

泊発電所 3号機
重大事故等対策有効性評価 成立性確認
補足説明資料

平成 25 年 8 月 20 日

北海道電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

目 次

【雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）】

【溶融炉心・コンクリート相互作用】

【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用】

1. 有効性評価の条件設定の考え方	1-1
2. U炉心と1/4MOX炉心におけるCs137の大気への放出量の比較	2-1
3. ウェット条件下でのMAAPの炉心デブリ冷却モデルの妥当性について	3-1
4. 炉心溶融の判断基準の設定根拠等について	4-1
5. 手順の概要	5-1
6. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器	6-1
7. 原子炉下部キャビティへのスプレイ水他の流入経路等について	7-1
8. 再循環ユニット等の機器の健全性、除熱能力について	8-1
9. 溶融デブリ量の時間変化について	9-1
10. 大気中へのCs-137放出量算定の概略フローおよびNUREG-1465の適用について	10-1
11. 重大事故に係る作業員に対する線量評価	11-1
12. 格納容器過圧破損事象におけるLOCA時の破断想定 of 考え方について	12-1
13. 炉外溶融燃料－冷却材相互作用の評価について	13-1
14. 泊発電所3号機の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力について	14-1
15. 運転操作を炉心損傷防止優先から格納容器破損防止優先に切り替える際の考え方について	15-1
16. 操作および作業の成立性	16-1

1. 有効性評価の条件設定の考え方

【雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）】

【溶融炉心・コンクリート相互作用】

【原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用】

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉出力（初期）	100%(2,660 MWt)×1.02	崩壊熱等を保守的に評価する観点から、定格熱出力に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定 原子炉出力を高く設定することで、崩壊熱は大きくなり、水蒸気による過圧、コンクリート侵食の観点から厳しい設定
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa[gage]	冷却材喪失時に流出量が多く、事象の推移を保守的に評価する観点から、定格値に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材平均温度（初期）	304.5℃	実運転上の100%設定値
格納容器自由体積	67,400m ³	17×17型3ループ標準データを使用 泊3号機設計値(65,500m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない (別紙1参照)
1次冷却材体積	264m ³	17×17型3ループ標準データを使用 泊3号機設計値(273m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない (別紙1参照)
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	「55Gウラン燃料+1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定（なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入を遅くする最低の圧力とし、早期に炉心損傷する観点から厳しい設定
蓄圧タンク保持水量	29.0m ³ /基 (最低保持水量)	炉心への注入量を遅くする最低の水量とし、早期に炉心損傷する観点から厳しい設定
代替格納容器スプレィポンプによるスプレィ流量	140 m ³ /h	設備容量に基づき保守的に設定した値
代替格納容器スプレィポンプ作動	炉心溶融開始+30分	運転員操作余裕時間
代替格納容器スプレィポンプ停止	事象発生から 24 時間後	運転員操作余裕時間および格納容器内重要機器の水没レベルを考慮して設定
自然対流冷却開始	同上	同上
格納容器再循環ユニットへの海水注入流量	120 m ³ /h×2 台	17×17 型 3 ループ標準データを使用 想定される温度領域においては、両者の除熱能力はほぼ同等であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	格納容器内へ早期にエネルギーが放出され、事象進展が早く、炉心損傷防止、格納容器破損防止の観点から厳しい設定
水素の発生	Zr-水反応を考慮*	—

*水の放射線分解による発生は過圧事象に対する影響が軽微であることから考慮していない。

【放射性物質 Cs-137 の放出量評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））】

大項目	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉容器から放出される核分裂生成物	炉心熱出力	100%(2,652 MWt) × 1.02	定格熱出力に対して正の定常誤差を考慮した値を設定
	原子炉運転時間	U 燃料 : 40,000 時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定
	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物割合	Cs 類 : 75%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンスを代表する NUREG-1465 記載の放出割合（被覆管破損放出～晚期圧力容器内放出までを考慮）を設定 (補足説明資料 10 参照)
	原子炉格納容器外に放出される核分裂生成物割合	Cs 類 : 0.02%	MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果は NUREG-1465 による評価に比べ大きいいため、より保守的な NUREG-1465 の放出割合を設定 (補足説明資料 10 参照)
原子炉格納容器内での低減効果	代替格納容器スプレィポンプによるスプレィ除去効果	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度により低減	シビアアクシデント環境下において適用可能な SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定 (補足説明資料 10 参照)
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈着速度を用いた自然沈着率の評価式に基づく	NUREG-1465 を用いる場合に適用可能とされる評価式に基づき設定 (補足説明資料 10 参照)
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい割合（アニュラス部/アニュラス部以外）	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上は保守的に 3%がアニュラス部以外で生じ、97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じるものと設定
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/日	原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定 (補足説明資料 10 参照)
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	HEPA フィルタ フィルタ除去効率 : 95% 起動遅れ時間 : 78 分 (SBO を想定) (起動時間 60 分 + 負圧達成時間 18 分)	設計上期待できる値を設定 選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHS を想定した起動遅れ時間を見込んだ値

格納容器圧力における入力条件の違いによる解析結果への影響について

事故時の格納容器圧力評価を行う際の主要な入力条件のうち、17×17型3ループ標準入力データの値と泊3号機設計値が異なる下記のパラメータについては、入力値の違いが評価結果に優位な影響を与えないことを確認するため、格納容器の内圧上昇が厳しい事象である「格納容器過圧破損（大LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗）」解析において、双方の入力値における評価結果の比較を行ったうえで、泊3号炉の個別解析用インプットを設定した。

格納容器自由体積：17×17型3ループ標準入力データ（67400m³）より泊3号機設計値（65500m³）がわずかに小さいため、格納容器圧力上昇はわずかに厳しい方向となる可能性がある。

1次冷却材体積：17×17型3ループ標準入力データ（264m³）より泊3号機設計値（273m³）がわずかに大きいため、事故時に格納容器に放出されるエネルギーが大きくなり、格納容器圧力上昇はわずかに厳しい方向となる可能性がある。

格納容器再循環ユニット除熱性能：下記の条件の違いにより除熱性能データが17×17型3ループ標準データと泊3号機でやや異なるため、格納容器圧力評価に影響を与える可能性がある。

○ユニットへの海水注入流量（標準入力データ：120m³/hr、泊3号機設計値：82m³/hr）

○入口温度（標準入力データ：35℃、泊3号機設計値：32℃）

⇒○除熱性能（標準入力データ：約5.8MW、泊3号機設計値：約5.6MW（at 132℃））

比較解析の結果としての格納容器圧力ピーク値を表1～3に示す。

また、事象推移の比較グラフを図1～3に示す。

表1 格納容器自由体積の違いによる圧力推移の比較解析結果

解析ケース	格納容器自由体積入力値	格納容器圧力ピーク値
泊3申請書解析	67,400 m ³	0.3346 MPa[gage]
比較解析	65,500 m ³	0.3384 MPa[gage]

表2 1次冷却材体積の違いによる圧力推移の比較解析結果

解析ケース	1次冷却材体積入力値	格納容器圧力ピーク値
泊3申請書解析	264 m ³	0.3346 MPa[gage]
比較解析	273 m ³	0.3369 MPa[gage]

表3 格納容器再循環ユニット除熱性能の違いによる圧力推移の比較解析結果

解析ケース	除熱性能	格納容器圧力ピーク値
泊3申請書解析	約5.8MW (at 132°C)	0.3346 MPa[gage]
比較解析	約5.6MW (at 132°C)	0.3416 MPa[gage]

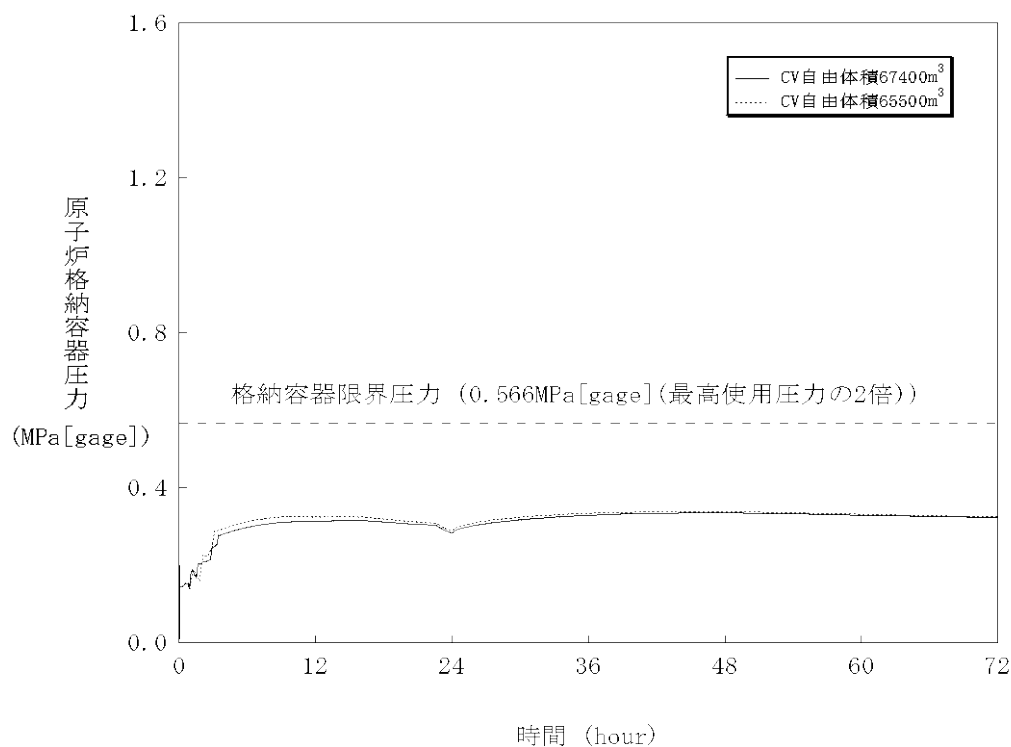


図1 格納容器自由体積の違いによる格納容器圧力推移の比較

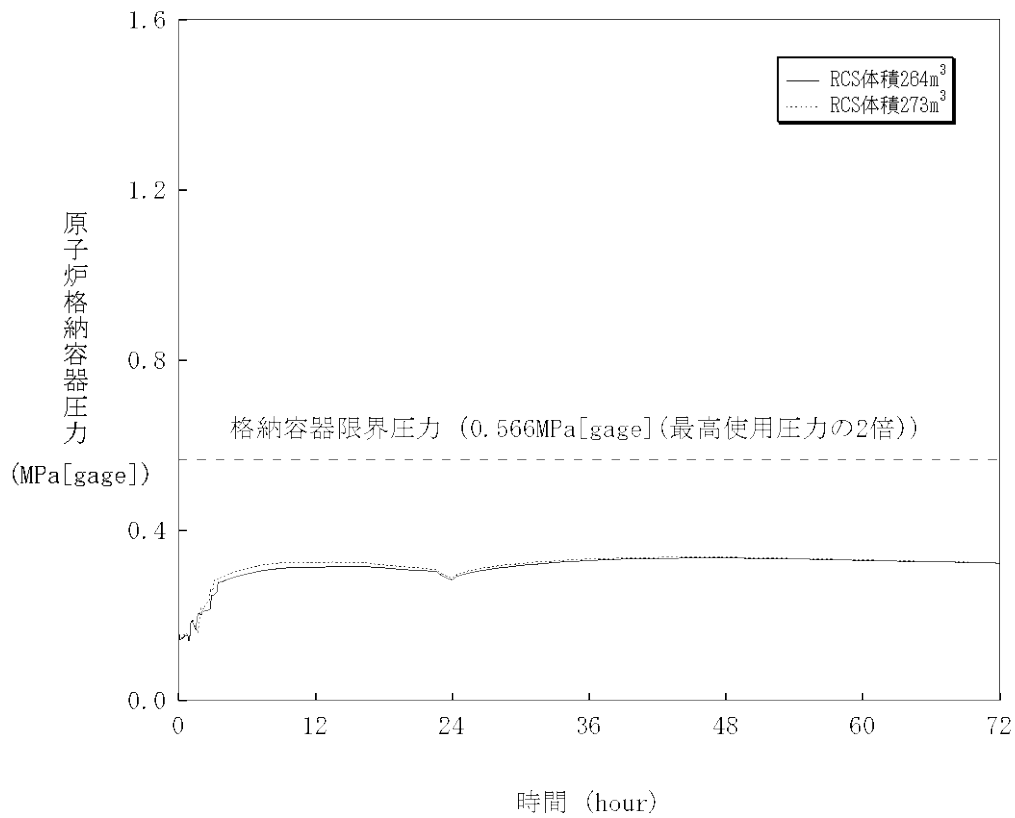


図2 1次冷却材体積の違いによる格納容器圧力推移の比較

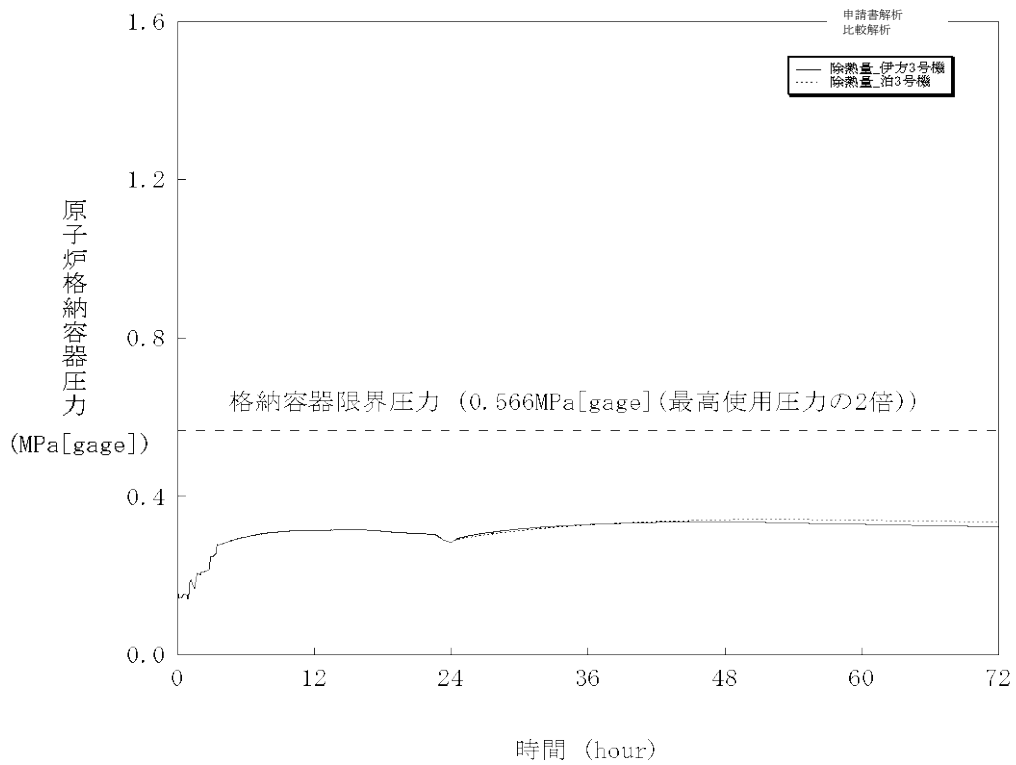


図3 格納容器再循環ユニット除熱性能の違いによる圧力推移の比較

2. U炉心と1/4MOX炉心におけるCs137の大気への放出量の比較

1. 主要解析条件

大項目	中項目	主要条件	
		U炉心	1/4MOX炉心
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	100% (2, 652MWt) × 1.02	同左
	原子炉運転時間 (別紙1参照)	40,000時間	U燃料について 40,000時間 MOX燃料について 30,000時間
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465 に基づいて設定	同左
原子炉格納容器内での低減効果	代替格納容器 スプレイポンプによる スプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式に基づき算出した除去速度により低減	同左
	原子炉格納容器等への 沈着効果	重力沈降の評価式に基づく	同左
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/日	同左
	アニュラス空気再循環 設備フィルタ除去効率 及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率：99% 起動遅れ時間：60分 (全交流動力電源喪失を想定)	同左

2. 評価結果

Cs137は、長半減期核種であるため運転時間に応じて蓄積されること及びPuでの核分裂収率がUよりも高い特徴を有する。55GWd/tのU炉心及び1/4MOX炉心の炉心内蓄積量を比較した結果、炉心の運転時間が長い特徴からU炉心の炉心内蓄積量がMOX炉心の値を上回っており、放出量もU炉心の方が高いことからU炉心の値を申請ケースとした。

	U炉心	1/4MOX炉心
Cs137の炉心内蓄積量(Bq)	3.3×10^{17}	3.2×10^{17}
Cs137の環境への放出量(Bq)	5.1×10^{12} (5.1TBq)	4.8×10^{12} (4.8TBq)

原子炉運転時間について

(1) 55GWd/t ウラン炉心

55GWd/t ウラン炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 49,000MWd/t）に対する Cs137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。

被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、以下の式から求めることができる。

$$\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{49,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,814 \text{ (h)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$$

(2) 55GWd/t-1/4MOX 炉心

55GWd/t-1/4MOX 炉心のウラン燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 48,000MWd/t）に対する Cs137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。

MOX 燃料（取替燃料集合体平均燃焼度 38,000MWd/t）に対しては原子炉の運転時間を最高 30,000 時間とし、燃料を 1/3 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間とする。

被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、各々以下の式から求めることができる。

<ウラン燃料>

$$\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{48,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 32,145 \text{ (hr)} \Rightarrow 40,000 \text{ 時間} \end{aligned}$$

<MOX 燃料>

$$\begin{aligned} \text{(運転時間)} &= \frac{\text{(取替燃料集合体平均燃焼度)} \times \text{(炉心ウラン・プルトニウム量)}}{\text{(炉心熱出力)}} \\ &= \frac{38,000 \text{ (MWd/t)} \times 74 \text{ (t)} \times 24 \text{ (h/d)}}{2,652 \text{ (MW)}} \\ &= 25,448 \text{ (h)} \Rightarrow 30,000 \text{ 時間} \end{aligned}$$

MOX 燃料からの Cs の放出割合について

MOX 燃料からの Cs の放出挙動については、国内では旧原研の VEGA 実験（添付-1）にて調査されている。この実験において、炉心溶融を伴うような高温状態（約 3100K）では、燃料ペレットからほぼ全量の Cs が放出されるものとしており、また、U 燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽²⁾。VEGA 実験にて得られた、PWR 燃料、BWR 燃料、MOX 燃料（ふげん）に対する、燃料ペレットの温度と Cs 放出割合の関係を図 1 に、各ペレットの試験条件を表 1 に示す⁽²⁾。

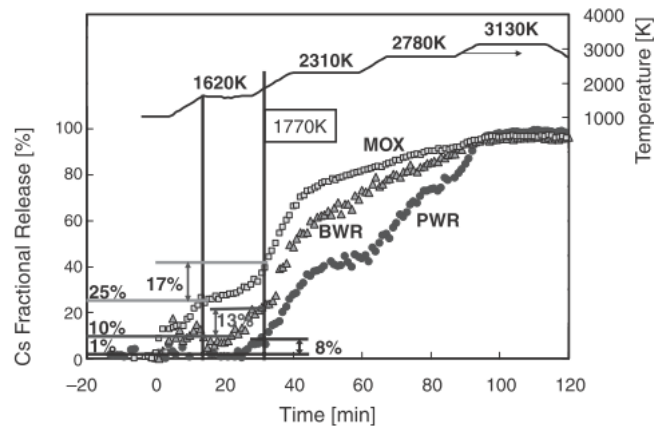


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

図 1 各燃料における Cs の放出挙動

表 1 各燃料ペレットの試験条件

Table 1 Specifications of three types of fuel

	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95
Burnup [GWd/t]	47	56	43
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20

^aNominal values as fabricated

^bAverage temperature during irradiation

この結果を見ると、約 1800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が、PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の

結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate (Average) [kW/m]）については表 1 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1800K から約 2800K までの温度領域では、固体内 Cs 拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2800K 以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または溶融するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。

従って、UO₂ 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。

ここで、泊発電所 3 号機における設置変更許可申請書記載の MOX 炉心の場合、平均線出力密度は MOX 燃料も UO₂ 燃料も変わりなく、約 17.1 kW/m であるため、MOX 燃料ペレットの温度についてもほぼ UO₂ 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件の近い VEGA 実験における PWR-UO₂ 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO₂ 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。

