

できることを示している。

### (3) 急激な負荷減少

10%以上95%以下のステップ状の負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、原子炉は安定に新しい出力平衡値に達する。

第3.5.6図は、タービンバイパス制御系動作を伴う定格負荷からの95%ステップ状負荷減少時の応答曲線である。負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入されるとともに、定格主蒸気流量の約70%の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は1次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、1次冷却系に加わる負荷減少を系自体と制御棒クラスタ動作によって処理し得る程度に抑え、1次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。1次冷却材平均温度が低下するに従い、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の主要パラメータは、原子炉及び原子炉制御設備により、十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され、設計方針(1)、(2)を満足して運転継続できることを示している。

#### 3.5.4 評価

定格出力の約15%以上での通常運転時における±10%ステップ状負荷変化、±5%/minランプ状負荷変化及び95%までの急激な負荷減少に対し、制御棒クラスタによる原子炉出力制御、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータによる加圧器圧力制御、タービンバイパス制御等の適切な動作により原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数を十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御し、運転を継続できる。

第3.1.1表 原子炉及び炉心の設備仕様

炉心熱出力	約2,652MW
1次冷却材全流量	約 $45.7 \times 10^6$ kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約321℃
原子炉運転圧力	約15.4MPa[gage] (約157kg/cm <sup>2</sup> G)
炉心有効高さ	約3.66 m
炉心等価直径	約3.04 m
炉心全ウラン量	約72 t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約72 t
冷却回路数	3

第 3.2.1 表 燃料の設計値

(1) 燃料ペレット

材 料

a. ウラン燃料

二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン

ウラン 235 濃縮度

初装荷燃料	第 1 領域	約 2.1wt%
	第 2 領域	約 2.6wt%
	第 3 領域	約 3.1wt%
取替燃料	第 4～第 6 領域	約 3.6wt%
	第 7 領域以降	約 4.1wt%以下

ガドリニア入り燃料について  
は約 2.6wt%以下

ガドリニア濃度は約 6wt%

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

ウラン・プルトニウム混合酸化物

プルトニウム富化度

取替燃料	集合体平均	約 4.1wt%濃縮ウラン <sup>(*)</sup> 相当以下 (約 11wt%以下)
------	-------	--

ペレット最大 13wt%以下

8wt%以下 (核分裂性

プルトニウム富化度)

プルトニウム組成比

原子炉級

〔核分裂性プルトニウム割合〕  
約 55～約 82wt%

ウラン235濃度約0.2～約0.4wt%

(\*)プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約 68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン 235 濃度が約 0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約 9wt%となる。

初期密度	約 95%理論密度
ペレット直径	約 8.19mm 又は 8.05mm
ペレット長さ	約 11.5mm、約 10mm 又は約 9mm 〔二酸化ウラン燃料又は ガドリニア入り二酸化 ウラン燃料〕
	約 11.5mm 〔ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料〕
ペレット最高燃焼度	約 62,000MWd/t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約 1,770℃ (二酸化ウラン燃料)
	約 1,730℃ 〔ガドリニア入り二酸化 ウラン燃料〕
	約 1,770℃ 〔ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料〕

最大線出力密度	約 2,270°C
59.1kW/m 時	(二酸化ウラン燃料)
〔ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については 39.4kW/m 時〕	約 1,990°C
	〔ガドリニア入り二酸化ウラン燃料〕
	約 2,260°C
	〔ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料〕

## (2) 被覆管

材 料	ジルカロイ-4
外 径	約 9.50mm
厚 さ	約 0.57mm 又は約 0.64mm
ペレット-被覆管間げき (直径)	約 0.17mm
表面最高温度	
定格出力時	約 349°C
最大線出力密度 59.1kW/m 時	約 350°C

## (3) 燃料集合体

集合体数	157
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒数	264
全燃料棒数	41,448
燃料棒全長	約 3.9m
燃料棒ピッチ	約 12.6mm
集合体全長	約 4.1m
集合体断面寸法	約 214mm×約 214mm

集合体当たり支持格子数	9
支持格子材料	ニッケル・クロム・鉄合金 又はジルカロイ-4
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ-4
集合体当たり制御棒案内シンプル数	24
制御棒案内シンプル	外径 上部 約 12.2mm 下部 約 10.9mm (ダッシュポット部) 厚さ 上部 約 0.41mm 下部 約 0.41mm (ダッシュポット部)
炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ-4
集合体当たり炉内計装用案内シンプル数	1
炉内計装用案内シンプル	外径 約 12.2mm 厚さ 約 0.41mm
燃焼度	
初装荷炉心平均	約 23,900MWd/t
取替炉心平均	約 40,000MWd/t ～約 33,000MWd/t
燃料集合体最高	
ウラン燃料 第1～第6領域	39,000MWd/t
第7領域以降	48,000MWd/t

ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	45,000MWd/t
-----------------------	-------------

表3.2.2表 炉内構造物の設備仕様

型 式	上・下2分割型
	17×17型制御棒クラスタ案内管装着
主 要 寸 法	上部・下部炉心板間 約4.1m
	炉心そう内径 約3.4m
	(第3.2.9図参照)
主 要 材 料	ステンレス鋼

第3.2.3表 制御棒クラスタの設備仕様

クラスタの数	48
クラスタ当たり制御棒本数	24
制御棒有効長さ	約3.6m
中性子吸収材直径	約8.7mm
中性子吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム (80%、15%、5%) 合金
被ふく管厚さ	約0.5mm
被ふく管材料	ステンレス鋼

第3.2.4表 バーナブルポイズンの設備仕様

バーナブルポイズン棒本数	
	初装荷炉心 1,072
	取替炉心 1,072以下
有効長	約3.6m又は約3.5m
吸収材外径	約9mm又は約8mm
中性子吸収材	ほう素
被覆管外径	約9.7mm
被覆管材料	ステンレス鋼又はジルカロイ-4

第3.2.5表 制御棒駆動装置の設備仕様

駆動方式	通常運転時	ラッチ式磁気ジャック駆動
	トリップ時	重力による落下
駆動装置数		52 〔うち4本は、将来の燃料設計変更に備えた予備〕
駆動速度（最大）		約114cm/min
そう入時間		2.2s
	〔トリップ時、全ストロークの85%そう入までの時間〕	
1ステップ移動距離		約16mm
電源の種類		交流260V

第3.2.6表 中性子源の設備仕様

(1) 1次中性子源	
線源強度	約0.1Ci (1本当たり)
個数	2
線源外径	約8.4mm
線源長さ	約38mm
中性子源材料	カリフォルニウム-252
被ふく管外径	約9.7mm
被ふく管材料	ステンレス鋼
(2) 2次中性子源	
個数	8
線源外径	約8.6mm
線源長さ	約2,235mm
中性子源材料	アンチモン・ベリリウム
被ふく管外径	約9.7mm
被ふく管材料	ステンレス鋼

第3.3.1表 核 設 計 値

(1) 炉 心		
有効高さ		約3.66m
等価直径		約3.04m
減速材／ウラン及び プルトニウム体積比（低温時）		約3.4又は約3.6
燃料集合体数		157
燃料集合体中の燃料棒配列		17×17
燃料集合体中の燃料棒数		264
濃縮度又はプルトニウム富化度		
ウラン燃料		
ウラン235濃縮度		
初装荷燃料	第1領域	約2.1wt%
	第2領域	約2.6wt%
	第3領域	約3.1wt%
取替燃料	第4～第6領域	約3.6wt%
	第7領域以降	約4.1wt%以下
		ガドリニア入り燃料については 約2.6wt%以下 ガドリニア濃度は約6wt%
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		
プルトニウム富化度		
取替燃料	集合体平均	約4.1wt%濃縮ウラン相当(*)以下 (約11wt%以下)
	ペレット最大	13wt%以下 8wt%以下 (核分裂性プルトニウム富化度)
プルトニウム組成比		原子炉級 〔核分裂性プルトニウム割合〕 約55～約82wt%

ウラン235濃度 約0.2～約0.4wt%

(\*) プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム富化度は約9wt%となる。

#### 平均燃焼度

初装荷燃料集合体	約23,900MWd/t
取替燃料集合体	約40,000～33,000MWd/t

#### (2) 核的熱水路係数（定格出力時）

$F_Q^N$	
二酸化ウラン燃料及び ガドリニア入り二酸化 ウラン燃料	2.25 $\left[ \begin{array}{l} \text{燃料ペレット} \\ \text{焼きしまり} \\ \text{効果を含まない} \end{array} \right]$
ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料	2.23

$F_{\Delta H}^N$	1.60
------------------	------

#### (3) 線出力密度

定格出力時平均	約17.1kW/m
定格出力時最大	
二酸化ウラン燃料及びウラン・ プルトニウム混合酸化物燃料	39.6kW/m $\left[ \begin{array}{l} \text{燃料ペレット焼きしまり} \\ \text{効果を含まない} \end{array} \right]$
ガドリニア入り二酸化ウラン 燃料	31.7kW/m $\left[ \begin{array}{l} \text{燃料ペレット焼きしまり} \\ \text{効果を含まない} \end{array} \right]$

(4) 実効増倍率 (サイクル初期)

	初装荷炉心	取替炉心	
		(ウラン燃料炉心)	(ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料炉心)
燃料取替停止 (全制御棒クラス挿入)	0.95(約1,300ppm)	0.95(約1,800ppm)	0.95(約2,100ppm)
低温停止 (全制御棒クラス引き抜き)	0.99(約1,400ppm)	0.99(約2,000ppm)	0.99(約2,200ppm)
高温停止 (全制御棒クラス引き抜き)	0.99(約1,400ppm)	0.98(約2,100ppm)	0.98(約2,200ppm)
高温全出力 (全制御棒クラス引き抜き)	1.00(約1,200ppm)	1.00(約1,700ppm)	1.00(約1,600ppm)
高温全出力 (全制御棒クラス引き抜き) セレン、チタニウム平衡	1.00(約 900ppm)	1.00(約1,300ppm)	1.00(約1,200ppm)

(5) 制御装置の反応度制御能力

	初装荷炉心	取替炉心	
		(ウラン燃料炉心)	(ウラン・プルトニウム混合 酸化物燃料炉心)
制御棒クラス 〔最大反応度値を有する制御棒〕 〔クラス1本挿入不能時〕	約0.07 Δk/k	約0.06 Δk/k	約0.06 Δk/k
ほう素濃度調整	0.21 Δk/k以上 (約2,000ppm)	0.17 Δk/k以上 (約2,200ppm)	0.15 Δk/k以上 (約2,800ppm)
バーナブルイソトプ (サイクル初期)	約0.07 Δk/k	約0.07 Δk/k以下	約0.07 Δk/k以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数 (+0.8~-7.8) × 10<sup>-4</sup> (Δk/k)/ °C

ドップラ係数 (-1.8~-5.2) × 10<sup>-5</sup> (Δk/k)/ °C

ポイド係数 (+0.6~-2.5) × 10<sup>-3</sup> (Δk/k)/ %ポイド

圧力係数 (+7.3~-0.7) × 10<sup>-4</sup> (Δk/k)/(MPa)

((+7.2~-0.7) × 10<sup>-5</sup> (Δk/k)/(kg/cm<sup>2</sup>))

減速材密度係数 (+0.43~0) (Δk/k)/(g/cm<sup>3</sup>)

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。)

第3.3.2(1)表 反応度停止余裕（1次元及び2次元拡散コードによる）

	第1サイクル末期	取替サイクル末期 <sup>(注1)</sup>
1. 所要制御反応度	約3.77% Δk/k	約3.95% Δk/k
ド ッ プ ラ	約1.20% Δk/k	約1.30% Δk/k
減 速 材 温 度	約1.17% Δk/k	約1.25% Δk/k
ボ イ ド	約0.05% Δk/k	約0.05% Δk/k
中性子束再分布	約0.85% Δk/k	約0.85% Δk/k
挿 入 限 界	約0.50% Δk/k	約0.50% Δk/k
2. 制御棒クラスタの反応度 <sup>(注2)</sup>	約7.03% Δk/k	約6.08% Δk/k
3. 反応度停止余裕	約3.26% Δk/k	約2.13% Δk/k

(注1) ウラン燃料のみを装荷した標準的取替炉心での例

(注2) 最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、設計裕度10%を差し引いた値。

第3.3.2(2)表 反応度停止余裕（3次元拡散コードによる）

	取替サイクル末期 <sup>(注1)</sup>
1. 所要制御反応度	約3.06% Δk/k
出 力 欠 損	約3.01% Δk/k
ボ イ ド	約0.05% Δk/k
2. 制御棒クラスタの反応度 <sup>(注2)</sup>	約5.74% Δk/k
3. 反応度停止余裕	約2.68% Δk/k

(注1) ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷した標準的取替炉心での例

(注2) 制御棒クラスタ・バンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒を全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値。

第3.3.3(1)表 燃料取替方式（ウラン燃料炉心）

領域		炉心の種類	平衡炉心		予 定 外 取出炉心	
		サイクル	N		N + 1	
			取出	装荷	取出	装荷
第(M-3)領域	A 4.1wt%(Gd入り)*	13				
	B 4.1wt%	24				
第(M-2)領域	A 4.1wt%(Gd入り)*	23	13	13		
	B 4.1wt%	0	24	24		
第(M-1)領域	A 4.1wt%(Gd入り)*	0	36	23	13	
	B 4.1wt%	0	24	0	24	
第 M 領域	A 4.1wt%(Gd入り)*		36	0	36	
	B 4.1wt%		24	8	16	
第(M+1)領域	A 4.1wt%(Gd入り)*				36	
	B 4.1wt%				32	
計		60	-	68	-	

\*) 2.6wt%<sup>235</sup>U-6wt%Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料棒16本を含む。

第3.3.3(2)表 燃料取替方式

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心)

炉域	炉心の種類 サイタル	炉心第1炉心 N-3		炉心第2炉心 N-2		炉心第3炉心 N-1		炉心 N		炉心 N+1	
		取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷	取出	装荷
第(M-6)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)	1.3									
	B 4.1wt%ウラン燃料	2.4									
第(M-5)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)	2.3	1.3	1.3							
	B 4.1wt%ウラン燃料	0	2.4	2.4							
第(M-4)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)	0	3.6	2.3	1.3	1.3					
	B 4.1wt%ウラン燃料	0	2.4	0	2.4	2.4					
第(M-3)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)	2.4	0	2.4	1.5	9					
	B 4.1wt%ウラン燃料	2.8	0	2.8	8	2.0					
	C 93%Zr, 6%Si混合酸化物燃料	8	0	8	0	8					
第(M-2)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)				1.6	0	1.6	1.5	1		
	B 4.1wt%ウラン燃料				2.8	0	2.8	0	2.8	2.8	
	C 93%Zr, 6%Si混合酸化物燃料				1.6	0	1.6	8	8		
第(M-1)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)						1.6	0	1.6	1.5	1
	B 4.1wt%ウラン燃料						2.8	0	2.8	0	2.8
	C 93%Zr, 6%Si混合酸化物燃料						1.6	0	1.6	8	8
第M炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)									1.6	0
	B 4.1wt%ウラン燃料									2.8	8
	C 93%Zr, 6%Si混合酸化物燃料									1.6	0
第(M+1)炉域	A 4.1wt%ウラン燃料(Gd入り)										1.6
	B 4.1wt%ウラン燃料										3.6
	C 93%Zr, 6%Si混合酸化物燃料										1.6
計		6.0	-----	6.0	-----	6.0	-----	6.0	-----	6.8	-----

\* 2.5wt%<sup>235</sup>U-5wt%Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料棒1.5本を含む。  
\*\* 4.1wt%濃縮ウラン相当富化度

第3.3.4表 炉心特性値

項目	炉心の種類 サイクル	ウラン燃料炉心		ウラン・プルトニウム 混合酸化燃料炉心				
		平復炉心 N	予定外取出炉心 N+1	過渡炉心 N-3	過渡炉心 N-2	過渡炉心 N-1	平復炉心 N	予定外取出炉心 N+1
サイクル燃焼度 (MWd/t)		15.200	15.200	15.200	15.200	15.200	15.200	15.200
取替集合体数 (体)		60	68	60	60	60	60	68
バーナブルポイズン (本数)		0	400 〔新160 旧240〕	320 〔新0 旧320〕	480 〔新320 旧160〕	928 〔新768 旧160〕	928 〔新768 旧160〕	944 〔新784 旧160〕
新装荷燃料 (体数)	4.1wt%ウラン燃料 (Gd入り)*	36	36	24	16	16	16	16
	4.1wt%ウラン燃料	24	32	28	28	28	28	36
臨界ほう素濃度 (サイクル初期、全出力、キセノンなし、ppm)	ウラン・プルトニウム混合酸化燃料**	—	—	8	16	16	16	16
減速材温度係数 (サイクル初期、高温出力) (10 <sup>-3</sup> (Δk/k)/°C)	F <sup>Nv</sup>	1.630	1.515	1.703	1.685	1.532	1.544	1.619
	(サイクル初期、全出力、キセノンなし)	1.36	1.37	1.38	1.38	1.42	1.42	1.44
減速材温度係数 (サイクル初期、高温出力) (10 <sup>-3</sup> (Δk/k)/°C)		-0.9	-2.3	-2.2	-7.9	-17.7	-18.1	-16.6

\* ) 2.5wt%<sup>235</sup>U-6wt%Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料棒16本を含む。  
 \*\* ) 4.1wt%濃縮ウラン相当富化度

第 3.3.5 表 炉心の安全性確認

項目	単位	安全裕度使用値	ウラン燃料炉心			ウラン・プルトニウム混合燃料炉心			
			平衡炉心 (熱Nサイクル)	予定外取出炉心 (熱N+1サイクル)	運転第1炉心 (熱N+2サイクル)	運転第2炉心 (熱N+2サイクル)	運転第3炉心 (熱N+1サイクル)	平衡炉心 (熱N+1サイクル)	予定外取出炉心 (熱N+1サイクル)
反応度停止余裕 (サイクル初期)	% Δk/k	≥ 1.5	2.13	2.43	3.00	2.60	2.61	2.63	2.70
最大熱出力密度	kW/m	≤ 30.5	34.2	34.6	33.3	33.5	31.4	32.6	33.0
燃料集合体 最大密度	MWD/l	≤ 40,000	40,400	47,300	47,400	47,750	40,200	47,600	47,100
	MWD/l	≤ 45,000	-	-	12,200	25,050	43,500	44,000	43,800
F <sub>235</sub>	-	≤ 1.45	1.43	1.42	1.35	1.26	1.42	1.42	1.44
減速材温度係数	$10^4$ (Δk/k)/°C	-70~-+8	-69~-+9	-80~-+3	-62~-+2.3	-64~-+7.9	-63~-+17.7	-40~-+18.1	-68~-+18.3
	$10^4$ (Δk/k)/°C	-5.2~-+1.8	-3.9~-+2.3	-3.2~-+2.3	-3.4~-+2.6	-3.8~-+2.7	-3.5~-+2.7	-3.5~-+2.7	-3.6~-+2.7
制御棒 棒下時	% Δk/k	≤ 0.25	0.16	0.18	0.17	0.18	0.16	0.17	0.17
	P <sub>max</sub>	≤ 1.04	1.61	1.94	1.60	1.08	1.65	1.66	1.67
炉 冷却 出力 時 P <sub>max</sub>	HZP	≤ 14	7.02	7.70	6.35	6.80	6.46	6.41	6.85
	HF P	≤ 7.0	4.11	4.85	2.11	2.20	2.05	2.08	2.05
炉 冷却 出力 時 P <sub>max</sub>	HZP	≤ 26	22.08	20.83	17.37	16.35	14.65	15.92	15.42
	HF P	≤ 3.6	4.94	4.82	2.36	2.35	2.19	2.22	2.39
炉 冷却 出力 時 P <sub>max</sub>	HZP	≤ 0.80	0.43	0.28	0.33	0.60	0.41	0.51	0.45
	HF P	≤ 0.10	0.13	0.10	0.022	0.022	0.010	0.023	0.019
炉 冷却 出力 時 P <sub>max</sub>	HZP	≤ 1.0	0.85	0.77	0.75	0.66	0.60	0.64	0.61
	HF P	≤ 0.19	0.15	0.13	0.034	0.036	0.026	0.030	0.031
最大反応度増加率	$10^4$ (Δk/k)/s	≤ 86	64	62	53	53	47	48	46

注) HZP : 高熱出力 HF P : 高熱出力 MOX燃料: ウラン・プルトニウム混合燃料

第3.3.6(1)表 反応度停止余裕（1次元及び2次元拡散コードによる）

（単位 % $\Delta k/k$ ）

項目	炉心の種類	
	ウラン燃料炉心	
	平衡炉心	予定外取出炉心
サイクル	N	N+1
1. 所要制御反応度	3.95	同左
ドッブラ	1.30	
減速材温度	1.25	
ポイド	0.05	
中性子束再分布	0.85	
挿入限界	0.50	
2. 制御棒クラスタの反応度*	6.08	6.38
3. 反応度停止余裕	2.13	2.43

\* 最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、設計裕度10%を差し引いた値

第3.3.6(2)表 反応度停止余裕（3次元拡散コードによる）

（単位 % $\Delta k/k$ ）

項目	炉心の種類				
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心				
	過渡第1炉心	過渡第2炉心	過渡第3炉心	平衡炉心	予定外取出炉心
サイクル	N-3	N-2	N-1	N	N+1
1. 所要制御反応度	2.88	2.97	3.07	3.06	3.04
出力欠損	2.83	2.92	3.02	3.01	2.99
ポイド	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
2. 制御棒クラスタの反応度*	5.88	5.57	5.68	5.74	5.74
3. 反応度停止余裕	3.00	2.60	2.61	2.68	2.70

\* 制御棒クラスタ・バンクDが挿入限界まで挿入されている状態から最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒を全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値

第3.4.1表 熱水力設計値

炉心熱出力	約2,652MW
燃料棒中での熱発生	約97.4%
1次冷却材圧力	約15.4MPa[gage](約157kg/cm <sup>2</sup> G)
1次冷却材流量	約45.7×10 <sup>6</sup> kg/h
実効熱伝達面積	約4,515m <sup>2</sup>
原子炉容器入口1次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約321℃
平均出力密度	約100kw/ℓ
熱流束	
定格出力時平均	約0.572MW/m <sup>2</sup> (約492,000kcal/m <sup>2</sup> ・h)
定格出力時最大	1,379MW/m <sup>2</sup> (1,186,000kcal/m <sup>2</sup> ・h)
線出力密度	
定格出力時平均	約17.1kW/m
定格出力時最大	41.1kW/m
熱水路係数(定格出力時)	
熱流束( $F_Q$ )	2.41
エンタルピ上昇( $F_{\Delta H}^N$ )	1.60
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃(二酸化ウラン燃料)
	約1,730℃(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
	約1,770℃(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)
	料)

最大線出力密度59.1kW/m時

〔ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については 39.4kW/m 時〕

約2,270℃(二酸化ウラン燃料)

約1,990℃(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)

約2,260℃(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)

