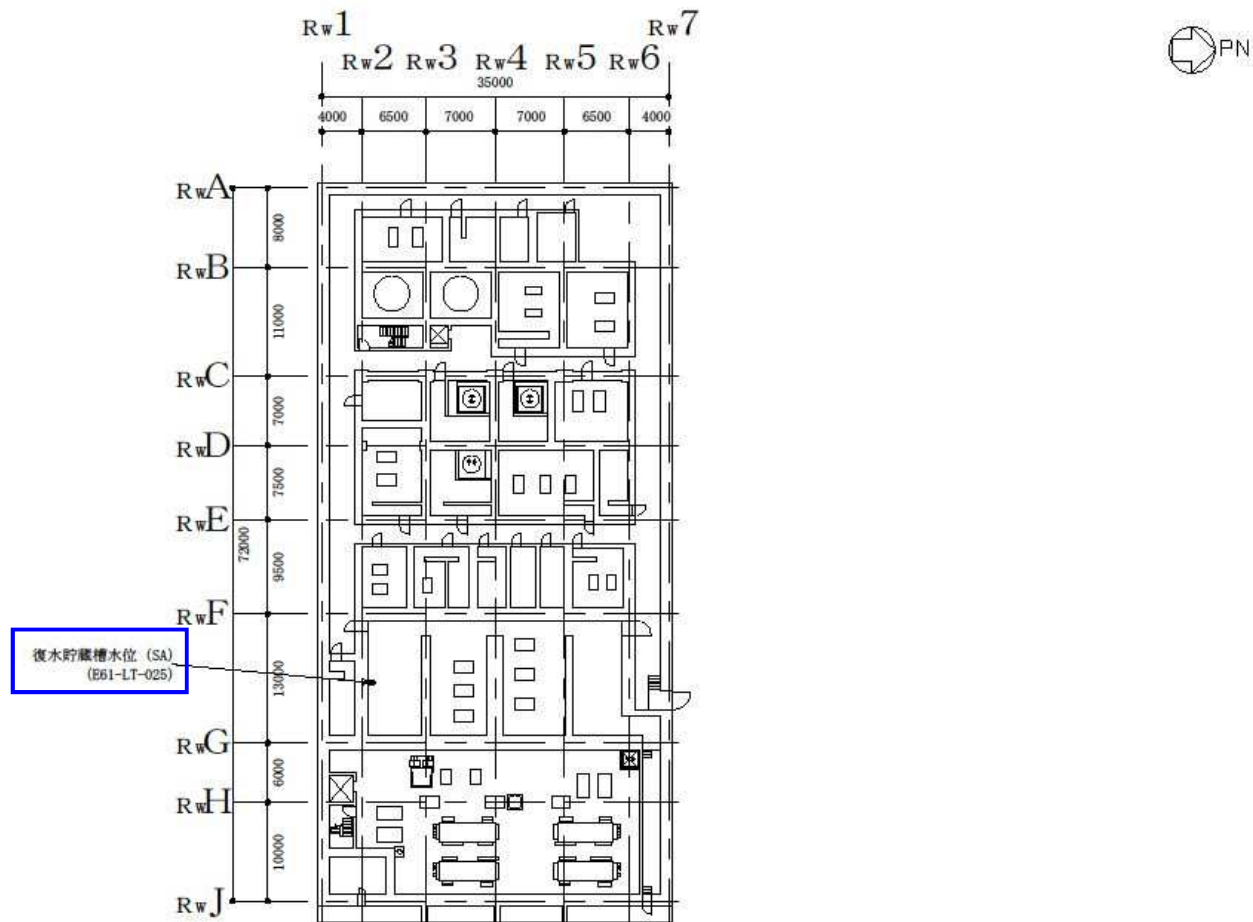


注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面 (その2)
東京電力ホールディングス株式会社	

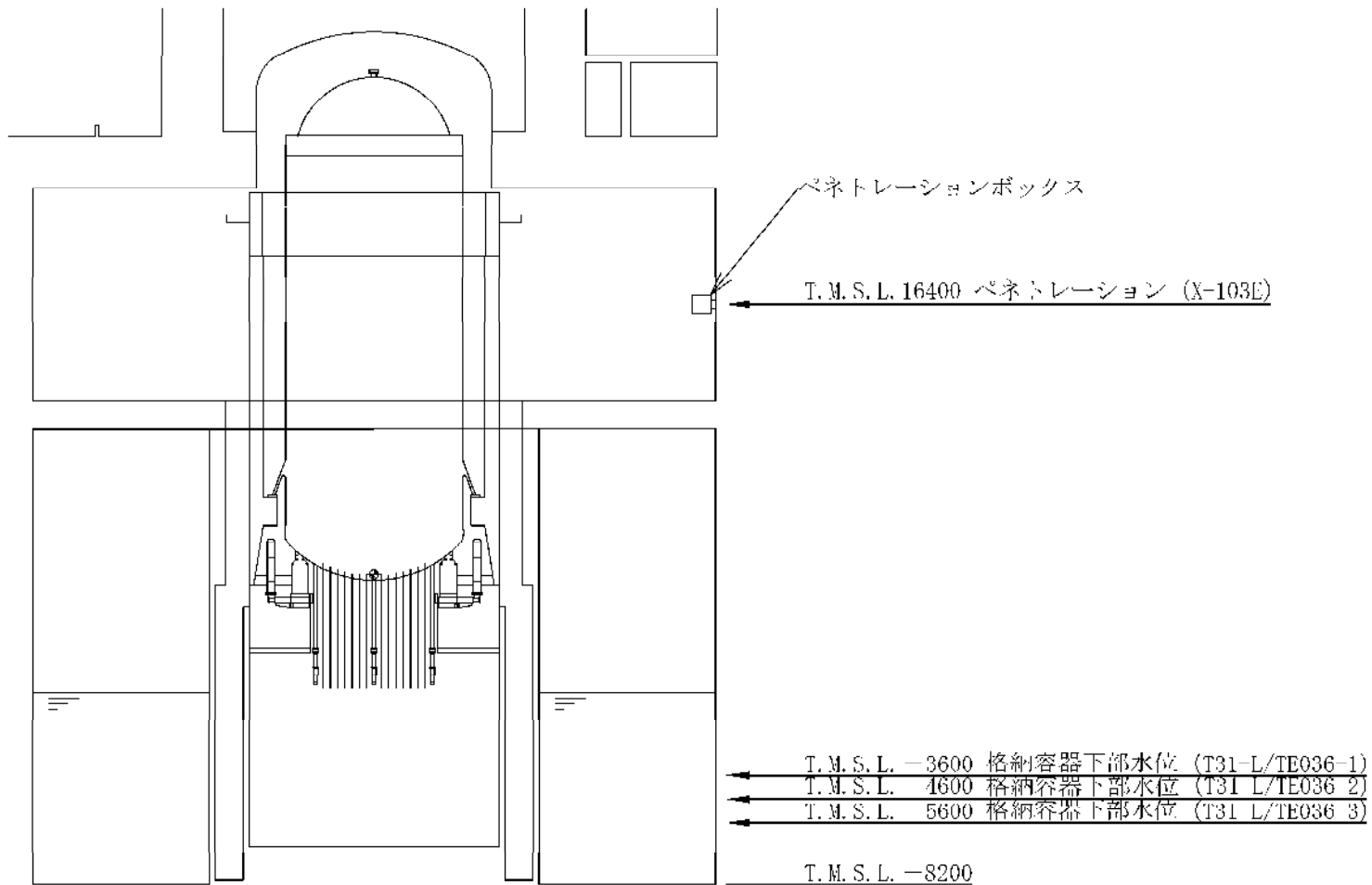
原子炉建屋 T.M.S.L-1700

注記：赤枠で囲んだ計測装置は主要パラメータ，青枠で囲んだ計測装置は代替パラメータを示す。



注：寸法はmmを示す。

工事計画認可申請	第5-4-2-9図
柏崎刈羽原子力発電所第7号機	
名称	計測制御系統施設のうち計測装置の検出器の取付箇所を明示した図面（その9）
東京電力ホールディングス株式会社	

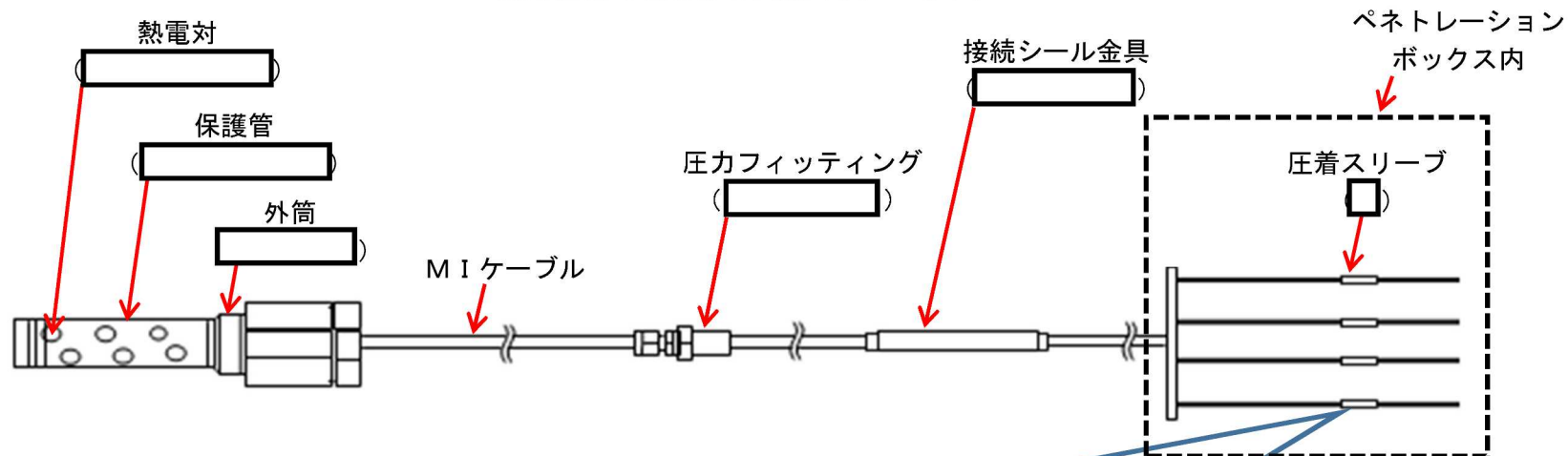


注：寸法はmmを示す。

格納容器下部水位のペネトレーションボックス設置位置図

<T31-L/TE036-1, 2, 3>

格納容器下部水位の構造イメージ図



圧着スリーブ詳細イメージ



 : 有機材料使用箇所
(材質: )

注記* : 電線保護を目的としている。
熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブ及び絶縁被覆の硬化等が考えられるが、熱収縮チューブ及び絶縁被覆が劣化しても絶縁性が保たれていれば水位測定は可能

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性について

格納容器破損防止対策の有効性評価におけるドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性の日数については、以下に示すとおりである。なお、下記のとおり、③の積算線量及び④の1日当たりの線量率は有効性評価の各評価事故シーケンスを十分包絡する値となっており、有効性評価の各評価事故シーケンスを想定すると、機能を期待できる日数は□日程度よりも更に長くなる。

○ドライウェル雰囲気温度

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

▼算出根拠

$$(\text{①}\square - \text{②}17.5 \text{ kGy} - \text{③}430 \text{ kGy}) \div \text{④}34 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = \square \text{ 日}$$

- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量：□
- ②通常運転中の10年間の積算線量：17.5 kGy^{*1}
- ③重大事故等発生から7日間の積算線量：430 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の積算線量）
- ④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率（解析値）：34 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率）^{*2}