一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり溶融に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽³⁾にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合について、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次系での沈着等が考慮された値となっている。表 2、表 3 に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。

以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの Cs 放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料からの Cs 放出割合は同等と考えられる。

表 2 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	<u>Surry</u>		<u>Zion</u>		<u>Sequoyah</u>		<u>OCONEE</u>	
	<u>TMLB'</u>	<u>S3B</u>	<u>TMLU</u>	<u>S2DCR/S2DCF</u>	<u>S3HF/S3B</u>	<u>S3B1</u>	<u>TMLB'</u>	<u>TMLB'</u>
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.36	0.3
Sr	7x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	2x10 ⁻³	4x10 ⁻⁴	6x10 ⁻⁴	8x10 ⁻⁴	5x10 ⁻⁴	7x10 ⁻⁴
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 ⁻³	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	5x10 ⁻⁷	10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	5x10 ⁻⁸	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

表 3 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、低圧シーケンス)

Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	<u>Surry</u>		<u>Sequoyah</u>		<u>OCONEE</u>
	<u>V</u>	<u>AG</u>	<u>TBA</u>	<u>ACD</u>	<u>S1DCF</u>
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5x10 ⁻³	10 ⁻³	2x10 ⁻³	10 ⁻³	7x10 ⁻⁴
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3x10 ⁻⁶	2x10 ⁻⁶	3x10 ⁻⁶	10 ⁻⁶	10 ⁻⁶
Ce	0	0	0	0	0
La	2x10 ⁻⁷	2x10 ⁻⁷	3x10 ⁻⁷	10 ⁻⁷	10 ⁻⁷

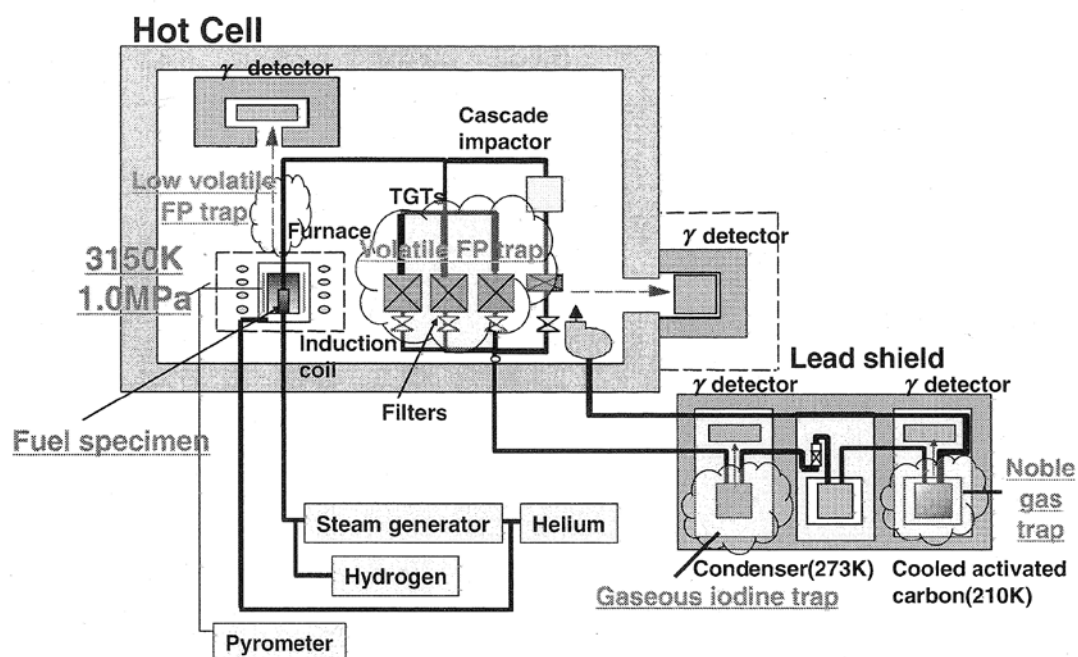
(1)Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)

(2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)

(3)H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747,USNRC, 1993

VEGA 実験の概要について

実験体系



実験方法

供試体（ペレット）を 2773K から 3123K まで加熱し、放出された FP を水蒸気/He で下流側に送って γ 線計測を実施し、FP 放出割合を算定。

燃料の緒元

	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05
Pellet height (mm)	13	9.7
Theoretical density (%)	95	95
Density (g/cm ³)	10.96	10.96
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5
Burn up (GWd/t)	43	47
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6

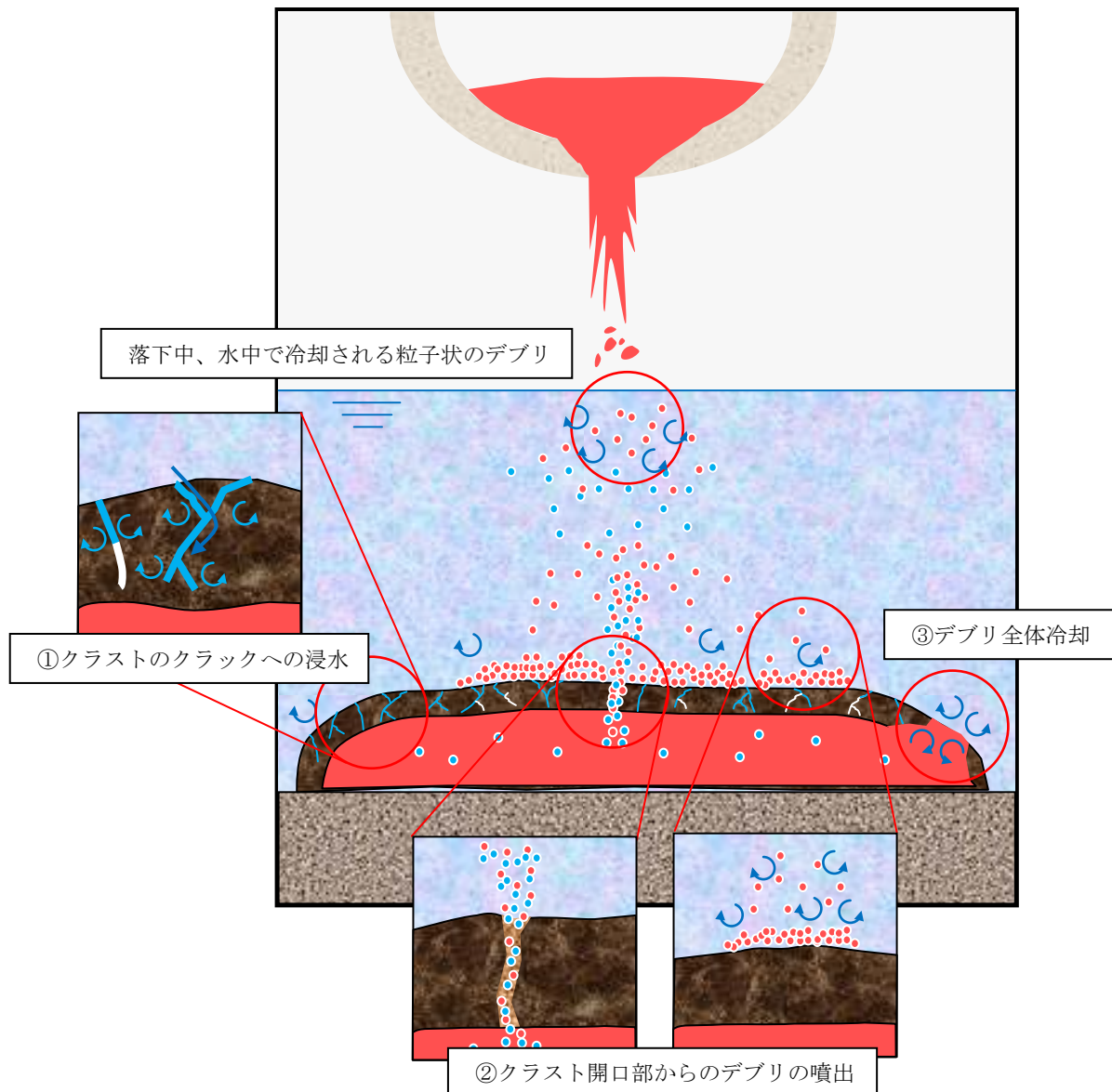
3. ウェット条件下での MAAP の炉心デブリ冷却モデルの妥当性について

1. 原子炉容器破損後の炉心デブリの冷却状態

炉心損傷後、格納容器スプレイヘッダから原子炉キャビティに水を張る運転操作を想定していることから、原子炉容器破損後の炉心デブリは、冠水した原子炉キャビティに落下することとなる。

水中に落下した炉心デブリは、一部が粒子化して水中に拡散しつつ冷却され、残りは熔融状態で原子炉キャビティ床に堆積する。堆積した熔融状態の炉心デブリの上面は水で覆われている事から、その後、上面の冷却が進み、熔融した炉心デブリ上部が固化しクラストが形成される。クラストが存在する場合の冷却形態は以下の図の通りである。

図 デブリの冷却形態



炉心デブリの冷却は、上部クラストにより阻害される。ただし、実機スケールではクラストが熱応力、自重等で破損することから、定常的なクラストが形成されることは無いと文献[1]で報告されている。

①クラストのクラックへの浸水

クラストに生じる亀裂が浸水し、熱伝達が促進される。

②クラスト開口部からのデブリの噴出

ガスがクラストの開口部から噴出する際、熔融した炉心デブリが同時に噴出する。噴出した熔融炉心デブリは水により冷却され、粒子ベッドとしてクラストの上部に堆積する。

③デブリの全体冷却 (クラストが破損する場合を含む)

クラストが存在しないかあるいは、クラストが破損する場合は、水と熔融した炉心デブリが直接接触することから、最も効率的に炉心デブリが冷却される。

2. MAAP における堆積した炉心デブリの冷却モデル

MAAP では、1 項で述べた冷却状態のうち、粒子化した炉心デブリの冷却及びクラックへ浸水した場合の炉心デブリ冷却をモデル化している。炉心デブリの噴出及び全体冷却はモデル化していないが、それらはクラックへの浸水による伝熱よりも大きいため、モデル化としては保守的な扱いとなっている。

粒子化した炉心デブリの冷却は、 相関式を用いて、粒子化した炉心デブリが水中を落下する過程での冷却を計算している。

一方、原子炉キャビティ床に堆積した炉心デブリは、平板状の発熱体として模擬されており、炉心デブリの上面から水への伝熱には Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルが使用される。MAAP では、クラスト上面のクラックへの浸水を想定し、Kutateladze 相関式の係数として に基づく最確値として 0.1 を用いている (一般的には 0.16 を使用する)。なお、この係数が小さいことは、限界熱流束が小さくなり、炉心デブリが冷却されにくくなる、すなわち、クラストのひび割れへの浸水が小さいことに対応する。

3. MAAP モデルの妥当性

MAAP では、ウェットキャビティに炉心デブリが落下する場合について、粒子化した炉心デブリの冷却を計算するとともに、キャビティ床に堆積した炉心デブリに対しては、クラストを生じる場合の限界熱流束モデルを使用し、かつ、その係数として実験に基づく最確値を用いていることから、実機での現象の最確評価が可能であると考え、MAAP コードの精度、不確定性等については、継続的に知見拡充を図っていく。

[1] M. T. Farmer et al., "Status of the Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Program at Argonne National Laboratory", Proc. of ICAPP'05, Korea, (2005)

4. 炉心溶融の判断基準の設定根拠等について

(1) 炉心溶融の判断基準の設定根拠等について

炉心溶融の判断基準「炉心出口温度 350℃、及び格納容器高レンジエリアモニタ 1×10⁵mSv/h」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。

	炉心出口温度	格納容器高レンジエリアモニタ
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される 1 次系の最大飽和蒸気温度は約 350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器高レンジエリアモニタ 1×10 ⁵ mSv/h については、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。(添付 1)
検出器種類	熱電対	電離箱
測定範囲	40～1,300℃	10 ³ ～10 ⁸ mSv/h
個数	39 個	2 個
設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物 (添付 2)	格納容器内 EL40.2m (添付 3)

(2) 炉心露出時と炉心溶融時の格納容器内線量率の変化について

「大破断 LOCA+ECCS 注入機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失」事象発生時は、炉心露出（約 6 分）から炉心溶融（約 19 分）に至る約 13 分間で、格納容器内線量率は 100 倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心溶融を判断することができる。

格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。

- 格納容器内線量率は、主に格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。
- 炉心露出時は、設置許可添付書類十章の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料バーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の 1 %相当量が格納容器内に放出される。
- 炉心溶融する時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が格納容器内に放出される。

(3) 炉心溶融の検知について

炉心の冷却が損なわれ、炉心溶融に至るまでの過程としては、まず、1次冷却水が減少し、炉心の冠水が失われ炉心燃料上部が過熱状態に至る段階が発生する。この段階においては、炉心上部の温度は飽和蒸気温度を上回ることにより、炉心が直接蒸気を加熱している状態に至っていることを炉心出口温度にて検知することが可能である。

炉心の冠水が失われた状態が継続すると、燃料のPCTが上昇することで被覆管がバーストし、被覆管内の間隙部のFPガスが格納容器内に拡散し格納容器内のエアモニタの指示値は通常時より大幅に上昇する。やがて炉心溶融が始まりペレット内のFPガスが放出されると、格納容器内の空間線量は被覆管バースト時の100倍オーダーに急激に上昇する。(添付1の図1～図4参照)

以上のように、燃料露出から炉心溶融の過程においては、通常時の格納容器内の空間線量(1mSv/h以下)から 1×10^5 mSv/h程度まで極めて短時間で上昇する。

発生する事故シーケンスによっては、炉心溶融が発生した時点では、格納容器内の空間線量率が 1×10^5 mSv/hに達していない可能性もあるものの、炉心上部の温度が飽和蒸気温度以上の状態では、特に注意して原子炉容器内の線量率の上昇傾向を監視するため、炉心溶融を遅滞なく検知することは十分可能である。

以 上

炉心溶融開始時の格納容器内線量率
(アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果)

事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1
大 LOCA+ECCS 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6
小 LOCA+ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6
小 LOCA+ECCS 再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 *2
全交流電源喪失 + 補助給水失敗	3.8×10^4 *2

(各解析結果を図 1～4 に示す。)

* 1 : 破断口のサイズや非常用炉心冷却系 (ECCS) の有無等の相違により C/V 内に放出される核分裂生成物 (FP) の量が異なるため、C/V 内の線量率は異なってくる。例えば、大破断 LOCA と小破断 LOCA では、1 次系の開口部の大きさが異なり、開口部の大きな大破断 LOCA の方が C/V 内に FP が放出されやすい。1 次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、格納容器内へ放出されやすくなる。

また、ECCS 注入失敗と ECCS 再循環失敗では ECCS 注入失敗の方が炉心溶融開始のタイミングが早く、FP の放射性崩壊による減衰が異なる。

* 2 : 炉心溶融開始後、格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心溶融の判断基準「格納容器高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h」に到達する。

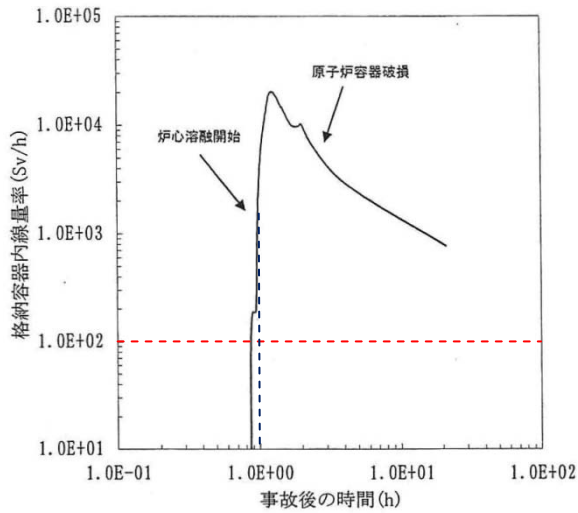


図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

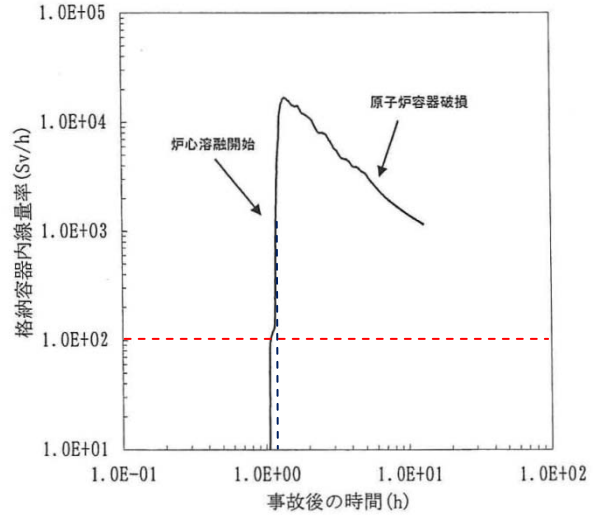


図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」時の格納容器内の線量率

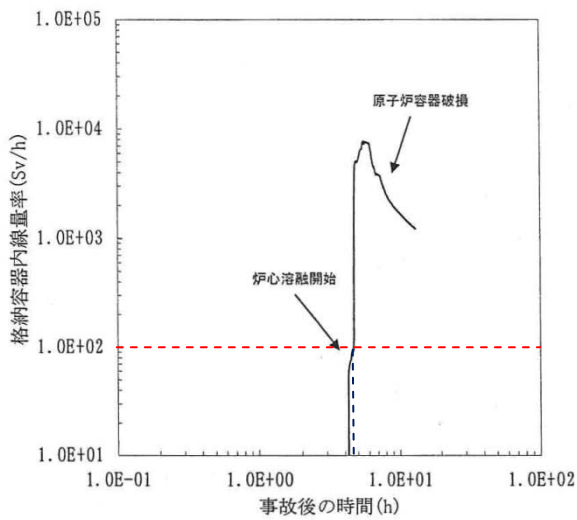


図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

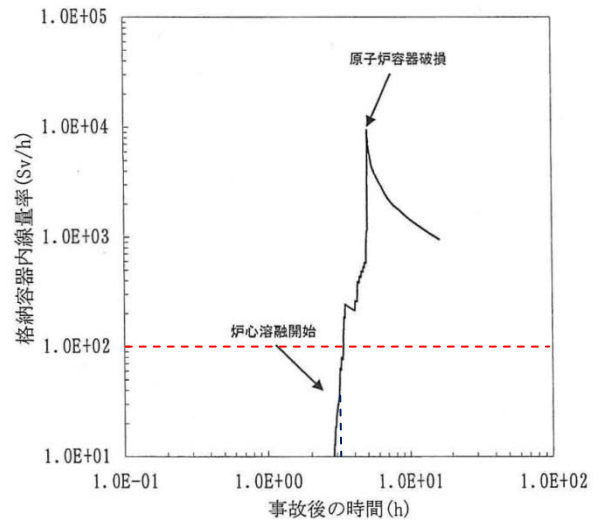
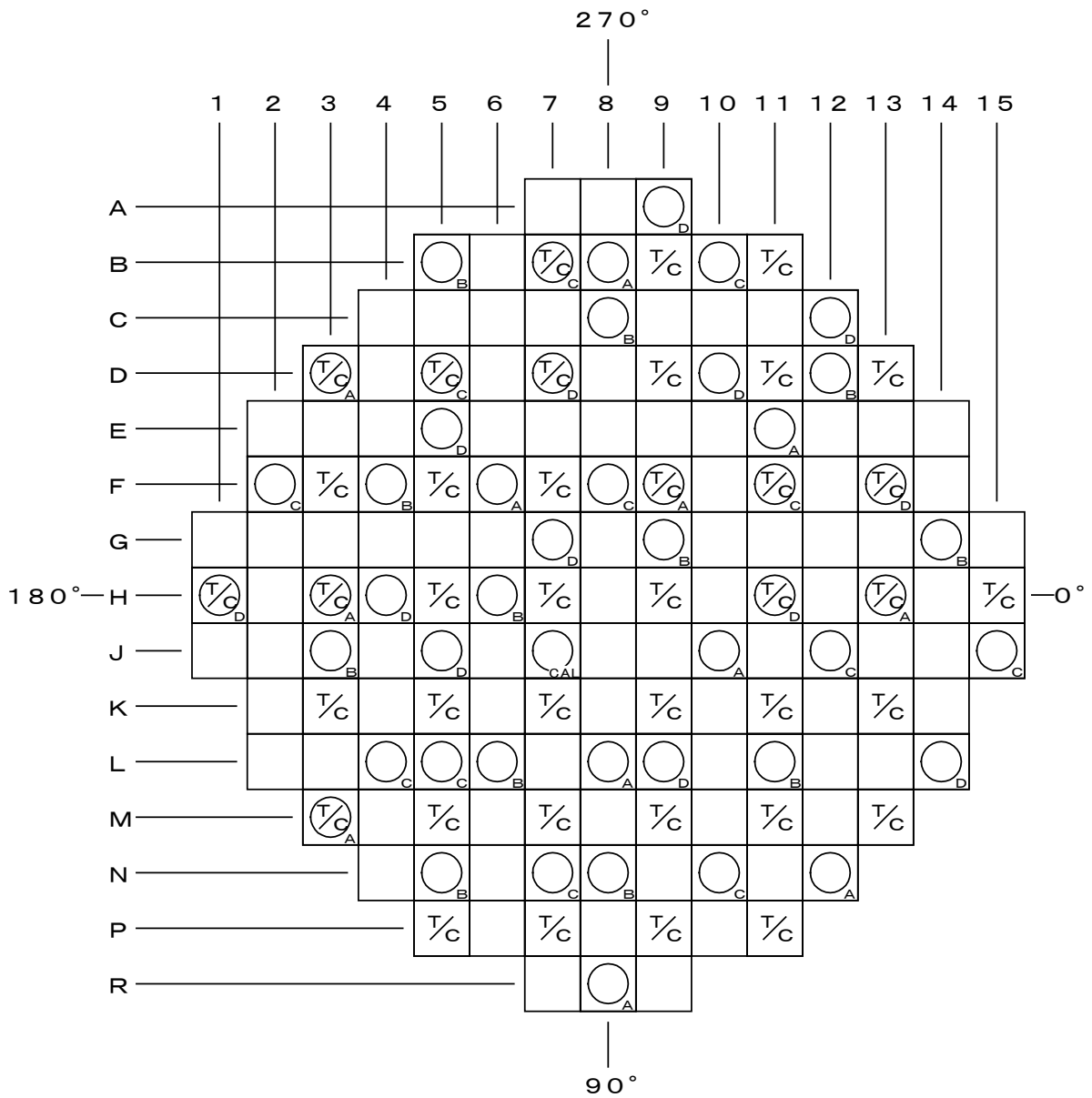


