

参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

PHEBUS-FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。

試験は約23 Gwd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈着したFPを下部サンプルに洗い流す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。

PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05 %（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動は前述のCSE実験と同様の傾向である。

以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。

- (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成15年
- (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年

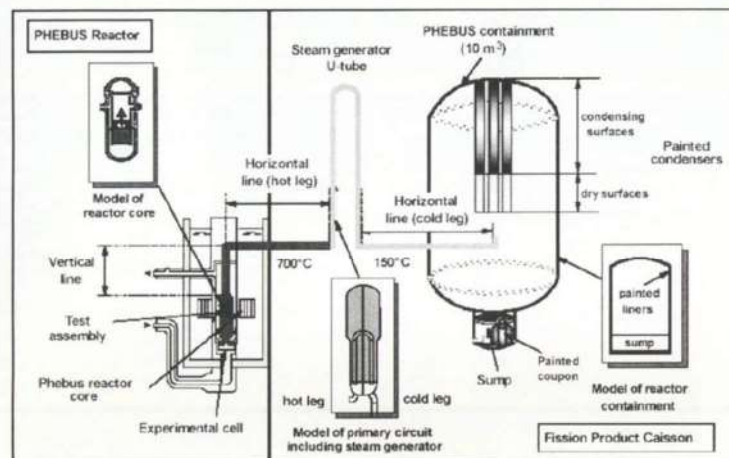
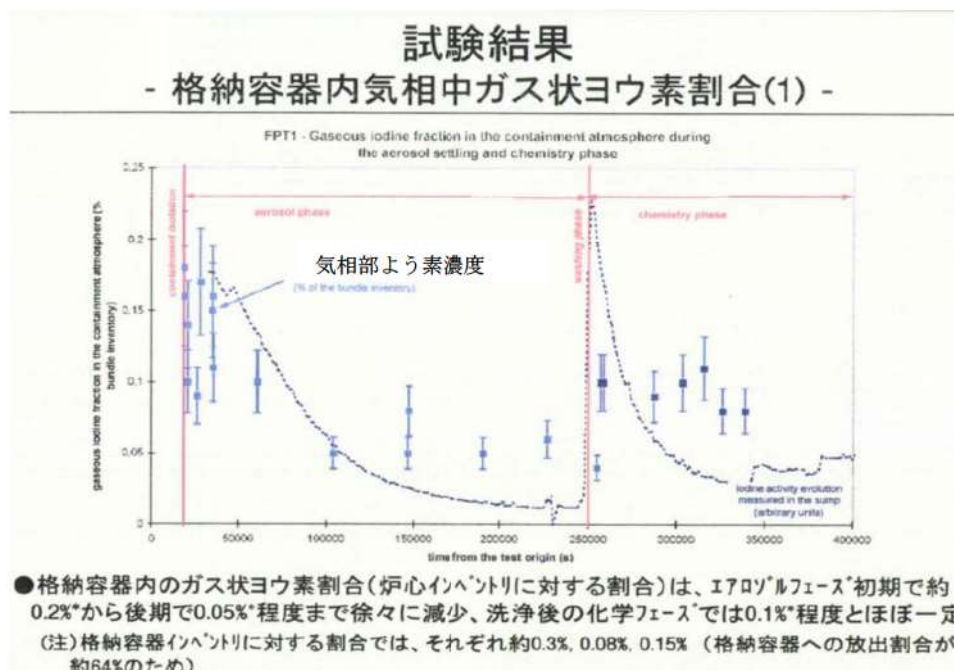


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)



第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈着速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$$

λ_d	: 自然沈着率 (1/s)
V_d	: 重力沈着速度 (m/s)
A_f	: 原子炉格納容器床面積 (m ²) (泊発電所3号炉 1,250 m ²)
V_g	: 原子炉格納容器自由体積 (m ³) (泊発電所3号炉 65,500 m ³)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈着する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p	: エアロゾル半径 (m)
ρ_p	: エアロゾル密度 (kg/m ³)
ρ_g	: 気体の密度 (kg/m ³)
g	: 重力加速度 (m/s ²)
μ_g	: 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時) となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

λ_S	: スプレイ除去速度
h	: スプレイ液滴落下高さ
V_S	: スプレイ領域の体積
F	: スプレイ流量
E	: 捕集効率
D	: スプレイ液滴直径

また、米国 R. G. 1.195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹

(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.

2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

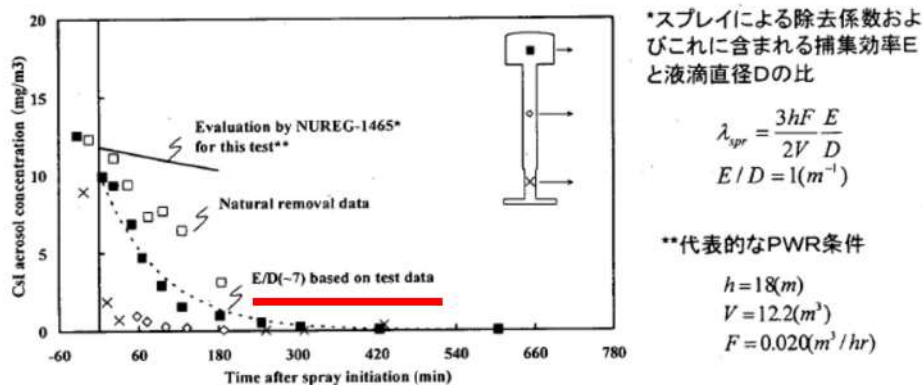


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

泊発電所 3 号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所 3 号炉では、重大事故時の温度や圧力について

若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である $E/D=7$ を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5 mm であった。泊発電所 3 号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッドに 100 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 $100 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上（スプレイノズル 1 個あたり約 $1 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所 3 号炉の代替格納容器スプレイ流量は $140 \text{ m}^3/\text{h}$ ($> 100 \text{ m}^3/\text{h}$) であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$ を適用することは妥当である。

3. エアロゾル除去速度の算出

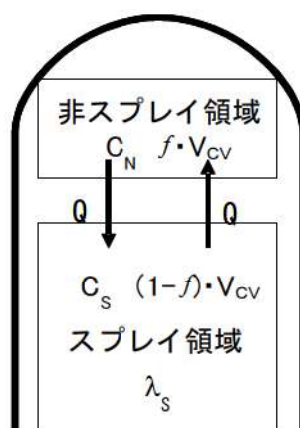
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積 V_{CV} に対する非スプレイ領域の体積割合を f とし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度を C_i とし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量 Q の空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{cases}$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号炉 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号炉 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号炉 122,000 m³)

λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_S : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 λ_S はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示さ

れている「 V_s 」は、スプレー領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

上記モデルを使用し、非スプレー領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレー除去速度を算出した。

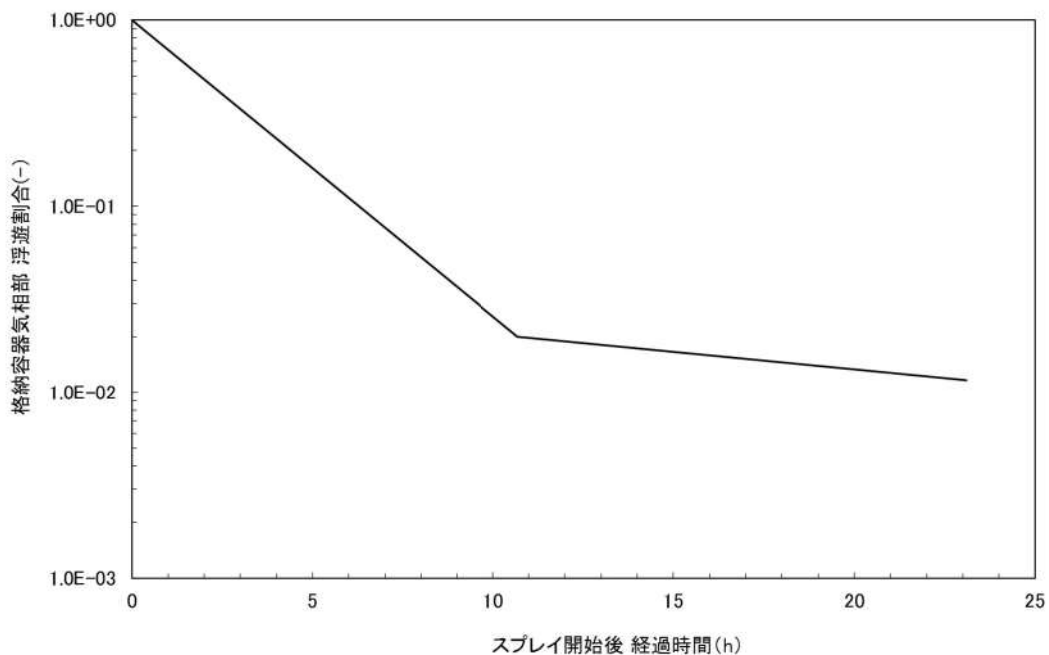
なお、エアロゾルに対するスプレー効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレー効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレーによるエアロゾル除去速度として第 1 表のように設定した。

また、第 1 表をグラフで表したスプレー除去効果のモデルを第 1 図に示す。

第 1 表 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	0.043 (1/時)



第 1 図 スプレー除去効果のモデル

CSE データ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone.

^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4, A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレイ効率と液滴径の比として $E/D=7$ を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$ の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万 KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレイヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$ を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

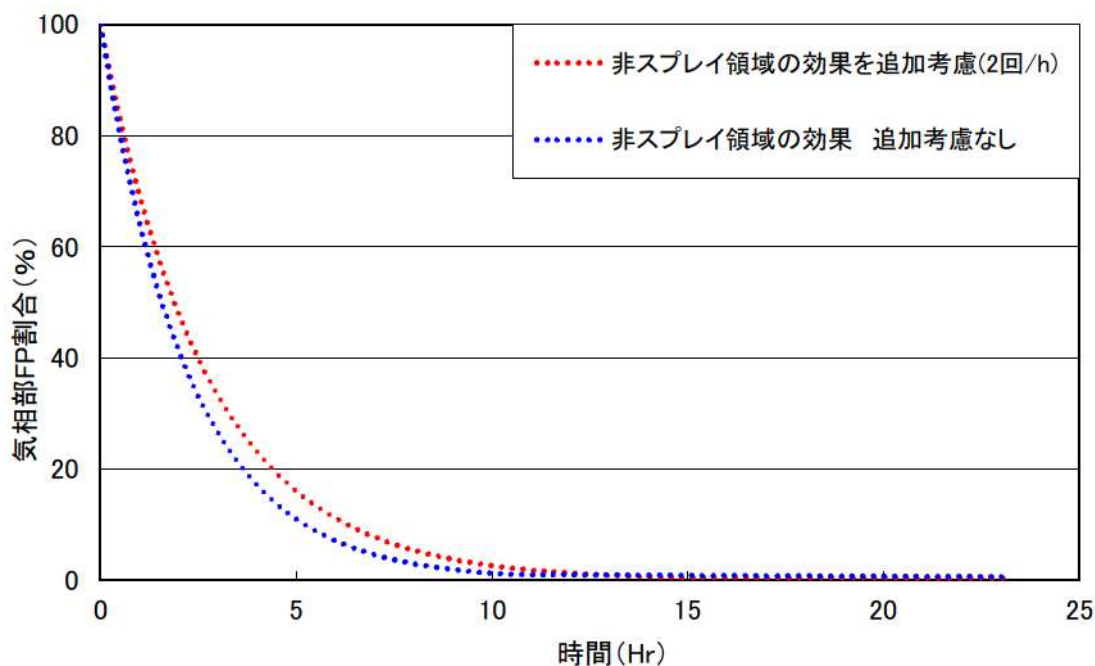


図 スプレイ除去効果の比較

(参考資料) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレイノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (ノズル径)	1470ミクロン (ノズル径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロゾル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m ³	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

I	:	漏えい率
L_d	:	設計漏えい率
ΔP	:	原子炉格納容器内外差圧
ρ	:	原子炉格納容器内密度
d	:	添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
t	:	添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

- P : 原子炉格納容器内圧力
- P_{leak} : 漏えい口出口での圧力
- μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数
- k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比
- P_{atm} : 大気圧

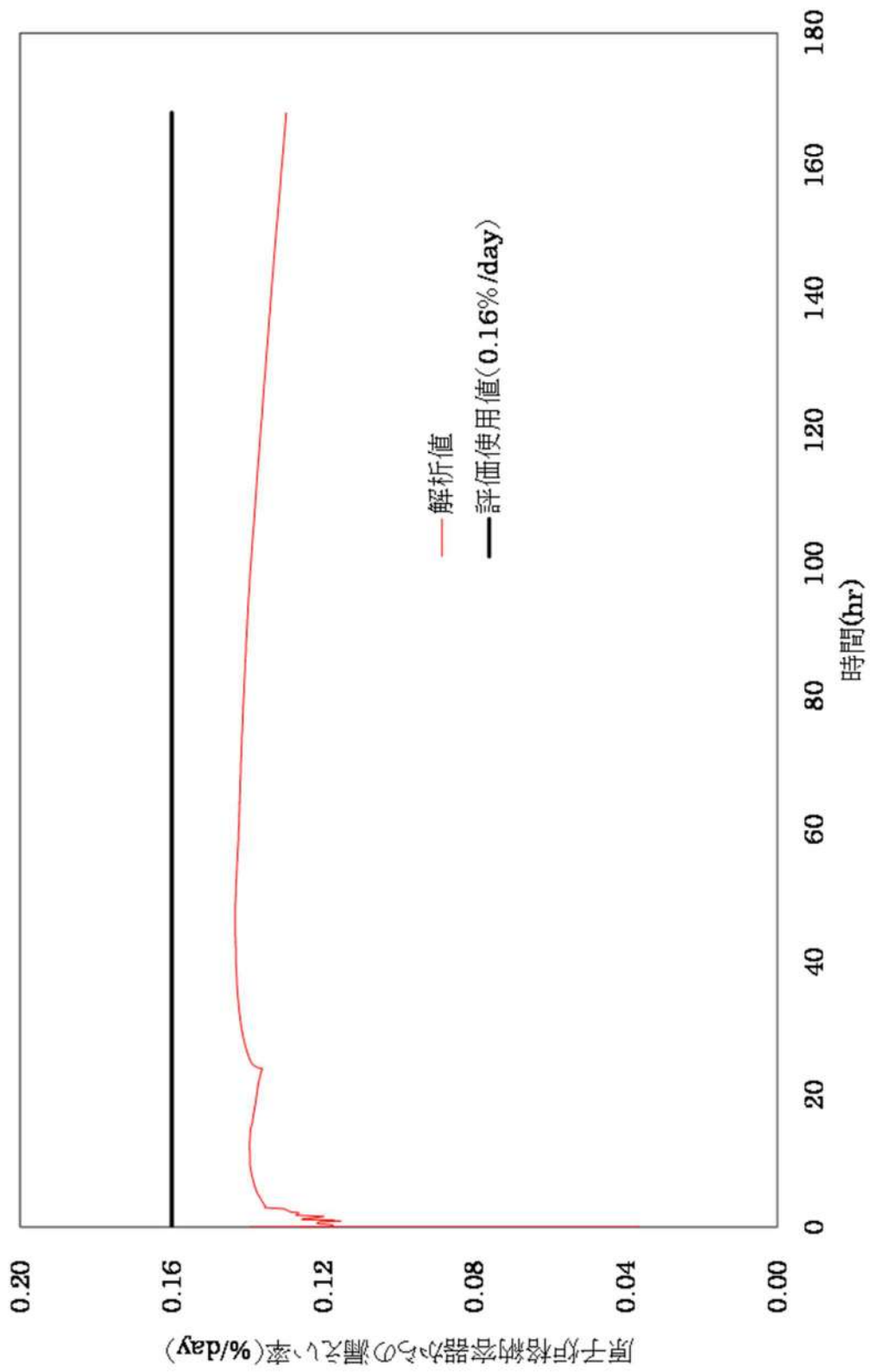
$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \frac{P_{atm}}{P_d}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

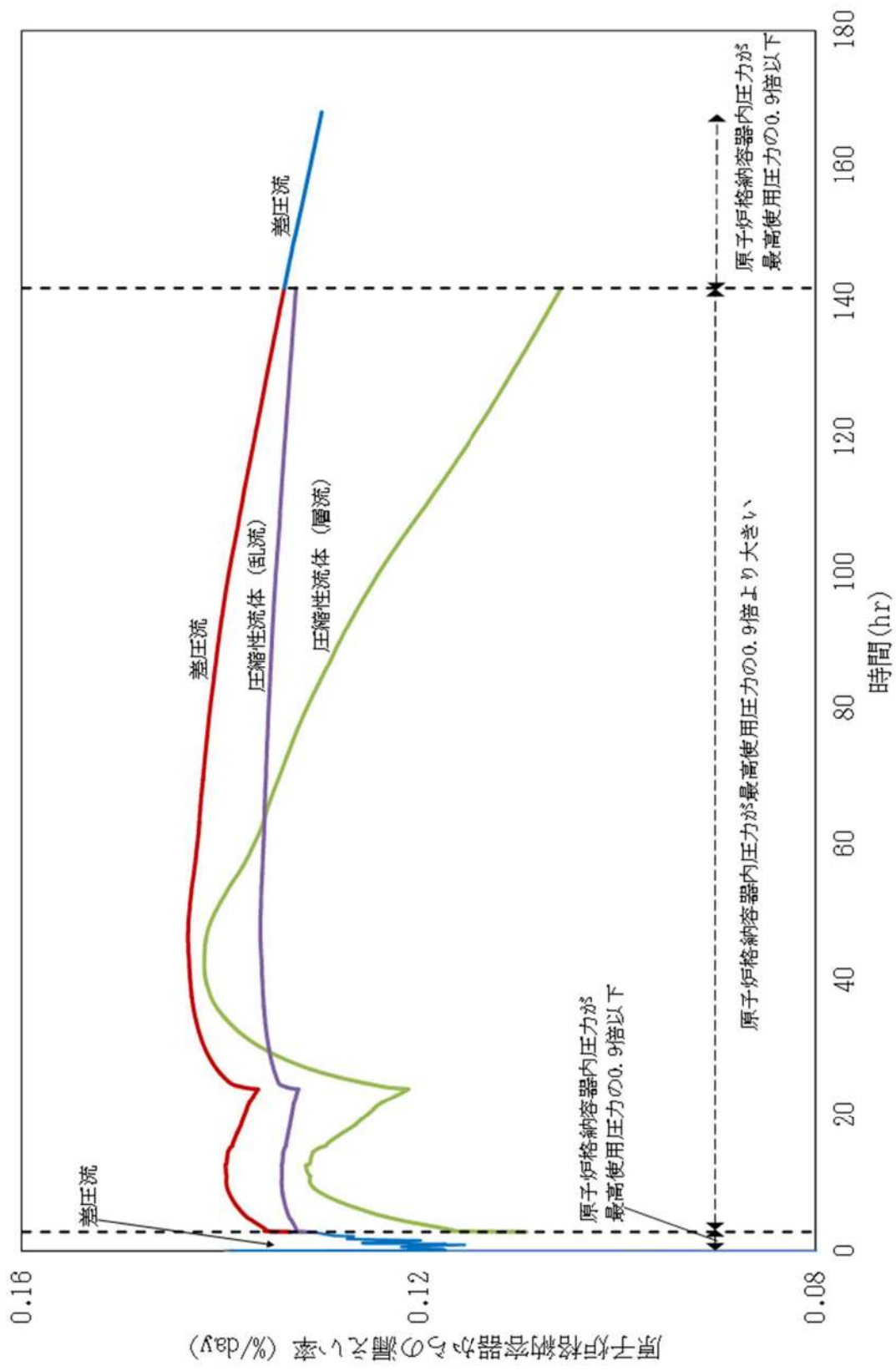
原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率 0.16% に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約 0.40 MPa [gage] であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。

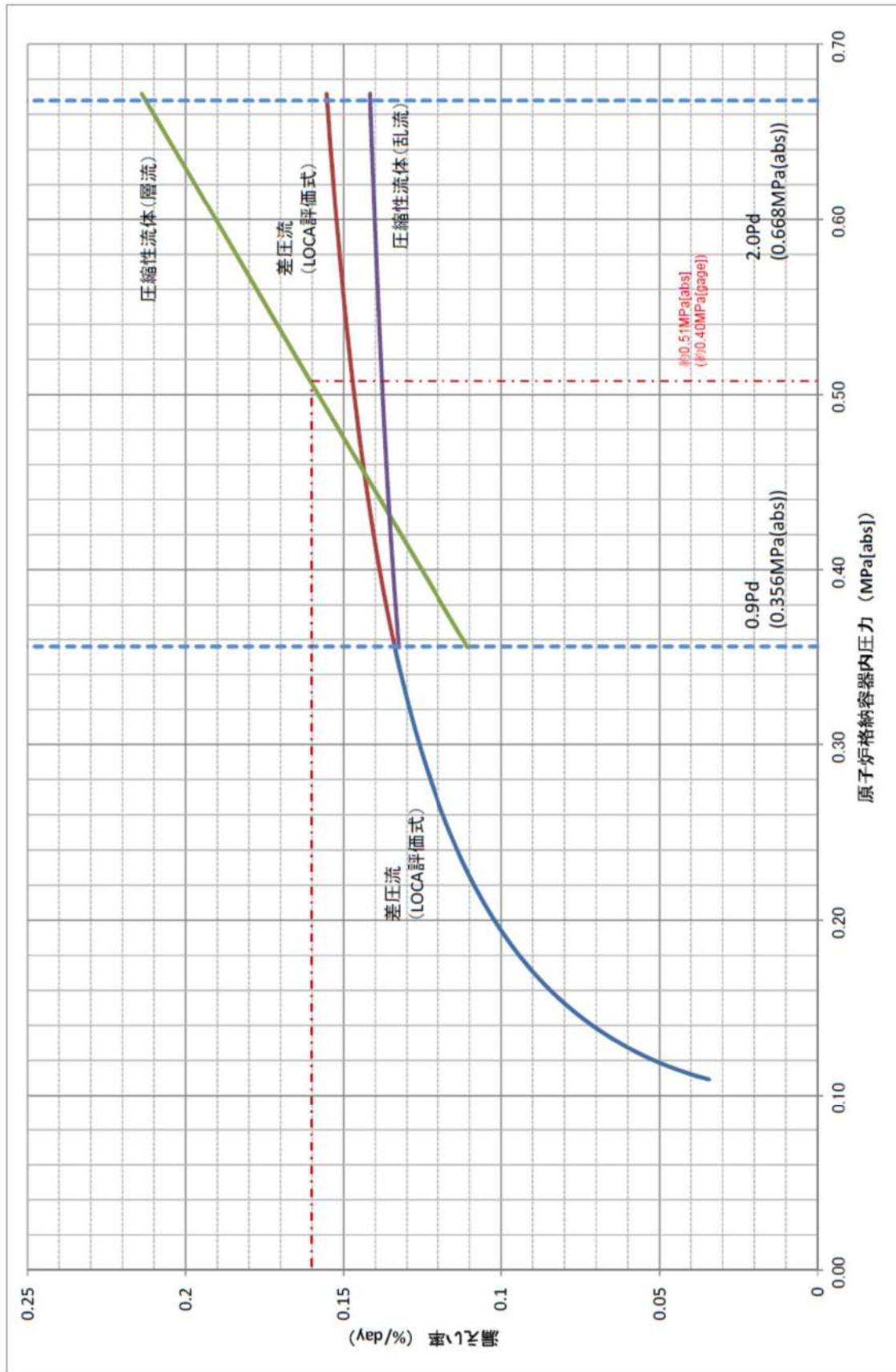


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08 %/day~0.16 %/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタ除去効率について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99 % を用いている。微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

・ アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150 °C 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。

アニュラス内の温度は最高で 120 °C 程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 °C 程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/6 枚（全 12 枚のうち上流側 6 枚）である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 3 表及び第 1 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

第 1 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

2. よう素フィルタの除去効率について

アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。よう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

・ アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第 3 表及び第 2 図参照）

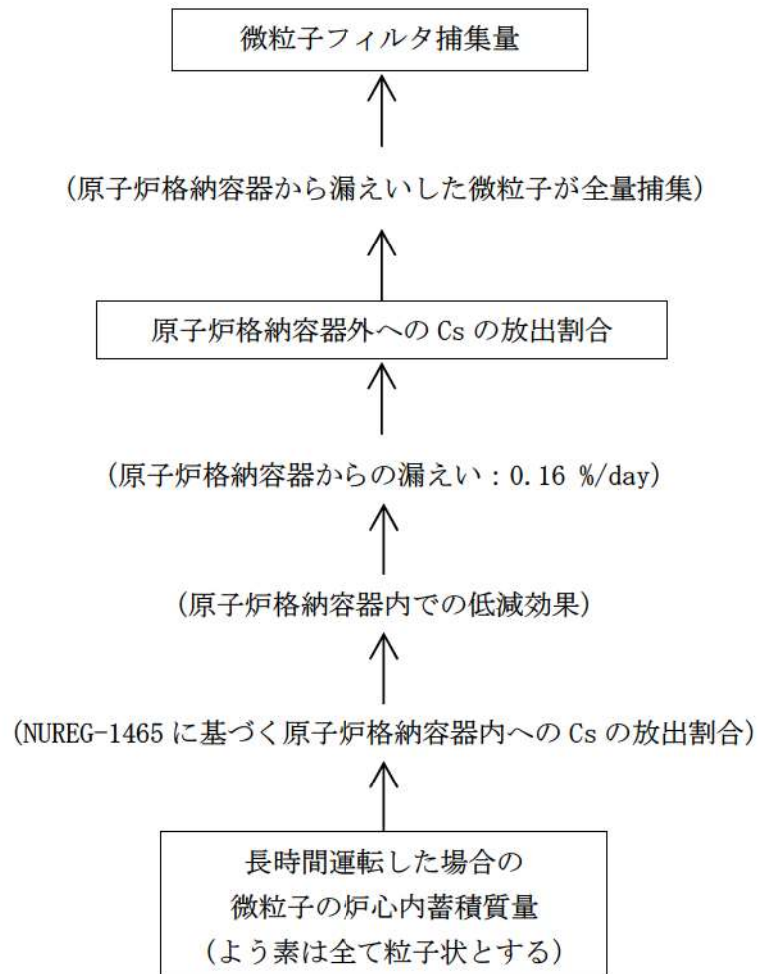
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

第 2 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

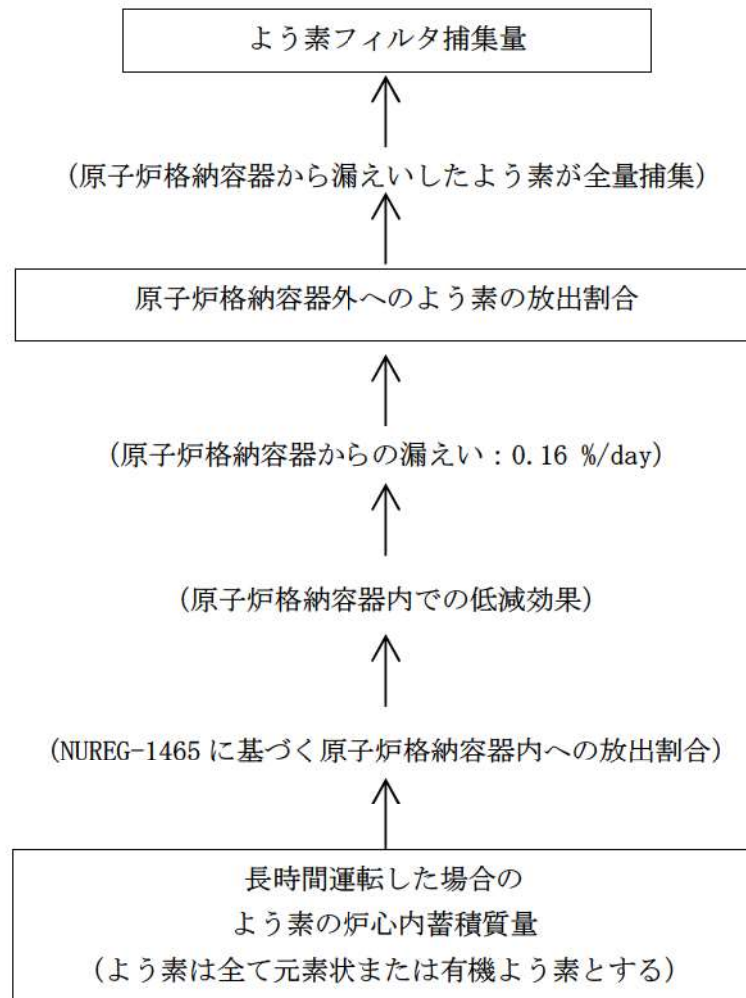
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

第3表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)
Cs 類	3.0E+02
Te 類	5.0E+01
Ba 類	2.1E+02
Ru 類	6.9E+02
Ce 類	9.4E+02
La 類	1.0E+03
合計	3.2E+03



第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第2図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95 %以上）を満足することを確認している。

その際の試験条件は「温度：30 ℃，湿度：95 %RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、設置許可添付 6 に記載する月別の最高温度の平均値，最低気温の平均値（統計期間 1991 年～2020 年）によると，最高値及び最低値はそれぞれ 25.6 ℃，-5.8 ℃である。

ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6 ℃，-6.1 ℃であった（統計期間 1981～2010 年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（設置許可添付 6 に記載する温度の抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都特別地域 気象観測所		小樽特別地域 気象観測所	
	8 月	1 月	8 月	1 月
最高気温月／最低気温月				
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.6 ℃	-4.7 ℃	25.6 ℃	-5.8 ℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。

横軸に各日単位で1年間、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95 %RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90 %RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。

従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95 %RHは年間を通してなく、相対湿度90 %RH以上は年間最大4 %程度である。

なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90 %RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。

泊 日平均相対湿度（2011年、2012年）

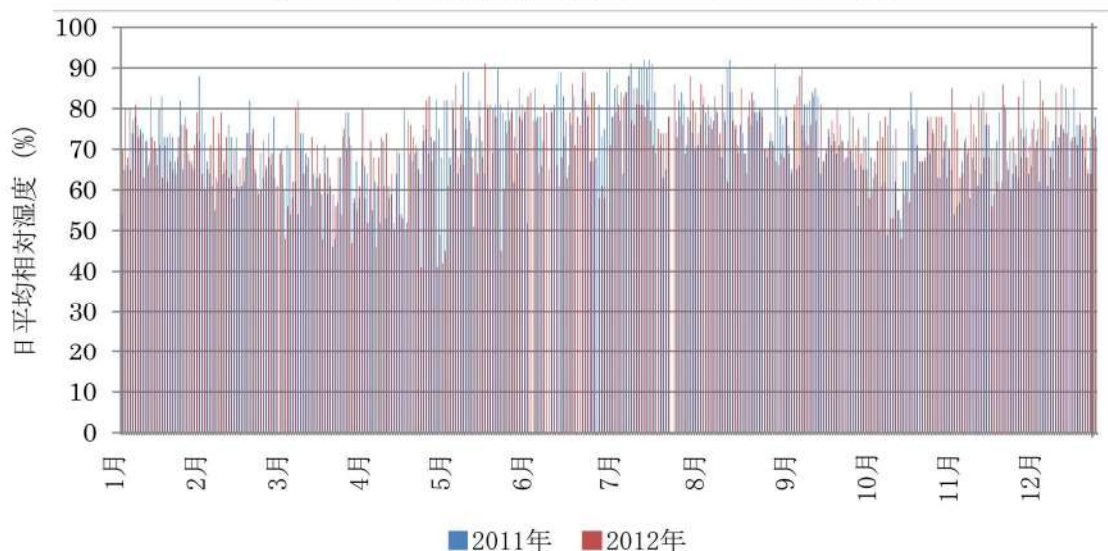


図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5 kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3000 m³/h^(注2)である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0 kPa、約0.92 kPa^(注3)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

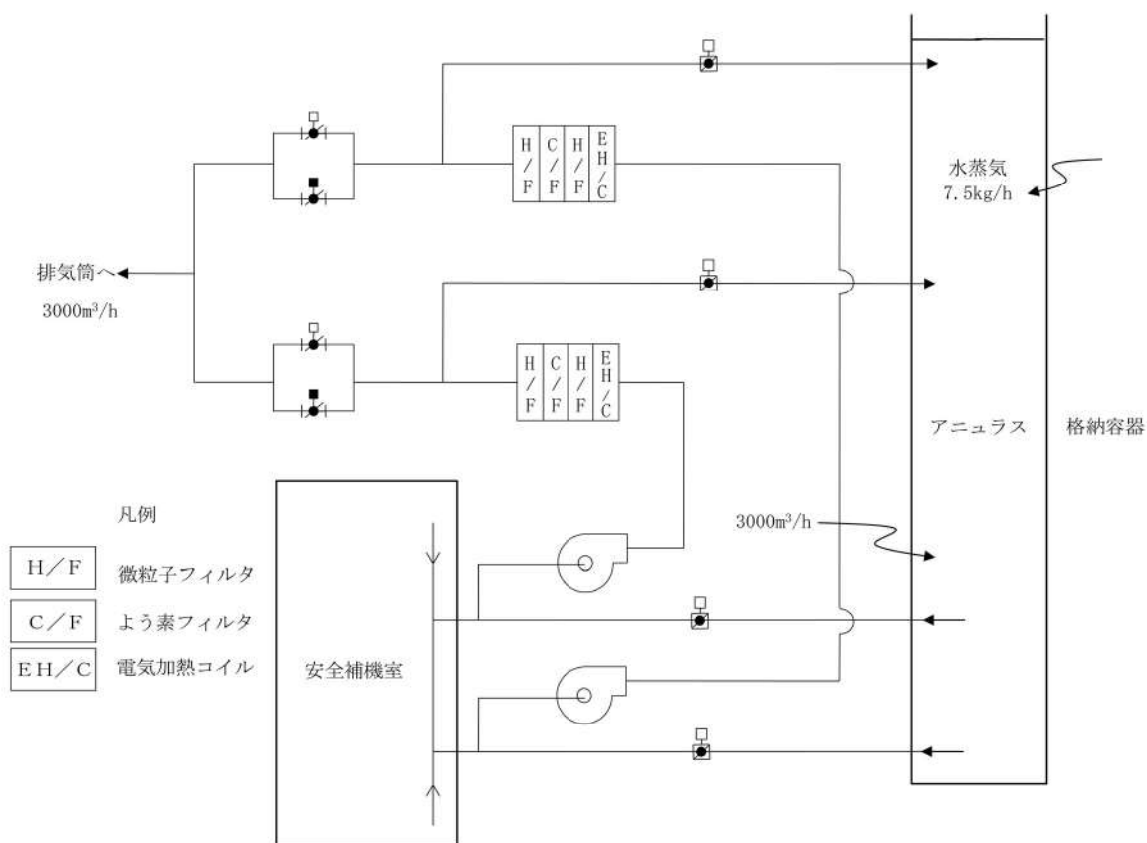


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112000 kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.6 °C, 95 %RH及び-6.1 °C, 95 %RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.6 °C, 95 %RH	-6.1 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_{o'} = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_o = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ($M_{cv'}$)	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (M_{o'} + M_{cv'}) / M_o$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を 40 °Cとすると、40 °Cの飽和水蒸気分圧は7.4 kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.6 °C, 95 %RH時 : 4.0 kPa / 7.4 kPa × 100 = 54.1 %RH

-6.1 °C, 95 %RH時 : 0.92 kPa / 7.4 kPa × 100 = 12.5 %RH

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地において観測した 1997 年 1 月から 1997 年 12 月までの 1 年間の気象資料により解析を行うに当たり、この 1 年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

- a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20 m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20 m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84 m の観測記録を用いて検定を行った。
- b. データ統計期間
統計年：2011 年 1 月～2020 年 12 月（10 年間）
検定年：1997 年 1 月～1997 年 12 月
- c. 検定方法
異常年かどうか、F 分布検定により検定を行った。

(2) 検定結果

第 1 表に検定結果を示す。また、標高 20 m での棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第 2 表及び第 3 表に、標高 84 m での棄却検定表を第 4 表及び第 5 表に示す。

標高 20 m、標高 84 m での観測点共に 27 項目のうち、有意水準（危険率）5 %で棄却された項目は、標高 20 m は 0 個、標高 84 m は 3 個（風向（2 項目）及び風速階級（1 項目））であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数（1～3 項目）の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

第 1 表：異常年検定結果

観測点	観測項目	検 定 結 果
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84 m	風向別出現頻度	2 項目棄却 (風向：SSE, W)
	風速階級別出現頻度	1 項目棄却 (風速階級：0.5 m/s～1.4 m/s)

第2表 棄却検定表(風向別出現頻度)(標高20m)

風向	統計年												観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
													棄却限界(5%)			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限	下限		
N	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.03	2.84	2.82	3.30	2.81	4.28	2.32	○	
NNE	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.21	1.74	1.85	2.00	2.19	2.50	1.50	○	
NE	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	4.80	4.66	4.70	4.25	4.71	5.61	2.89	○	
ENE	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.63	8.21	7.09	7.25	7.29	7.04	5.95	8.83	5.25	○	
E	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	13.64	13.66	14.24	14.17	11.46	18.28	10.06	○	
ESE	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	7.83	8.07	9.11	8.06	11.04	11.89	4.23	○	
SE	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	5.40	5.01	6.02	6.20	6.42	8.71	3.69	○	
SSE	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.56	2.36	2.52	2.50	2.76	2.83	2.17	○	
S	1.09	1.41	1.46	1.30	1.50	1.37	0.89	0.94	0.93	0.79	1.17	1.06	1.81	0.53	○	
SSW	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.90	0.63	0.76	0.72	0.81	0.98	0.46	○	
SW	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	2.38	2.06	2.26	1.96	1.84	2.74	1.18	○	
WSW	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	4.38	3.25	4.99	3.46	4.00	5.16	1.76	○	
W	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	9.56	8.74	9.56	9.09	9.92	11.60	6.58	○	
WNW	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	15.97	18.84	16.53	15.59	15.49	19.55	11.63	○	
NW	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	12.50	13.70	10.95	13.63	13.20	17.49	9.77	○	
NNW	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	5.98	5.35	4.26	6.07	5.38	8.61	3.53	○	

第3表 棄却検定表(風速階級別出現頻度)(標高20m)

風速階級 (m/s)	統計年												観測場所:敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)			判定 ○採択 ×棄却
													棄却限界(5%)			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限	下限		
0.0~0.4	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.63	0.82	0.92	1.37	0.81	0.95	1.55	0.07	○	
0.5~1.4	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	11.76	11.38	10.54	9.16	11.76	13.51	4.81	○	
1.5~2.4	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.47	15.40	16.07	16.01	15.14	18.94	13.08	○	
2.5~3.4	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	12.60	12.05	13.19	13.04	14.44	15.08	11.00	○	
3.5~4.4	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.67	10.52	12.12	11.76	11.92	13.53	9.99	○	
4.5~5.4	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	9.57	10.96	10.65	11.62	9.68	14.83	8.41	○	
5.5~6.4	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.28	7.62	7.36	7.82	7.13	9.43	6.21	○	
6.5~7.4	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.55	5.60	5.57	5.37	5.75	6.47	4.27	○	
7.5~8.4	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.61	4.85	4.51	4.37	4.55	5.05	3.69	○	
8.5~9.4	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.74	4.47	3.89	3.88	4.26	4.85	2.91	○	
9.5~	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.91	16.23	14.74	16.17	14.43	20.35	11.99	○	

第 4 表 棄却檢定表(風向別出現頻度)(標高 84m)

風向	統計年											観測場所: 敷地内C点, 標高84m, 地上高10m (%)		判定 ○採択 ×棄却	
												棄却限(5%)			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限		下限
N	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.03	1.44	1.23	1.38	1.23	1.82	0.94	○
NNE	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.17	1.10	1.21	1.15	1.23	1.63	0.67	○
NE	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.26	3.02	3.23	3.35	3.41	4.15	2.55	○
ENE	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	13.67	13.70	12.30	12.86	10.87	16.61	9.11	○
E	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	18.23	18.46	20.63	19.51	20.26	24.30	14.72	○
ESE	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	5.40	4.74	5.83	5.02	5.31	6.70	3.34	○
SE	2.40	2.57	2.16	1.78	1.59	2.45	1.97	1.98	2.05	2.20	2.12	2.77	2.85	1.39	○
SSE	0.49	0.62	0.59	0.76	0.72	0.88	0.62	0.68	0.72	0.82	0.69	1.03	0.96	0.42	×
S	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.70	0.69	0.75	0.72	0.70	1.01	0.43	○
SSW	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.70	0.69	0.74	0.70	0.67	0.88	0.52	○
SW	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.03	0.69	0.75	0.90	0.61	1.35	0.45	○
WSW	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	1.97	1.94	1.76	2.34	3.91	4.51	0.00	○
W	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	16.01	17.97	17.93	14.10	21.47	14.39	×
WNW	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	19.50	23.83	20.37	19.60	22.17	26.33	12.87	○
NW	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	10.29	8.57	7.75	9.18	9.30	12.01	6.35	○
NINW	1.88	1.70	1.54	1.92	2.13	1.79	1.72	1.84	1.64	1.68	1.78	2.01	2.18	1.38	○

第 5 表 棄却檢定表(風速階級別出現頻度)(標高 84m)

風速階級 (m/s)	統計年											観測場所: 敷地内C点, 標高84m, 地上高10m (%)		判定 ○採択 ×棄却	
												棄却限(5%)			
	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	平均値	1997	上限		下限
0.0~0.4	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.81	0.80	0.76	0.79	0.42	1.22	0.36	○
0.5~1.4	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	8.94	8.34	8.59	6.11	10.28	6.90	×
1.5~2.4	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	14.60	13.96	15.06	15.06	15.25	17.33	12.79	○
2.5~3.4	15.33	14.30	13.71	14.48	13.98	13.46	13.80	13.49	12.02	12.66	13.72	15.10	15.92	11.52	○
3.5~4.4	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	10.94	9.73	10.16	11.02	11.97	12.58	9.46	○
4.5~5.4	9.17	9.02	9.41	9.06	9.62	8.11	9.47	9.02	9.34	9.81	9.20	9.91	10.31	8.09	○
5.5~6.4	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.94	8.48	8.36	7.85	8.23	8.88	6.82	○
6.5~7.4	6.47	6.23	6.99	5.93	6.39	6.76	7.25	6.16	7.67	7.93	6.78	6.49	8.37	5.19	○
7.5~8.4	5.27	5.50	5.75	5.61	5.50	6.16	5.53	5.62	6.10	6.01	5.71	5.45	6.41	5.01	○
8.5~9.4	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	5.93	4.41	5.55	5.67	4.91	4.87	4.91	6.52	3.22	○
9.5~	15.72	15.39	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	17.14	17.29	15.99	16.40	16.14	19.49	13.31	○

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]
 V_{gd} : 沈着速度 [m/s]
 χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は線量目標値評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]
 Λ : 洗浄係数 [1/s]
 $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi/Q(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]
 χ/Q_0 : 相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率[$1/m^2$]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち χ/Q の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値
 χ/Q_{0t} : 時刻tの相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(評価点⑧)

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.4×10^{-4}
	① 乾性沈着率($1/m^2$)	約 1.3×10^{-6}
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率($1/m^2$) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度

を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。

第2表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3 cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 2 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度である。

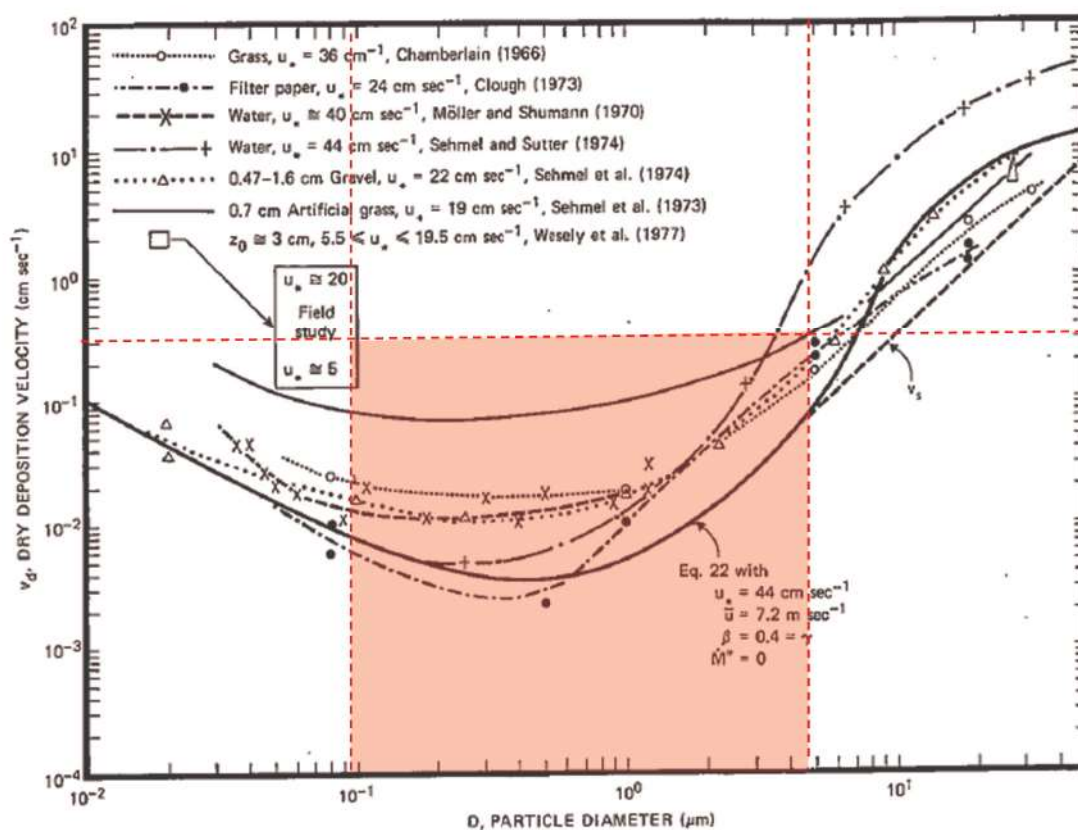


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1,9-2,5} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_a and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\ \mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\ \mu\text{m}$ の場合に比べ 25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97 %以上）を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれにより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

このため、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕獲される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕獲され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\ \mu\text{m}$ ～ $5\ \mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として $0.3\ \text{cm/s}$ を適用できると考えている。