○格納容器下部水位

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

▼算出根拠

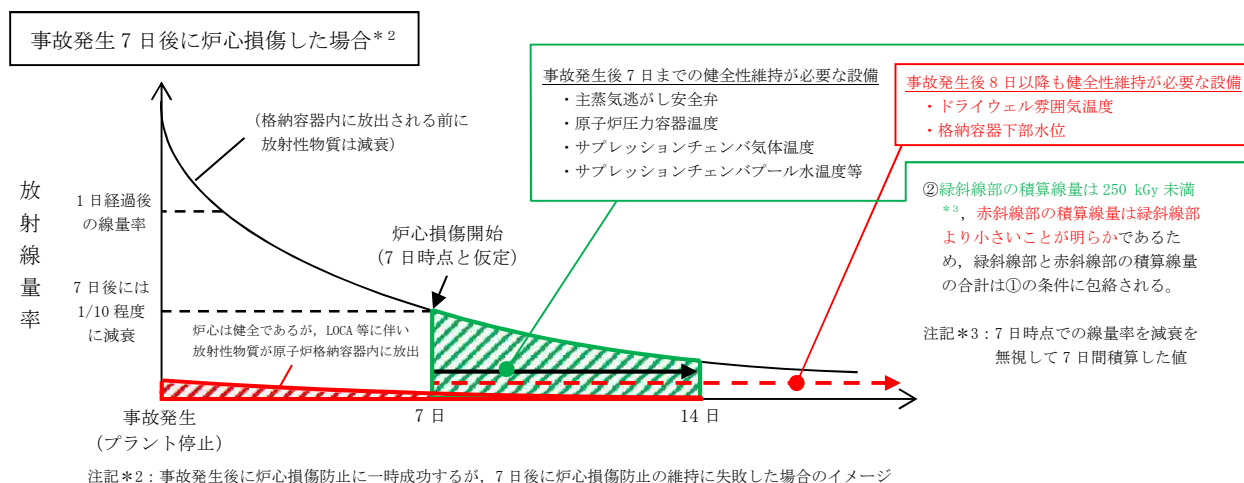
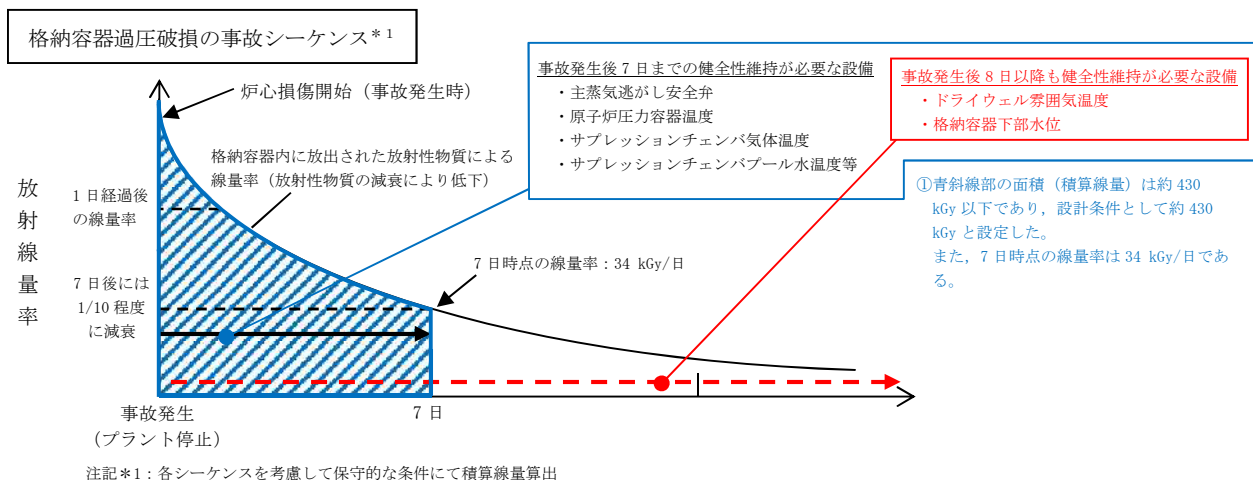
$$(\text{①}\square - \text{②}17.5 \text{ kGy} - \text{③}430 \text{ kGy}) \div \text{④}34 \text{ kGy/日} + 7 \text{ 日} = \square \text{ 日}$$

- ①環境認定試験により健全性を確認した積算線量：□
- ②通常運転中の10年間の積算線量：17.5 kGy^{*1}
- ③重大事故等発生から7日間の積算線量：430 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の積算線量）
- ④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率（解析値）：34 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを考慮して、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率）^{*2}

注記*1：放射線による劣化を考慮する必要のある有機材料はペネトレーションボックス内のアダプタ部のみを使用していることから、原子炉格納施設内のペネトレーションボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。
設計値については、柏崎刈羽原子力発電所第7号機の機器設計環境仕様書に記載の線量（通常運転時：70kGy/40年）を引用し、設備の取替え周期である10年間における積算線量として17.5kGyを設定している。

*2：事故後8日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。

重大事故等時の条件として考慮した原子炉格納容器内の積算線量について



事象が緩やかに進展する場合は, プラント停止から炉心損傷までの時間が長くなり, 放射線量率は低減するため, 積算線量は, 設計条件 (430 kGy) に包絡される。

主パラメータである計器（ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位）の事故時の健全性や計測する上での代表性及び使っている有機材料及びその耐熱温度について

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位については基本的に金属材料で構成されているが、検出部の一部については有機材料である [redacted] [redacted] を使用している。

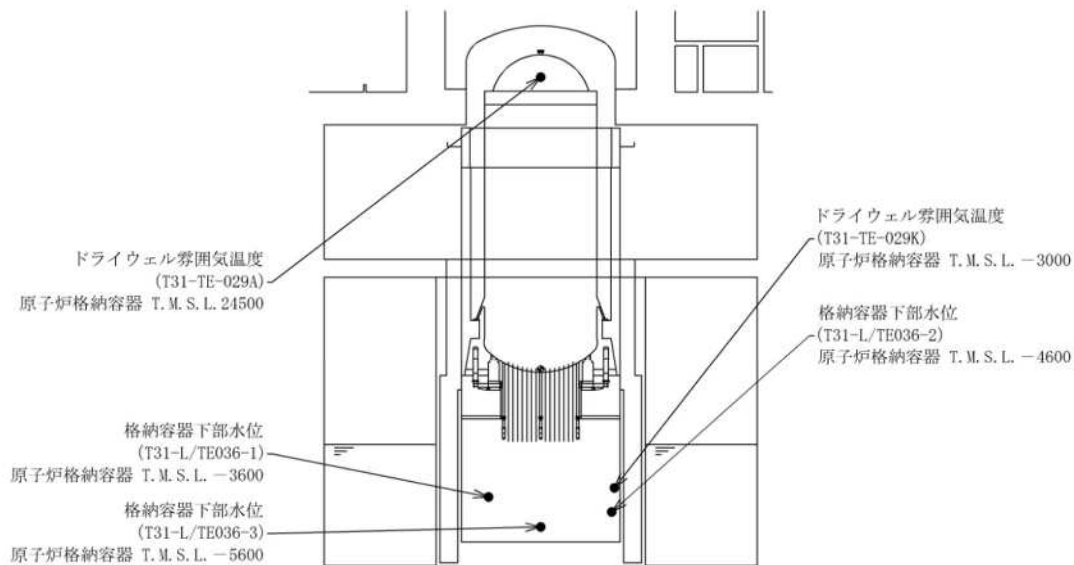
熱耐性としては、環境認定試験において、有機材料部である [redacted] [redacted] も含めて試験供試体を作成し、最高温度 [redacted] °Cにて試験を実施し健全性を確認している。重大事故等時における最高温度は 200 °Cであることから、耐熱性に問題ないと考えている。

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の配置について

ドライウェル雰囲気温度については、格納容器内の上部（T. M. S. L. 24500mm），下部（T. M. S. L. -3000mm）にそれぞれ 1 台ずつ設置されており、原子炉格納容器内の雰囲気温度を計測することが可能である。

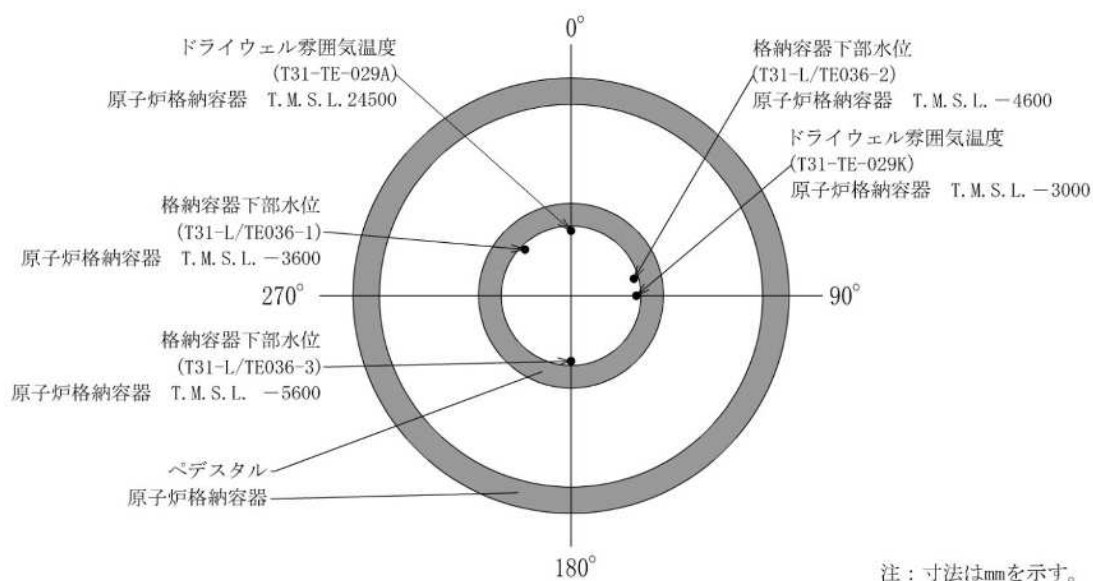
格納容器下部水位については、ペDESTAL内にて 3 台（T. M. S. L. -3600mm, -4600mm, -5600mm）設置されており、原子炉格納容器内の水位を計測することが可能である。

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所について、図 1, 2 に示す。



注：寸法はmmを示す。

図 1 ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所(概略図)



注：寸法はmmを示す。

図 2 ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の設置場所(概略平面図)

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について，以下に示す。

設備	設置場所	個数	系統構成
原子炉圧力	図 13 に示す	3	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の弾性圧力検出器にて圧力を検出している。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 1, 2 に示す。)
原子炉圧力 (SA)	図 13 に示す	1	
原子炉水位 (広帯域)	図 13 に示す	3	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の差圧式水位検出器にて水位を検出している。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 3~5 に示す。)
原子炉水位 (燃料域)	図 11 に示す	2	
原子炉水位 (SA)	図 12, 13 に示す	2	
格納容器内圧力 (D/W)	図 15 に示す	1	原子炉格納容器内に計装配管が設置されており，計装配管を通じて原子炉格納容器外の検出器にて圧力，水位等を検出している。計装配管は，無機物で構成されている。(構成図を図 6~10 に示す。)
格納容器内圧力 (S/C)	図 14 に示す	1	
サプレッションチェンバプ ール水位	図 11 に示す	1	
格納容器内水素濃度	図 16 に示す	2	
格納容器内酸素濃度	図 16 に示す	2	