図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率

炉心出口温度計の設置箇所（泊3号機）

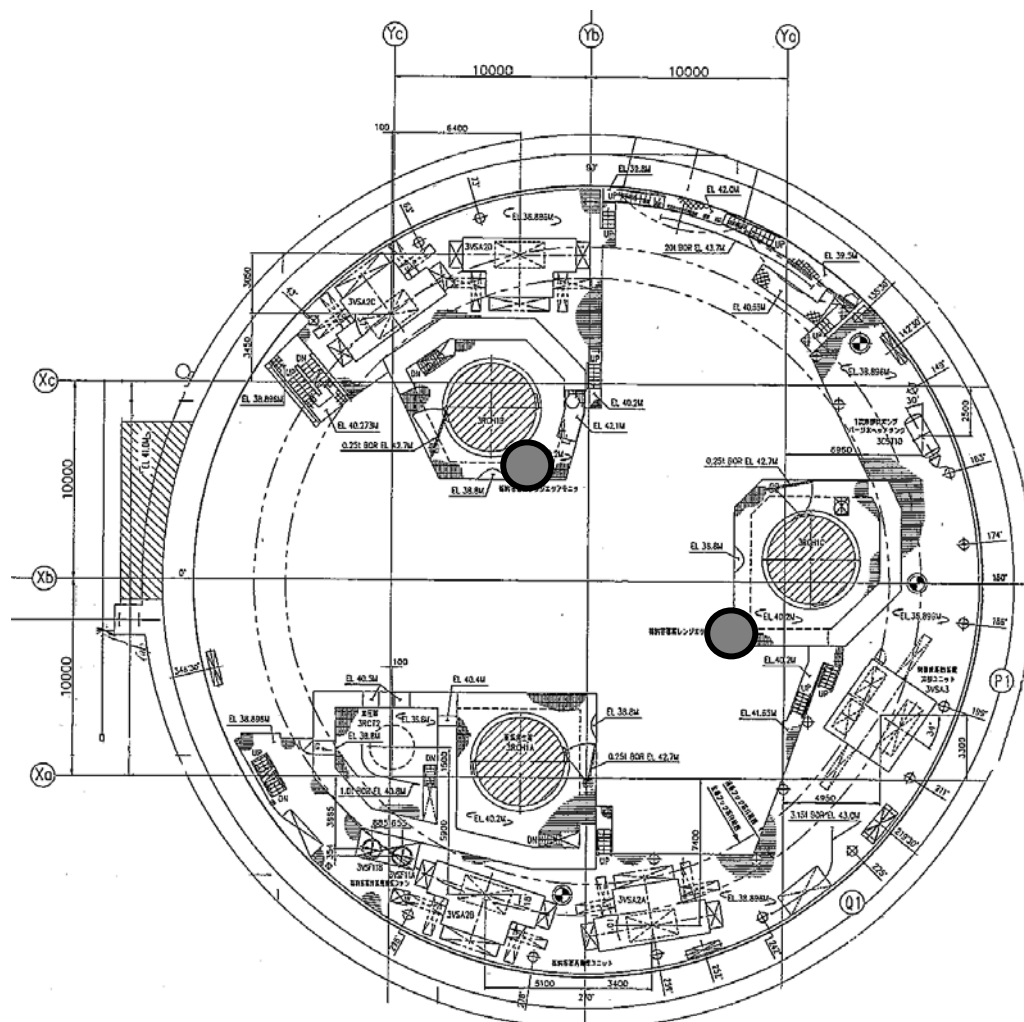


T / C : 炉内熱電対 39点

O_{A, B, C, D} : 炉内中性子束検出器A, B, C, D 49点

O_{CAL} : 炉内中性子束検出器校正用 1点

格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所（泊 3 号機）



● : 格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所（2箇所）

注記

階高表示「EL 00.0M」は「T.P. 00.0m」と読み替えること。

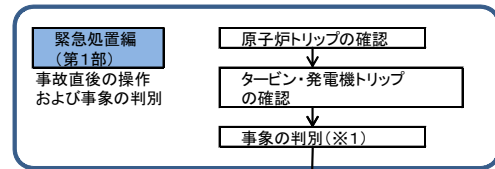
例：EL 40.2M = T.P. 40.2m

5. 手順の概要

- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 - 「原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」
 - 「熔融炉心・コンクリート相互作用」
 - （大LOCA+ECCS注入機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）
- 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」「原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」「熔融炉心・コンクリート相互作用」（大LOCA+ECCS注入機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）」に係る手順については、緊急処置編「事故直後の操作および事象の判別」を起点として、緊急処置編（第2部）「全交流電源喪失」、緊急処置編（第3部）へ移行して対応する手順構成となっている。なお、本事象は、1次冷却材喪失事象発生時、全交流動力電源喪失が同時に発生することを想定する。
- 1次冷却材喪失、および全交流動力電源喪失が発生し、原子炉が自動トリップ、およびECCS作動が発信した場合には、緊急処置編「事故直後の操作および事象の判別」の手順に従い、原子炉等のトリップ状態の確認、ECCS作動信号による機器作動状況確認（確認の結果、自動作動しない場合の機能回復操作も含む）および事象の判別を実施し、緊急処置編（第2部）「全交流電源喪失」に移行する。
- 中央制御室における外部電源受電操作や非常用ディーゼル発電機からの受電操作を実施し早期の電源回復を試みる。1次冷却材漏えい規模の判断を実施し、大規模漏えいと判断されれば、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定し、代替非常用発電機による給電を開始する。
- 代替格納容器スプレイポンプの使用準備および注水、アニュラス空気浄化ファンダンパへの作動用窒素供給およびアニュラス空気浄化ファンの起動、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットおよび燃料取替用水ピットへの補給、ならびに原子炉補機冷却海水系へ海水供給の準備を開始する。
- あらかじめ定められたパラメータの確認により炉心損傷と判断した場合は、緊急処置編（第3部）に移行し、代替格納容器スプレイポンプの準備が完了し原子炉格納容器への注水が可能となれば注水を実施する。
長期的な原子炉格納容器の冷却は、可搬型大型送水ポンプ車を利用した格納容器自然対流冷却により行う。

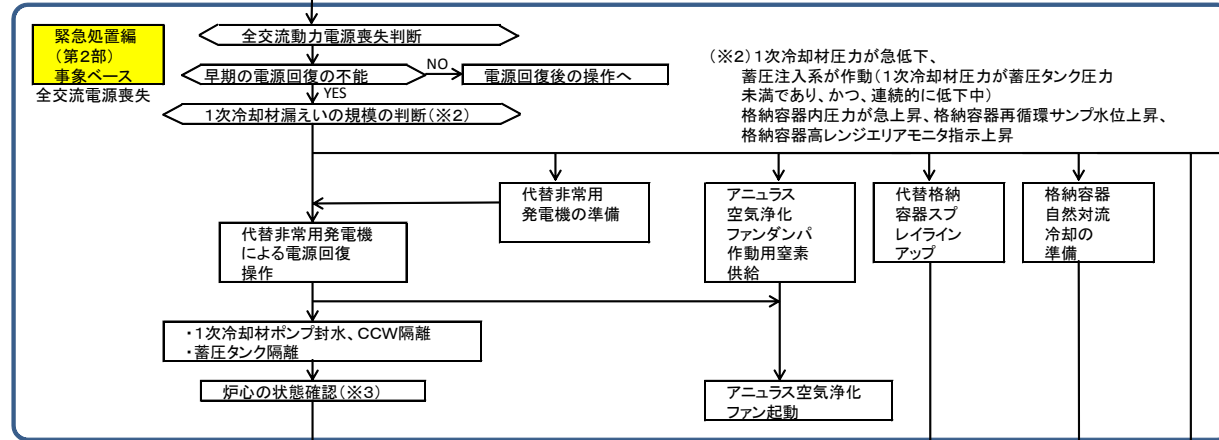
【判断基準】

判断項目	判断材料
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常用母線電圧 0 V ・ 非常用母線電圧 0 V ・ ディーゼル発電機の運転状態 ・ ディーゼル発電機しゃ断器投入状態
1次冷却材喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 ・ 1次冷却材温度 ・ 加圧器水位 ・ 格納容器内圧力 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器サンプ水位上昇率 ・ 凝縮液量測定装置水位 ・ 格納容器再循環サンプ水位 ・ 格納容器ガスモニタ、じんあいモニタ ・ 格納容器高レンジエリアモニタ
1次冷却材漏えい規模の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力が急低下 ・ 蓄圧注入系が作動（1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未満であり、かつ、連続的に低下中） ・ 格納容器内圧力が急上昇 ・ 格納容器再循環サンプ水位上昇 ・ 格納容器高レンジエリアモニタ上昇
炉心損傷 ※代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ、格納容器自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度が350℃以上 ・ 格納容器高レンジエリアモニタが1×10^5 mSv/h 以上

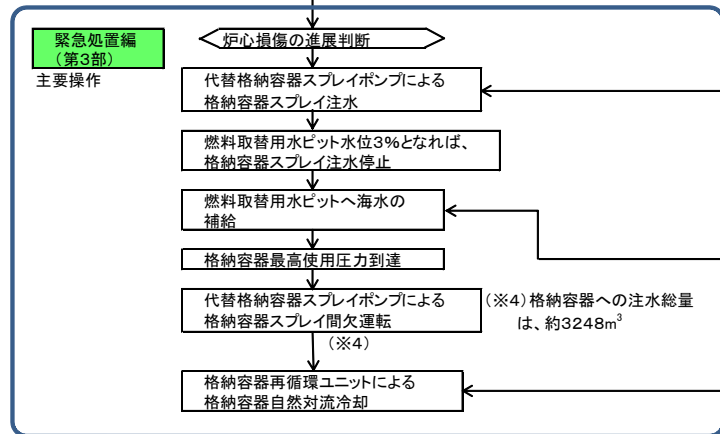


(※1)

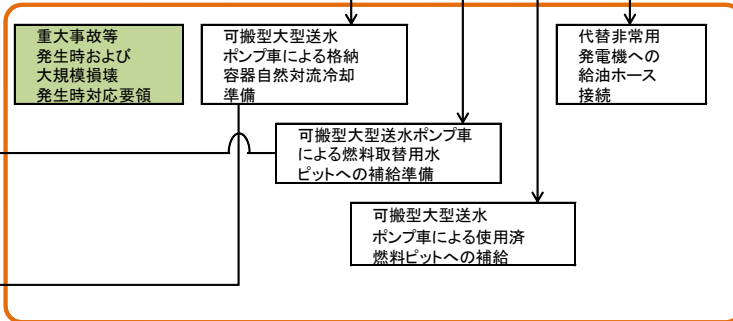
- ・全交流動力電源喪失の確認
常用母線電圧 OV、非常用母線電圧 OV、ディーゼル発電機の運転状態、ディーゼル発電機しゃ断器投入状態
- ・1次冷却材喪失の確認
1次冷却材圧力、格納容器内圧力・温度、格納容器再循環サンプ水位、格納容器高レンジエアモニタ
- ・タービン動補助給水ポンプの運転状態、補助給水流量



(※2) 1次冷却材圧力が急低下、蓄圧注入系が作動(1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未満であり、かつ、連続的に低下中)格納容器内圧力が急上昇、格納容器再循環サンプ水位上昇、格納容器高レンジエアモニタ指示上昇



(※4) 格納容器への注水総量は、約3248m³



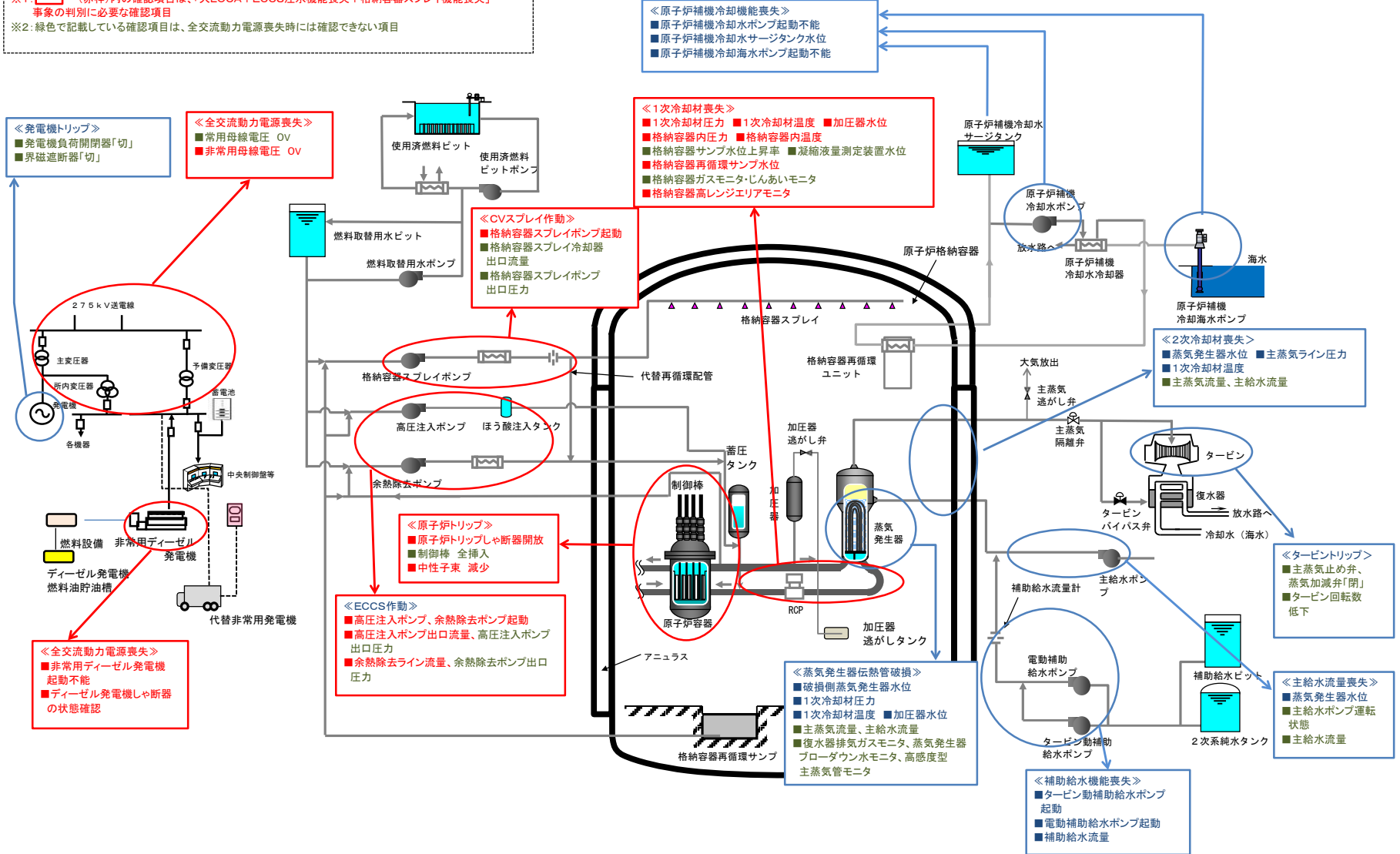
(※3) 緊急処置編(第3部)に記載している適用条件に達すれば、炉心損傷への進展と判断し、緊急処置編(第3部)に移行する。
<適用条件>
炉心出口温度: 350℃以上、および、格納容器高レンジエアモニタ: 1×10^5 mSv/h以上

6. 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）」「原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」
 「溶融炉心・コンクリート相互作用」
 （大LOCA+ECCS注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）

※1: (赤枠)内の確認項目は、「大LOCA+ECCS注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失」
 事象の判別に必要な確認項目
 ※2: 緑色で記載している確認項目は、全交流動力電源喪失時には確認できない項目

G-1



7. 原子炉下部キャビティ室へのスプレイ水他の流入経路等について

1. スプレイ水及びRCS配管破断水の流入経路について

スプレイ水が原子炉格納容器に注入されると、図 1 に示すとおり、スプレイ水は原子炉格納容器最外周部の隙間や各フロアの床の開口部等、及び原子炉キャビティ底部に設置している連通路を流入経路として、格納容器最下階フロアに流下する。さらに格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通路を通過し、原子炉下部キャビティ室にスプレイ水が流入する。(この他に、原子炉容器と原子炉キャビティの隙間、及び CV サンプからドレン配管を逆流し、原子炉下部キャビティ室に水は流入する)