参考文献 1

J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

参考文献 2

W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

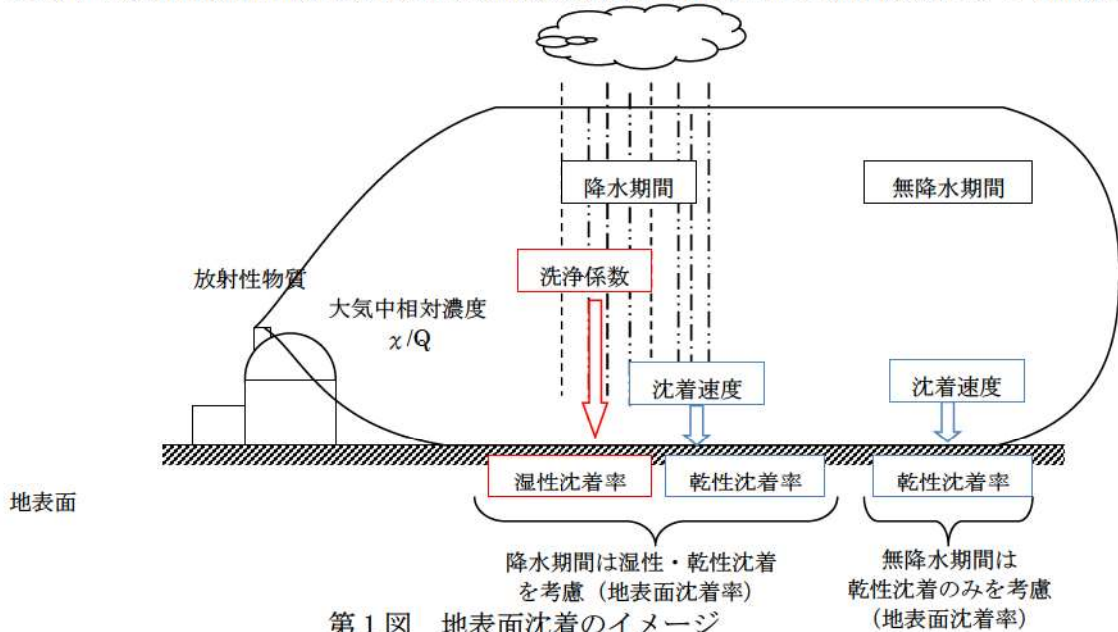
参考文献 3

NUPEC 「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」

地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方について

1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \text{ ----- ①}$$

D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり)

D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$)

D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$)

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3)

V_g : 沈着速度 (m/s)

Λ : 洗浄係数 ($1/s$)

ただし、 $\Lambda = aP^b$

a, b : 洗浄係数パラメータ (-)

P : 降水強度 (mm/hr)

z : 鉛直長さ (m)

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97 %値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方角に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。



第2図 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方
(評価対象方位が NW, NNW の例)

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm～5 μm の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 1 の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 1 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV, RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1 μm～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考ええる。

表 1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{*1}	約 0.5～5 (図 1 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
 A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

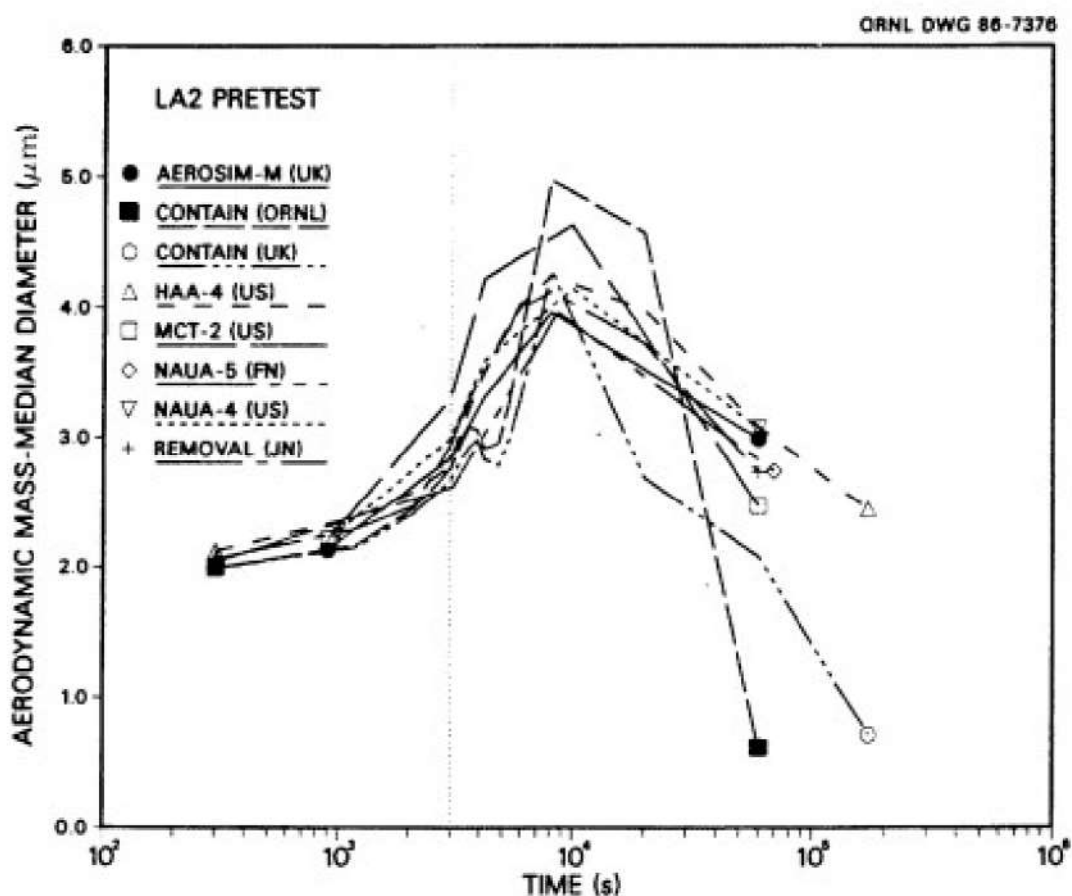


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した，1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい，核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

海水取水時の異物管理について

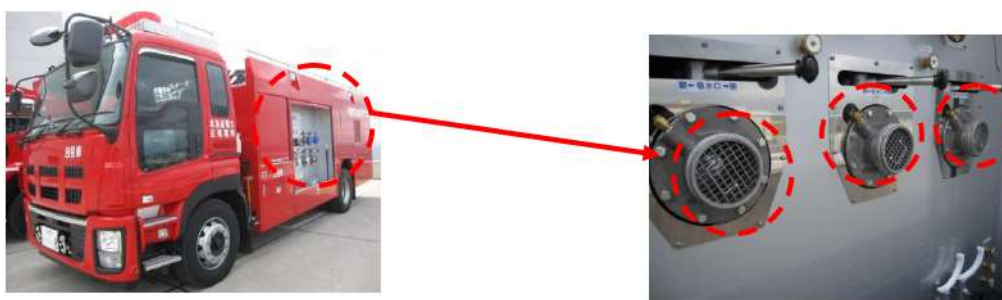
重大事故等時には、炉心冷却、格納容器スプレイを実施するが、水源である常設設備は水量が有限であるため、スクリーン室又は取水口から、海水を可搬型大型送水ポンプ車及び付属の水中ポンプで常設設備に供給を実施する。また、補機の冷却機能が喪失した場合は、可搬型大型送水ポンプ車及び付属の水中ポンプを使用して海水を補機冷却系統へ通水する。

その他使用済燃料ピットへの供給や、原子炉格納容器への放水等、スクリーン室又は取水口から取水する水の使用用途は多岐に渡る。

常設設備等へ供給する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所に瓦礫等の漂流物が浮遊、又は水底に堆積していることが懸念されるが、水中ポンプについては、ロープにより海面より低くかつ水底に着底しない位置に固定し設置するため、漂流物の影響を受けにくい。また、水中ポンプ及び可搬型大型送水ポンプ車の吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



①水中ポンプの吸込み部



②可搬型大型送水ポンプ車の吸込み部（水中ポンプからのホース接続部）

補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替

【水源切替操作】

1. 操作概要

補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替準備のための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 21分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



補助給水ピット水源切替
系統構成
(原子炉建屋 T. P. 24. 8m)



補助給水ピット水源切替
系統構成
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給

1. 操作概要

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給のため系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



補助給水ピット供給
ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 24.8m)

原水槽から補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 3時間 45分

作業時間（実績）： 2時間 40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。
ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
原水槽～ T.P.10m 東側接続口	約 550m×1 系統	150A	約 11 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原水槽から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

【原水槽への補給】

1. 作業概要

2次系純水タンク又はろ過水タンクの移送ラインに可搬型ホースを接続し、移送することにより原水槽への補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 1時間20分

作業時間（実績）： 1時間（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 可搬型ホースは，人力で運搬・敷設が可能な仕様であり，カップラ等により容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



ろ過水タンクからの補給（屋外 T.P. 10m）
（作業風景は類似作業）



2次系純水タンクからの補給（屋外 T.P. 10m）
（作業風景は類似作業）

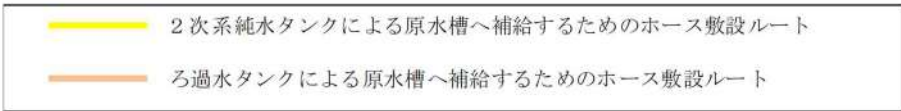
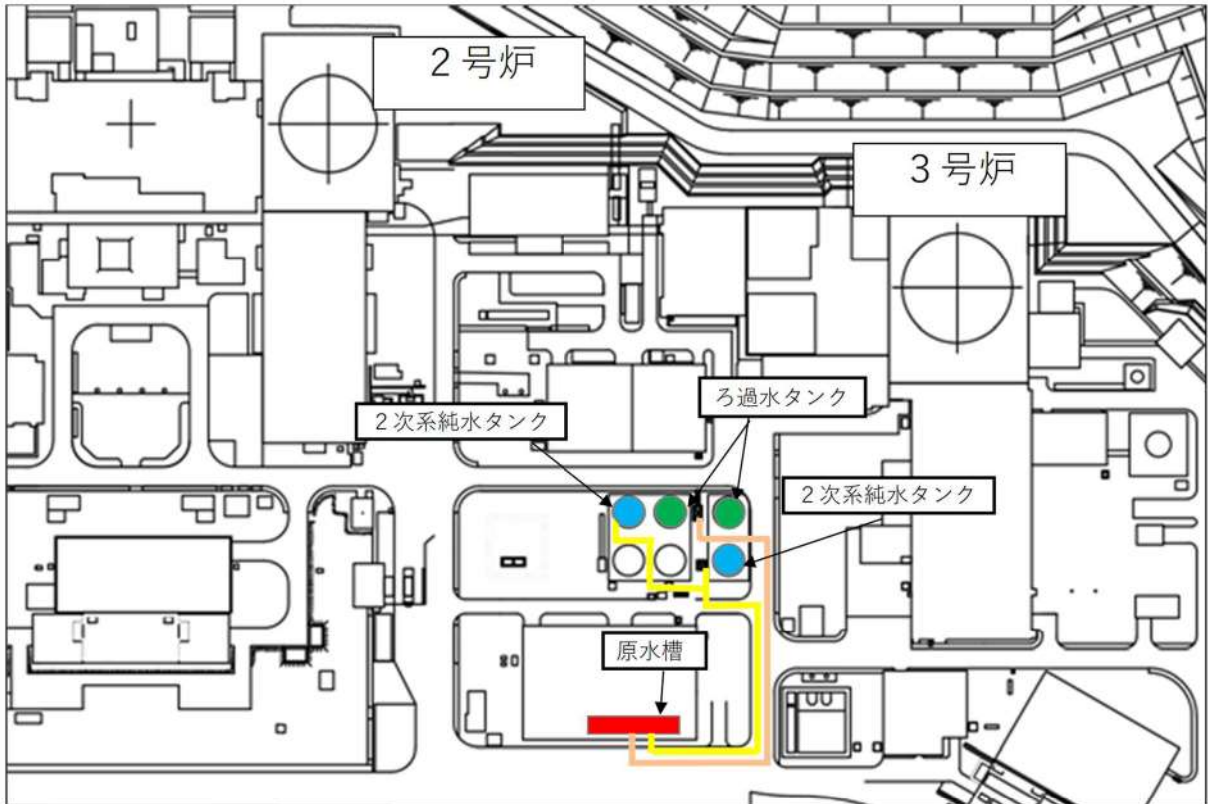


図1 原水槽への補給 ホース敷設ルート

代替給水ピットから補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間10分

作業時間（実績）： 1時間40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ T.P.33m 西側接続口	約 150m×1 系統	150A	約 3 本×1 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)

【系統構成】

1. 操作概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



代替給水ピットから
補助給水ピットへの補給系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

海水を用いた補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

海を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 4時間 10分

作業時間（実績）： 3時間 10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P.33m 西側接続口	約 1050m×1 系統	150A	約 21 本×1 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



海から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替（炉心注水・格納容器スプレイ）

1. 操作概要

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替準備のための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び想定時間

(1) 炉心注水時

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 35分

操作時間（実績）： 27分（移動，放射線防護具着用含む）

(2) 格納容器水スプレイ時

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 23分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また，アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
水源切替系統構成
(原子炉建屋 T. P. 17.8m)

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ラインを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 55分

操作時間（実績）： 33分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また，アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから，事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作及びスイッチ操作と同じであり，容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



1次系補給水ポンプによる
補給系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)



1次系補給水ポンプによる補給
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)

1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンクを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1 名

操作時間（想定）： 25 分

操作時間（実績）： 12 分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また，アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。炉心損傷に至った場合は，手動弁の操作場所が環境悪化する可能性があるため，操作は実施しない。

操作性： 操作場所は通路付近にあり，容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約 6 時間使用可能である。また，事故環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 21.2m)

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間5分

操作時間（実績）： 42分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また，アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから，事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の連絡手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故環境下において，通常時の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

屋内消火栓を用いたろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給のため、消防ホースの敷設、消火ポンプの起動を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 14分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携帯していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 消防ホースはカップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 通常時の連絡手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携帯しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常時の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。

消防ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
屋内消火栓（HC-64）～ 燃料取替用水ピット	約 10m	65A	1本



消火ポンプ起動
(原子炉建屋 T.P. 40.3m)



ろ過水タンクによる補給
(原子炉建屋 T.P. 40.3m)

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 3時間 45分

操作時間（実績）： 2時間 40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。
ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
原水槽～ T.P.10m 東側接続口	約 550m×1 系統	150A	約 11 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原水槽から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

【原水槽への補給】

1. 作業概要

2次系純水タンク又はろ過水タンクの移送ラインに可搬型ホースを接続し、移送することにより原水槽への補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 1時間20分

操作時間（実績）： 1時間（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。
夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。
可搬型ホースは，人力で運搬・敷設が可能な仕様であり，カップラ等により容易かつ確実に接続できる。

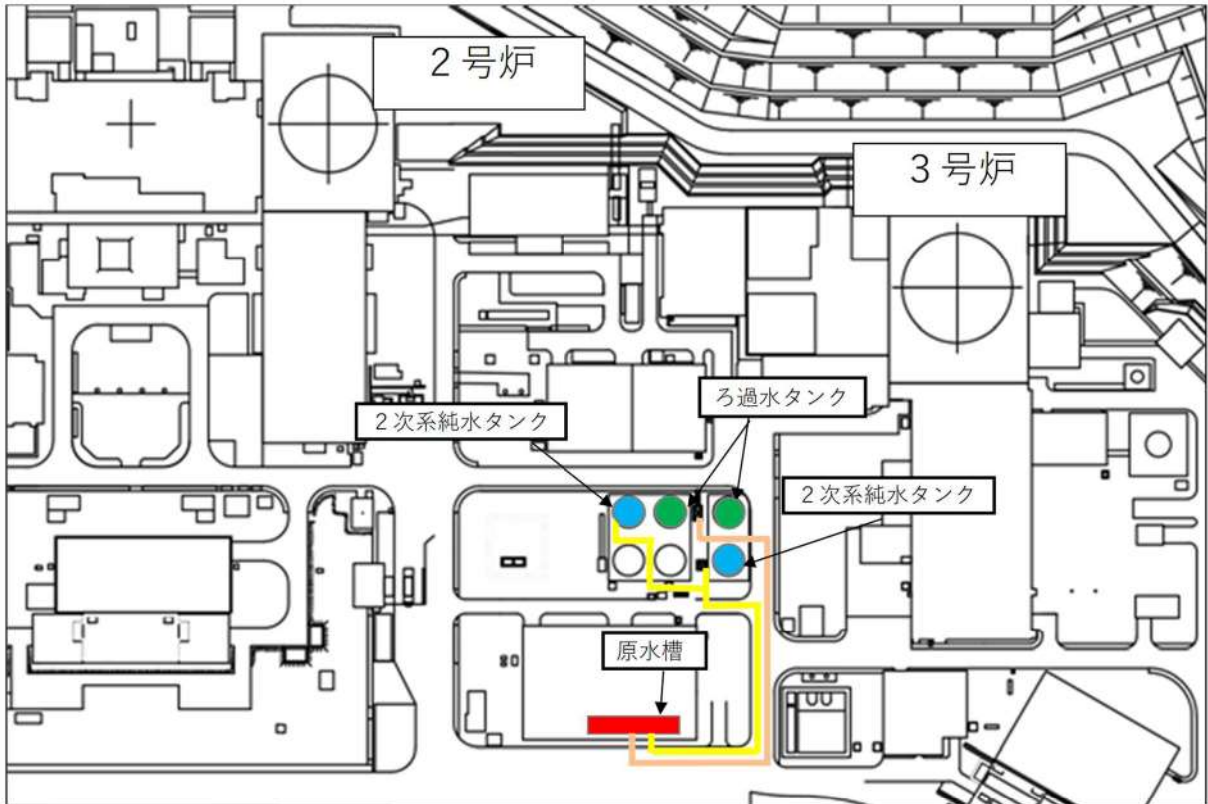
連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



ろ過水タンクからの補給（屋外 T.P. 10m）
（作業風景は類似作業）



2次系純水タンクからの補給（屋外 T.P. 10m）
（作業風景は類似作業）



- 2次系純水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート
- ろ過水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート

図1 原水槽への補給 ホース敷設ルート

代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間10分

操作時間（実績）： 1時間40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ T.P.33m 西側接続口	約 150m×1 系統	150A	約 3 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)

【系統構成】

1. 操作概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 14分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセッスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



代替給水ピットから
補助給水ピットへの補給系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 4時間 10分

操作時間（実績）： 3時間 10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P.33m西側接続口	約1050m×1系統	150A	約21本×1系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



海から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給について

重大事故等発生時における燃料取替用水ピットへの補給については、事故進展に伴う再循環運転への移行の可否や事故対応における効果等を考慮し判断することとしている。

泊3号炉において、重大事故等発生時における燃料取替用水ピットへの補給の判断基準ならびに理由は以下のとおりである。

【燃料取替用水ピットへの補給に係る記載抜粋】

1. 13. 2. 2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

(7) 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、1 次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1 次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステム LOCA 時、蒸気発生器伝熱管破損時及び余熱除去系統による再循環運転ができない場合。

1 次冷却材喪失事故等設計基準事故において、燃料取替用水ピットを水源として原子炉並びに格納容器へ注水した後、燃料取替用水ピットが再循環切替水位に達すれば、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転に切り替え、継続的に原子炉・格納容器内の冷却を行うが、格納容器バイパス事象（IS-LOCA, SGTR）においては、燃料取替用水ピット水を注水しても、漏えい箇所が格納容器外であることから、格納容器再循環サンプが再循環可能水位まで達しない可能性が高いため、燃料取替用水ピットへの補給により、原子炉等への注水を継続しつつ、蒸気発生器 2 次側からの冷却や加圧器逃がし弁等による RCS 減圧により事故収束を図る必要がある。また、何らかの原因により再循環運転ができない事象が発生した場合にも、燃料取替用水ピットへの補給により原子炉等への注水を継続し、代替炉心注水等により事故収束を図る必要がある。このように再循環運転への移行ができない事象については燃料取替用水ピットへの補給を判断する上で重要な要素であり、燃料取替用水ピットへの補給を判断する基準として設定している。（事故による漏洩の程度（漏洩量）によらず、比較的小流量（約 30m³/h）である 1 次系純水タンク及びほう酸タンクであっても有効と判断）

一方、格納容器バイパス事象以外の事故（LOCA 等）については、燃料取替用水ピット水が格納容器再循環サンプに溜まり、基本的には再循環への切り替えが期待できるため格納容器バイパス事象ほどの緊急性はないものの、再循環切替失敗に対するリスクを考慮すると補給操作は事故対応上も考慮すべきであるため、1 次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合においても、手順着手することとしている。なお、運転員の事故対応の優先順位等も考慮し、事象や事故の規模（冷却材の漏洩量等）に関係なく対応できるよう「燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合」を補給の判断基準として取り込んでいる。

水の供給手順のうち詳細手順を整備する条文一覧表

1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
代蒸気発生器2次側給水による炉心冷却への供給に係る手順等	補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替（電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水）	1.2	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
	補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	1.13	本条文中で整備
	補助給水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	補助給水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	1次系のフィードアンドブリード	1.2	1次系のフィードアンドブリード
	2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	原水槽から補助給水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	海水を用いた補助給水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等	燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	1.13	本条文中で整備
	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	1.13	本条文中で整備
	燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水）	1.4	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
	燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	1.13	本条文中で整備
	2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備	