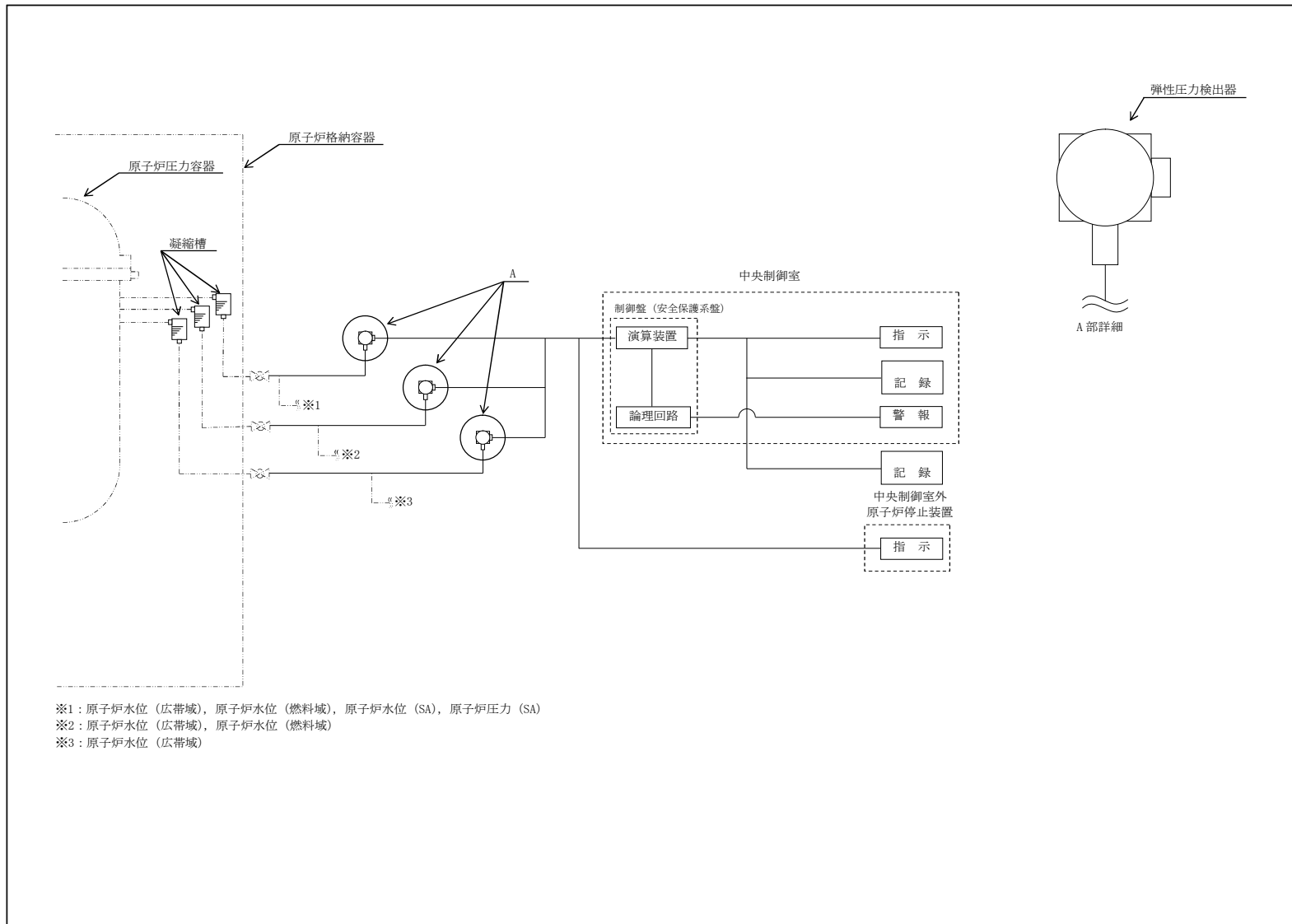


図1 検出器の構成図 (原子炉圧力)

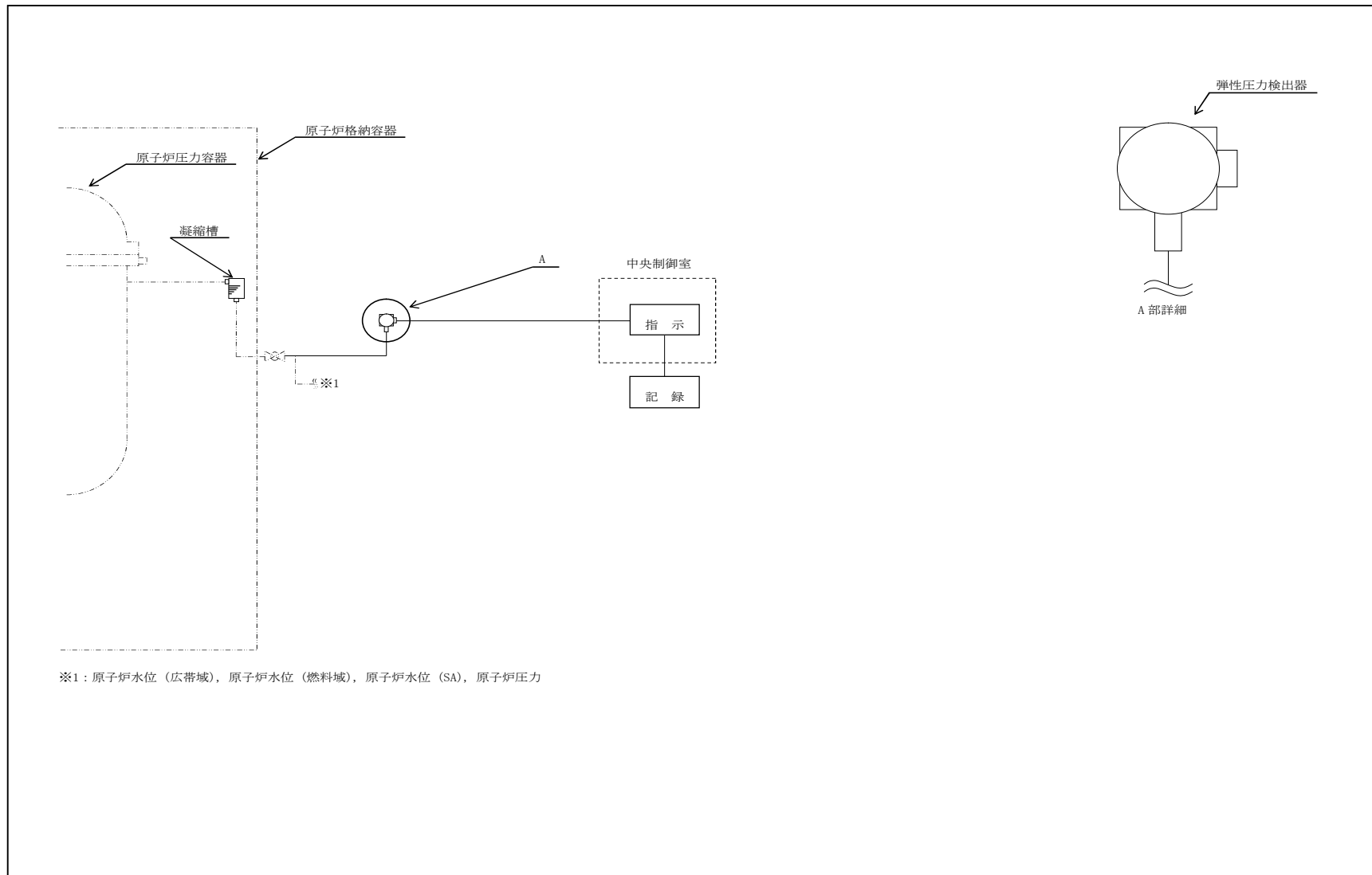


図2 検出器の構成図（原子炉圧力（SA））

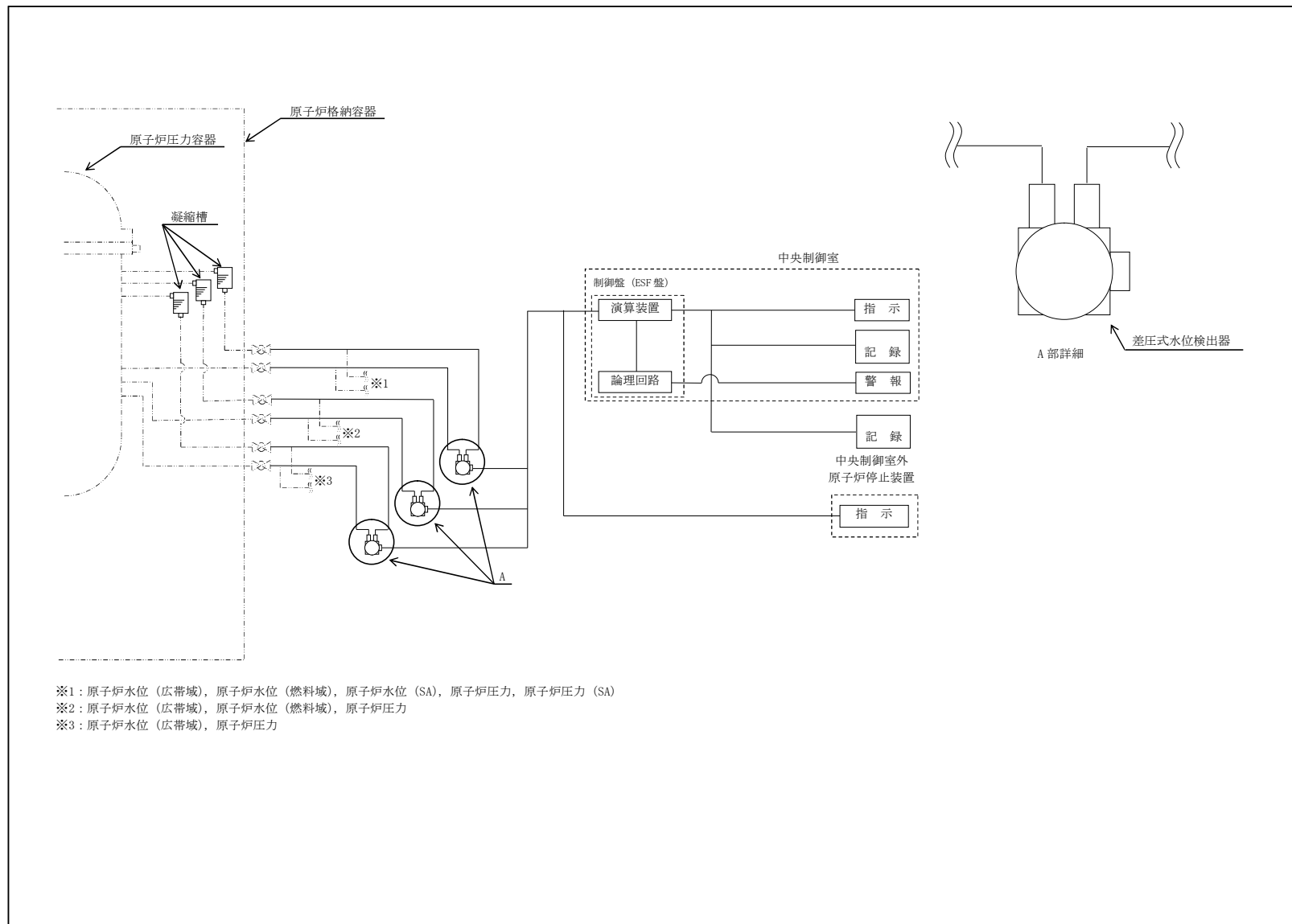


図3 検出器の構成図（原子炉水位（広帯域））

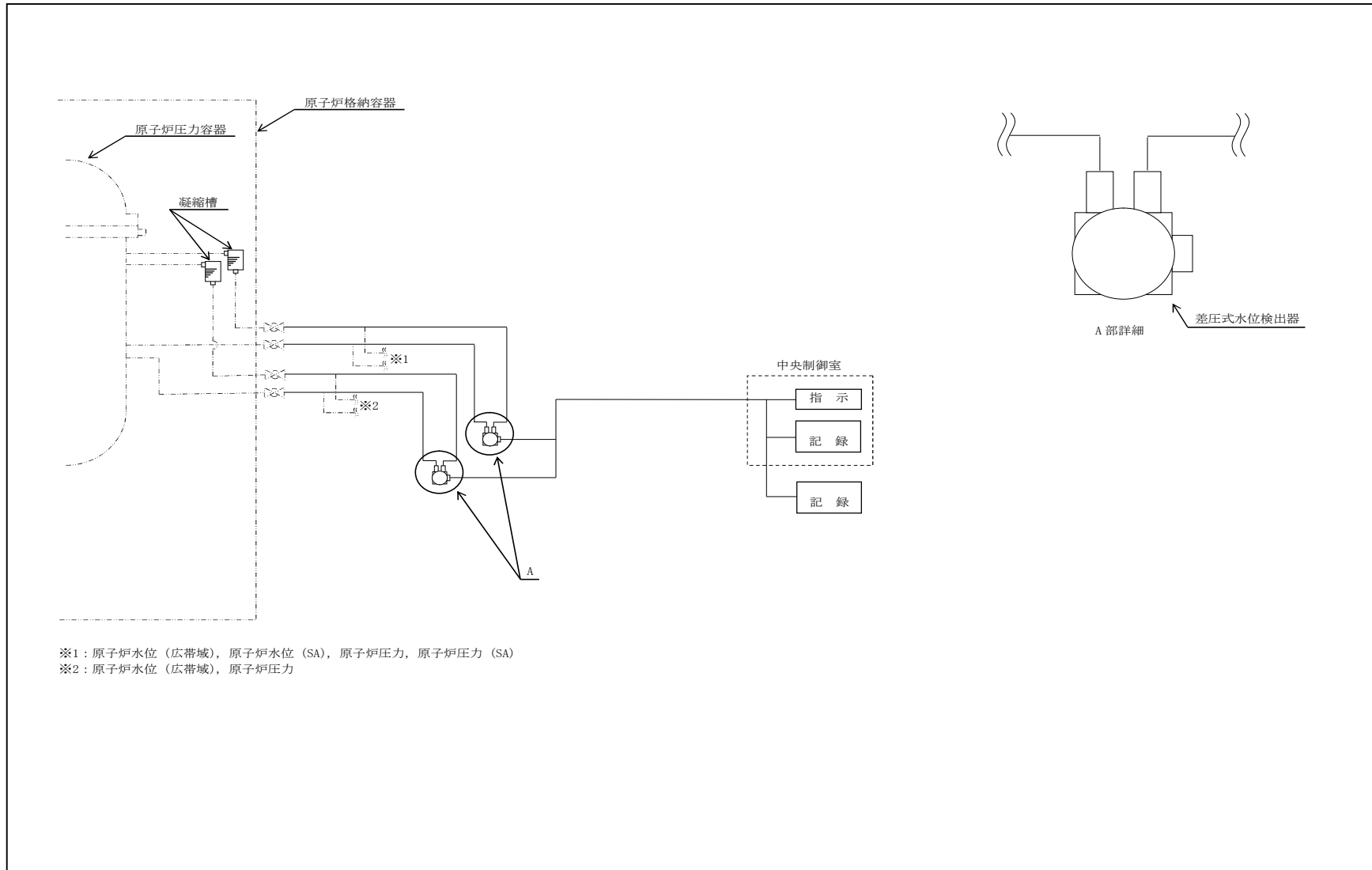


図4 検出器の構成図 (原子炉水位 (燃料域))