また、RCS 配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

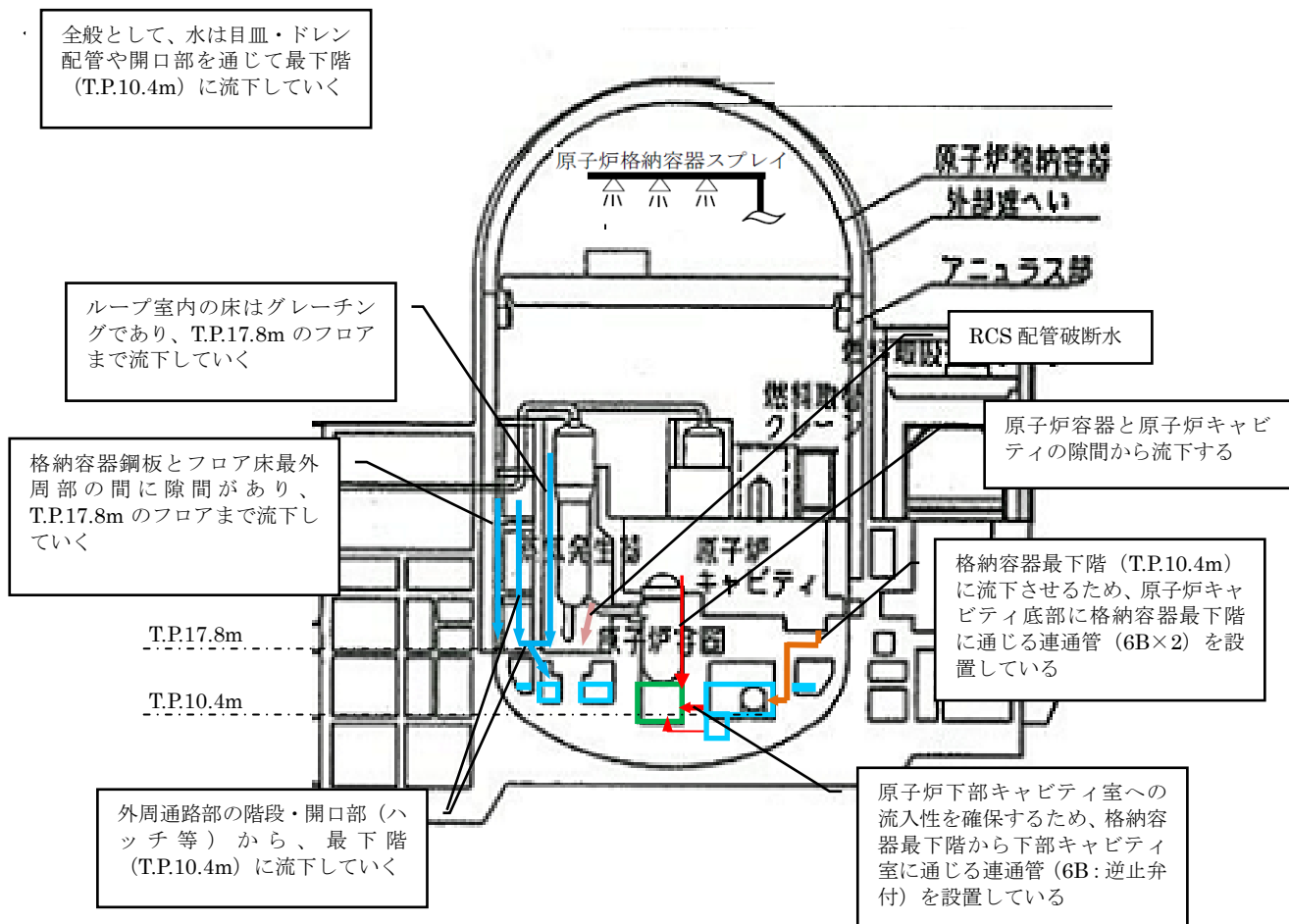
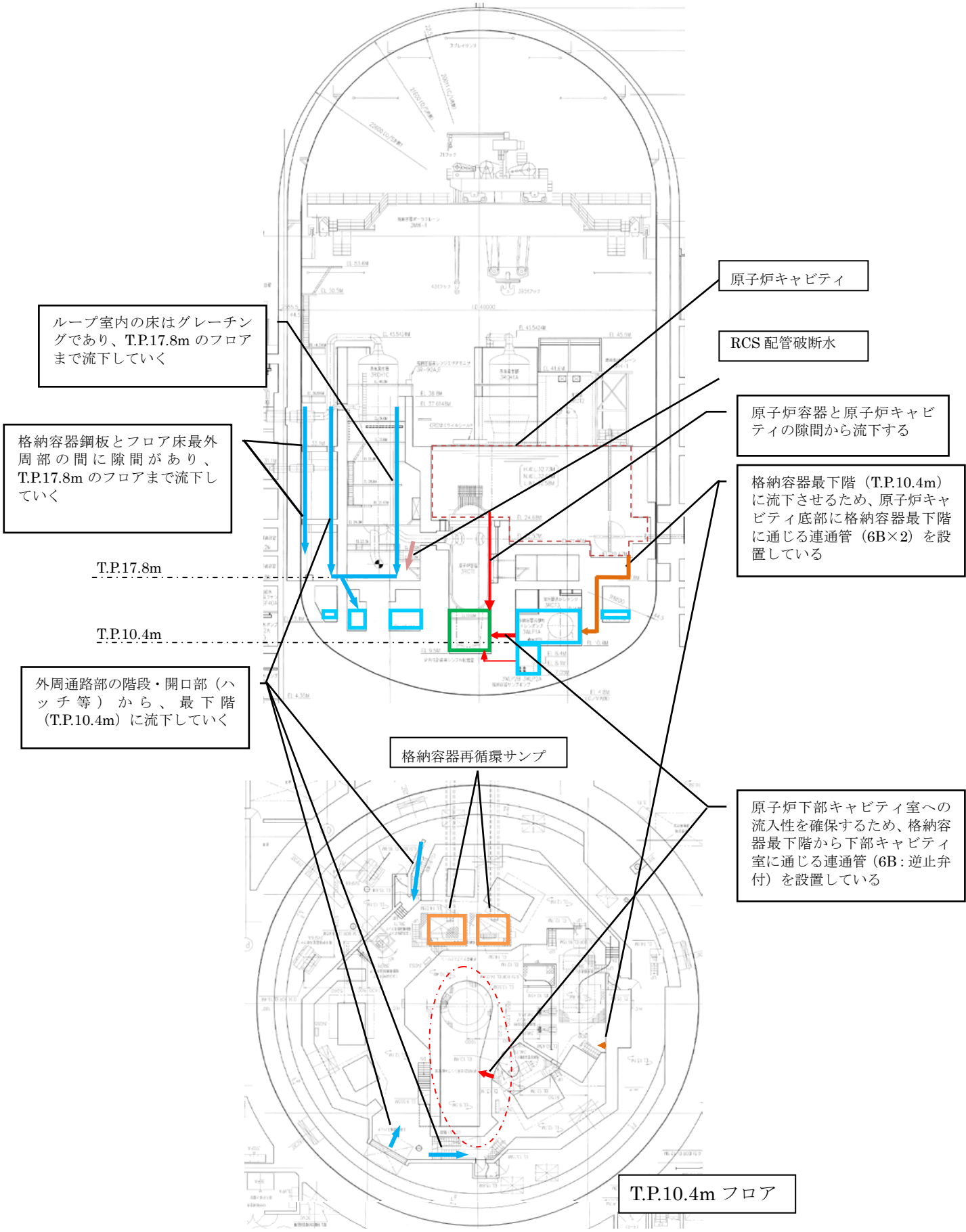


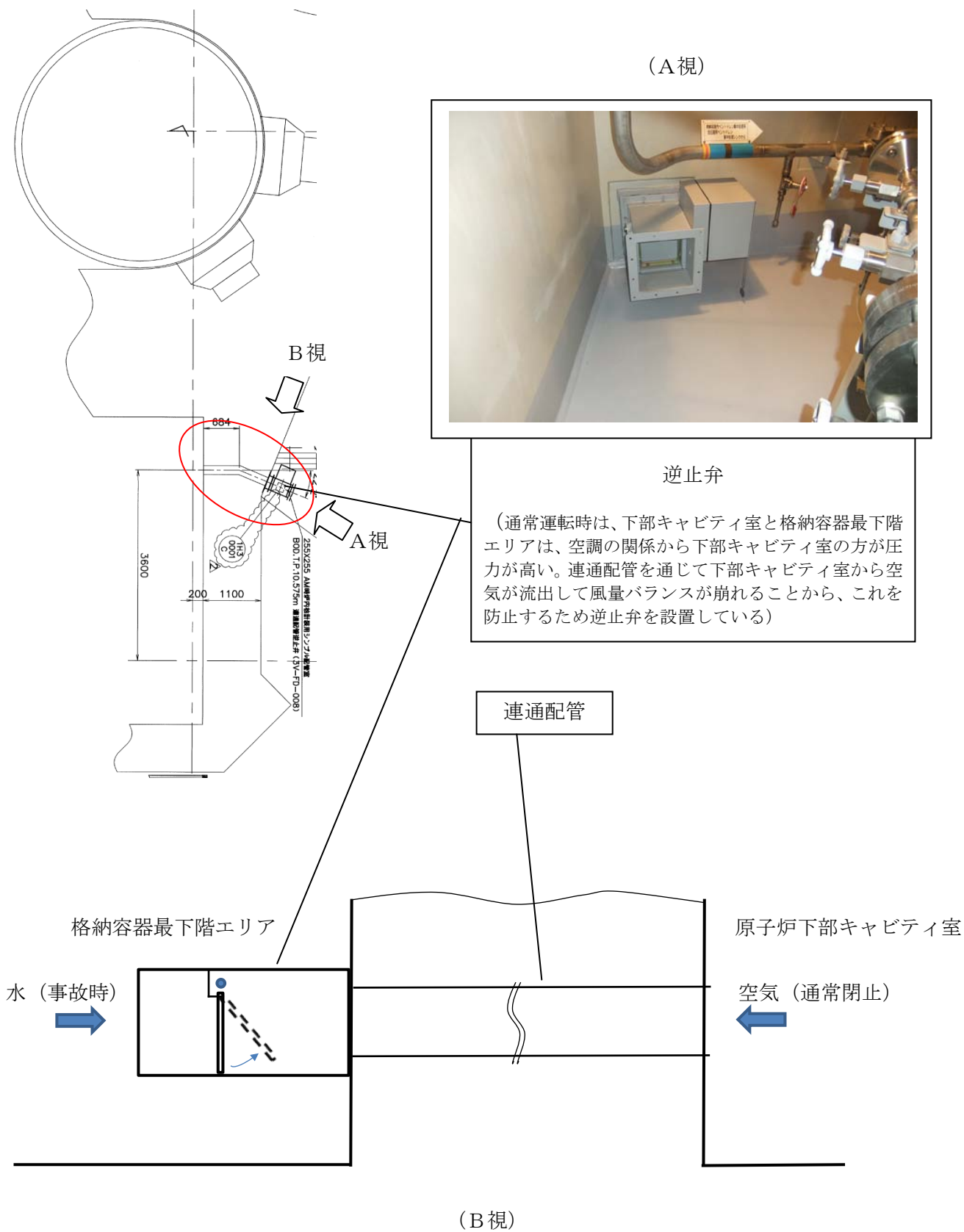
図 1 スプレイ水及び RCS 配管破断水の流路の概念図

以上

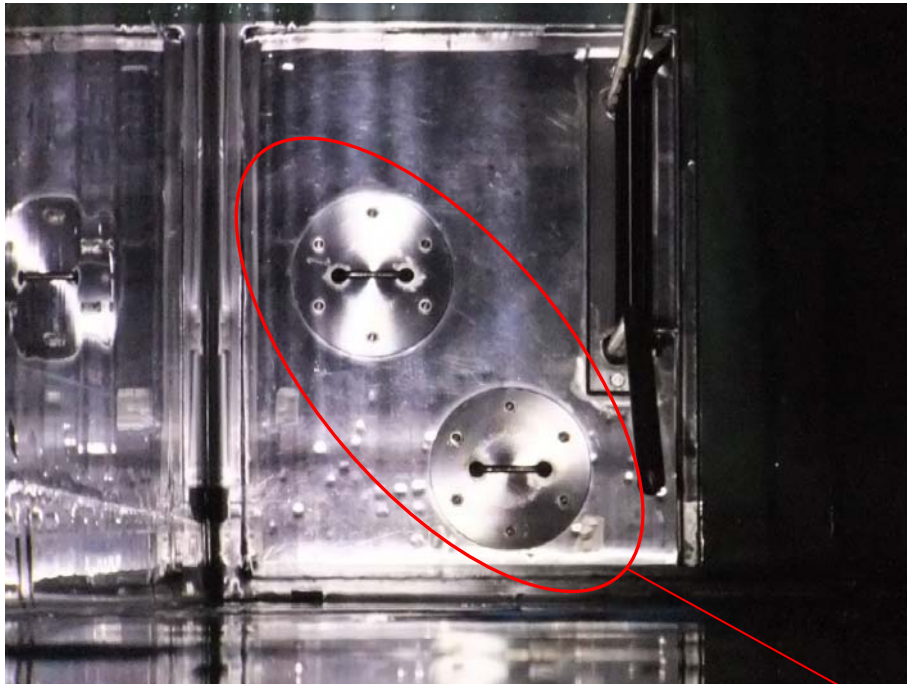
→ : 原子炉下部キャビティ室への流入経路
→ } : 格納容器最下階への流入経路



補足図1 スプレイ水及び RCS 配管破断水の流下経路



補足図 2 原子炉下部キャビティ室への連通管

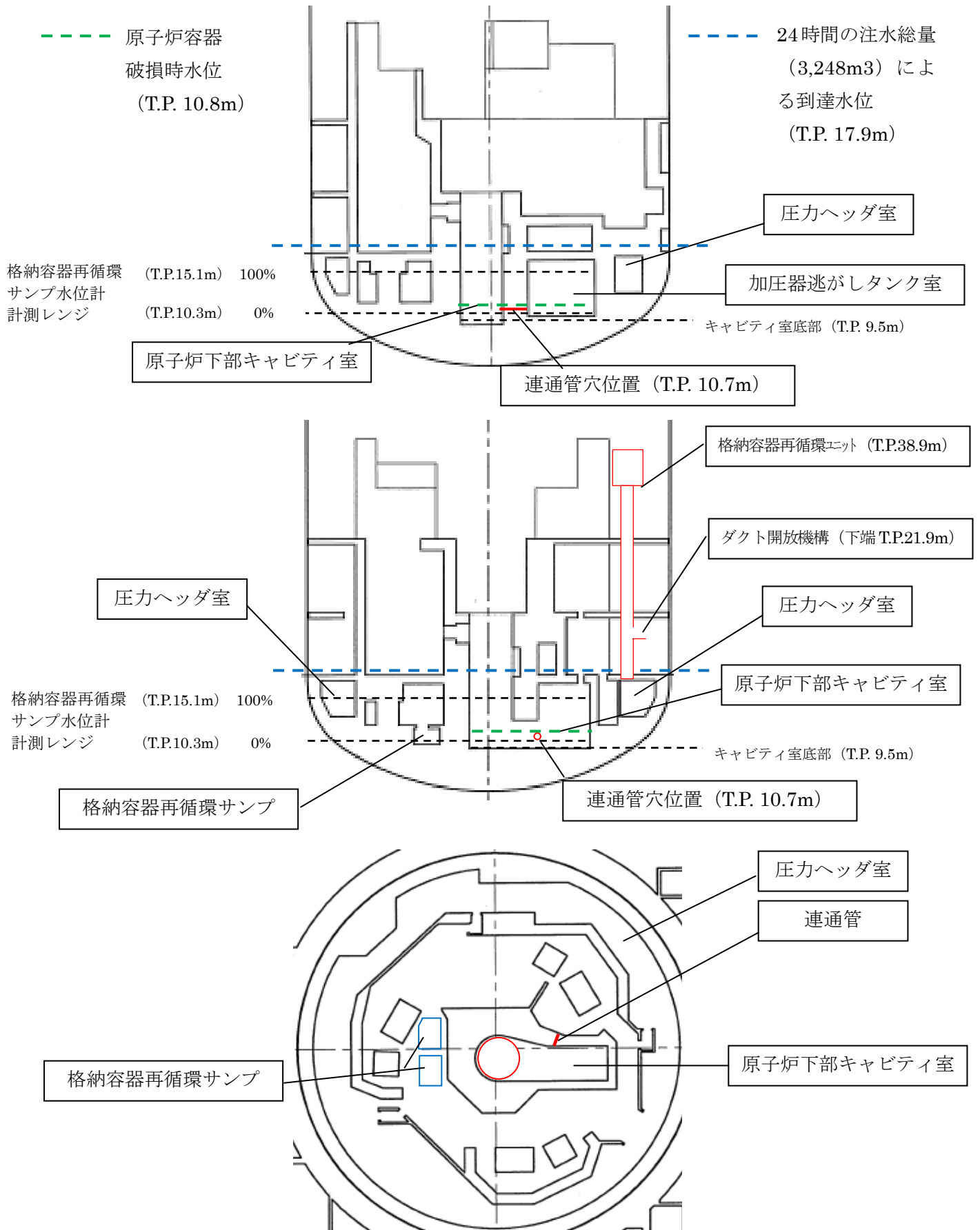


連通管の端部の
閉止フランジ



スプレイ水が原子炉キャビティに溜まらずに格納容器再循環サンプのある最下階に流下するよう、通常運転時はフランジを取外している。定検時は燃料交換時に原子炉キャビティに水張りするため、閉止フランジを取付ける。(写真は停止時に撮影)

補足図3 原子炉キャビティ底部（写真上）から最下階（写真下）への連通管



補足図4 格納容器内のレイアウト及び構造部材

2. 原子炉下部キャビティ室への連通管のデブリによる閉塞の可能性について

以前大破断 LOCA 時に、デブリによる目詰りが懸念された再循環サンプスクリーンの、閉塞のメカニズムは以下のとおりである。(掃除機のフィルタの目詰りと同じメカニズム)

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ (数ミリ) のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積 (初期デブリヘッドの形成)
- ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入 (混合デブリヘッドの形成)
- ③ 混合デブリヘッドの圧縮

原子炉下部キャビティ室への連通管には、サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

また大破断 LOCA 時に発生する主なデブリは蒸気発生器等の保温材であるが、連通管 (内径 155.2 ミリ) を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、蒸気発生器室のグレーチング (3 センチ×10 センチのメッシュ) で捕捉されるか、T.P.17.3m の蒸気発生器室入口の堰で留められる、あるいは連通管に至るまでの T.P.17.3m の通路及び T.P.10.4m の通路等の長い流路の途中で床上に沈降すると考えられ、連通管を閉塞する可能性は極めて小さい。

以上

8. 再循環ユニット等の機器の健全性、除熱能力について

1. 限界温度・圧力における機器の健全性について

泊発電所3号機の有効性評価では限界温度、圧力まで達するシーケンスはないが、原子炉格納容器は限界温度、限界圧力をそれぞれ 200℃、0.57MPa としていることから、これらの温度条件、圧力条件を仮定した場合の機器の健全性について評価を行った。

なお、これら機器の健全性評価については、後日、工事計画認可申請書の説明において、別途詳細説明する。

自然対流冷却に使用するユニット、ダクト類の構造図を添付1に示す。

(1) 強度について

a. 冷却コイル管側

(a) 内圧が高い場合の評価

日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む。))」(JSME S NC1-2005/2007) (以下「設計・建設規格」という。) PPC1.3式に準拠して、CV内温度 200℃、CV内圧力 0.57MPa と設定し必要肉厚を求めた。

$$t = \frac{P D_0}{2 S \eta + 0.8 P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 管内圧力 (MPa、本評価では管内圧 1.5MPa と管外圧 (CV内圧 0.57MPa または 0MPa) の差圧の組み合わせ)

D₀ : 管の外径 (mm)

S : 限界温度における許容引張応力 (MPa)

η : 長手継ぎ手の効率

(b) 外圧が高い場合の評価

設計・建設規格 図 PPC-3411-1 により、限界温度 (200℃) における引張許容応力と、(管の厚さ/管の外径) = 1/15.2 = 0.066 より、外面に許容される最高圧力を求めたところ、1.38MPa 程度となった。

表1 冷却コイル健全性評価結果

(a)	内圧	外圧	必要肉厚	設計肉厚
	1.5MPa	0.57MPa	0.316mm	1.0mm
	1.5MPa	0MPa	0.505mm	1.0mm
(b)	内圧	外圧	許容最高圧力	
	0MPa	0.57MPa	1.38MPa	

b. ユニット本体側（胴側各部材）

格納容器が限界温度、限界圧力となっても、ユニット内外で圧力差はなく、部材に応力が発生しないため、問題となることはない。

以上から、限界温度、圧力により構造健全性が問題となることはない。

(2) 温度・環境について

限界温度における構成する機器の材料への影響は表2に示すとおりで影響はない。

表2 温度影響のまとめ

材料	強度などの変化	影響
冷却コイルチューブ、胴、ダクトなど金属材料	コイル材料が銅系材料であり、最も温度影響がある。	上記評価の通り、コイルは構造強度上問題はない。 その他の金属材料は150～200℃程度の温度による強度の変化はほとんどない
CCW配管との取り合い等のフランジガスケット（ノンアスベストシートガスケット）	最高使用温度260℃であり、変化なし	影響ない。
アクセスパネルの取り付けガスケット（ゴム系）	劣化の可能性あり。	耐圧部でなく当該パネルは金属性ボルトで締結されていることから、外れることはなく、また、ユニット内外で圧力差も生じないことから機能に影響はない。