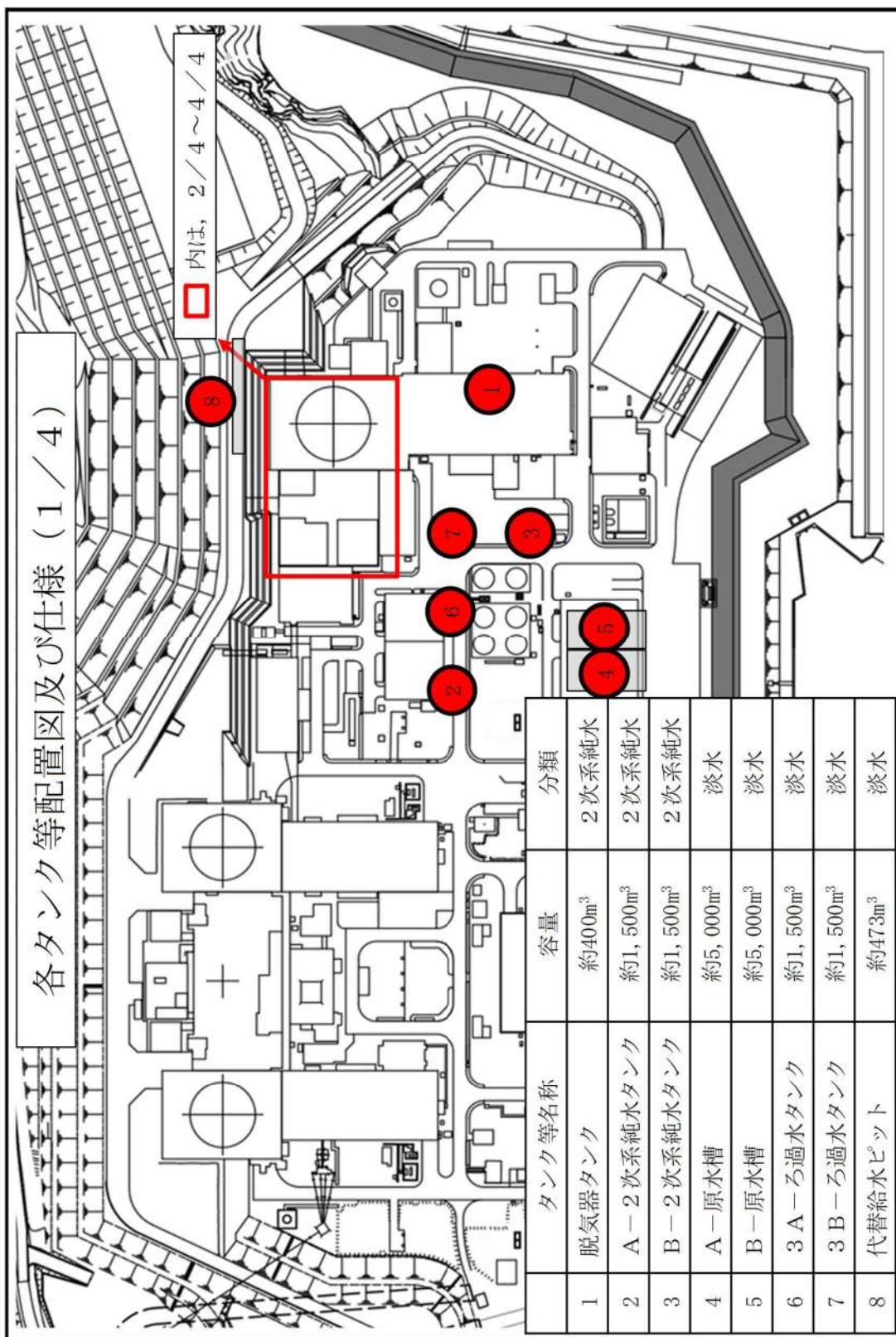
1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 格納容器スプレイトのための代替手段及び格納容器スプレイトへの供給に係る手順等	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	1.13	本条文中で整備
	燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイト）	1.6	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイト
	燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト）	1.6	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト
	燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト）	1.6	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト
	燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト）	1.6	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイト
	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	1.13	本条文中で整備
	2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備	
格納容器再循環サンポンを運転時に係る手順等	B-格納容器スプレイトポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	1.4	B-格納容器スプレイトポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
	A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転	1.4	A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水	1.11	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
	原水槽から使用済燃料ピットへの注水	1.11	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
	海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	1.11	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

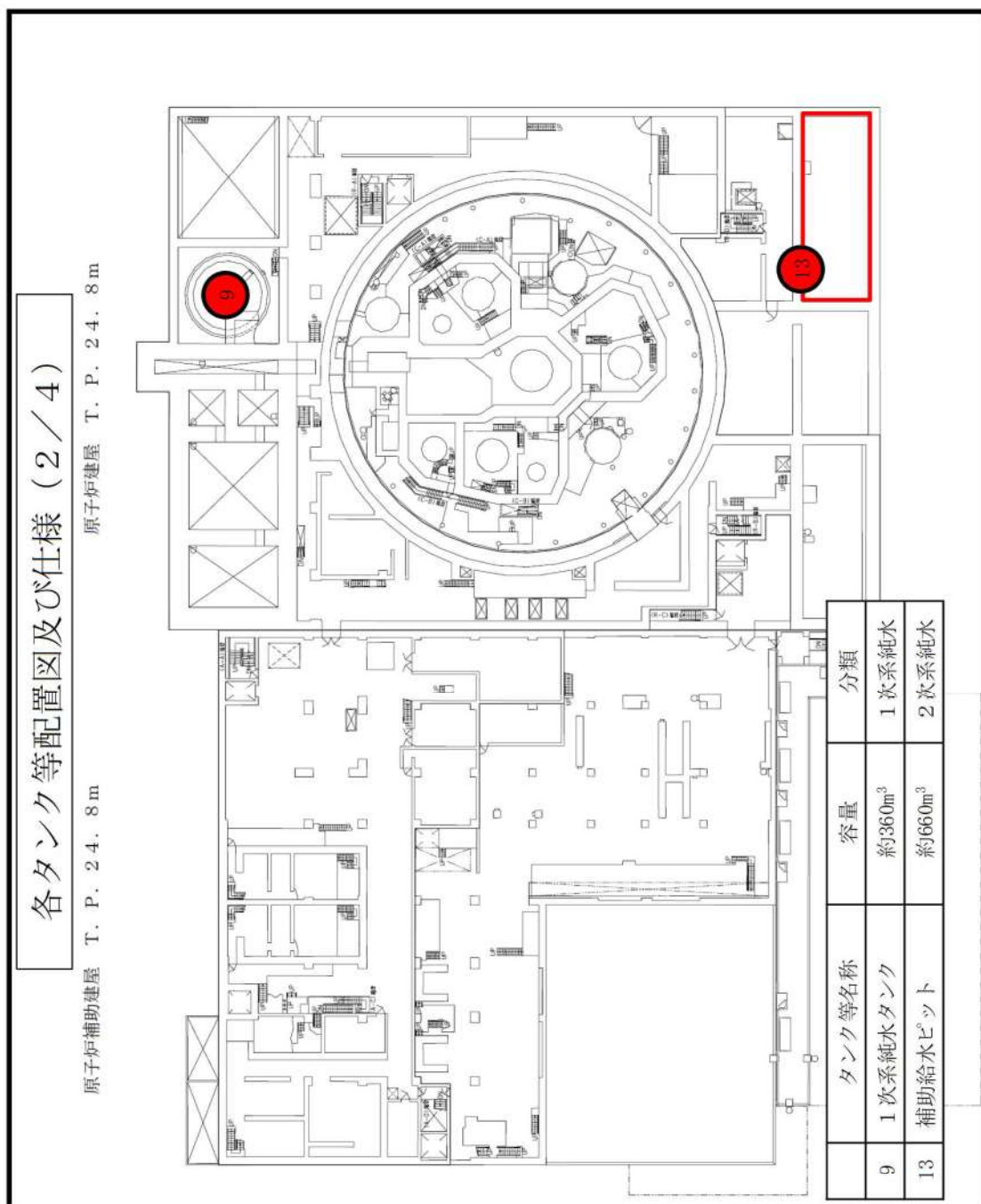
1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい 発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ 及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への 放水に係る手順等	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	1.12	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の アニユラス部への放水に係る手順等	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニユラス部への放水	1.12	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

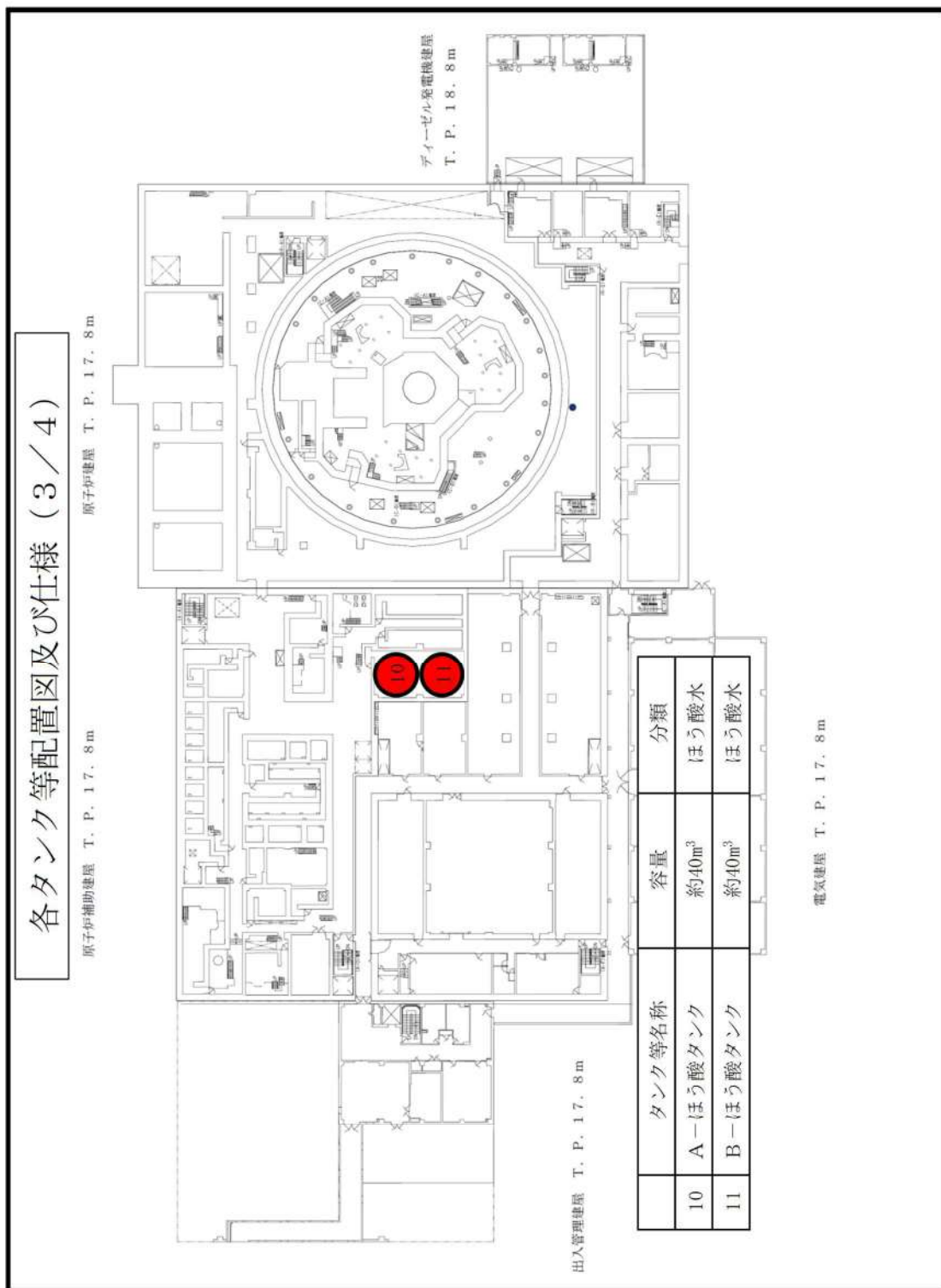
各タンク等配置図及び仕様

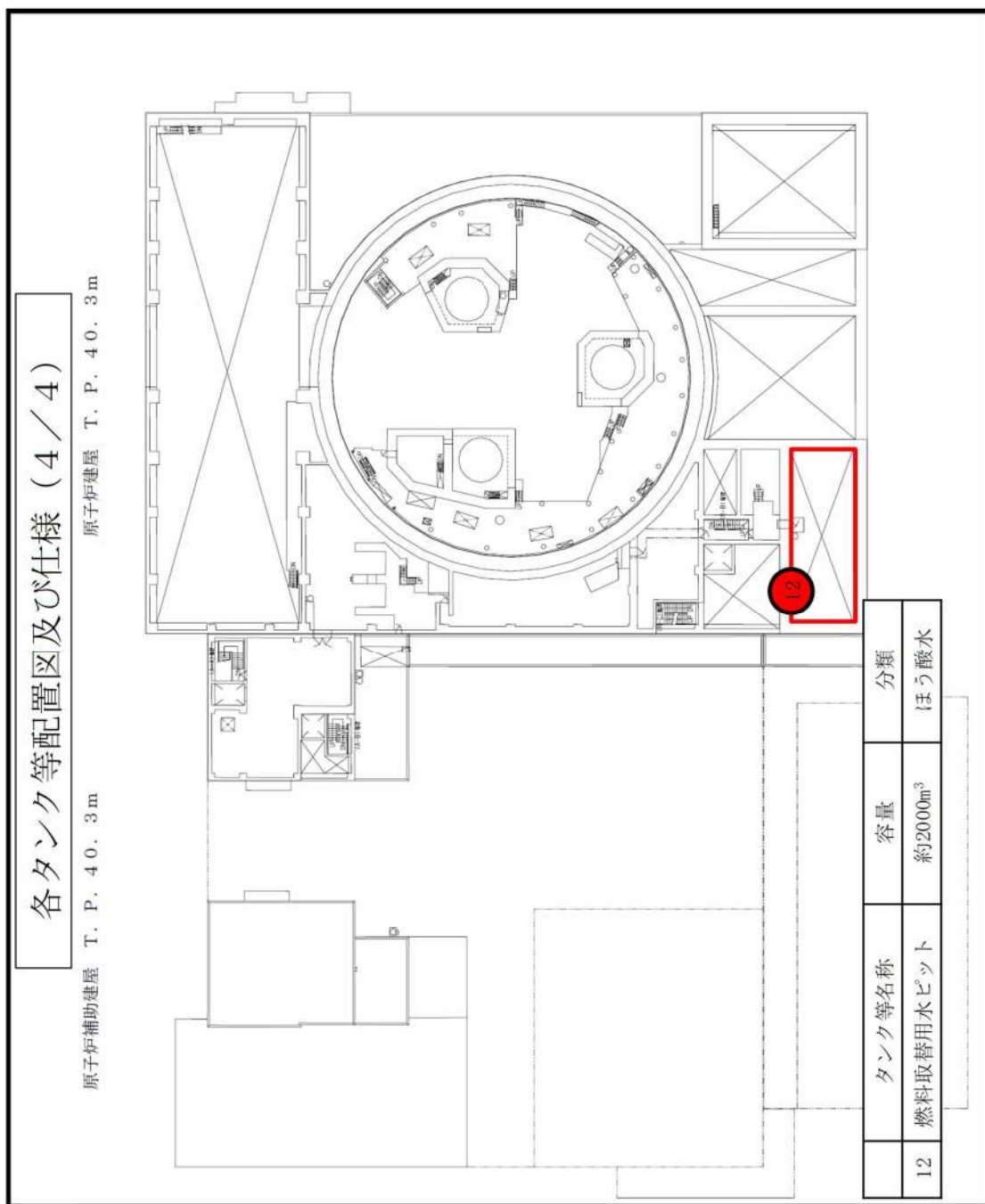
重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順のうち、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水に使用する各タンク等の配置、容量及び用途を以下のとおり示す。

	タンク等名称	容量	分類	用途	
				S A時	通常時
1	脱気器タンク	約400m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水	・蒸気発生器注水
2	A-2次系純水タンク	約1,500m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・原水槽補給 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・2次系補給水供給 ・使用済燃料ピット補給
3	B-2次系純水タンク	約1,500m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・原水槽補給 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・2次系補給水供給 ・使用済燃料ピット補給
4	A-原水槽	約5000m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・淡水供給
5	B-原水槽	約5000m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・淡水供給
6	3A-ろ過水タンク	約1,500m ³	淡水	・原水槽補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・消火水供給 ・淡水供給
7	3B-ろ過水タンク	約1,500m ³	淡水	・原水槽補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・消火水供給 ・淡水供給
8	代替給水ピット	約473m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	—
9	1次系純水タンク	約360m ³	1次系純水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
10	A-ほう酸タンク	約40m ³	ほう酸水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
11	B-ほう酸タンク	約40m ³	ほう酸水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
12	燃料取替用水ピット	約2000m ³	ほう酸水	・炉心注水、代替炉心注水 ・格納容器スプレイ、 代替格納容器スプレイ	・炉心注水 ・格納容器スプレイ ・使用済燃料ピット補給
13	補助給水ピット	約660m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ	・蒸気発生器注水









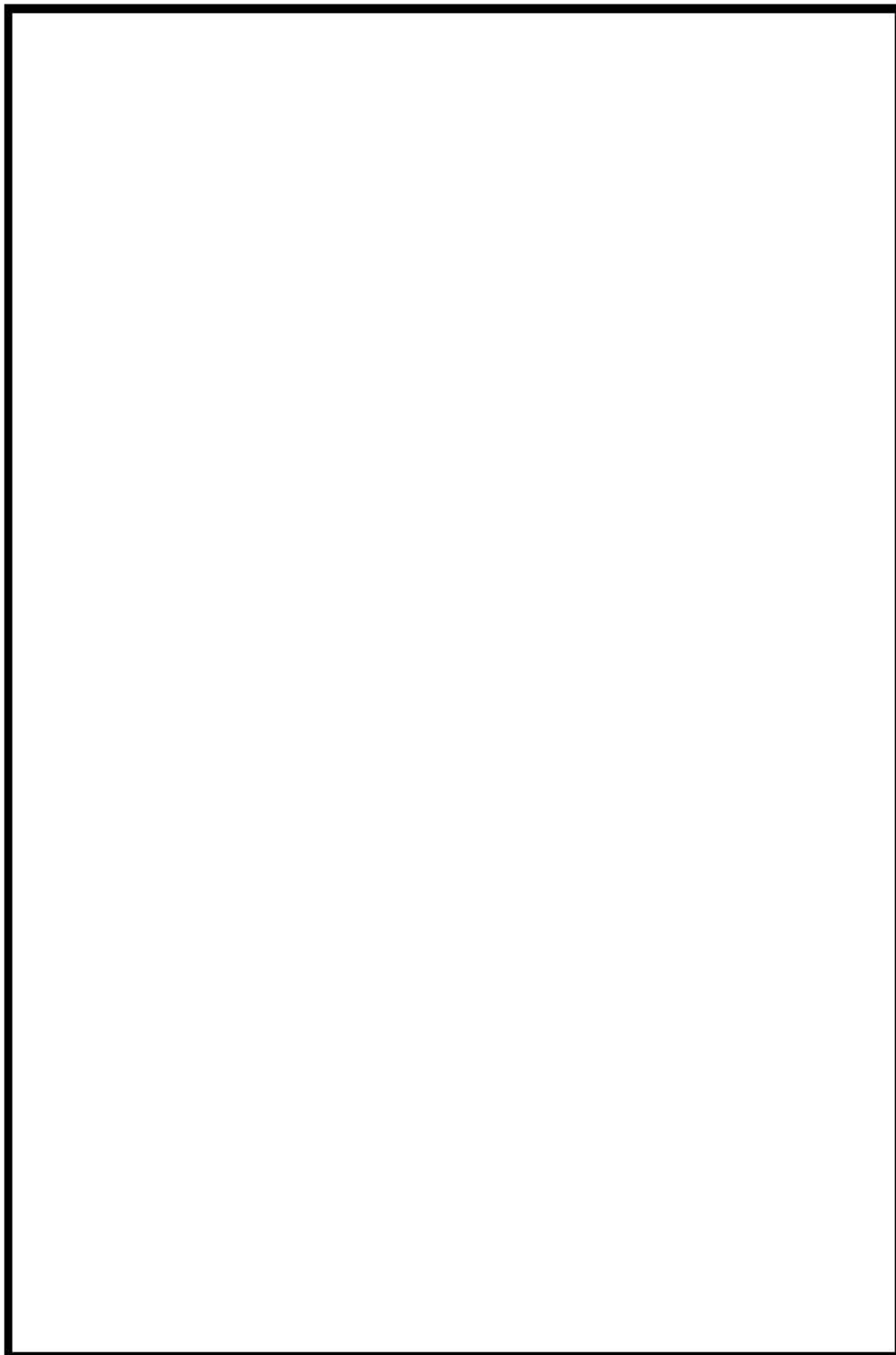
可搬型ホース接続口の配置

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順のうち、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)に使用する補助給水ピット及び炉心注水、格納容器スプレイに使用する燃料取替用水ピットへの補給手順のうち、可搬型ホースを敷設する供給手順について、可搬型ホースの接続口を示す。

なお、建屋入口は、通用扉を開放し可搬型ホースを引き込む。また、ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給時は、アクセスドアを開放し、消防ホースを燃料取替用水ピットに導く。原水槽、代替給水ピット又は海水を用いた補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給時は、可搬型ホースを代替給水・注水配管接続口へ接続する。

手順名	接続口	接続方式	添付資料
原水槽から 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車（取水側）と可搬型ホース 接続	ねじ込み式	1.13.8-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車（送水側）と可搬型ホース 接続	ツインスター 継手	1.13.17-(1)
原水槽から 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
	ろ過水タンクと可搬型ホース 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
	2次系純水タンクと可搬型ホース 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
代替給水ピットから 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車（取水側）と可搬型ホース 接続	ねじ込み式	1.13.9-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車（送水側）と可搬型ホース 接続	ツインスター 継手	1.13.18-(1)
代替給水ピットから 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
海水を用いた 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車と可搬型ホース 接続 （取水側）	ねじ込み式及 びツインスタ ー継手	1.13.10-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車と可搬型ホース 接続 （送水側）	ツインスター 継手	1.13.19-(1)
海水を用いた 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管接続口 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
ろ過水タンクから 燃料取替用水ピット への補給	消火栓と消防ホース 接続	差込み式	1.13.16

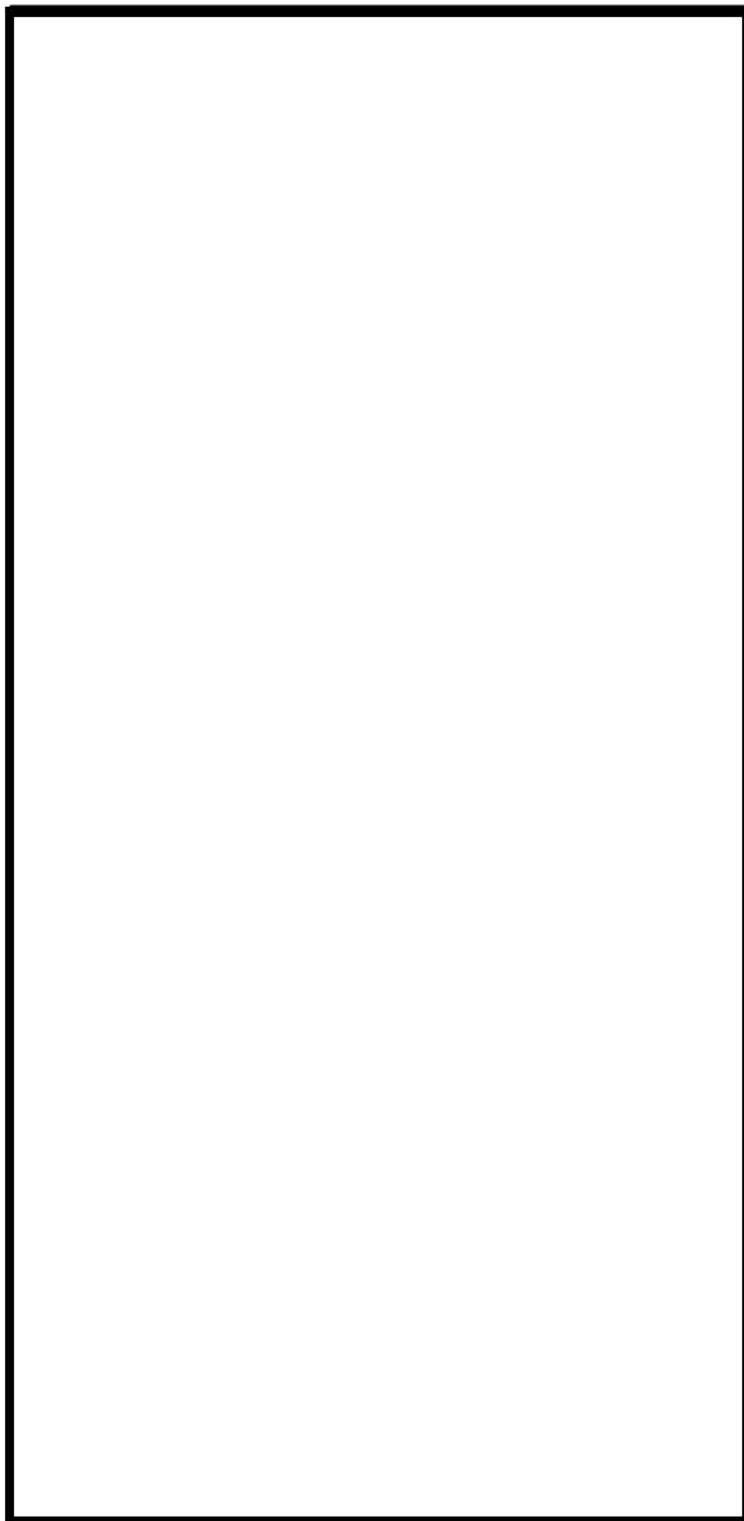
原水槽から補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/2)