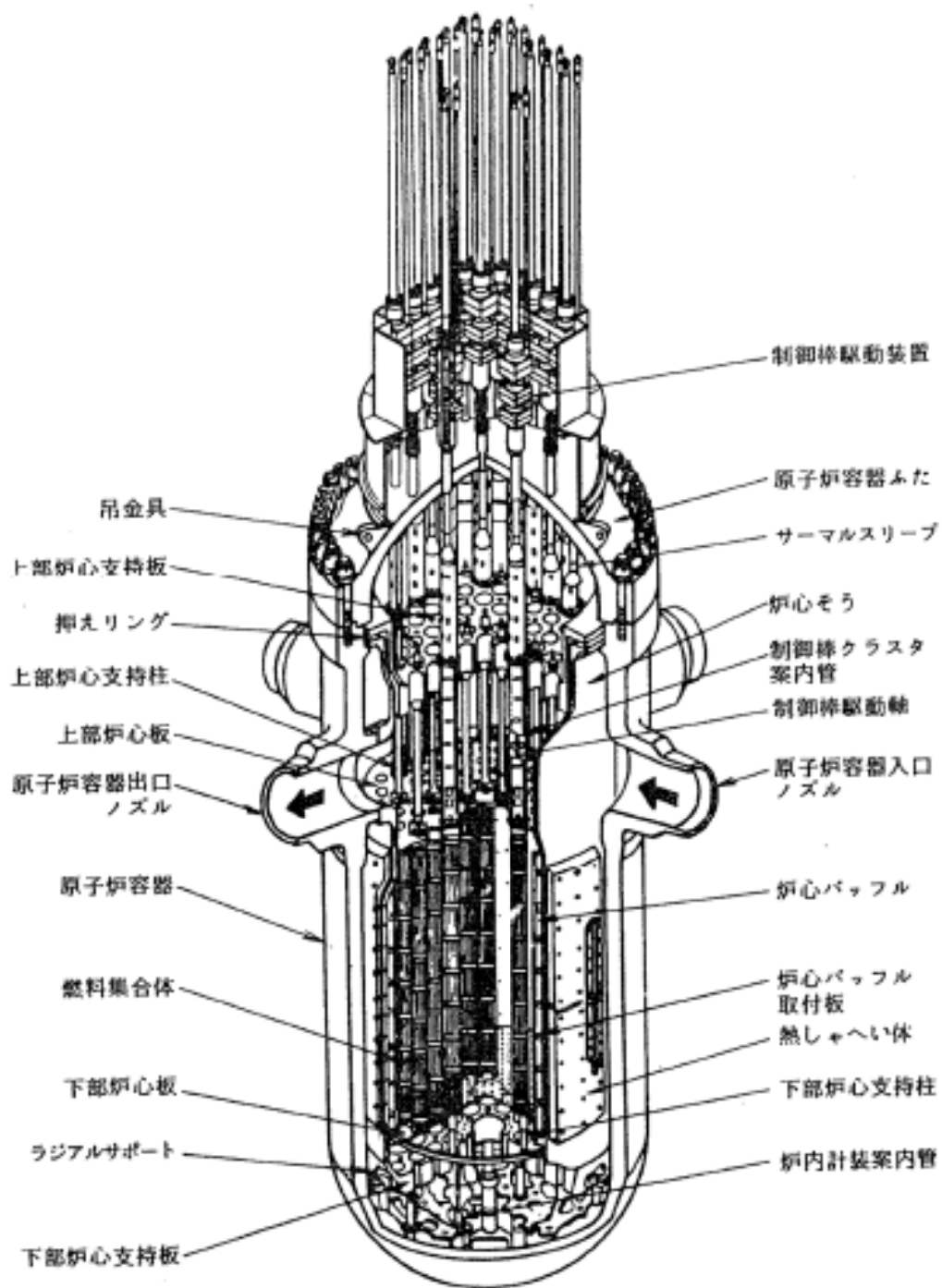
最小DNBR

定格出力時

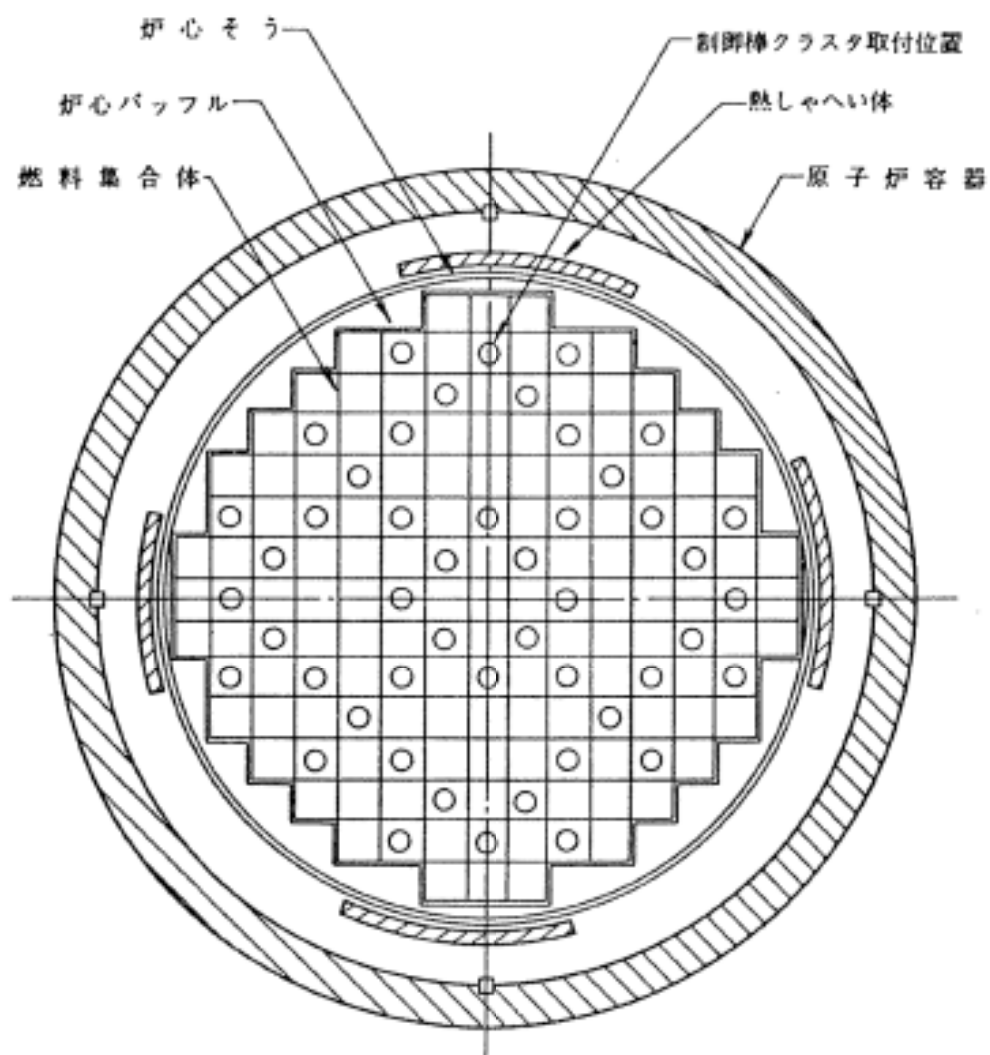
1.92

運転時の異常な過渡変化時

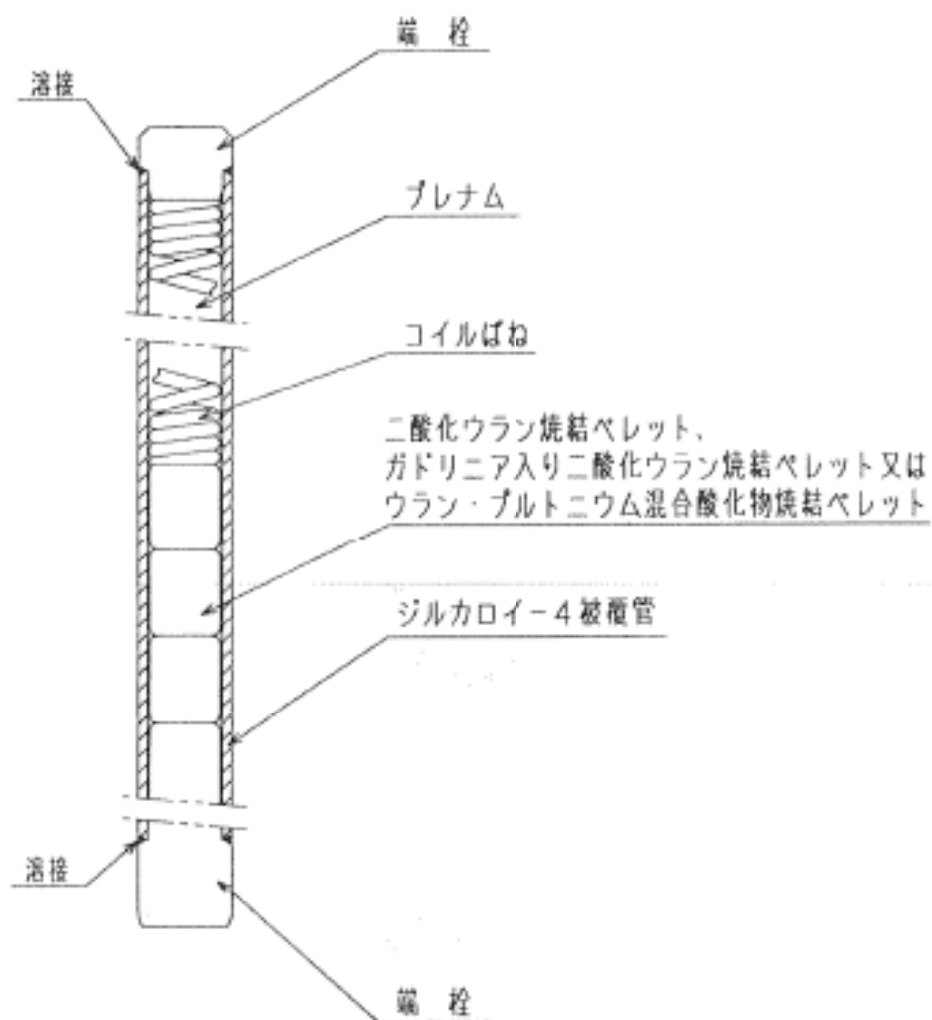
1.17以上



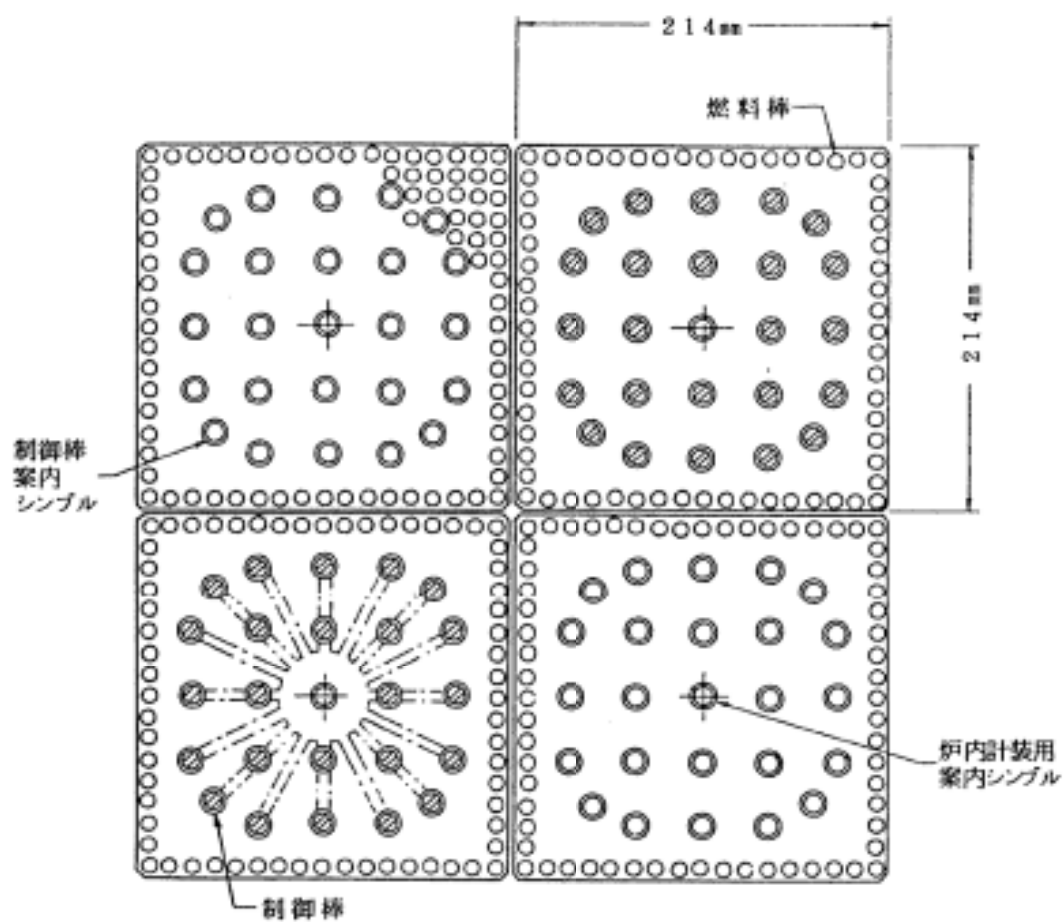
第 3. 1. 1 図 原子炉容器内構造説明図



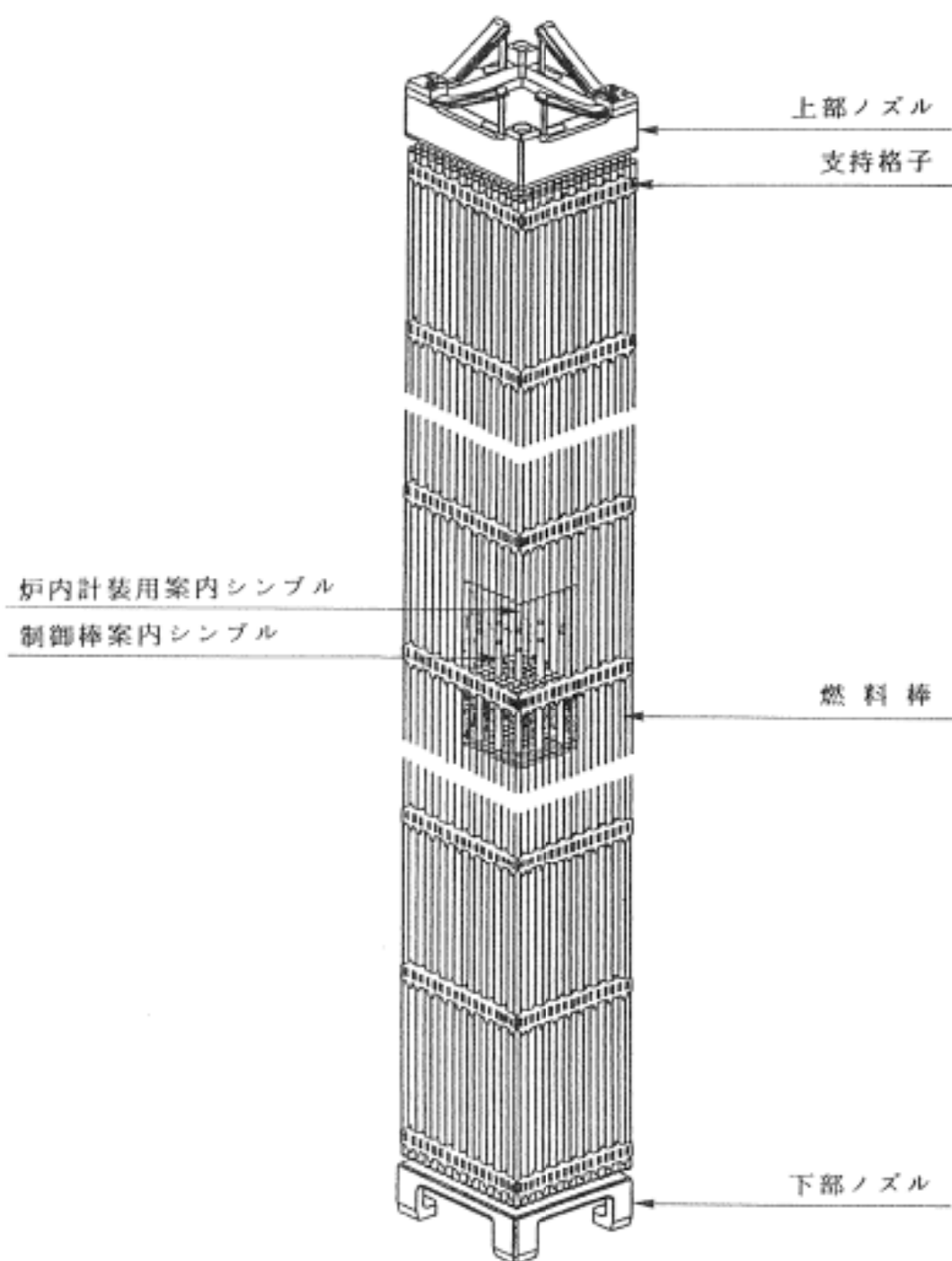
第3.1.2図 炉心断面説明図



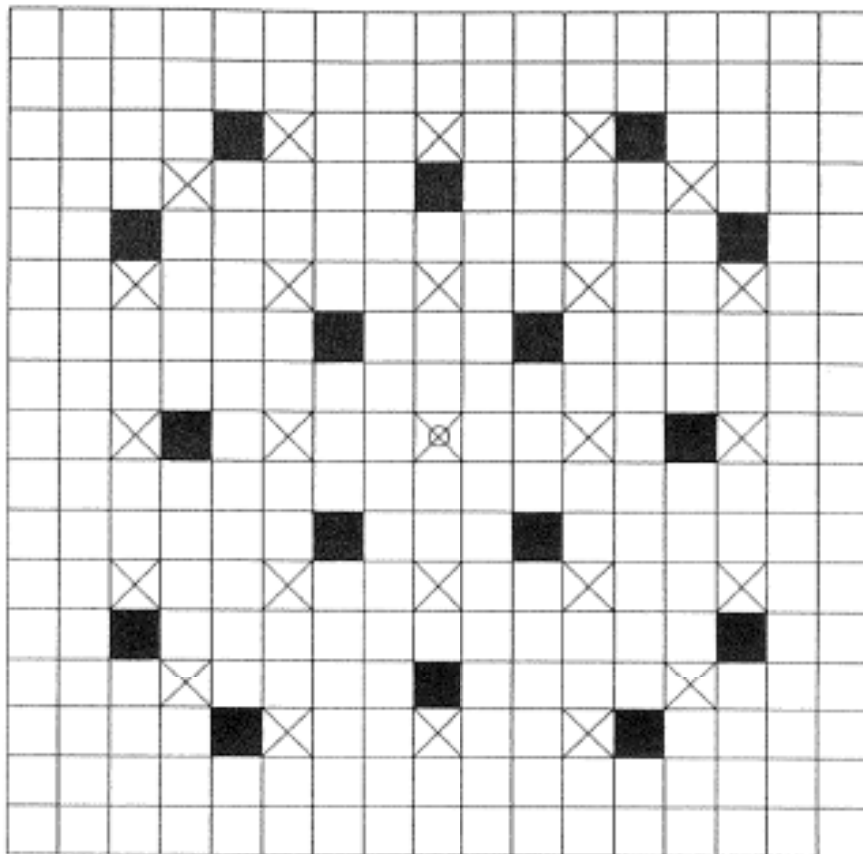
第3.2.1図 燃料棒断面図





第 3.2.2 図 燃料集合体断面説明図





第3.2.3 (I)図 燃料集合体構造図



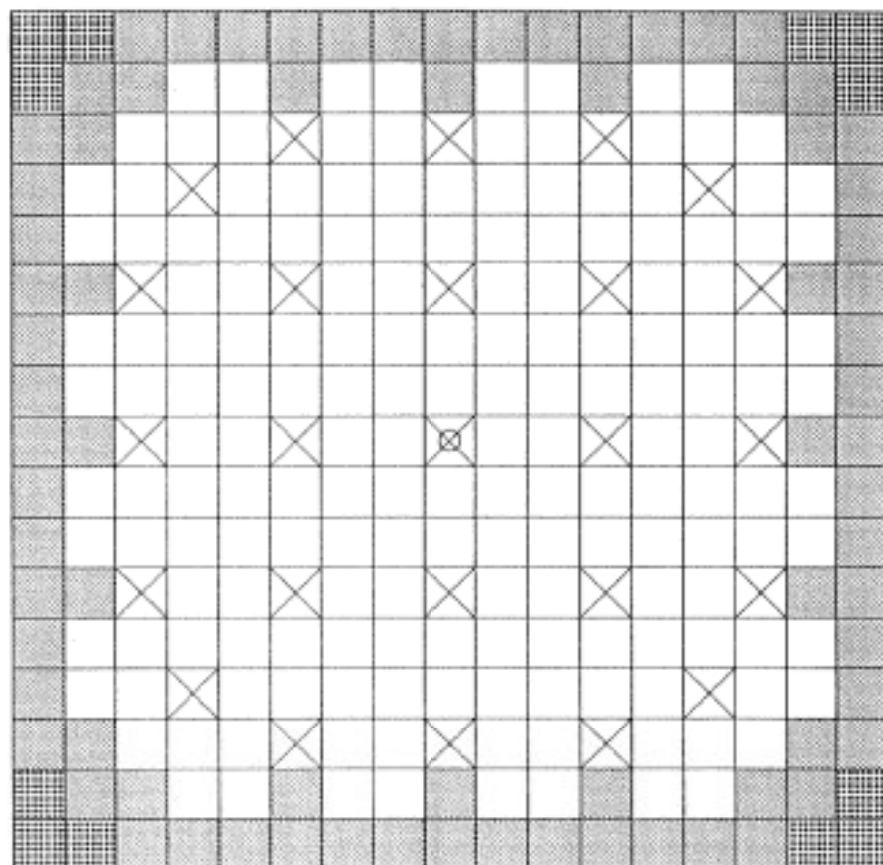
 二酸化ウラン燃料棒






 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

 制御棒案内シンプル

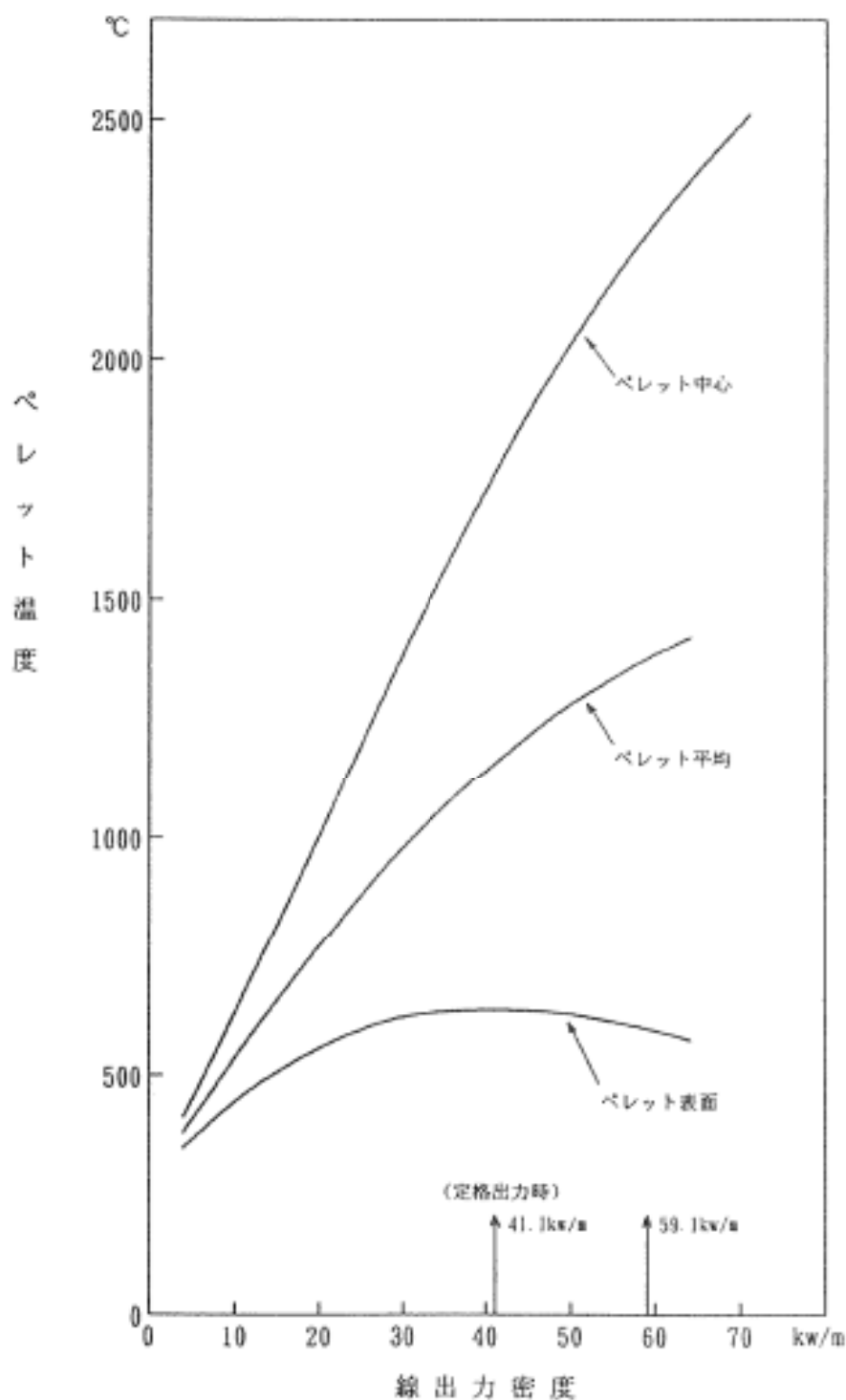
 炉内計装用案内シンプル

第3.2.3(2)図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置

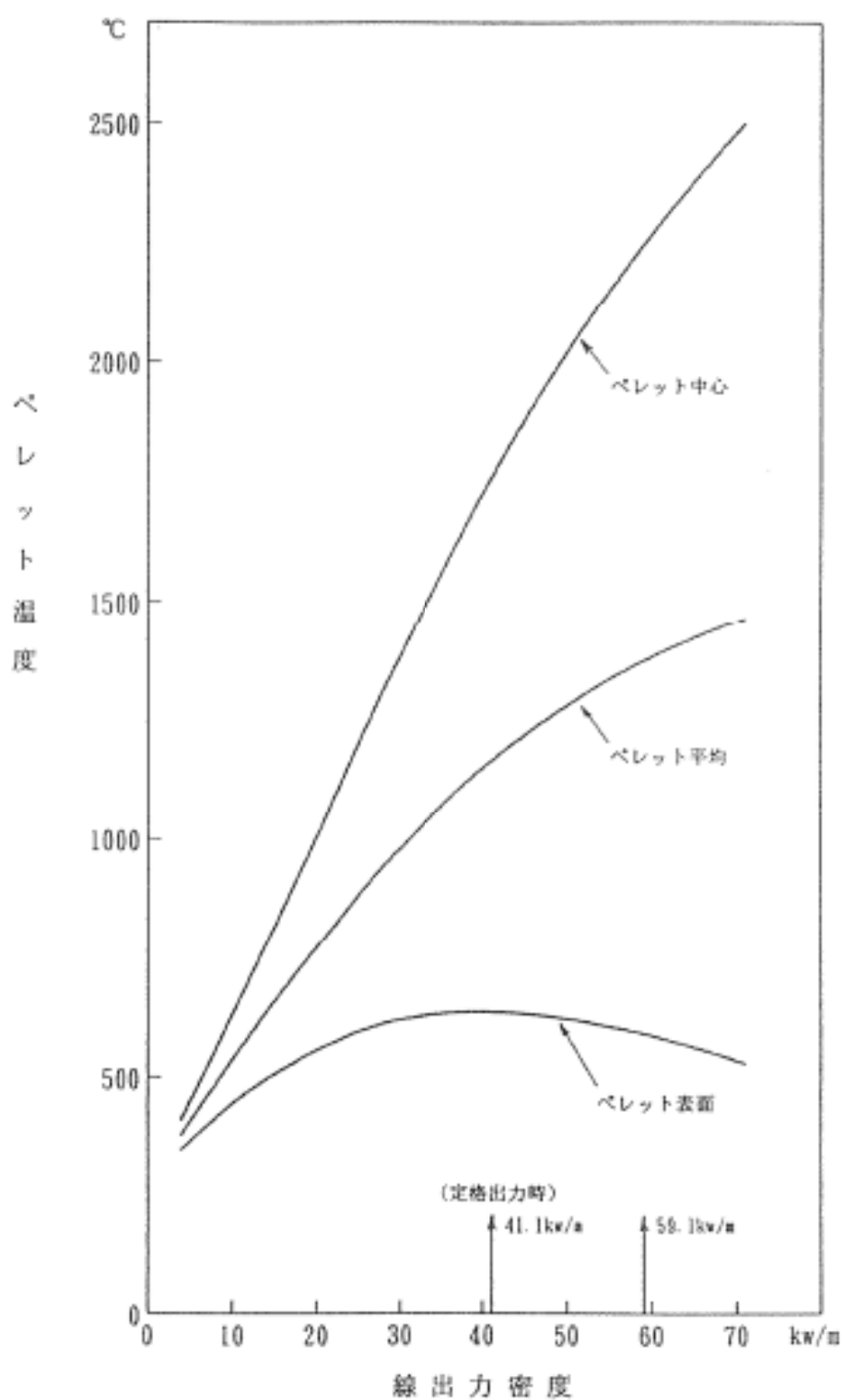


- 
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（高Pu富化度棒 約10.6wt%Pu-t）
- 
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（中Pu富化度棒 約6.2wt%Pu-t）
- 
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒（低Pu富化度棒 約4.5wt%Pu-t）
- 
制御棒案内シンプル
- 
炉内計装用案内シンプル

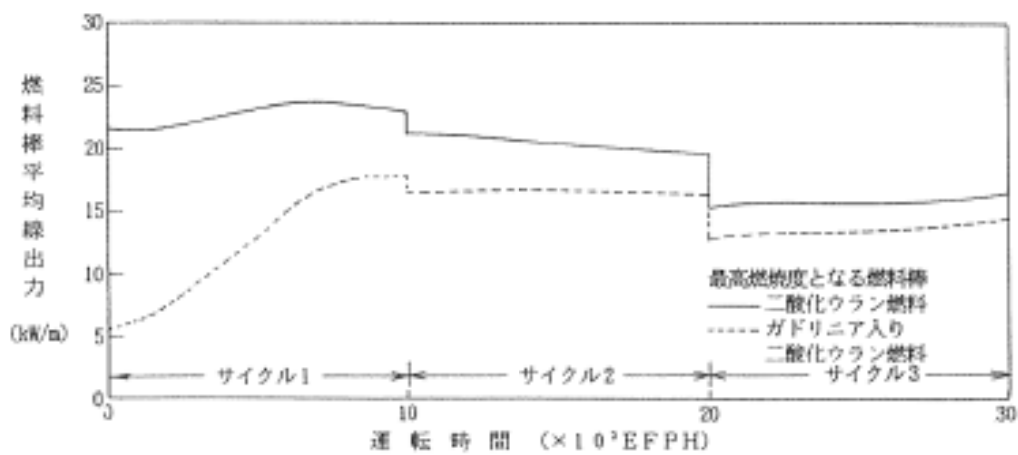
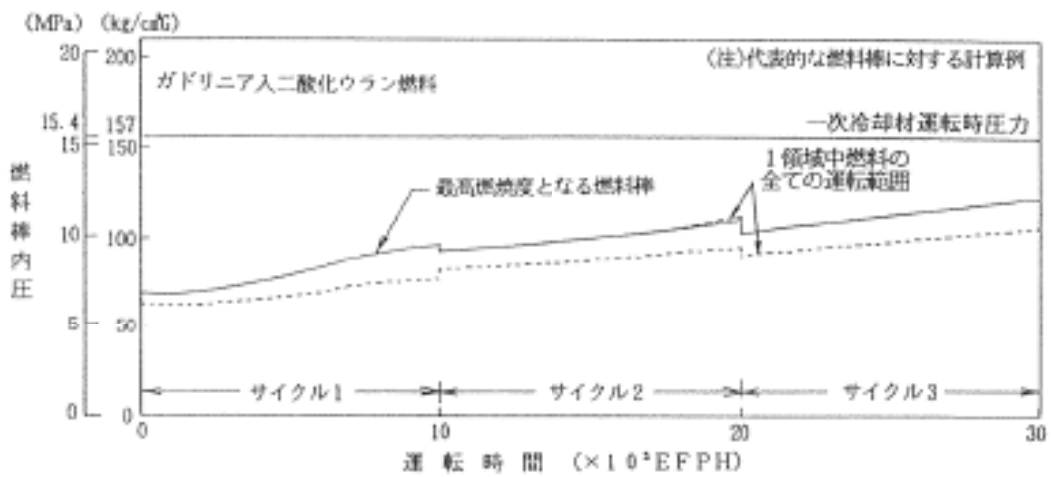
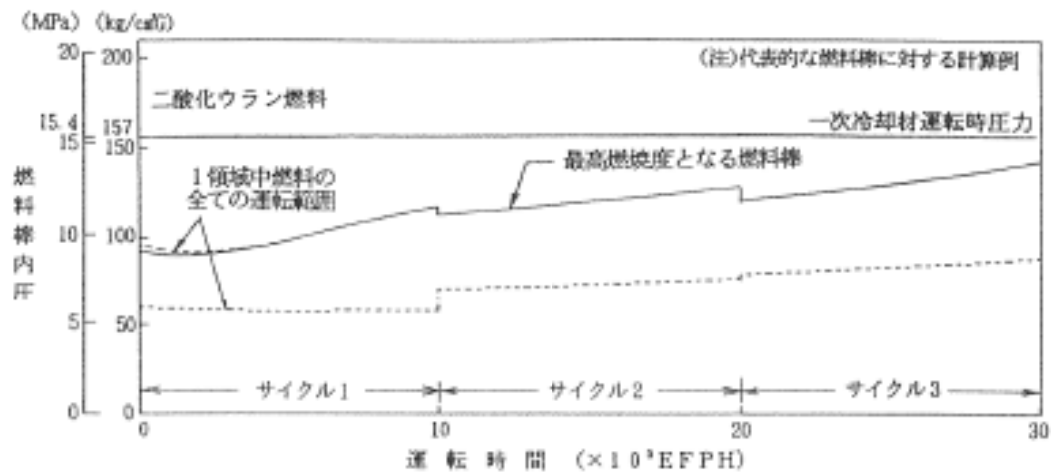
第3.2.3(3)図 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体の  
 プルトニウム富化度分布  
 （核分裂性プルトニウム割合約6.8wt%、  
 母材ウラン2.35濃度0.2wt%の場合）



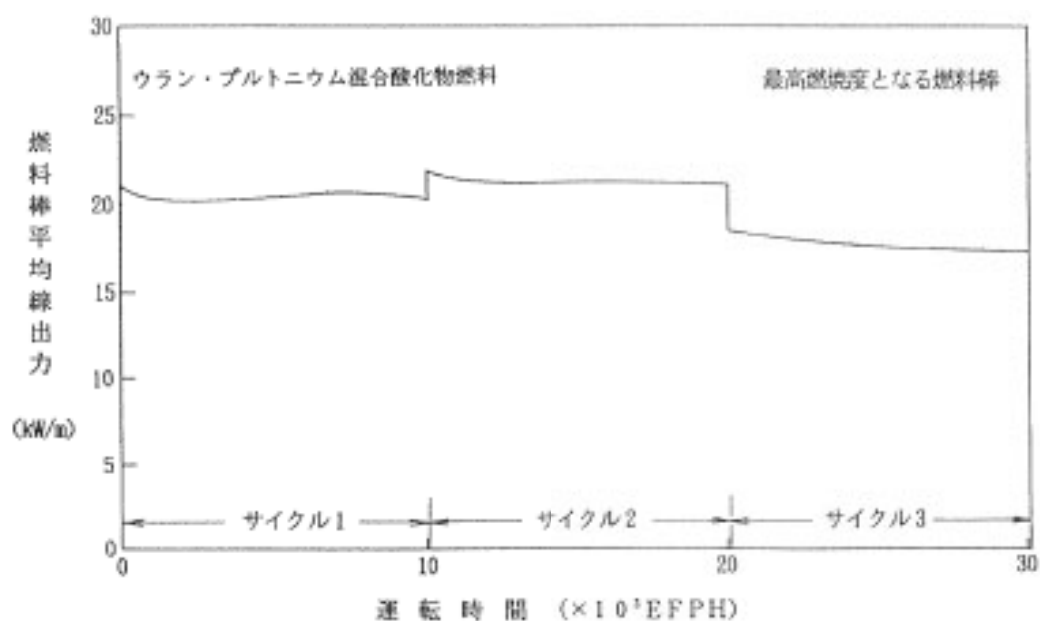
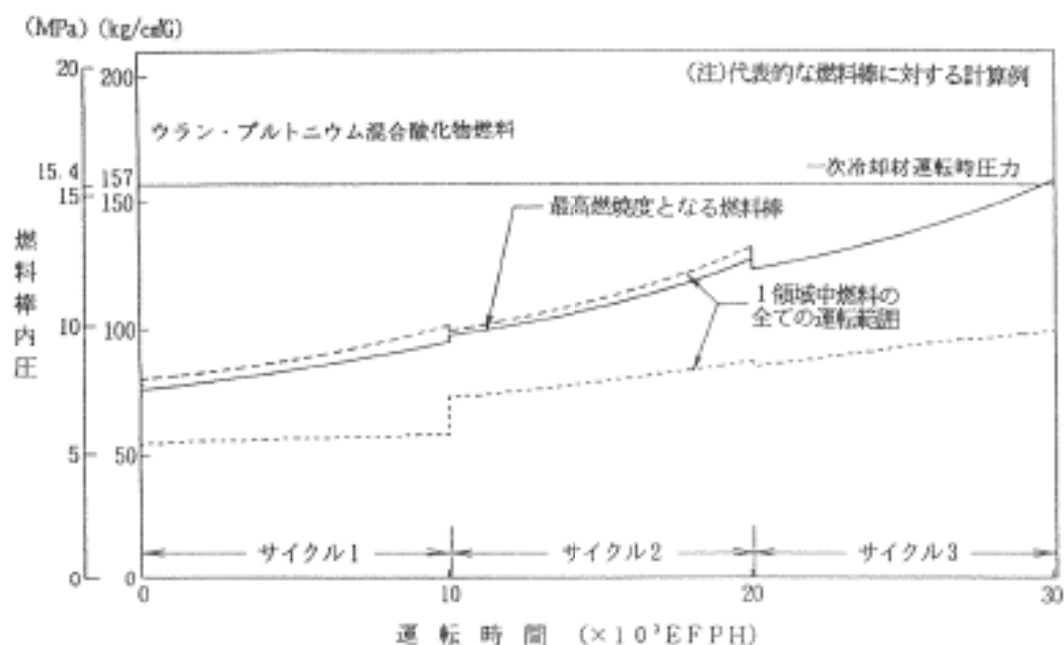
第3.2.4 (1)図 二酸化ウランペレットの中心、平均、表面の温度対線出力密度  
(寿命中の最高温度、文献(1)のモデル計算)



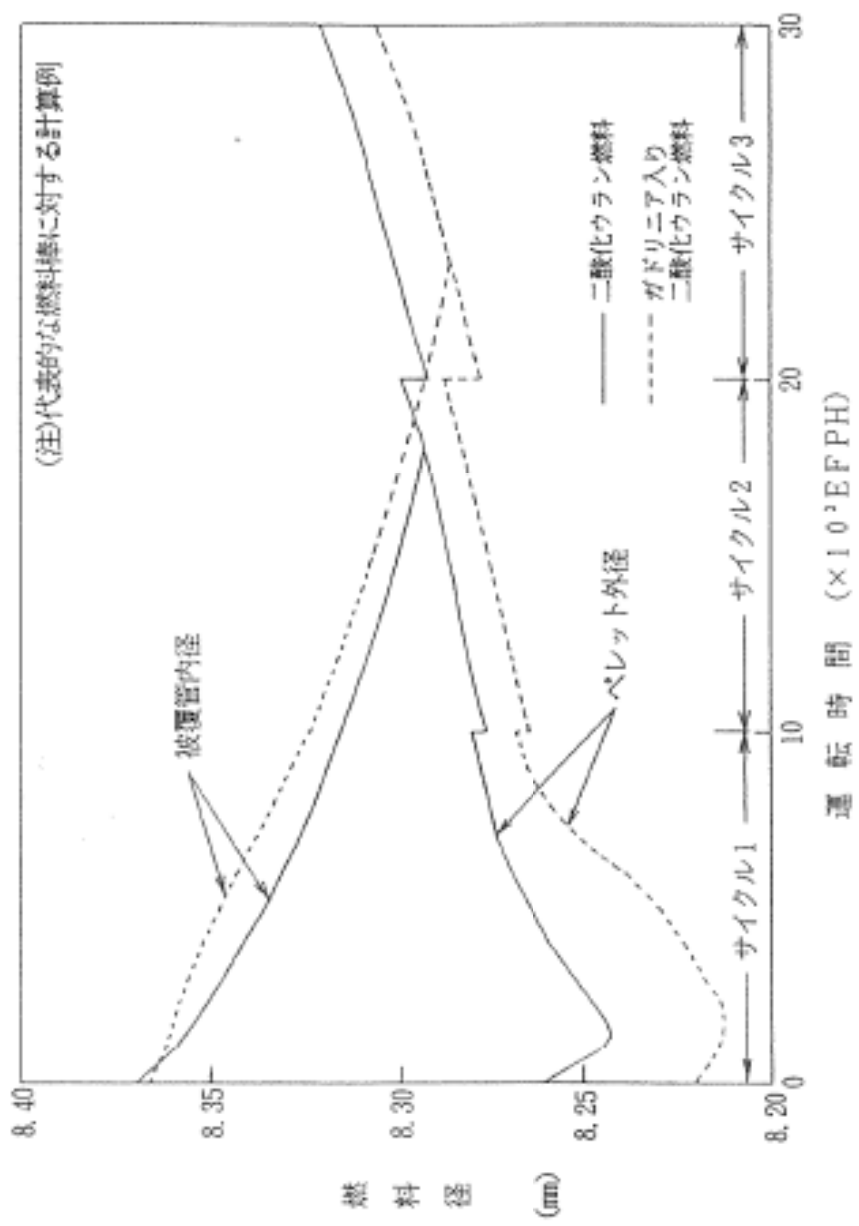
第3.2.4(2)図 ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの中心、平均、表面の温度対線出力密度 (寿命中の最高温度、文献(1)、(38)のモデル計算)



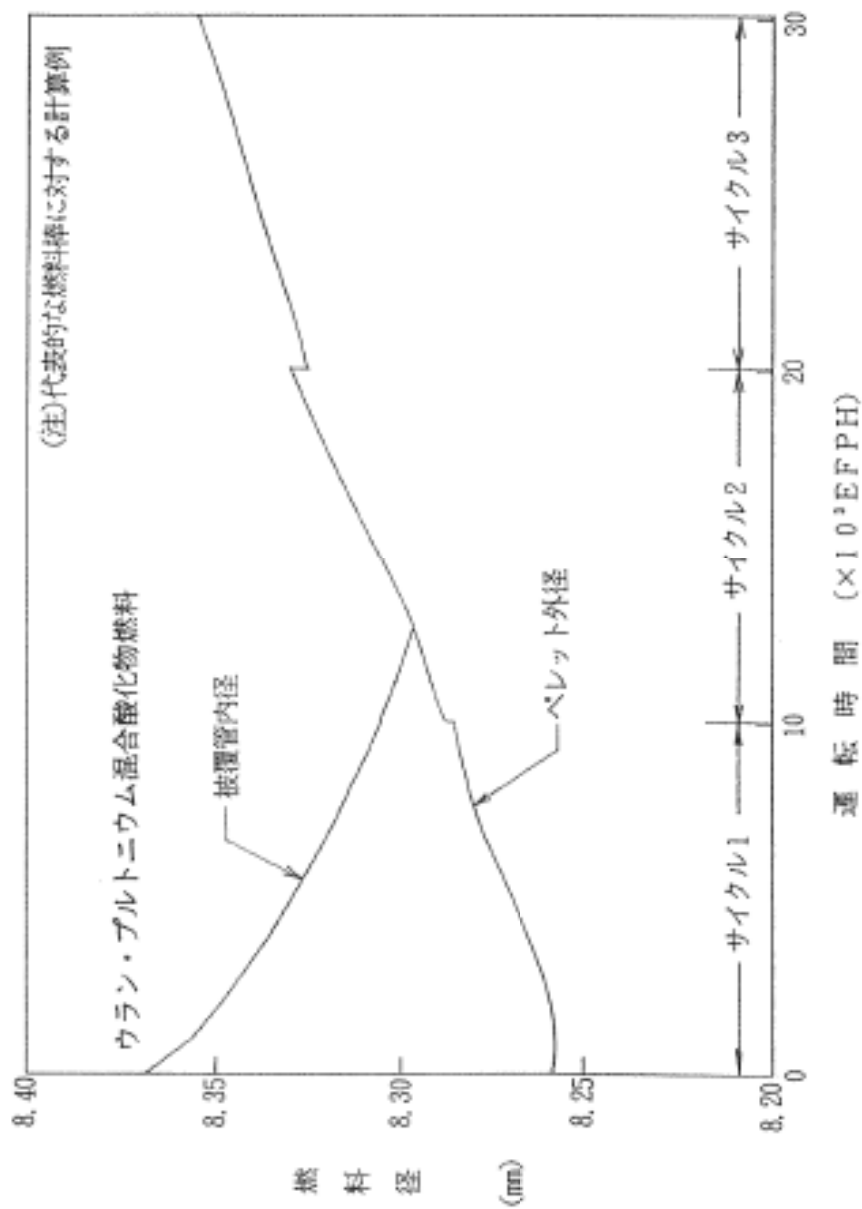
第3.2.5 (1) 図 燃料棒内圧の燃焼度変化  
 (二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)  
 (文献1)のモデルで計算)



第3.2.5(2)図 燃料棒内圧の燃焼度変化  
 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)  
 (文献(1)、(38)のモデルで計算)



第3.2.6 (1)図 燃料径の燃焼による変化 (二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)  
 (文献(1)のモデルで計算)



第3.2.6(2)図 燃料径の燃焼による変化 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)  
 (文献(1)、(38)のモデルで計算)

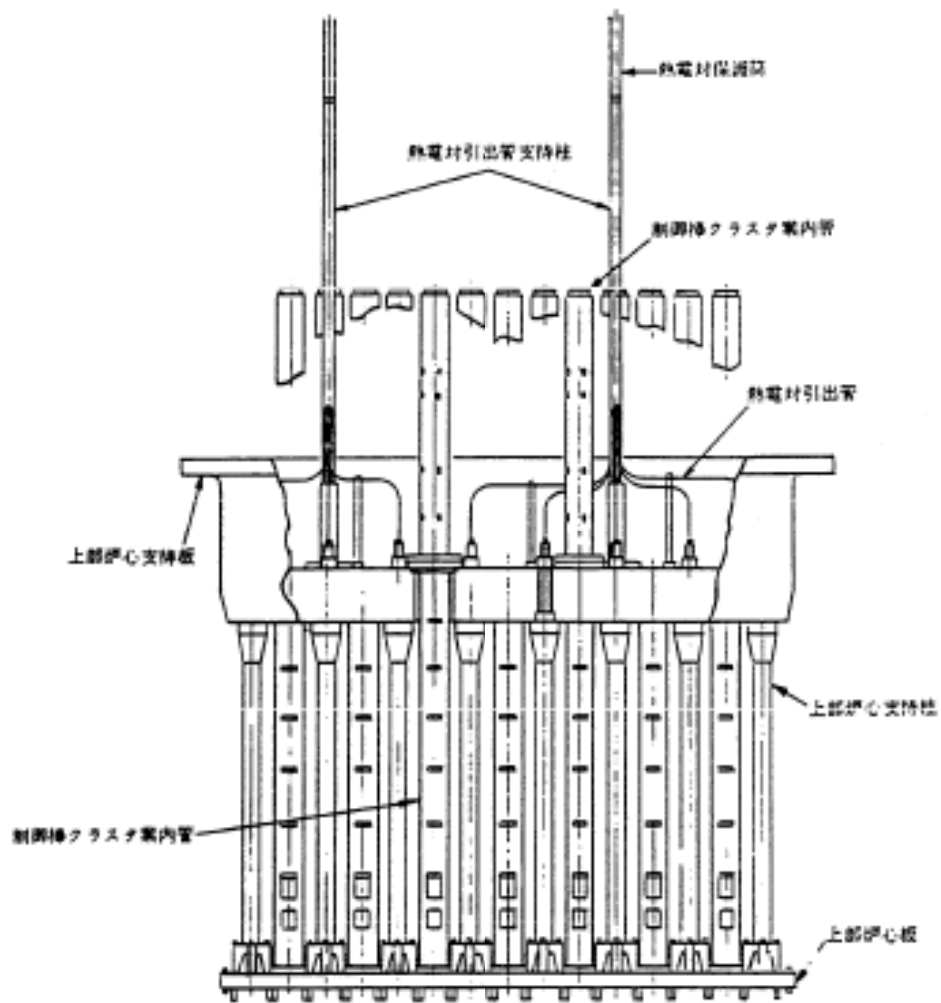
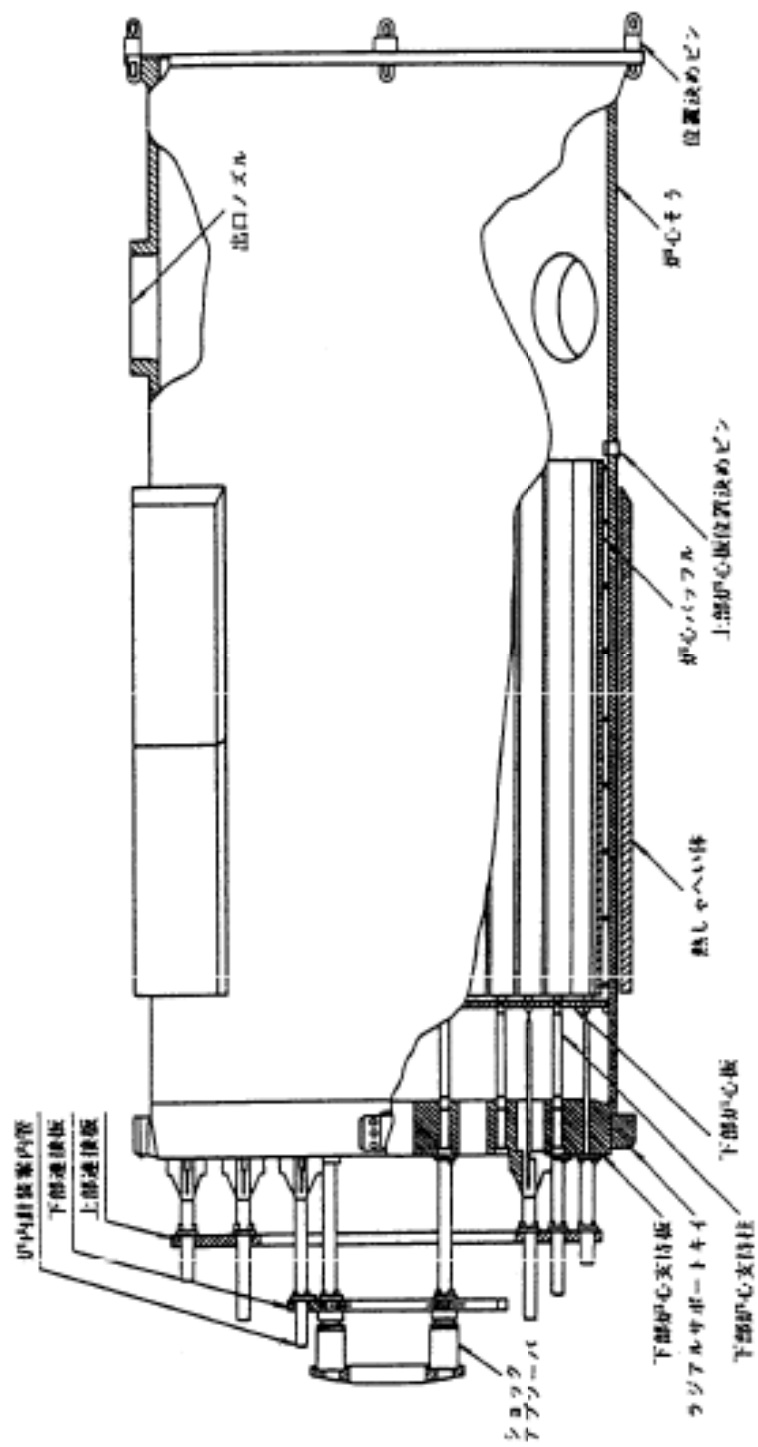
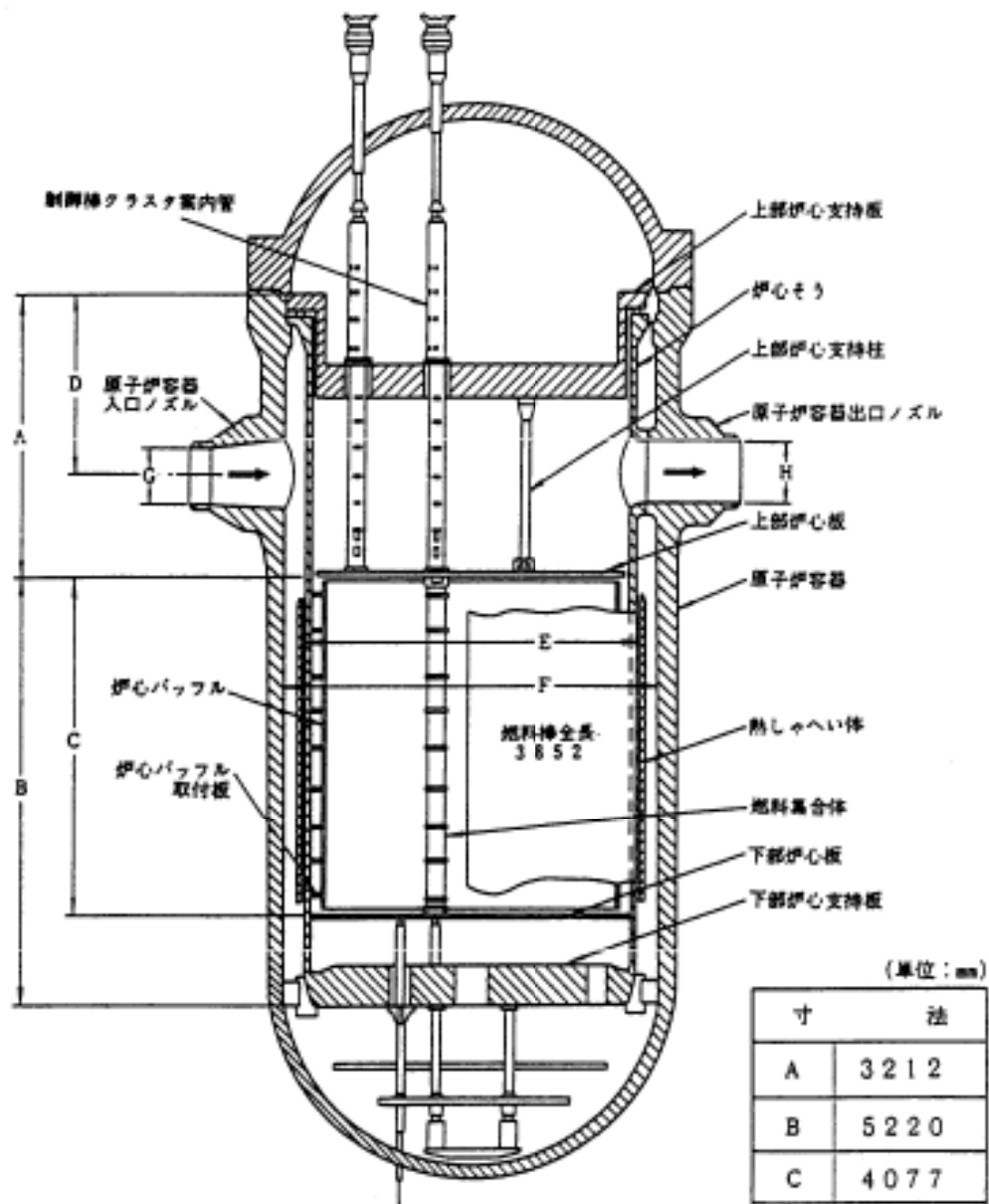


図 3.2.7 図 上段炉心構造物構造説明図



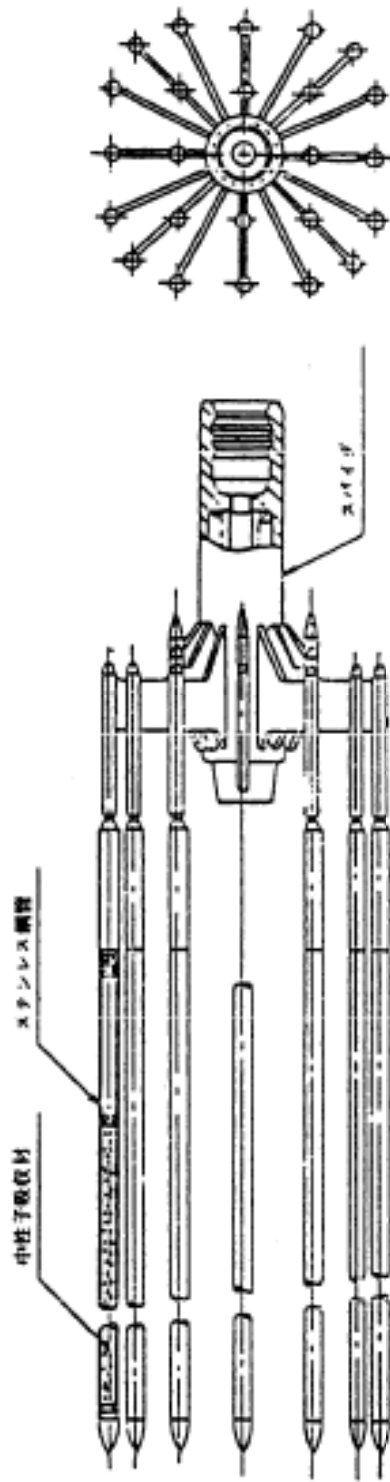
第 3. 2. 8 図 下部炉心構造物構造説明図



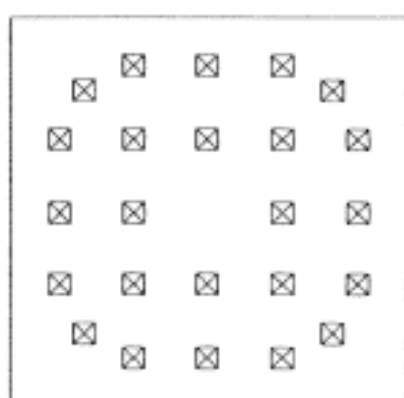
(単位: mm)

寸	法
A	3212
B	5220
C	4077
D	2094
E	3499
F	3988
G	699
H	737

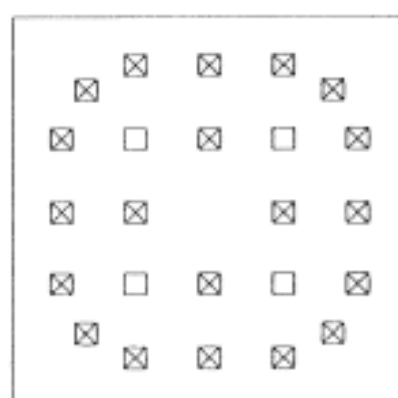
第 3.2.9 図 原子炉容器内主要寸法図



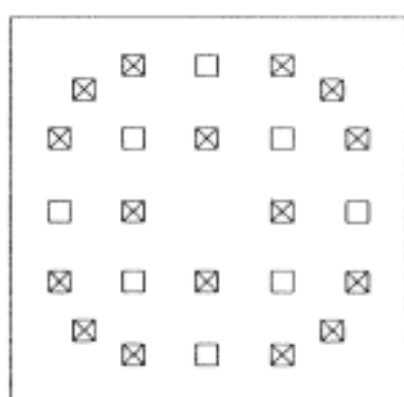
第 3.2.10 図 制御棒クラスタ構造説明図



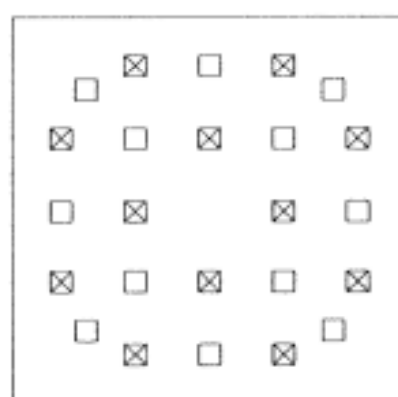
24バーナブルポイズン



20バーナブルポイズン



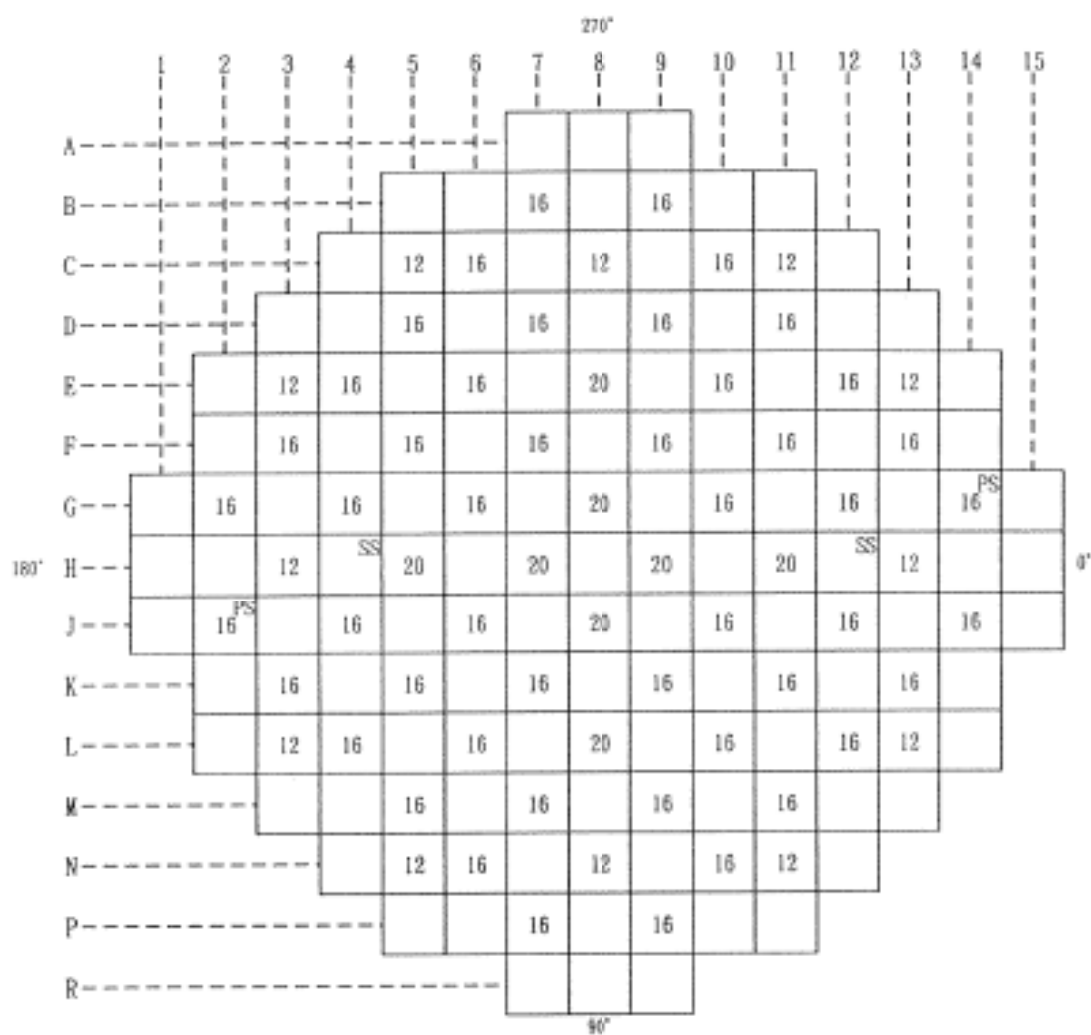
16バーナブルポイズン



12バーナブルポイズン

☒ バーナブルポイズン  
 □ シンプルプラグ

第3.2.11図 バーナブルポイズン配置説明図

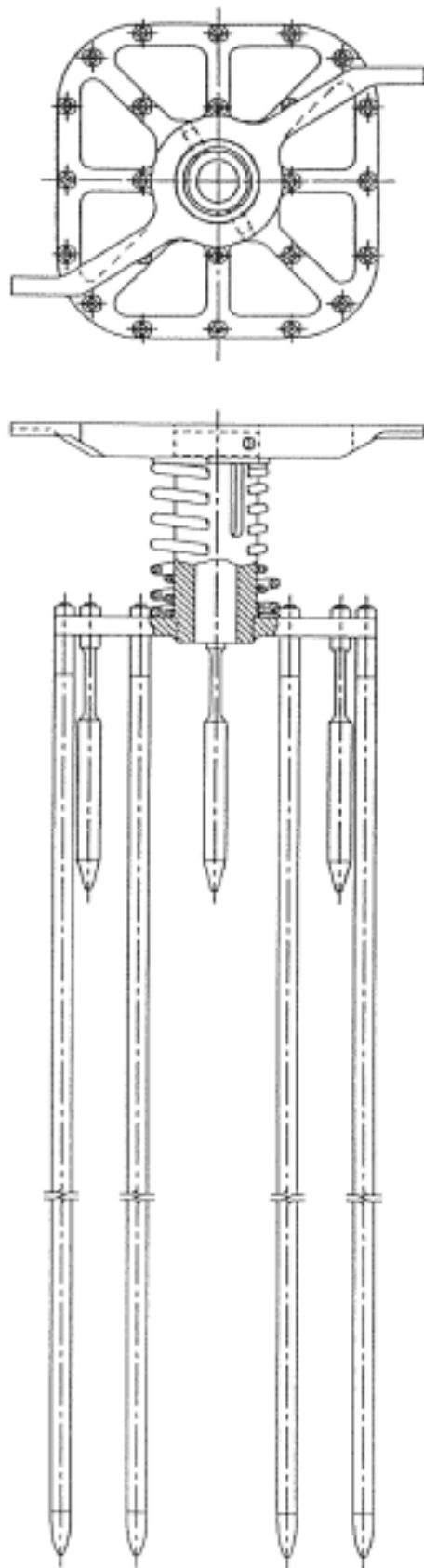


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

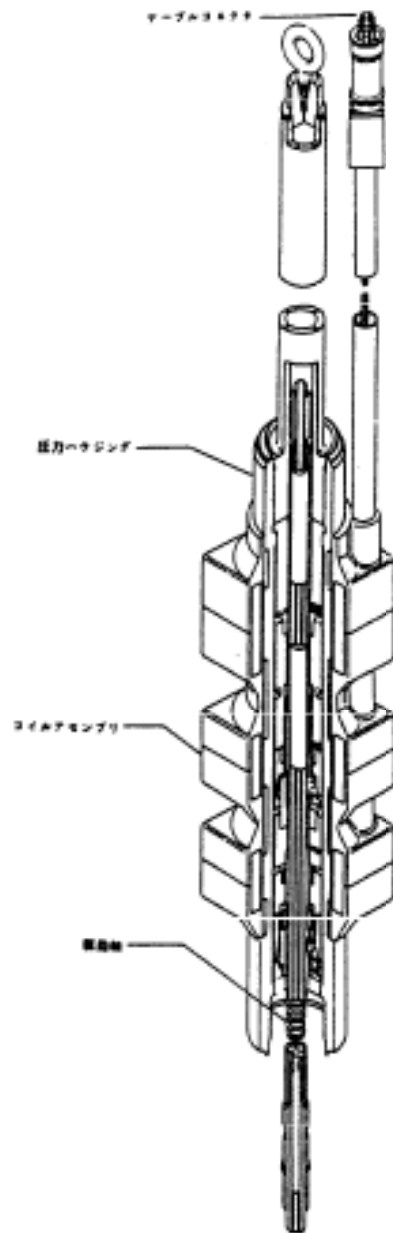
PS : 1次中性子源

SS : 2次中性子源

第3.2.12図 バーナブルポイズン棒本数及び配置並びに中性子源配置図  
(初装荷炉心)