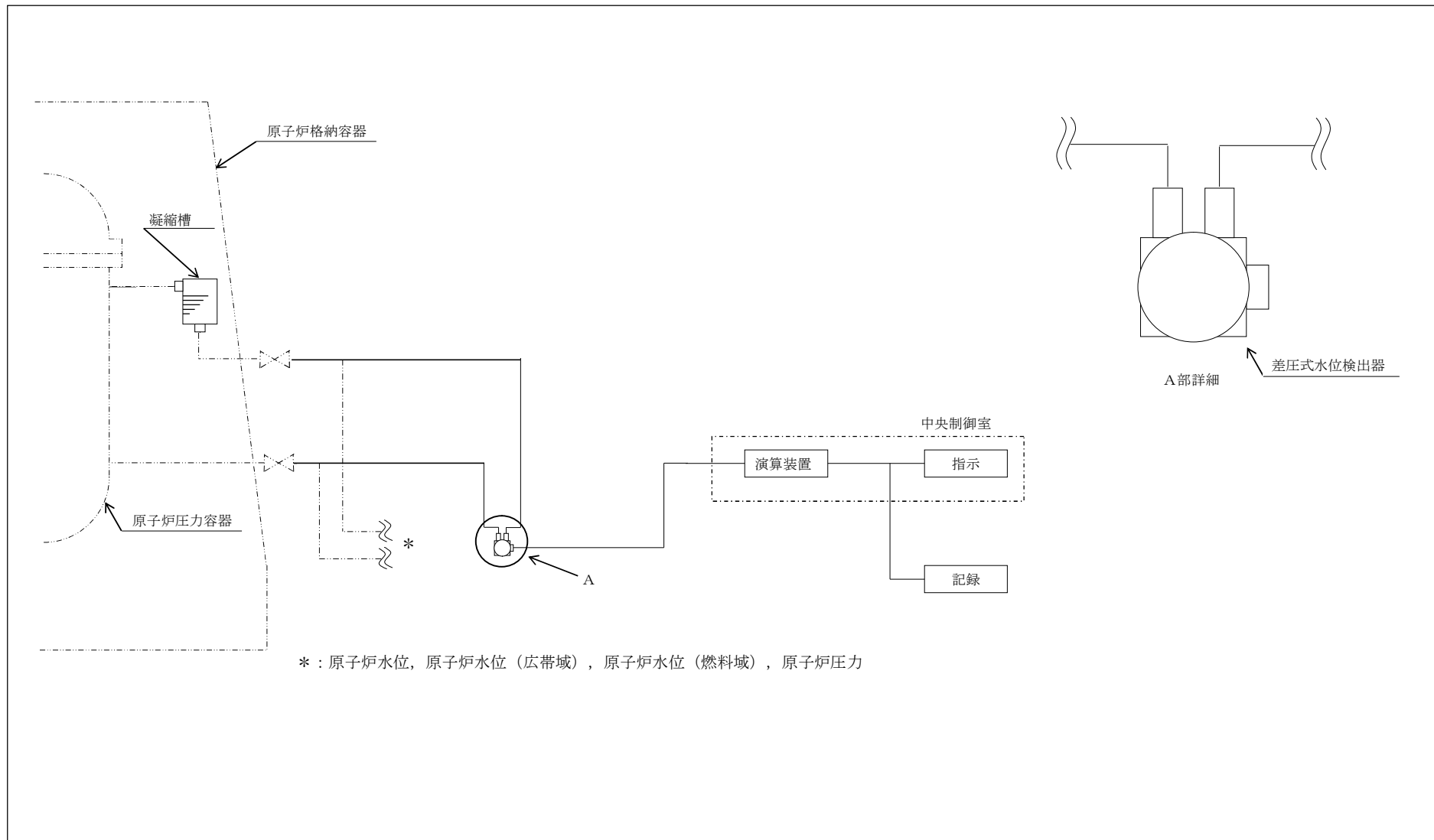


図5 検出器の構成図 (原子炉水位 (SA))

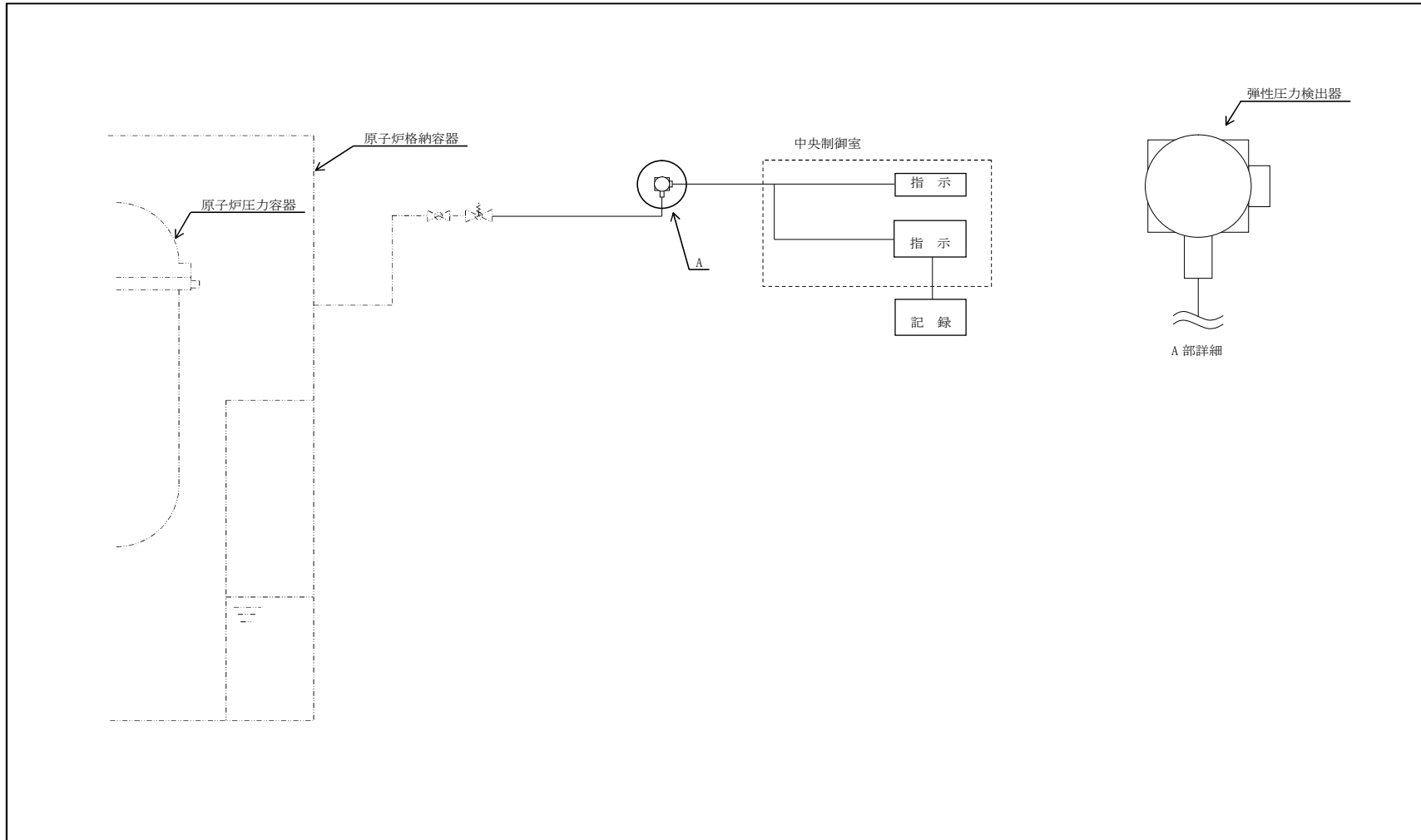


図6 検出器の構成図（格納容器内圧力（D/W））

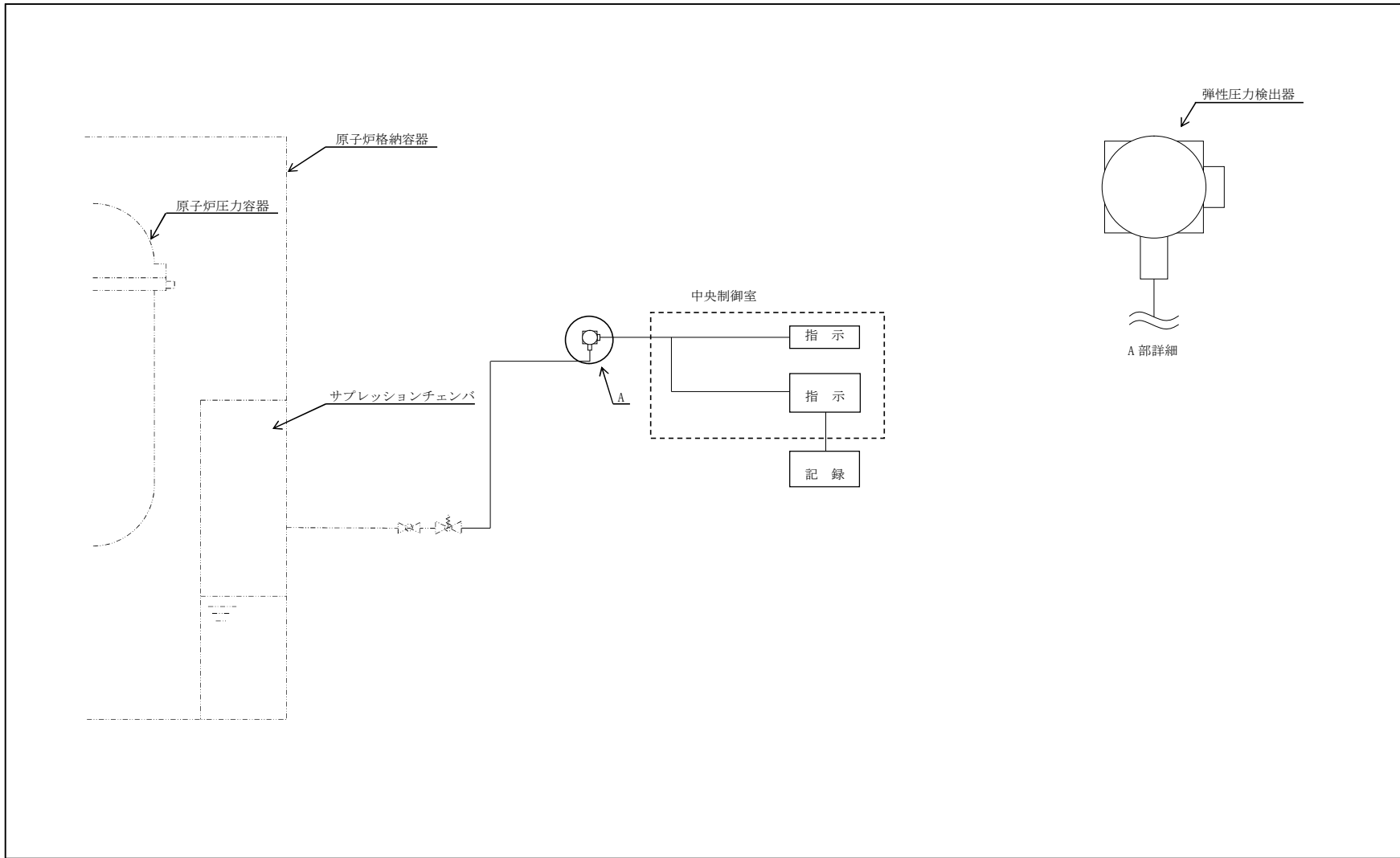


図7 検出器の構成図 (格納容器内圧力 (S/C))