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

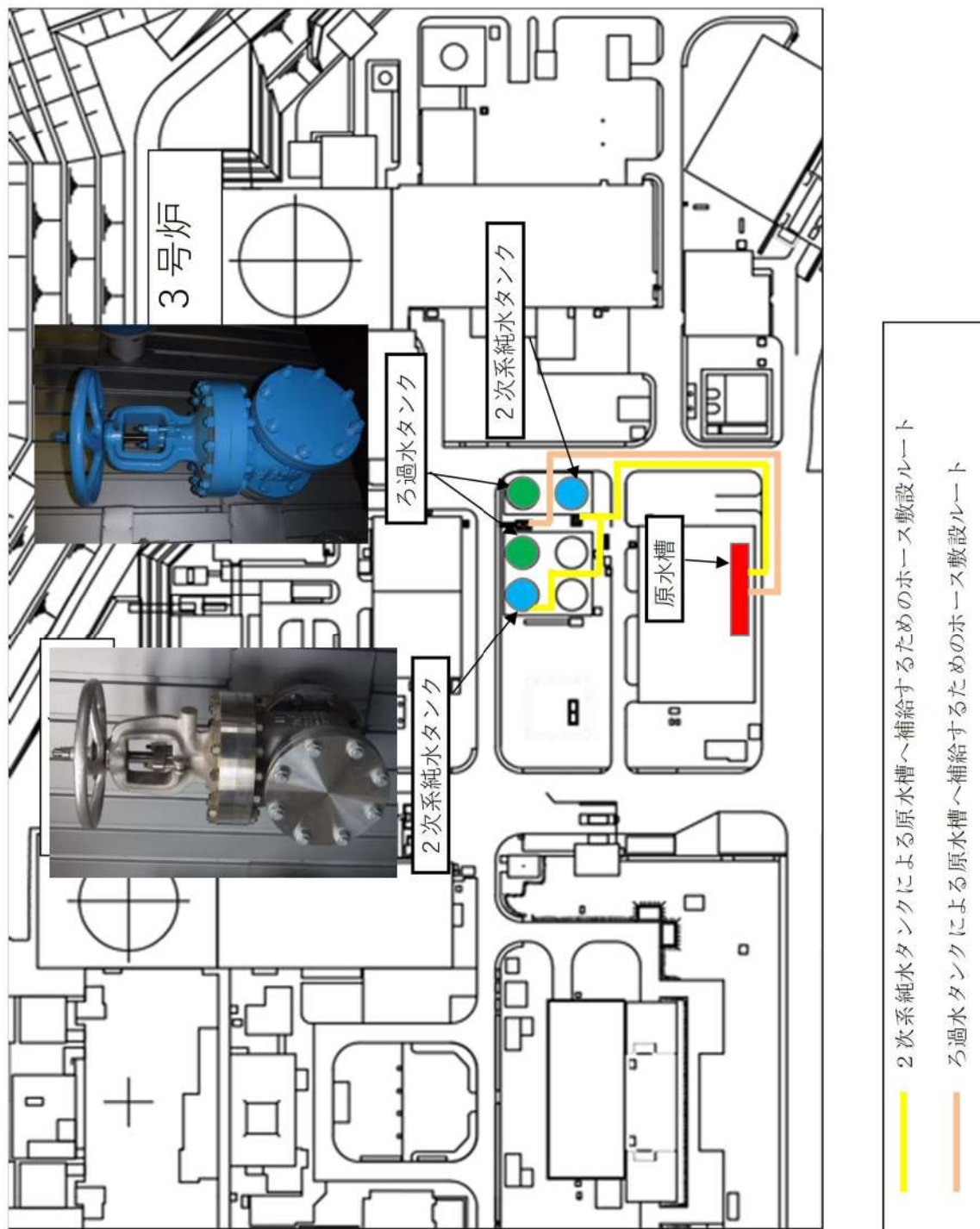


原水槽から補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/2)

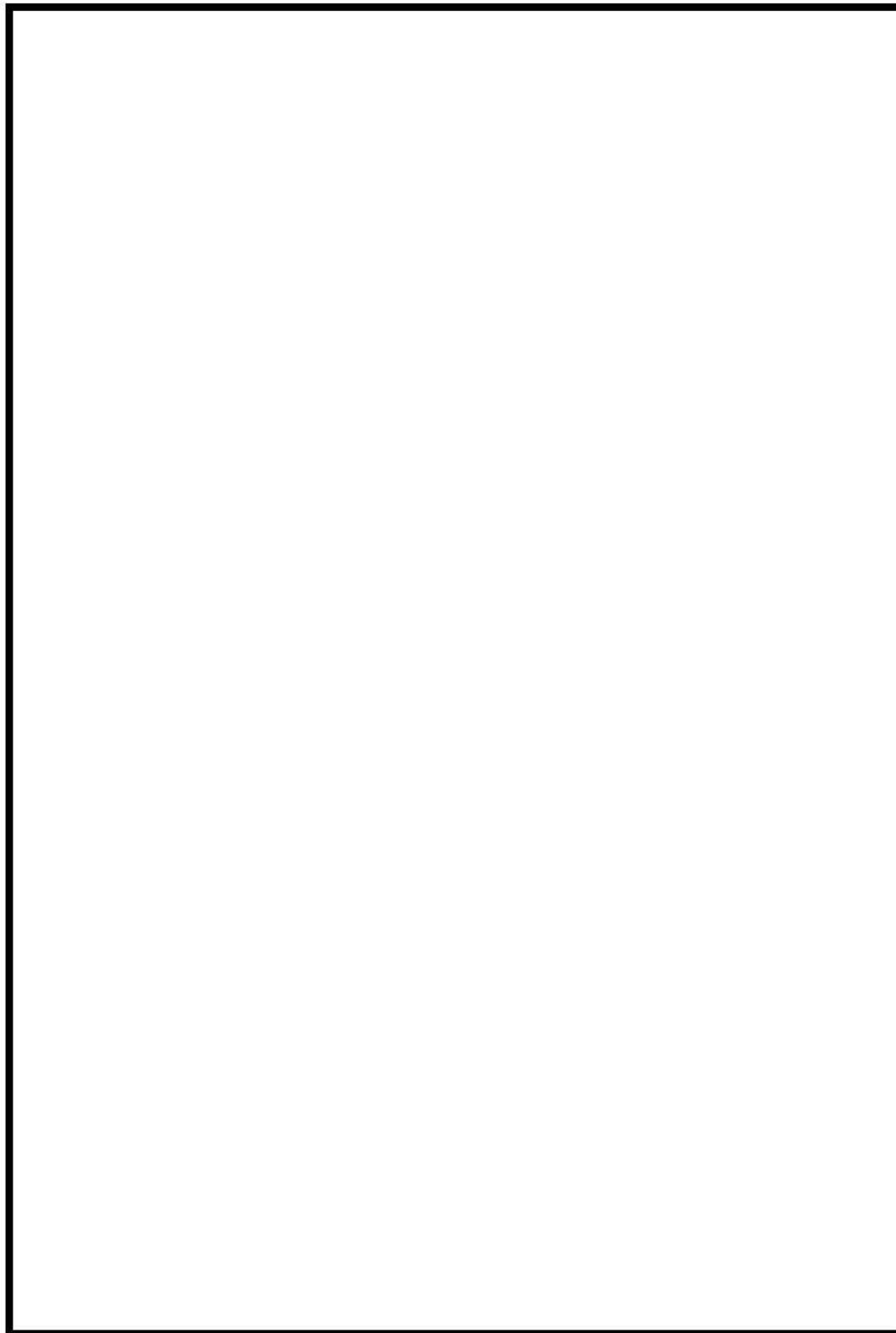


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ろ過水タンク又は2次系純水タンクから原水槽への補給



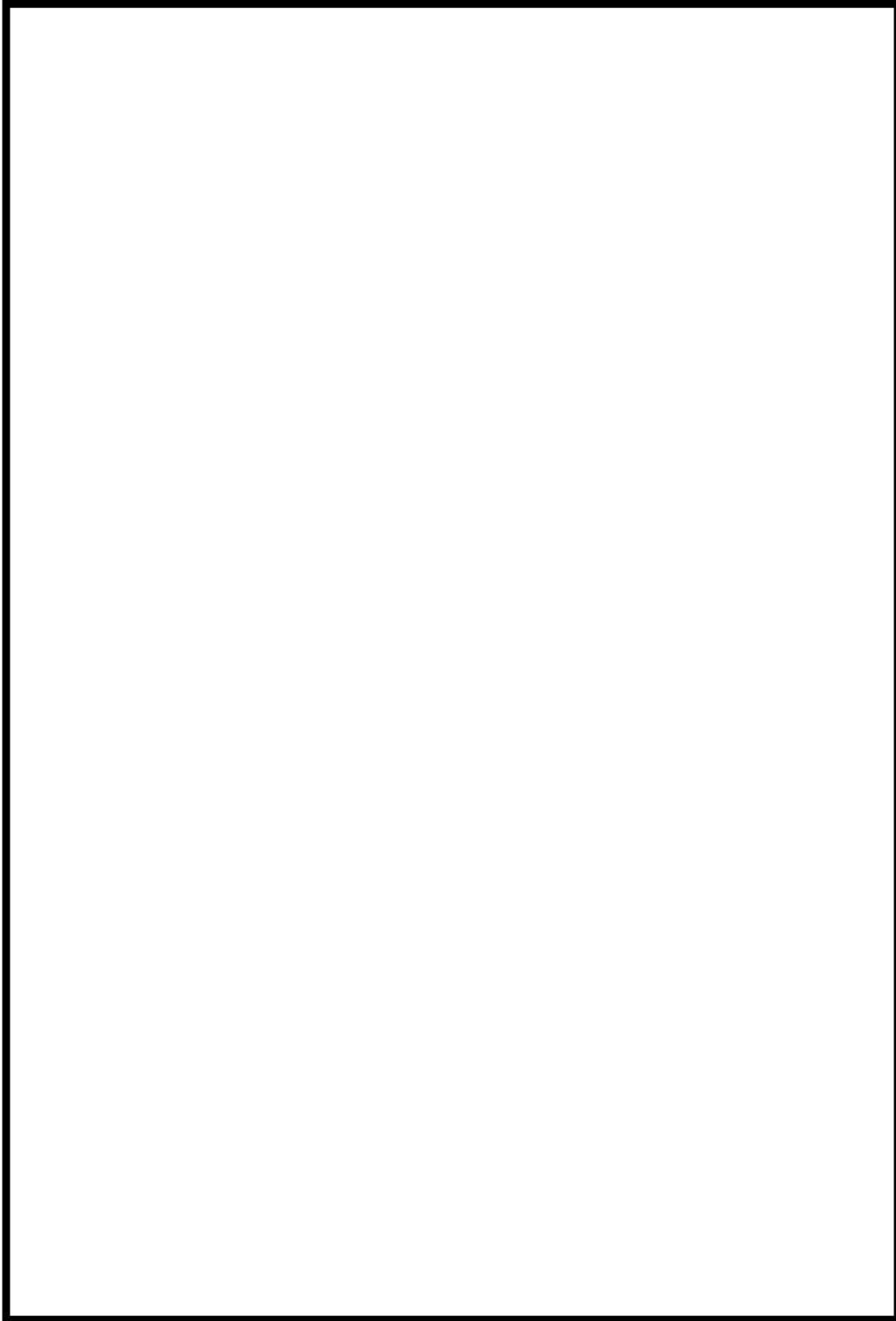
代替給水ピットから補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/2)



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



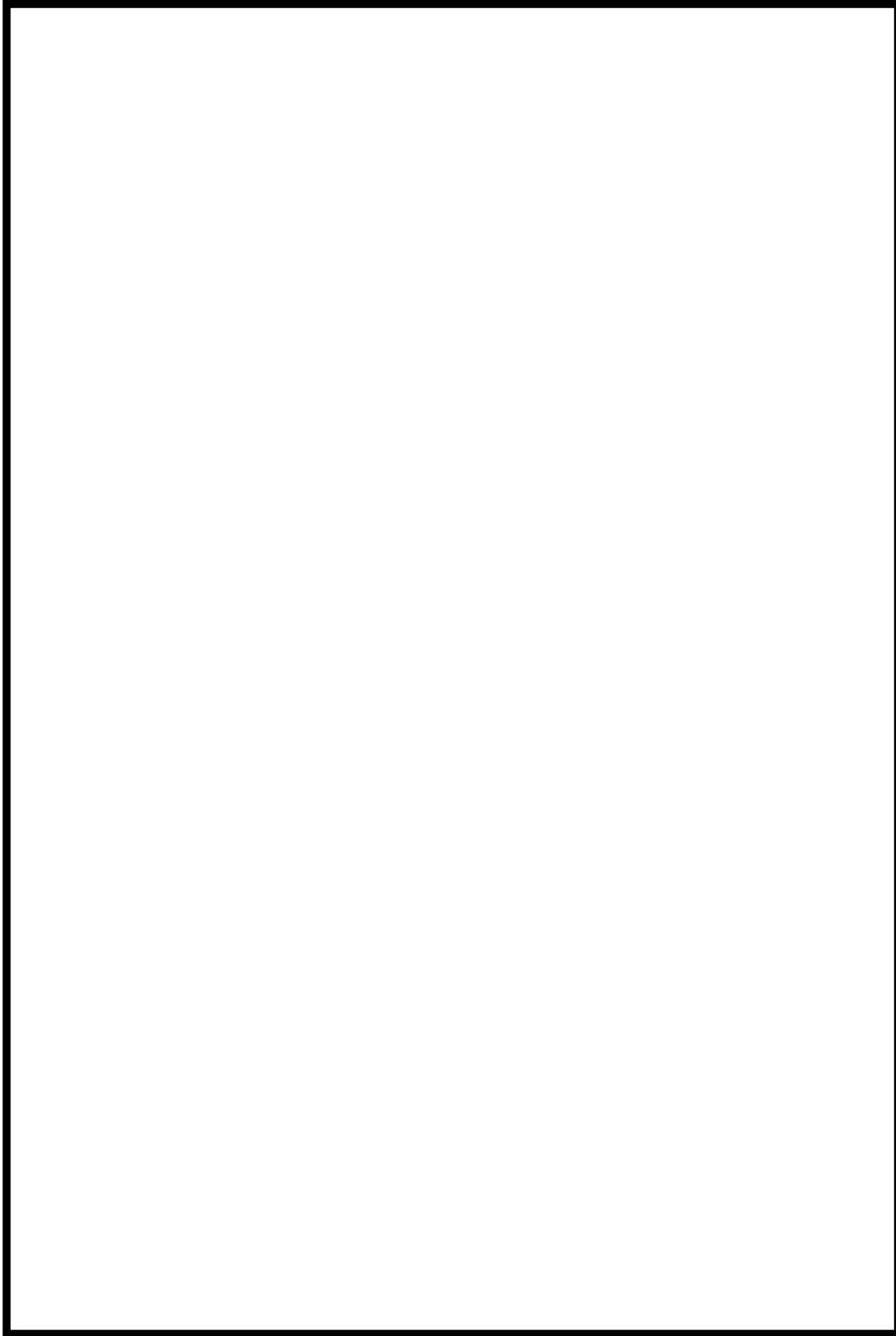
代替給水ピットから補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/2)



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

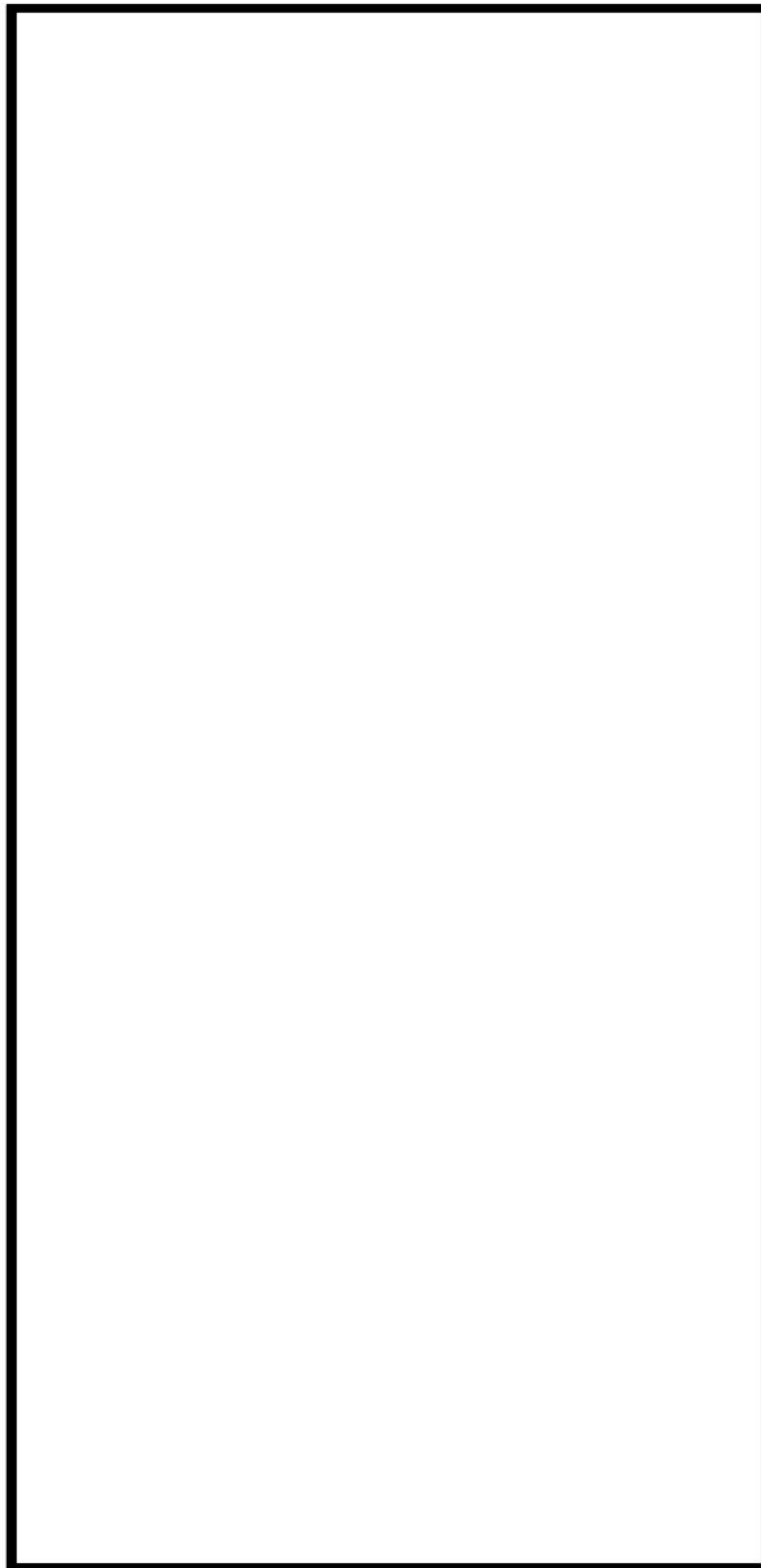


海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/3)



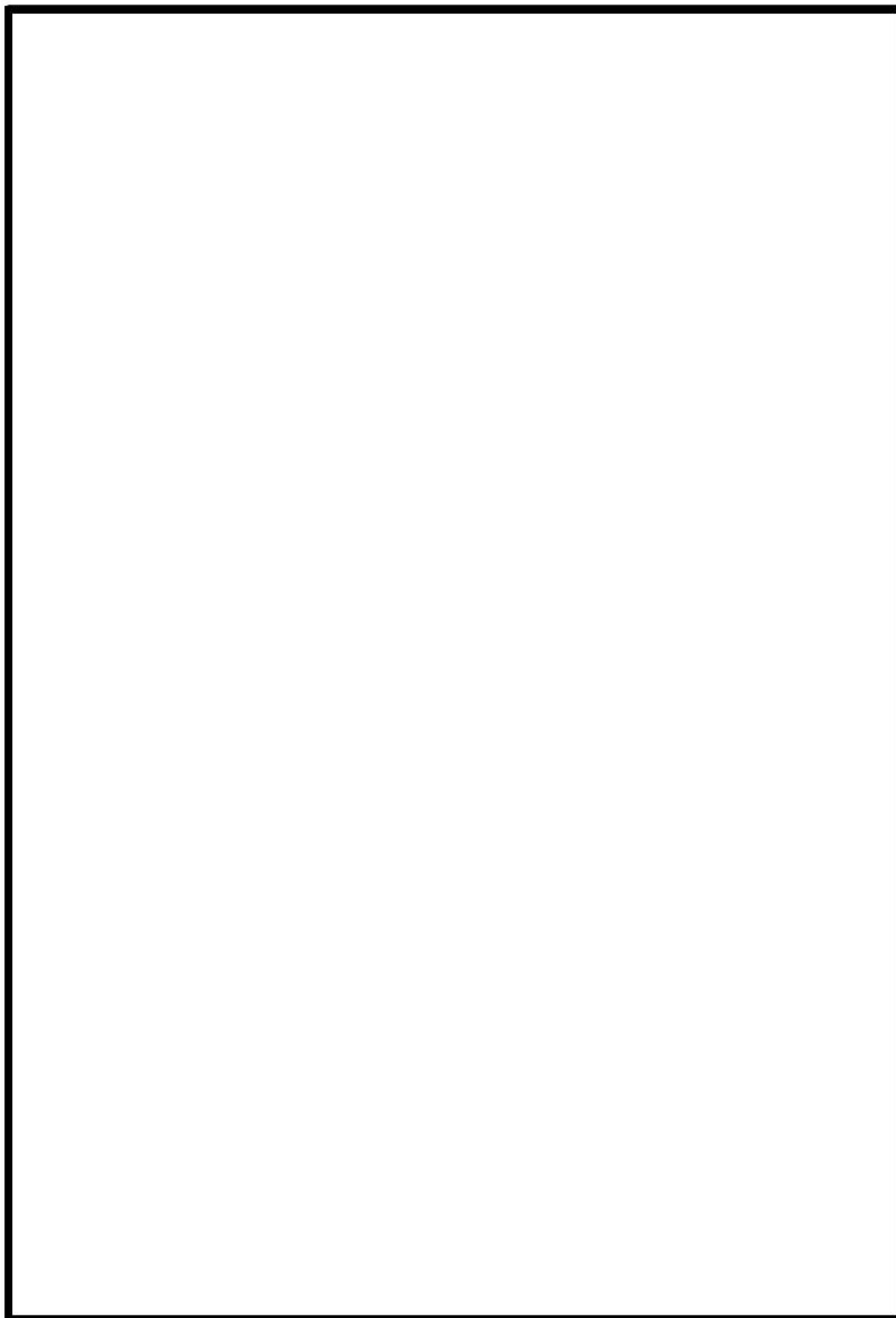
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/3)