第3.2.13図 バーナブルポイズン構造図



第 3.2.14 図 制御棒駆動装置構造説明図

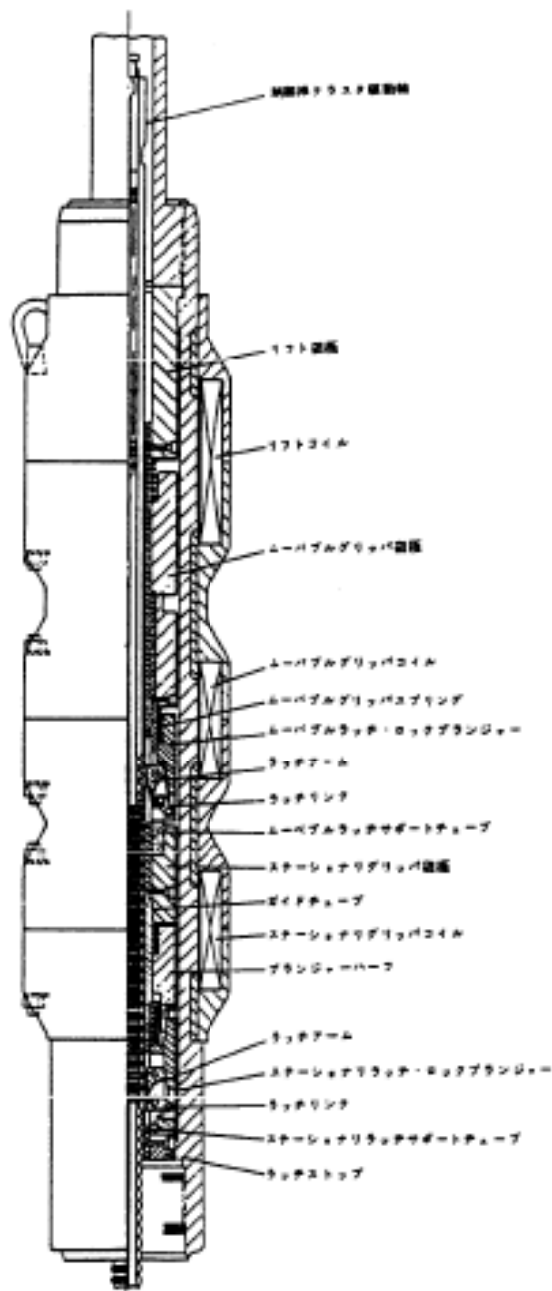
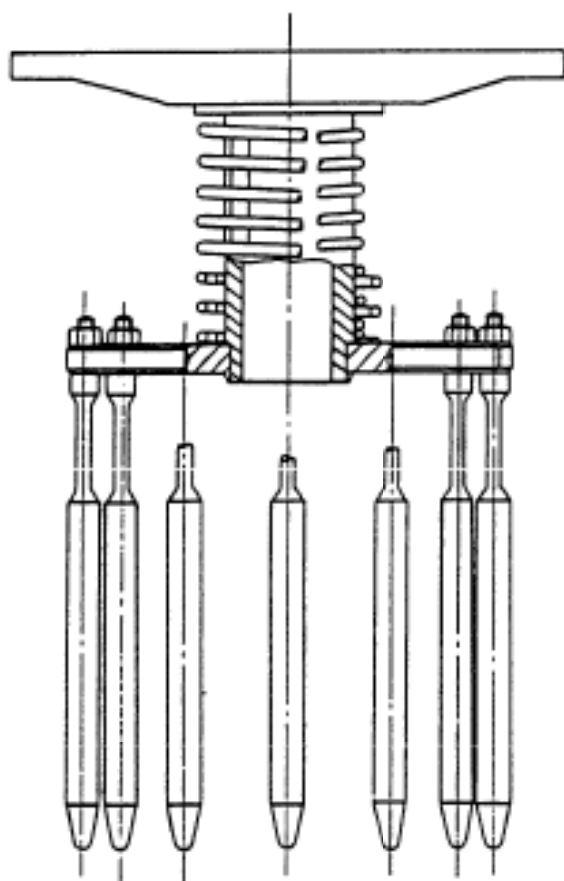
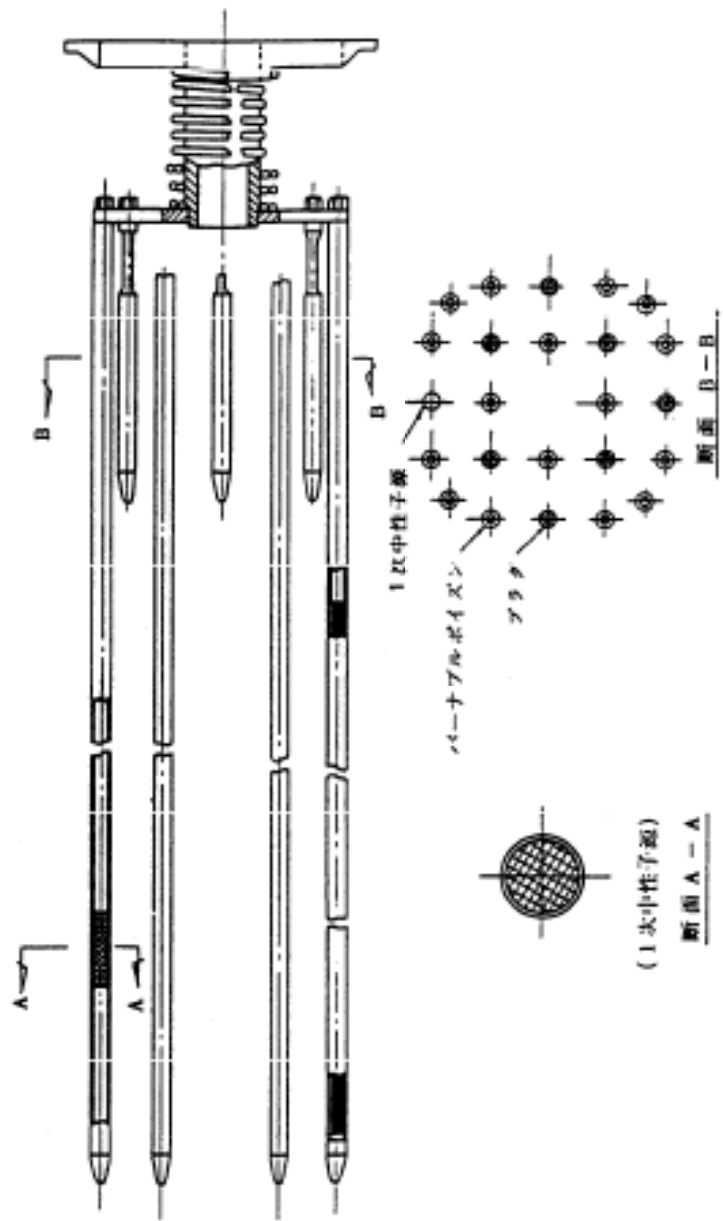


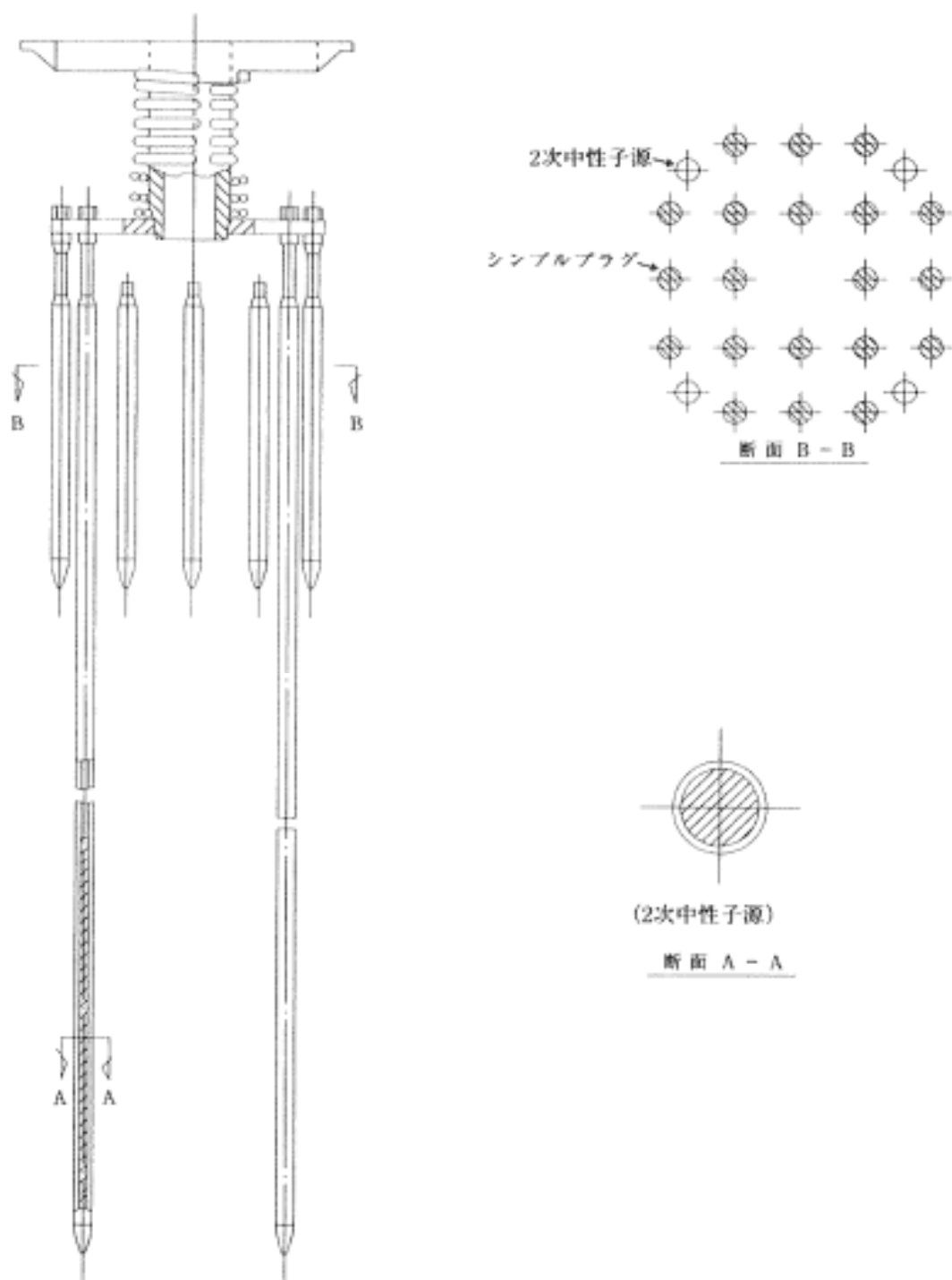
図3.2.15 制御棒駆動装置断面説明図



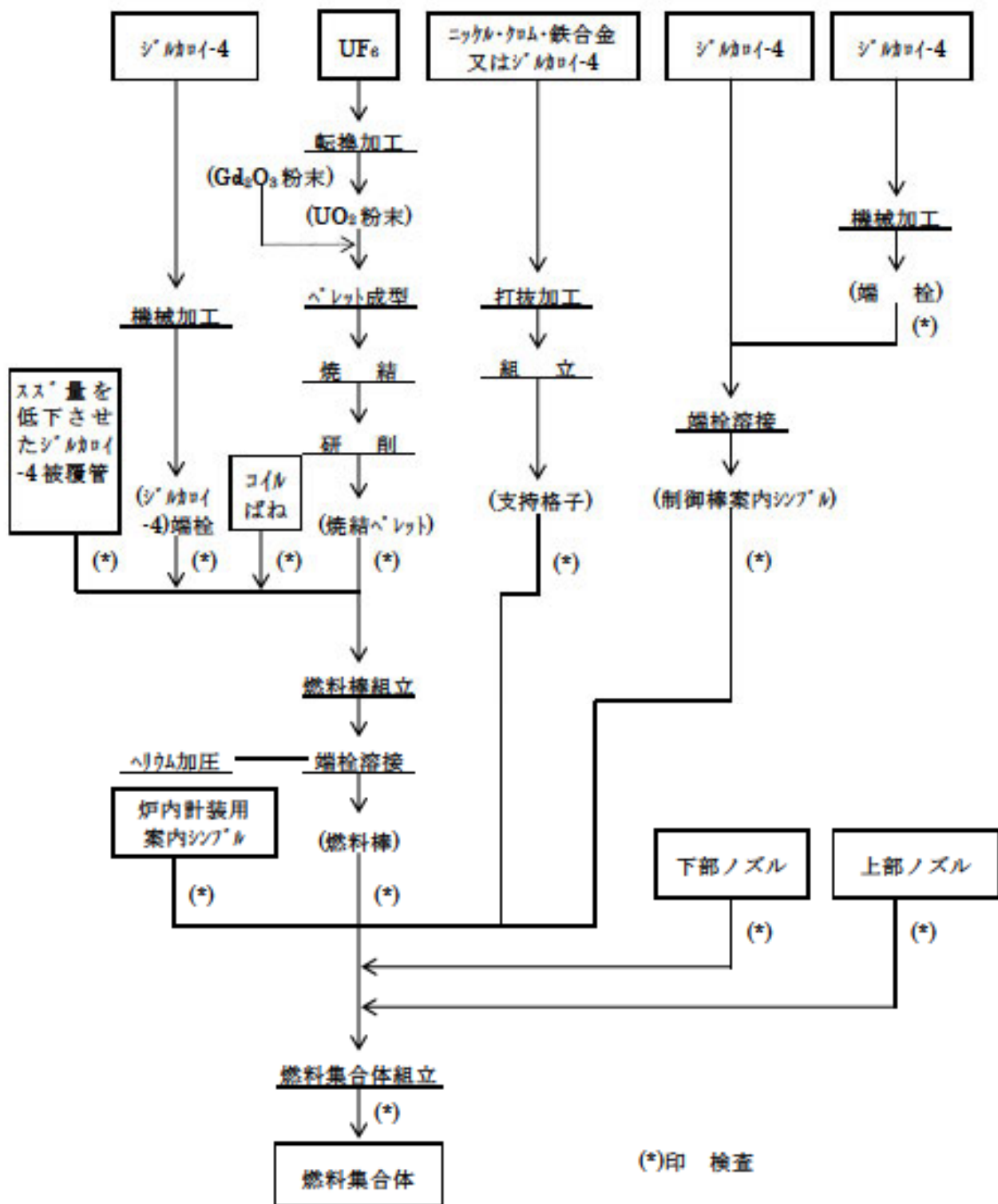
第3.2.16図 シンプルプラグアセンブリ構造説明図



第 3.2.17 図 中性子源集合体構造説明図 (1 次中性子源)

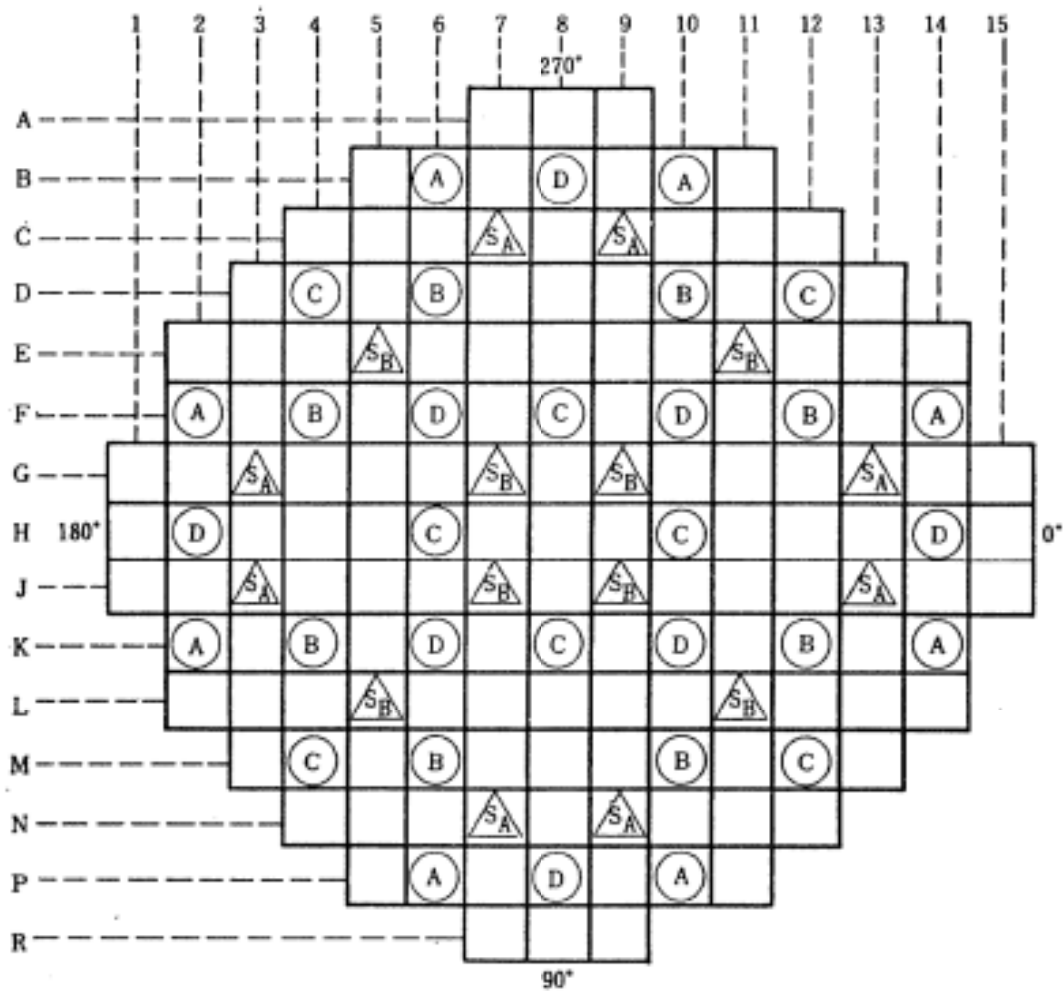


第3.2.18図 中性子源構造図（2次中性子源）



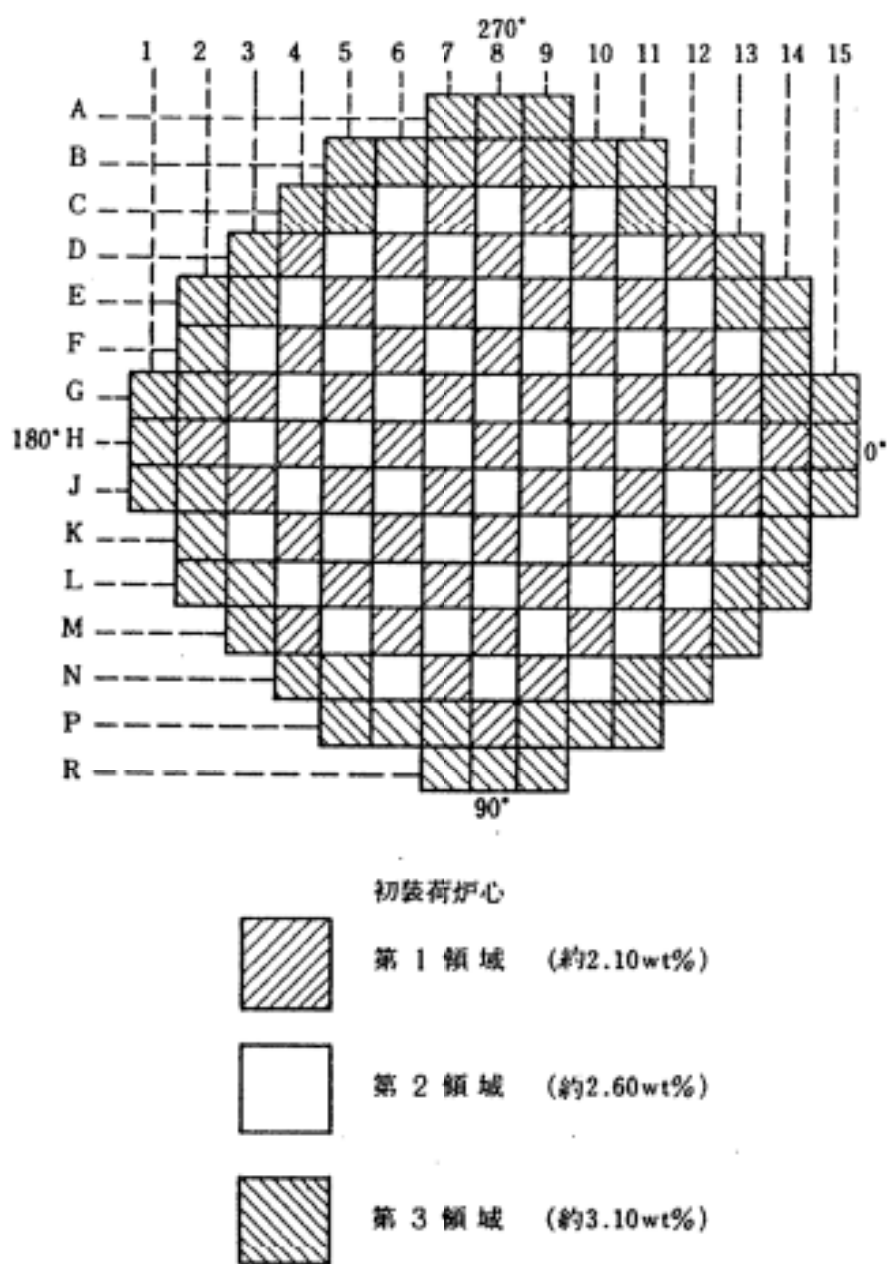
第3.2.19(1)図 ウラン燃料集合体の製造工程図



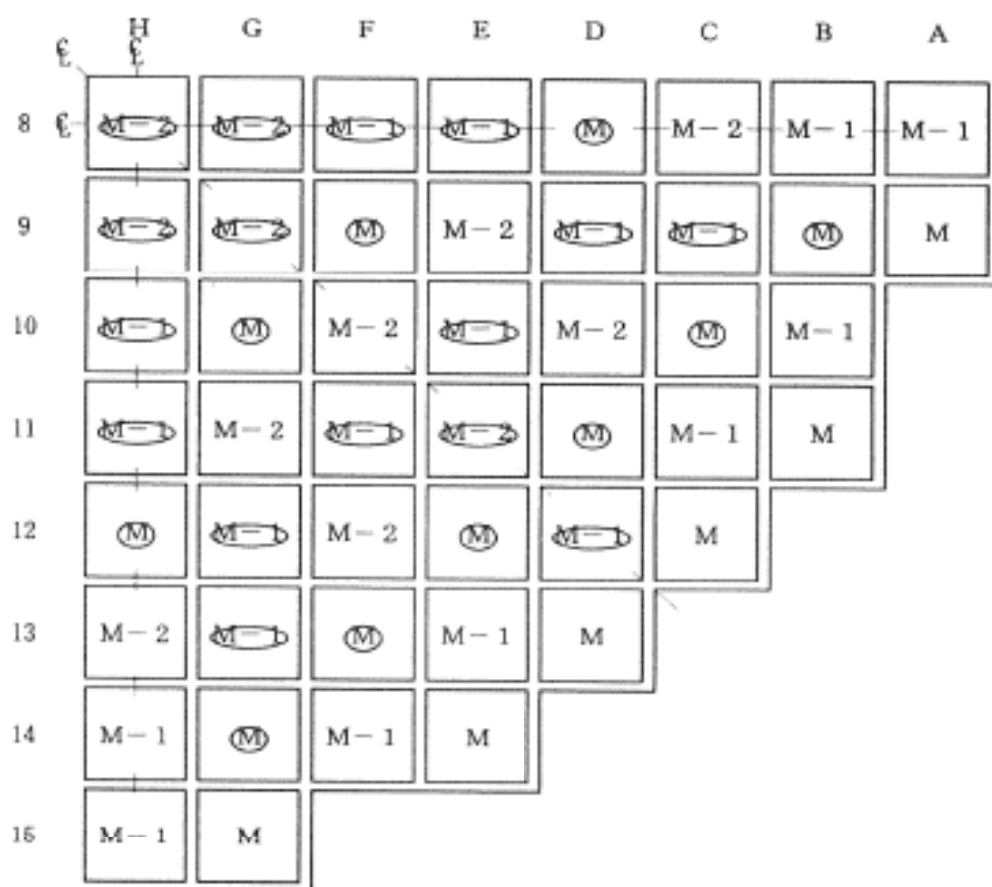


制御棒クラスタ本数	
A : 制御グループ・バンクA	8
B : 制御グループ・バンクB	8
C : 制御グループ・バンクC	8
D : 制御グループ・バンクD	8
S <sub>A</sub> : 停止グループ・バンクS <sub>A</sub>	8
S <sub>B</sub> : 停止グループ・バンクS <sub>B</sub>	8

第 3. 3. 1 図 制御棒クラスタ配置説明図



第 3. 3. 2 図 燃料集合体配置説明図 (初裝荷炉心)

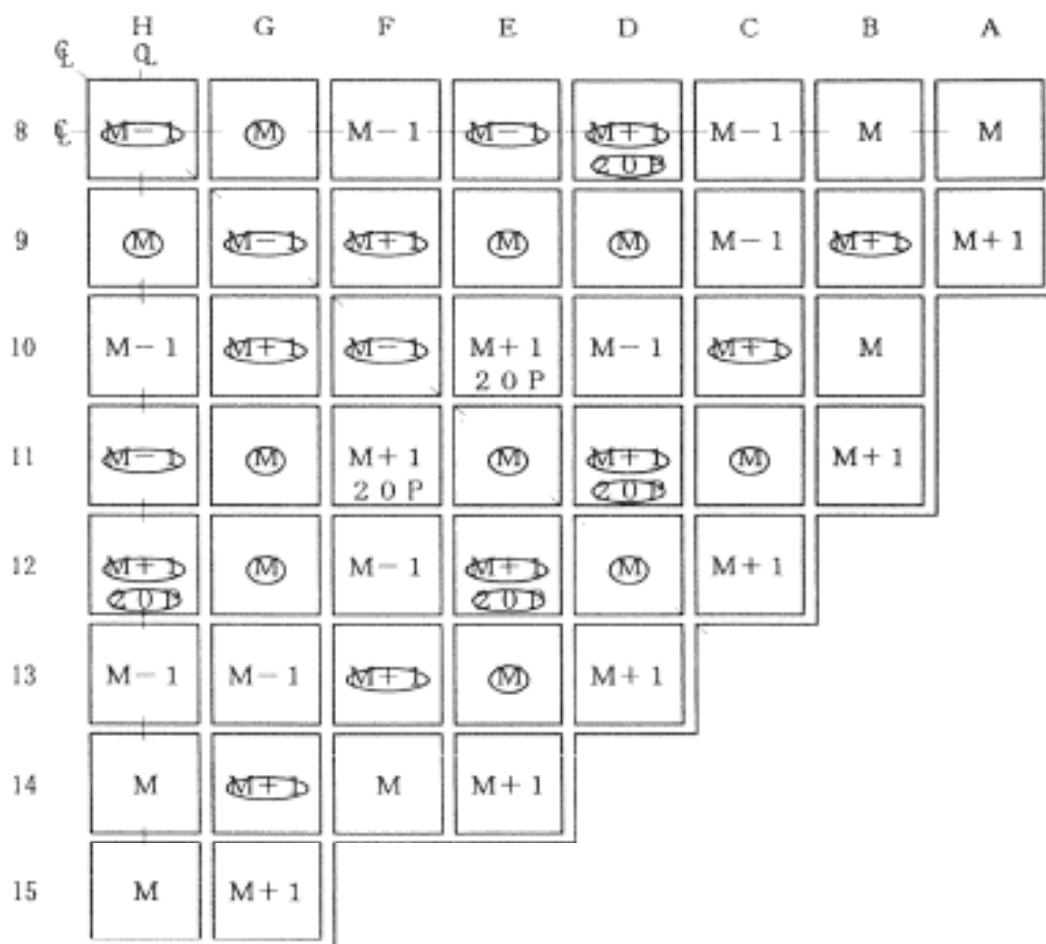


- Ⓜ-2 : 第 (M-2) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 13 体)\*
  - M-2 : 第 (M-2) B 領域燃料 (4.1 wt% 24 体)
  - Ⓜ-1 : 第 (M-1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 36 体)\*
  - M-1 : 第 (M-1) B 領域燃料 (4.1 wt% 24 体)
  - Ⓜ : 第 M A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 36 体)\*
  - M : 第 M B 領域燃料 (4.1 wt% 24 体)
- 注) Ⓜ、M は新燃料

\* ) 2.6 wt% <sup>235</sup>U - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>、燃料棒 16 本を含む

第 3.3.3 (1) 図 第 N サイクル 炉心

(ウラン燃料平衡炉心)



- $\overline{M-1}$  : 第 (M-1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 13 体)\*  
 M-1 : 第 (M-1) B 領域燃料 (4.1 wt% 24 体)  
 (M) : 第 M A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 36 体)\*  
 M : 第 M B 領域燃料 (4.1 wt% 16 体)  
 $\overline{M+1}$  : 第 (M+1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 36 体)\*  
 M+1 : 第 (M+1) B 領域燃料 (4.1 wt% 32 体)  
 注)  $\overline{M+1}$ 、M+1 は新燃料

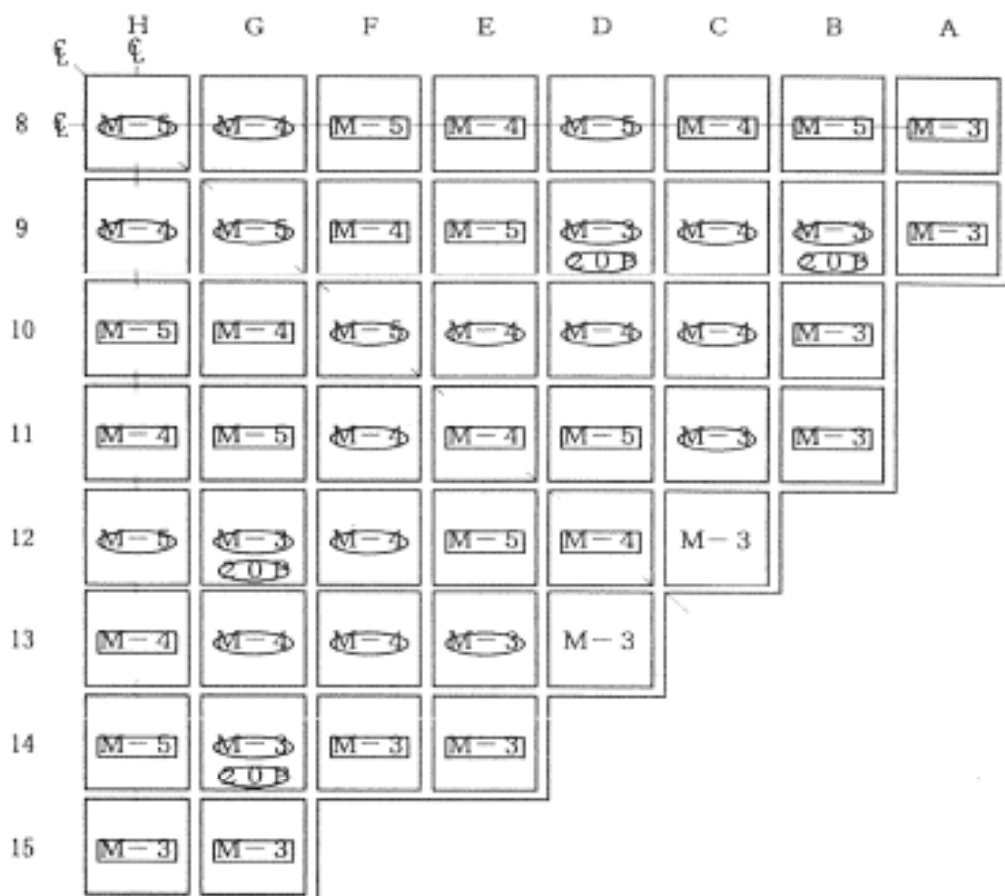
20P : 新20本タイプBP (8体)

$\overline{20P}$  : 旧20本タイプBP (12体)

\* ) 2.6 wt%  $^{235}\text{U}$  - 6 wt%  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ , 燃料棒16本を含む

第3.3.3(2)図 第N+1サイクル炉心

(ウラン燃料予定外取出炉心)



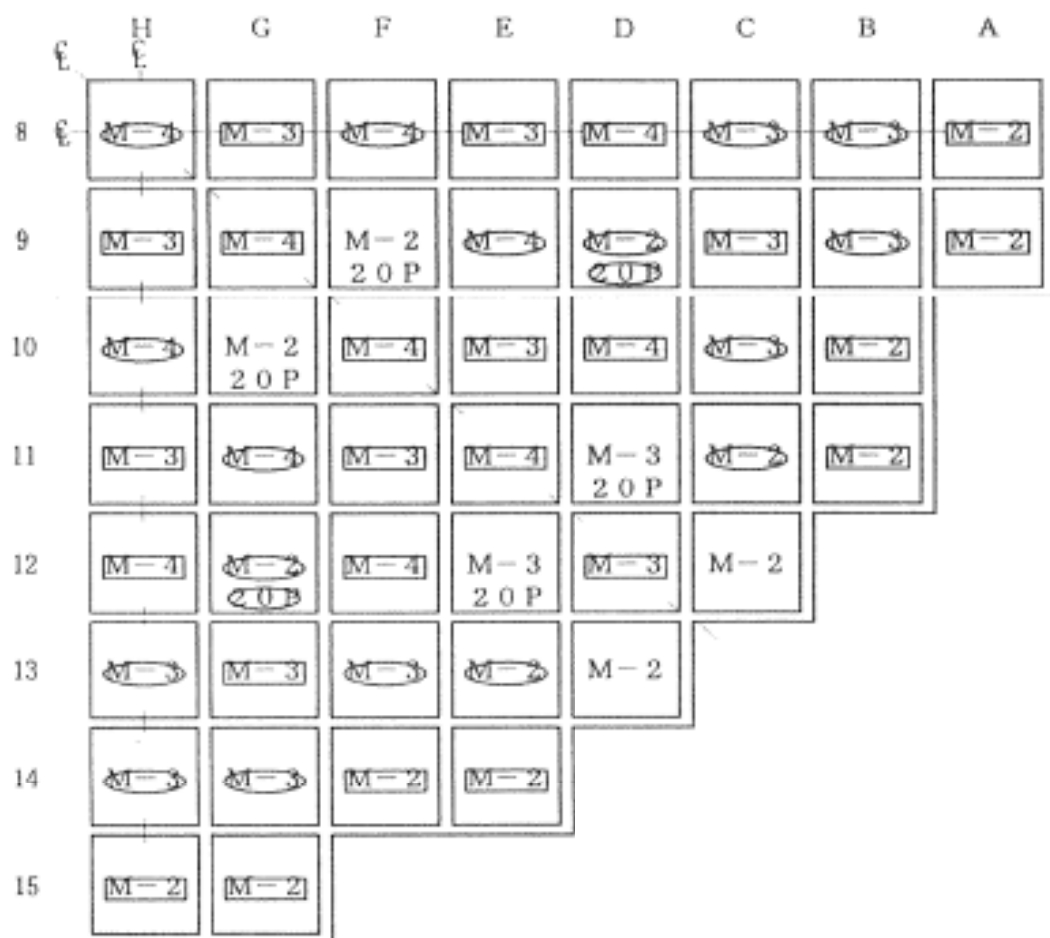
- (M-5) : 第(M-5) A領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 13体)\*  
 [M-5] : 第(M-5) B領域燃料 (4.1 wt% 24体)  
 (M-4) : 第(M-4) A領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 36体)\*  
 [M-4] : 第(M-4) B領域燃料 (4.1 wt% 24体)  
 (M-3) : 第(M-3) A領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 24体)\*  
 [M-3] : 第(M-3) B領域燃料 (4.1 wt% 28体)  
 M-3 : 第(M-3) C領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8体)\*\*  
 注) (M-3) 、 [M-3] 、 M-3、 は新燃料  
 (20P) : 旧20本タイプBP (16体)

\* ) 2.6 wt% <sup>235</sup>U - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 燃料棒16本を含む

\*\* ) 燃料集合体平均プルトニウム富化度4.1 wt%濃縮ウラン相当

### 第3.3.3(3)図 第N-3サイクル炉心

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料過渡第1炉心)

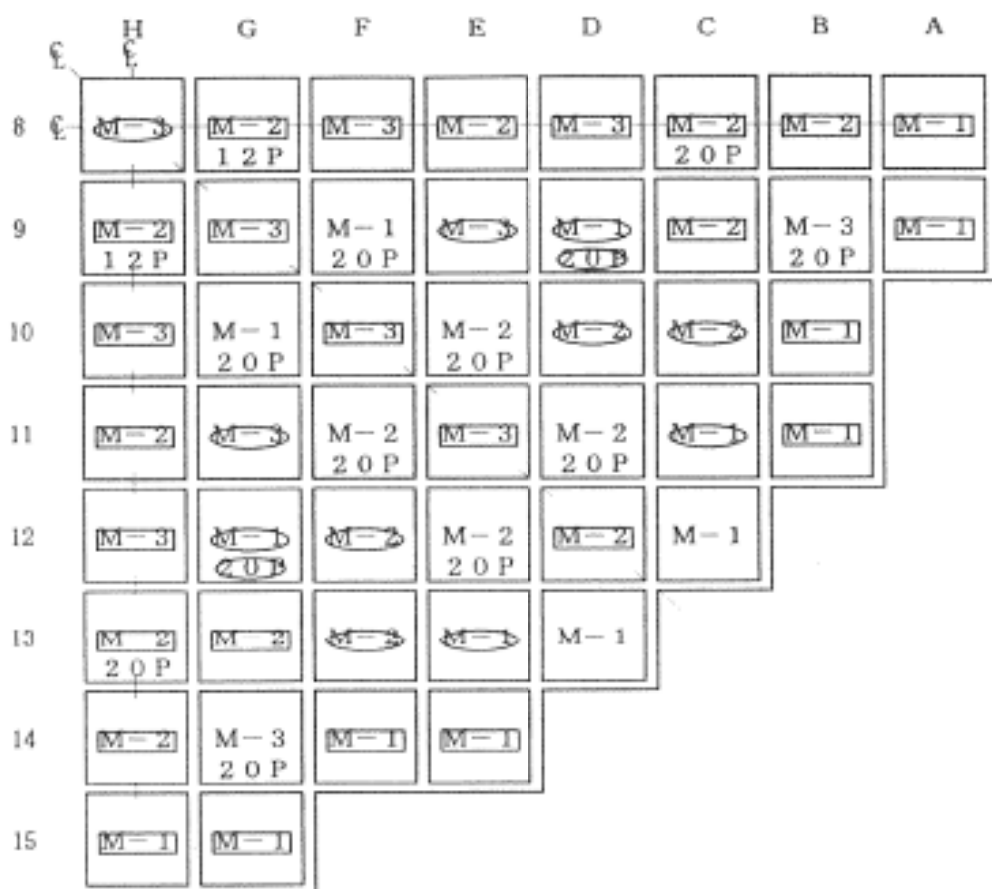


- (M-4) : 第 (M-4) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 13 体)\*  
 [M-4] : 第 (M-4) B 領域燃料 (4.1 wt% 24 体)  
 (M-3) : 第 (M-3) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 24 体)\*  
 [M-3] : 第 (M-3) B 領域燃料 (4.1 wt% 28 体)  
 M-3 : 第 (M-3) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体)\*\*  
 (M-2) : 第 (M-2) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 16 体)\*  
 [M-2] : 第 (M-2) B 領域燃料 (4.1 wt% 28 体)  
 M-2 : 第 (M-2) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 16 体)\*\*  
 注) (M-2) 、 [M-2] 、 M-2 は新燃料  
       20P : 新 20 本タイプ BP (16 体)  
       (20P) : 旧 20 本タイプ BP (8 体)

\*) 2.6 wt% <sup>235</sup>U - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 燃料棒 16 本を含む  
 \*\*) 燃料集合体平均プルトニウム富化度 4.1 wt% 濃縮ウラン相当

### 第 3.3.3 (4) 図 第 N-2 サイクル炉心

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料過渡第 2 炉心)



- Ⓜ-3 : 第 (M-3) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 9 体)\*
- Ⓜ-3 : 第 (M-3) B 領域燃料 (4.1 wt% 20 体)
- M-3 : 第 (M-3) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体)\*\*
- Ⓜ-2 : 第 (M-2) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 16 体)\*
- Ⓜ-2 : 第 (M-2) B 領域燃料 (4.1 wt% 28 体)
- M-2 : 第 (M-2) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 16 体)\*\*
- Ⓜ-1 : 第 (M-1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd 入り) 16 体)\*
- Ⓜ-1 : 第 (M-1) B 領域燃料 (4.1 wt% 28 体)
- M-1 : 第 (M-1) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 16 体)\*\*

注) Ⓜ-1、Ⓜ-1、M-1、は新燃料 \*

12P : 新12本タイプBP (4体)

20P : 新20本タイプBP (36体)

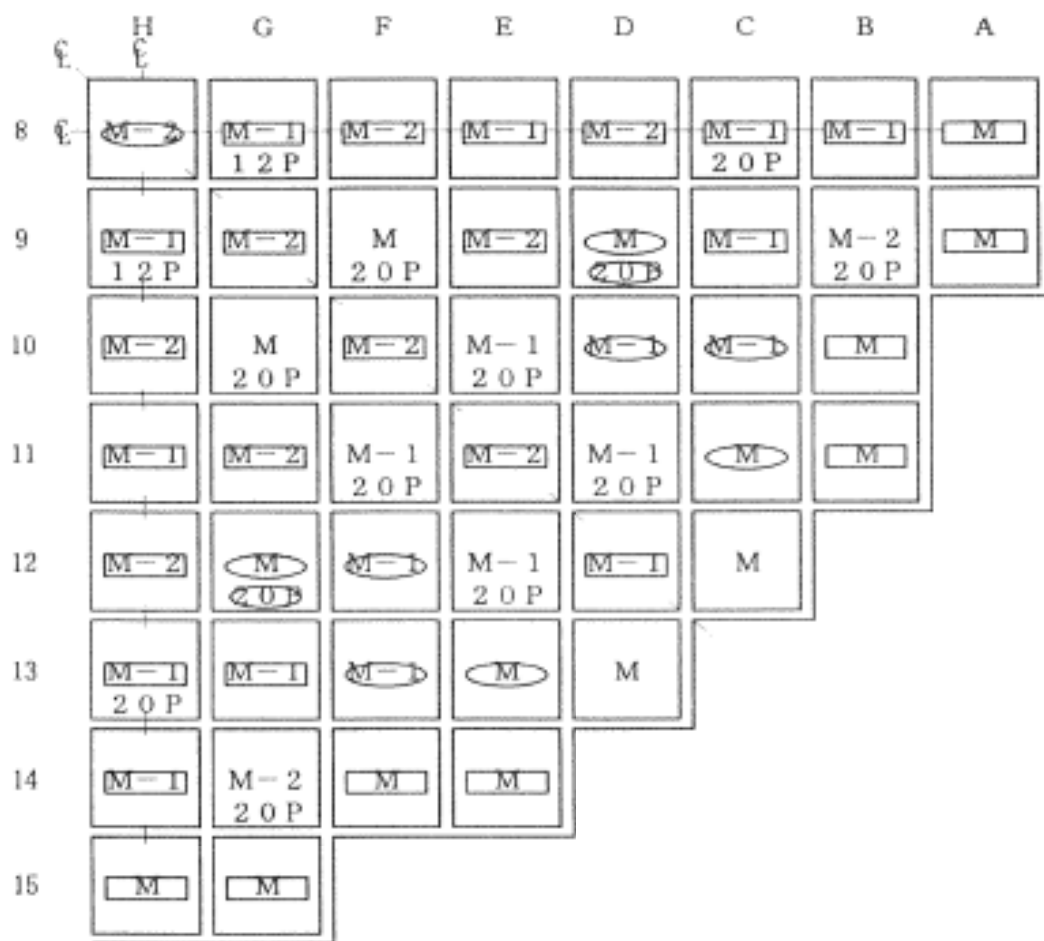
Ⓜ-20P : 旧20本タイプBP (8体)

\*) 2.6 wt% <sup>235</sup>U - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>; 燃料棒16本を含む

\*\*\*) 燃料集合体平均プルトニウム富化度4.1 wt%濃縮ウラン相当

第3.3.3(5)図 第N-1サイクル炉心

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料過渡第3炉心)