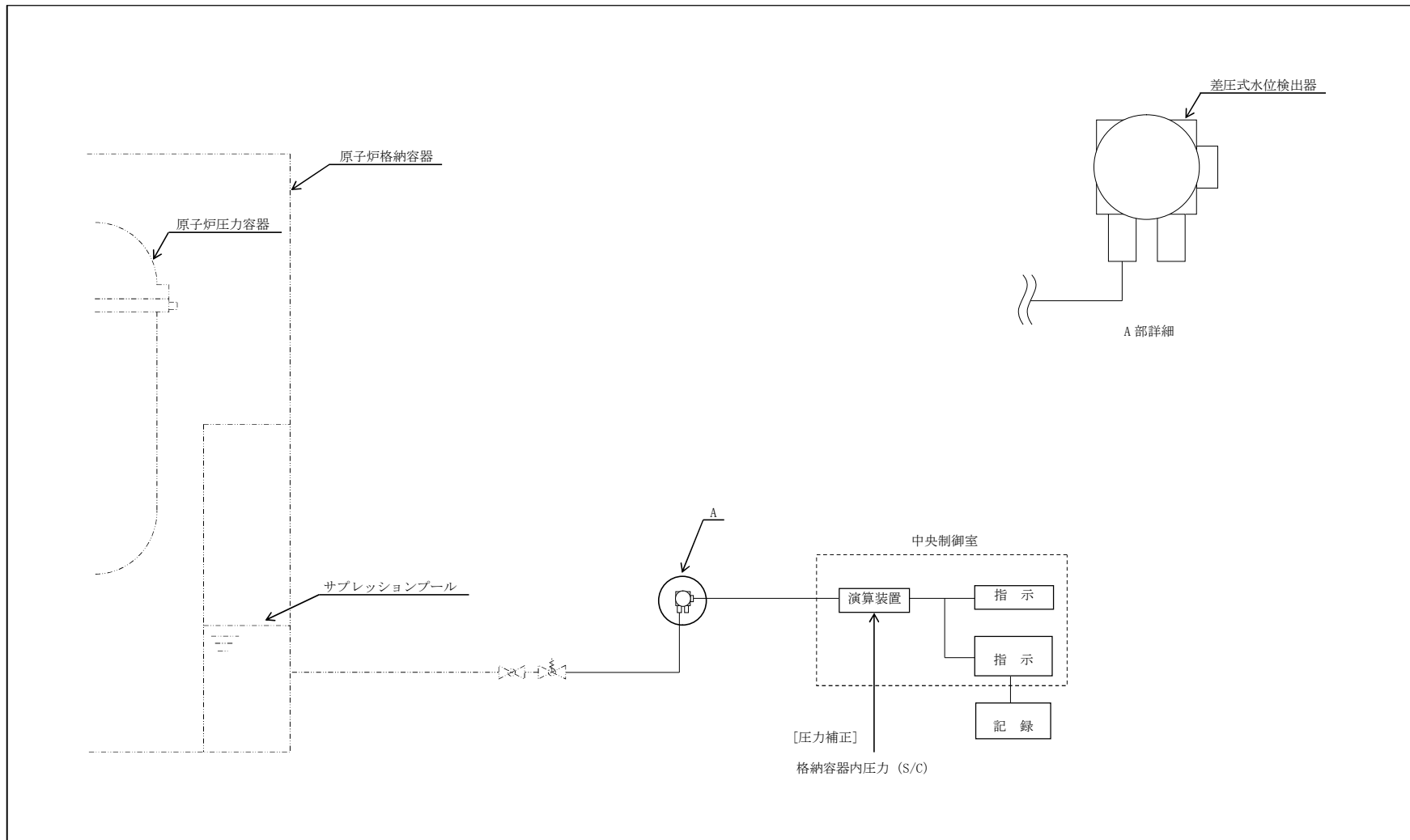


図8 検出器の構成図 (サブプレッションチェンバプール水位)

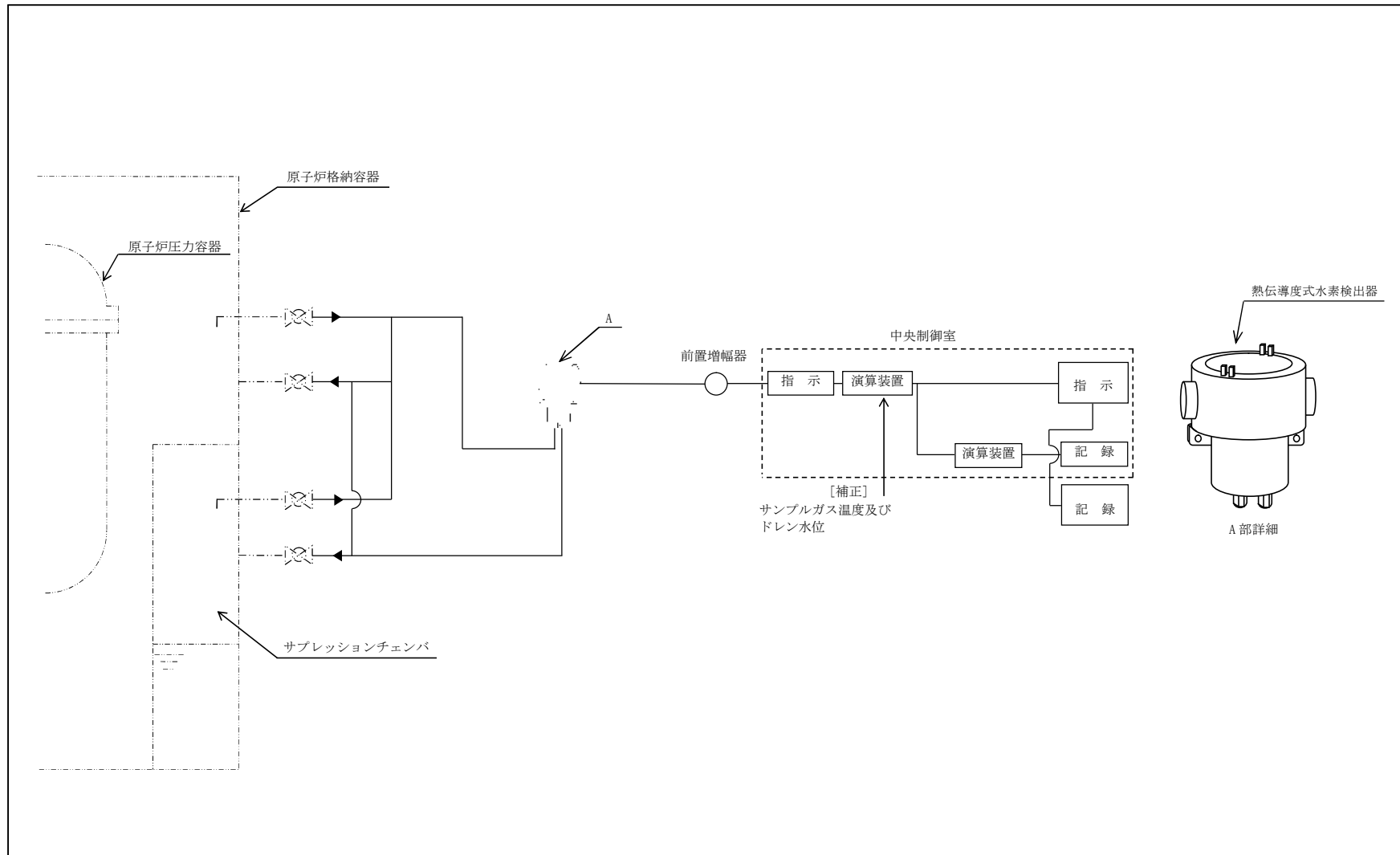


図9 検出器の構成図（格納容器内水素濃度）

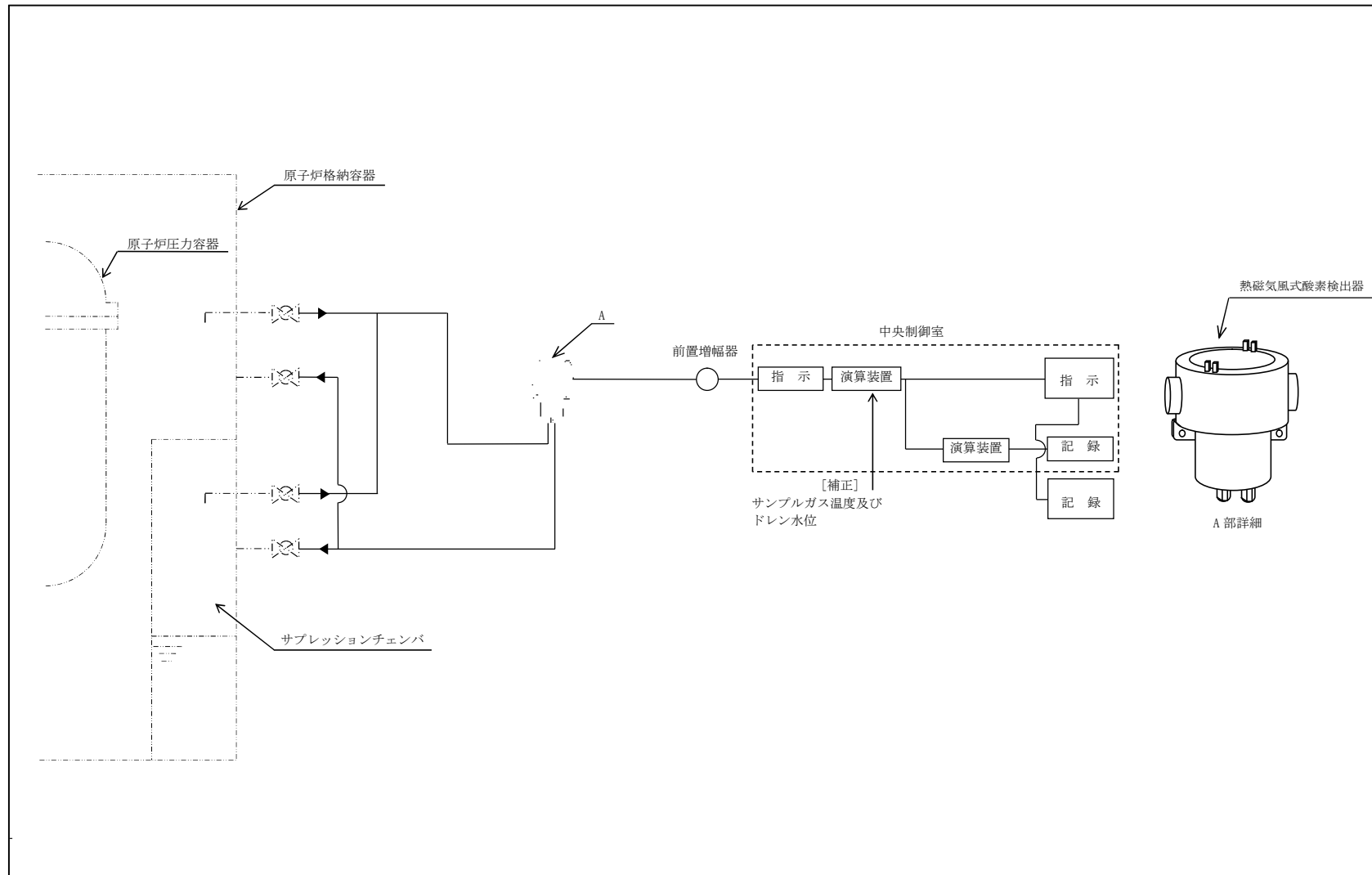


図 10 検出器の構成図 (格納容器内酸素濃度)