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

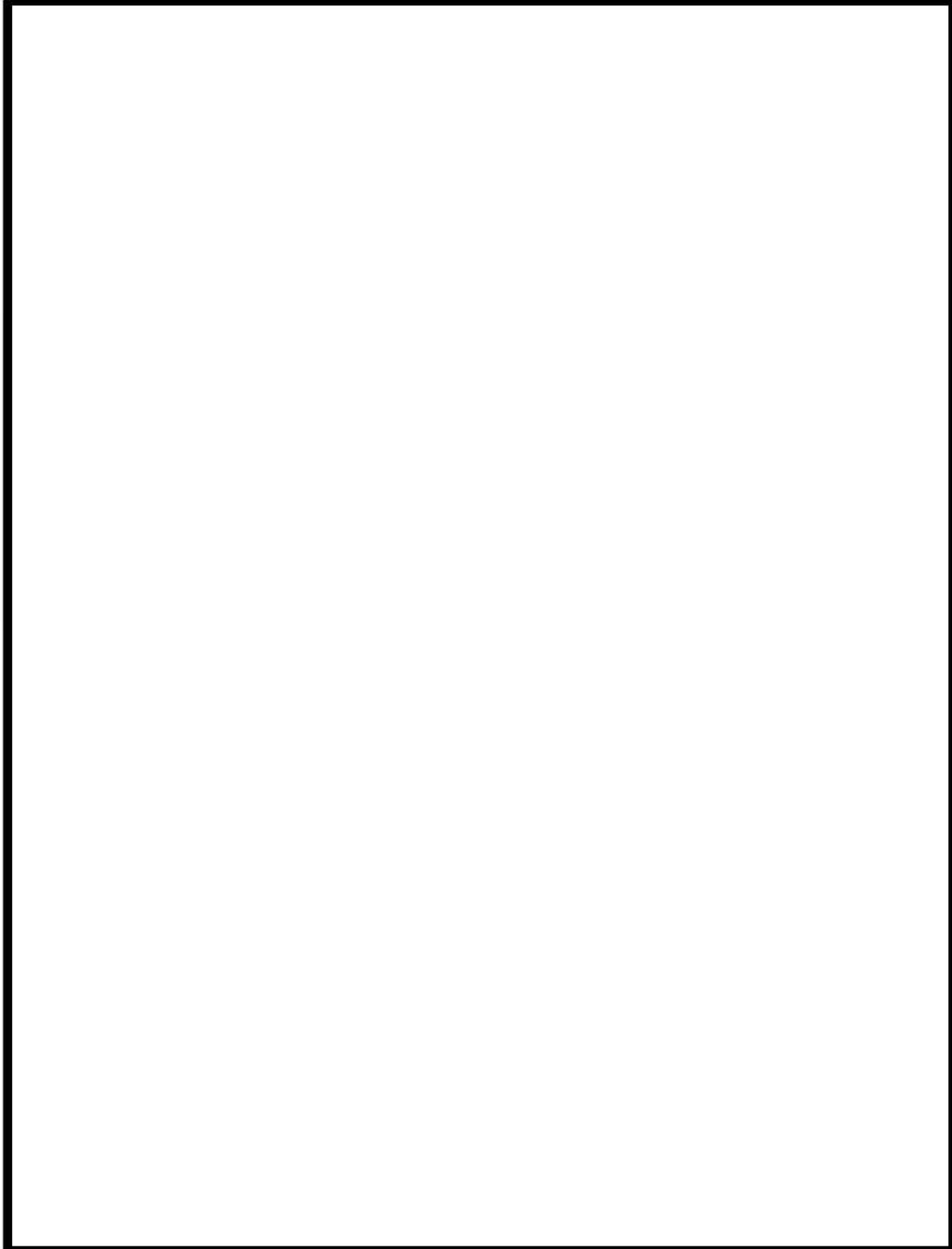
海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(3/3)



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給作業】

1. 作業概要

ディーゼル発電機燃料油貯油槽付近に燃料ホースを敷設・接続し、可搬型タンクローリー付き給油ポンプを使用してディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへの燃料の汲み上げを行う。その後、可搬型タンクローリーを所定の位置に移動し、可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間30分（移動含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ等を携行していることからアクセスできる。

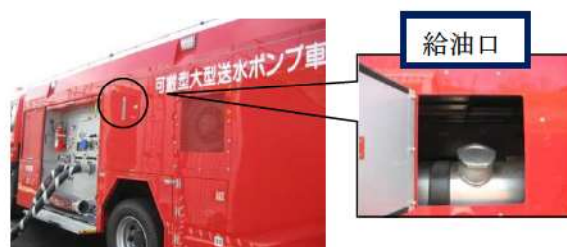
作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備等はない。また、LEDヘッドランプ等を携行することとしており作業できる。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。可搬型タンクローリーは構造がシンプルであり、一般車両への燃料補給と同様の操作であるため容易に燃料補給できる。

連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



可搬型タンクローリー給油用ホース引出し
(屋外 T.P. 31m)



可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる
可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給作業】

1. 作業概要

可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを使用してディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへ燃料の汲み上げを行う。その後、可搬型タンクローリーを所定の位置に移動し、可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給作業を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：	2名	追而
作業時間（想定）：	3時間	
作業時間（実績）：	2時間3分（移動含む）	

3. 作業の成立性について

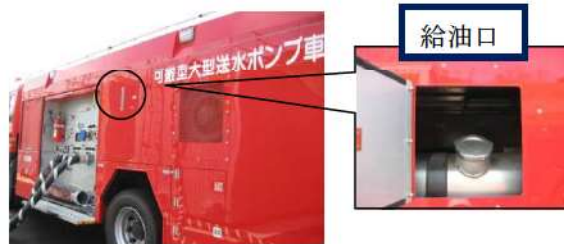
- アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ等を携行していることからアクセスできる。
- 作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備等はない。また、LEDヘッドランプ等を携行することとしており作業できる。
- 作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。
燃料汲み上げ用ホース接続は、クイックカップラ式となっているため、容易かつ確実に接続できる。
可搬型タンクローリーは構造がシンプルであり、一般車両への燃料補給と同等の操作であるため容易に燃料補給できる。
- 連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



燃料汲み上げ用ホース接続及び敷設
(ディーゼル発電機燃料油サービスタンク室)
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)



可搬型タンクローリー給油用ホース引出し
(屋外 T.P. 31m)



可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる
可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給操作】

1. 操作概要

可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを使用して可搬型タンクローリーへ燃料汲み上げを行うため、系統構成及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプの起動・停止操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

[系統構成, ポンプ受電準備, ポンプ起動]

必要要員数: 1名

操作時間(想定): 1時間

操作時間(実績): 42分(移動, 放射線防護具着用含む)

[ポンプ停止]

必要要員数: 1名

操作時間(想定): 5分

操作時間(実績): 1分

3. 操作の成立性について

アクセス性: LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境: 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性: 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。弁操作及び遮断器操作にあたっては通常行う操作と同じであり、容易かつ確実に操作できる。

連絡手段: 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し連絡を行う。



系統構成
(ディーゼル発電機室)
(原子炉建屋 T.P. 6.2m)



系統構成
(ディーゼル発電機燃料油サービスタンク室)
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)



ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
受電準備
(安全補機開閉器室)
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
起動操作
(ディーゼル発電機制御盤室)
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)

重大事故等時における燃料補給に係るアクセスルート

泊3号炉重大事故等対策有効性評価において、その機能に期待する重大事故等対処設備のうち、重大事故等発生後7日間運転を継続させるために燃料補給が必要となる設備は、代替非常用発電機、可搬型大型送水ポンプ車及び緊急時対策所用発電機（以下「代替非常用発電機等」という）である。

代替非常用発電機等に燃料を補給する手段としては、可搬型タンクローリー（以下「タンクローリー」という）によりディーゼル発電機燃料油貯油槽（以下「燃料油貯油槽」という）から直接燃料を汲み上げた後、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する手段を整備している。

この直接汲み上げ方式の場合、タンクローリーをT.P. 31m以上にある保管場所から燃料油貯油槽付近まで移動する必要がある。燃料油貯油槽までのアクセスルートは原子炉建屋東側を通る1つのルートのみであることから、設置許可基準規則第四十三条（重大事故等対処設備）第3項第六号の要求である「想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。」に適合するため、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（以下「燃料油移送ポンプ」という）を用いて燃料移送ルートを屋内に確保することで、代替非常用発電機等に燃料補給するための複数のルートを確保した。

1. 設置許可基準規則第四十三条第3項第六号

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

2. 適合方針

基準適合性43条まとめ資料（抜粋）

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二, 三, 四, 43条3 - 二, 六】

(1)

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第六号）

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

3. 代替非常用発電機等への燃料補給手段

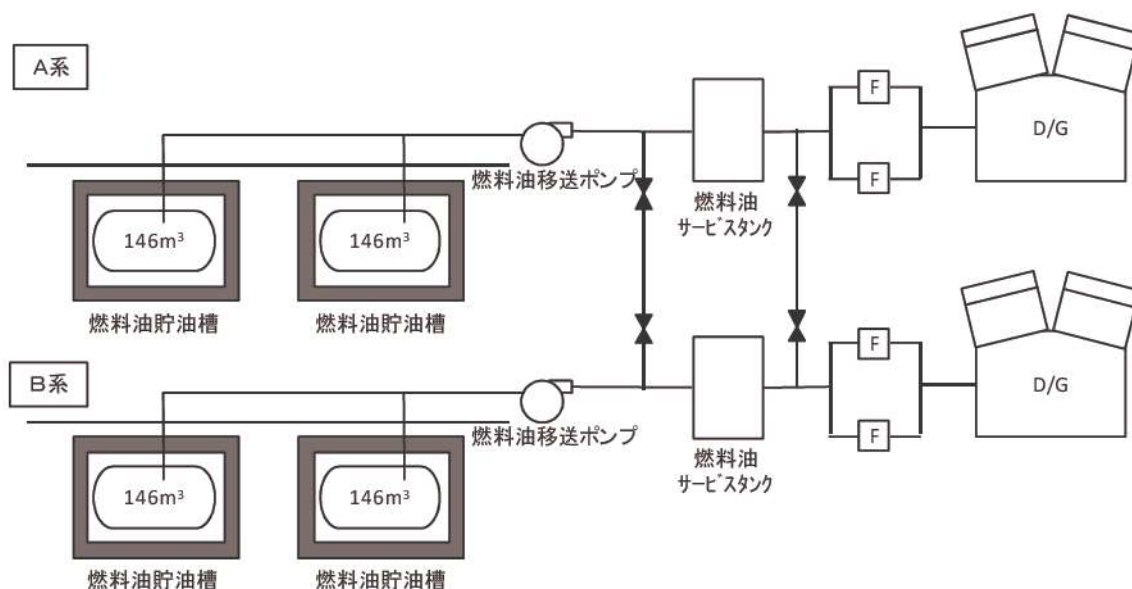
重大事故等発生時、代替非常用発電機等を運転した後、約7日間運転を継続させるため、代替非常用発電機等の燃料が枯渇する前にタンクローリーにより、燃料を補給する必要がある。

タンクローリーは、T.P. 31m以上の高台に保管しており、燃料油貯油槽から直接燃料を汲み上げる場合、燃料油貯油槽付近まで移動する必要がある。このアクセスルートは泊3号炉原子炉建屋の東側を通るルートであるが、一部袋小路となっており、複数のルートが確保できないことから、西側を通るルートを検討した。

非常用発電設備のディーゼル発電機（以下「DG」という）の燃料を移送するために設けている燃料油移送ポンプを用いて、原子炉建屋西側まで燃料を移送する2つ目のルートを確認した。

(1) DG燃料系統

外部電源が喪失した場合、交流動力電源を供給するため、DGを設置しており、DG運転中は、燃料油貯油槽から燃料油移送ポンプによりディーゼル発電機燃料油サービスタンク（以下「燃料油サービスタンク」という）に燃料を移送し、DG機関付けの燃料循環ポンプにより、DG機関に燃料を供給する設備構成となっている。（図－1 参照）



図－1 DG燃料系統 概略図

(2) タンクローリーによる直接汲み上げ（第1ルート）

概略図を図-2に、アクセスルートを図-3に示す。

タンクローリーを燃料油貯油槽付近まで移動し、タンクローリーに取り付けた汲み上げ用ホースを燃料油貯油槽の給油口に挿入するとともに、タンクローリー付きの給油ポンプにより、貯油槽から直接燃料を汲み上げる。

汲み上げ作業完了後、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する。

a. 要員数 事務局員2名

b. 想定時間 約2時間

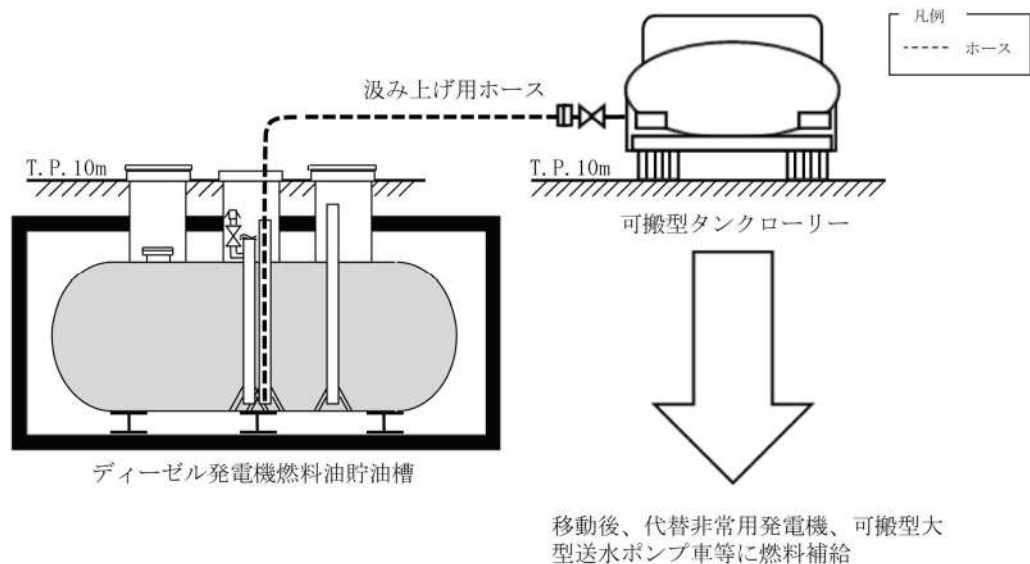



図-2 タンクローリーによる直接汲み上げ手段 概略図



図-3 タンクローリーによる直接汲み上げ手段 アクセスルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 燃料油移送ポンプによる汲み上げ（第2ルート）

概略図を図-4に、アクセスルートを図-5、屋内ホース敷設ルートを図-6に示す。

燃料油移送ポンプから燃料油サービスタンクへの移送ラインにホースを取り付け、タンクローリーの移動先である原子炉建屋西側までホースを屋内に敷設する。

準備作業完了後、燃料油移送ポンプを運転し、燃料油貯油槽からタンクローリーへ燃料を汲み上げる。

汲み上げ作業完了後、タンクローリーによる直接汲み上げ手段と同様に、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する。

追而	a. 要員数	運転員（現場）1名，事務局員2名
	b. 想定時間	約3時間

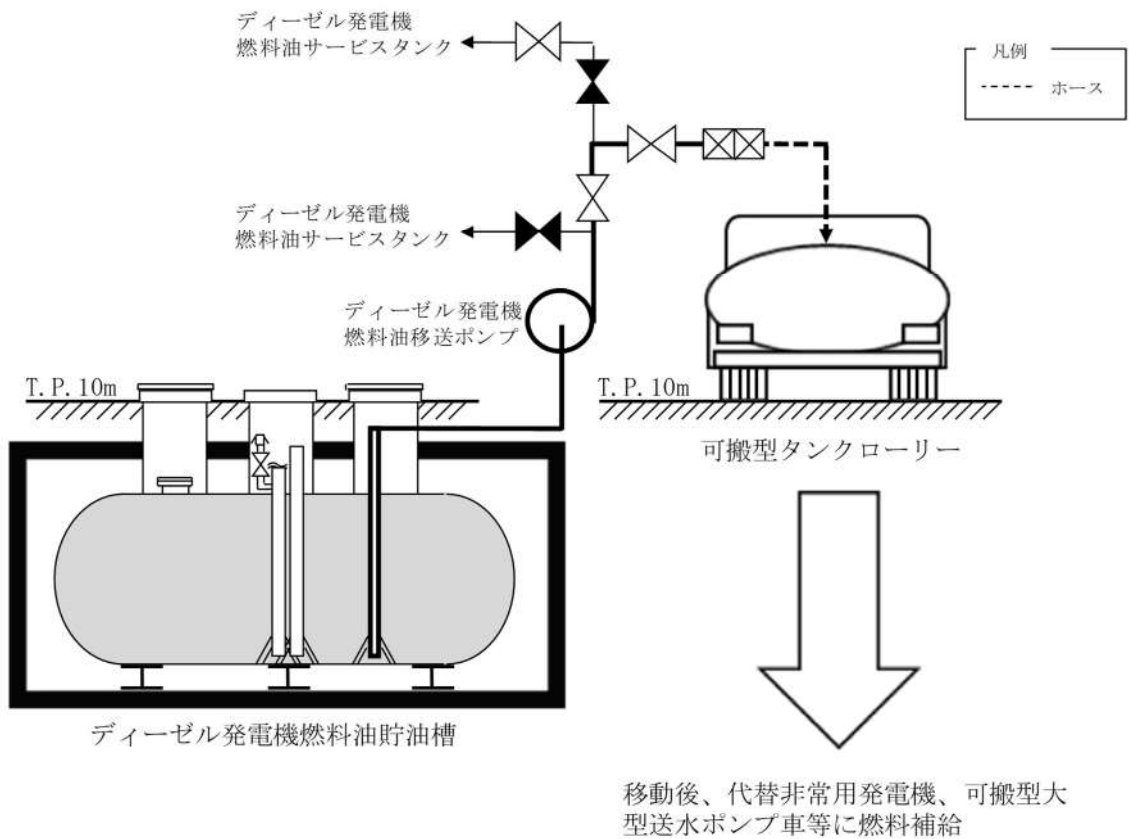



図-4 燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段 概略図

追而



図-5 燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段 アクセスルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

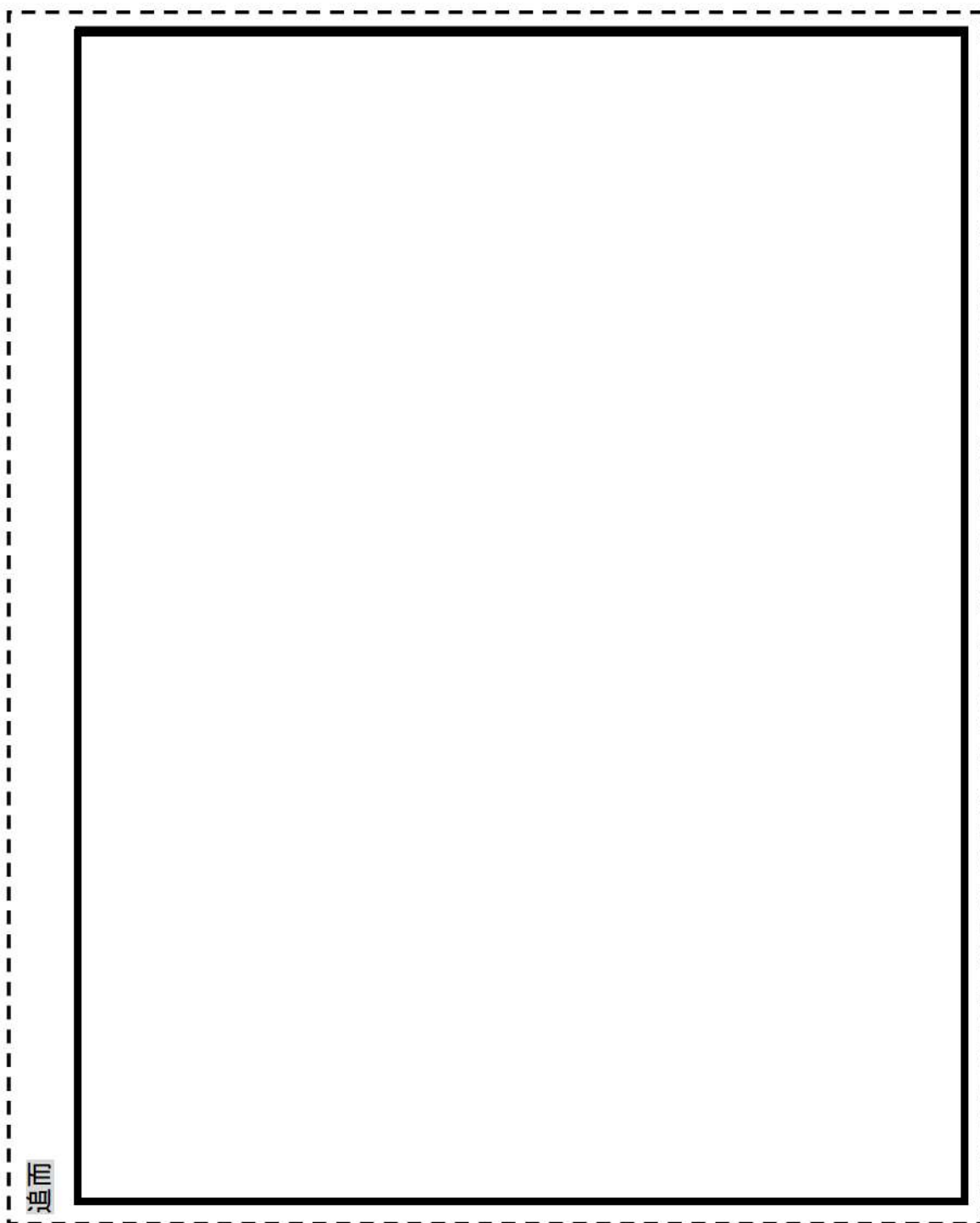



図-6 屋内ホース敷設ルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(4) 複数設備への燃料補給対応

複数の燃料補給対象設備に期待する重大事故等を想定した場合であっても、タンクローリー2台を用いることで、代替非常用発電機等の運転を継続するために必要な燃料補給を重大事故等発生後7日間対応可能である。要員及びタンクローリーの動きの一例を示したタイムチャートを図-7及び図-8に示す。

4. まとめ

設置許可基準規則第四十三条に適合するため、タンクローリーによる直接汲み上げ手段及び燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段の2つの手段を整備することにより、代替非常用発電機等へ燃料補給するための複数のアクセスルートを確認した。

2つの手段の優先順位は、作業性や必要要員数、作業に要する時間等を考慮し、タンクローリーのみを用いて燃料油貯油槽から直接燃料を汲み上げることができるタンクローリーによる直接汲み上げ手段を優先する。

アクセスルートの確保ができない等、直接汲み上げ手段が使用できない場合は、燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車の水源選択に係る方針

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下、「SA技術的能力審査基準」という。）1.13（重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等）の要求事項である「複数の代替淡水源が確保されていること」及び「海を水源として利用できること」を満足する設備として、淡水源又は海を水源として利用できる可搬型大型送水ポンプ車を配備している。

可搬型大型送水ポンプ車は、補助給水ピットへの補給、燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水等の多様な対応手段に用いる設備であるが、これらの対応手段で用いる淡水源又は海を選択については、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき、淡水源よりも海を優先する手順を基本としている。

以下に可搬型大型送水ポンプ車の水源選択に係る方針について整理する。

1. 基準規則の要求事項

(1) SA技術的能力審査基準1.0 (重大事故等対策における共通事項)

SA技術的能力審査基準1.0 (4) 【解釈】 1

- b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。
(ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)
- c) 発電用原子炉設置者において、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

<対応方針>

SA技術的能力審査基準に係る適合状況説明資料(1.0) (抜粋)

1.0.2共通事項(4)a.