- $\textcircled{M-2}$  : 第 (M-2) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 体)\*
  - $\boxed{M-2}$  : 第 (M-2) B 領域燃料 (4.1 wt% 2 8 体)
  - M-2 : 第 (M-2) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体)\*\*
  - $\textcircled{M-1}$  : 第 (M-1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 6 体)\*
  - $\boxed{M-1}$  : 第 (M-1) B 領域燃料 (4.1 wt% 2 8 体)
  - M-1 : 第 (M-1) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1 6 体)\*\*
  - $\textcircled{M}$  : 第 M A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 6 体)\*
  - $\boxed{M}$  : 第 M B 領域燃料 (4.1 wt% 2 8 体)
  - M : 第 M C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1 6 体)\*\*
- 注)  $\textcircled{M}$ 、 $\boxed{M}$ 、M、は新燃料

12P : 新12本タイプBP (4体)

20P : 新20本タイプBP (36体)

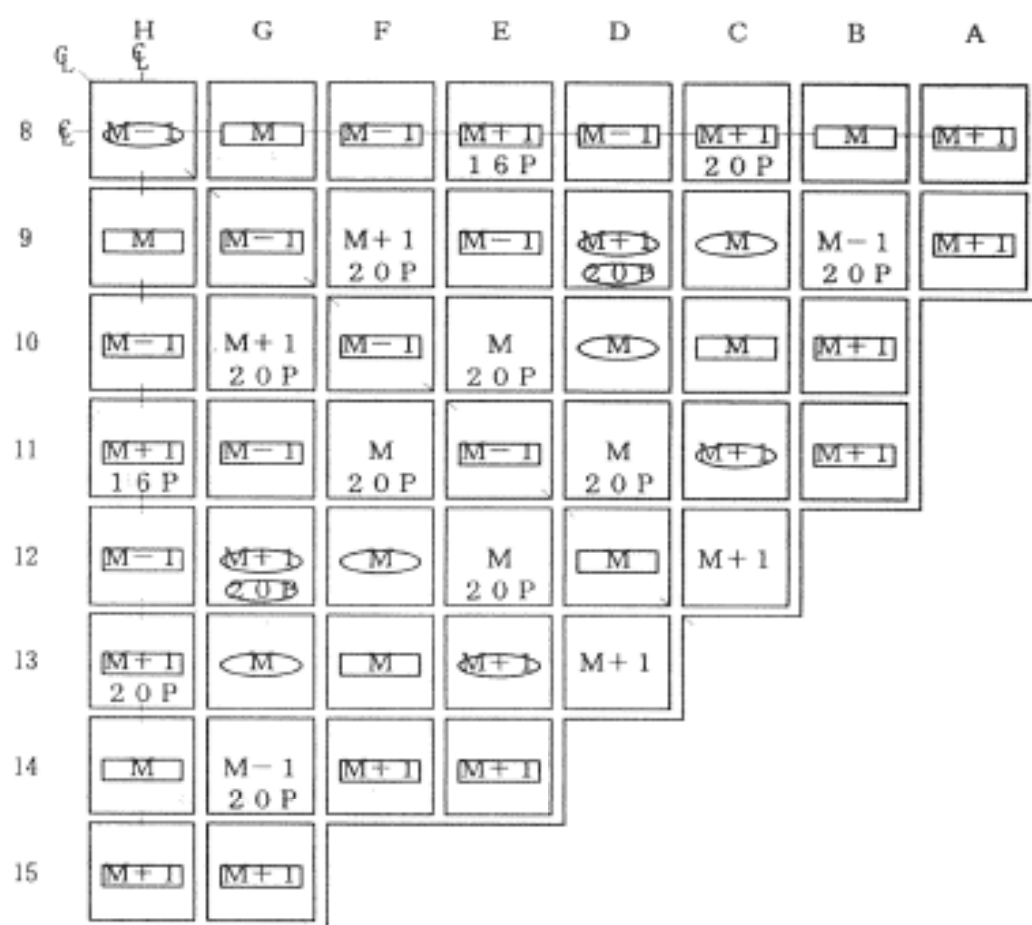
$\textcircled{20P}$  : 旧20本タイプBP (8体)

\*) 2.6 wt%  $^{235}\text{U}$  - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>; 燃料棒16本を含む

\*\* ) 燃料集合体平均プルトニウム富化度4.1 wt%濃縮ウラン相当

### 第3.3.3(6)図 第Nサイクル炉心

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心)



- M-1 : 第 (M-1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 体)\*  
 □M-1 : 第 (M-1) B 領域燃料 (4.1 wt% 2 8 体)  
 ○M-1 : 第 (M-1) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 8 体)\*\*  
 ○M : 第 M A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 6 体)\*  
 □M : 第 M B 領域燃料 (4.1 wt% 2 0 体)  
 ○M : 第 M C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1 6 体)\*\*  
 ○M+1 : 第 (M+1) A 領域燃料 (4.1 wt% (Gd入り) 1 6 体)\*  
 □M+1 : 第 (M+1) B 領域燃料 (4.1 wt% 3 6 体)  
 ○M+1 : 第 (M+1) C 領域燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 1 6 体)\*\*  
 注) ○M+1、□M+1、M+1、は新燃料

16P : 新16本タイプBP (4体)

20P : 新20本タイプBP (36体)

○20P : 旧20本タイプBP (8体)

\* ) 2.6 wt% <sup>235</sup>U - 6 wt% Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 燃料棒 1 6 本を含む

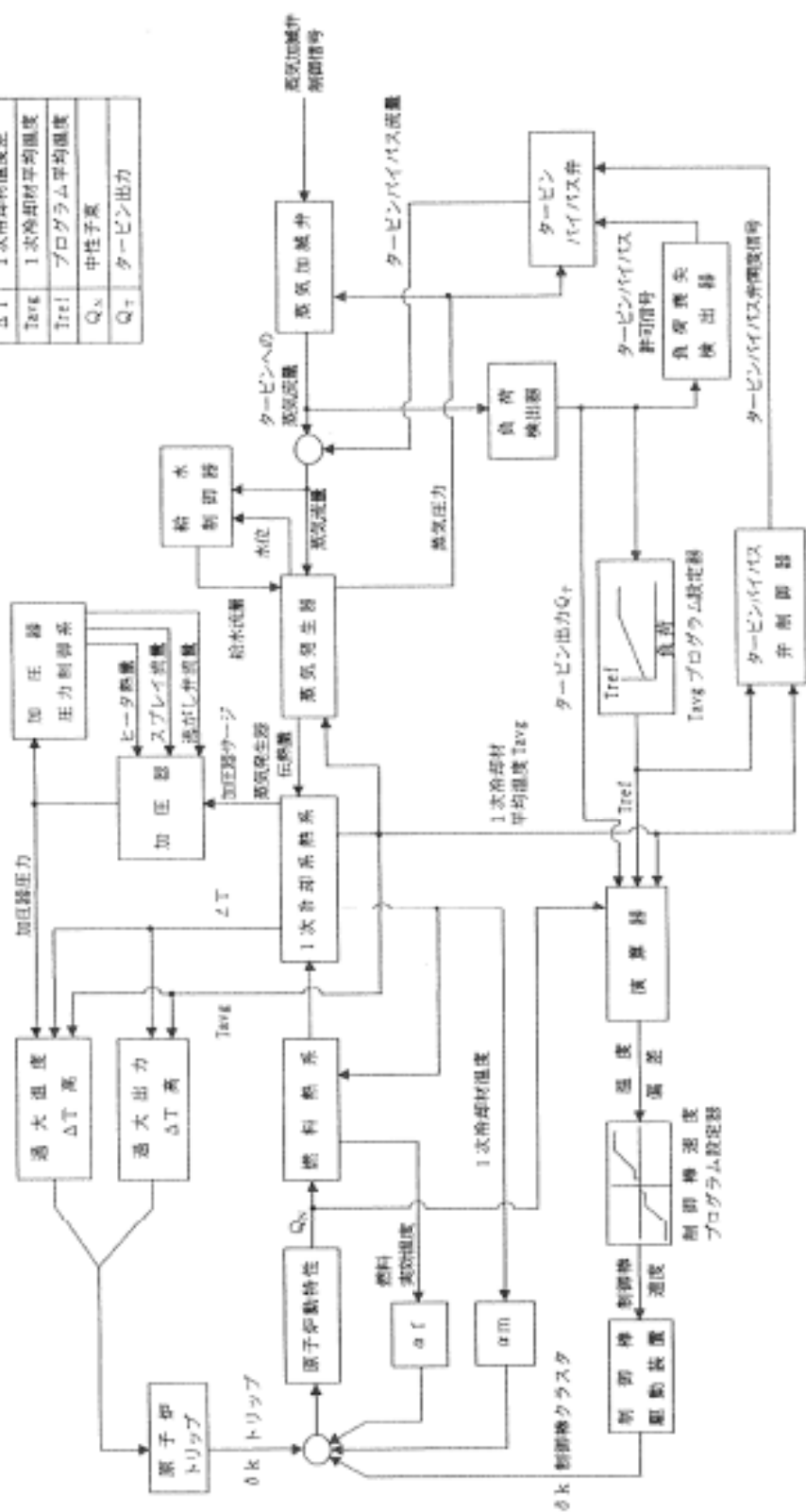
\*\* ) 燃料集合体平均プルトニウム富化度 4.1 wt% 濃縮ウラン相当

### 第3.3.3(7)図 第N+1サイクル炉心

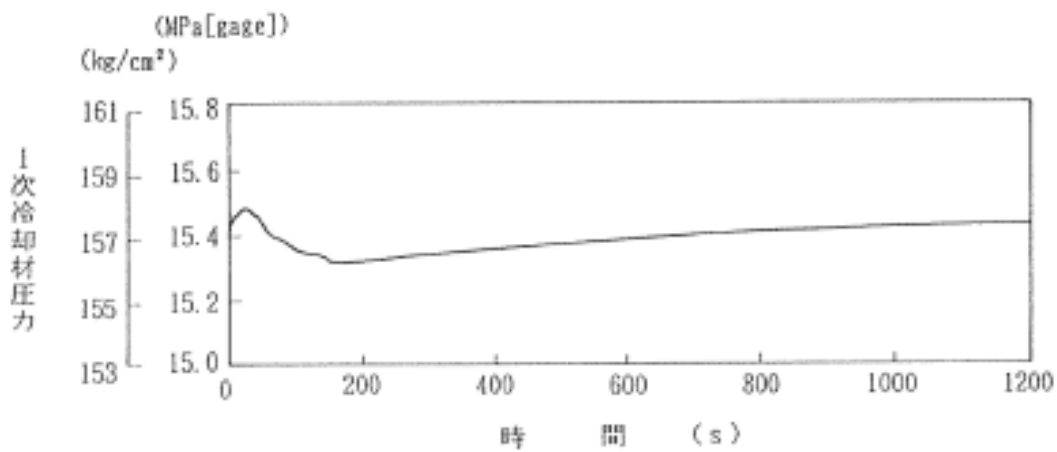
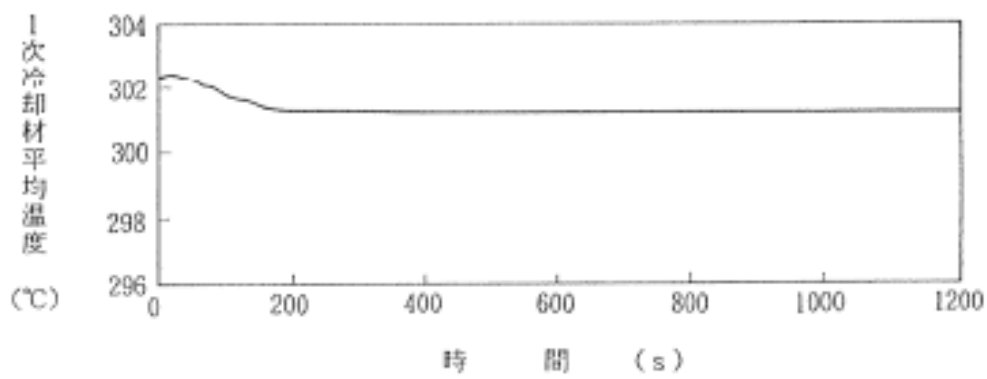
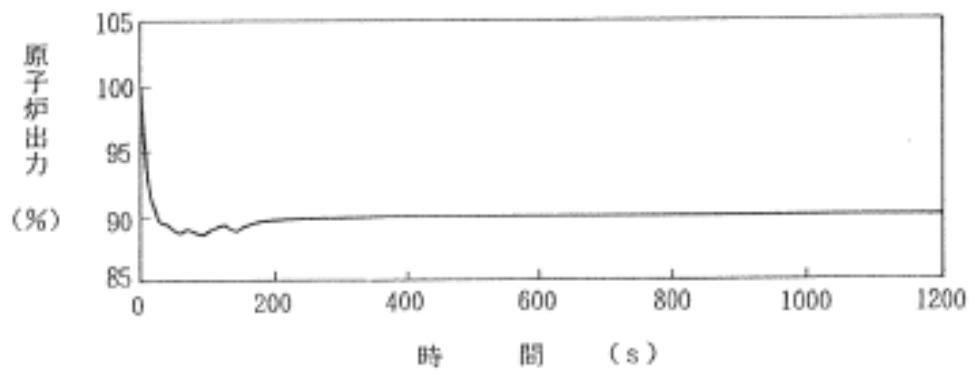
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料予定外取出炉心)

凡例

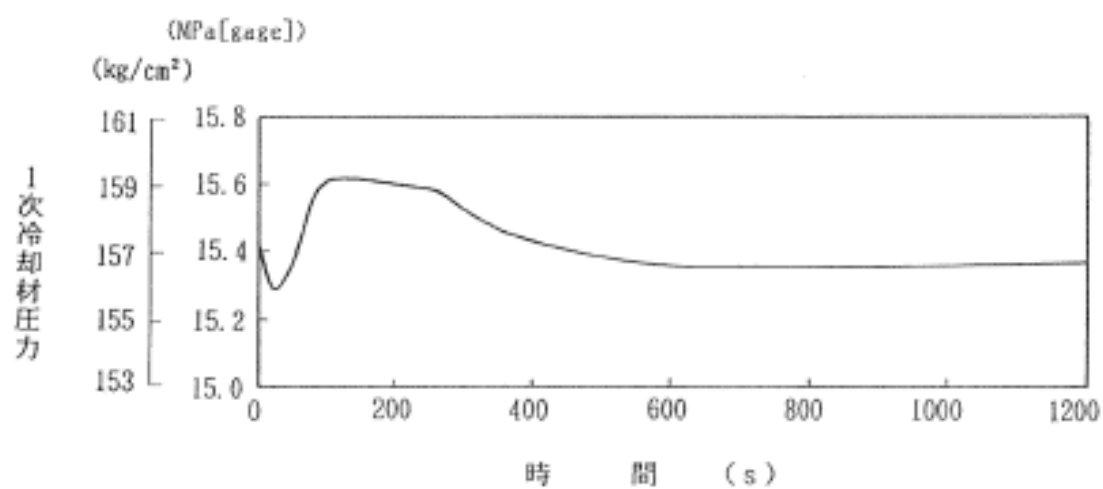
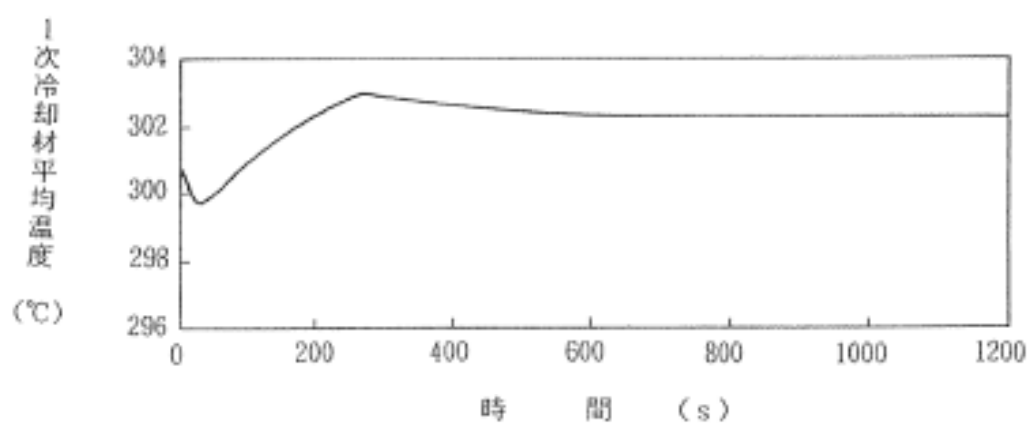
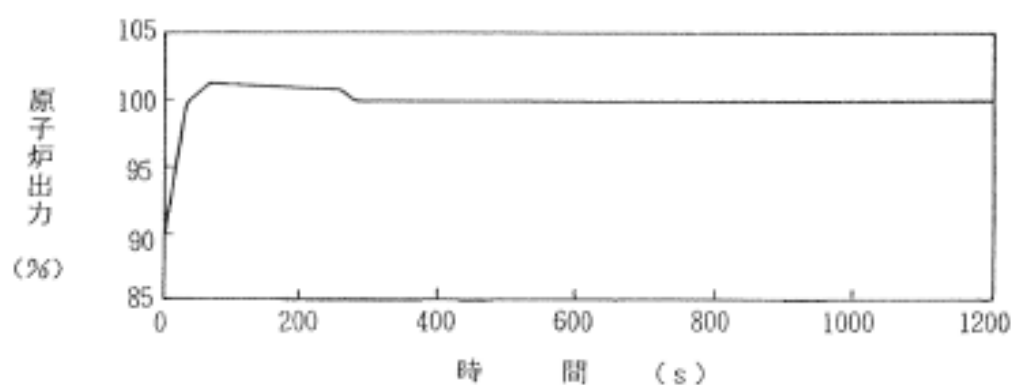
$\delta k$	反応度
$\alpha f$	トップラ係数
$\alpha m$	減速材温度係数
$\Delta T$	1次冷却材温度差
Tavg	1次冷却材平均温度
Tref	プログラム平均温度
$Q_{in}$	中性子流
$Q_T$	タービン出力



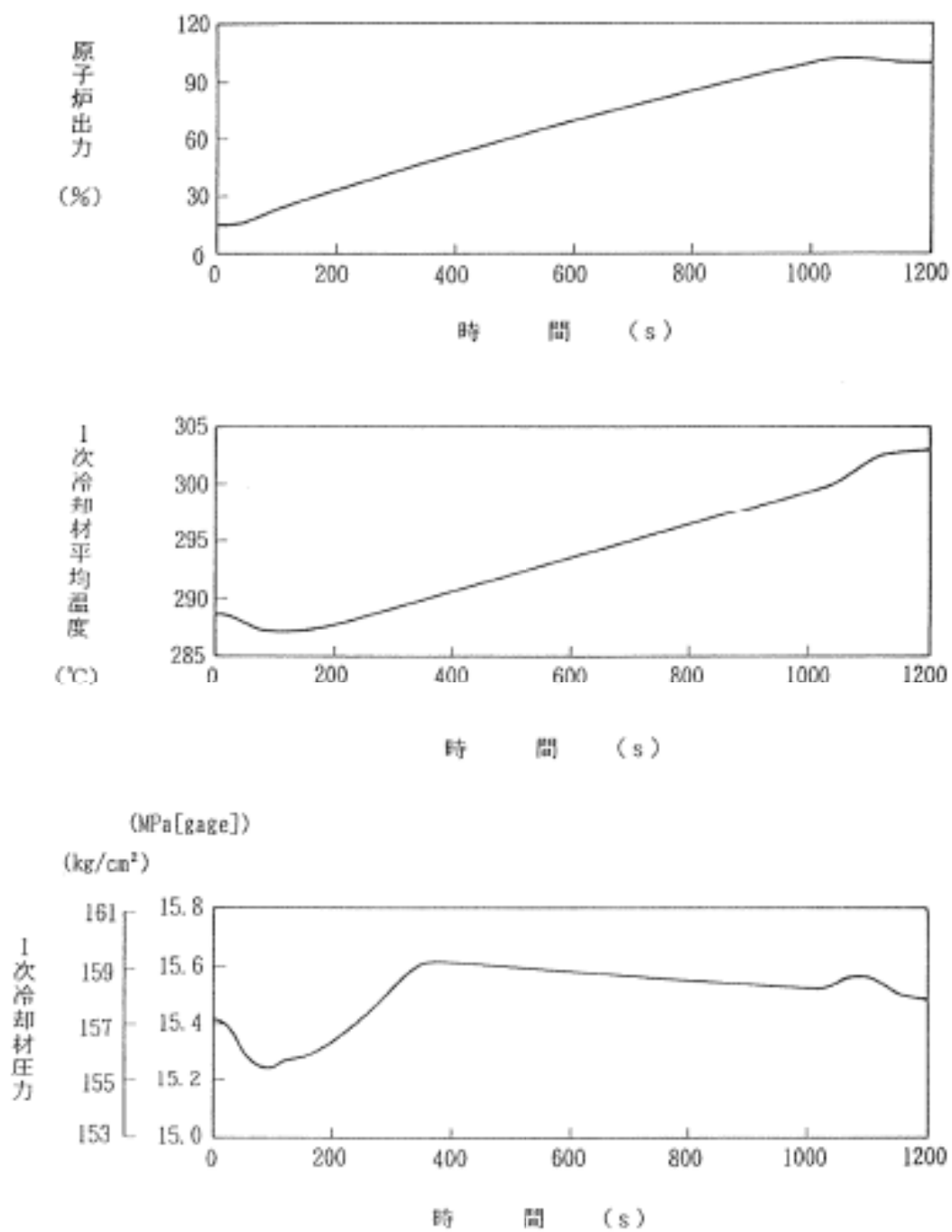
第3.5.1図 動特性シミュレーションモデル



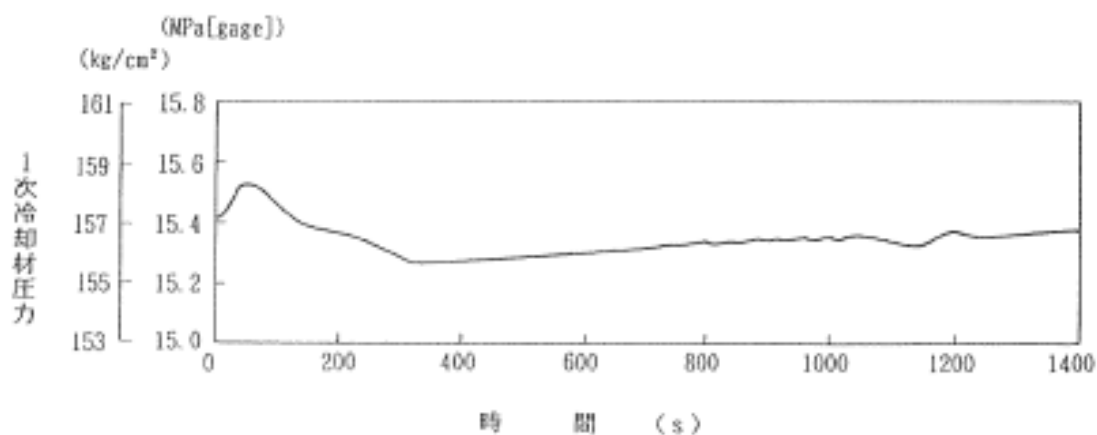
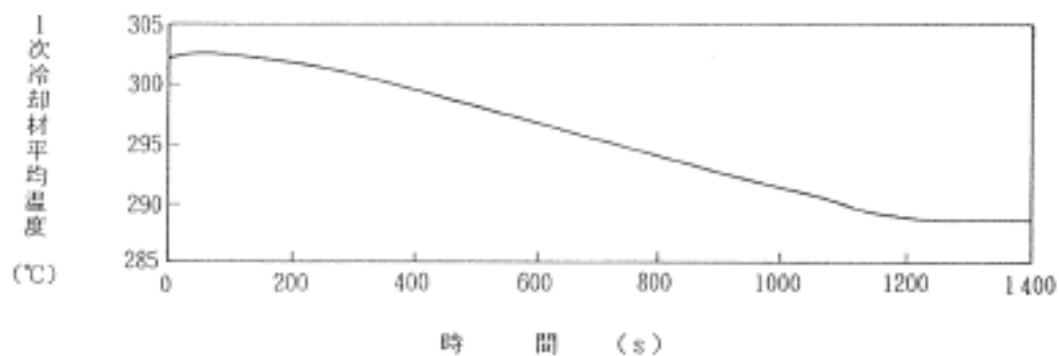
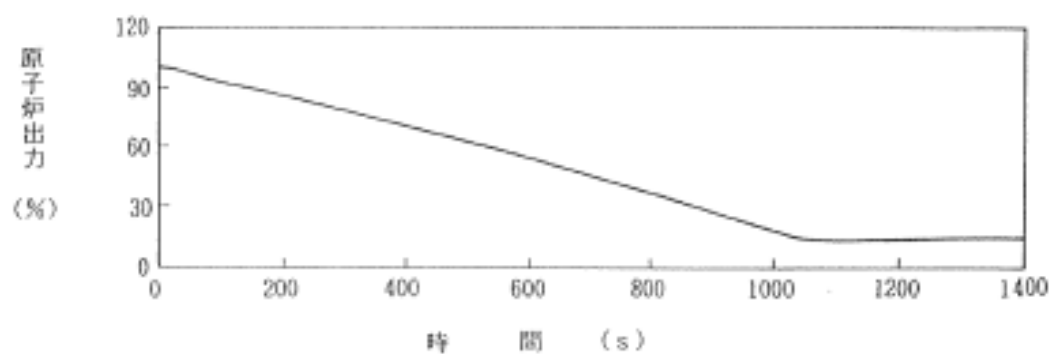
第3.5.2図 10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)



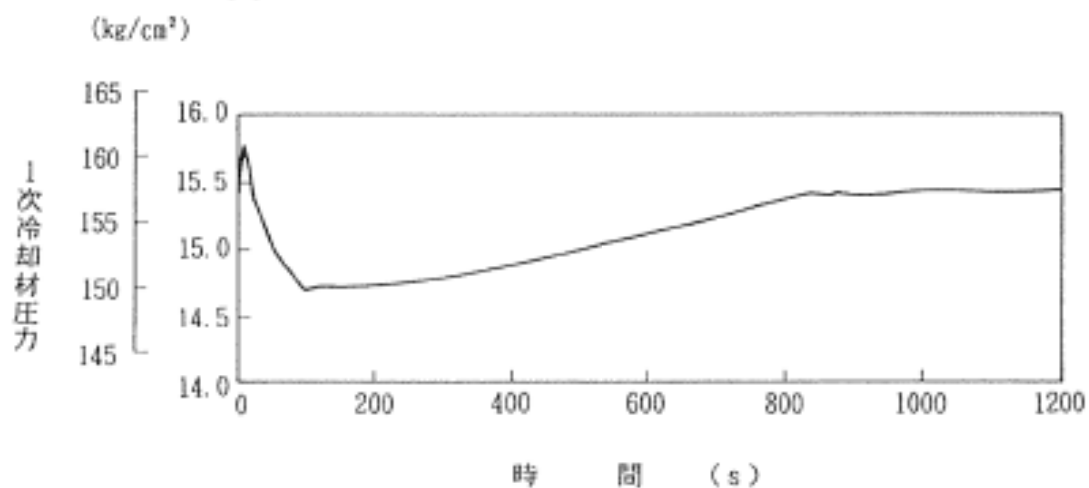
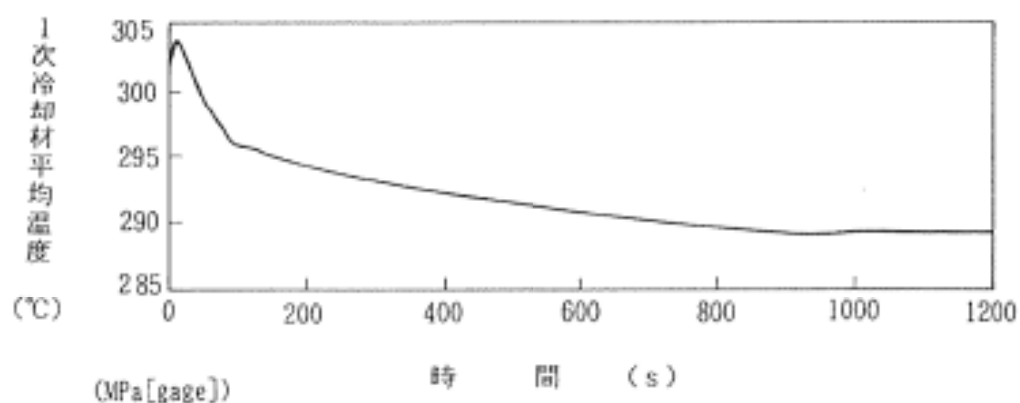
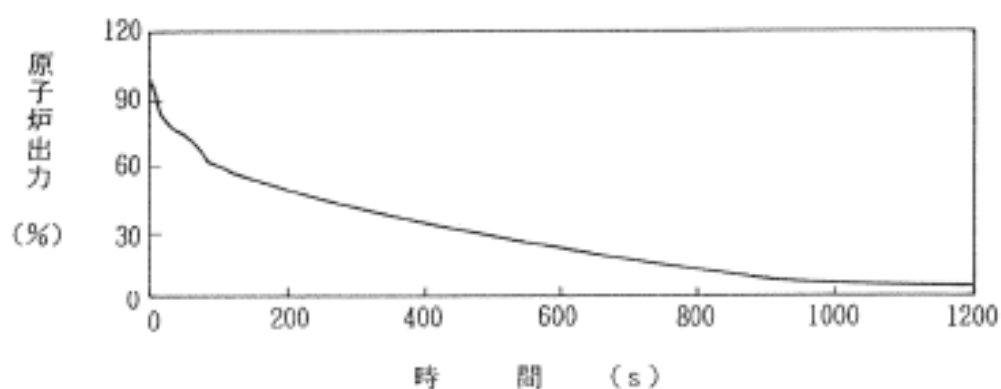
第3.5.3図 10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%)



第3.5.4図 5%/minランプ状負荷増加の場合(15%→100%)



第3.5.5図 5%/minランプ状負荷減少の場合(100%→15%)



第3.5.6図 95%ステップ状負荷減少の場合(100%→5%)

### 3.6 参考文献

- (1) 「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」  
MAPI-1019改1  
三菱原子力工業 昭和63年
- (2) 「燃料棒性能解析コード(FPAC)」  
NFK-8011改4  
原子燃料工業 昭和63年
- (3) 「燃料ペレットの焼きしまりについて」  
MAPI-1032  
三菱原子力工業 昭和50年
- (4) 「燃料ペレット焼きしまりの評価」  
NFK-8010改4  
原子燃料工業 平成10年
- (5) 「燃料被覆管のクリープコラプスについて」  
MAPI-1030  
三菱原子力工業 昭和49年
- (6) 「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」  
NFK-8026改3  
原子燃料工業 昭和56年
- (7) 「17×17燃料集合体の開発と試験」  
MAPI-1047  
三菱原子力工業 昭和51年
- (8) 「17×17B型燃料集合体の開発」  
NFK-8046改2  
原子燃料工業 平成10年

- (9) 「燃料棒の彎曲 (Bowling) について」  
MAPI-1031改3  
三菱原子力工業 昭和63年
- (10) 「出力分布制御法 (標準3及び4ループ型炉心)」  
MAPI-1045改2  
三菱原子力工業 平成2年
- (11) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」  
J. A. Christensen, R. J. Allio and A. Biancheria, WCAP-6065,  
1965
- (12) 「三菱PWRの過渡解析と実測の比較」  
MAPI-1046  
三菱原子力工業 昭和51年
- (13) 「燃料棒の曲りの評価」  
NFK-8014改3  
原子燃料工業 昭和56年
- (14) 「ジルカロイ被覆燃料の運転実績」  
MAPI-1002改10  
三菱重工業 平成10年
- (15) 「原燃工B型燃料の照射実績」  
NFK-8049改8  
原子燃料工業 平成10年
- (16) 「三菱PWRの核設計計算コード」  
MAPI-1005改4  
三菱原子力工業 平成元年
- (17) 「PWRの核設計手法」

- NFK-8002改3  
原子燃料工業 平成元年
- (18) 「三菱PWRの核設計手法の信頼性」  
MAPI-1004改5  
三菱原子力工業 平成6年
- (19) 「PWRの核設計手法の信頼性」  
NFK-8006改7  
原子燃料工業 平成6年
- (20) 「三菱新DNB相関式（MIRC-1）について」  
MAPI-1075改1  
三菱原子力工業 昭和63年
- (21) 「THINC-IVコードの概要」  
MAPI-1044  
三菱原子力工業 昭和51年
- (22) 「PWR熱水力設計手法」  
NFK-8024改5  
原子燃料工業 昭和59年
- (23) 「統計的熱設計手法について」  
MAPI-1076改1  
三菱原子力工業 昭和63年
- (24) 「原燃工製PWR燃料集合体の熱流動試験」  
NFK-8027改7  
原子燃料工業 昭和60年
- (25) 「A型及びB型燃料集合体の共存する炉心特性（3ループ17×17型燃料）」

- NFK-8076改5  
原子燃料工業 平成12年
- (26) 「原燃工B型バーナブルポイズンの概要」  
NFK-8079改4  
原子燃料工業 昭和60年
- (27) 「統計的熱設計手法について」  
NFK-8088  
原子燃料工業 昭和61年
- (28) 「原燃工新DNB相関式（NF I - 1）について」  
NFK-8087  
原子燃料工業 昭和61年
- (29) 「ガドリニア入り燃料の核設計」  
MAPI-1066改3  
三菱原子力工業 平成6年
- (30) 「ガドリニア入り燃料の核設計」  
NFK-8072改4  
原子燃料工業 平成6年
- (31) 「PWR核設計手法と信頼性(ガドリニア入り燃料使用時)」  
MAPI-1062改4  
三菱原子力工業 平成6年
- (32) 「PWR核設計手法と信頼性（ガドリニア使用時）」  
NFK-8071改5  
原子燃料工業 平成6年
- (33) 「三菱PWR燃料の機械設計」  
MAPI-1082

- 三菱原子力工業 昭和63年
- (34) 「原燃工PWR燃料の機械設計」  
NFK-8095  
原子燃料工業 昭和63年
- (35) 「三菱製バーナブルポイズン（BP）集合体について」  
MAPI-1073  
三菱原子力工業 昭和60年
- (36) 「PWRのキセノン振動制御」  
原子力学会誌（Vol.19 No.1） （1977）
- (37) 「ゼノンによる中性子束の振動について」  
MAPI-1026改1  
三菱原子力工業 昭和51年
- (38) 「PWR/MOX燃料機械設計」  
MAPI-1086改3  
三菱重工業 平成10年
- (39) 「MOX燃料の機械設計」  
NFK-8100改3  
原子燃料工業 平成10年
- (40) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」  
MAPI-1087改5  
三菱重工業 平成10年
- (41) 「PWR核設計手法と信頼性（改良NULIFシステム）」  
NFK-8102  
原子燃料工業 平成7年
- (42) 「PWR向けMOX燃料のプルトニウム富化度について」

MHI-NES-1001改1

三菱重工業 平成10年

- (43) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」

MHI-NES-1002

三菱重工業 平成10年

- (44) 「わが国におけるMOX燃料の照射実証及び照射後試験」

原子力学会誌 (Vol.39 No.2) (1997)

- (45) 「PWRのウラン炉心とMOX炉心の動特性の比較について」

MHI-NES-1006改1

三菱重工業 平成10年

- (46) 「シーメンス・パワー・コーポレーション製燃料について」改1

関西電力 平成12年

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### 4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備

##### 4.1.1 通常運転時等

##### 4.1.1.1 概要

##### (3号炉)

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取替えは、平衡時には年に約 1 回行い、この時に取り出す燃料集合体は約 60 体を予定している。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1.1 図及び第 4.1.1.2 図に示す。

発電所に搬入したウラン新燃料は、補助建屋クレーン等を使用して、受取検査後、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、補助建屋クレーン及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、受取検査後、原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮蔽及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

また、ウラン使用済燃料は必要に応じて使用済燃料ピットで 21 箇月以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて 4 号炉原子炉補助建屋へ構内運搬し、同建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常 12 箇月間以上冷却し、

冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

さらに、燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち、原子炉補助建屋内の燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備は1号、2号、3号及び4号炉共用とする。

なお、燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備の取扱い及び貯蔵の対象とする使用済燃料には、1号炉及び2号炉の燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料を含む。

使用済燃料のうち、十分に冷却（25年以上冷却）した使用済燃料は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、ヘリウムガスを封入後、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬し、貯蔵する。使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲並びに遮蔽機能及び除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。使用済燃料乾式貯蔵施設による貯蔵後は、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器の一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視できるものとする。

#### （4号炉）

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取替えは、平衡時には年に約1回行い、この時に取り出す燃料集合体は約60体を予定している。

燃料取扱設備の配置を第4.1.1.1図及び第4.1.1.2図に示す。

発電所に搬入したウラン新燃料は、補助建屋クレーン等を使用して、

受取検査後、原子炉補助建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、補助建屋クレーン及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、受取検査後、原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮蔽及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

また、ウラン使用済燃料は必要に応じて使用済燃料ピットで 21 箇月以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて 3 号炉原子炉補助建屋へ構内運搬し、同建屋内の使用済燃料ピットに貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常 12 箇月間以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

さらに、燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち、原子炉補助建屋内の燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備は 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用とする。

なお、燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備の取扱い及び貯蔵の対象とする使用済燃料には、1 号炉及び 2 号炉の燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料を含む。

使用済燃料のうち、十分に冷却（25 年以上冷却）した使用済燃料は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、ヘリウムガスを封入後、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬し、貯蔵する。使用済燃料を使用済燃料乾式

貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲並びに遮蔽機能及び除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。使用済燃料乾式貯蔵施設による貯蔵後は、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器の一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視できるものとする。

### (3号炉及び4号炉)

#### 4.1.1.2 設計方針

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

- (1) 燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (2) 燃料貯蔵設備は、適切な格納性と燃料取扱室給気系統及び燃料取扱室排気系統を有する区画として設計する。
- (3) ウラン新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料の約130%相当数の燃料集合体数及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

さらに、1号、2号、3号及び4号炉共用の使用済燃料乾式貯蔵施設は使用済燃料乾式貯蔵容器22基分の燃料集合体数を貯蔵できる容量を有する設計とする。

- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため2重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。

(5) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(6) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計上想定される状態において自然冷却によって使用済燃料の崩壊熱を外部に放出し、使用済燃料の温度を、燃料被覆管のクリープ破損及び燃料被覆管の機械的特性の低下を防止する観点から制限される値以下に維持するとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器の温度を、基本的安全機能を維持する観点から制限される値以下に維持できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の給排気口について、積雪及び降下火砕物による堆積物が給気口下端を超える場合は、排気口が給排気口の役割を果たすことで、給排気口が閉塞しない設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備内の雰囲気温度が異常に上昇していないことは、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計により適切な頻度で監視する設計とする。

(7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、基準地震動に対して機能を維持する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

使用済燃料ピット水位は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できる設計とする。また、

使用済燃料ピット水位スイッチは、異常時に警報を発信する設計とする。使用済燃料ピット温度は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の線量当量率を測定する使用済燃料ピット区域エリアモニタは、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、設計上想定される状態において、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮蔽材及び中性子遮蔽材により十分に遮蔽する設計とする。

(8) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵施設内では蓋部を開放することなく、かつ、設計上想定される状態において内包する放射性物質の閉じ込めを使用済燃料乾式貯蔵容器のみで担保する設計とする。また、圧力容器として、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス 3 容器に適合する設計とし、閉じ込め機能を周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により適切に監視することができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力を適切な頻度で監視する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計上想定される状態において、

一次蓋及び二次蓋が開放可能であり、使用済燃料の燃料ペレットが燃料被覆管から脱落せず、使用済燃料の過度な変形が生じない設計とする。また、閉じ込め機能の異常に対し、適切な期間内で、使用済燃料乾式貯蔵容器をキャスクピット等へ移送し、修理を行う。また、必要に応じて、収納された使用済燃料の取出し、使用済燃料ピットへの移送、他の使用済燃料乾式貯蔵容器への詰替え等を行う。

- (10) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、ほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

ウラン新燃料の貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間（60 年）を通じて、設計上想定される状態において容器内のバスケットにより適切な燃料集合体間隔を保持し、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、使用済燃料の燃焼に伴う反応度低下を考慮せず、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95（解析上の不確定さを含む。）以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

- (11) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、使用済燃料ピットからの離隔を確保するとともに基準地震動による地震力に対しても、

床面や壁面へ固定する等により、地震時にも落下を防止できる設計とする。

**a. 原子炉補助建屋**

原子炉補助建屋の天井を支持する鉄骨梁及び柱は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。天井は、鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。壁は、梁や柱の外側に取り付け、使用済燃料ピット内に落下しない構造とする。

**b. 使用済燃料ピットクレーン**

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震力に対し、クレーン本体、転倒防止金具及び走行レールにおける評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

- (a) クレーン本体に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、耐震性が確保される設計とする。
- (b) クレーンの転倒防止金具等に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、許容応力以下であること。
- (c) 走行レールの基礎ボルトに発生する地震力が、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

**c. 補助建屋クレーン**

補助建屋クレーンは、使用済燃料ピットの上部に走行レールが無く、仮に脱落したとしても建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。また、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止するとともに、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずる。

補助建屋クレーンの走行限界位置を第 4.1.1.3 図に示す。

#### 4.1.1.3 主要設備の仕様

##### (3号炉)

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1.1.1表に示す。

##### (4号炉)

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1.1.1表に示す。

#### 4.1.1.4 主要設備

##### (3号炉)

###### (1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、原子炉補助建屋内の独立した区画に設け、キャン型のラックにウラン新燃料を1体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても臨界未達となるよう設計する。

貯蔵容量は全炉心燃料の約69%相当分とする。

貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

###### (2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、原子炉補助建屋内に設け鉄筋コンクリート造で、耐震設計Sクラスとする。壁は遮蔽を考慮して十分厚くする。使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

サイフォンブレーカの配置を第4.1.1.4図に示す。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置し、燃料取替用水タンクからほう素濃度2,800ppm以上のほう酸水を補給できる設計とする。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約1,130%相当分とする。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度2,800ppm以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラック（1号、2号、3号及び4号炉共用）を配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Sクラスとする。使用済燃料ラックは、材料として中性子吸収材であるボロンを添加したステンレス鋼を使用し、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下になるように決定する。

使用済燃料ピットには、ウラン新燃料を初装荷時に気中で、また、燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒等を貯蔵する。

さらに、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を使用済燃料ピットに一時的に保管する。

また、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を置くためにキャスクピットを設ける。

なお、使用済燃料ピット（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、4号炉添付書類八4.1.1.4(2)使用済燃料ピットに同じ。

### (3) 除染場ピット

除染場ピット（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器等の除染を行う。

また、除染場ピット（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号

及び4号炉共用、既設)は、4号炉添付書類八4.1.1.4(3)除染場ピットに同じ。

#### (4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱い時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱い時に必要な遮へいを得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと原子炉補助建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して原子炉補助建屋内チャンネル(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張り材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替え時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

また、原子炉補助建屋内チャンネル(4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設)は、4号炉添付書類八4.1.1.4(4)原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネルのうち原子炉補助建屋内チャンネルに同じ。

#### (5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリーよりなるブリッジクレーンである。

トロリー上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体はマストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格

納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリップチューブの下部にあるグリップは、空気動作式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

ブリッジ・トロリーの駆動及びグリップチューブの昇降を安全かつ確実にを行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

#### (6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動はブリッジ上のホイスト、取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、フックは2重ワイヤとする。また、取扱工具は、1号炉、2号炉及び4号炉から運搬されたウラン使用済燃料並びに3号炉の燃料集合体をそれぞれ取扱うことができる構造とし、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、地震等にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

また、燃料取扱事故が発生した場合、自動で換気設備を切替えるよう燃料集合体落下信号を発生させる。燃料集合体落下信号は、多重性をもった設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八4.1.1.4(6)使用済燃料ピットクレーンに同じ。

#### (7) 補助建屋クレーン

補助建屋クレーン（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器、

新燃料等の移動を安全かつ確実に行う天井走行クレーンである。

補助建屋クレーンは、フックを2重ワイヤとし新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器、新燃料等の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないような設計とし、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことのないように限定する。

また、補助建屋クレーン（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八4.1.1.4(7)補助建屋クレーンに同じ。

#### (8) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、補助建屋クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイルセーフ設計とするとともに2重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

#### (9) 燃料移送装置

燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実に行えるようにインターロックを設ける。

燃料取替え時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

#### (10) ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置<sup>(5)(6)</sup>

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置は、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の把持及びクレーン機能を持ち、遮へい等放射線防護上の措置を講じた装置であり、補助建屋クレーンに吊り下げて使用する。

本装置の吊り下げには、落下防止のため、2重ワイヤを使用する。また、本装置のグリップは、ウラン・プルトニウム混合酸化物新

燃料の落下防止のため、クレーン部に2重ワイヤを使用するとともに、グリップを空気動作式とし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いてウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を落とすことのない構造とする。

(11)使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視可能とする。

(12)使用済燃料ピット水位スイッチ

使用済燃料ピット水位スイッチは、使用済燃料移送時に必要な水遮蔽厚さ等を考慮し、使用済燃料ピットの水位の異常を検知した場合は中央制御室において警報を発信する。

(13)使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、使用済燃料ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(14)使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット区域エリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(15) 使用済燃料乾式貯蔵施設