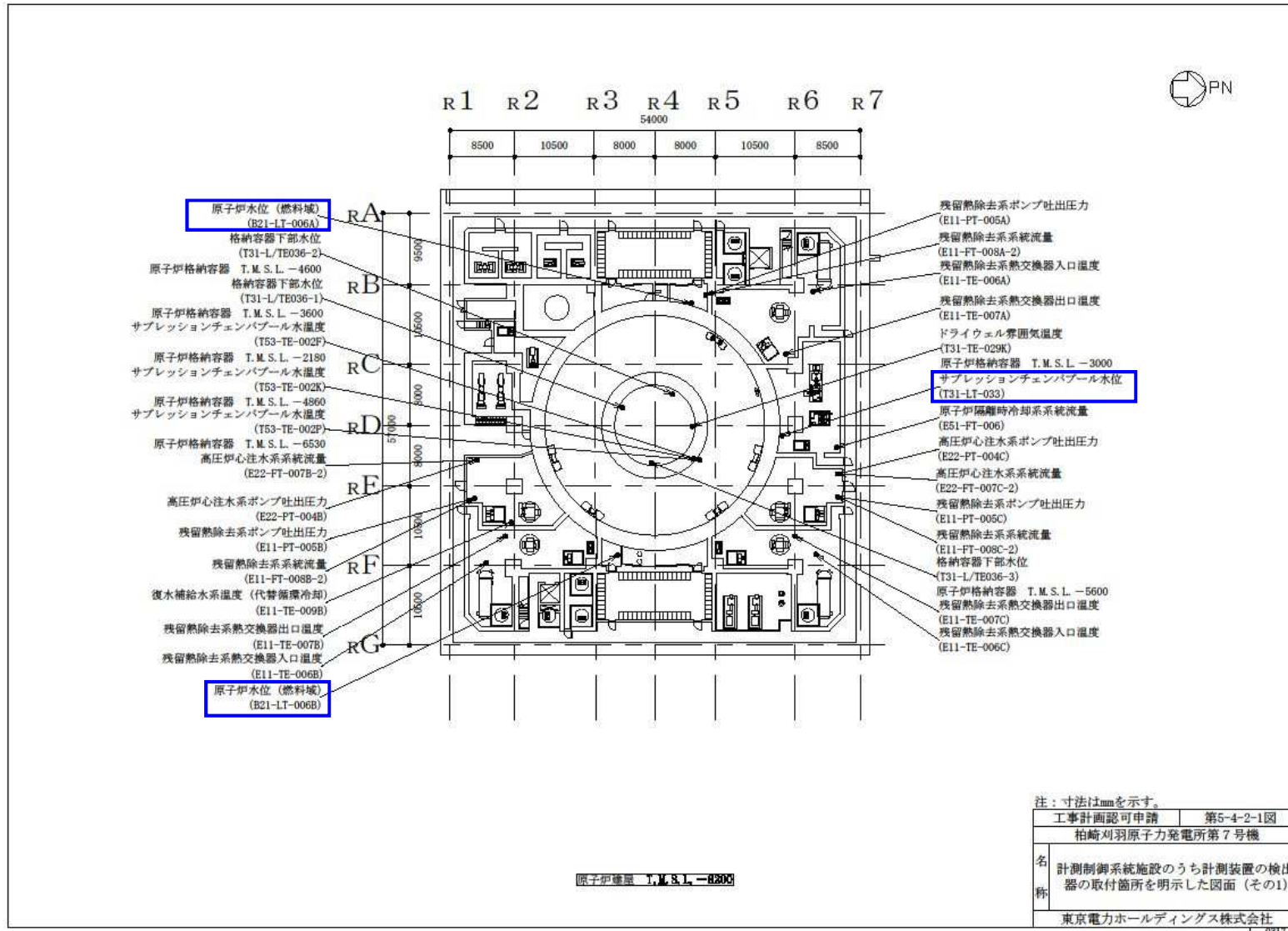


図11 配置図(1/6)

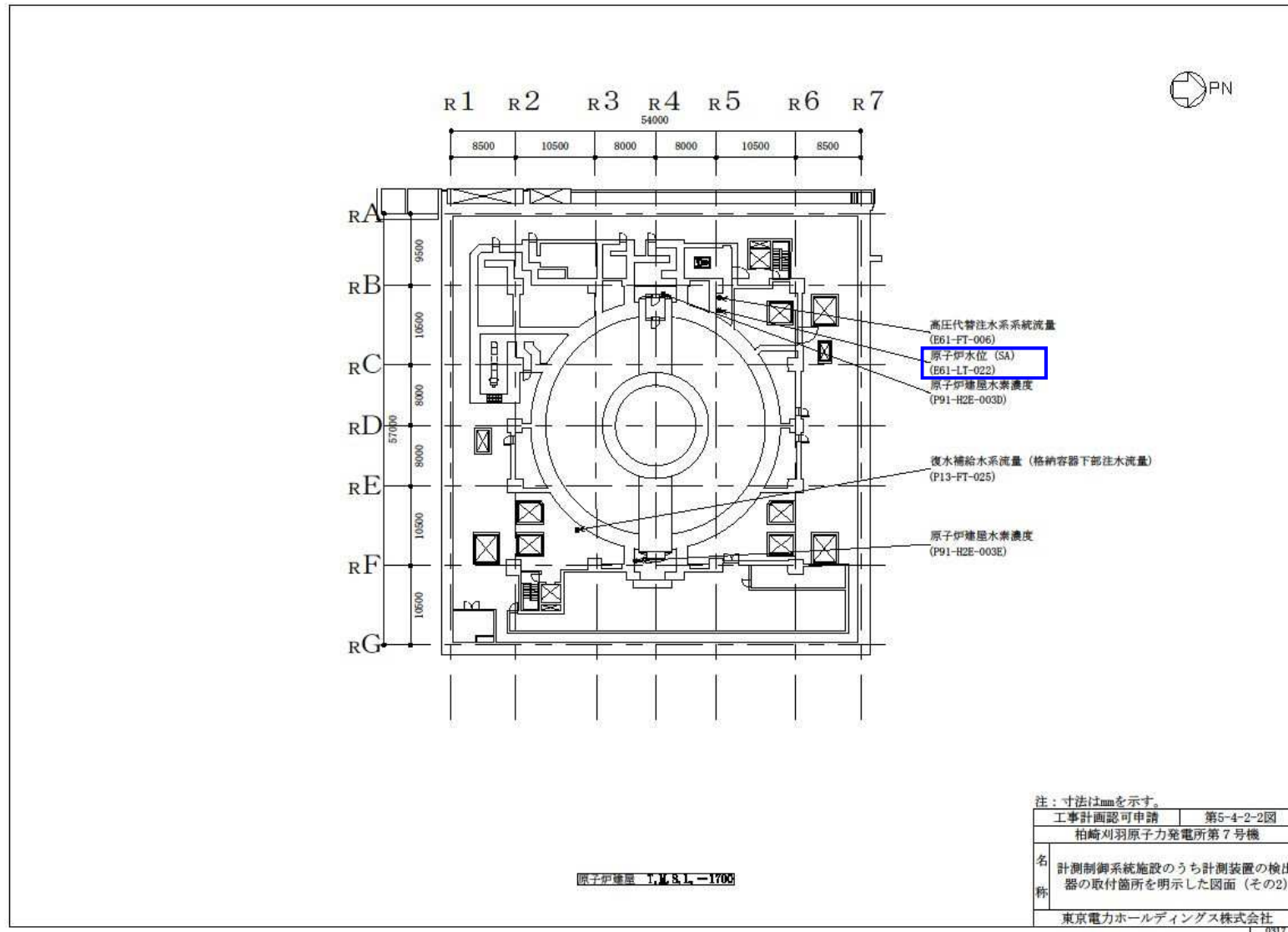


図 12 配置図(2/6)

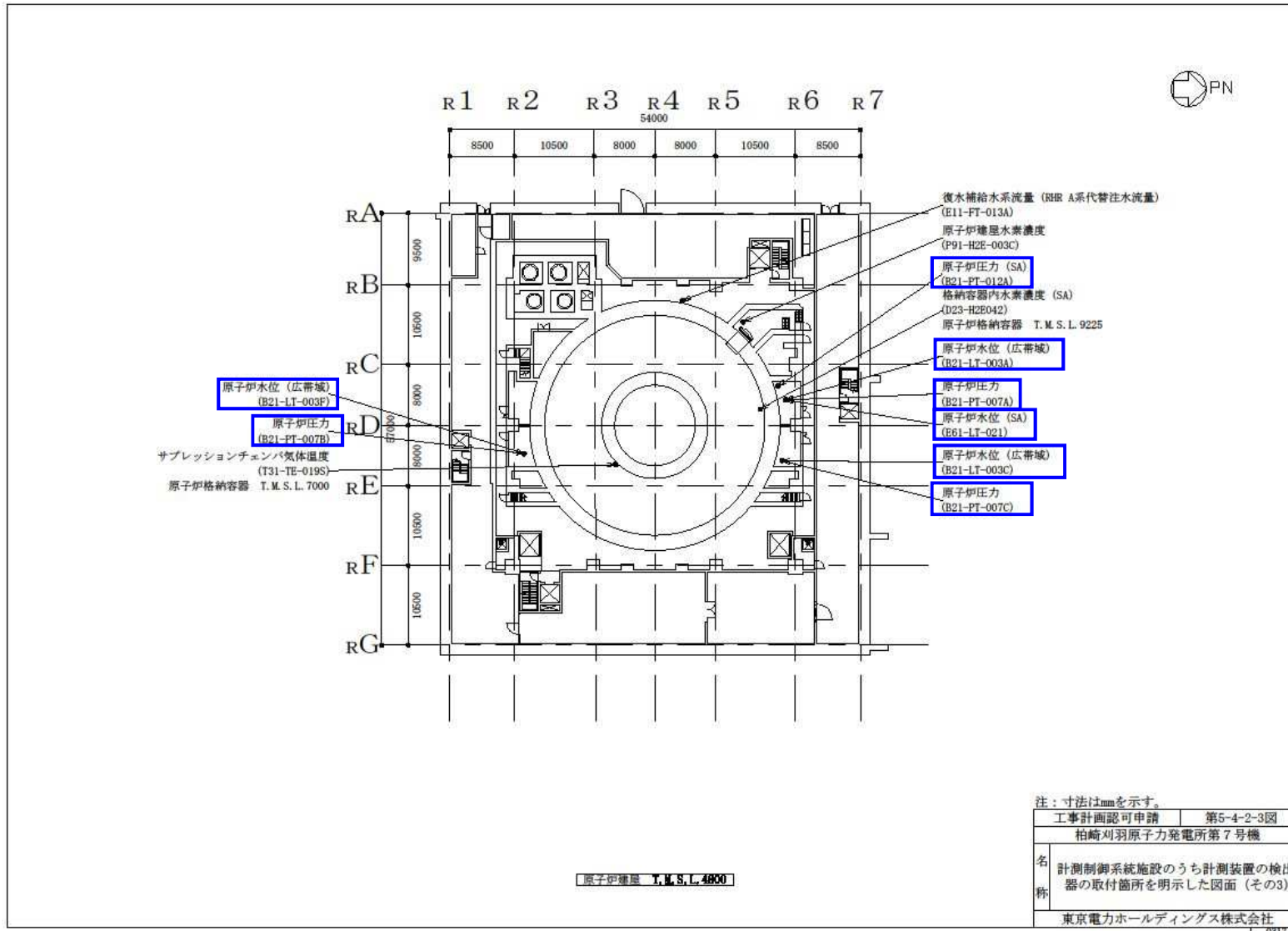


図 13 配置図(3/6)