また、仮に格納容器スプレイ系により苛性ソーダ、ヒドラジンが格納容器内に存在するような状態となっても、自然対流冷却の流路となる機器・構造物を構成する、金属材料（鋼材、銅系材料）、ガスケットともにこれらの成分で劣化するものではなく、影響はないものと考えられる。

海水が混入した場合について、鋼材はメッキ、あるいは塗装による防食処置がなされており、また、銅系材料は海水に対して耐食性を有することから、機能に影響が出るような腐食が発生する可能性は殆ど無いものと考えられる。

以上から、温度、環境による機器の劣化はない。

(3) 耐震性について

格納容器再循環ユニットは剛性の高い骨組鋼材に冷却コイル等を固定する構造としており、ユニット定着部に作用する応力に対して、ユニット取付ボルトが十分な強度を有し、転倒しなければ機器の健全性は保たれる。

このため、格納容器再循環ユニットについて重大事故等対処設備として耐震Sクラス相当の耐震評価を実施し、Ss地震動に対して定着部に発生する応力が許容応力以下であることにより確認した。

以下のとおり、Ss地震動に対して裕度を有しており、耐震性に問題ない。

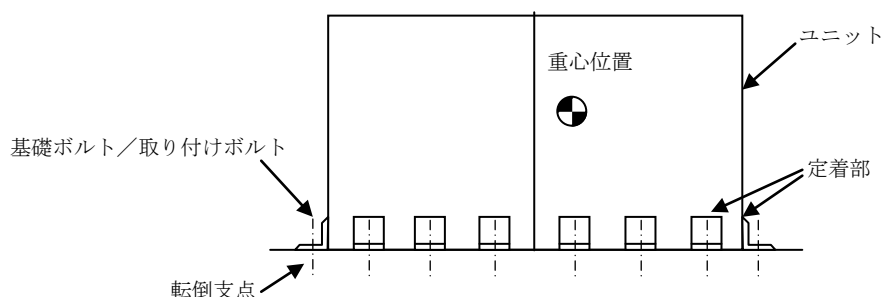


図1 評価モデル

表3 評価結果

	発生値	許容値 ^{※1}	裕度
引張	112N/mm ²	207N/mm ²	1.84
せん断	32N/mm ²	159N/mm ²	4.96

※1) 地震発生時の格納容器雰囲気温度(49℃)における許容値を示す。なお、仮に200℃を想定した場合においても、許容応力の低下割合は2割程度で問題となることは無く、十分な耐力を有していると言える。

(4) 放射線影響について

炉心溶融後の格納容器内は非常に強い放射線環境となるが、自然対流冷却用いる、格納容器再循環ユニット、ダクトなどは静的機器であり、放射線の影響を受ける電子機器などには用いていないため、放射線影響はないと考えられる。

また、再循環ユニットのアクセスパネルの取り付け等にゴム系のガスケットを用いているが、これが劣化しても、強度、性能に影響を与えるものではない。また、その他については非アスベスト系のシートパッキンを用いており、放射線による劣化はない。

以上から、格納容器再循環ユニットを用いた自然対流冷却の対象機器について、事故における環境が機器の健全性に影響を与えることはないと考えられる。

2. 自然対流冷却での除熱性能について

(1) 除熱性能の評価手法について

泊3号機の格納容器自然対流冷却に用いるユニット、ダクトは添付1に示す構造となっており、原子炉補機冷却水または海水を通水することで、再循環ユニット内に冷気が形成され、ダクトを通してCV内T.P.約22mに放出されることにより、CV気層部の冷却が可能な構造となっている。

自然対流冷却の流量（入口ガス速度）は、再循環ユニットのドラフト高さ（h）と流路圧損に依存する。このため、再循環ユニットの自然対流冷却時の除熱量（q）はドラフト高さから引き起こされる自然対流力と流路圧損がバランスするユニット入口ガス速度から求める。

具体的には、図1に示す流動モデルから、下式に示す通り自然対流力（ P_d ）とダクト圧損（ ΔP ）を算出して、このバランスからユニット入口ガス速度（V）を決定する。

$$\text{自然対流力 } P_d = h \times (\rho_2 - \rho_1)$$

$$\text{圧損 } \Delta P = \zeta \times V^2 \times \rho_m \div 2g, \quad \rho_m = (\rho_1 + \rho_2) / 2$$

$$\text{自然対流量 } V = \{ 2gh / \zeta \times (\rho_2 - \rho_1) / \rho_m \}^{0.5}$$

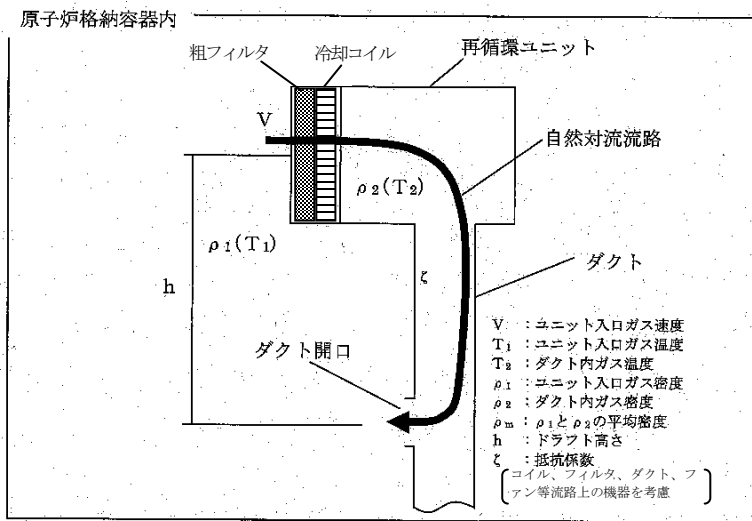


図1 再循環ユニットにおける自然対流モデル

圧力損失の内訳

要素	抵抗比率
粗フィルタ	82%
冷却コイル	7%
ダクト (ファン等を含む)	11%

ここで、図1におけるドラフト高さ（h）は固定値、ユニット入口ガス温度、密度は入口における値（T₁）（ρ₁）を入力し、ガス速度を変数として、除熱量評価式から除熱量、ダクト内ガス温度・密度（T₂）、（ρ₂）を求めて上記のバランス式を解き、入口ガス速度を決定する。この入口ガス速度に対する除熱量が自然対流冷却時の除熱量となる（図2参照）。

さらに入口ガス温度を変化させ、同様の計算を行い、入口ガス温度（格納容器雰囲気温度）に対する除熱量を求めている。（図3参照）

なお、自然対流冷却の除熱評価式の適用性については、後日、別途説明する。

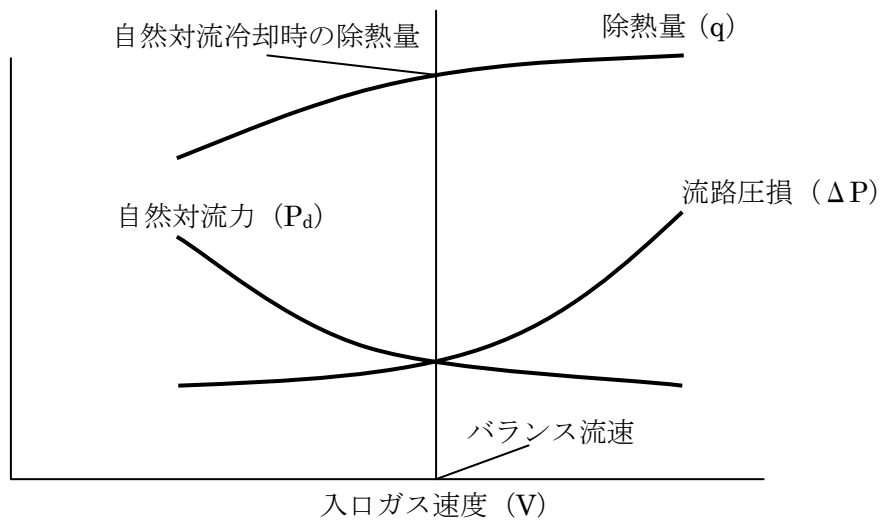


図2 自然対流冷却におけるバランスイメージ図



図3 重大事故時の格納容器再循環ユニット除熱量

(2) MAAP コードとの関係について

除熱評価式では図3に示す温度に対する除熱量データを計算し、これを MAAP コードに受け渡す。

具体的には、図4に示すように MAAP の上部区画から空気・飽和蒸気の混合気体を吸気し、除熱後、アニュラ区画内に放出するよう、除熱式で除熱量を計算し、熱解析を行う。

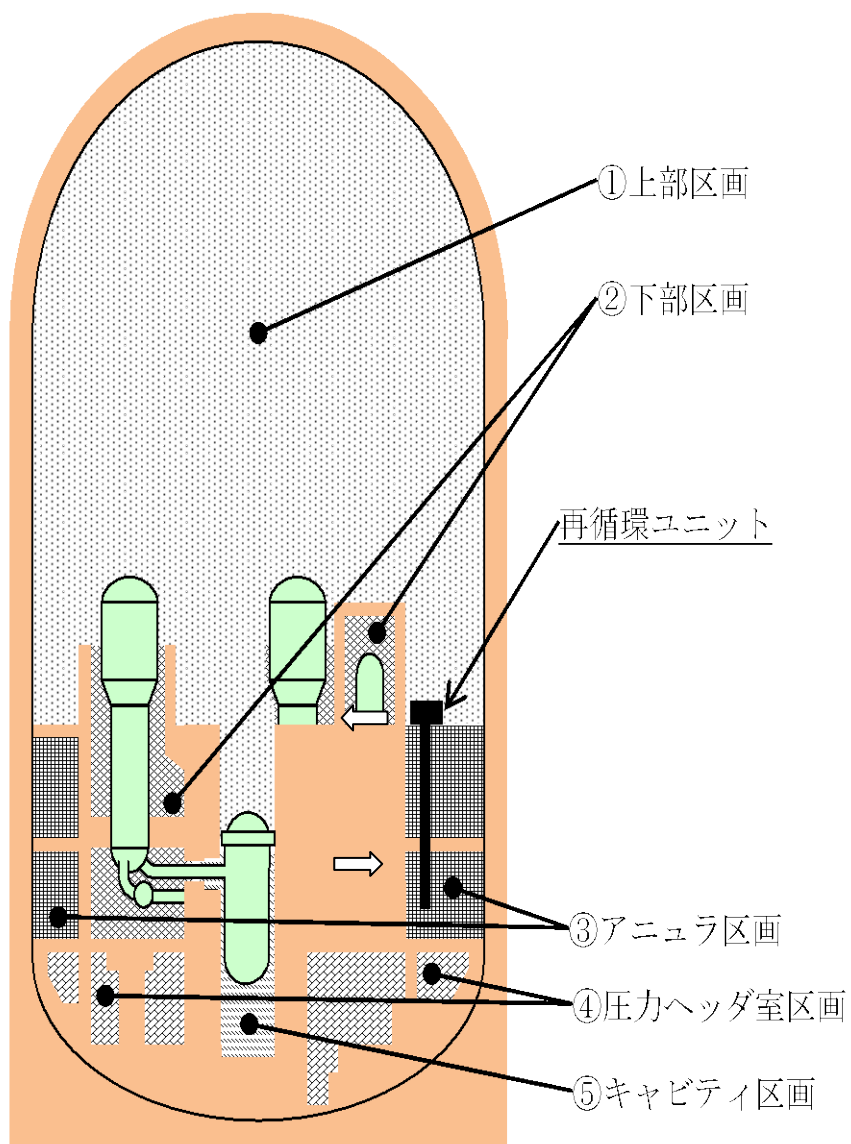
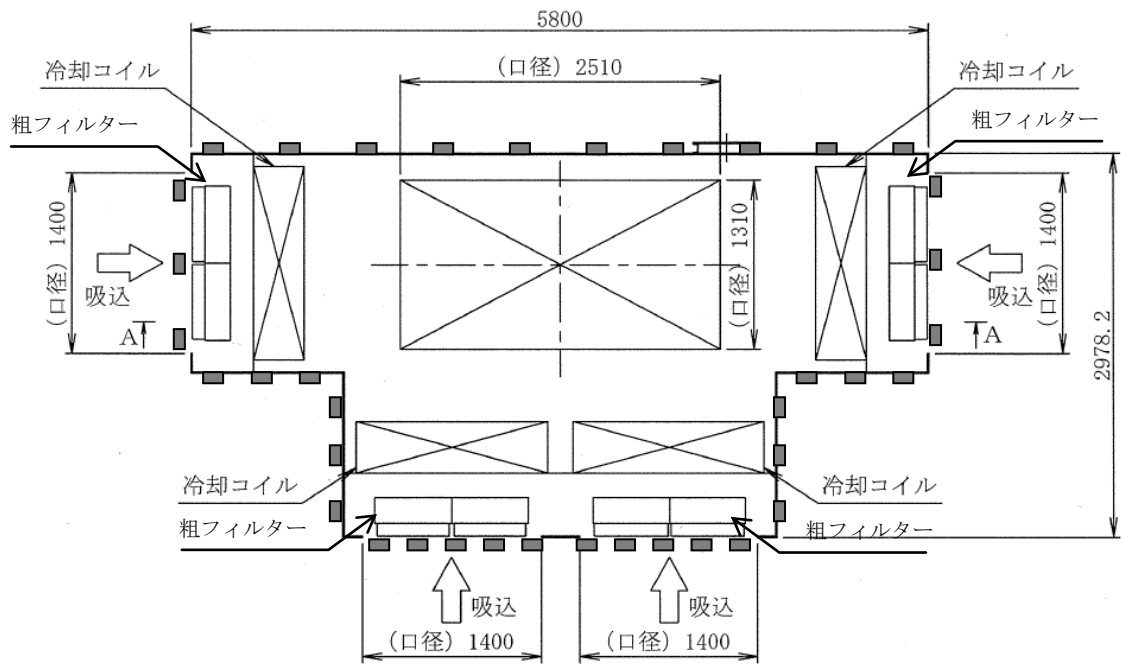
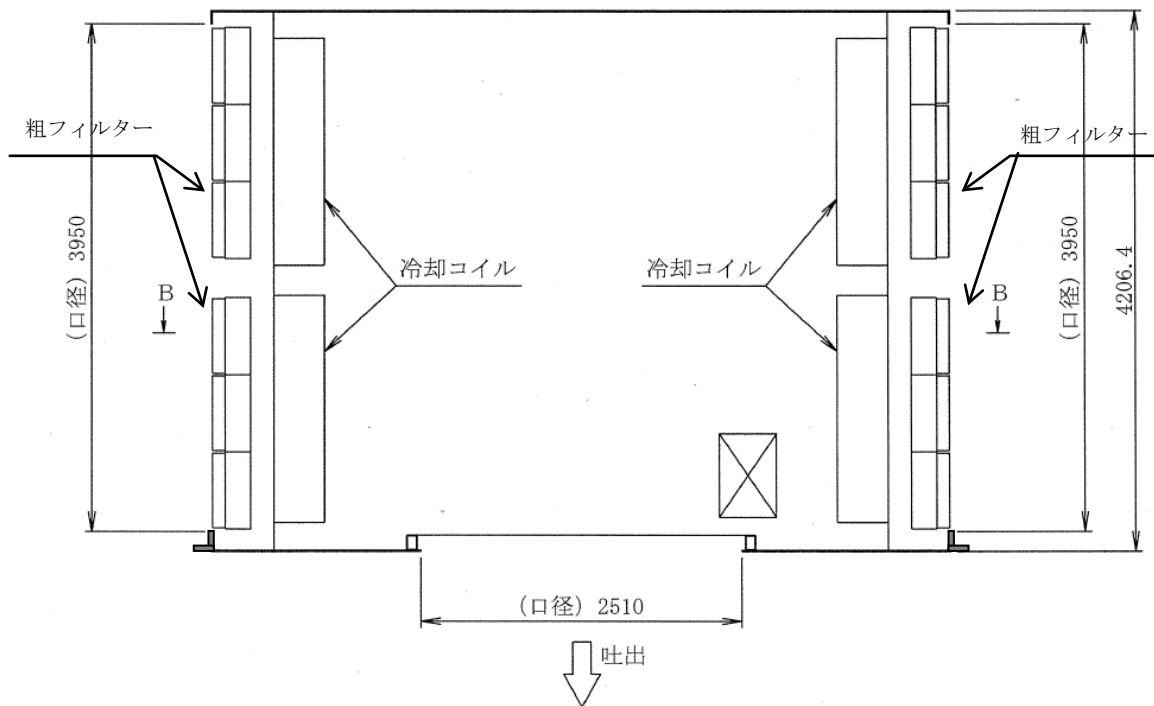


図4 MAAP の Node の区画イメージ



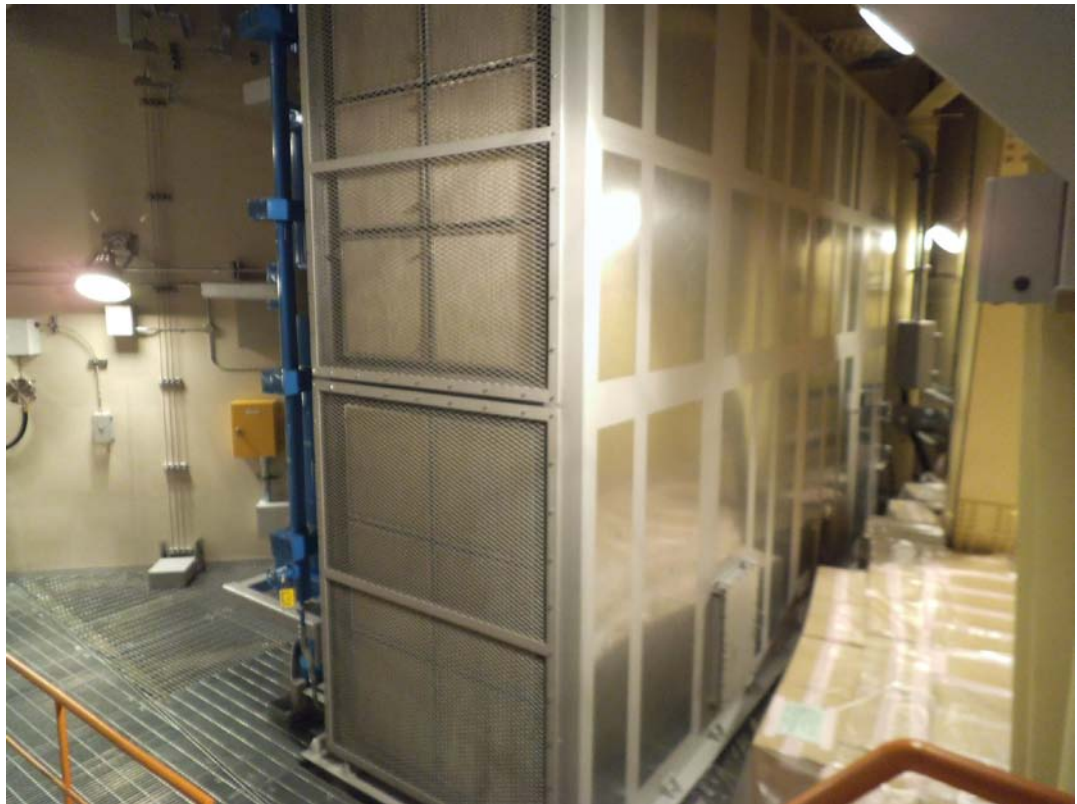
平面図 (断面B-B)