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器、設計基準対象施設に属する周辺施設（使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備、貯蔵用緩衝体、貯蔵架台、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計及び使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計）及び設計基準対象施設に属さない周辺施設（使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備（移動式クレーン等））で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋、バスケット等で構成され、内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器と貯蔵架台とをトラニオン部で固縛し、基礎等に固定せず、かつ、貯蔵用緩衝体の装着により使用済燃料乾式貯

蔵容器の蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持する設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料の健全性を確保する設計とするため、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とする。

貯蔵用緩衝体の主要な構成部材は、設計貯蔵期間中（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、健全性を維持する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」第六条及び十一条を満たす設計とする。密封境界部は、設計上想定される衝撃力に対して、おおむね弾性範囲内にとどまる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器の臨界防止機能をバスケットで担保しており、設計上想定される状態において、バスケットが臨界防止上有意な変形を起こさない設計とする。

貯蔵用緩衝体は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材が、J S M E 使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格（2007年版）に規定される供用状態Dの許容基準を満足するために必要な緩衝性能を有する金属製の緩衝体である。貯蔵用緩衝体が損傷した場合、取替等によりその機能を保持する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器を格納し、自然対流による冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の遮蔽設備である。

また、1基の使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備には、1基の使用

済燃料乾式貯蔵容器を格納する。

設計基準対象施設に属する周辺施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持するために、一般産業施設又は公共施設と同等の設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉用燃料を収納する容器を合計22基配置できる容量とする。

なお、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の損傷によりその遮蔽機能が著しく低下した場合においても、人の居住の可能性のある敷地境界外において、実効線量が周辺監視区域外における線量限度を超えない設計とする。

a. 使用済燃料乾式貯蔵容器（1号、2号、3号及び4号炉共用）

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C-S E-2110271）の兼用キャスクをいう。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、当該型式証明における蓋部が金属部へ衝突しない設置方法で使用することができる原子炉施設の範囲及び条件に適合する使用済燃料乾式貯蔵施設で使用する。

(a) 1号炉及び2号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 15×15 燃料

（1号及び2号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt%以下

燃料集合体最高燃焼度 46,000MWd/t 以下

冷却年数 25 年以上

(b) 3号炉及び4号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料

（3号及び4号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.2wt%以下

燃料集合体最高燃焼度 46,000MWd/t 以下

冷却年数 25 年以上

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間において、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する各部位及び使用済燃料が、構造健全性及び性能を維持できる構造とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の給排気口は、積雪及び降下火砕物により閉塞しない設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が  $2\text{mSv/h}$  以下及び容器表面から  $1\text{m}$  離れた位置における線量当量率が  $100\mu\text{Sv/h}$  以下となるよう、収納される使用済燃料の放射線源強度を考慮して十分に遮蔽できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、二重の蓋及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中の貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器内のバスケットにより、個々の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納し、適切な燃料集合体間隔を保持することにより燃料集合体は相互に接近しない構造とする。また、使用済燃料を全容量収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設内における使用済燃料乾式貯蔵容器の配置及び相互の中性子干渉、バスケットの形状、バスケット格子内の使用済燃料の配置、中性子吸収材の製造公差及び中性子吸収に伴う原子個数密度の減少、減速材（水）の影響も含め、技術的に想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を  $0.95$ （解析上の不確定さを含む。）以下に保ち、使用済燃料の臨界を防止できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「兼用キャスク告示」に定める加速度による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋間圧力は、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により監視し、使用済燃料乾式貯蔵容器の表面温度

及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備内の雰囲気温度が異常に上昇していないことは、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計により監視する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備（移動式クレーン等）は、使用済燃料乾式貯蔵容器を取り扱うために使用する。

#### （4号炉）

##### （1）新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、原子炉補助建屋内の独立した区画に設け、キャン型のラックにウラン新燃料を1体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満となるよう設計する。

貯蔵容量は全炉心燃料の約69%相当分とする。

貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

##### （2）使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、原子炉補助建屋内に設け鉄筋コンクリート造で、耐震設計Sクラスとする。壁は遮蔽を考慮して十分厚くする。使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

サイフォンブレーカの配置を第4.1.1.4図に示す。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生

じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置し、燃料取替用水タンクからほう素濃度2,800ppm以上のほう酸水を補給できる設計とする。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約1,130%相当分とする。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度2,800ppm以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラック（1号、2号、3号及び4号炉共用）を配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Sクラスとする。使用済燃料ラックは、材料として中性子吸収材であるボロンを添加したステンレス鋼を使用し、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下になるように決定する。

使用済燃料ピットには、ウラン新燃料を初装荷時に気中で、また、燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒等を貯蔵する。

さらに、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を使用済燃料ピットに一時的に保管する。

また、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を置くためにキャスクピットを設ける。

なお、使用済燃料ピット（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、3号炉添付書類八4.1.1.4(2)使用済燃料ピットに同じ。

### (3) 除染場ピット

除染場ピット（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器等の除染を行う。

また、除染場ピット（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.1.1.4(3)除染場ピ

ットと同じ。

#### (4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱い時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱い時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと原子炉補助建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して原子炉補助建屋内チャンネル（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張り材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替え時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

また、原子炉補助建屋内チャンネル（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、一部既設）は、3号炉添付書類八4.1.1.4(4)原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネルのうち原子炉補助建屋内チャンネルと同じ。

#### (5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動するブリッジと、その上を移動するトロリーよりなるブリッジクレーンである。

トロリー上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリップチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体はマストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリップチューブの下部にあるグリップは、空気動作式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

ブリッジ・トロリーの駆動及びグリップチューブの昇降を安全かつ確実に行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

#### (6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動はブリッジ上のホイスト、取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、フックは2重ワイヤとする。また、取扱工具は、1号炉、2号炉及び3号炉から運搬されたウラン使用済燃料並びに4号炉の燃料集合体をそれぞれ取扱うことができる構造とし、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、地震等にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

また、燃料取扱事故が発生した場合、自動で換気設備を切替えるよう燃料集合体落下信号を発生させる。燃料集合体落下信号は、多重性をもった設計とする。

また、使用済燃料ピットクレーン（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.1.1.4(6)使用済燃料ピットクレーンに同じ。

#### (7) 補助建屋クレーン

補助建屋クレーン（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器、新燃料等の移動を安全かつ確実に行う天井走行クレーンである。

補助建屋クレーンは、フックを2重ワイヤとし新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器、新燃料等の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないように設計とし、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことのないように限定する。

また、補助建屋クレーン（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.1.1.4(7)補助建屋クレーンに同じ。

#### (8) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、補助建屋クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイルセーフ設計とするとともに2重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

#### (9) 燃料移送装置

燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替え時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

#### (10)ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置<sup>(5)(6)</sup>

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置は、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の把持及びクレーン機能を持ち、遮へい等放射線防護上の措置を講じた装置であり、補助建屋クレーンに吊り下げて使用する。

本装置の吊り下げには、落下防止のため、2重ワイヤを使用する。

また、本装置のグリップは、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の落下防止のため、クレーン部に2重ワイヤを使用するととも

に、グリッパを空気動作式とし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いてウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を落とすことのない構造とする。

(11)使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視可能とする。

(12)使用済燃料ピット水位スイッチ

使用済燃料ピット水位スイッチは、使用済燃料移送時に必要な水遮蔽厚さ等を考慮し、使用済燃料ピットの水位の異常を検知した場合は中央制御室において警報を発信する。

(13)使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、使用済燃料ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(14)使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット区域エリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(15)使用済燃料乾式貯蔵施設

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器、設計基準対象施設に属する周辺施設（使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備、貯蔵用緩衝体、貯蔵架台、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計及び使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計）及び設計基準対象施設に属さない周辺施設（使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備（移動式クレーン等））で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋、バスケット等で構成され、内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器と貯蔵架台とをトラニオン部で固縛し、基礎等に固定せず、かつ、貯蔵用緩衝体の装着により使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持する設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料の健全性を確保する設計とするため、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とする。

貯蔵用緩衝体の主要な構成部材は、設計貯蔵期間中（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、健全性を維持する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」第六条及び十一条を満たす設計とする。密封境界部は、設計上想定される衝撃力に対して、おおむね弾性範囲内にとどまる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器の臨界防止機能をバスケットで担保しており、設計上想定される状態において、バスケットが臨界防止上有意な変形を起こさない設計とする。

貯蔵用緩衝体は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材が、J S M E 使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格（2007年版）に規定される供用状態Dの許容基準を満足するために必要な緩衝性能を有する金属製の緩衝体である。貯蔵用緩衝体が損傷した場合、取替等によりその機能を保持する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器を格納し、自然対流による冷却のための給排気口を設けた鉄筋コンクリート造の遮蔽設備である。

また、1基の使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備には、1基の使用済燃料乾式貯蔵容器を格納する。

設計基準対象施設に属する周辺施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持するために、一般産業施設又は公共施設と同等の設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉用燃料を収納する容器を合計22基配置できる容量とする。

なお、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の損傷によりその遮蔽機能が著しく低下した場合においても、人の居住の可能性のある敷地境界外において、実効線量が周辺監視区域外における線量限度を超えない設計とする。

a. 使用済燃料乾式貯蔵容器（1号、2号、3号及び4号炉共用）

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）の兼用キャスクをいう。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、当該型式証明における蓋部が金属部へ衝突しない設置方法で使用することができる原子炉施設の範囲及び条件に適合する使用済燃料乾式貯蔵施設で使用する。

(a) 1号炉及び2号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 15×15 燃料  
（1号及び2号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt%以下

燃料集合体最高燃焼度 46,000MWd/t 以下

冷却年数 25 年以上

(b) 3号炉及び4号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料  
（3号及び4号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.2wt%以下

燃料集合体最高燃焼度 46,000MWd/t 以下

冷却年数 25 年以上

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間において、使用済燃

料の崩壊熱を適切に除去し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する各部位及び使用済燃料が、構造健全性及び性能を維持できる構造とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の給排気口は、積雪及び降下火砕物により閉塞しない設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が  $2\text{mSv/h}$  以下及び容器表面から  $1\text{m}$  離れた位置における線量当量率が  $100\ \mu\text{Sv/h}$  以下となるよう、収納される使用済燃料の放射線源強度を考慮して十分に遮蔽できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、二重の蓋及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中の貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器内のバスケットにより、個々の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納し、適切な燃料集合体間隔を保持することにより燃料集合体は相互に接近しない構造とする。また、使用済燃料を全容量収納し、使用済燃料乾式貯蔵施設内における使用済燃料乾式貯蔵容器の配置及び相互の中性子干渉、バスケットの形状、バスケット格子内の使用済燃料の配置、中性子吸収材の製造公差及び中性子吸収に伴う原子個数密度の減少、減速材（水）の影響も含め、技術的に想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を  $0.95$ （解析上の不確定さを含む。）以下に保ち、使用済燃料の臨界を防止できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「兼用キャスク告示」に定める加速度による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋間圧力は、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により監視し、使用済燃料乾式貯蔵容器の表面温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備内の雰囲気温度が異常に上

昇していないことは、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計により監視する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備（移動式クレーン等）は、使用済燃料乾式貯蔵容器を取り扱うために使用する。

（3号炉及び4号炉）

#### 4.1.1.5 評価

- (1) 燃料取扱設備は、2重ワイヤ、インターロック等により燃料体等の落下を防止する。
- (2) 使用済燃料ピットは、耐震設計Sクラスとするとともに、ピット底部には排水口を設けないので冷却水が著しく減少することはない。  
また、使用済燃料ピットは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれることはない。
- (3) 新燃料貯蔵庫は、必要なラック中心間隔をとっていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。  
さらに、ウラン新燃料は気中で貯蔵されていること、また浸水することのない構造としている。
- (4) 使用済燃料ピットは、必要なラック中心間隔をとっていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。  
さらに、使用済燃料ピットは、ほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水で満たし、また底部には排水口を設けない構造としている。

#### 4.1.1.6 試験検査

燃料取扱及び貯蔵設備は、機器の使用に先立って機能試験、検査を実施する。また、使用済燃料ピットのほう素濃度は定期的に分析する。

#### 4.1.1.7 手順等

- (1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料ピット周辺の設備やクレーンで取り扱う吊荷については、4.1.1.2 設計方針(11)の考え方にに基づき使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性を評価し、落下防止措置を実施する。
  - b. 使用済燃料ピット上の燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より 4.9m とすることを手順等で整備し、的確に操作を実施する。
  - c. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、燃料取扱設備の吊荷に対する落下防止対策として、ワイヤ2重化や可動範囲制限等を施した設備を使用することとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
  - d. 補助建屋クレーンにより、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止する。また、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
  - e. クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。
  - f. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
  - g. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守管理に関する教育を行う。
- (2) 使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット水位スイッチ、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット区域エリアモニタに要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守管理に関する教育を行う。

#### 4.1.2 重大事故等時

#### 4.1.2.1 概要

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

#### 4.1.2.2 設計方針

##### 4.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 4.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

#### 4.1.2.3 主要設備及び仕様

燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 4.1.2 表に示す。

#### 4.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。  
使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

## 4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

### 4.2.1 概要

#### (3号炉)

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、第4.2.1図に示すように、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成し、次の機能を持つ。

なお、使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料には、1号炉及び2号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tのものを含む。

- (1) 使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を除去する。
- (2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

#### (4号炉)

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）は、第4.2.1図に示すように、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成し、次の機能を持つ。

なお、使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料には、1号炉及び2号炉で使用した燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tのものを含む。

- (1) 使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を除去する。
- (2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

#### (3号炉及び4号炉)

### 4.2.2 設計方針

- (1) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却し、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。
- (2) 使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、浄化するためにフィルタ及び脱塩塔を設ける。
- (3) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。
- (4) 使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出せず、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

#### 4.2.3 主要設備の仕様

##### (3号炉)

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

また、4号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を4号炉添付書類八第4.2.1表に示す。

##### (4号炉)

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

また、3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を3号炉添付書類八第4.2.1表に示す。

#### 4.2.4 主要設備

##### (3号炉)

###### (1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既

設)は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、1台故障の場合でも必要量を確保できるよう2台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

また、使用済燃料ピットポンプ(4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)は、4号炉添付書類八4.2.4(1)使用済燃料ピットポンプに同じ。

## (2) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)は、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は3基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む。)と21箇月以上冷却後運搬された1号炉、2号炉及び4号炉のウラン使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替えて原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平平均温度が52℃を超えないように設計する。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも使用済燃料ピット水平平均温度を65℃以下に保つ。

使用済燃料ピット冷却器の胴側に原子炉補機冷却水を通し、管側には使用済燃料ピット水を通す。

また、使用済燃料ピット冷却器(4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)は、4号炉添付書類八4.2.4(2)使用済燃料ピット冷却器に同じ。

## (3) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

また、使用済燃料ピット脱塩塔（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八4.2.4(3)使用済燃料ピット脱塩塔に同じ。

#### (4) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水中の固形状不純物を除去するためにも使用する。

また、使用済燃料ピットフィルタ（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八4.2.4(4)使用済燃料ピットフィルタに同じ。

#### (5) 使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピットに戻す。

また、使用済燃料ピットスキマポンプ（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八4.2.4(5)使用済燃料ピットスキマポンプに同じ。

#### (6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸込まれた浮遊性の固形状不純物を除去する。

また、使用済燃料ピットスキマフィルタ（4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、4号炉添付書類八

4.2.4(6)使用済燃料ピットスキマフィルタに同じ。

(4号炉)

(1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、1台故障の場合でも必要量を確保できるよう2台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

また、使用済燃料ピットポンプ（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(1)使用済燃料ピットポンプに同じ。

(2) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は3基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を含む。）と21箇月以上冷却後運搬された1号炉、2号炉及び3号炉のウラン使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替えて原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平平均温度が52℃を超えないように設計する。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも使用済燃料ピット水平平均温度を65℃以下に保つ。

使用済燃料ピット冷却器の胴側に原子炉補機冷却水を通し、管側

には使用済燃料ピット水を通す。

また、使用済燃料ピット冷却器（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(2)使用済燃料ピット冷却器に同じ。

(3) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

また、使用済燃料ピット脱塩塔（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(3)使用済燃料ピット脱塩塔に同じ。

(4) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水中の固形状不純物を除去するためにも使用する。

また、使用済燃料ピットフィルタ（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(4)使用済燃料ピットフィルタに同じ。

(5) 使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピットに戻す。

また、使用済燃料ピットスキマポンプ（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(5)使用済燃料ピットスキマポンプに同じ。

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸込まれた浮遊性の固形状不純物を除去する。

また、使用済燃料ピットスキマフィルタ（3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八4.2.4(6)使用済燃料ピットスキマフィルタに同じ。

#### 4.2.5 評価

##### （3号炉）

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は使用済燃料ピット水の浄化ができ、使用済燃料ピットに全貯蔵容量の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力があり、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は使用済燃料より崩壊熱が小さいことから、全ての燃料を使用済燃料として評価した場合においても、使用済燃料ピット水平均温度を、52℃以下に、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも65℃以下に保つことができる。

##### （4号炉）

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）は使用済燃料ピット水の浄化ができ、使用済燃料ピットに全貯蔵容量の使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力があり、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は使用済燃料より崩壊熱が小さいことから、全ての燃料を使用済燃料として評価した場合においても、使用済燃料ピット水平均温度を、52℃以下に、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも65℃以

下に保つことができる。

(3号炉及び4号炉)

#### 4.2.6 試験検査

使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を定期的に分析する。

また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、中央制御室に警報を発する。

## 4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

### 4.3.1 概要

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の概略系統図を第 4.3.1 図から第 4.3.2 図に示す。

### 4.3.2 設計方針

#### (1) 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料

取替用水タンク、2次系補給水ポンプ及び2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とし、送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、送

水車、スプレイヘッド、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とした送水車は、可搬型ホースによりスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・スプレイヘッド
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

### (3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に原子炉補助建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲並びに燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とす

る。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）
- ・放水砲（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### (4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を使用済燃料ピットエリア監視カメラにより監視できる設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等を可搬型とすることにより、ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上に必要な空気は使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置より供給する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット水位（広域）
- ・可搬型使用済燃料ピット水位
- ・使用済燃料ピット温度（AM用）
- ・可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ
- ・使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ（使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む。）の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 4.3.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

送水車を使用した使用済燃料ピットへの代替注水は、ポンプ付のエンジンによる駆動方式を採用することにより、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して多様性を持った起動方式により駆動できる設計とする。また、海を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水ポンプ又は2次系純水タンクを水源とする2次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

送水車は、屋外の2次系純水タンク、原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク、燃料取替用水ポンプ、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器並びにタービン建屋内の2次系補給水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び配置することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ並びに使用済燃料ピットエリア監視カメラは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 4.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する送水車及びスプレイヘッドは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

送水車、スプレイヘッド、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、アウトリガー等により固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）、

使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピットエリア監視カメラは、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

送水車は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位の低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイすることにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低

減するために必要な容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1セット2個（3号及び4号炉共用）の合計6個を保管する設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水でき、かつ、大容量ポンプ（放水砲用）2台を接続することで3号炉及び4号炉の両方に同時放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台使用する。保有数は、1セット2台（3号及び4号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用）の合計3台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット1台使用する。保有数は、複数の方向から放水することを考慮して2台（3号及び4号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保

守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット温度（AM 用）は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。保有数は、3 号炉及び 4 号炉それぞれで 1 セット 2 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（3 号及び 4 号炉共用）の合計 5 個を保管する設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給し、1 セット 1 個使用する。保有数は 1 セット 1 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（3 号及び 4 号炉共用）の合計 2 個を保管する設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは 3 号炉及び 4 号炉それぞれで 1 セット 2 個使用する。保有数は 3 号炉及び 4 号炉それぞれで 1 セット 2 個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 個（3 号及び 4 号炉共用）の合計 5 個を保管する設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できる設計とする。

#### 4.3.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

送水車、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

スプレイヘッドは、屋外に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における屋外及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

送水車及びスプレイヘッドは、水源として海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット温度（AM用）は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、原子炉補助建屋内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮

した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

#### 4.3.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。

送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

送水車の接続箇所は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は3号炉及び4号炉とも同一形状とし、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、スプレイヘッドと送水車の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。スプレイヘッドは、車両等により運搬し、移動した後、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）と放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位の吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、人力により運搬、移動ができる設計とする。

可搬型使用済燃料ピット水位の吊込装置等の取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬型使用済燃料ピット

水位の水位発信器及び延長ワイヤの接続は、確実に接続ができる設計とする。使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、現場での操作が可能な設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタの取付架台への取り付けは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各設置場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタのケーブル接続はコネクタ接続とし、規格を統一することにより、ケーブルを確実に接続できる設計とする。

#### 4.3.3 主要設備及び仕様

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要設備及び仕様を第 4.3.1 表及び第 4.3.2 表に示す。

#### 4.3.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する系統（送水車）は他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、送水車は分解が可能な構造とする。さらに、車両として運転状態確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（送水車及びスプレイヘッド）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する系統（大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲）は、試験系統により独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は、分解が可能な構造とする。さらに、車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）、可搬型使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット温度（AM用）は、特性の確認が可能なように、模擬入力ができる設計とする。

使用済燃料ピットエリア監視カメラは、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、特性の確認が可能なように、線源校正ができる設計とする。

## 4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

### 4.4.1 概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の概略系統図を第 4.4.1 図から第 4.4.3 図に示す。

### 4.4.2 設計方針

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲並びに燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする、大容量ポンプ（放水砲用）に接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）
- ・放水砲（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設

備」に記載する。

重大事故等対処設備（大気への拡散抑制）として、スプレイヘッド、燃料油貯油そう、タンクローリー及び送水車を使用する。

海を水源とした送水車は、スプレイヘッドを介して原子炉補助建屋へ放水できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・スプレイヘッド
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」に記載する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備として、重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）を設ける。

重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、シルトフェンスを使用する。

シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋へ流出する5箇所（取水路側1箇所、放水口側4箇所）に設置できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・シルトフェンス（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として、重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

重大事故等対処設備（航空機燃料火災への泡消火）として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、泡混合器、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする、大容量ポンプ（放水砲用）と接続し、泡消火剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）
- ・放水砲（3号及び4号炉共用）
- ・泡混合器（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 4.4.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

大気への拡散抑制使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他設備から独立して一体で使用可能なことより、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大気への拡散抑制に使用する送水車及びスプレイヘッドは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車及びスプレイヘッドは、アウトリガー等により固定することで、他設備に悪影響及ぼさない設計とする。

海洋への拡散抑制に使用するシルトフェンスは、他設備から独立して使用可能なことより、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

航空機燃料火災への泡消火に使用する大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器は、他設備から独立して一体で使用可能なことよ

り、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.4.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）は、放射性物質の拡散を抑制するため又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部に又は霧状放水により広範囲において原子炉補助建屋に放水でき、かつ、大容量ポンプ（放水砲用）2台を接続することで3号炉及び4号炉の両方に同時放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット2台（3号及び4号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用）の合計3台を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため又は航空機燃料火災に対応するため、放水砲による直線状の放水により原子炉格納容器の最高点である頂部に又は噴霧状の放水により広範囲において原子炉補助建屋に放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計3台を保管する設計とする。

送水車は、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、原子炉補助建屋に放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共

用、既設)の合計5台を分散して保管する設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、原子炉補助建屋に放水することで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できるものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1セット2個(3号及び4号炉共用)の合計6個を分散して保管する設計とする。

シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、各設置場所に必要な幅を有するシルトフェンスを1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で取水路側に幅約12mを2組(幅約12m/本を2本で1組)、放水口側に幅約80mを2組(幅約20m/本を4本で1組)、幅約70mを2組(幅約20m/本を3本、幅約10m/本を1本で1組)、幅約10mを2組(幅約10m/本を1本で1組)、幅約3.5mを2組(幅約3.5m/本を6本で1組)、幅約5mを2組(幅約5m/本を1本で1組)、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、破損時のバックアップ用として1組(幅約20m/本を4本で1組)(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)を保管する設計とする。

泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、放水砲による放水時、泡消火剤を1%濃度で注入できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)の合計2台を保管する設計とする。

#### 4.4.2.3 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車、スプレイヘッド、泡混合器及びシルトフェンスは、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車、スプレイヘッド及び泡混合器は、使用時に海水を通水するため海水の影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は、海から直接取水するため、海水の影響及び異物の混入防止を考慮した設計とする。

シルトフェンスは、海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

#### 4.4.2.4 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は、車輛として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて固定できる設計とする。

放水砲及び泡混合器は、車輛等により、運搬、移動ができる設計とするとともに、放水砲は、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。

シルトフェンスは、車輛等により運搬が可能な設計とし、確実に設置できる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）及び泡混合器は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

スプレイヘッドは、車輛等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガーの設置又は固縛等により固定でき

る設計とする。

使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、原子炉補助建屋に放水する場合に使用する、送水車とスプレイヘッドは、可搬型ホースで確実に接続できる設計とする。

スプレイヘッドは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。

#### 4.4.3 主要設備及び仕様

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要設備及び仕様は第 4.4.1 表のとおり。

#### 4.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火に使用する系統（大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器）は、試験系統より独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は、分解が可能な設計とする。さらに、車輛として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲及び泡混合器は、外観の確認が可能な設計とする。

大気への拡散抑制に使用する系統（送水車及びスプレイヘッド）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な系統設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

海洋への拡散抑制に使用するシルトフェンスは、外観の確認が可能な設計とする。

## 4.5 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

### 4.5.1 概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の概略系統図を第 4.5.1 図から第 4.5.12 図に示す。

### 4.5.2 設計方針

重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するための設備として以下の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの供給、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、海から使用済燃料ピットへの供給、代替再循環）及び代替水源を設ける。

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である 1 次冷却システムのフィードアンドブリードの水源として、代替水源である非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・燃料取替用水タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・加圧器逃がし弁

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（海から復水タンクへの供給）として、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を供給できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

重大事故等により、炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である補給水設備の復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。また、充てん／高圧注入ポンプによる代替炉心注水の水源として、代替水源である補給水設備の復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの水源として、代替水

源である補給水設備の復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

恒設代替低圧注水ポンプは燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを介して、炉心又は原子炉格納容器へ水を供給する設計とする。また、充てん／高圧注入ポンプは炉心へ水を供給する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプの電源は全交流動力電源が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。空冷式非常用発電装置の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とし、空冷式非常用発電装置及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・復水タンク
- ・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・恒設代替低圧注水ポンプ
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について、重大事故等対処設備として設計を行う。

その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大

事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。また、空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として、代替水源である仮設組立式水槽、送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。送水車により可搬型ホースを介して、海水を補給する仮設組立式水槽を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプは、余熱除去系統を介して、炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源が喪失した場合においても可搬式代替低圧注水ポンプの駆動源は、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・仮設組立式水槽
- ・電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合の重大事故等対処設備（復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、補給水設備の復水タンク、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリー及び燃料取替用水タンク補給用

移送ポンプを使用する。復水タンクは、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプにて燃料取替用水タンクへ供給できる設計とする。送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ水を補給できる設計とする。燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とし、空冷式非常用発電装置及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・復水タンク
- ・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・送水車
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

また、空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により再循環機能が喪失した場合の代替再循環設備（代替再循環）として、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプを水源としたA格納容器スプレイポンプは、A格納容器スプレイ冷却器を介して、代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A格納容器スプレイポンプ
- ・ A格納容器スプレイ冷却器
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン

その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、A格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（高圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、大容量ポンプ、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。大容量ポンプ及び空冷式非常用発電装置の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B 余熱除去ポンプ
- ・ C 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するB余熱除去冷却器及びほう酸注入タンク並びに原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した代替再循環設備（低圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、大容量ポンプ、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたB余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心

冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

B余熱除去ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。大容量ポンプ及び空冷式非常用発電装置の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B余熱除去ポンプ
- ・ 大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するB余熱除去冷却器並びに原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレータ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備として設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等により、使用済燃料ピットへの水の補給手段の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の重大事故等対処設備（海から使用済燃料ピットへの供給）として、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とした送水車は、可搬型ホースにより使用済燃料ピットへ水を供給する設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備及び発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、送水車、スプレイヘッド、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

送水車により可搬型ホース及びスプレイヘッドを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・スプレイヘッド
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・送水車

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）と接続することにより、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）
- ・放水砲（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

復水タンク枯渇又は破損時における蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替淡水源として、2次系純水タンク、脱気器タンク及び燃料取替用水タンクを確保する。

復水タンク枯渇時における蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替淡水源として、2次系純水タンク、1，2号機淡水タンク、淡水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における炉心注水のための代替淡水源として、1次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク及び1，2号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における炉心注水のための代替淡水源として、1次系純水タンク、ほう酸タンク、復水タンク、2次系純水タンク及び1，2号機淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における格納容器スプレイのための代替淡水源として、1, 2号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇時における格納容器スプレイのための代替淡水源として、1次系純水タンク、ほう酸タンク、2次系純水タンク、1, 2号機淡水タンク及び復水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

燃料取替用水タンク枯渇又は破損時における使用済燃料ピット補給のための代替淡水源として、2次系純水タンク、1, 2号機淡水タンク、淡水タンク、1次系純水タンク及び淡水貯水槽を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい時は、海を水源として使用できる設計とする。

#### 4.5.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替水源として1次系のフィードアンドブリードに使用する燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して異なる水源として設計する。

また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源として使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して多様性を持つ設計とする。

充てん/高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置することにより、屋外の復水タンクと位置的分散を図る設計とする。

代替水源として代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する

復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、燃料取替用水タンクを水源として使用する炉心注水及び格納容器スプレイに対して異なる系統の水源として設計する。燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

燃料取替用水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは原子炉補助建屋内に設置することにより、屋外の復水タンクと位置的分散を図る設計とする。

代替水源として代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ及び送水車は、海水を補給できることで、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水タンク並びに代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。可搬式代替低圧注水ポンプは専用の電源である空冷式の発電装置より、独立した電源供給ラインから給電することにより、多様性をもった電源より駆動できる設計とする。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び可搬型ホース（送水車用）は原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ並びに屋外の復水タンクと屋外の離れた位置に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンク枯渇時に代替水源である復水タンクからの補給に使用する燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、燃料取替用水タンクによる炉心注水及び格納容器スプレイに対して異なる系統の水源として設計する。燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは燃料取替用水タンクに対し原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図る

設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器による代替再循環は、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環に対して多重性を持つ設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプに対し原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

高圧代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプはA余熱除去ポンプ及びA、B充てん／高圧注入ポンプに対し原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

大容量ポンプは、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。大容量ポンプの接続箇所は、異なる建屋面の隣接しない箇所に複数箇所設置する設計とする。

B余熱除去ポンプによる低圧代替再循環は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電し、水冷式の大容量ポンプを用いて原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給す

る代替補機冷却により、余熱除去ポンプによる再循環に対して多様性を持つ設計とする。

低圧代替再循環時においてB余熱除去ポンプは設計基準事故対処設備としてのディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持った代替電源設備から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプへの代替補機冷却は大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

大容量ポンプ及び可搬型ホース（大容量ポンプ用）等は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対し屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

B余熱除去ポンプはA余熱除去ポンプに対し原子炉補助建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

復水タンクの補給に使用する、送水車及び可搬型ホース（送水車用）は、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する送水車及びスプレイヘッドは、海水を補給できることで、使用済燃料ピットへの補給に使用する燃料取替用水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。

送水車、スプレイヘッド及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水にて使用する大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

#### 4.5.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

1次冷却システムのフィードアンドブリードの水源に使用する燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

復水タンクへ補給する送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる代替炉心注水に使用する復水タンク及び送水車は弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には復水タンクと恒設代替低圧注水ポンプをディスタンスピースで分離する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプによる代替格納容器スプレイに使用する復水タンクは弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には復水タンクと恒設代替低圧注水ポンプをディスタンスピースで分離する設計とする。

代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源に使用する仮設組立式水槽、送水車及び可搬式代替低圧注水ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給に使用する復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、弁操作等によって、通

常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

代替再循環に使用するA格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去冷却器、ほう酸注入タンク、A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用する大容量ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、大容量ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

使用済燃料ピットの補給又はスプレイに使用する送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットへの放水に使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ及びスプレイヘッダは、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定し他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

送水車、大容量ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）及び電源車（可

搬式代替低圧注水ポンプ用)は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 4.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

仮設組立式水槽は、燃料取替用水タンクの枯渇又は破損に対する代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として使用する。仮設組立式水槽は、送水車による補給量と可搬式代替低圧注水ポンプによる送水量のバランスにより満水状態で運用するが、送水車による仮設組立式水槽への補給が停止しても、可搬式代替低圧注水ポンプ停止まで仮設組立式水槽が枯渇しない容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1基使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2基、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1基(1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)の合計5基を分散して保管する設計とする。

送水車は、重大事故等において代替炉心注水、代替格納容器スプレイ又は使用済燃料ピットへの注水としての水源及び水の供給設備の機能を同時に使用した場合に、必要な容量を有するものを3号炉で1セット1台、4号炉で1セット1台使用する。保有数は3号炉で2セット2台、4号炉で2セット2台の合計4台を分散して保管する設計とする。

海を水源とする使用済燃料ピット補給として使用する送水車は、使用済燃料ピットへ重大事故等の収束に必要な水の供給が可能な容量を有するものを3号炉で1セット2台、4号炉で1セット2台使用する。保有数は3号炉で2セット2台、4号炉で2セット2台の合計4台を分散して保管する設計とする。

海を水源として復水タンク補給として使用する送水車は、復水タンクへ重大事故等の収束に必要な水の供給が可能な容量を有するも

のを3号炉で1セット1台、4号炉で1セット1台使用する。保有数は3号炉で2セット2台、4号炉で2セット2台の合計4台を分散して保管する設計とする。

なお、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）を保管し、送水車全体として合計5台を分散して保管する設計とする。

可搬型ホースは、複数のルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。なお、可搬型ホースの保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮しない。

復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である1次冷却系のフィードアンドブリードの水源として使用する燃料取替用水タンクは、復水タンクが枯渇又は破損した場合の代替淡水源として十分な容量を有する設計とする。

炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを代替水源とした代替注水として使用する恒設代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。また、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを代替水源とした代替注水として使用する充てん／高圧注入ポンプは設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を1次冷却系に注水する機能と一部を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の代替格納容器スプレイとして使用する恒設代替低圧注水ボ

ンプは、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するための必要な炉心注水流量に対して十分な容量を有する設計とする。

代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として使用する復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、燃料取替用水タンクに対し、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

また、代替炉心注水及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心への注水量に対し、復水タンク水を恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプへ供給できる十分な容量を有する設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

可搬型ホースは、複数のルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。なお、可搬型ホースの保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮しない。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は可搬式代替低圧注水ポンプを駆動するために必要な容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により再循環機

能が喪失した場合における代替再循環運転として使用するA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環運転と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により再循環機能が喪失した場合における代替再循環運転として使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の水源として原子炉格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量等の仕様が、再循環運転時の水源として必要な容量等の仕様に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合における高圧代替再循環運転設備として使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器に溜まった水を1次冷却系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

大容量ポンプは、重大事故等において代替補機冷却として使用し、3号炉及び4号炉で同時使用した場合に必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計3台を分散して保管する設計とする。

可搬型ホースは、複数のルートを考慮してそれぞれのルートに必要な

なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。なお、可搬型ホースの保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮しない。

大容量ポンプ（放水砲用）は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による直線状の放水により原子炉格納容器の最高点である頂部又は噴霧状の放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水でき、かつ、大容量ポンプ（放水砲用）2台を接続することで、3号炉及び4号炉の同時放水ができる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット2台（3号及び4号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用）の合計3台を保管する設計とする。

可搬型ホースは、複数のルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。なお、可搬型ホースの保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮しない。

可搬式代替低圧注水ポンプは、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済

燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合において、使用済燃料ピット全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1セット2個（3号及び4号炉共用）の合計6個を分散して保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による噴霧状の放水により広範囲において原子炉補助建屋等に放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット2台（3号及び4号炉共用）、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計3台を分散して保管する設計とする。

#### 4.5.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、大容量ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び可搬型ホース（送水車用、大容量ポンプ用及び大容量ポンプ（放水砲用）用）は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

送水車、仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車は海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

燃料取替用水タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器、B余熱除去ポンプ及びB余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ及びB余熱除去ポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの操作は設置場所で可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

加圧器逃がし弁、再生熱交換器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注水を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

加圧器逃がし弁の操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器、B余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、再生熱交換器、恒設代替低圧注水ポンプ、B余熱除去冷却器及びほう酸注入タンクは、淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、D原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

スプレイヘッドは、屋外に保管し、原子炉補助建屋内に設置するた

め、重大事故等時における屋外及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

スプレイヘッドは使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

#### 4.5.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、スプレイヘッド及び放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。

送水車、大容量ポンプ、大容量ポンプ（放水砲用）及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

送水車は、可搬型ホースにより仮設組立式水槽、復水タンク及び使用済燃料ピットへ確実に水を供給できる設計とする。

送水車は、接続口は3号炉及び4号炉とも同一形状とし、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。

仮設組立式水槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

仮設代替低圧注水ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した代替炉心注水の水源として、また、仮設代替低圧注水ポンプ、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを水源とした代替格納容器スプレイを行

う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。充てん／高圧注入ポンプは中央制御室の操作盤での操作が可能な設計とする。また、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び仮設組立式水槽を使用した代替炉心注水及び代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする。可搬式代替低圧注水ポンプと電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）のケーブル接続は、接続規格を統一することにより確実に接続できる設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプと電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は付属の操作スイッチにより現場で操作可能な設計とする。

復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプから燃料取替用水タンクへの供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。A格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計と

する。

代替補機冷却によるB余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する大容量ポンプとA、B海水ストレーナブロー配管及びA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールとの接続口については、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とする。

大容量ポンプとA、B海水ストレーナブロー配管フランジ及びA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールフランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。大容量ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。送水車を使用した使用済燃料ピットのスプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）と放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉補助建屋に向けて放水できる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

#### 4.5.3 主要設備及び仕様

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要設備及び仕様は第4.5.1表及び第4.5.2表のとおり。

#### 4.5.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

仮設組立式水槽は、組立て及び漏えい確認のため水張りが可能な設計とする。

可搬型ホース（送水車用）は、外観及び漏えいの確認が可能な設計とする。

1次冷却システムのフィードアンドブリードの水源に使用する燃料取替用水タンクは漏えい確認のための水張りが可能な設計とする。ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

ほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。また、テストラインにて機能・性能確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

加圧器逃がし弁は分解点検が可能な設計とする。また、開閉、機能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプによる代替炉心注水並びに恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプによる代替格納容器スプレイの水源に使用する復水タンクは、漏えい確認のための水張りが可能な設計とする。有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

再生熱交換器は、機能・性能の確認ができる設計とする。また、構造については応力腐食割れ対策、伝熱管摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、分解が可能な設計とする。また、テストラインにて機能・性能確認及び漏えい確認ができる系統設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、分解が可能な設計とする。また、テストラインにて機能・性能

確認及び漏えい確認ができる系統設計とする。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また外観の確認が可能な設計とする。さらに可搬式代替低圧注水ポンプ 1 台を駆動できることの確認が可能な設計とする。

代替再循環に使用する A 格納容器スプレイポンプ、A 格納容器スプレイ冷却器、B 余熱除去ポンプ、B 余熱除去冷却器、C 充てん／高圧注入ポンプ、大容量ポンプ、A、D 原子炉補機冷却水冷却器、A、B 海水ストレーナ及びほう酸注入タンクは、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

A 格納容器スプレイ冷却器、B 余熱除去冷却器は内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

A 格納容器スプレイポンプ及び B 余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

大容量ポンプ及び送水車は、分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

A、D 原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

A、B 海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

可搬型ホース（大容量ポンプ用及び大容量ポンプ（放水砲用）用）は、外観及び漏えいの確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（スプレイヘッド、送水車）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確

認が可能な系統設計とする。

スプレイヘッドは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な設計とする。

スプレイヘッドは、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する系統（大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲）は、試験系統により独立してポンプの機能・性能確認が可能な系統設計とする。

大容量ポンプ（放水砲用）は分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

第 4.1.1.1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様（3号炉）

(1) 新燃料貯蔵庫	
基 数	1
ラ ッ ク 容 量	燃料集合体約 110 体分 (全炉心燃料の約 69%相当分)
ラ ッ ク 材 料	ステンレス鋼
(2) 使用済燃料ピット	
基 数	2
ラ ッ ク 容 量	a. 燃料集合体約 1,770 体分 (全炉心燃料の約 1130%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用) b. 燃料集合体約 1,770 体分 (全炉心燃料の約 1130%相当分、4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ラ ッ ク 材 料	ボロン添加 (0.95~1.05wt%) ステンレス鋼 (全炉心燃料の約 1580%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用) ボロン添加 (0.50~0.75wt%) ステンレス鋼 (全炉心燃料の約 670%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(3) 除染場ピット	

基数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル	
基数	1 (燃料取替チャンネルのうち原子炉補助建屋内チャンネルは1号、2号、3号及び4号炉共用)
	1 (4号炉原子炉補助建屋内チャンネル1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(5) 燃料取替クレーン	
台数	1
(6) 使用済燃料ピットクレーン	
台数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
(7) 補助建屋クレーン	
台数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
(8) 新燃料エレベータ	
台数	1
(9) 燃料移送装置	
台数	1
(10)ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置	
台数	1
(11)使用済燃料ピット水位	
個数	2
計測範囲	E.L.+31.36～32.61m

検出器	超音波式検出器
(12)使用済燃料ピット水位スイッチ	
個数	2
検出器	フロート式レベルスイッチ
(13)使用済燃料ピット温度	
個数	2
計測範囲	0～120℃
検出器	測温抵抗体
(14)使用済燃料ピット区域エリアモニタ	
個数	1
計測範囲	1～10 <sup>5</sup> μSv/h
検出器	半導体式検出器
(15) 使用済燃料乾式貯蔵施設	
個数	1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
貯蔵能力	全炉心燃料の約340%相当分 (使用済燃料乾式貯蔵容器22基分)
種類	使用済燃料乾式貯蔵容器 ・MSF-24P(S)型 最大収納体数 24 主要寸法 全長 約5.2m 外径 約2.6m
周辺施設	
使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備	
貯蔵用緩衝体	
貯蔵架台	
使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計	
使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計	
使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備 (移動式クレーン等)	

第 4.1.1.1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様（4号炉）

(1) 新燃料貯蔵庫	
基 数	1
ラ ッ ク 容 量	燃料集合体約 110 体分 (全炉心燃料の約 69%相当分)
ラ ッ ク 材 料	ステンレス鋼
(2) 使用済燃料ピット	
基 数	2
ラ ッ ク 容 量	a. 燃料集合体約 1,770 体分 (全炉心燃料の約 1130%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用) b. 燃料集合体約 1,770 体分 (全炉心燃料の約 1130%相当分、3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ラ ッ ク 材 料	ボロン添加 (0.95~1.05wt%) ステンレス鋼 (全炉心燃料の約 1580%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用) ボロン添加 (0.50~0.75wt%) ステンレス鋼 (全炉心燃料の約 670%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(3) 除染場ピット	

基数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル	
基数	1 (燃料取替チャンネルのうち原子炉補助建屋内チャンネルは1号、2号、3号及び4号炉共用)
	1 (3号炉原子炉補助建屋内チャンネル1号、2号、3号及び4号炉共用)
ライニング材料	ステンレス鋼
(5) 燃料取替クレーン	
台数	1
(6) 使用済燃料ピットクレーン	
台数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
(7) 補助建屋クレーン	
台数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)
(8) 新燃料エレベータ	
台数	1
(9) 燃料移送装置	
台数	1
(10)ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置	
台数	1
(11)使用済燃料ピット水位	
個数	2
計測範囲	E.L.+31.36～32.61m

検出器	超音波式検出器
(12)使用済燃料ピット水位スイッチ	
個数	2
検出器	フロート式レベルスイッチ
(13)使用済燃料ピット温度	
個数	2
計測範囲	0～120℃
検出器	測温抵抗体
(14)使用済燃料ピット区域エリアモニタ	
個数	1
計測範囲	1～10 <sup>5</sup> μSv/h
検出器	半導体式検出器
(15) 使用済燃料乾式貯蔵施設	
個数	1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
貯蔵能力	全炉心燃料の約340%相当分 (使用済燃料乾式貯蔵容器22基分)
種類	使用済燃料乾式貯蔵容器 ・MSF-24P(S)型 最大収納体数 24 主要寸法 全長 約5.2m 外径 約2.6m
周辺施設	
使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備	
貯蔵用緩衝体	
貯蔵架台	
使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計	
使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計	
使用済燃料乾式貯蔵容器の移送の取扱いに供される取扱設備 (移動式クレーン等)	

第 4.1.2 表 燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）の設備仕様

（3号炉）

（1）使用済燃料ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料の取扱設備及び貯蔵設備（通常運転時等）
- ・ 燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）

基 数 2

ラ ッ ク 容 量 a. 燃料集合体約 1,770 体分  
 （全炉心燃料の約 1,130%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用）  
 b. 燃料集合体約 1,770 体分  
 （全炉心燃料の約 1,130%相当分、4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）

ラ ッ ク 材 料 ボロン添加（0.95～1.05wt%）ステンレス鋼  
 （全炉心燃料の約 1,580%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）  
 ボロン添加（0.50～0.75wt%）ステンレス鋼  
 （全炉心燃料の約 670%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに4号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用）

ライニング材料 ステンレス鋼

(4号炉)