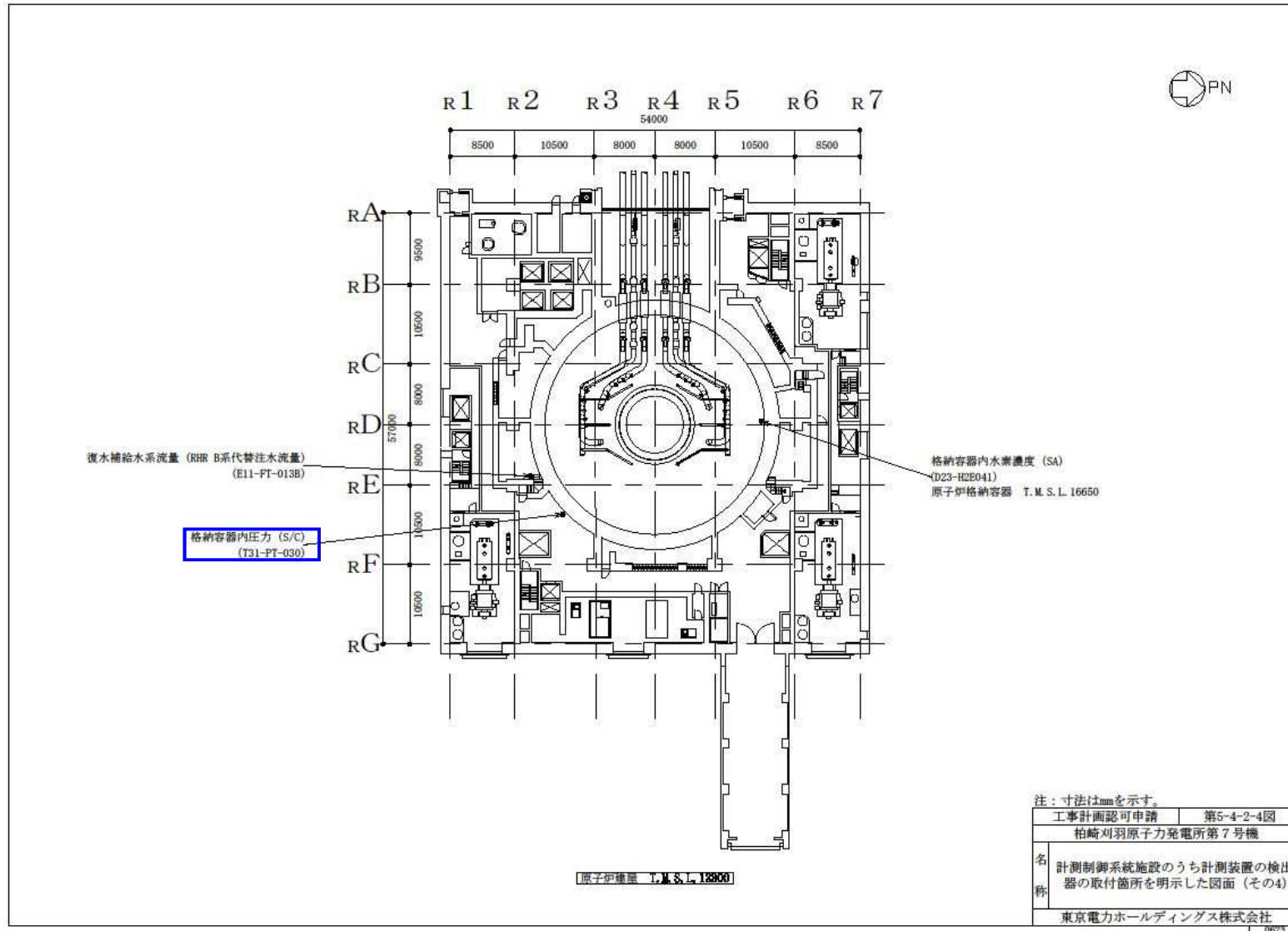


図 14 配置図(4/6)

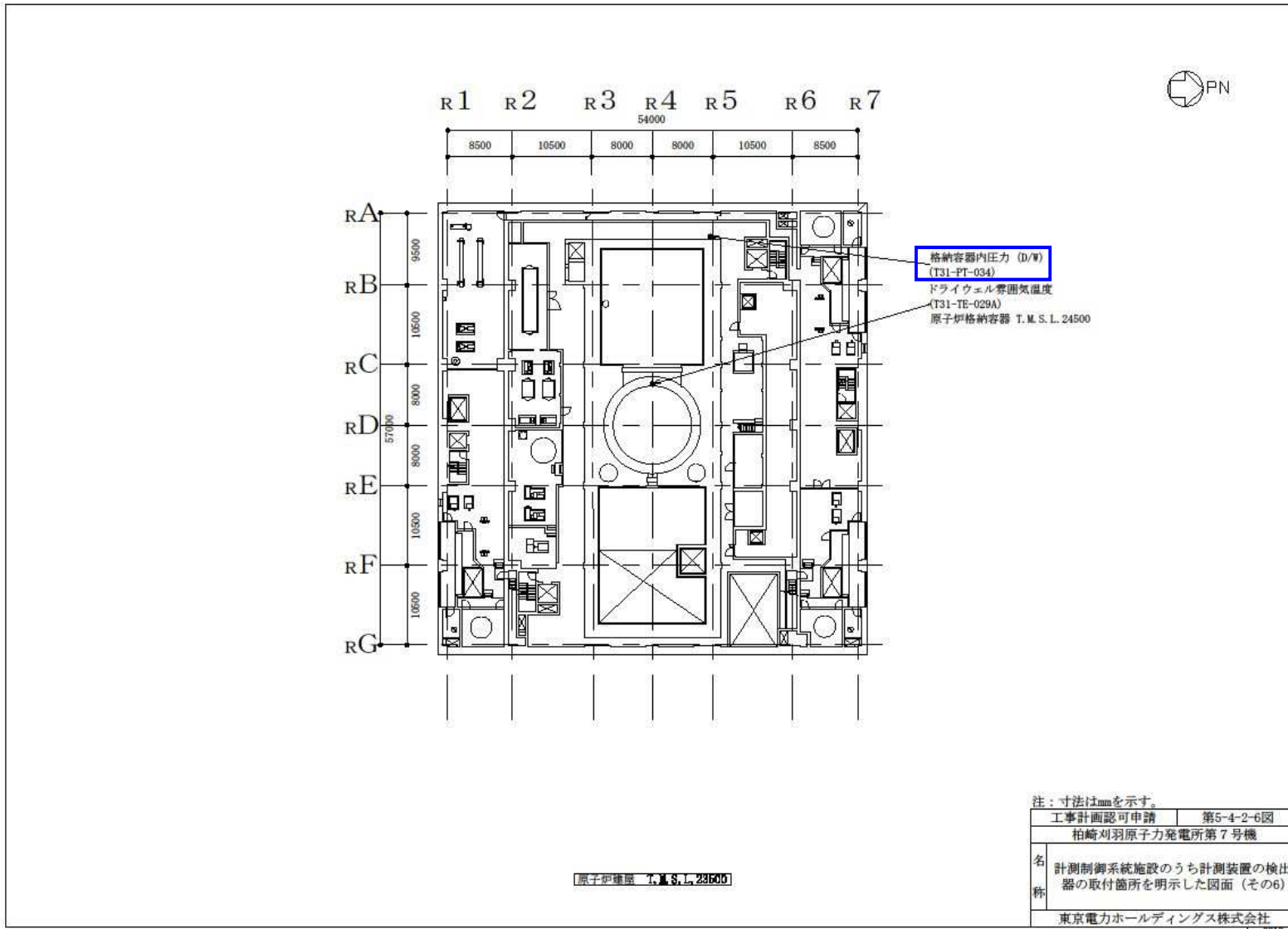


図 15 配置図(5/6)

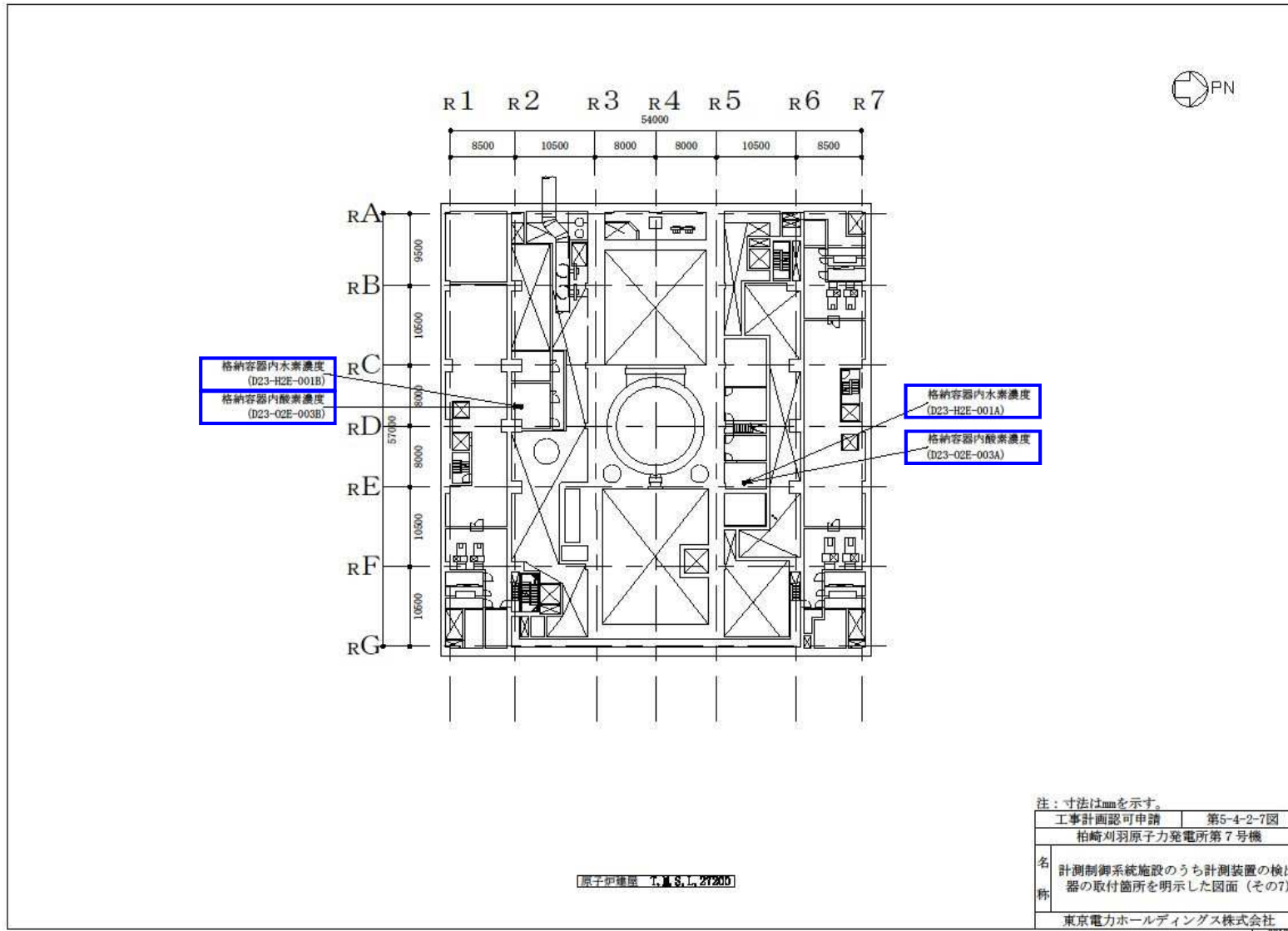


図 16 配置図(6/6)

原子炉建屋原子炉区域内の伝送器の耐放射線性及び事故時の線量率について

原子炉格納容器外において事故後の放射線量が大きくなる場所として原子炉建屋原子炉区域内が考えられ、ここにはドライウエル雰囲気温度及び格納容器下部水位の代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 及び復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の伝送器*1が設置されている。

これに対して、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスのうち、「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」*2の事故後 100 日までの原子炉建屋原子炉区域内の放射線量評価結果に基づき、上記伝送器の健全性に期待できる期間内に、設備の取替えが可能となる程度まで線量率が低下することを確認している。その内容は以下のとおり。

注記*1：原子炉建屋原子炉区域内の関連設備のうち放射線影響を受けやすい設備として、伝送器を評価対象に選定

注記*2：保守的に、事故後 100 日時点で原子炉建屋原子炉区域内の線量率が最も高くなる事故シーケンスを選定

○事故後 100 日時点までの積算線量

原子炉建屋原子炉区域内の放射線線量評価は、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「局所線源からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。