(b)

～中略～

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、迷うことなく海水注水を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

(c)

～中略～

重大事故等発生時の運転操作において、発電課長(当直)が躊躇せず指示できるよう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

(2) SA技術的能力審査基準 1.13 (重大事故等の収束に必要な水の供給手順等)

SA技術的能力審査基準 1.13【解釈】 1	
b) 複数の代替淡水源 (貯水槽, ダム又は貯水池等) が確保されていること。	
c) 海を水源として利用できること。	

<対応方針>

複数の代替淡水源及び海を水源とすることが可能となるよう可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応手段を整備している。

SA技術的能力審査基準	対応手段	
1.2 1.3 1.4 1.5 1.13	蒸気発生器への注水	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
1.4 1.8 1.13	代替炉心注水	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
1.6 1.7 1.8 1.13	代替格納容器スプレイ	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
1.11 1.13	使用済燃料ピットへの注水	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
		海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
1.11 1.12 1.13	使用済燃料ピットへのスプレイ	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
		原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

S A技術的 能力 審査基準	対応手段	
1.13	補助給水ピットへの補給	原水槽から補助給水ピットへの補給
		代替給水ピットから補助給水ピットへの補給
		海から補助給水ピットへの補給
	燃料取替用水ピットへの補給	原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
		代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給
		海から燃料取替用水ピットへの補給

2. 可搬型大型送水ポンプ車の使用用途毎の水源選択に係る方針

(1) 原子炉、格納容器、蒸気発生器への注水

常設設備である代替格納容器スプレイポンプ等が故障等により使用できない場合、若しくはそれら設備の水源となる補助給水ピットや燃料取替用水ピットが故障等により使用できない場合の代替手順として、可搬型大型送水ポンプ車から原子炉、格納容器又は蒸気発生器へ直接注水する手順を整備している。

これらの原子炉等へ直接注水する手順においては、中断することなく注水を継続することが重要であることから、水源の切替が必要となる淡水源よりも、海を優先して使用する。

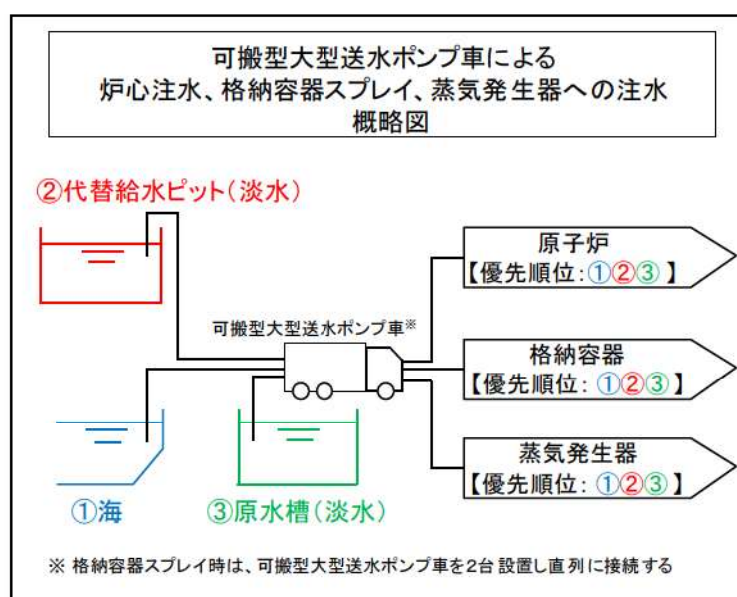


図1 原子炉、格納容器、蒸気発生器への注水 概略図

(2) 補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給

可搬型大型送水ポンプ車により淡水又は海水を補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへ補給を行うための手順を整備しており、これら手順の淡水源又は海の水源選択に係る方針は以下のとおり。

a. 炉心損傷防止が図れる場合^{※2}

可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水源を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

※2 「炉心損傷防止が図れる場合」の判断

- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合又は1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合

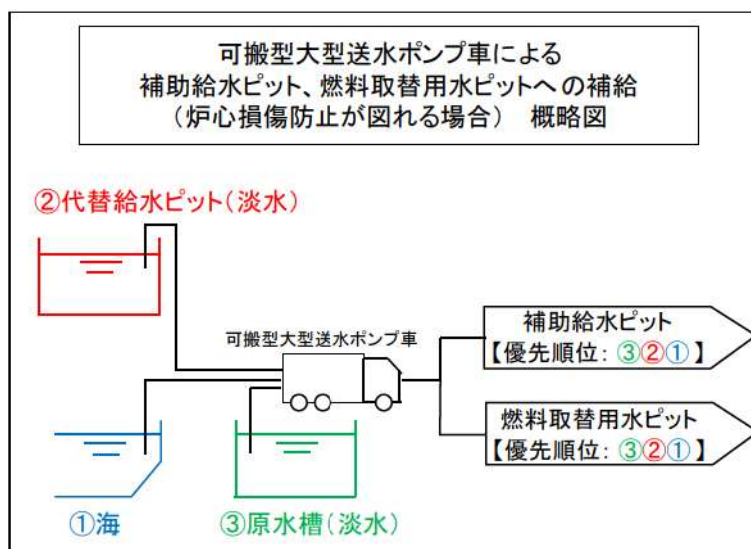


図2 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給 (炉心損傷防止が図れる場合) 概略図

b. 炉心損傷に至るおそれがある場合^{※3}又は炉心損傷時

淡水源の使用の可否を判断するための状況確認等による作業員の被ばくを回避するため、燃料取替用水ピット等への補給については、海を最優先に使用する。

※3 「炉心損傷に至るおそれがある場合」の判断

- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合
- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失した場合

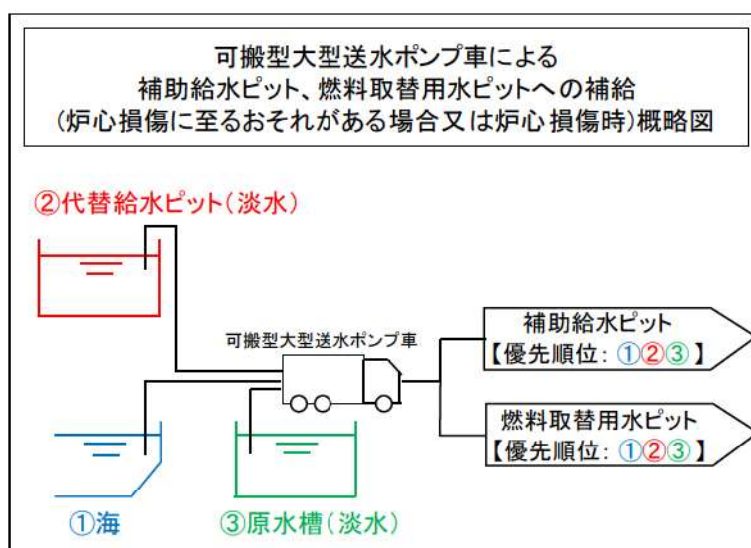


図3 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給 (炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心損傷時) 概略図

(3) 使用済燃料ピットへの注水、スプレイ

可搬型大型送水ポンプ車により淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水又はスプレイを行う手順を整備しており、これら手順の淡水源又は海の水源選択に係る方針は以下のとおり。

a. 使用済燃料ピットへの注水

可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水量を十分上回る送水能力を有しているため、使用済燃料ピットに十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水源を優先して使用する。

b. 使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手順であり、中断することなくスプレイを継続することが重要であることから、水源の切替が必要となる淡水源よりも、海を優先して使用する。

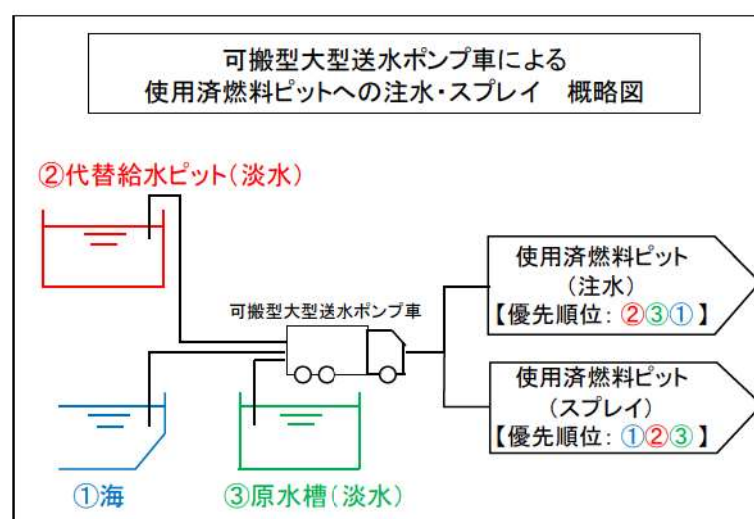


図4 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水・スプレイ 概略図

3. 有効性評価にて期待する水源確保に係る手順について

有効性評価にて期待する可搬型大型送水ポンプ車を用いた水源確保に係る手順を事故シーケンス毎に下表にまとめる。

事故シーケンス	有効性評価にて期待する水源確保に係る手順
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 蒸気発生器2次側による炉心冷却中に海を水源として補助給水ピットへ補給する手順 ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
格納容器過圧破損 格納容器過温破損	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 格納容器スプレイ中に海を水源として燃料取替用水ピットへ補給する手順 ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
想定事故1 想定事故2	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
全交流動力電源喪失（停止時）	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順

有効性評価における事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失を想定する事故シーケンスでは、夜間・休日の限られた要員で電源確保、炉心注水、格納容器内自然対流冷却等、多岐に亘る対応操作を行うこととなるため、補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水時の水源は、海を選択することとしている。

S A技術的能力 1.13 では海だけではなく淡水源を使用する手順も整備しているが、有効性評価の事故シーケンスのように、限られた要員、資機材等にて全交流動力電源喪失時に対応する場合には、迷わず海を選択することができるよう、運転手順書を整備する方針である。

なお、有効性評価「想定事故1」及び「想定事故2」は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失する事故シーケンスであり、燃料損傷防止対策は海を水源とした使用済燃料ピットへの注水である。本事故シーケンスでは、交流動力電源が健全であることを想定していること、並びに使用済燃料ピット水位の低下が緩慢で、海水を使用済燃料ピットに注水開始できる時間が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間に対して十分な時間余裕があることから、S A技術的能力にて整備する手順の優先順位に従い、準備時間が最も早い代替給水ピットを優先して使用し、それが使用できない場合には保有水量の大きい原水槽を使用する手順としている。また、すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いることとしている。

有効性評価では、屋外アクセスルートの復旧作業が必要となる状況を考慮し、3号スクリーン室を海水取水箇所とした場合のアクセスルート復旧時間を含めても、補助給水ピットもしくは燃料取替用水ピットが枯渇する前に、並びに使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達する前に海水を補給できることを確認している。

4. 淡水源の選択に係る補足事項

淡水源を使用する手順のうち、炉心損傷防止が図れる場合の補助給水ピット・燃料取替用水ピットへの補給、並びに使用済燃料ピットへの注水の場合は、補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、海を水源とした手順に悪影響を及ぼすことはないが、海を第1優先として使用する手順において淡水源を選択する場合もあることから、その淡水源の選択の考え方について補足する。

(1) 海を第1優先として使用する手順における淡水源の選択に係る考え方

直接原子炉等へ注水する手順、炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心損傷時に補助給水ピット・燃料取替用水ピットへ補給する手順、並びに使用済燃料ピットへスプレイする手順においては海を優先して使用する方針であるが、万一、現場の被害状況が想定を超え、想定時間内に海水取水箇所へアクセスできない場合やすべての海水取水箇所が使用できない場合に備え、代替給水ピット、原水槽を使用する手順を整備している。

a. 海を第1優先として使用する手順における代替給水ピットの選択に係る考え方

万一、想定時間内に海水取水箇所へアクセスできない場合に、以下に示す条件を満足すれば、代替給水ピットを水源とした手順を実施し、水源を海に切り替えるまでの一時的な水源として使用する。

- ✓ 代替給水ピットが健全であること。
- ✓ 海を水源とした手順に必要な要員、資機材等とは別に代替給水ピットを水源とした手順に必要な要員、資機材等を確保できること。

代替給水ピットを水源とした手順を実施中も災害対策要員（ガレキ撤去）によるアクセスルート復旧作業は継続しており、適宜報告される作業の進捗状況によって、海水取水箇所へのアクセスの時間に見通しがつき、かつ海水取水箇所から取水が可能であると発電課長（当直）が判断した場合には、海を水源とした手順の準備を開始し、最終的には海に水源を切り替える。

b. 海を第1優先として使用する手順における原水槽の選択に係る考え方

想定時間内に海水取水箇所へアクセス可能であっても、万一、すべての海水取水箇所が使用できない場合には、以下に示す条件を満足すれば、保有水量の大きい淡水源である原水槽を使用する。

- ✓ 原水槽が健全であること。
- ✓ 海を水源とした手順に必要な要員、資機材等とは別に原水槽を水源とした手順に必要な要員、資機材等を確保できること。

原水槽を水源とした手順を実施後、複数の海水取水箇所のうち、いずれかの海水取水箇所が使用できると発電課長（当直）が判断した場合には、海を水源とした手順の準備を開始し、最終的には海に水源を切り替える。

解釈一覧

1. 「手順着手の判断基準」及び「操作手順」解釈一覧

対応手段	1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等 (6) 1次系のフィードアンドブリード	
	記載内容	解釈
判断基準	原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている	燃料取替用水ピット水位：16.5%以上

対応手段	1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等 (10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給	
	記載内容	解釈
判断基準	蓄圧タンク動作圧力	1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力（約4.04MPa〔gage〕）以下となった場合
操作手順 ③	可搬型ホースを代替給水・注水管と接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(4)(5)）」参照
操作手順 ⑥	水中ポンプを可搬型ホースと接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(4)(5)）」参照
操作手順 ⑦	補助給水ピットへの補給のための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(4)(5)）」参照
操作手順 ⑨	可搬型大型送水ポンプ車を起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(4)(5)）」参照

対応手段	1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 (2) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	
	記載内容	解釈
判断基準	燃料取替用水ピットが枯渇	燃料取替用水ピット水位： <input type="checkbox"/> %到達
	補助給水ピットの水位が確保され	補助給水ピット水位： <input type="checkbox"/> %以上
操作手順 ②	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替及び炉心注水のための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(6)）」参照
操作手順 ③	非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、現場でA又はB-非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(6)）」参照
操作手順 ③	代替格納容器スプレイポンプを起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(6)）」参照

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

対応手段	1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 (4) 燃料取替用水ピットから海への水源切替	
	記載内容	解釈
判断基準	燃料取替用水ピットが枯渇	燃料取替用水ピット水位： <input type="text"/> %到達

対応手段	1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 (13) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	
	記載内容	解釈
判断基準	蓄圧タンク動作圧力	1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力（約4.04MPa〔gage〕）以下となった場合
操作手順 ③	可搬型ホースを代替給水・注水管と接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(7)(8)）」参照
操作手順 ⑥	水中ポンプを可搬型ホースと接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(7)(8)）」参照
操作手順 ⑦	燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(7)(8)）」参照
操作手順 ⑩	可搬型大型送水ポンプ車を起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(7)(8)）」参照

対応手段	1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 (1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	
	記載内容	解釈
判断基準	燃料取替用水ピットが枯渇	燃料取替用水ピット水位： <input type="text"/> %到達
	補助給水ピットの水位が確保され	補助給水ピット水位： <input type="text"/> %以上
操作手順 ②	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替及び格納容器スプレイのための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(9)）」参照
操作手順 ③	非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、現場でA又はB-非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(9)）」参照
操作手順 ③	代替格納容器スプレイポンプを起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(9)）」参照

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付資料 1.13.28-(3)

対応手段	1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等 (10) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	
	記載内容	解釈
判断基準	蓄圧タンク動作圧力	1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力（約4.04MPa〔gage〕）以下となった場合

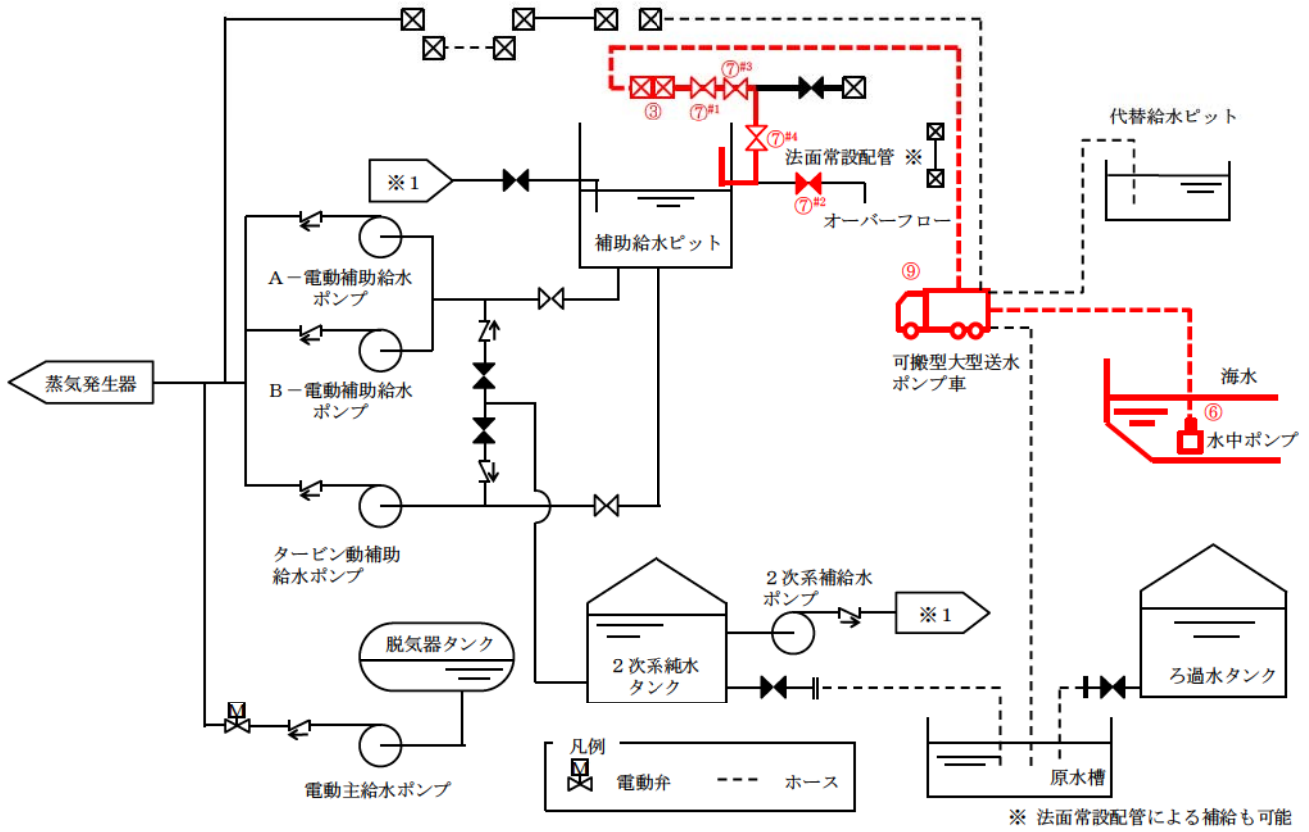
対応手段	1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等 (2) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給	
	記載内容	解釈
操作手順 ④	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ出口ラインに仮設ホースを接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(10)(11)）」参照
操作手順 ⑤	ディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへ燃料を汲み上げるための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(10)(11)）」参照
操作手順 ⑥	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプの給電準備	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(10)(11)）」参照
操作手順 ⑧	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを起動	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(10)(11)）」参照
操作手順 ⑩	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを停止	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.13.28-(10)(11)）」参照

2. 操作対象機器一覧

対応手段	1.13.2.1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等 (10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給（1 / 2）																																								
概略系統（東側接続口使用の場合）																																									
操作対象機器（東側接続口使用の場合）																																									
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width:10%;">操作手順番号</th> <th style="width:20%;">操作内容</th> <th style="width:30%;">操作対象機器</th> <th style="width:15%;">状態の変化</th> <th style="width:15%;">操作場所</th> <th style="width:10%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③</td> <td>注水配管と接続</td> <td>ホース</td> <td>ホース接続</td> <td>原子炉建屋T.P. 10. 3m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>水中ポンプとホース接続</td> <td>ホース</td> <td>ホース接続</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑦^{#1}</td> <td rowspan="3">系統構成</td> <td>R/B 東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）</td> <td>全閉→全開</td> <td>原子炉建屋T.P. 17. 8m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑦^{#2}</td> <td>補助給水ピットフローライン給水用止め弁（SA対策）</td> <td>全開→全閉</td> <td>原子炉建屋T.P. 17. 8m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑦^{#3}</td> <td>補助給水ピット給水ライン止め弁（SA対策）</td> <td>全閉→全開</td> <td>原子炉建屋T.P. 17. 8m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑨</td> <td>可搬型大型送水ポンプ車起動</td> <td>可搬型大型送水ポンプ車</td> <td>停止→起動</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考	③	注水配管と接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P. 10. 3m	—	⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	—	⑦ ^{#1}	系統構成	R/B 東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—	⑦ ^{#2}	補助給水ピットフローライン給水用止め弁（SA対策）	全開→全閉	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—	⑦ ^{#3}	補助給水ピット給水ライン止め弁（SA対策）	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—	⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	—	
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考																																				
③	注水配管と接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P. 10. 3m	—																																				
⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	—																																				
⑦ ^{#1}	系統構成	R/B 東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁（SA対策）	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—																																				
⑦ ^{#2}		補助給水ピットフローライン給水用止め弁（SA対策）	全開→全閉	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—																																				
⑦ ^{#3}		補助給水ピット給水ライン止め弁（SA対策）	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17. 8m	—																																				
⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	—																																				
<p>※ 法面常設配管による補給も可能</p> <p>凡例 電動弁 --- ホース</p>																																									
<p># 1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。</p>																																									

対応手段	1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等 (10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給（2/2）
------	--