(1) 使用済燃料ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料の取扱設備及び貯蔵設備（通常運転時等）
- ・ 燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）

基 数 2

ラ ッ ク 容 量 a. 燃料集合体約 1,770 体分  
(全炉心燃料の約 1,130%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用)  
b. 燃料集合体約 1,770 体分  
(全炉心燃料の約 1,130%相当分、3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)

ラ ッ ク 材 料 ボロン添加 (0.95～1.05wt%) ステンレス鋼  
(全炉心燃料の約 1,580%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)  
ボロン添加 (0.50～0.75wt%) ステンレス鋼  
(全炉心燃料の約 670%相当分、1号、2号、3号及び4号炉共用、並びに3号炉原子炉補助建屋内1号、2号、3号及び4号炉共用)

ライニング材料 ステンレス鋼

第 4.2.1 表 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様(3号炉)

(1) 使用済燃料ピット冷却器

型 式	横置U字管式
基 数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
伝 熱 容 量	約 4.0 MW (1基当たり)
最高使用圧力	
管 側	0.98 MPa [gage]
胴 側	0.98 MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	95 ℃
胴 側	95 ℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭 素 鋼

型 式	プレート式
基 数	1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
伝 熱 容 量	約 4.1 MW
最高使用圧力	
補機冷却水側	0.98 MPa [gage]
ピット水側	0.98 MPa [gage]
最高使用温度	
補機冷却水側	95 ℃
ピット水側	95 ℃
伝 熱 板 材 料	ステンレス鋼

(2) 使用済燃料ピットポンプ

型 式	うず巻式
台 数	2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
容 量	約 430 m <sup>3</sup> /h (1台当たり)

本体材料            ステンレス鋼

(3) 使用済燃料ピット脱塩塔

基            数            2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

流            量            約 46 m<sup>3</sup>/h (1基当たり)

最高使用圧力        0.98 MPa [gage]

最高使用温度        95 ℃

本体材料            ステンレス鋼

(4) 使用済燃料ピットフィルタ

基            数            2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

流            量            約 46 m<sup>3</sup>/h (1基当たり)

最高使用圧力        0.98 MPa [gage]

最高使用温度        95 ℃

本体材料            ステンレス鋼

(5) 使用済燃料ピットスキマポンプ

型            式            うず巻式

台            数            1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

容            量            約 23 m<sup>3</sup>/h

本体材料            ステンレス鋼

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

基            数            1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

流            量            約 23 m<sup>3</sup>/h

最高使用圧力        0.98 MPa [gage]

最高使用温度        95 ℃

本体材料            ステンレス鋼

第 4.2.1 表 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様（4号炉）

(1) 使用済燃料ピット冷却器

型 式	横置U字管式
基 数	2（1号、2号、3号及び4号炉共用）
伝 熱 容 量	約 4.0 MW（1基当たり）
最高使用圧力	
管 側	0.98 MPa [gage]
胴 側	0.98 MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	95 ℃
胴 側	95 ℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭 素 鋼

型 式	プレート式
基 数	1（1号、2号、3号及び4号炉共用）
伝 熱 容 量	約 4.1 MW
最高使用圧力	
補機冷却水側	0.98 MPa [gage]
ピット水側	0.98 MPa [gage]
最高使用温度	
補機冷却水側	95 ℃
ピット水側	95 ℃
伝 熱 板 材 料	ステンレス鋼

(2) 使用済燃料ピットポンプ

型 式	うず巻式
台 数	2（1号、2号、3号及び4号炉共用）
容 量	約 430 m <sup>3</sup> /h（1台当たり）

本体材料            ステンレス鋼

(3) 使用済燃料ピット脱塩塔

基            数            2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)  
流            量            約 46 m<sup>3</sup>/h (1基当たり)  
最高使用圧力    0.98 MPa [gage]  
最高使用温度    95 ℃  
本体材料            ステンレス鋼

(4) 使用済燃料ピットフィルタ

基            数            2 (1号、2号、3号及び4号炉共用)  
流            量            約 46 m<sup>3</sup>/h (1基当たり)  
最高使用圧力    0.98 MPa [gage]  
最高使用温度    95 ℃  
本体材料            ステンレス鋼

(5) 使用済燃料ピットスキマポンプ

型            式            うず巻式  
台            数            1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)  
容            量            約 23 m<sup>3</sup>/h  
本体材料            ステンレス鋼

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

基            数            1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)  
流            量            約 23 m<sup>3</sup>/h  
最高使用圧力    0.98 MPa [gage]  
最高使用温度    95 ℃  
本体材料            ステンレス鋼

第 4.3.1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（常設）の  
設備仕様

(1) 使用済燃料ビット水位（広域）

個 数	2
計 測 範 囲	E.L.+24.77M～E.L.+32.61M
検 出 器	電波式水位検出器

(2) 使用済燃料ビット温度（AM用）

個 数	2
計 測 範 囲	0～100℃
検 出 器	測温抵抗体

(3) 使用済燃料ビットエリア監視カメラ

個 数	2
種 類	赤外線カメラ

第 4.3.2 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	水中ポンプ
台 数	2（予備 1 <sup>*1</sup> ）
	※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。
容 量	約 210m <sup>3</sup> /h 以上（1台当たり） （使用済燃料ピット注水時）
	約 120m <sup>3</sup> /h 以上（1台当たり） （使用済燃料ピットスプレイ時）
吐 出 圧 力	約 1.0MPa[gage] （使用済燃料ピット注水時）
	約 1.4MPa[gage] （使用済燃料ピットスプレイ時）

(2) スプレイヘッド

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	2（3号及び4号炉共用の予備 2）
-----	-------------------

(3) 大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2 <sup>*1</sup> （予備 1 <sup>*2</sup> ）
容 量	約 1,320m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
吐 出 圧 力	約 1.2MPa[gage]

※1 2台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用

(4) 放水砲（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	移動式ノズル
台 数	2（予備 1 <sup>*1</sup> ）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(5) 可搬型使用済燃料ピット水位

個 数	2（3号及び4号炉共用の予備 1）
計 測 範 囲	E.L.+約 21m～E.L.+約 32m
検 出 器	フロート式水位検出器

(6) 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ

個 数	2 (3号及び4号炉共用の予備1)
計 測 範 囲	0.01~100mSv/h
検 出 器	半導体式検出器

第 4.4.1 表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（可搬型）  
の設備仕様

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	2 <sup>*1</sup> （予備 1 <sup>*2</sup> ）
容	量	約 1,320m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
吐	出	圧
出	力	約 1.2MPa[gage]

※1 2台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用

(2) 放水砲（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	移動式ノズル
台	数	2（予備 1 <sup>*1</sup> ）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(3) 送水車

兼用する設備は以下の通り。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	水中ポンプ
台 数	2 (予備 1 <sup>※1</sup> )
容 量	約 120m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
	(使用済燃料ピットスプレイ時)
吐 出 圧 力	約 1.4MPa[gage]

(使用済燃料ピットスプレイ時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、  
既設。

#### (4) スプレイヘッダ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	2 (3号及び4号炉共用の予備 2)
-----	--------------------

#### (5) 泡混合器 (3号及び4号炉共用)

台 数	1 (予備 1 <sup>※1</sup> )
-----	-------------------------

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、  
既設。

#### (6) シルトフェンス (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)

型 式	フロート式 (カーテン付)
-----	---------------

(a)取水路側

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 12m (幅約 12m/本を 2 本で 1 組として 2 組 4 本を保管)
高	さ	約 8m (1 組当たり)

(b)放水口側

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 80m (幅約 20m/本を 4 本を接続した状態で 1 組として 2 組を保管)
高	さ	約 13m (1 組当たり)

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 70m (幅約 20m/本を 3 本、幅約 10m/本を 1 本を接続した状態で 1 組として 2 組を保管)
高	さ	約 6.5m (1 組当たり)

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 10m (幅約 10m/本を 1 本で 1 組として 2 組を保管)
高	さ	約 10.5m (1 組当たり)

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 3.5m (幅約 3.5m/本を 6 本で 1 組として 2 組を保管)
高	さ	約 10.5m (1 組当たり)

組	数	2 <sup>#1</sup>
幅		約 5m (幅約 5m/本を 1 本で 1 組として 2 組を保管)

高 さ 約 2m (1 組 当 た り)  
※1 取水路側及び放水口側として予備 1  
組 (幅約 20m/本を 4 本で 1 組と  
して保管)

第 4.5.1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）の設備仕様

(1) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,800m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL.+17.5m
距 離	約 49m (炉心より)

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,800m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物料が 装荷されるまでのサイクル 2,800ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 が装荷されたサイクル以降
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL.+17.5m
距 離	約 49m (炉心より)

(2) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 800m <sup>3</sup>
材 料	低炭素鋼
設 置 高 さ	EL. + 15.4m
距 離	約 43m (炉心より)

### (3) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

型 式	横置渦巻式
台 数	1 (代替再循環運転時はA号機のみ使用)
容 量	約 940m <sup>3</sup> /h (再循環運転時)
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 170m (再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

#### (4) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

型 式	横置U字管式
基 数	1 (代替再循環運転時はA号機のみ使用)
伝 熱 容 量	約 27MW
最高使用圧力	
管 側	2.7MPa[gage]
胴 側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	150℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

#### (5) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備

- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
基	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(6) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種	類	ディスク型
個	数	2
容	量	約 1,792m <sup>3</sup> /h (1個当たり)
最高使用温度		132℃
材	料	ステンレス鋼

(7) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・余熱除去設備
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	1 (代替再循環運転時はB号機のみ使用)
容 量	約 852m <sup>3</sup> /h (再循環運転時)
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚 程	約 73m (再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

#### (8) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・化学体積制御設備
- ・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
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	3 (代替再循環運転時はC号機のみ使用)
容 量	約 45m <sup>3</sup> /h (1台あたり) (最大充てん時) 約 147m <sup>3</sup> /h (1台あたり) (安全注入時及び再循環運転時)
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 1,770m (最大充てん時) 約 732m (安全注入時及び再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(9) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・余熱除去設備
- ・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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置U字管式
-----	--------

基 数	1 (代替再循環運転時はB号機のみ使用)
伝 熱 容 量	約 8.7MW
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa[gage]
胴 側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

#### (10) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 3.4m <sup>3</sup>
最高使用圧力	18.8MPa[gage]

最高使用温度	150℃
ほう素濃度	21,000ppm 以上
材 料	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW（1基当たり）

（4号炉）

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 3.4m <sup>3</sup>
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃 料が装荷されるまでのサイクル 21,000ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃 料が装荷されたサイクル以
材 料	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW（1基当たり）

（11）海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却海水設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却

するための設備

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	2（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時A、B号機使用）
最高使用圧力	1.2MPa[gage]
最高使用温度	50℃
材 料	炭素鋼

#### (12) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却水設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置直管式
基 数	2（代替補機冷却時A、D号機使用）
伝 熱 容 量	約 8.8MW（1基当たり）

最高使用温度		
管側		50℃（A、D号機）
胴側		95℃（D号機）、163℃（A号機）
最高使用圧力		
管側		0.7MPa[gage]（D号機） 1.2MPa[gage]（A号機）
胴側		1.2MPa[gage]（A、D号機）
材 料		
管側		アルミプラス
胴側		炭素鋼

### (13) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式		多胴横置U字管式
基 数		1
伝 熱 容 量		約 2.4MW
最高使用圧力		
管側		18.8MPa[gage]
胴側		17.16MPa[gage]
最高使用温度		
管側		343℃
胴側		343℃
材 料		

管	側	ステンレス鋼
胴	側	ステンレス鋼

#### (14) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	空気作動式
個	数	3
最高使用圧力		17.16MPa[gage]
最高使用温度		360℃
材	料	ステンレス鋼

#### (15) 恒設代替低圧注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	1
容	量	約 150m <sup>3</sup> /h

揚程	約 150m
本体材料	ステンレス鋼

(16) 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	うず巻式
台数	1
容量	約 150m <sup>3</sup> /h
揚程	約 70m
本体材料	ステンレス鋼

第 4.5.2 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（可搬型）の設備仕様

(1) 仮設組立式水槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	組立式水槽
基 数	2（予備 1 <sup>※1</sup> ）
容 量	約 12m <sup>3</sup> （1 基当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	50℃

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(2) 送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	水中ポンプ
-----	-------

台数	2 (予備 1 <sup>※1</sup> )
容量	約 210m <sup>3</sup> /h 以上 (1 台当たり) (復水タンクへの補給時及び仮設組立式水槽への供給時又は使用済燃料ピット注水時)
	約 120m <sup>3</sup> /h 以上 (1 台当たり) (使用済燃料ピットスプレイ時)
吐出圧力	約 1.0MPa[gage] (復水タンクへの補給時及び仮設組立式水槽への供給時又は使用済燃料ピット注水時)
	約 1.4MPa[gage] (使用済燃料ピットスプレイ時)
	※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

### (3) 大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式 うず巻式

台数	2 <sup>*1</sup> (予備 1 <sup>*1,*2</sup> )
容量	約 1,800m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
吐出圧力	約 1.2MPa[gage]
	※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。
	※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

#### (4) 可搬式代替低圧注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	うず巻式
台数	2 (予備 1 <sup>*1</sup> )
容量	約 150m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	約 150m
	※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

#### (5) 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台数	2 (3号及び4号炉共用の予備 1 <sup>*1</sup> )
容量	約 610kVA (1台当たり)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

#### (6) スプレイヘッダ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個数	2 (3号及び4号炉共用の予備 2)
----	--------------------

#### (7) 大容量ポンプ (放水砲用) (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	うず巻式
台数	2 <sup>*1</sup> (予備 1 <sup>*2</sup> )
容量	約 1,320m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
吐出圧力	約 1.2MPa[gage]

※1 2台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 原子炉冷却系統施設の大容量ポンプを予備として兼用。

#### (8) 放水砲 (3号及び4号炉共用)

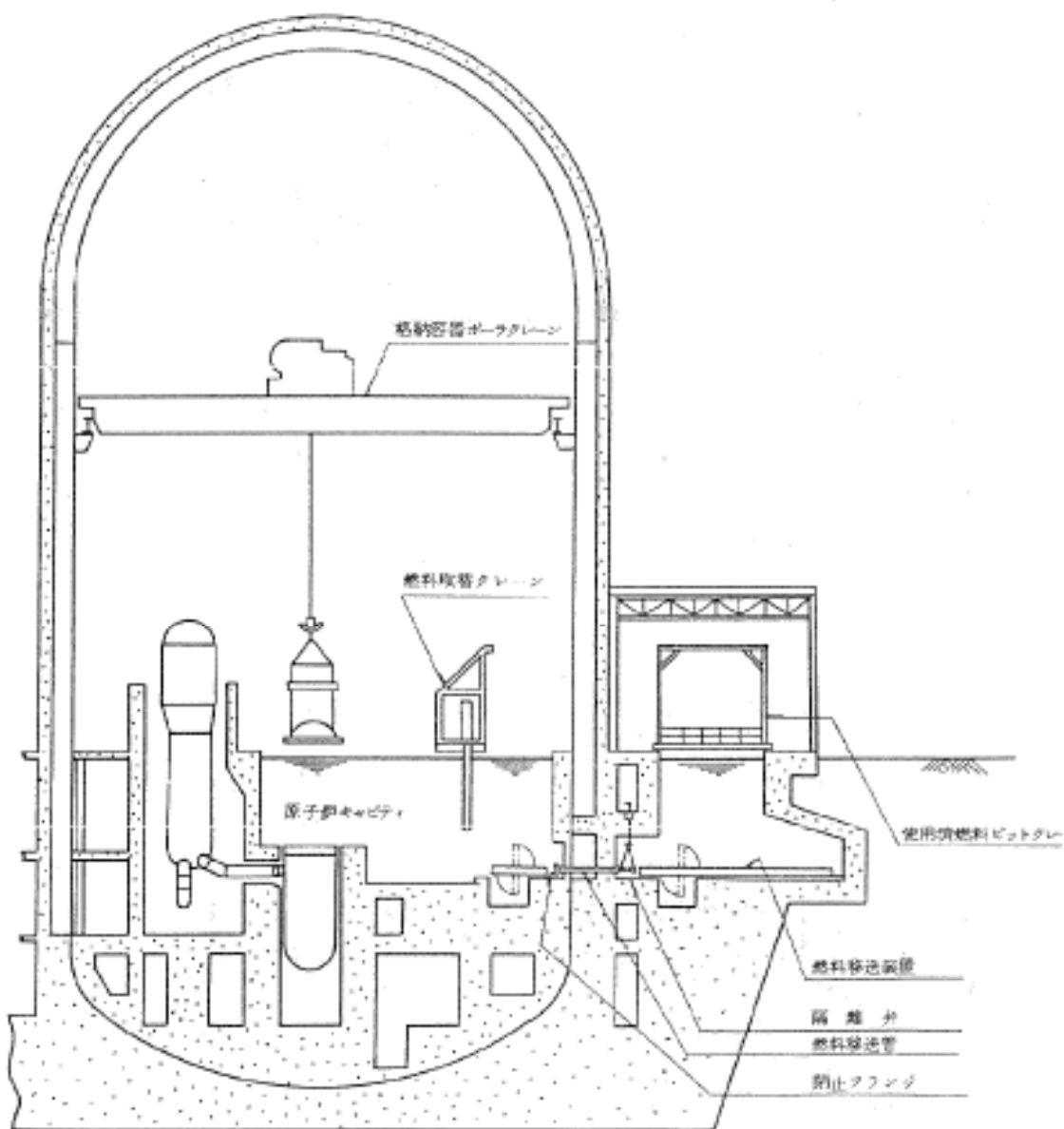
兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

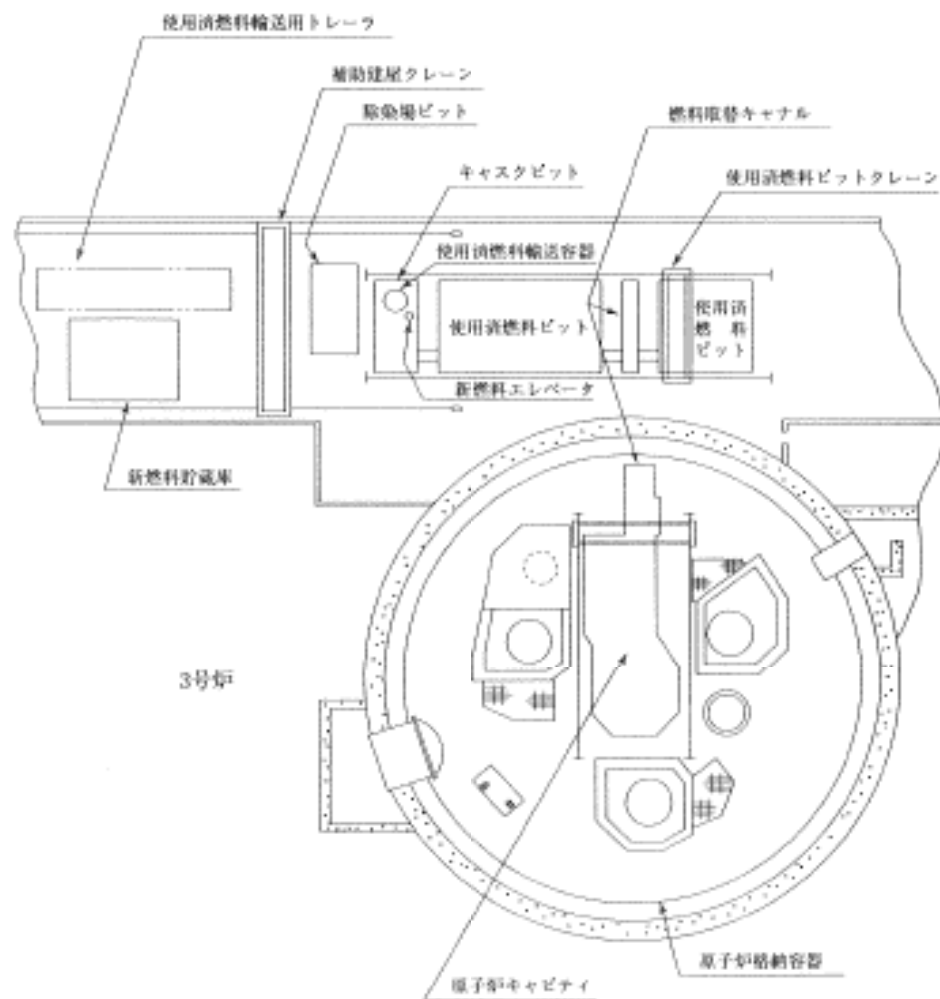
型 式 移動式ノズル

台 数 2 (予備 1<sup>\*1</sup>)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

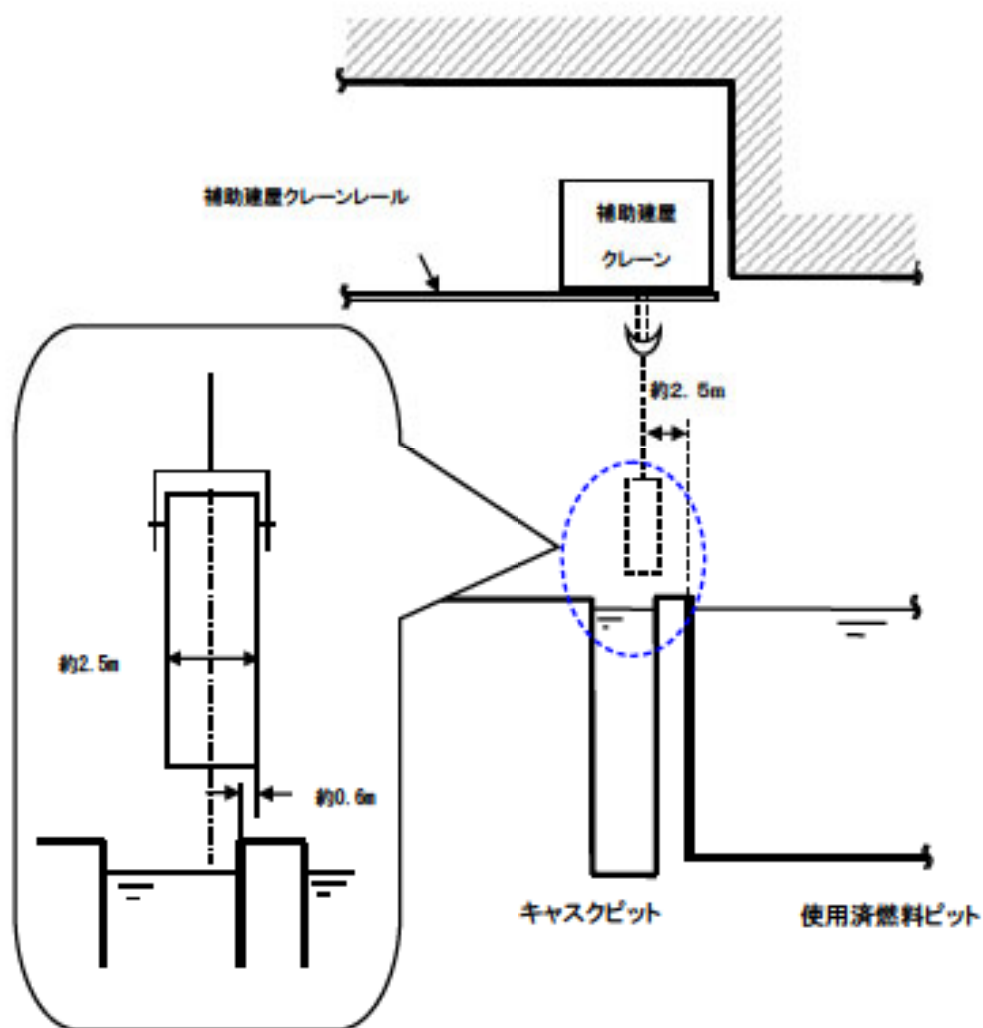


第4.1.1.1図 燃料取扱設備説明（1）

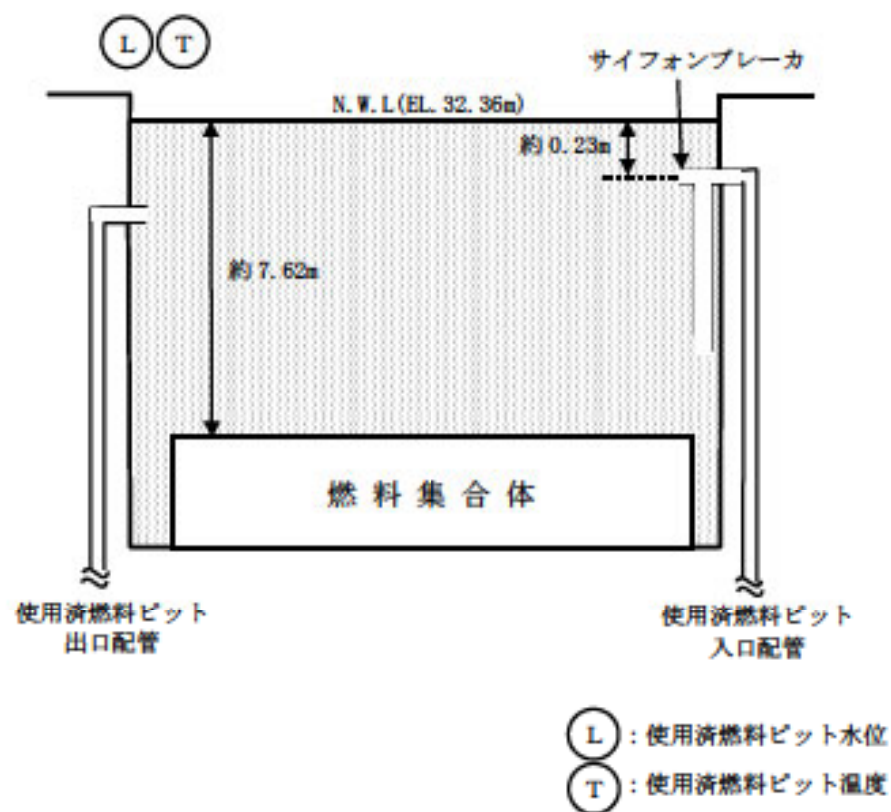


第4.1.1.2図 燃料取扱設備説明（2）

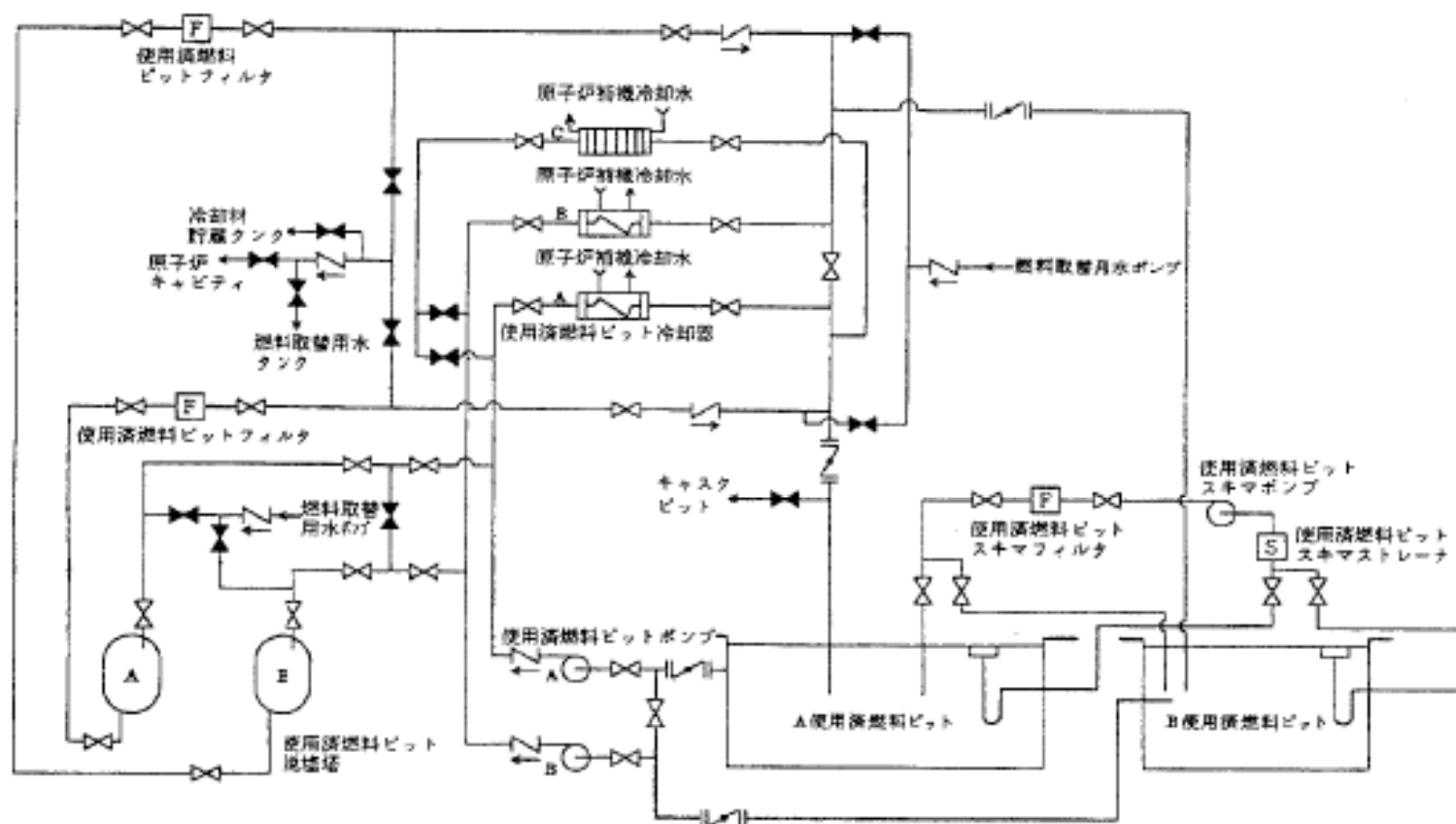




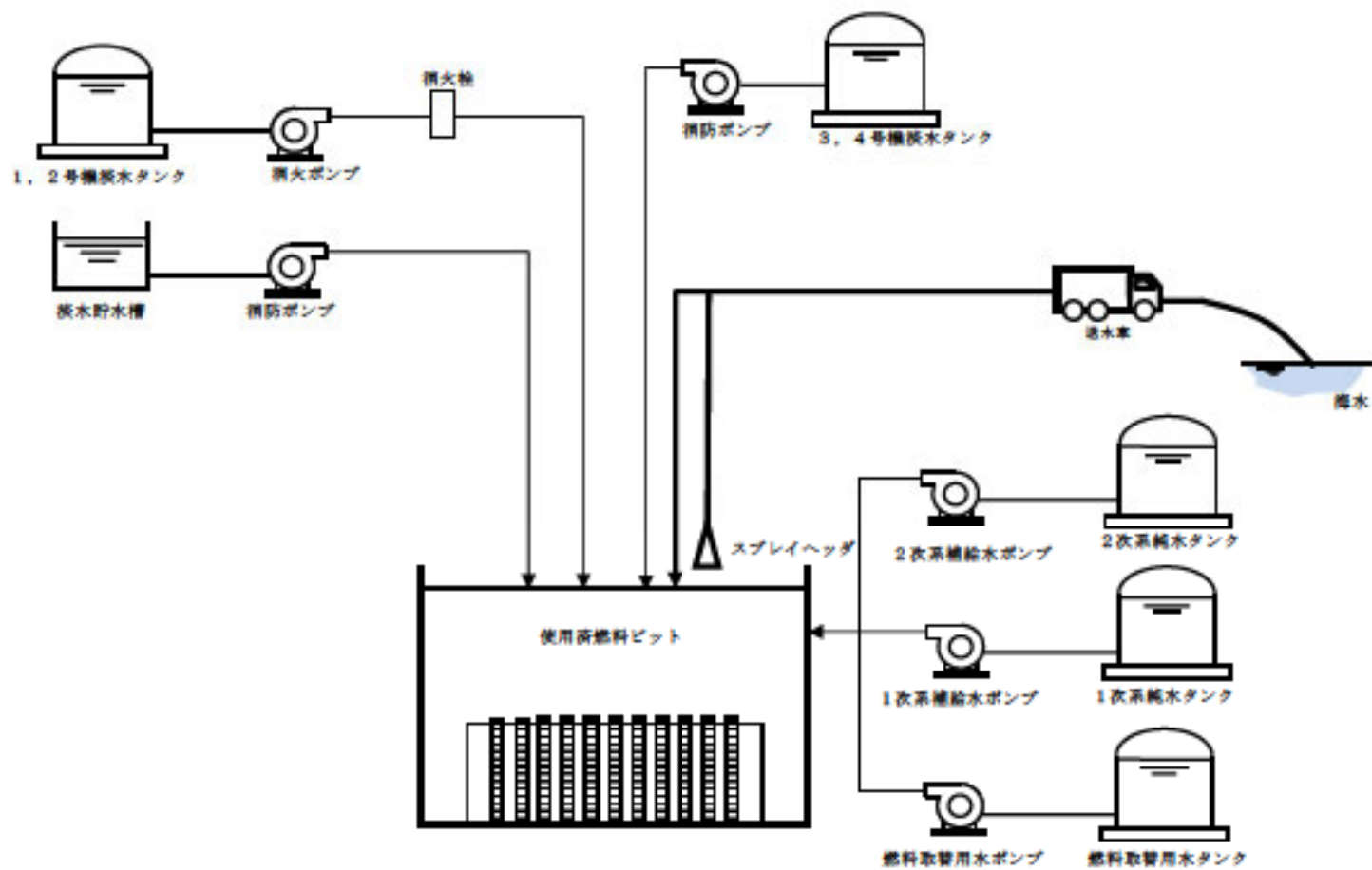
第 4.1.1.3 図 補助建屋クレーン走行限界位置の概要図



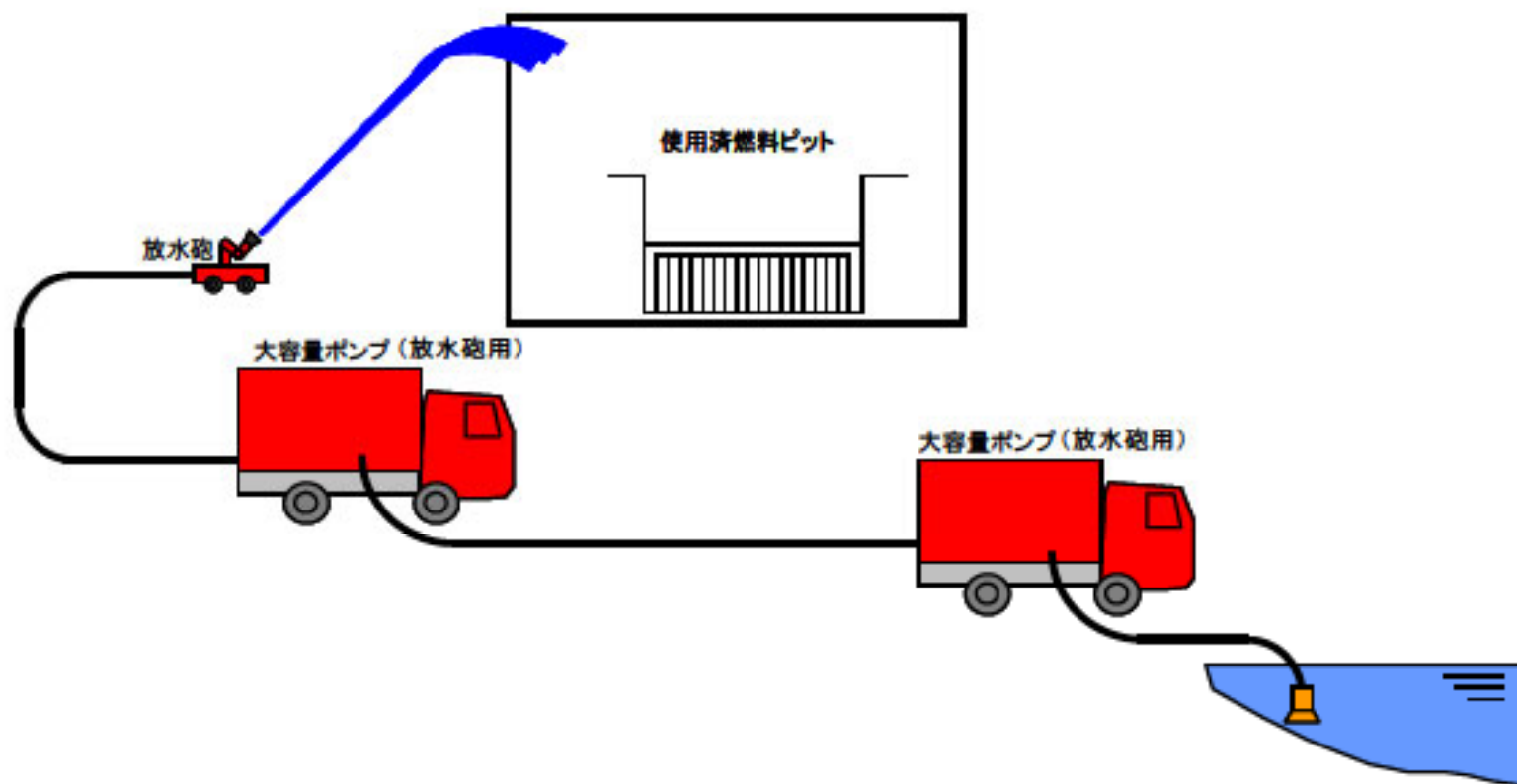
第 4.1.1.4 図 サイフォンブレーカの配置の概要図



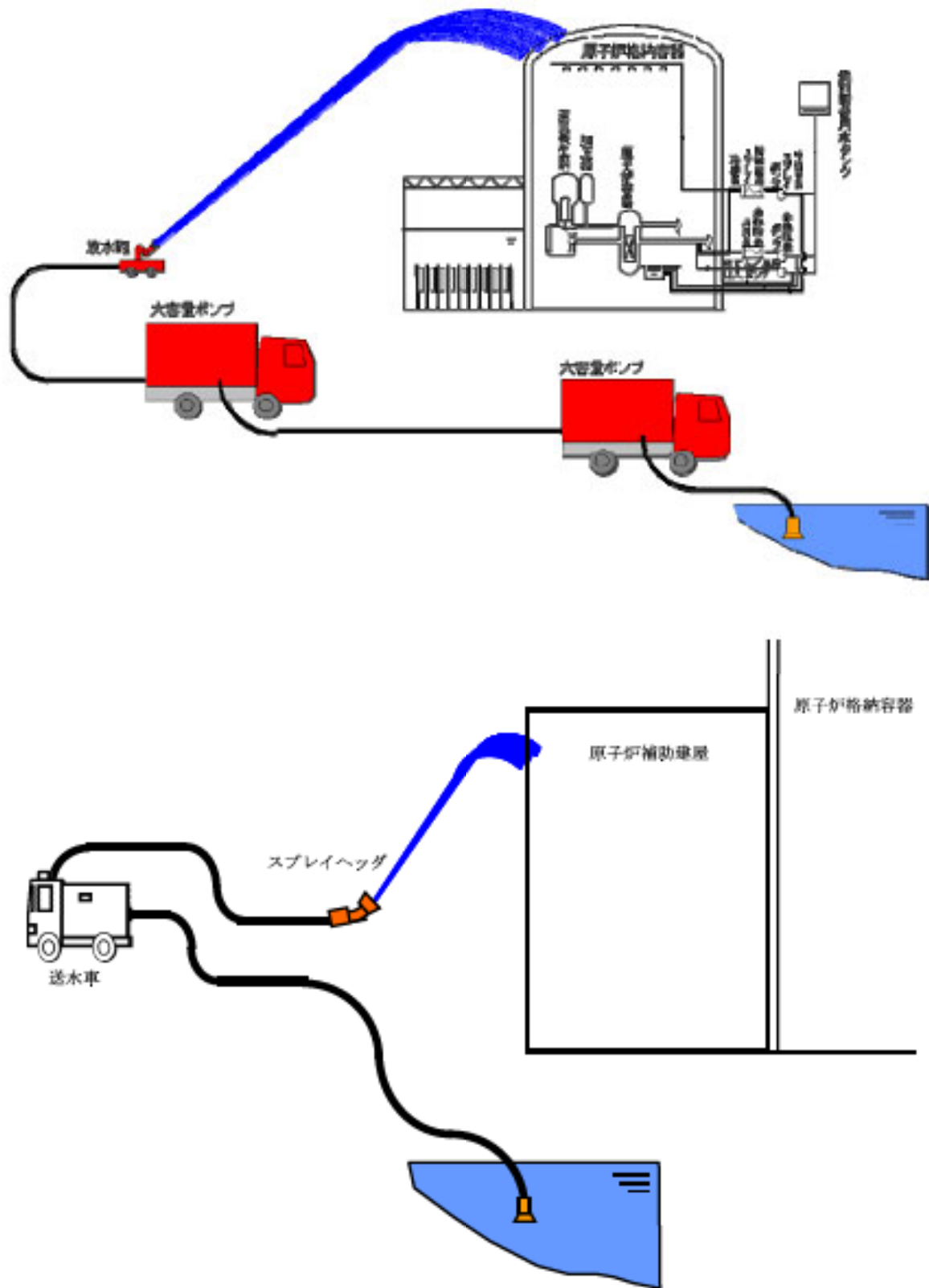
第 4.2.1 図 使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統図



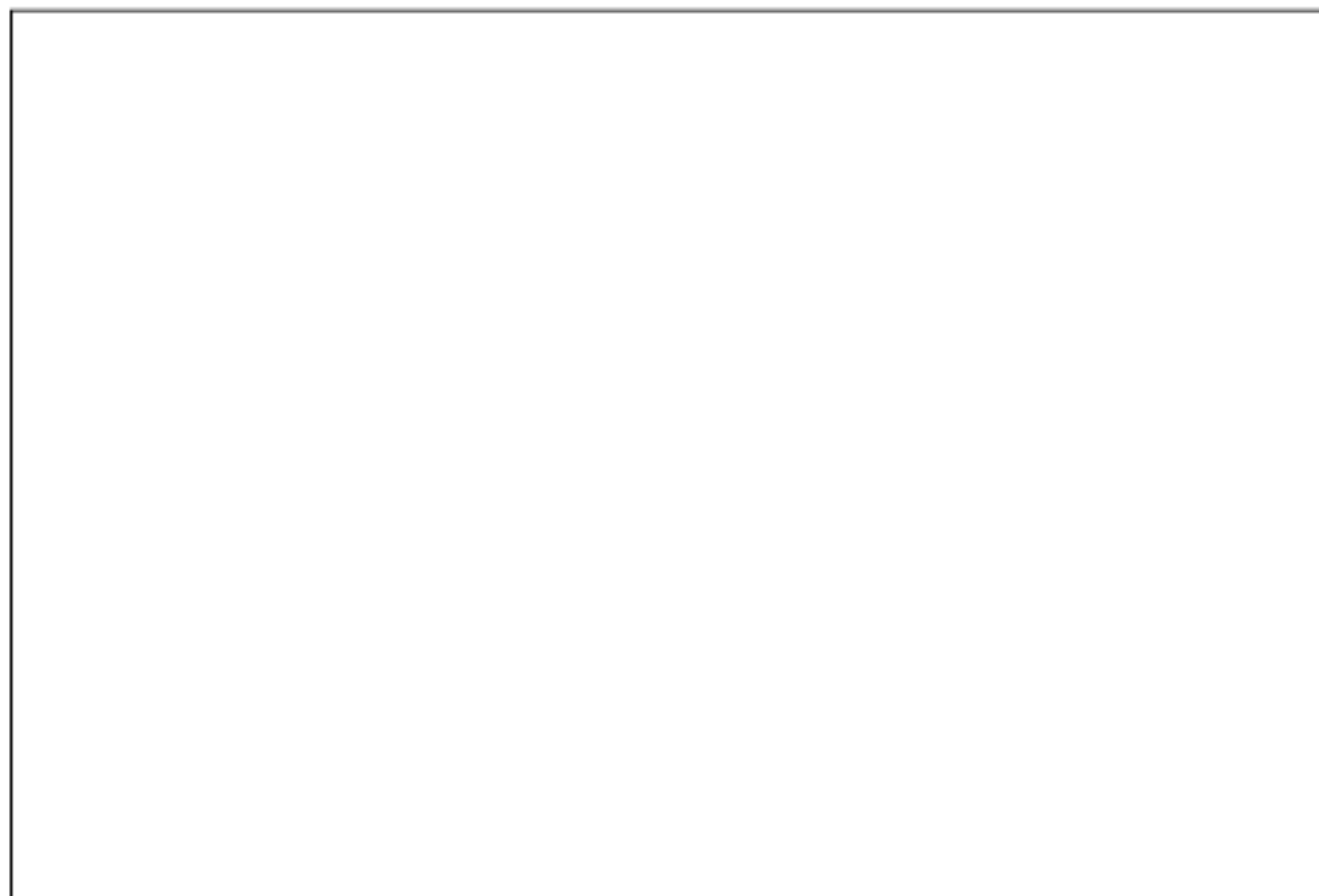
第 4.3.1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (1)



第 4.3.2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (2)