事故後 8 日以降に期待するドライウエル雰囲気温度及び格納容器下部水位の代替パラメータである格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の伝送器は、原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量 (事故後 100 日時点までの積算線量：約 900 Gy) 及び局所線源からの直接線による線量の寄与を考慮しても環境認定試験により健全性を確認している [] の線量を超過しないことを確認していることから、事故後 100 日以上健全性維持に期待できる。

○事故後 100 日時点での原子炉建屋原子炉区域内の線量率

事故後 100 日時点での原子炉格納容器内からの漏えいに起因する原子炉建屋原子炉区域内の線量率は、図 1 に示すとおり、約 [] であり、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取替え作業が可能となる線量率になる。

一方、局所線源からの直接線による線量率は、作業時に当該線源と作業場所との間に必要な遮蔽対策 (鉛遮蔽壁の設置等) を実施することにより、作業に支障のない線量率に低減可能である。また、必要に応じて線源配管となる代替循環冷却系配管について、図 2 に示すとおり、外部水源から洗浄用水を系統内に供給 (可搬型代替注水ポンプによる淡水供給) することにより、配管内部のフラッシングを行うことで、線量を更に低減させることが可能である。これらの対応を行うことにより、線源配管からの直接線による線量率を作業に支障のない範囲まで低減させ、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取替え作業が可能である環境を整えることが可能である。

○計装設備に対する放射線耐性

上述した格納容器内圧力 (D/W) や格納容器内圧力 (S/C)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) に限らず、原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後 8 日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後 100 日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認している。対象設備及び健全性確認結果については参考 6 に示す。

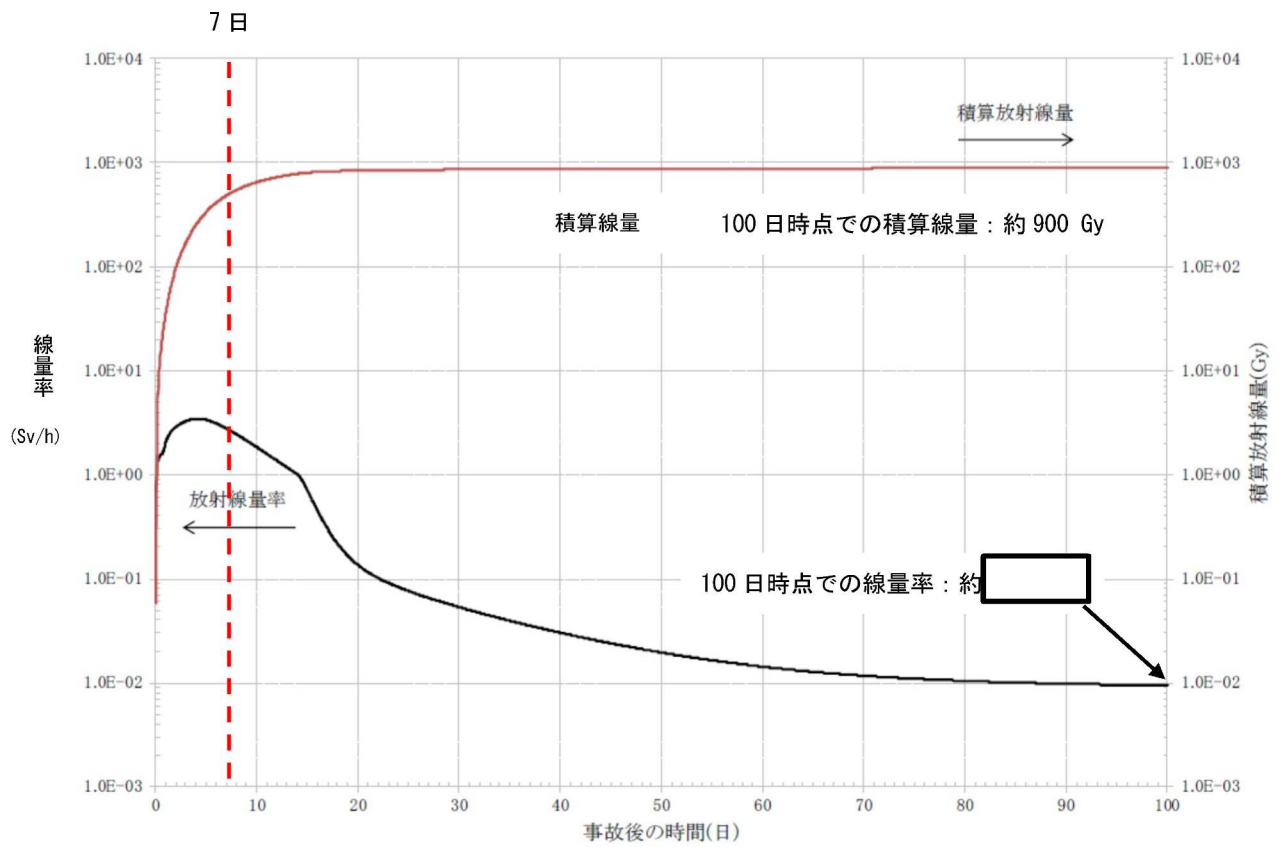


図1 原子炉格納容器内からの漏えい起因する原子炉建屋原子炉区域における事故後の線量率及び積算線量

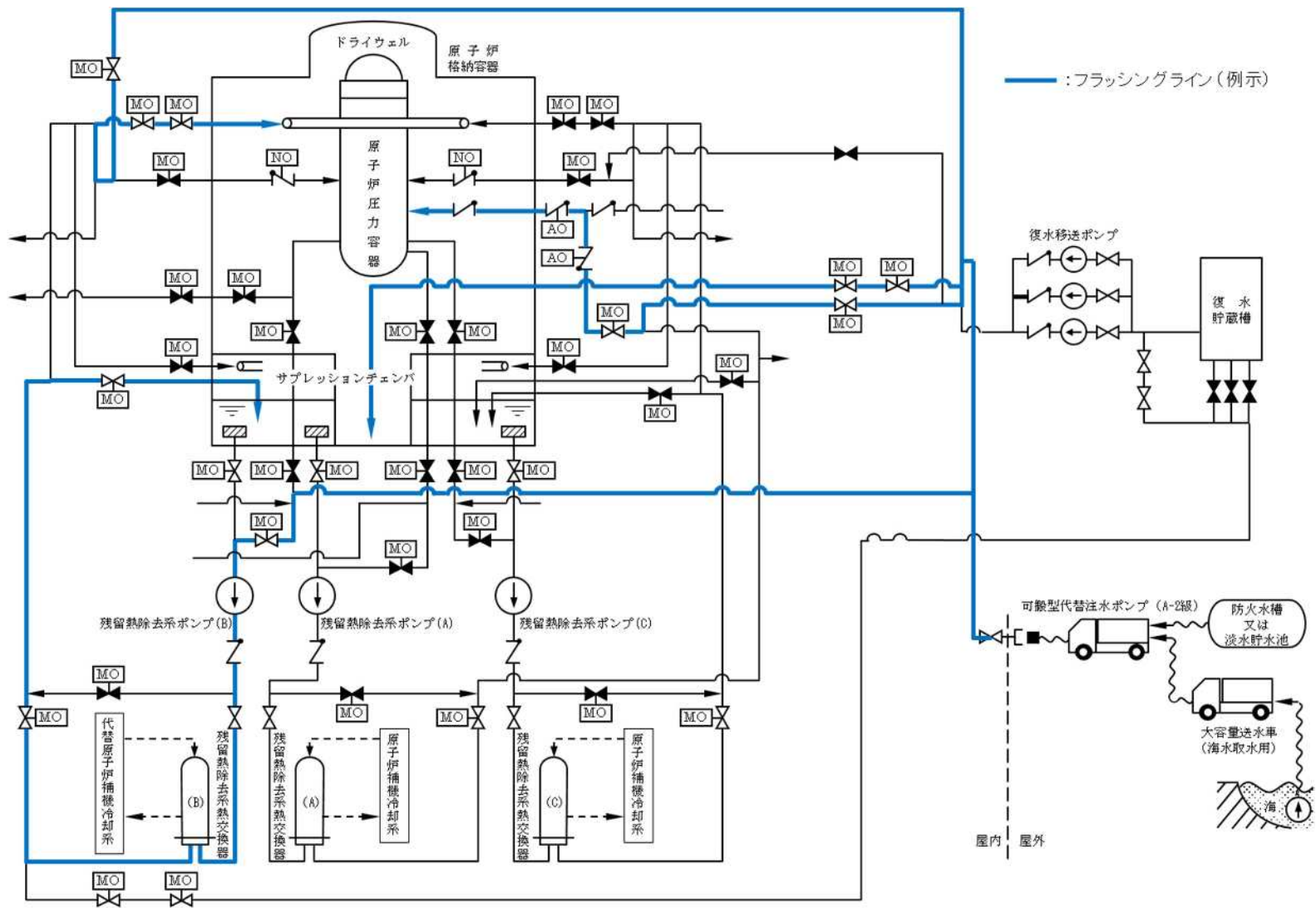


図2 代替循環冷却系のフラッシング操作時の系統構成例

原子炉格納容器外の計装設備（伝送器）の耐放射線性について

原子炉格納容器外に設置している計装設備であって、事故後 8 日以降にその機能に期待している設備は、取替え作業が実施可能になる事故後 100 日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認している。以下に評価方法及び評価結果を示す。

○評価方法

評価に当たっては、添付 12-1 で示した事故後 8 日以降に期待している計装設備に対して、各設備が設置されているエリアにおける 100 日時点での積算線量（局所線源が付近にあるものは当該線源からの線量寄与も考慮）を環境放射線として設定し、各設備の放射線耐性値と比較することで耐性評価を実施した。なお、格納容器内酸素濃度については、事故後約 14 日までその機能に期待していることから*、保守的に 32 日までの積算線量にて耐性評価を実施した。

注記*：格納容器内の酸素濃度は、事故後約 14 日後に可燃限界である 5%に到達すると評価している。格納容器内酸素濃度は、格納容器ベントによる酸素排出の実施要否の判断基準として用いる計装設備であるため、事故後約 14 日時点での機能維持は必須であると考ええる。一方、格納容器ベント実施後の格納容器内の雰囲気は、崩壊熱により継続して発生する水蒸気が大半を占めており、酸素濃度は低下している。また、格納容器内では温度差により内部気体が攪拌されることから、気体が局所に留まることも考えにくい。以上のことから、格納容器ベント実施後に酸素濃度が高くなることは考えにくく、水素燃焼には至らないため、格納容器内酸素濃度は事故後約 14 日以降の機能維持は必須ではないと考える。

○評価結果

評価結果を表 1 に示す。なお、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置金属フィルタ差圧については、設置場所が高線量とならないことを確認しており*、事故後 8 日以降であれば外部支援による取替えが可能であるため本評価の対象外とした。

注記*：フィルタ装置水位及びフィルタ装置金属フィルタ差圧の設置場所は屋外（フィルタベント建屋附室内）であるが、フィルタ装置格納槽とは遮蔽壁で隔離されており、配管を流れるスクラバ水についても、フラッシング可能な設計であるため、高線量とはならない。また、フィルタ装置入口圧力の設置場所は原子炉建屋原子炉区域外であるため、高線量とはならない。

表1 耐性評価結果

確認対象	個数	評価結果
格納容器内圧力 (D/W)	1	環境放射線 (1.5kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
格納容器内圧力 (S/C)	1	環境放射線 (3.2kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (RHR A 代替注水流量)	1	環境放射線 (1.9kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (RHR B 代替注水流量)	1	環境放射線 (7.4kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	環境放射線 (2.8kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
サプレッションチェンバプール水位	1	環境放射線 (11kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	環境放射線 (10kGy/100日) ≤設計値 <input type="text"/>
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	環境放射線 (15kGy/100日) * ≤設計値 <input type="text"/>
格納容器内酸素濃度	2	環境放射線 (3.8kGy/32日) * ≤設計値 <input type="text"/>

注記* : 設置場所が異なる場合は、厳しい評価結果となる設置場所の環境放射線を採用

○まとめ

評価の結果、事故後8日以降にもその機能に期待している計装設備は、事故後100日又は当該設備の機能維持が必要とされる期間以上の健全性を有していることを確認した。

また、事故後100日以降であれば現場の線量は十分低下しており、仮に計器が機能喪失したとしても外部支援により当該計器を取替え可能であることから、事故後8日以降においても事故対応に必要な監視機能が喪失することはない。