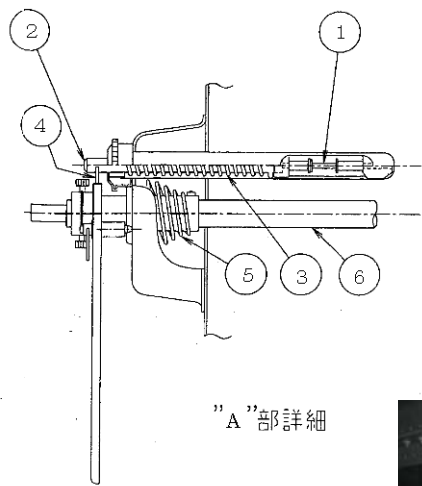
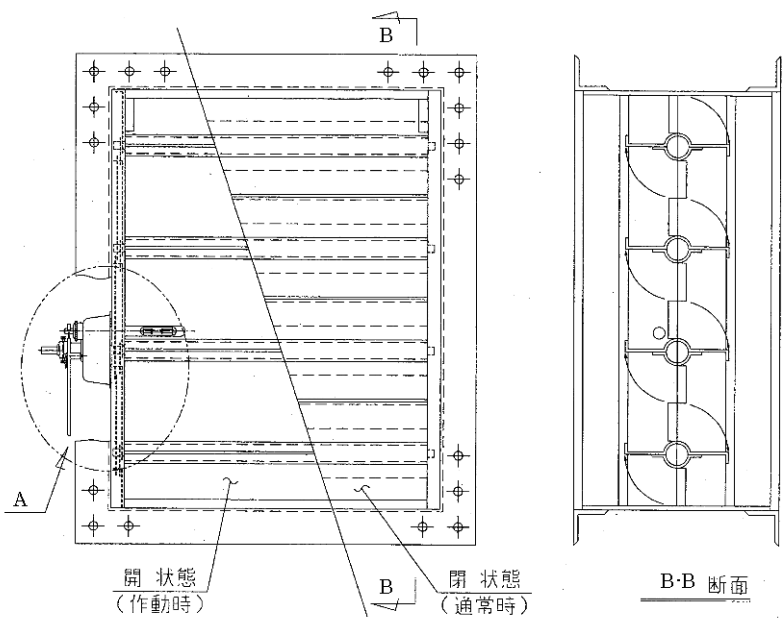
側面図 (断面A-A)

■ : 定着部

図 格納容器再循環ユニット構造図



格納容器再循環ユニット



- ① メルティングヒューズ
- ② ヒューズ押しピン
- ③ 押しスプリング
- ④ フック
- ⑤ 作動スプリング
- ⑥ シャフト

”A”部詳細



図 ダクト開放機構

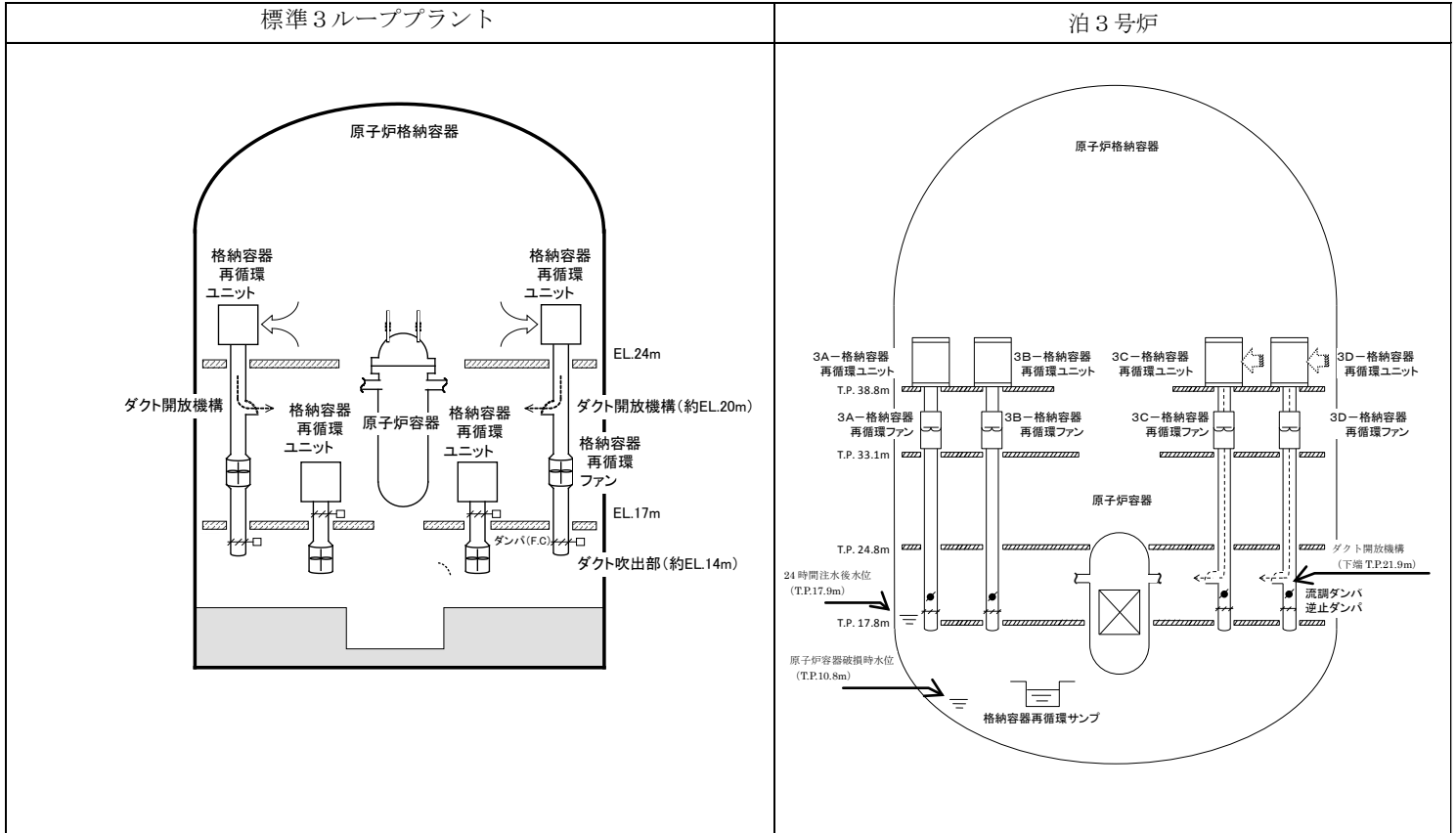


図 格納容器再循環系統

9. 溶融デブリ量の時間変化について

図1に炉心領域、下部プレナム及び原子炉下部キャビティ室領域におけるデブリ量の時間変化を示す。また、図2に炉心領域、図3に下部プレナム、図4に原子炉下部キャビティ室におけるデブリ量の時間変化を示す。

事象発生の約19分後から炉心溶融が始まり、徐々に炉心で溶融デブリが蓄積した後(①)、約1時間後に原子炉容器下部(下部プレナム)に流下し始める。やがて、下部プレナムに蓄積された溶融デブリにより、事象発生から約1.5時間後に原子炉容器破損に至る(②)。この原子炉容器破損によって、下部プレナム内の溶融デブリの多くが原子炉下部キャビティ室に落下する。その後は炉心から下部プレナムを経て、継続的に溶融デブリが原子炉キャビティ室に落下するが(③)、事象発生から約2.8時間後に原子炉容器がさらに大きく破損することにより、溶融デブリが下部プレナムに滞留することがほぼ無くなり(④)、事象発生から約3.4時間後に原子炉容器内のデブリが全量原子炉下部キャビティ室に落下する結果となる(⑤)。

なお、格納容器過圧破損解析結果における燃料挙動について別紙に示す(図1の①～⑤の時間帯は別紙の図に示す①～⑤に対応)。

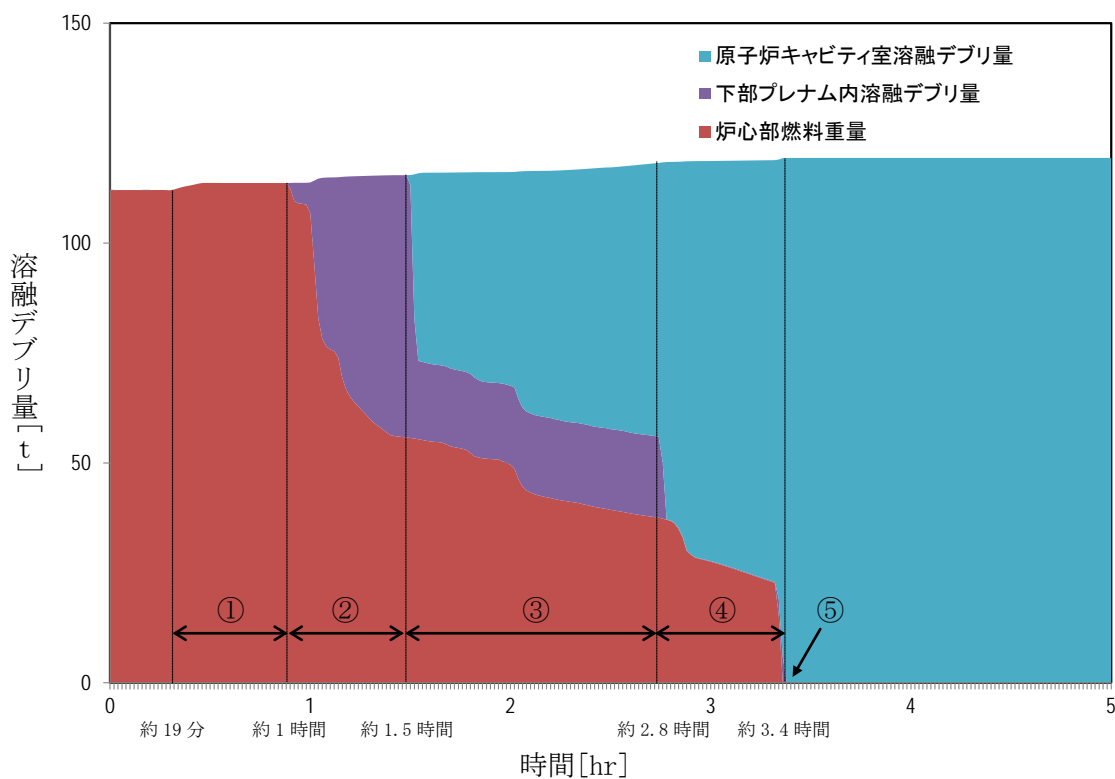


図1 各領域の未溶融炉心または溶融デブリ量の変化

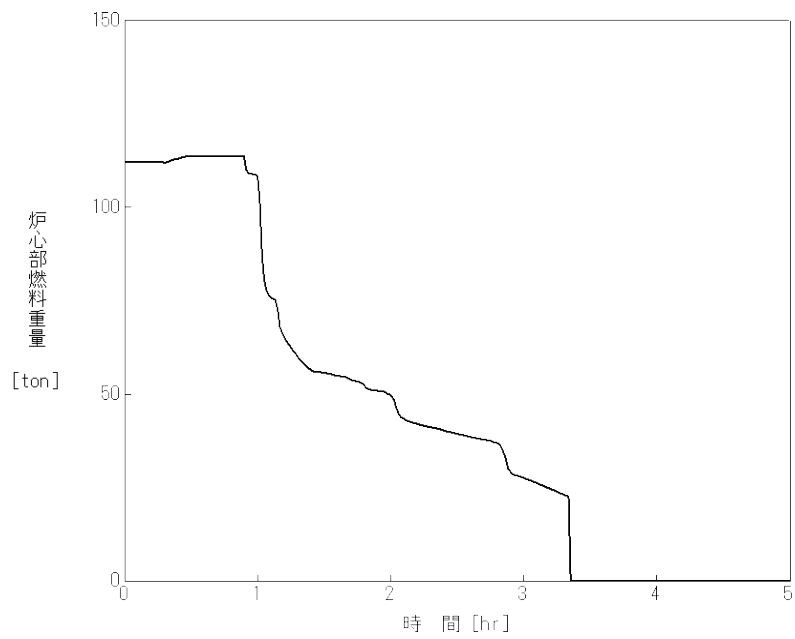


図2 炉心部燃料重量の変化

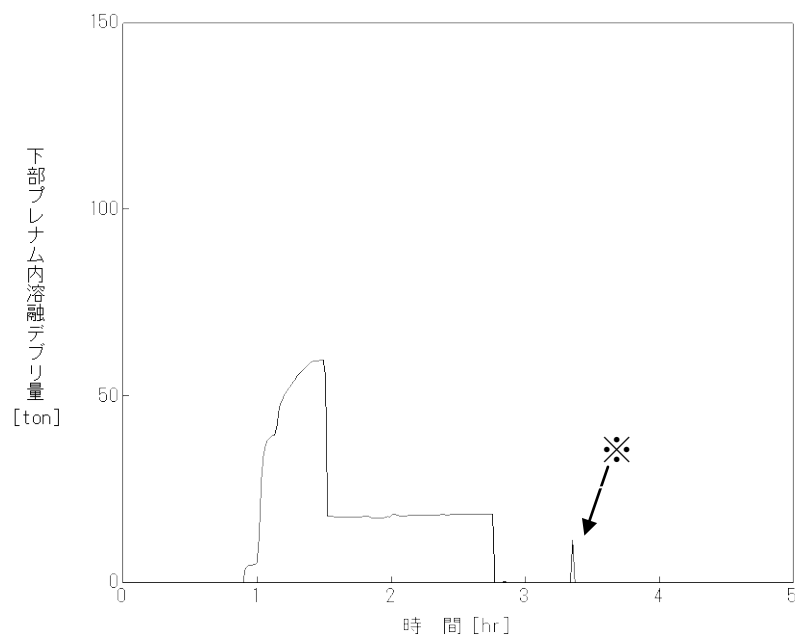


図3 下部プレナム内容融デブリ量の変化

※：炉心領域から落下した溶融燃料の一部が、一時的に原子炉压力容器底部に留まった後に、格納容器に落下。

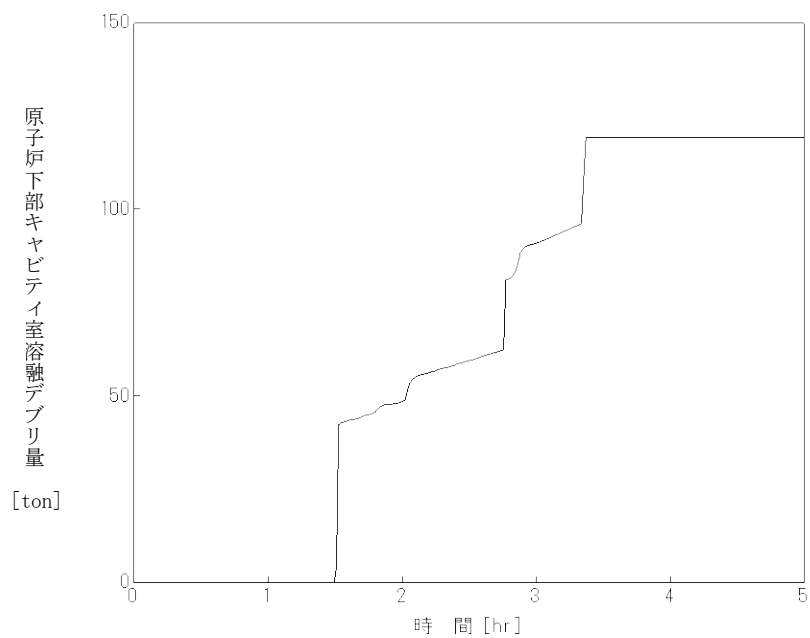


図4 原子炉下部キャビティ室溶融デブリ量の変化

格納容器過圧破損解析結果における燃料挙動について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+格納容器スプレイ機能喪失）の解析結果（原子炉容器水位の推移）による燃料挙動は、以下のとおりである。

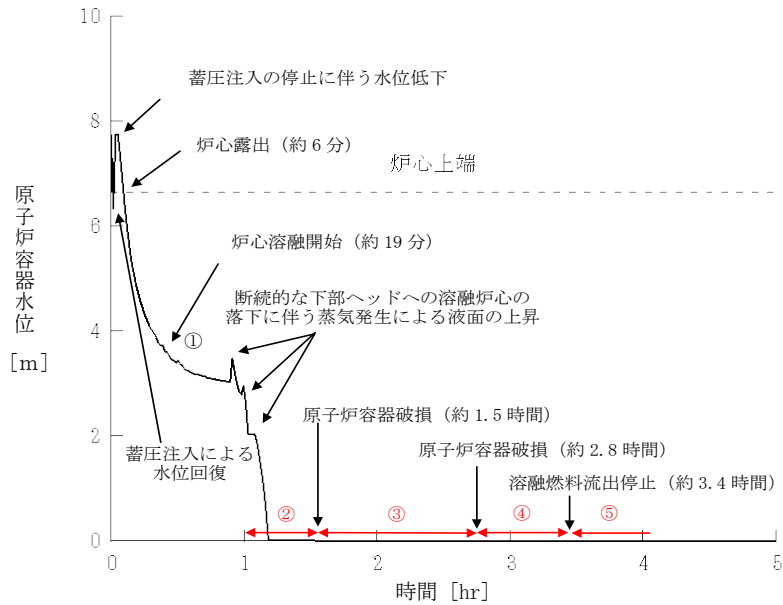


図1 原子炉容器水位の推移

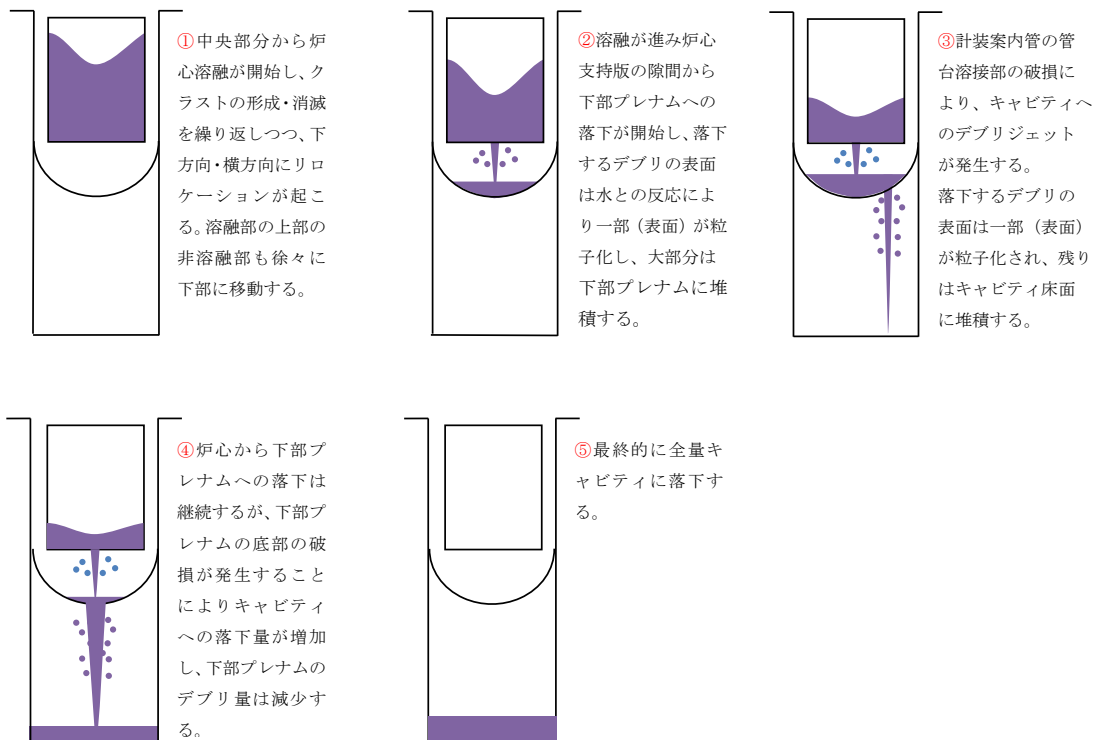


図2 炉心溶融および原子炉容器破損の進展と溶融デブリの遷移

10. 大気中への Cs-137 放出量算定の概略フローおよび NUREG-1465 の放出割合の適用について

ここでは、大気中への Cs-137 の放出量評価に関する算定フローの概略および原子炉格納容器内への放出割合の NUREG-1465 の適用について示す。

1. 大気中への Cs-137 放出量算定の概略フロー

大気中への Cs-137 放出量算定の概略フローを図 1 に示す。

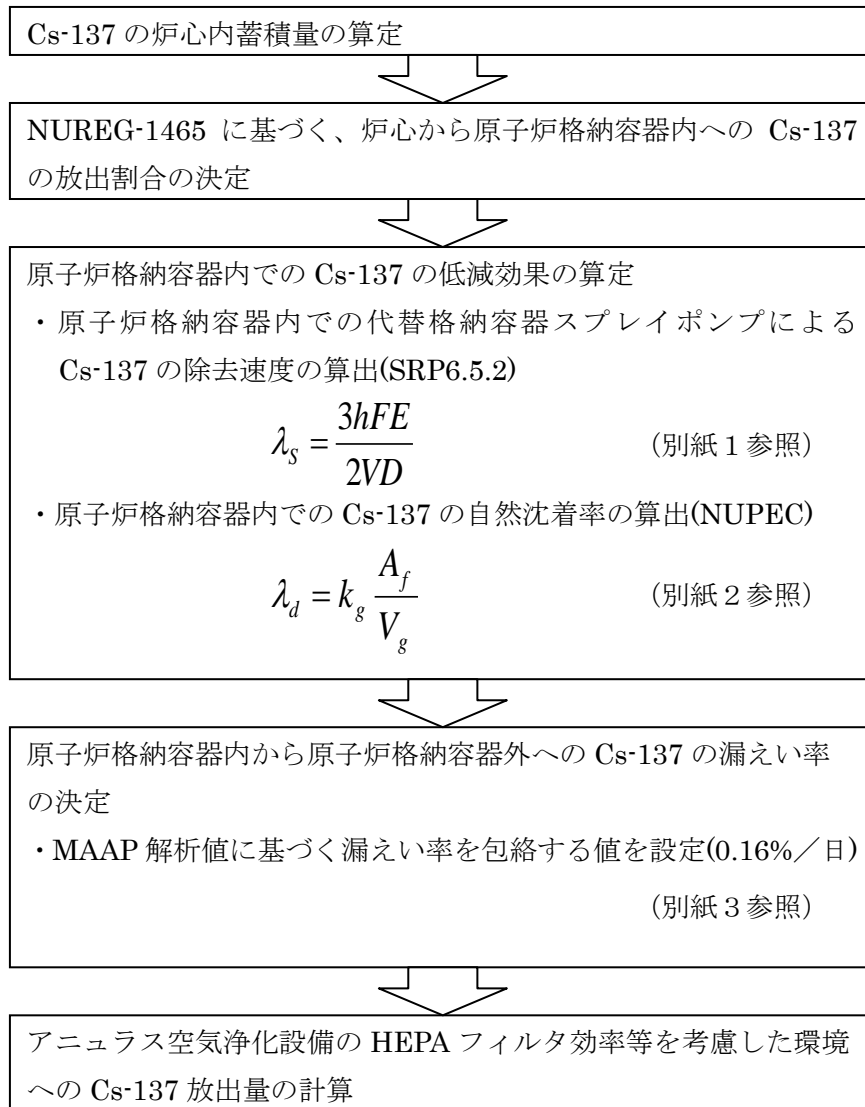


図 1 大気中への Cs-137 放出量算定の概略フロー

2. 原子炉格納容器内への放出割合の NUREG-1465 の適用について

本評価では、炉心から原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出割合の設定について、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いている。