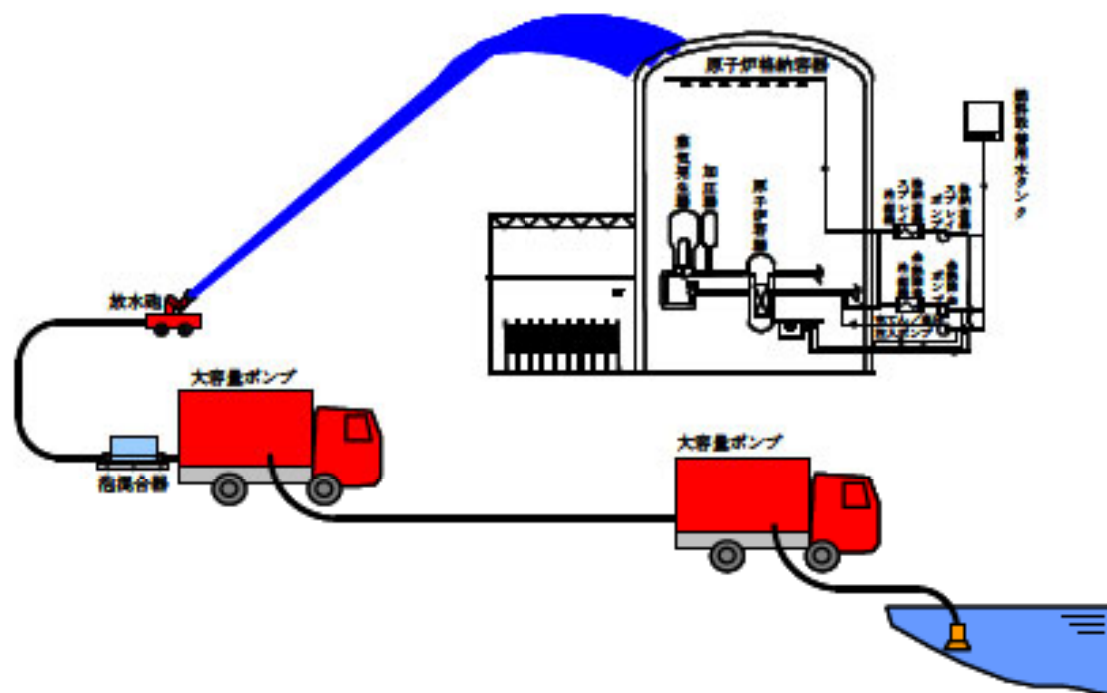


第 4.4.1 図 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概略系統図 (1)

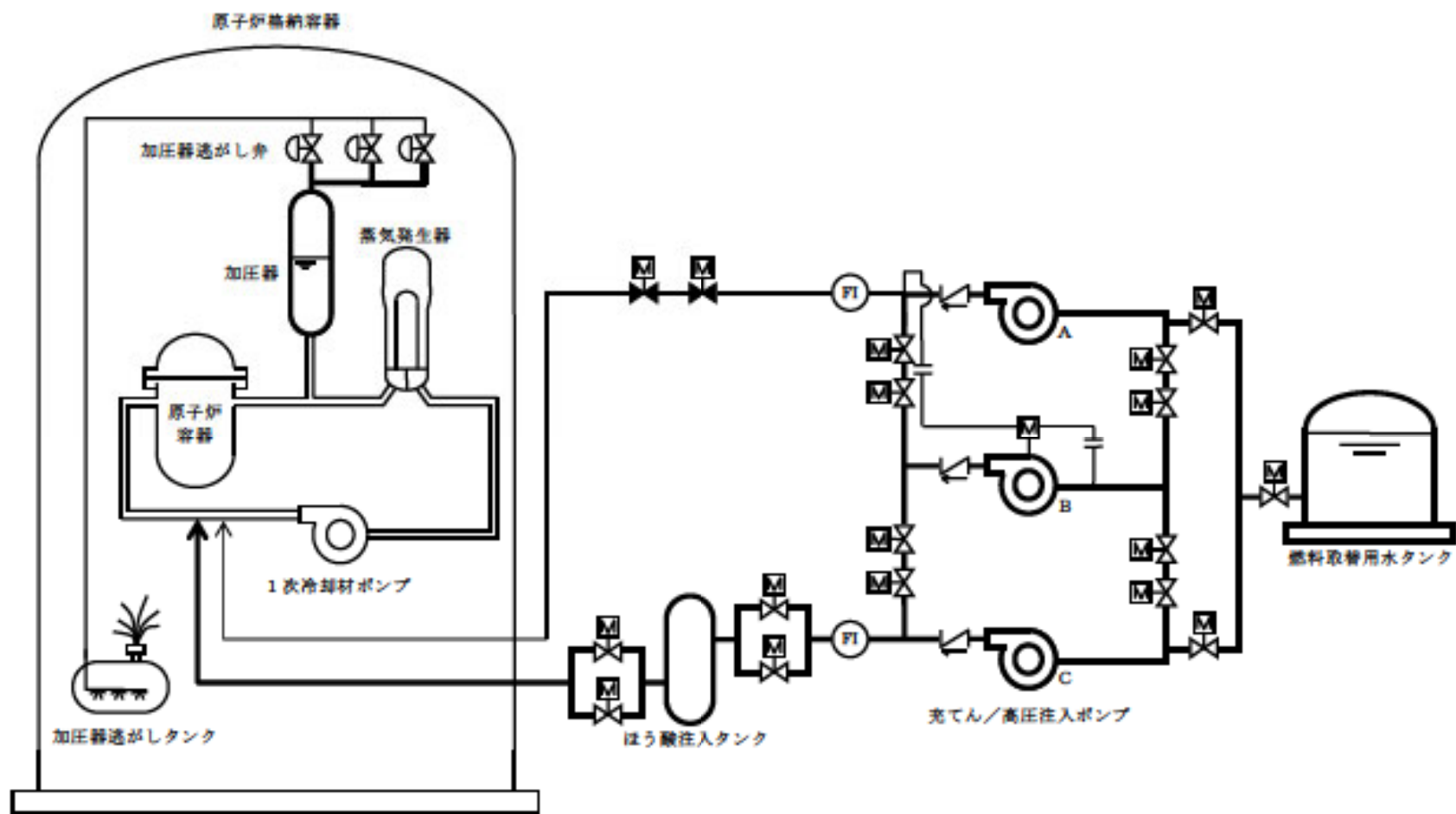


第 4.4.2 図 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概略系統図 (2)

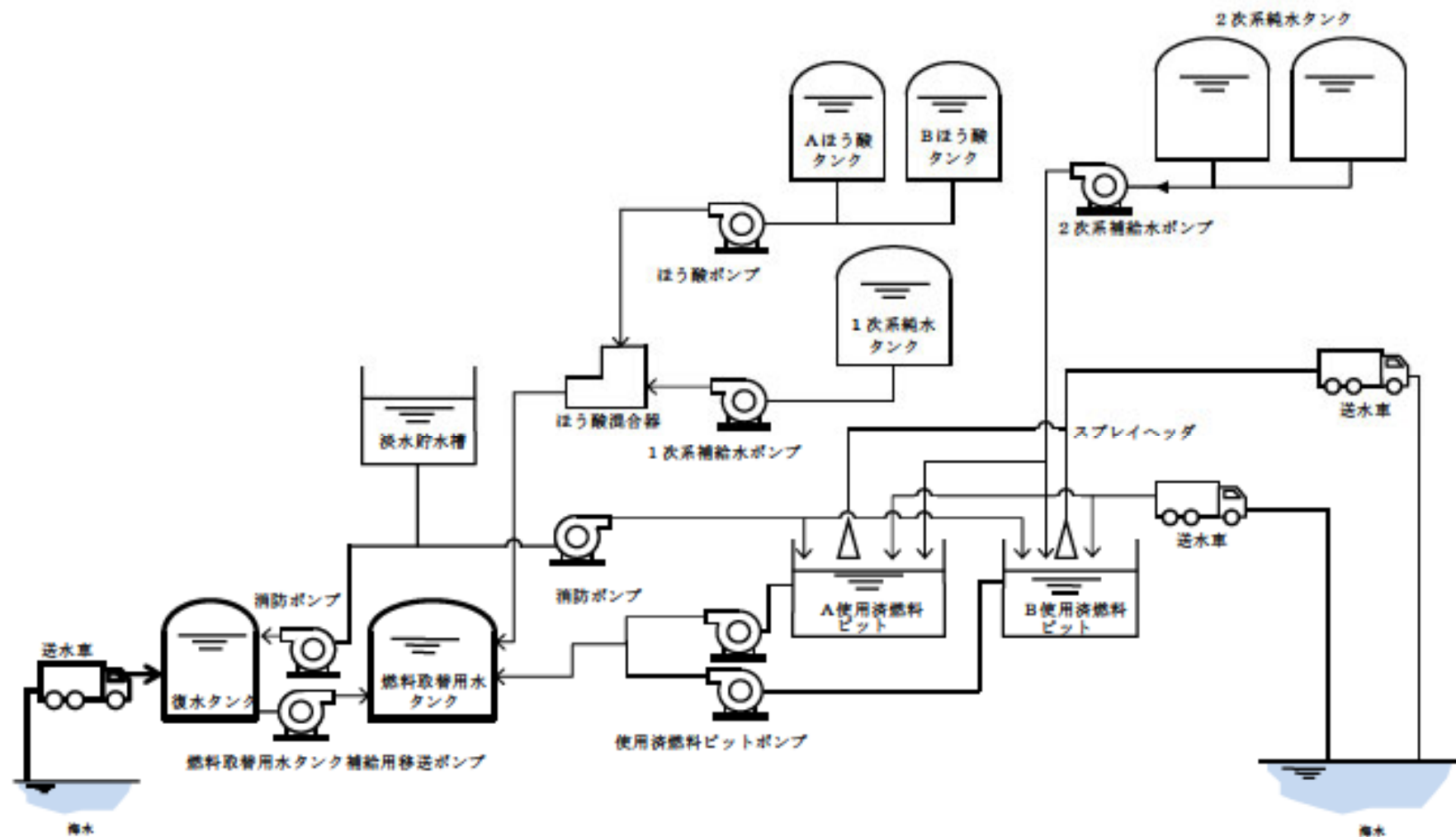
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



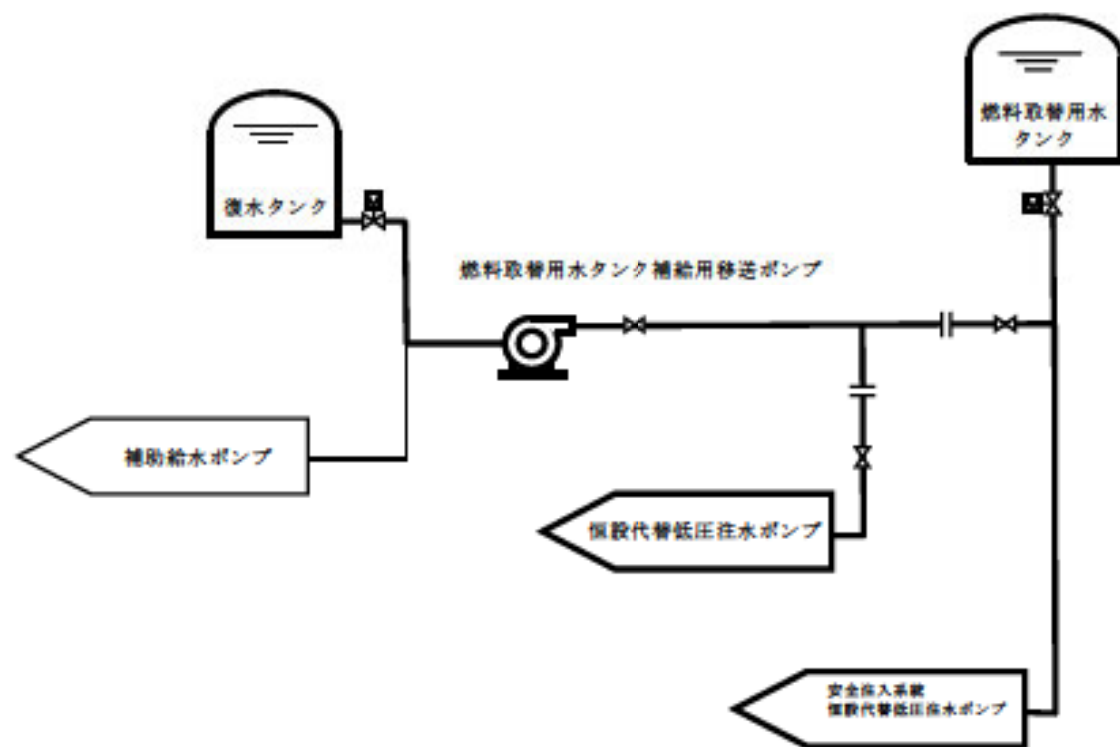
第 4.4.3 図 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 概略系統図 (3)



第 4.5.1 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (1)

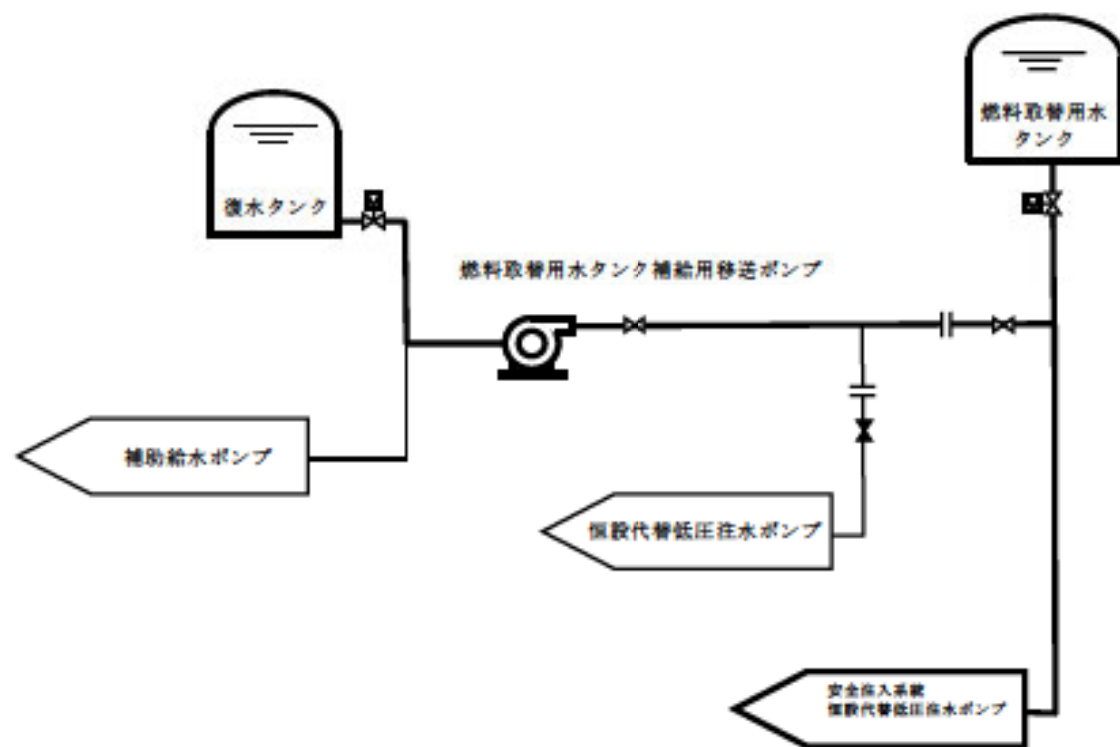


第 4.5.2 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 概略系統図 (2)

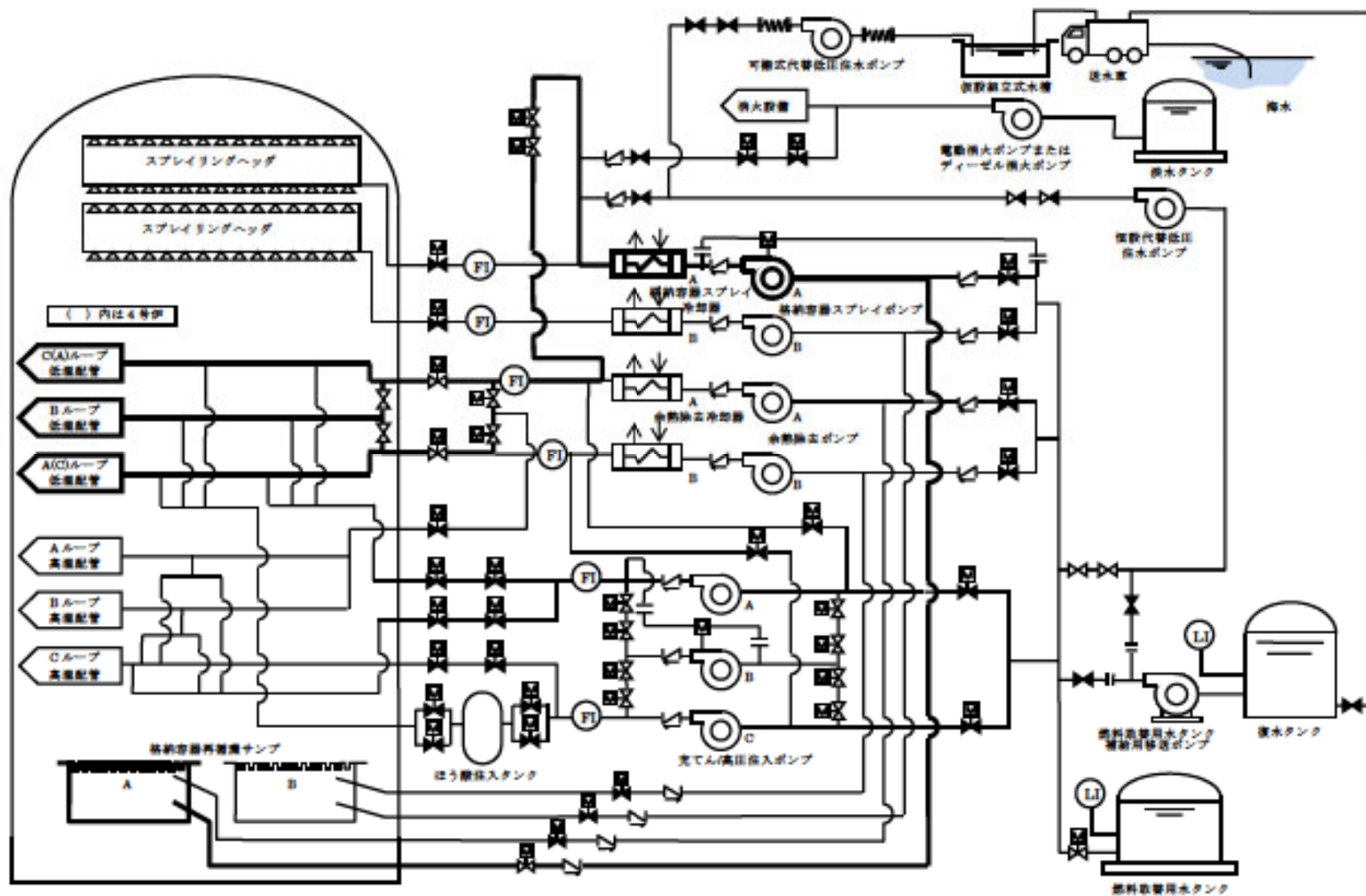


第 4.5.3 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 概略系統図 (3)

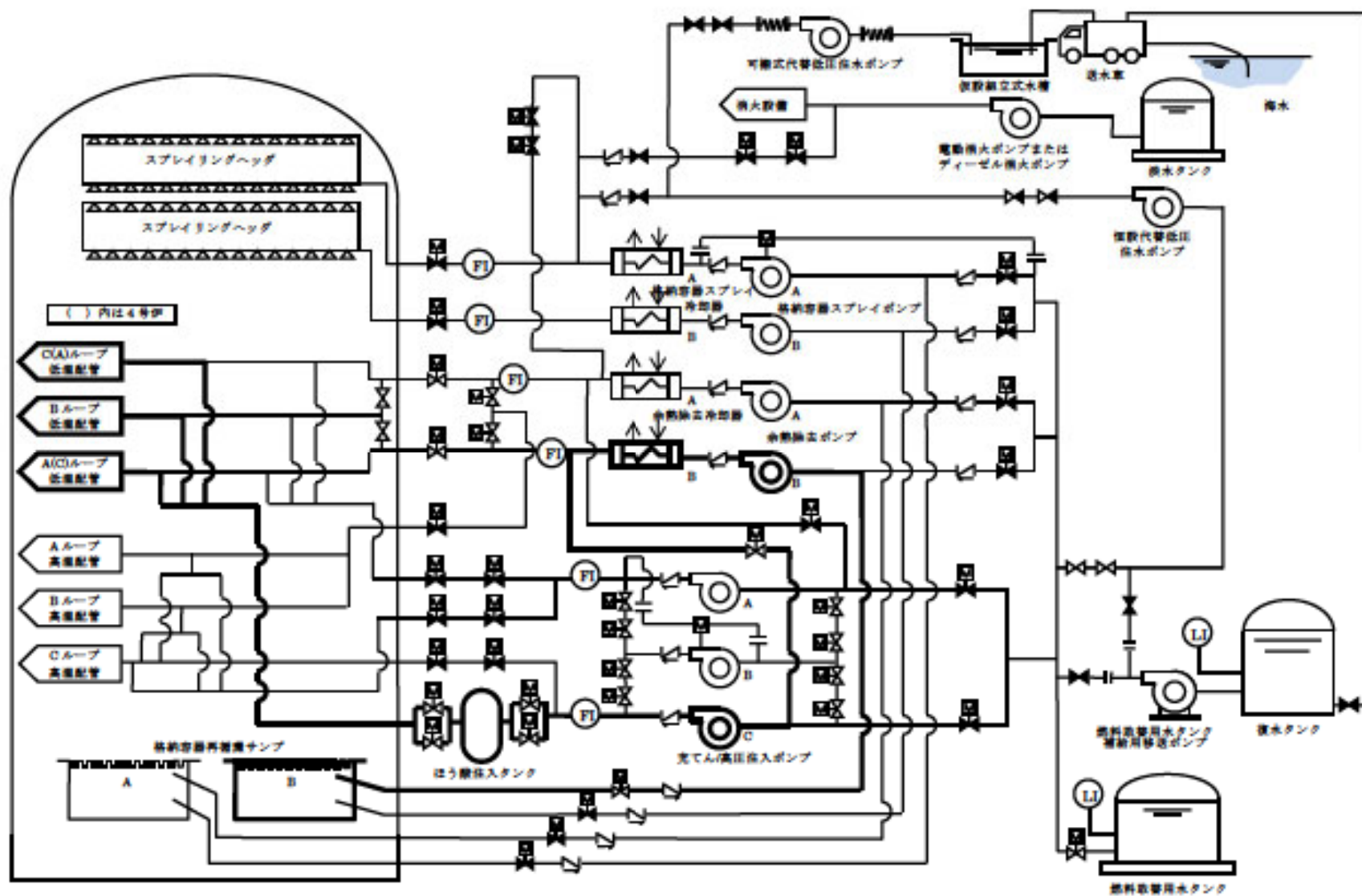




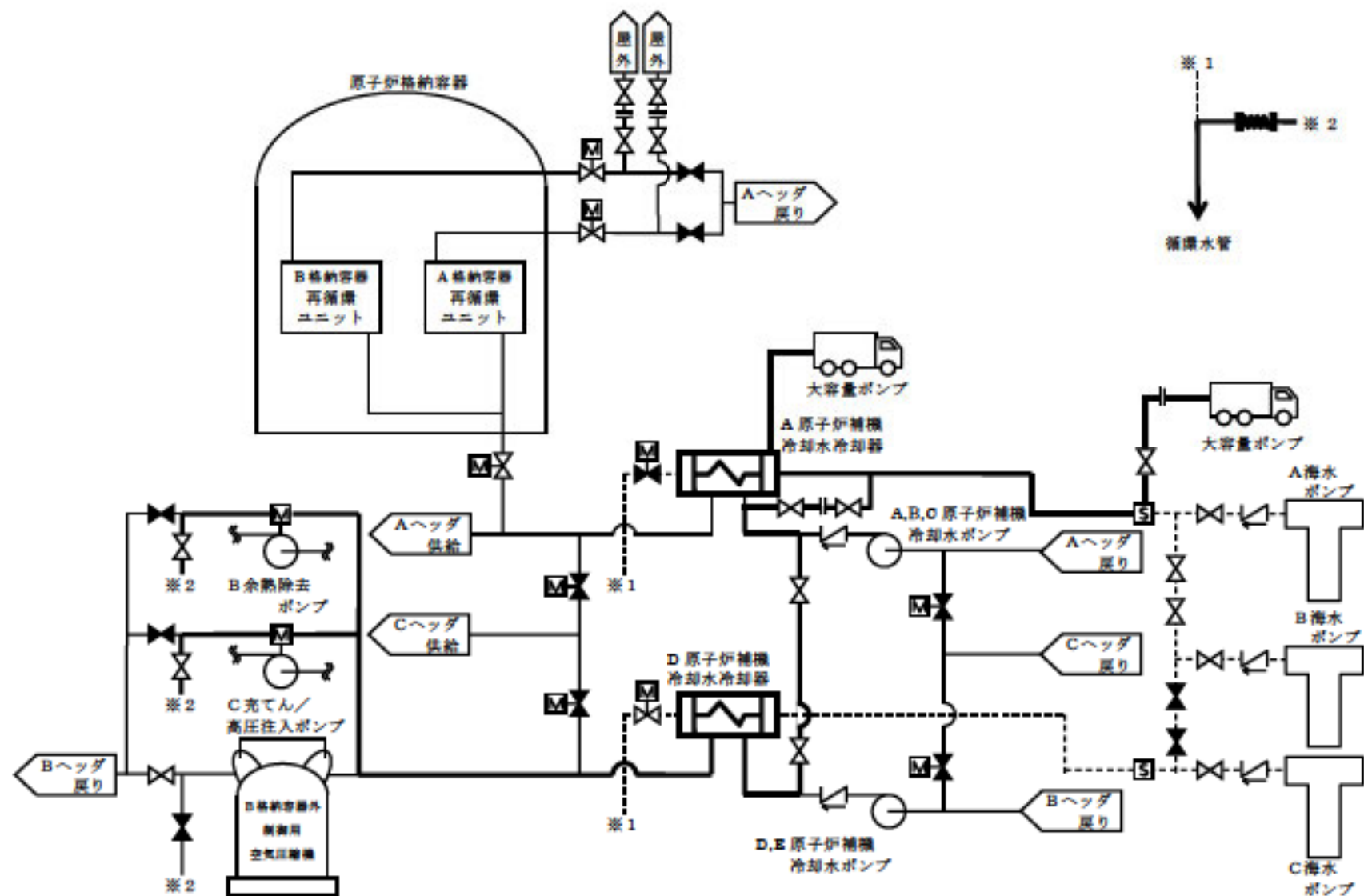
第 4.5.5 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 概略系統図 (5)



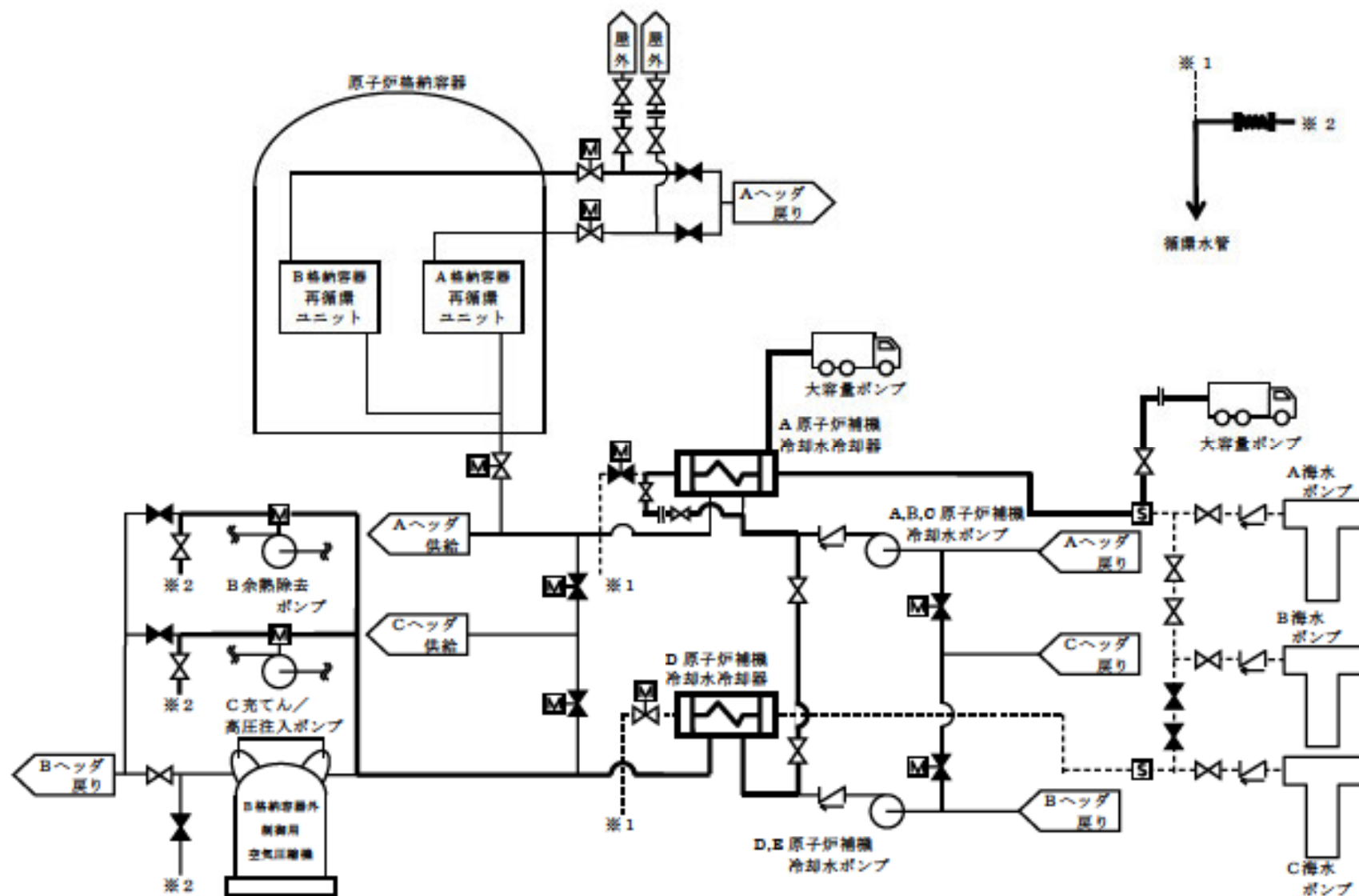
第 4.5.6 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 概略系統図 (6)



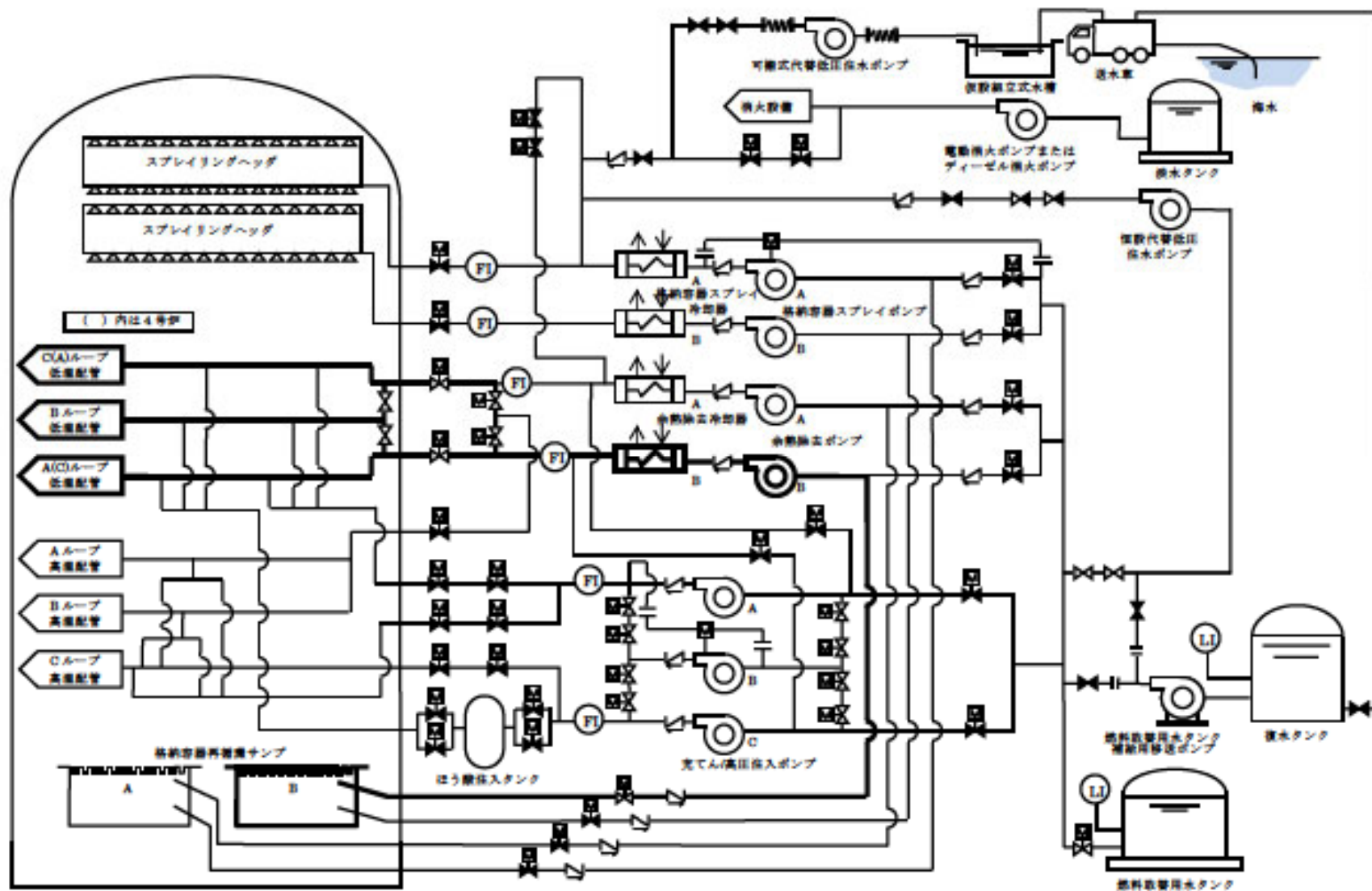
第 4.5.7 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (7)



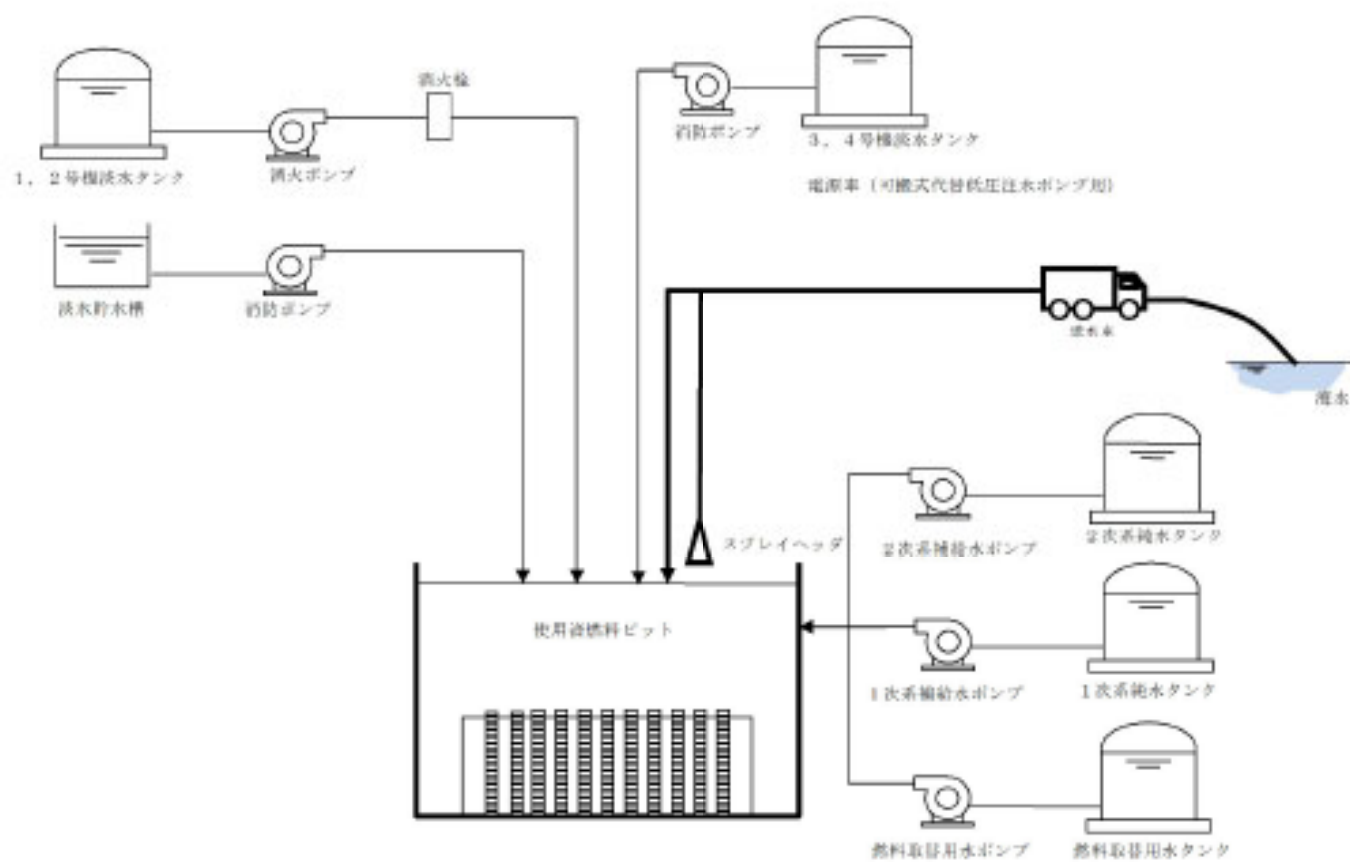
第 4.5.8 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (8) (3号炉)



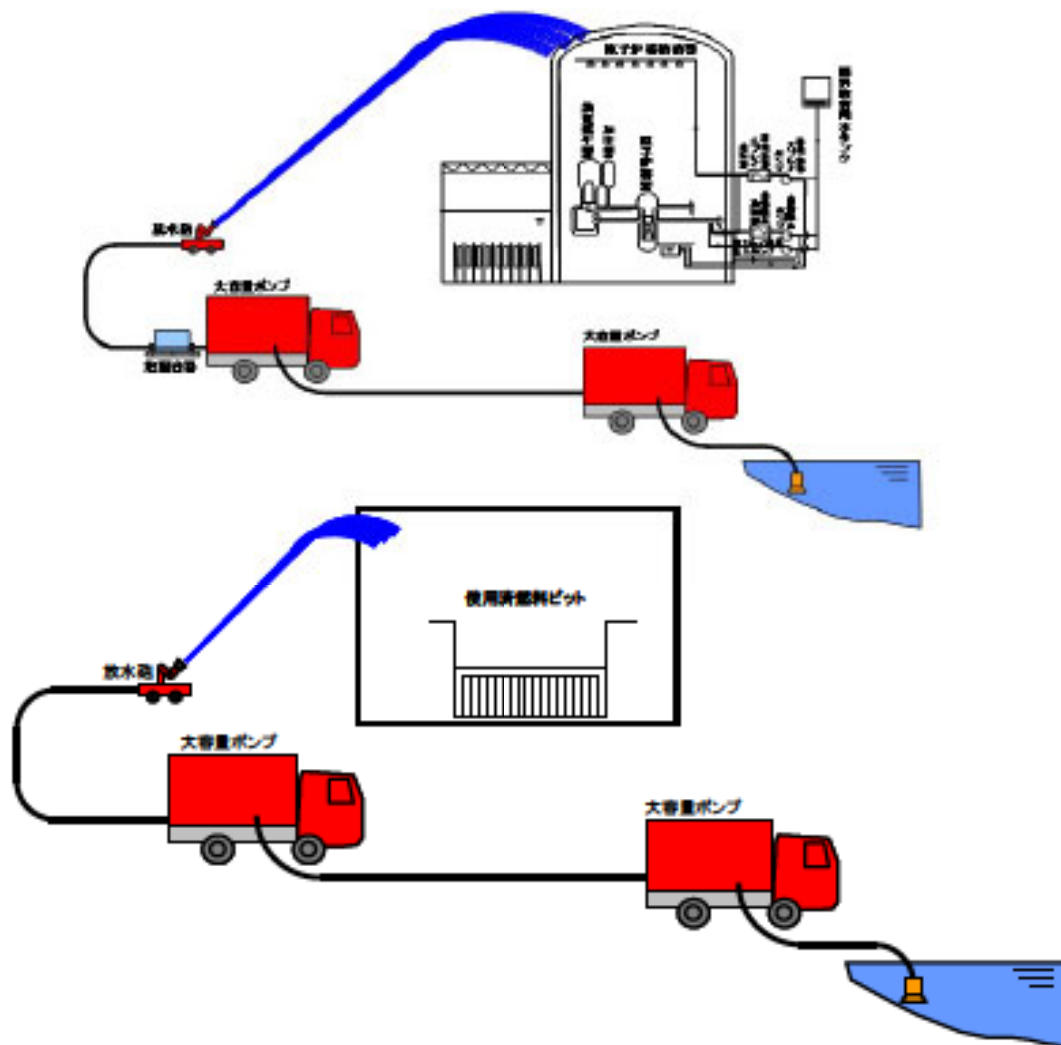
第 4.5.9 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (9) (4号炉)



第 4.5.10 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (10)



第 4.5.11 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図（11）



第 4.5.12 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 概略系統図 (1 2)

#### 4.6 参考文献

- (1) 「MOX燃料の取扱い及び貯蔵について」 MHI-NES-1007  
改1  
三菱重工業 平成10年
- (2) 「MOX燃料の機械設計」 NFK-8100 改2  
原子燃料工業 平成10年

## 5. 原子炉冷却系統施設

### 5.1 1次冷却設備

#### 5.1.1 通常運転時等

##### 5.1.1.1 概要

1次冷却設備は、第5.1.1.1.1図に示すように原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、1次冷却材管及び弁類で構成され原子炉格納容器内に設置されている。

1次冷却設備は、関連する補助系統の配管との接続部を含めて原子炉冷却材圧力バウンダリ<sup>(1)</sup>を構成しており、その範囲は第5.1.1.1.2図に示されるとおりである。

1次冷却設備は、次の機能を持っている。

- (1) 炉心で加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次冷却系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- (2) 原子炉運転中に、炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、1次冷却材中の放射性物質が、外部に漏れいするのを防ぐ隔壁となる。
- (4) 炉心冷却のほか、減速材及び反射材としての機能を果たし、更に中性子の吸収材であるほう素の溶媒の役割を果たす1次冷却材を保持する機能を有する。
- (5) 加圧器により1次冷却系の圧力を一定に制御する。

##### 5.1.1.2 設計方針<sup>(2)(3)(4)(5)</sup>

1次冷却設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、事故の防止並びにその結果の抑制のため安全上重要な設備であるので、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定を行う。

###### (1) 炉心冷却能力

1次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力をもたせた設計とする。

###### (2) 過圧防護

1次冷却系の圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。

(3) 材料選定

1次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材ポンプ、配管及び弁等は、耐食性を考慮して選定する。

(4) 脆性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性破壊を防止するように設計する。

また原子炉容器の材料に対しては、高速中性子照射による脆化を監視するため、カプセルに收容した試験片を熱しゃへい体と原子炉容器の間にそう入し、計画的に取出して破壊試験ができるように計画する。

(5) 耐震設計

1次冷却設備は、支持構造物を含め、耐震Aクラスの設計を行う。

(6) 配管破断防護設計

1次冷却材管は、瞬間破断を想定し、その結果生じる影響により安全上重要な施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、必要に応じ適宜配管むち打ち防止レストレイントを設ける。

(7) 過渡条件に対する設計

原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の設計条件を設定するに当っては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時に想定される圧力、温度等を考慮し安全側の条件を与えるとともにそれらの変動時間及びその繰り返し回数等の過渡条件を設定し、材料疲労に対しても余裕をもって機能維持が可能なように設計する。

(8) 漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えいの早期検知と漏えい量の推定のために漏えい監視設備を設ける。

(9) 試験検査の可能性

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器は、日本電気協会電気技術規程（原子力編）J E A C -4205-1974「原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査」を満足するように、計画的に供用期間中検査ができる設計とする。

### 5.1.1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統機器の設計

#### 5.1.1.3.1 系統及び機器の準拠する法令、規格、基準

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器の設計製作は、第5.1.1.3.1表に示す法令、規格、基準に準拠して行う。

#### 5.1.1.3.2 強度に関する設計の基準

機器は、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示501号）を満たすように設計される。

すなわち、機器各部に生じる応力を、一次一般膜応力、一次局部膜応力、一次曲げ応力、二次応力及びピーク応力に分類し、次に示す考え方によりそれらの応力強さ、あるいは応力強さの変動巾を制限する。

- (1) 内圧、機械的荷重等、単純な負荷による破損や大きな変形を防止するため一次応力強さを制限する。
- (2) 繰り返される負荷に対する変形の増加を防止するため、一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さの変動巾を制限する。
- (3) 容器の寿命中に想定される繰り返し荷重による疲労損傷を防止するため、ピーク応力強さを制限する。