概略系統（西側接続口使用の場合）



操作対象機器（西側接続口使用の場合）

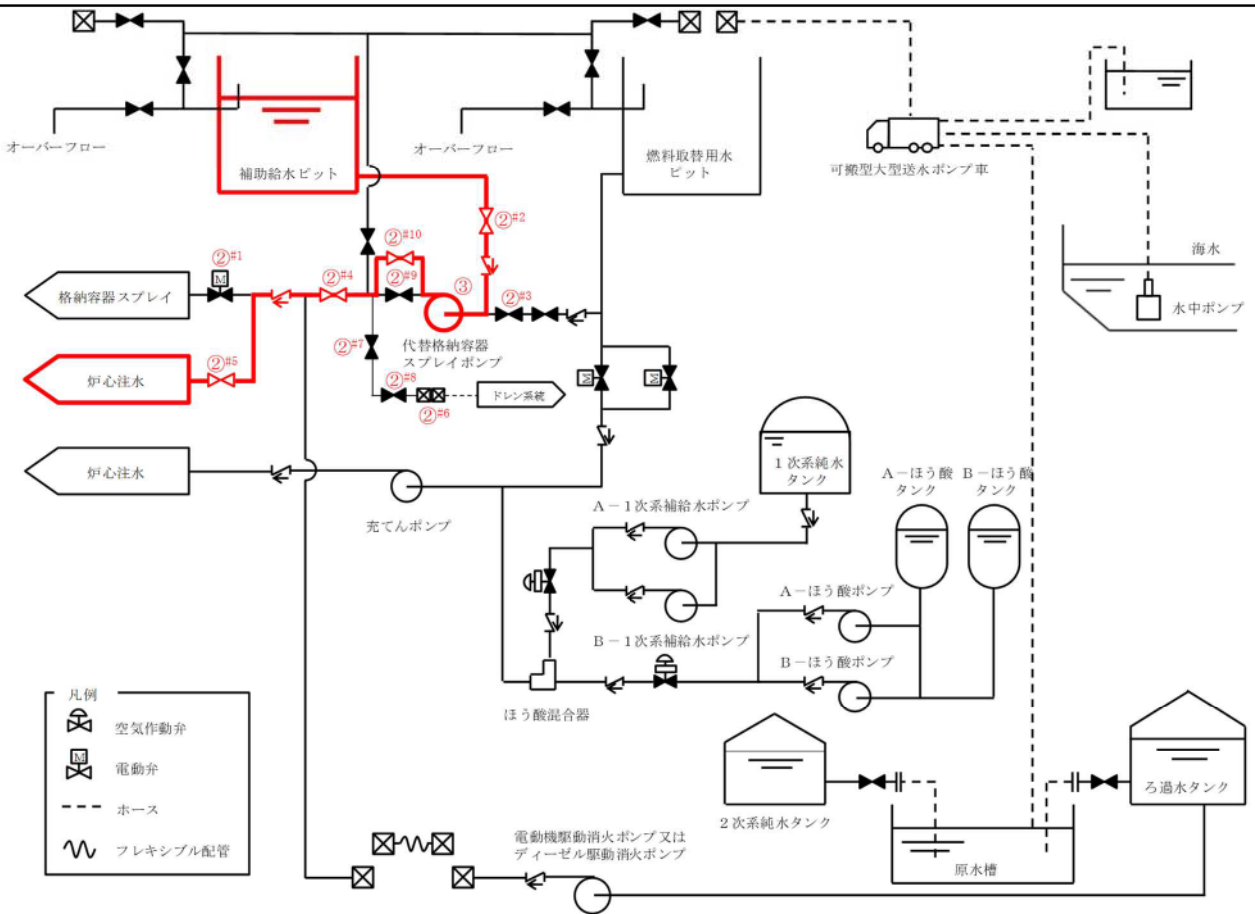
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
③	注水配管と接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P. 33.1m	—
⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	—
⑦ ^{#1}	系統構成	E C Tトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (S A対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 40.3m	—
⑦ ^{#2}		補助給水ピットブローライン給水用止め弁 (S A対策)	全開→全閉	原子炉建屋T.P. 17.8m	—
⑦ ^{#3}		補助給水ピット-燃料取替用水ピット給水連絡ライン止め弁 (S A対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17.8m	—
⑦ ^{#4}		補助給水ピット給水ライン止め弁 (S A対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P. 17.8m	—
⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	—

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する介があることを示す。

対応手段

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等
(2) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

概略系統



操作対象機器

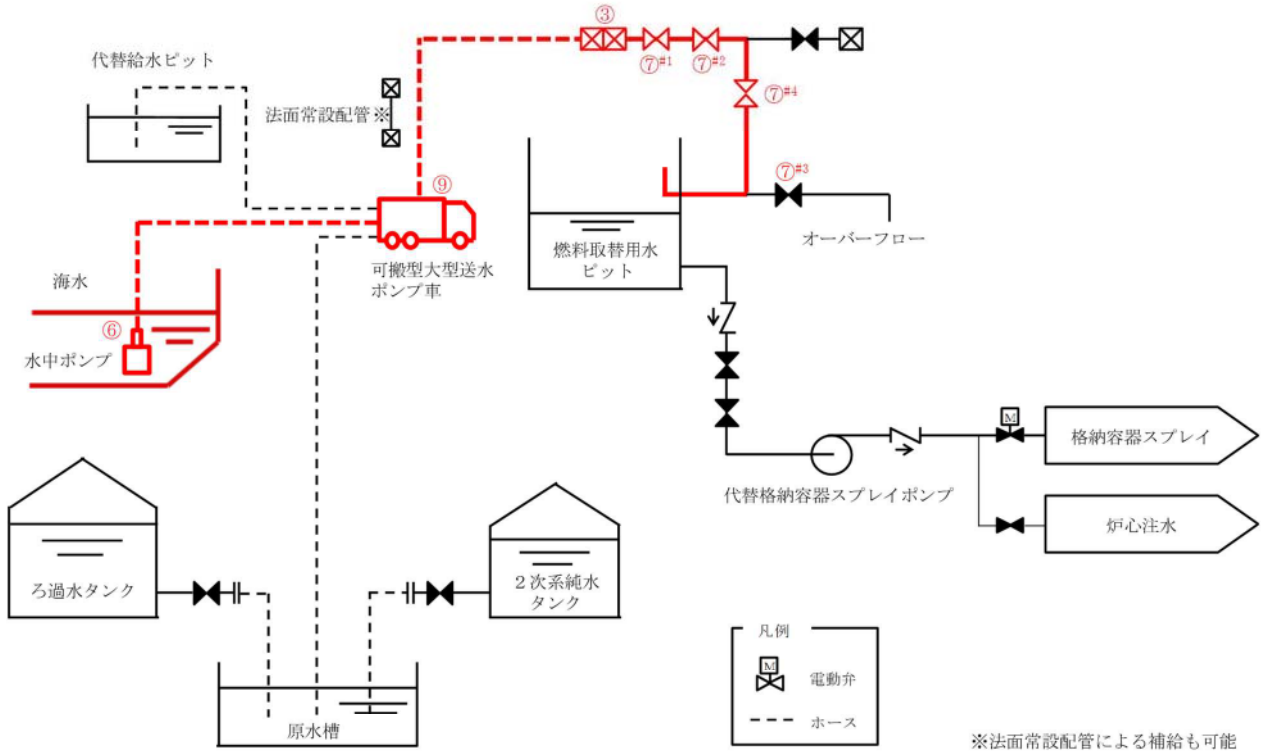
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
② ^{#1}	系統構成	B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉確認	中央制御室	交流電源
② ^{#2}		代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口止め弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#3}		代替格納容器スプレイポンプ入口テスト用止め弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#4}		代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開	原子炉補助建屋T.P.10.3m	-
② ^{#5}		B-余熱除去冷却器出口格納容器スプレイ水注入ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉補助建屋T.P.10.3m中間	-
② ^{#6}		ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P.10.3m	-
② ^{#7}		代替格納容器スプレイポンプ出口ベント元弁	全閉→調整開→全閉	原子炉建屋T.P.10.3m	系統水張り
② ^{#8}		代替格納容器スプレイポンプ出口ベント弁	全閉→調整開→全閉	原子炉建屋T.P.10.3m	系統水張り
② ^{#9}		代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.10.3m	-
② ^{#10}		代替格納容器スプレイポンプ出口炉心注水用絞り弁	全閉→調整開	原子炉建屋T.P.10.3m	-
③	代替格納容器スプレイポンプ起動	SA用代替電源受電 (6-EG3A)	切→入	原子炉補助建屋T.P.10.3m	A母線受電の場合
③		SA用代替電源受電 (6-EG3B)	切→入	原子炉補助建屋T.P.10.3m	B母線受電の場合
③		代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源

#1～：同一操作手順番号内に複数又は確認を実施する弁があることを示す。

対応手段

1.13.2.2 炉心注水のための代替手順及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等
(13) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 (1/2)

概略系統 (東側接続口使用の場合)



操作対象機器 (東側接続口使用の場合)

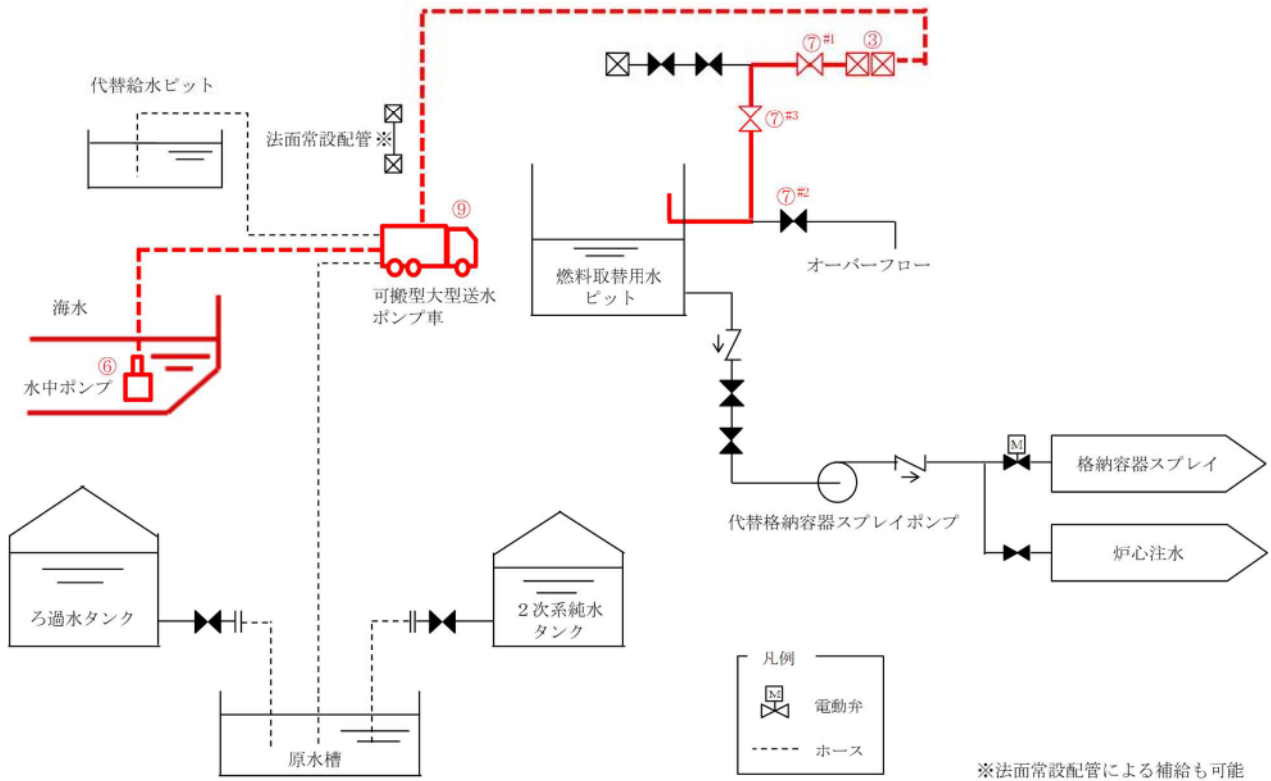
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
③	注水配管と接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P.10.3m	-
⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	-
⑦ ^{#1}	系統構成	R/B東側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑦ ^{#2}		補助給水ピット→燃料取替用水ピット給水連絡ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑦ ^{#3}		燃料取替用水ピットオーバーフローライン海水供給止め弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.40.3m	-
⑦ ^{#4}		燃料取替用水ピット給水ライン止め弁 (SA対策)	全閉→全開	原子炉建屋T.P.40.3m	-
⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	-

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

対応手段

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等
 (13) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 (2 / 2)

概略系統 (西側接続口使用の場合)



操作対象機器 (西側接続口使用の場合)

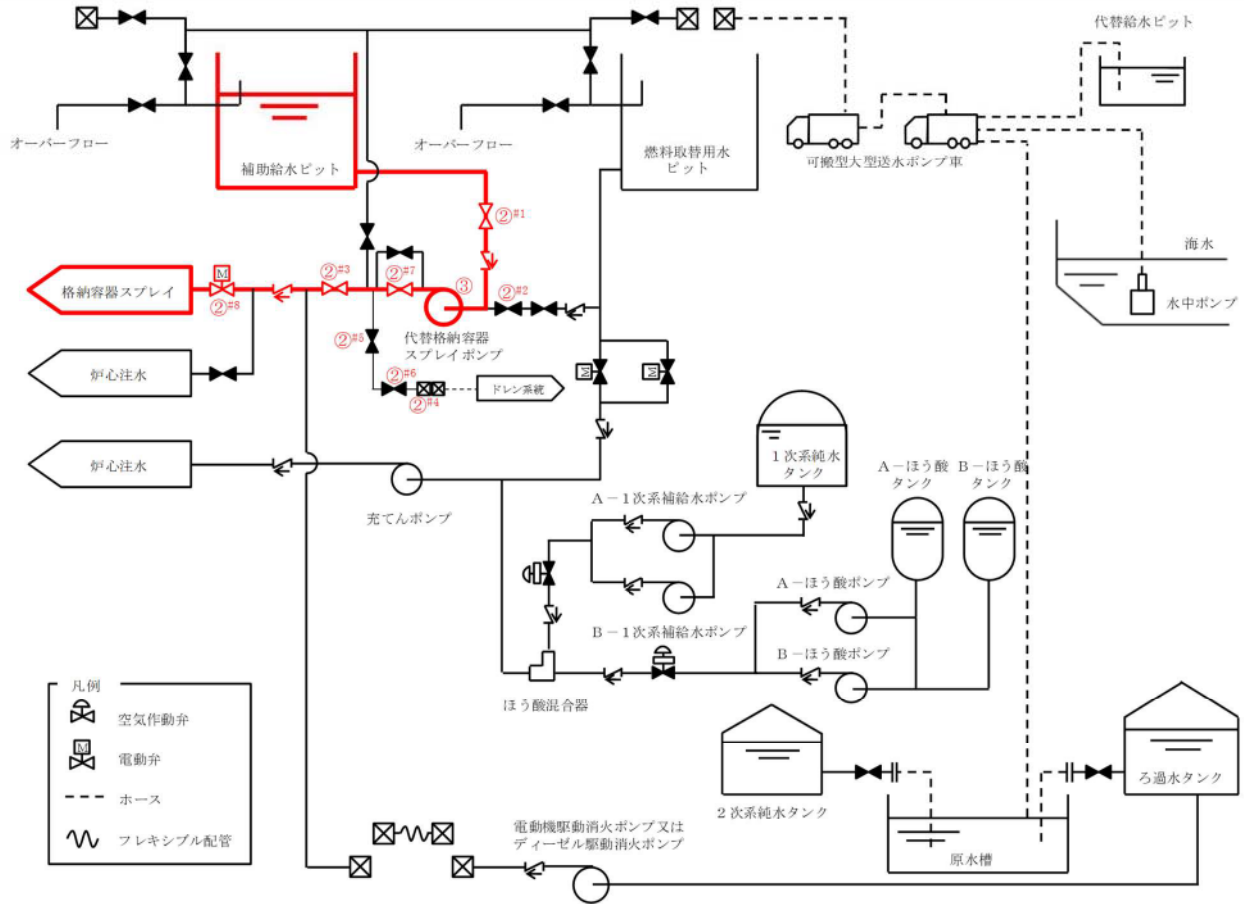
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
③	注水配管と接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T. P. 33. 1m	-
⑥	水中ポンプとホース接続	ホース	ホース接続	屋外	-
⑦ ^{#1}	系統構成	E C Tトラックアクセスエリア側可搬型ポンプ車接続用ライン止め弁 (S A対策)	全閉→全開	原子炉建屋T. P. 40. 3m	-
⑦ ^{#2}		燃料取替用水ピットオーバーフローライン海水供給止め弁	全開→全閉	原子炉建屋T. P. 40. 3m	-
⑦ ^{#3}		燃料取替用水ピット給水ライン止め弁 (S A対策)	全閉→全開	原子炉建屋T. P. 40. 3m	-
⑨	可搬型大型送水ポンプ車起動	可搬型大型送水ポンプ車	停止→起動	屋外	-

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

対応手段

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等
(1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

概略系統



操作対象機器

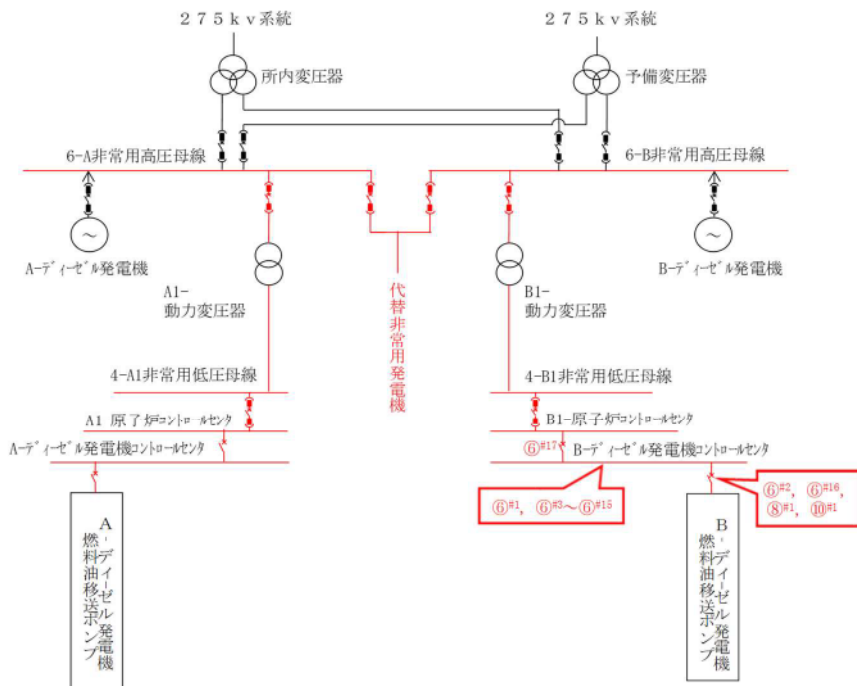
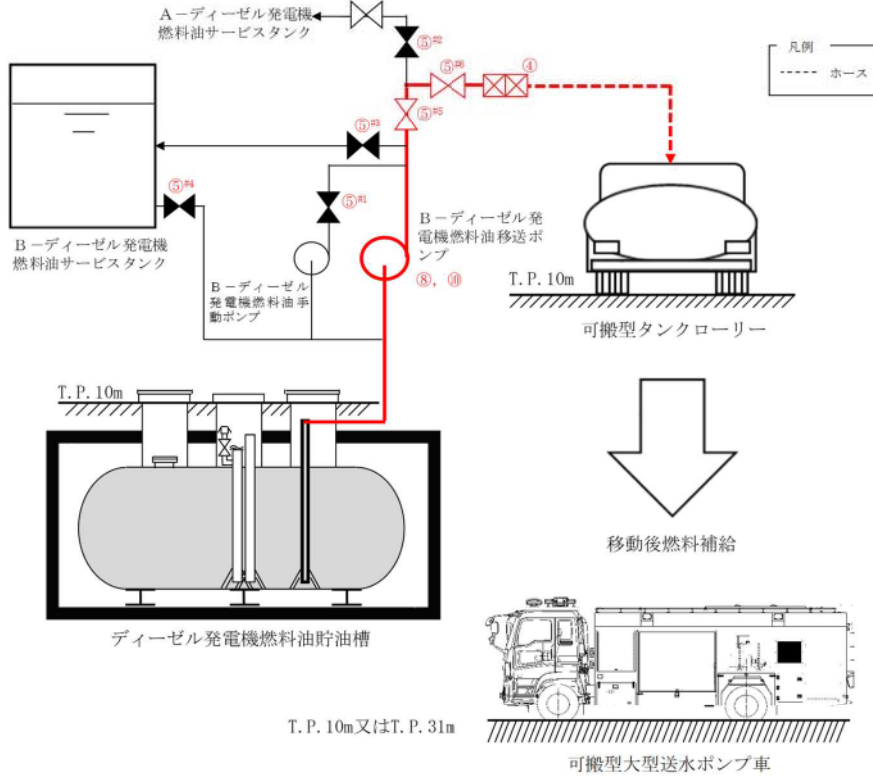
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
② ^{#1}	系統構成	代替格納容器スプレイポンプ補助給水ピット側入口止め弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#2}		代替格納容器スプレイポンプ入口テスト用止め弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#3}		代替格納容器スプレイポンプ接続ライン止め弁	全閉→全開	原子炉補助建屋T.P.10.3m	-
② ^{#4}		ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P.10.3m	-
② ^{#5}		代替格納容器スプレイポンプ出口ベント元弁	全閉→調整開→全閉	原子炉建屋T.P.10.3m	系統水張り
② ^{#6}		代替格納容器スプレイポンプ出口ベント弁	全閉→調整開→全閉	原子炉建屋T.P.10.3m	系統水張り
② ^{#7}		代替格納容器スプレイポンプ出口格納容器スプレイ用絞り弁	全閉→調整開	原子炉建屋T.P.10.3m	-
② ^{#8}		B-格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁	全閉→全開	中央制御室	交流電源
③	代替格納容器 スプレイポンプ 起動	SA用代替電源受電(6-EG3A)	切→入	原子炉補助建屋T.P.10.3m	A母線受電の場合
③		SA用代替電源受電(6-EG3B)	切→入	原子炉補助建屋T.P.10.3m	B母線受電の場合
③		代替格納容器スプレイポンプ	停止→起動	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

対応手段

1. 13. 2. 8 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等
 (2) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 (1 / 2)

概略系統



対応手段		1.13.2.8 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等 (2) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 (2/2)			
操作対象機器					
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
④	ホース接続	ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑤ ^{#1}	系統構成	B-燃料油手動ポンプ出口弁	全閉確認	ディーゼル発電機建屋T.P.6.2m	-
⑤ ^{#2}		A-燃料油移送ポンプ出口A側連絡弁	全閉確認	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑤ ^{#3}		B-燃料油サービスタンク入口弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑤ ^{#4}		B-燃料油サービスタンク油面制御弁元弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑤ ^{#5}		B-燃料油移送ポンプ出口B側連絡弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑤ ^{#6}		燃料油移送ポンプ出口連絡サンプリング弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
⑥ ^{#1}	燃料油移送ポンプ受電準備	G C C-B 共通電源	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#2}		B-燃料油移送ポンプ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#3}		B-潤滑油タンクヒータ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#4}		B-空気圧縮機	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#5}		B-燃料油サービスタンク油面制御弁 (3 L S V-4 4 5 2)	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#6}		B-清水タンク補給電磁弁 (3 L S V-4 4 0 2)	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#7}		B-清水加熱器	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#8}		B-ディーゼル発電機制御盤	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#9}		B-ディーゼル発電機スペースヒータ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#10}		C-ディーゼル発電機室給気ファン	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#11}		D-ディーゼル発電機室給気ファン	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#12}		B-動弁油プライミングポンプ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#13}		B-蓄熱室加熱器	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#14}		B-温水循環ポンプ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#15}		B-潤滑油プライミングポンプ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#16}		B-燃料油移送ポンプ	9Pコネクタ差替え	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑥ ^{#17}		B-ディーゼル発電機コントロールセンタ	切→入	原子炉補助建屋T.P.10.3m	交流電源
⑧ ^{#1}	燃料油移送ポンプ起動	B-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	切→入	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑧		B-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	停止→起動	ディーゼル発電機建屋T.P.6.2m	交流電源
⑩ ^{#1}	燃料油移送ポンプ停止	B-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	入→切	原子炉建屋T.P.10.3m	交流電源
⑩		B-ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	起動→停止	ディーゼル発電機建屋T.P.6.2m	交流電源

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。