NUREG-1465 のソースタームは、炉心溶融に至る種々の事故シーケンスのうち、特に、炉心損傷後、環境へ放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的であるシーケンスとして想定している「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+スプレイ機能喪失」を含む、低圧シーケンスによる解析結果に基づき設定されたものである。

表 1 に、NUREG-1465 に掲載される PWR プラント用のソースタームを示す。この中で、事象進展の各フェーズに対する炉心から原子炉格納容器内に放出される各核種グループの放出割合が示されている。

表 1 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

- Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

また、Cs 類の炉心から原子炉格納容器内および原子炉格納容器外への放出割合の設定について、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+スプレイ機能喪失」シーケンスにおける MAAP コード解析結果と NUREG-1465 の放出割合を用いた評価結果についての比較を表 2 に示す。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP コード解析による結果である 9.3×10^{-1} に対し、NUREG-1465 を用いた評価では 7.5×10^{-1} であり、MAAP コード解析の方が大きな放出割合となっている。しかし、炉心から原子炉格納容器内を介し、原子炉格納容器外へ放出される放出割合については、MAAP コード解析による結果である 1.9×10^{-5} に対し、NUREG-1465 を用いた結果では 2.0×10^{-4} であり、NUREG-1465 を用いた結果の方が大きな放出割合となる。

これは、MAAP コードに内蔵されるエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、本評価で適用する低減効果に比べて大きいためである。

従って、大気中への Cs-137 の放出量評価を行う本評価においては、炉心から原子炉格納容器外への放出割合がより大きくなる NUREG-1465 を用いた評価を採用した。

表 2 炉心から原子炉格納容器内および原子炉格納容器外への Cs 類の放出割合比較

		Cs 類
MAAP コード による評価	炉心から 原子炉格納容器内 への放出割合	9.3×10^{-1}
	炉心から 原子炉格納容器外 への放出割合	1.9×10^{-5}
NUREG-1465 の 放出割合を 適用した評価	炉心から 原子炉格納容器内 への放出割合	7.5×10^{-1}
	炉心から 原子炉格納容器外 への放出割合	2.0×10^{-4}

3. NUREG-1465 の泊 3 号機高燃焼度燃料への適用性について

NUREG-1465 においては、40GWd/t までの燃焼度の燃料を対象とした評価が示されている。米国での規制基準である **Regulatory Guide 1.183** (2000 年 7 月発行) においては、NUREG-1465 での放出割合の値を燃料棒の最高燃焼度 62GWd/t までの燃料に適用可能であるとされている。

さらに、米国において、NUREG-1465 のソースタームを高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が **ERI/NRC 02-202** (2002 年 11 月) にまとめられ、公開されている。この議論の結果として、高燃焼度燃料 (燃料棒の最高燃焼度 : 75GWd/t) 及び MOX 燃料 (燃料集合体の最高燃焼度 : 46GWd/t) に対しても、NUREG-1465 のソースタームを大幅に変更することなく適用できると結論付けている。

従って、泊 3 号機の高燃焼度燃料 (燃料棒の最高燃焼度 : 61GWd/t、燃料集合体の最高燃焼度 : 55GWd/t) においても NUREG-1465 を適用できるものとする。

代替格納容器スプレイポンプによるエアロゾルの除去効果の E/D について
(泊発電所 3 号機への適用性と評価条件について)

1. はじめに

スプレイによる FP 捕集効果は、米国 Standard Review Plan (SRP) 6.5.2 にて以下のように与えられている。

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2VD}$$

λ_s : スプレイ除去速度[h⁻¹]

h : スプレイ液滴落下高さ[m]

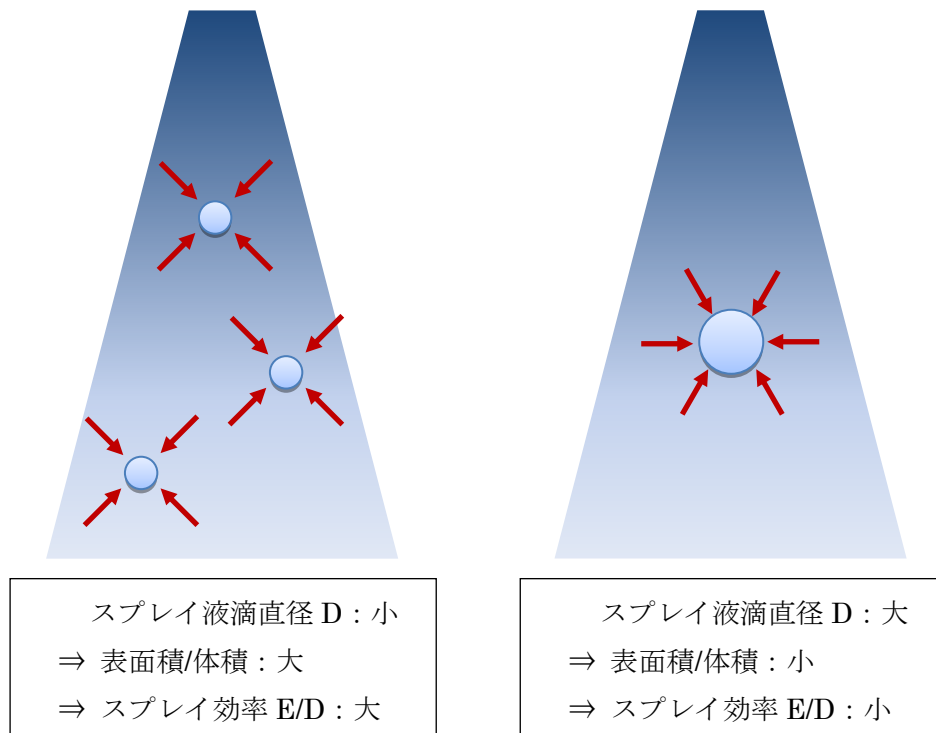
V : スプレイ領域の体積[m³]

F : スプレイ流量[m³/h]

E : 捕集効率[-]

D : スプレイ液滴直径[m]

スプレイの効率を表すパラメータとして、単一液滴による除去効率を表すパラメータである捕集効率 E をスプレイ液滴直径 D で除した値 E/D が用いられる。一般的にスプレイ液滴直径が小さいほど E/D の値は大きくなる傾向にあり、本設スプレイ相当では E/D は 10m⁻¹以上確保できるとされている (SRP6.5.2)。ただし、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレイの実施時には E/D は低下することが考えられる。



代替スプレイを使用するシビアアクシデント状況下の知見として、NUPEC 報告書「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)」において、PWRのAM実施時に想定される条件下でのスプレー（消火水スプレー相当）除去効果についての試験が実施されている。NUPECの試験では、スプレー効率を E/D として与えており、 $E/D=7[m^{-1}]$ の試験結果が得られている。この試験でのスプレー液滴直径は1.5mmであった。

本シビアアクシデント評価では、スプレー効率（ E/D ）を $7 m^{-1}$ と設定しており、泊3号機への適用についてまとめた。

2. 泊発電所3号機への適用

泊発電所3号機のシビアアクシデント評価では、NUPECの試験に基づき、 $E/D=7[m^{-1}]$ としている。

NUPECの試験ではPCCV4ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレーによる除去効果を確認した結果、スプレー液滴直径が1.5mmの条件の下で、 $E/D=7[m^{-1}]$ との結果が得られている。

PCCVプラントと泊発電所3号機では、シビアアクシデント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。ここで、捕集効率 E の値は温度、圧力等様々なパラメータに依存するため、試験により決定する必要があるが、CSE実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレー効率に与える影響は小さいのに対し、スプレー液滴直径 D 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 $E/D=7[m^{-1}]$ を適用するためには、スプレー液滴直径が1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。

泊発電所3号機の格納容器スプレー設備においては、 $100m^3/h$ 以上の流量を確保すれば、液滴直径1.5mm以下となる設計としている。原子炉格納容器の冷却の観点では代替格納容器スプレーポンプ流量は $140m^3/h$ 以上の設備要求があるため、 $E/D=7[m^{-1}]$ は満足する結果となる。

添付-1 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 H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₃BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₃BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレー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 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、スプレー粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレー効率が向上していることがわかる。

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着モデルについて

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は、NUPEC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」(平成10年3月)(以下「NUPEC 報告書」と記す。)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 k_g 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。

$$\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$$

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

k_g : 重力沈着速度 (m/s)

A_f : 原子炉格納容器床面積(m²)

V_g : 原子炉格納容器自由体積(m³)

ここで、 k_g 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。

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

r_p : エアロゾル半径(m)

ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³)

ρ_g : 気体の密度(kg/m³)

g : 重力加速度(m/s²)

μ_g : 気体の粘度(Pa・s)

各パラメータの値を表1にまとめる。

表1 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
r_p :エアロゾル半径(m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
ρ_p :エアロゾル密度(kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
ρ_g :気体の密度(kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
g :重力加速度(m/s ²)	9.8	理科年表で確認
μ_g :気体の粘度(Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より (25°C空気の粘性係数と推定 (理科年表より))

原子炉格納容器漏えい率の設定について

制御室居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価に用いる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 注入および 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で使用）より算出する。

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

L: 漏えい率

Ld: 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
- ρ_{leak}: 漏えい口出口での気体密度
- 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

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

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

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

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.335MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/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。

なお、最高使用圧力を超える領域での原子炉格納容器漏えい率評価における保守性確保の考え方については、別途説明する。

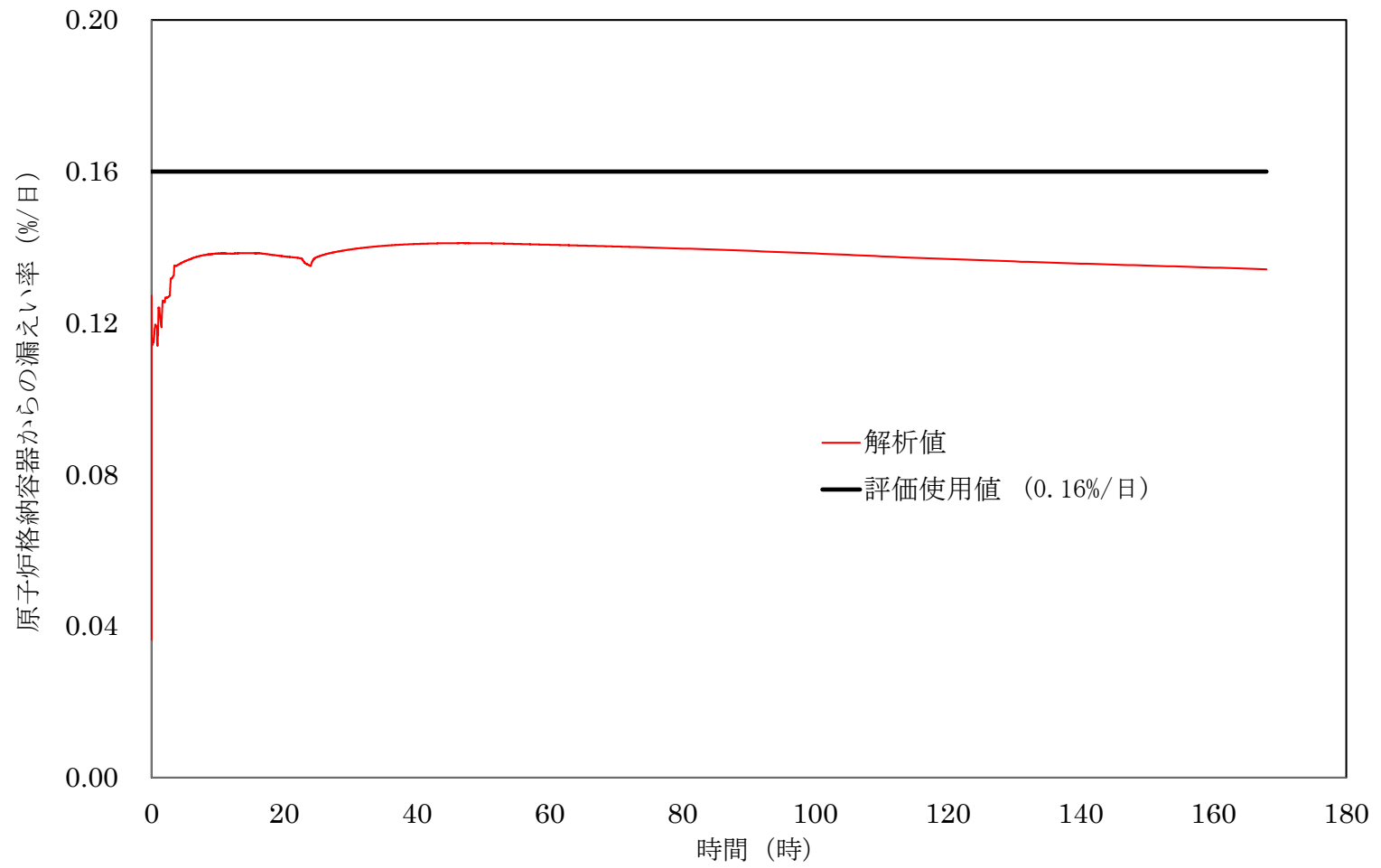
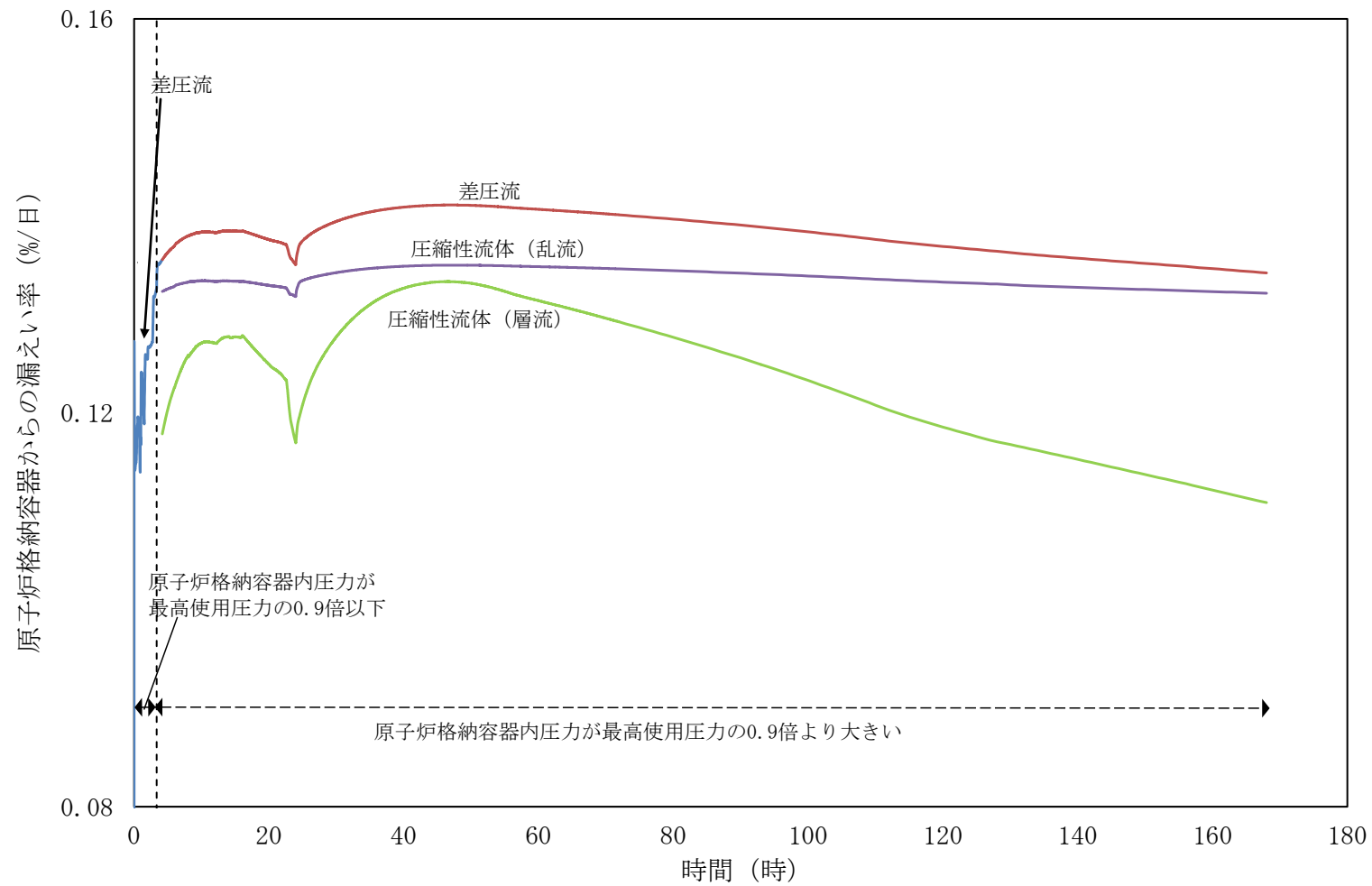


図1 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



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

図2 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)

1 1. 重大事故に係る作業員に対する線量評価

1. 評価事象

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる雰囲気圧力・温度による静的負荷（大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入に失敗するシーケンス〔格納容器過圧破損〕）とする。

2. 考慮する被ばく経路

考慮する被ばく経路は以下のとおりとする。

- (1) 建屋からのガンマ線による被ばく
 - ・直接線
 - ・スカイシャイン線
- (2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく
 - ・クラウドシャインによる外部被ばく
 - ・グラウンドシャインによる外部被ばく
 - ・吸入摂取による内部被ばく