これらの評価を行う場合、次に示す荷重が考慮される。

- a 圧力荷重及びボルト締付力等の機械的荷重
- b 運転中想定される温度の過渡変化（設計過渡条件<sup>(6)</sup>として与えられる）により生じる不均一な温度分布により生じる熱荷重
- c 地震による荷重
- d 系統あるいは機器の熱膨脹変位の拘束による荷重
- e 自重

なお、原子炉容器については原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を55℃/hに抑える。

#### 5.1.1.3.3 脆性破壊の防止

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器のうち、フェライト系鋼材により製作する機器（原子炉容器、蒸気発生器水室及び加圧器）に対しては、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように材料選択、設計、製作及び運転に留意する。また、使用材料に対し破壊じん性試験を行い脆性遷移温度を確認しそれより33℃以上高い温度を最低使用温度とする。

また1次冷却系の加熱時、冷却時の運転に対しては、寿命期間中の高速中性子照射を考慮した加熱・冷却制限曲線を設け、運転を制限する。

更に原子炉容器材料に対しては、高速中性子照射による脆化を監視するためカプセルに収容した試験片を熱しゃへい体と原子炉容器の間にそう入し、計画的に取出して破壊試験が実施できるようにする。

#### 5.1.1.3.4 過圧防護

1次冷却設備の圧力逃がし装置として加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁を加圧器上部に設ける。これらの弁より放出された蒸気は加圧器逃がしタンクの水中に放出される。

加圧器は、負荷変動に伴う1次冷却系の圧力上昇あるいは低下を許容範囲内に制限する。

加圧器スプレイ弁は、10%負荷減少時において加圧器逃がし弁を作動させないで圧力変動を吸収し得る容量とする。

加圧器逃がし弁は、急激負荷減少時においてタービンバイパス系の作動とあいまって1次冷却系圧力を最高運転圧力以下に制限し得る容量とする。加圧器逃がし弁は自動制御により作動し、また手動

遠隔操作することもできる。

加圧器安全弁は、吹出し圧力を1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、弁の総容量は100%負荷喪失時に主蒸気安全弁のみが作動した時の加圧器最大サージ流量以上の値としている。加圧器安全弁により1次冷却設備の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

また、1次冷却系の加熱、冷却時における誤操作等による圧力上昇は、加圧器逃し弁を用いて許容範囲内に制限する。

#### 5.1.1.4 主要設備の仕様

1次冷却設備の設備仕様を第5.1.1.4.1表に示す。また、主要設備の仕様を第5.1.1.4.2表～第5.1.1.4.7表に示す。

#### 5.1.1.5 主要設備

##### 5.1.1.5.1 原子炉容器

原子炉容器は、第5.1.1.5.1図に示すように上部及び底部が半球状のたて置円筒形で、原子炉容器上部ふたはフランジで容器胴にボルト締めする。原子炉容器炉内には燃料、炉内構造物、制御棒クラスタ、その他炉心付属部品を収容する。原子炉容器出入口ノズルは、原子炉容器のフランジと炉心上端との中間に設け炉心が露出しない構造とする。

原子炉容器は、炉内構造物を取出すことにより内面の検査が可能である。

原子炉容器上部ふたは胴側フランジにボルト締めで取付け、燃料取替及び補修の時に取外しができるようにする。原子炉容器上部ふたにはアダプタの付いた制御棒駆動装置用管台を設け、制御棒駆動装置の圧力ハウジングをねじ込みシール溶接する。原子炉容器底部には炉内計装用ノズルを設ける。

原子炉容器上部ふたのフランジ当り面は、同心円状に二重に溝を設け、ここにニッケル・クロム・鉄合金製Oリングを取付けシール

を行う。更にシール部分からの漏えい検出が可能になるようにする。すなわちシール部の漏えいは、各々のOリングの外側に設けた胴側フランジのタップ孔から温度指示装置へ導き漏えいした高温水による温度高警報によって検出する。Oリングは、その内側に設けた小孔により容器の内圧をリング内面に受け自ら接触面圧を増す構造とする。原子炉容器のOリング取付けの概略を第5.1.1.5.2図に示す。

原子炉容器の実際の運転条件下で放射線損傷の程度を知るため日本電気協会電気技術規程（原子力編）J E A C 4201-2000「原子力構造材の監視試験方法」に準拠した照射試験を実施する。カプセルに収容した試験片を熱遮へい体と原子炉容器の間にそう入して照射し計画的に取出して破壊試験を行い、供用期間中の材質の変化を監視する。

高速中性子照射の高い部分は、不連続点又は応力集中を生じない円滑な円筒形とする。

原子炉容器の材料は低合金鋼とし、内面の1次冷却材と接触する部分はステンレス鋼で肉盛りし、腐食を防止する。

原子炉容器外面は、ほう酸溶液の酸性に耐えるステンレス鋼製の保温材でおおう。

#### 5.1.1.5.2 蒸気発生器

各1次冷却材回路には、たて置U字管式熱交換器型蒸気発生器を1基ずつ設け、タービンを全出力運転するのに必要な蒸気流量の約1/3ずつを供給する。

蒸気発生器の構造を第5.1.1.5.3図及び第5.1.1.5.4図に示す。

1次冷却材は、1次冷却材入口管台から蒸気発生器下部の入口水室に入り、伝熱管（U字管）を経て出口水室に至り、1次冷却材出

蒸気発生器2次側への給水は、伝熱管上端のすぐ上の位置から給水管を通じて行い、給水は伝熱管外筒と胴の間の円環水路を再循環水と混合しながら下降した後、方向を変えて伝熱管束の間を上昇しながら1次冷却材との熱交換により加熱され、一部が蒸気となる。

次に、上昇する蒸気と水の混合物は、気水分離器に入り、スワールペーンを通過して蒸気と飽和水に分離され、飽和水は再び給水とともに下方に向かって循環する。蒸気は、湿分分離器により通常の負荷で湿分0.25wt%以下の蒸気となる。湿分分離器を出た蒸気は、蒸気出口管台部に設けられたフローリストラクタを通り、タービンへ供給される。フローリストラクタは、主蒸気流量検出のための差圧取出しを目的とするが、さらに主蒸気管破断事故時には蒸気流出を抑制する。

蒸気発生器伝熱管は、全出力運転時において必要な熱伝達能力を持った設計とし、また寿命期間中の伝熱管の汚れに対しても余裕のある設計としている。

蒸気発生器伝熱管は、U字形細管であり、管板に取り付け、シール溶接する。

伝熱管の振止め金具は、局所的な集中力を与えないように伝熱管との接触に際して線接触となるように設計し、伝熱管に直接溶接しない構造とする。

蒸気発生器本体は、低合金鋼製で、1次冷却材と接する内面はステンレス鋼、管板はニッケル・クロム・鉄合金で肉盛りする。伝熱管には、耐食性等に優れているニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

蒸気発生器2次側の水質管理は、腐食抑制のため溶存酸素、塩素等の含有量の制限及びpH調整を行う。

また、蒸気発生器2次側の水質管理を行うために、管板上部にある2個のブローダウンノズルから必要に応じて連続又は間欠的にブローし、ブロー水はブローダウン設備へ導く。

蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器空気抽出器ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、中央制御室において伝熱管からの1次冷却材の漏えいを早期に検知する。

#### 5.1.1.5.3 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプは、斜流式ポンプで、その構造を第5.1.1.5.5図に示す。

1次冷却材ポンプは、蒸気発生器を出た1次冷却材をポンプケーシング底部の1次冷却材吸込みノズルから吸い込み、回転軸下端に取り付けたインペラによって揚水し、ケーシング側部の1次冷却材吐出ノズルから吐出する。ポンプ及び電動機の駆動軸は、電動機上下端及びポンプ内部に設けた3個のベアリングで支持する。ポンプ側ベアリングは水潤滑を行う。電動機ベアリングは油潤滑で、原子炉補機冷却水により冷却する。

駆動軸部からの1次冷却材の漏えいに対するシールは、ポンプ駆動軸に取り付けた漏えい制御式シールアセンブリによって行う。これは3段のシールアセンブリで構成し、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプから1次冷却材と同じ水質の封水を、インペラとシールアセンブリの間に注入する。この封水の圧力は、1次冷却材の圧力より少し高く調整してあるので、一部は下方へ流れ、ポンプベアリングの冷却及び潤滑を行った後、ラビリンスシールを経て1次冷却材中に流入する。残りは上方に流れ、第1段シールに達し、減圧後一定流量で化学体積制御設備に戻る。

第2段シールは、第1段シールのバックアップとして設けられ、この2個のシールのうち、1個が破損しても残りのシールで十分に機能を果たすことができる。さらに、第3段のシールにより、第2段シールからの漏えい水が原子炉格納容器内に放出されることを防止するので、原子炉格納容器内が汚染されるおそれはほとんどない。

電動機及びポンプのインペラは、保守又は点検に際しては、ケーシングを動かさずに容易に取外しができる。ポンプを駆動する電動機は三相誘導電動機を用い、ポンプに直結している。

ポンプを駆動する電動機は、所内高圧常用母線に接続し、「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致により電動機の遮断器を開放する。この際、同遮断器が開とならない場合は、所内高圧常用母線の受電遮断器を開放する。

1次冷却材と接触するポンプ部品には、すべて耐食性材料を用いる。

1次冷却材ポンプは、必要な炉心冷却流量を確保できる容量としている。また、1次冷却材ポンプは、ポンプ電源が喪失した場合でも、ポンプ、電動機及びフライホイールの回転慣性モーメント約 $3,460\text{kg}\cdot\text{m}^2$ により1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われるのを防止できる。

フライホイールの限界回転数は、1次冷却材喪失事故時に予想される最大回転数に比べて十分大きく、また、製作段階及び供用期間中における品質管理を十分に実施することにより、フライホイールの健全性は十分確保できる。

1次冷却材ポンプは逆転防止装置を設け、他のポンプが運転中でも停止中のポンプが逆回転しない構造とする。

#### 5.1.1.5.4 加圧器

加圧器及びその付属設備は、加圧器本体、ヒータ、サージ及びスプレイ配管、安全弁及び逃がし弁、加圧器逃がしタンク等で構成する。

加圧器は上、下部鏡板が半球状のたて置き円筒形容器である。

加圧器の概略を第5.1.1.5.6図に示す。

加圧器は通常時、容積の約60%が液相で他は気相を構成しており、通常の負荷変化に伴う1次冷却材の熱膨脹及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限するとともに、最高使用圧力を超えないよう1次冷却系圧力を規定値に保つ。

加圧器底部には、液浸式のヒータを設け、1次冷却系の圧力制御のための加熱及び加圧を行う。

加圧器上部には安全弁及び逃がし弁を設け、スプレイによる圧力制御の範囲を超える大きな圧力上昇を防止する。

加圧器逃がしタンクは、横置円筒形とし、通常時は水と窒素で満たしておく。加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁から放出された蒸気

は、スパージャを通して加圧器逃がしタンクの水中に放出される。加圧器逃がしタンクの水容量は、全出力時の加圧器中の全蒸気量を放出した場合においても、加圧器逃がしタンク内圧が $3.5\text{kg/cm}^2\text{G}$ 以下になるように設計する。

加圧器と1次冷却材高温側配管は、サージ管で連絡し、負荷変化に伴う正及び負のサージを加圧器により吸収するように設計する。すなわち、プラント負荷減少による正のサージがあれば、1次冷却材低温側配管から分岐したスプレイ系を作動させ、加圧器内の蒸気を凝縮し、圧力を規定値に保つ。

加圧器スプレイ弁は通常時は自動であるが、中央制御室での手動制御もできる。加圧器スプレイ弁と並列に加圧器スプレイ弁バイパス弁を設け、少量のスプレイ水を運転中に連続的に注入して加圧器内水質を1次冷却材と同一に保ち、また、スプレイ配管の冷却を防ぐ。プラント負荷上昇による負のサージがある場合には、加圧器内の液相が蒸発し、また、ヒータを自動起動して1次冷却系の圧力を規定値に保つ。

加圧器は、低合金鋼製で、内面はステンレス鋼で肉盛りする。ヒータはステンレス鋼で被ふくしたものをを用い、取付部は冷却材が漏えいしないように、十分考慮して設計する。

#### 5.1.1.5.5 配管

1次冷却材管は第5.1.1.5.7図及び第5.1.1.5.8図に示されるように、原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し循環回路を形成している。1次冷却材管の口径は、腐食の加速度的進行を防止し得る適切な流速となるように選定された口径としている。蒸気発生器と1次冷却材ポンプ吸込み間の配管はポンプ吸込み側における整流効果を向上させるため配管口径を増している。

通常運転時に高温となる配管は熱損失を防ぐため保温を行う。

1次冷却材管のうち加圧器サージ管、化学体積制御設備からの充てん配管等の取付け部で通常運転時に1次冷却材との温度差により

大きな熱応力が生じる可能性のある部分にはその熱応力を軽減するためにサーマルスリーブを設ける。

1次冷却材管はステンレス鋼を使用し接続部はすべて溶接とする。

#### 5.1.1.5.6 弁類

1次冷却設備の弁類として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については中央制御室に弁の開閉表示を行う。

1次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常時の充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁を設ける。
- b. 通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁を設ける。
- c. 通常時閉、原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。

なお、b.に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b.に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

弁が1次冷却材に接する主要部分は、すべてステンレス鋼を使用する。

大口径の弁類は、バックシート及び第5.1.1.5.9図に示すようにステムリークオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また小口径の弁類についても、可能な限りグ

ランド部にペローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、1次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを実質的に零にする。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が加圧器安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。加圧器安全弁により、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却系の圧力を最高運転圧力以下に制限するために設置する。万一、加圧器逃がし弁に漏えいがあった場合に加圧器逃がし弁を隔離するため遠隔操作の元弁を設ける。

加圧器スプレイ弁は、加圧器スプレイ流量を自動調節して、1次冷却系の圧力が過大となるのを防止する。スプレイ管及びサージ管内の温度維持並びに加圧器内とそれ以外の1次冷却材のほう素濃度に差が生じないようにするため、加圧器スプレイ弁と並行に手動のバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設け、各ベントの先端にはプラグを設ける。

1次冷却設備の主要弁類の設備仕様の概略を第5.1.1.4.7表に示す。

#### 5.1.1.5.7 支持構造物

##### (1) 原子炉容器

原子炉容器の支持構造を第5.1.1.5.10図に示す。

原子炉容器は、原子炉容器入口及び出口ノズルに溶接した6個の鋼製の支持パッドで支持する。支持パッドは、サポートブラケットに取り付けたサポートシュー上に置き、サポートブラケット

は原子炉容器周りの鉄鋼構造物（ベースプレート）により支持する。

温度変化による容器の膨張収縮に伴う半径方向の動きは、シムプレートと支持パッド間の滑りにより吸収し、地震時の横荷重はサポートブラケット及びベースプレートによって支え、容器の中心位置を常に確保する。これらの支持構造物は、配管破断事故によって生じる荷重に対してもそれを十分支持し得るものである。サポートブラケットは、箱形の構造とし、原子炉容器の熱が、サポートブラケットを経てコンクリート支持部に伝わるのを少なくするため、原子炉容器冷却ファンにより空冷する。

## (2) 蒸気発生器

蒸気発生器の支持構造を第5.1.1.5.11図に示す。

蒸気発生器は、上部胴支持構造物、中間胴支持構造物、下部支持構造物及び支持脚で支持する。上部胴支持構造物はスナバにより支持する構造物とする。中間胴支持構造物は、中間胴支持構造物フレームと一方向からのスナバの組合せとし、中間胴支持構造物フレームはつり下げ金物により蒸気発生器につり下げ、蒸気発生器と一緒に移動する構造物とする。また、下部支持構造物は鉄鋼構造物とする。

上部胴、中間胴及び下部支持構造物は、配管の熱膨張に対して十分考慮した構造であるが、地震時及び配管破断時には、蒸気発生器の水平方向の移動を拘束する構造物とする。支持脚は鉛直方向荷重を支持し、サポートパイプ上部及び下部はピン結合とし、配管の熱膨張による蒸気発生器の移動は拘束しない構造物とする。

## (3) 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプの支持構造を第5.1.1.5.12図に示す。

1次冷却材ポンプは、上部、下部支持構造物及び支持脚で支持する。上部支持構造物はスナバにより支持する構造物とし、下部支持構造物は鉄鋼構造物とする。上部及び下部構造物は配管の熱膨張に対して十分考慮した構造であるが、地震時及び配管破断時には

1次冷却材ポンプの水平方向の大きな移動を制限する構造とする。

支持脚は鉛直方向荷重を支持し、蒸気発生器と同様にパイプコラム上部及び下部をピン結合として、配管の熱膨張による1次冷却材ポンプの移動は拘束しない構造とする。

#### (4) 加圧器

加圧器の支持構造を第5.1.1.5.13図に示す。

加圧器は上部及び下部支持構造物で支持する。上部支持構造物は鉄鋼構造により支持する構造とし、下部支持構造物は胴下部に溶接したスカートにより支持する。上部支持構造物は熱膨張による加圧器の鉛直方向移動は拘束しない構造とし、水平方向の移動を拘束する構造とする。

#### 5.1.1.5.8 漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器内及び2次冷却系への漏えいに対する監視設備として、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、凝縮液量測定装置、格納容器サンプル水位上昇率測定装置、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器空気抽出器ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける。

これらの監視設備が異常を検知した場合には、中央制御室に警報を発する。

##### (1) 原子炉格納容器内への漏えいに対する監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生すると、漏えい流体の一部は蒸気となり、原子炉格納容器内に循環している空気流に混合される。格納容器ガスモニタ及び格納容器じんあいモニタは、原子炉格納容器内空気中の放射性物質の濃度を測定することにより漏えいを検知する。

凝縮液量測定装置は、漏えい蒸気が格納容器再循環ユニット及び制御棒駆動装置冷却ユニットの冷却コイルで凝縮されることを利用して、その凝縮液量を測定することにより漏えい検知を行う。

格納容器サンプル水位上昇率測定装置は、漏えい流体が最終的に

格納容器サンプに集まることから、その水位上昇を測定することにより漏えいを検知する。

以上の漏えい監視設備により約3.8ℓ/minの漏えいであれば1時間以内に検知できる。

凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置の系統構成を第5.1.1.5.14図に示す。

#### (2) 2次冷却系への漏えいに対する監視設備

1次冷却材の蒸気発生器1次側より2次側への漏えいは、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器空気抽出器ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタで放射性物質の濃度を測定することにより早期に検知する。

### 5.1.1.6 試験検査

#### 5.1.1.6.1 原子炉容器

原子炉容器の製作にあたっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。主要な非破壊試験項目を第5.1.1.6.1表に示す。

炉内構造物は、原子炉容器内面の供用期間中検査が可能なように、取出しできる設計とする。原子炉容器出入口ノズルの上部には、コンクリートしゃへいの代りに取外し可能なサンドプラグを設けるとともに、原子炉容器出入口ノズル部の保温材は、取外し可能な設計にして供用期間中検査を可能にする。

更に、原子炉容器の実際の運転条件下における放射線損傷の程度を知るために、原子炉容器構造物の監視試験計画を実施する。この計画は、第5.1.1.6.1図のように、カプセルに収容した試験片を熱しゃへい体と原子炉容器の間にそう入して照射し、計画的に取出して破壊試験を行うことにより、使用中の材質の変化を監視する。

カプセルは6個用意し、各カプセルには原子炉容器母材、溶接部等から採取した衝撃試験片、引張試験片、CT試験片（Compact Tension、Specimen：破壊じん性を試験する試験片）等を収容する。

原子炉容器を含む1次冷却設備は、最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を実施する。制御棒駆動装置の圧力ハウジングについては、工場耐圧試験で最高使用圧力の1.5倍程度の水圧試験を実施し、耐圧強度の確認を行う。

#### 5.1.1.6.2 蒸気発生器

蒸気発生器の製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.1.6.2表に示す。

蒸気発生器は、供用期間中検査において内面の検査が可能なように、1次側、2次側ともにマンホールを設け、渦電流試験等により伝熱管の検査が可能な構造とする。蒸気発生器の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

#### 5.1.1.6.3 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプの製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.1.6.3表に示す。

1次冷却材ポンプケーシングは、ステンレス鋳鋼製で、接合部の溶接は溶接部表面と母材とがなめらかになるように加工し、容易に検査ができるようにする。ポンプ内部構造物は、ポンプ内面の検査が可能なように分解して取外しできる構造とする。1次冷却材ポンプの溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

#### 5.1.1.6.4 加圧器

加圧器の製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.1.6.4表に示す。

加圧器内面の供用期間中検査が可能なように、加圧器上部にマンホールを設ける。加圧器の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

#### 5.1.1.6.5 1次冷却材管

1次冷却材管の製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.1.6.5表に示す。

1次冷却材管の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

#### 5.1.1.7 手順等

- (1) RCSループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施する。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

### 5.1.2 重大事故等時

#### 5.1.2.1 概要

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

#### 5.1.2.2 設計方針

##### 5.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

流路として使用する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管等から構成される1次冷却設備は、重大事故等対処設備として構成される系統以外の他の系統・設備へ流入しないよう、隔離弁を設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 5.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

#### 5.1.2.3 主要設備及び仕様

1次冷却設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第5.1.1表に示す。

#### 5.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

流路として使用する系統（蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、蒸気発生器及び加圧器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

1次冷却材ポンプは、分解が可能な設計とする。

原子炉容器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

## 5.2 余熱除去設備

### 5.2.1 概要

余熱除去設備は、第5.2.1図に示すように余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを備え、独立2系統で構成し、次の機能を持つ。

- (1) 原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去し、1次系の温度を下げる。
- (2) 非常用炉心冷却設備の低圧注入系としての機能を果たす。
- (3) 燃料取替時に、燃料取替用水タンクの水を原子炉キャビティに水張りする。

### 5.2.2 設計方針

#### (1) 原子炉の残留熱除去

余熱除去設備は、蒸気発生器による原子炉停止後の初期段階の冷却に引き続き、原子炉の炉心からの核分裂生成物崩壊熱と他の残留熱を除去し、原子炉の冷却が可能な設計とする。

#### (2) 多重性

残留熱を安全に除去するため、余熱除去設備は独立2系統とし、1系統によって原子炉を冷却できる設計とする。

#### (3) 外部電源喪失

余熱除去ポンプは、非常用母線から給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても、残留熱を安全に除去できる設計とする。

#### (4) 低圧注入系

事故時に、余熱除去設備は低圧注入系としての機能を果たす設計とする。

低圧注入系に関しては、“5.3 非常用炉心冷却設備”で記述する。

#### (5) その他の設計方針

##### a 原子炉の冷却時間

原子炉停止時に余熱除去設備は、海水温度が20℃のときに余熱除去設備を2系統運転することにより、炉停止後約20時間で1次冷却材の温度を60℃まで下げ得る能力を有するように設計する。

##### b 原子炉キャビティの水張り

余熱除去設備は、燃料取替時に燃料取替用水タンクの水を原子炉キャビティに水張し、燃料取替終了後は燃料取替用水タンクに戻す機能を果たすよう設計する。

### 5.2.3 主要設備の仕様

余熱除去設備の主要設備の仕様を第5.2.1表に示す。

### 5.2.4 系統設計及び主要設備

#### 5.2.4.1 系統設計

余熱除去設備は、独立2系統で構成し、各系統に余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを1基ずつ設置し、原子炉の残留熱を除去する。余熱除去ポンプ等は、非常用母線より給電し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機の単一故障を想定しても、原子炉の冷却は行える。

1次冷却材は、1次冷却材高温側配管から取出し、余熱除去ポンプで余熱除去冷却器へ送って冷却し、1次冷却材低温側配管に戻す。1次冷却材の冷却速度は、余熱除去冷却器のバイパスラインの流量を制御することにより調節することができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限（55℃/h）を超えないように抑制し得る。1次冷却材は、余熱除去冷却器の胴側を循環する原子炉補機冷却水で冷却し、更に、原子炉補機冷却水は海水で冷却する。

余熱除去ポンプは、燃料取替時に燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉キャビティに送り、燃料取替終了後は燃料取替用水タンクに戻す。

#### 5.2.4.2 主要設備

##### (1) 余熱除去冷却器

余熱除去冷却器は、余熱除去運転中に1次冷却材を冷却するものである。

余熱除去冷却器は、2基設置し、一方の余熱除去冷却器を運転中に他方の補修作業が可能ないように、別々の部屋に設置する。

管はU字型を使用し、胴と管との間の大きな熱膨張差が発生しても無理が生じない構造とする。1次冷却材は管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

#### (2) 余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプは、2台設置し、一方のポンプの運転中他方の補修作業が可能なように、しゃへいされた別々の部屋に配置する。

余熱除去ポンプは、横置渦巻式で、1次冷却材の漏えいを防止するためにメカニカルシールを使用する。

また、隔離等の操作は、しゃへいの外から遠隔操作が可能なようにする。

#### (3) 配管

余熱除去設備は、1次冷却材高温側配管から1次冷却材を取出して余熱除去ポンプで送水し、余熱除去冷却器で冷却した後再び1次冷却材低温側配管に戻す。

余熱除去設備の通常起動時に熱的衝撃を緩和するとともに冷却速度を調整する目的で、余熱除去冷却器のバイパス配管を設ける。

余熱除去設備は、定期的に試験運転を行うために、余熱除去冷却器出口と余熱除去ポンプ吸込側との間にミニマムフローラインを設ける。

#### (4) 弁

余熱除去設備は、1次冷却設備と比較して設計圧力が低いので、1次冷却設備からの過剰圧力がかからないように、余熱除去ポンプ吸込配管には直列に2個の電動弁を設けて、1個は、1次冷却系の圧力がある値以下に下らないと開かないようにインターロックを設ける。一方、余熱除去冷却器の出口配管で1次冷却設備に接続している配管には、3個の逆止弁と1個の電動弁を直列に設ける。また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ吸込配管には逃がし弁を設けて、その吐出水を加圧器逃がしタンクに導き液体廃棄物処理設備に送る。

#### 5.2.5 試験検査

余熱除去設備は、工学的安全施設として定期的に余熱除去ポンプを運転し、ミニマムフローラインの流量及び試験運転中のポンプ、冷却器、配管及び弁の状態を検査し、性能を確認する。

## 5.3 非常用炉心冷却設備

### 5.3.1 概要

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成し、想定される事故に対してほう酸水を注入し、次に示す機能を持つ。

- (1) 原子炉冷却材喪失に対して原子炉を冷却し、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆のジルコニウムと水との反応を十分小さな量に制限する。
- (2) 主蒸気管破断等に対して、原子炉停止系とあいまって、原子炉の停止に必要な負の反応度を添加する。

非常用炉心冷却設備の系統構成を第5.3.1図に示す。

蓄圧注入系は、加圧されたほう酸水を貯える蓄圧タンクを備え、1次冷却材の圧力が低下すると自動的にほう酸水を注入する。高圧注入系は充てん／高圧注入ポンプを、また、低圧注入系は余熱除去ポンプを備え、事故時には燃料取替用水タンクに貯蔵するほう酸水を原子炉に注入する。

### 5.3.2 設計方針

#### (1) 事故の範囲

非常用炉心冷却設備は、次の事故に対して原子炉を停止し冷却を行うように設計する。

- a 1次冷却材管の小口径配管破断から最大口径配管の完全両端破断までの1次冷却材喪失事故
- b 制御棒クラスタ飛出し事故
- c 主蒸気管破断事故
- d 蒸気発生器伝熱管破損事故

#### (2) 単一故障

非常用炉心冷却設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たしうるように多重性を有する設計とする。

### (3) 外部電源喪失

外部電源喪失時には、前述の単一故障を想定しても非常用母線により原子炉の安全性を確保する設計とする。

### (4) 試験検査

運転可能性を確認するために、設備の検査が可能なような、また、系統の性能試験が定期的に行えるような設計とする。

## 5.3.3 主要設備の仕様

非常用炉心冷却設備の主要設備の仕様を第5.3.1表に示す。

## 5.3.4 系統設計及び主要設備

### 5.3.4.1 系統設計

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成し、各系統について以下に示す。

#### (1) 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンク、配管及び弁類で構成し、各1次冷却材回路に1系統ずつ設置する。

蓄圧注入系は、1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa [gage]（約45kg/cm<sup>2</sup>G））以下に低下すると、自動的にほう酸水を炉心に注入する。この蓄圧注入系の動作は、1次冷却系圧力低下による蓄圧注入配管の逆止弁の自動開放によるもので、特に外部電源等の駆動源を必要としない。

#### (2) 高圧注入系

高圧注入系は、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管及び弁類で構成する。充てん／高圧注入ポンプは100%容量のものを3台設置する。

高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。

- a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- b. 原子炉圧力異常低

- c. 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
- d. 主蒸気ライン差圧高
- e. 原子炉格納容器圧力高
- f. 手動

非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入系の弁が開いた後、充てん/高圧注入ポンプが起動し、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、充てん/高圧注入ポンプの水源を余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを経て格納容器サンプルに切り替えて、再循環モードに移行する。

ポンプ電動機は、各々独立した2系統の非常用母線に接続する。ディーゼル発電機は、非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動し、外部電源喪失時にはこれらの非常用母線に電力を供給する。

充てん/高圧注入ポンプは、通常運転時には化学体積制御設備の充てんポンプとしての機能を有するが、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると高圧注入ポンプとして作動し、両機能が同時に要求されることはないので安全上何ら支障はない。

充てん/高圧注入ポンプの出口には体積制御タンク出口配管に戻るミニマムフローラインを設けて、締切運転を防止するとともに、通常運転時のポンプテストもできるようにする。

ほう酸注入タンク内のほう酸水は、通常運転時、ほう酸注入循環ポンプ、ほう酸注入循環タンクで構成されるほう酸注入タンク水循環系で循環する。ほう酸注入タンク水循環系の系統構成を第5.3.2図に示す。

### (3) 低圧注入系

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成する。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は100%容量のものを2台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号に

より、燃料取替用水タンクのほう酸水を余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、高圧注入配管及び低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

ポンプ電動機は、各々独立した2系統の非常用母線に接続する。ディーゼル発電機は、非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動し、外部電源喪失時にはこれらの非常用母線に電力を供給する。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用するが、通常運転時には非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはなく、安全上何ら支障はない。

余熱除去冷却器出口配管に、余熱除去ポンプ入口配管に戻るミニマムフローラインを設けて、ポンプの締切運転を防止するとともに、通常運転時のポンプテストもできるようにする。

#### 5.3.4.2 主要設備

##### (1) 蓄圧タンク

蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、内部に約41m<sup>3</sup>のほう酸水（ほう素濃度約2,800ppm）を保有し、窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力約4.4MPa [gage]（約45kg/cm<sup>2</sup>G）以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

また、必要に応じて蓄圧タンク中のほう酸水の水位及びほう素濃度を遠隔操作によって調整できるように配管等を設ける。蓄圧タンクの圧力は、窒素ガス封入によって保持し、通常運転時でも調整できる。また、蓄圧タンクの過圧防止のため安全弁を設ける。

## (2) ほう酸注入タンク

ほう酸注入タンクは、ほう酸水（ほう素濃度約21,000ppm）を貯え、充てん／高圧注入ポンプの吐出側に設置する。

非常用炉心冷却設備作動信号で隔離弁が開き、充てん／高圧注入ポンプが起動すると、ほう酸水は1次冷却材低温側配管に注入される。

通常運転中は、ほう酸注入タンク内のほう酸水を均一に混合するため、ほう酸注入循環ポンプを通してほう酸注入タンクとほう酸注入循環タンクとの間でほう酸水を循環させる。この循環流路は非常用炉心冷却設備作動信号で自動隔離する。

## (3) 充てん／高圧注入ポンプ

充てん／高圧注入ポンプは、非常用炉心冷却設備作動信号で自動起動し、注入モード時には燃料取替用水タンクより、また、再循環モード時には余熱除去ポンプ吐出側より取水し、1次冷却系に注入する。

充てん／高圧注入ポンプは、横置の電動渦巻ポンプで、内蔵メカニカルシール冷却器を備えており、原子炉補機冷却水で冷却する。

充てん／高圧注入ポンプの吐出側より体積制御タンクに戻るミニマムフローラインを設け、充てん／高圧注入ポンプの締切運転を防止する。このミニマムフローラインによって通常運転時のポンプテストを行うことができる。

充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時には化学体積制御設備の充てんポンプとしての機能を有するが、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると高圧注入ポンプとして作動し、両機能が同時に要求されることはないので、安全上何ら支障はない。

## (4) 余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプは、非常用炉心冷却設備作動信号で自動起動し、注入モード時には燃料取替用水タンクより、また、再循環モード時には格納容器サンプより取水し、1次冷却系に注入する。

余熱除去ポンプは、横置の電動渦巻ポンプで、内蔵メカニカルシ

ール冷却器を備えており、原子炉補機冷却水で冷却する。

余熱除去ポンプの吐出側より入口配管に戻るミニマムフローラインを設け、余熱除去ポンプの締切運転を防止する。このミニマムフローラインによって通常運転時のポンプテストを行うことができる。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には余熱を除去するために使用するが、通常運転時は非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはなく、安全上何ら支障はない。

#### (5) 余熱除去冷却器

余熱除去冷却器は、横置U字管式であり、事故後の再循環モード時には管側に格納容器サンプル水を通し、胴側を流れる原子炉補機冷却水で冷却する。

余熱除去冷却器については5.2節でも記述する。

#### (6) 配管及び弁

高圧注入系の注入弁は電動で、非常用炉心冷却設備作動信号により開く。1次冷却設備から非常用炉心冷却設備を隔離している逆止弁は、非常用炉心冷却設備の配管破断により1次冷却材喪失事故をひき起こすことがないように、1次冷却設備に近接して設置する。

低圧注入系には逃がし弁を設置し、1次冷却設備の設計圧力より低いこの系の設備を保護する。

### 5.3.5 評価

#### (1) 事故後の原子炉停止及び炉心冷却に対する能力

##### a 1次冷却材喪失事故

1次冷却材管の小口径配管破断から最大口径配管の完全両端破断までの1次冷却材喪失事故を解析し、最高燃料被ふく管温度、ジルコニウム-水反応とも「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」を十分満足することを確認している。

##### b 制御棒クラスタ飛出し事故

制御棒クラスタ飛出し事故に対して、燃料は損傷することなく、事故後非常用炉心冷却設備により炉心は十分未臨界に保たれること

を確認している。

c 主蒸気管破断事故

主蒸気管破断事故時にも、非常用炉心冷却設備は炉心を損傷することなく原子炉を停止することを確認している。

d 蒸気発生器伝熱管破損事故

蒸気発生器伝熱管 1 本が破損した場合、非常用炉心冷却設備は、炉心を損傷することなく原子炉を未臨界に保ち、また、原子炉の冷却に寄与することを確認している。

(2) 単一故障に対する能力

上記の事故に対して、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たしうる。

(3) 外部電源喪失に対する能力

上記の事故に対し、外部電源喪失を仮定した場合でも、ディーゼル発電機の作動により所定の安全機能を果たしうる。

### 5.3.6 試験検査

非常用炉心冷却設備は、運転可能性を確認するために定期的に試験検査を行うことができるよう設計する。非常用炉心冷却設備の機器は、製作中において厳重な試験検査を行い、性能試験においてその性能を確認する。

現地据付後の非常用炉心冷却設備の性能を確認するため、次の試験を行う。

- (1) 非常用炉心冷却設備作動信号動作試験
- (2) 非常用炉心冷却設備作動信号による非常用炉心冷却設備のポンプ及び弁の作動試験
- (3) 蓄圧タンク注入試験

各機器の試験検査の概要は次のとおりである。

(1) 蓄圧タンク

蓄圧タンク下流の逆止弁の漏えい試験は、電動隔離弁と上流逆止弁間及び上流逆止弁と下流逆止弁間のテストラインを用いて、プラント運転中に行うことができる。この試験を行うために電動隔離弁は閉にするが、非常用炉心冷却設備作動信号が入ると開になるので、試験中でもその安全機能は損なわれることはない。

#### (2) 充てん／高圧注入ポンプ

充てん／高圧注入ポンプの作動は、通常運転時における1次冷却設備への充てん流量と1次冷却材ポンプへの封水流量により確認されるが、必要な場合の作動試験はプラント運転中でもミニマムフローラインを使用して行うことができる。

#### (3) 余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプの作動試験は、プラント運転中でもミニマムフローラインを使用して行うことができる。低圧注入ラインの逆止弁の漏えい試験は、テストラインを使用して燃料取替停止時に行うことができる。

#### (4) 注入弁

高圧注入系及び低圧注入系の注入弁は、非常用炉心冷却設備作動信号による作動試験を定期的に行うことができる。

## 5.4 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

### 5.4.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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の概略系統図を第 5.4.1 図から第 5.4.5 図に示す。

### 5.4.2 設計方針

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のうち、炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク、並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へのほう酸水の注水を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードを行う設計とする。

具体的な設備は以下の通りとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について

重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」に記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系のタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁、補給水設備の復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を使用する。また、代替電源として、空冷式非常用発電装置を使用する。

復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電装置より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・電動補助給水ポンプ
- ・主蒸気逃がし弁
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・タービン動補助給水ポンプ起動弁

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

2次系冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路にかかる機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、蒸気発生器補助給水流量及び復水タンク水位は、原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水の監視又は蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況の確認に使用することから、重大事故等対処設備としての設計を行う。加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、蒸気発生器補助給水流量及び復水タンク水位については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

#### 5.4.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁を使用した1次冷却システムのフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンク

を水源とすることで、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん／高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプ起動弁は手動ハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた操作に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復において電動補助給水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設け、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を持つ設計とする。

#### 5.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

1 次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する充てん／高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水タンク、蒸気発生器、タービン動補助給水ポンプ起動弁及び主蒸気管は、弁操作等によ

って、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

その他、重大事故等時に使用する蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却システムのフィードアンドブリードとして使用する充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系へ注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要な注水流量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却システムのフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系として使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及び保有水が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系統を冷却するために必要な保持圧力及び保有水に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1 次冷却系統のフィードアンドブリード継続により 1 次系の圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば、余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の余熱除去流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系統を冷却するために必要な余熱除去流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

再循環運転が使用可能となれば、非常用炉心冷却設備による高圧再循環運転を開始する。再循環運転として使用する充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の再循環運転による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系統を冷却するために必要な注水流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 5.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及び余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設

計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

加圧器逃がし弁及び蓄圧タンク出口弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ起動弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器、蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

#### 5.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク

を使用した1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び復水タンクを使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ起動弁は、手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧再循環運転並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去系統による炉心冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

#### 5.4.3 主要設備及び仕様

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の主要設備及び仕様は第5.4.1表のとおり。

#### 5.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

1次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確

認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう酸濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水タンク、蒸気発生器、タービン動補助給水ポンプ起動弁及び主蒸気管）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ起動弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁）は、試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

蓄圧タンクは、ほう酸濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、分解が可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

その他、重大事故等時に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

## 5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

### 5.5.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の概略系統図を第 5.5.1 図から第 5.5.7 図に示す。

### 5.5.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧及び1次冷却系統のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。また、これと併せて重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード）である、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、加圧器サージ管及び1次冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却システムの減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、2次系補助給水設備の復水タンク及び主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側での炉心冷却による1次冷却システムの減圧を行う設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気逃がし弁

2次系冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路にかかる機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（補助給水ポンプの機能回復）として、給水設備のうち補助給水系のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びにタービン動補助給水ポンプ起動弁を使用する。また、代替電源として、空冷式非常用発電装置を使用する。

復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電装置より給電することで機能回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ起動弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、タンクローリー及び燃料油貯油そうについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ポンペ等の可搬型重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、手動にて主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等を接続するのと同様以上の作業の迅速性、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため、手動設備として設計する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、可搬型代替直流電源設備の可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器を使用する。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は、加圧器逃がし弁に

空気を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。可搬式整流器は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）
- ・可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）
- ・可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）
- ・可搬式整流器（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）

可搬式整流器、空冷式非常用発電装置、タンクローリー及び燃料油貯油そうについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

- ・加圧器逃がし弁

インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、遠隔駆動機構を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ入口弁

#### 5.5.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧及びフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん／高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと離隔して設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧は、加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、原子炉補助建屋内に設置し、復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と位置的分散を図る設計とす

る。

補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプ起動弁は手動ハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた弁操作に対して多様性を持つ設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設け、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）又は可搬式整流器から給電し、駆動用空気を窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）又は可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）から供給することで、制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対して可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、可搬式整流器、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を用いた弁操作が多様性を持つ設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、可搬式整流器、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は、通常時接続せず原子炉補助建屋内の常設直流電源設備及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

#### 5.5.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

1次冷却システムの減圧に使用する加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、主蒸気管

及び復水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプ起動弁の操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、固縛によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.5.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と

兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を減圧するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心溶融時に1次系を減圧させるために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の漏えいを抑制するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する充てん/高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な注水流量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による1次系の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する

場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系として使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及び保有水が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な保持圧力及び保有水に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1次冷却系統のフィードアンドブリード継続により1次系の圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば、余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の余熱除去流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な余熱除去流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

再循環運転が使用可能となれば、非常用炉心冷却設備による高圧再循環運転を開始する。再循環運転として使用する充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故対処設備の再循環運転による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な注水流量及び伝熱容量に対しても十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計す

る。

窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ2本（A系統1本、B系統1本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ2本（A系統1本、B系統1本）、可搬式空気圧縮機2台（A系統1台、B系統1台）、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ2本（A系統1本、B系統1本）、可搬式空気圧縮機1台、合わせて3号炉及び4号炉それぞれで窒素ポンペ4本、可搬式空気圧縮機3台の合計窒素ポンペ8本、可搬式空気圧縮機6台を保管する設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁3台の作動時間を考慮した容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1個を使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個（3号及び4号炉共用）の合計3個を分散して保管する設計とする。

可搬式整流器は、加圧器逃がし弁3台の作動時間を考慮した容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで2個（A系統1個、B系統1個）を使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで2個（A系統1個、B系統1個）、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1個（3号及び4号炉共用）の合計5個を分散して保管する設計とする。

#### 5.5.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）の容量設定も含めて、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及び余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所で可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動

操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器、蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプ起動弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所と異なる区画から遠隔駆動機構を用いて可能な設計とする。

#### 5.5.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ起動弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を使用した加圧器逃がし弁への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）の出口

配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一形状とする。窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）の接続口は、ポンペ取付継手による接続とし、3号炉及び4号炉の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用及びアニュラス浄化排気弁等作動用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンペの交換が可能な設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器による電源供給へ電源操作等により速やかに切り替えられる設計とする。また、車輪の設置により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてストッパーレバーにより固定できる設計とする。接続は端子接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の端子とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、現場で遠隔駆動機構を用いて確実に操作できる設計とする。

### 5.5.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様は第 5.5.1 表及び第 5.5.2 表のとおり。

### 5.5.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

1次冷却系統の減圧に使用する系統（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は、多重性のある通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とす

る。

1次冷却系統の減圧に使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう酸濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、タービン動補助給水ポンプ起動弁）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ起動弁は、分解が可能な設計とする。

蒸気発生器及び復水タンクは、内部確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁及び主蒸気管）は、多重性のある通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁）は、試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

蓄圧タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、分解が可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの

確認が可能な系統設計とする。

また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

その他、重大事故等時に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への空気供給により、弁の開閉試験が可能な設計とする。窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）及び可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）は規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び可搬式整流器は、電磁弁を駆動可能なように、加圧器逃がし弁用電磁弁へ電源供給ができる設計とする。また、電圧測定が可能な系統設計とする。

インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、遠隔駆動装置による開閉確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。

## 5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

### 5.6.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の概略系統図を第 5.6.1 図から第 5.6.18 図に示す。

### 5.6.2 設計方針

#### (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉の冷却

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（代替炉心注水、代替再循環、炉心注水及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又は A 格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備の A 格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする A 格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心

へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するA格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、A格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ及び充てん/高圧注入ポンプによる再循環又はA格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サブスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、恒設代替低圧注水ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、全交流動力電源

及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を經由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注水機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はA格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故

防止設備（代替炉心注水）として、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車、仮設組立式水槽、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

送水車により海水を補給した仮設組立式水槽を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても可搬式代替低圧注水ポンプは駆動源を電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・送水車
- ・仮設組立式水槽
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう、タンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、原子炉格納容器スプレ

イ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器、並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

格納容器再循環サンプを水源とするA格納容器スプレイポンプは、A格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A格納容器スプレイポンプ
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ A格納容器スプレイ冷却器
- ・ A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はA格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はA格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポン

プの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、化学体積制御設備のB充てん／高压注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とするB充てん／高压注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高压注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B充てん／高压注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却

設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（低圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備の B 余熱除去ポンプ、大容量ポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B 海水ストレーナブロー配管又は A 原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とする B 余熱除去ポンプは、代替補機冷却を用いることで低圧代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B 余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B 余熱除去ポンプ
- ・ 大容量ポンプ（3 号及び 4 号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3 号及び 4 号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成する B 余熱除去冷却器並びに原子炉補機冷却海水設備を構成する A、B 海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却設備を構成する A、D 原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事

故対処設備の一部の流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

運転中の1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（高圧代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のB余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、大容量ポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。格納容器再循環サンプを水源とするB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで高圧代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B余熱除去ポンプ
- ・ C充てん／高圧注入ポンプ

- ・大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するB余熱除去冷却器及びほう酸注入タンク並びに原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却設備を構成するA、D原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部の流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

運転中及び運転停止中において、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による