3. 評価対象作業

評価対象とする作業は以下のとおり。

- (1) 燃料取替用水ピットへの給水確保作業
- (2) 原子炉補機冷却海水系統への給水確保及び使用済燃料ピットへの給水確保作業

4. 評価条件

4. 1 大気中への放出量の評価（表-1 参照）

放射性物質の大気中への放出量は、1. の評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、0.16%/d とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いた。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

4. 2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、3号機からの放出として、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間（1時間）を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。また、放出形態は、アニュラス空気浄化ファンの起動までは地上放出とし、その後は排気筒放出として評価している。なお、評価には1997年1月から12月までの期間に泊発電所で観測した、排気筒風及び地上風のデータを用いた。1997年の1年間のデータについては、当該データを検定年、また、2003年1月から2012年12月までの至近10年間のデータを統計年として棄却検定を行い、1997年のデータが長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

4. 3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

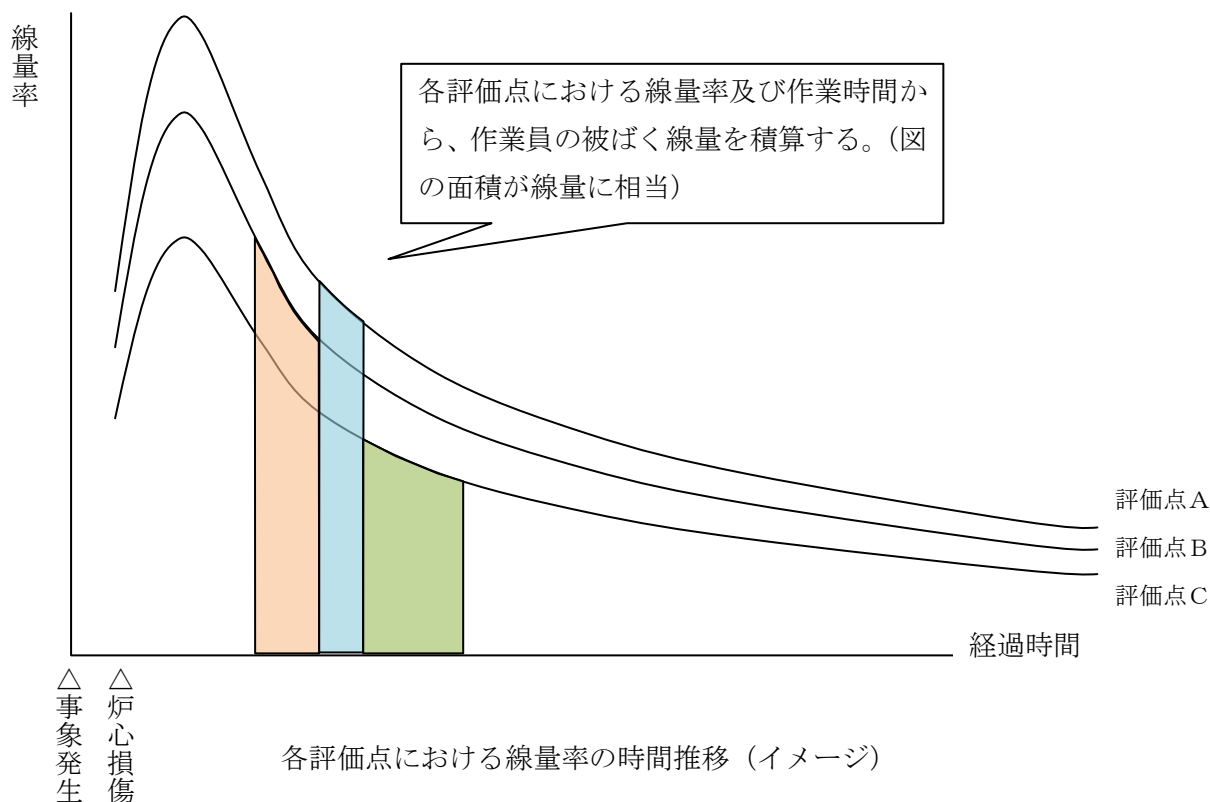
建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による作業員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

5. 評価のプロセス

4. の条件に従い、各作業地点の線量率の時間推移を導出する。現場で作業を行なう作業員が各作業時点に滞在する時間より、当該作業員の被ばく線量評価を実施した。

なお、評価にあたっては図1-1、1-2に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮し、作業による滞在時間が長く、原子炉により近い場所について、線量の評価が保守的となるような評価点をいくつか定め、線量評価を実施した。

現場作業に伴う線量評価積算のイメージを以下に示す。



6. 放管防護装備

各作業場所における放管防護装備は以下のとおり。

- (1) T.P. 31m 及び法面下(T.P. 10.3m) (評価点イ、ロ、ニ、ホ)
全面マスク、タイベック、タングステンベスト
- (2) 循環水ポンプ建屋横 (評価点ハ)
全面マスク、タイベック

7. 評価結果

屋外作業の内容 項目		燃料取替用水ピットへの給水確保 (海水)	原子炉補機冷却海水系統への給水確保 及び使用済燃料ピットへの給水確保 (海水)
主な 評価 条件	線量評価点	3号機原子炉補助建屋トラックアクセス前～循環水ポンプ建屋横	<ul style="list-style-type: none"> ・3号機原子炉補助建屋トラックアクセス前～循環水ポンプ建屋横 ・燃料取扱棟トラックアクセス
	作業時間想定	5.0h	5.0h
	炉心内蓄積量	<希ガス類>	約 3.0×10^{19} Bq
		<よう素類>	約 3.1×10^{19} Bq
		<セシウム類>	約 1.2×10^{19} Bq
		<テルル類>	約 1.9×10^{19} Bq
		<バリウム類>	約 1.8×10^{19} Bq
		<ルテニウム類>	約 3.7×10^{19} Bq
		<セリウム類>	約 6.5×10^{19} Bq
	<ランタン類>	約 6.6×10^{19} Bq	
大気へ放出された放射性物質の放射性雲による被ばく	<ul style="list-style-type: none"> ・大気への放出放射エネルギー (7日間積算値: 希ガス約 5.4×10^{16}Bq、よう素約 2.5×10^{14}Bq、セシウム約 3.4×10^{13}Bq、左記以外の核種約 7.1×10^{13}Bq) より、大気拡散評価 (相対濃度及び相対線量) を踏まえて、吸入摂取による内部被ばく及び放射雲からの外部被ばくを評価。 ・地表面に沈着した放射性物質からの被ばく (グランドシャインガンマ線) も考慮して評価。 		
線量確認結果 (マスク考慮)	約 57mSv	約 31mSv	

※線量が最大となる作業者を記載

表 1 主要な評価条件の設定の考え方

大項目	中項目	主要条件		設定の考え方	
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	100% (2,652MWt) ×1.02		定常誤差を考慮した上限値として設定	
	原子炉運転時間	40,000 時間		平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定	
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465 に基づいて設定		評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス（大LOCA+ECCS 失敗+CV スプレイ失敗シーケンスを含む）を代表する NUREG-1465 記載の放出割合を設定	
原子炉格納容器内での低減効果	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ除去効果	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度より低減		SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度に設定	
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づく		重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度に設定	
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day		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、最も CV 内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの CV 内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定	
	原子炉格納容器からの漏えい割合（アニュラス部/アニュラス部以外）	アニュラス部 97%、アニュラス部以外 3%		漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものと設定	
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及びフィルタ効率遅れ時間	チャコールフィルタ	フィルタ除去効率：95%	フィルタ効率遅れ時間：78 分	<ul style="list-style-type: none"> フィルタ除去効率は、試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定 フィルタ効率遅れ時間は、選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHS を想定した起動遅れ時間 60 分及び起動後負圧達成時間 18 分を考慮
		HEPA フィルタ	フィルタ除去効率：99%	フィルタ効率遅れ時間：78 分	

表2 大 LOCA+ECCS 注入失敗+スプレイ注入失敗時の AM 作業に係る線量について

作業項目	詳細項目	作業時間	線量 評価 点	要員が受ける線量(mSv)【マスクあり】				
				合計	グラウンド 線量	クラウド 線量	直接スカイシャ イン線量	
燃料取替 用水ピット 給水確保 (海水)	海水供給ラインホース敷設・接続 (動線①)	1.5 時間 (事故後 7.5~9.0 時間)	イ	1.6E+01	6.7E-01	1.3E-01	1.5E+01	
	ホース延長・回収車による 海水供給ラインホース敷設・接続 (動線②~⑤)	2.5 時間 (事故後 9.0 ~11.5 時間)	②0.3 時間	イ	6.5E+00	2.7E-01	4.8E-02	6.2E+00
			③1.2 時間	ロ	2.2E+01	7.2E-01	1.6E-01	2.1E+01
			④0.5 時間	ハ	2.9E+00	3.0E-01	4.2E-02	2.6E+00
			⑤0.5 時間	ニ	5.2E+00	2.9E-01	6.0E-02	4.8E+00
	可搬型大型送水ポンプ車 による断続送水 (スクリーン室)	1.0 時間 (事故後 15.5~16.0、 20.0~20.5 時間)	ハ	4.6E+00	4.9E-01	5.3E-02	4.1E+00	
合計				約 57	約 2.8	約 0.49	約 54	
原子炉補 機冷却海 水系統へ の給水確 保及び使 用済燃料 ピットへ の給水確 保 (海水)	(原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水)) ホース延長・回収車による 海水供給ラインホース敷設・接続 (動線⑥~⑧)	4.0 時間 (事故後 18.0 ~22.0 時間)	⑥0.5 時間	イ	6.8E+00	3.1E-01	3.8E-02	6.5E+00
			⑦2.5 時間	ハ	1.1E+01	1.1E+00	1.2E-01	9.4E+00
			⑧1.0 時間	イ	3.4E+00	1.6E-01	1.9E-02	3.3E+00
	(使用済燃料ピットへの給水確保(海水)) 海水供給ラインホース敷設・接続 (動線⑨)	1.0 時間 (事故後 23.0~24.0 時間)	ホ	1.0E+01	4.1E-01	6.3E-02	9.7E+00	
	合計				約 31 ^{注)}	約 2.0	約 0.24	約 29

注) 上記線量は海水接続口が循環水建屋の場合であり、ディーゼル発電機建屋及び原子炉建屋の場合の線量は次のとおり。

●ディーゼル発電機建屋：約 35mSv ●原子炉建屋：約 26mSv

※ 線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

※※各評価点における線量率の時間推移を図2~図6に示す。

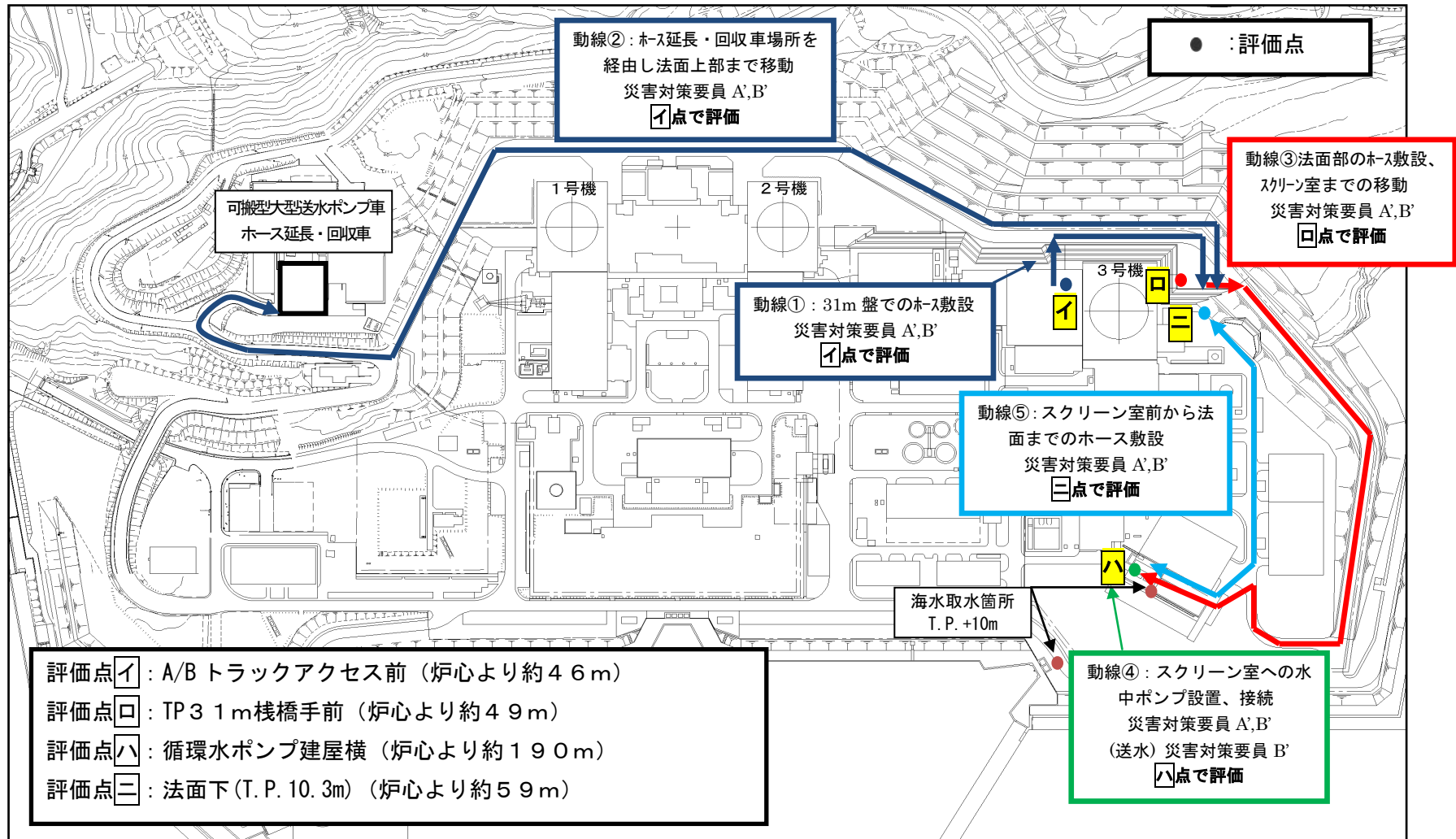


図 1-1 燃料取替用水ピット給水確保 (海水) の作業動線と評価点

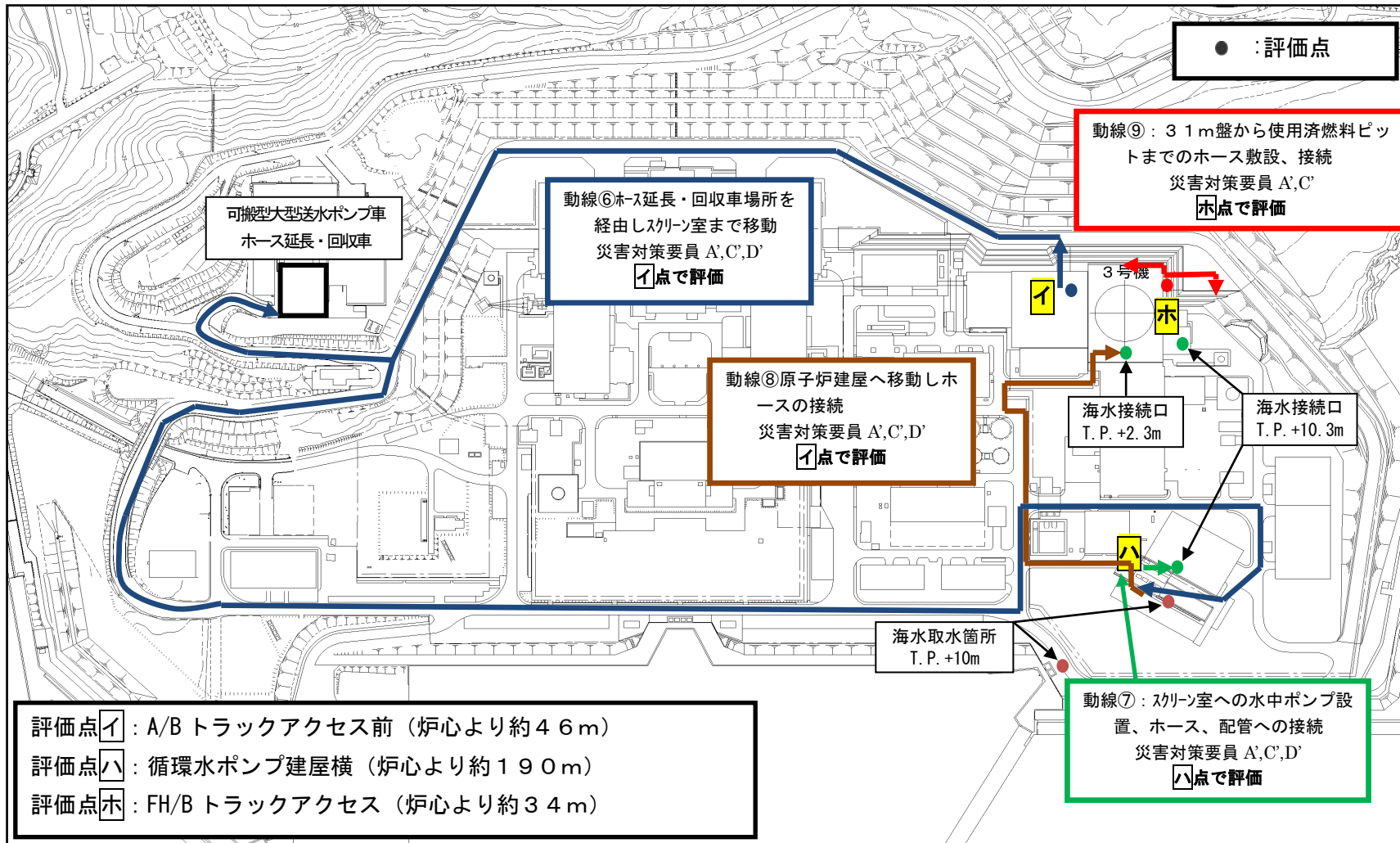


図 1-2 原子炉補機冷却海水系統への給水確保及び使用済燃料ピットへの給水確保 (海水) の作業動線と評価点

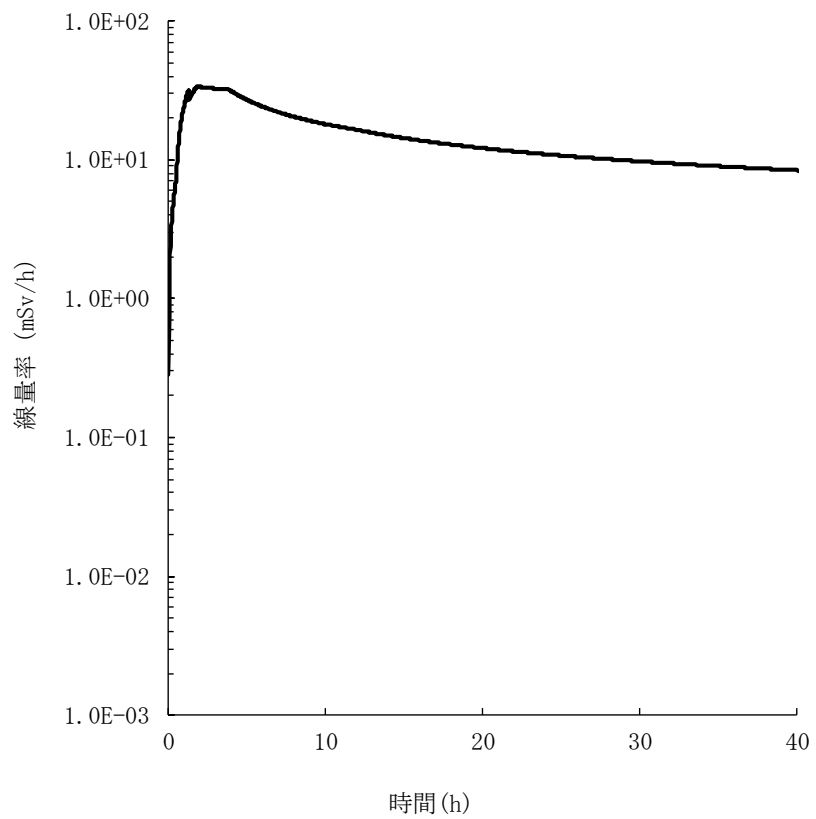


図2 評価点イ (A/Bトラックアクセス前) における合計線量率 (40時間まで)

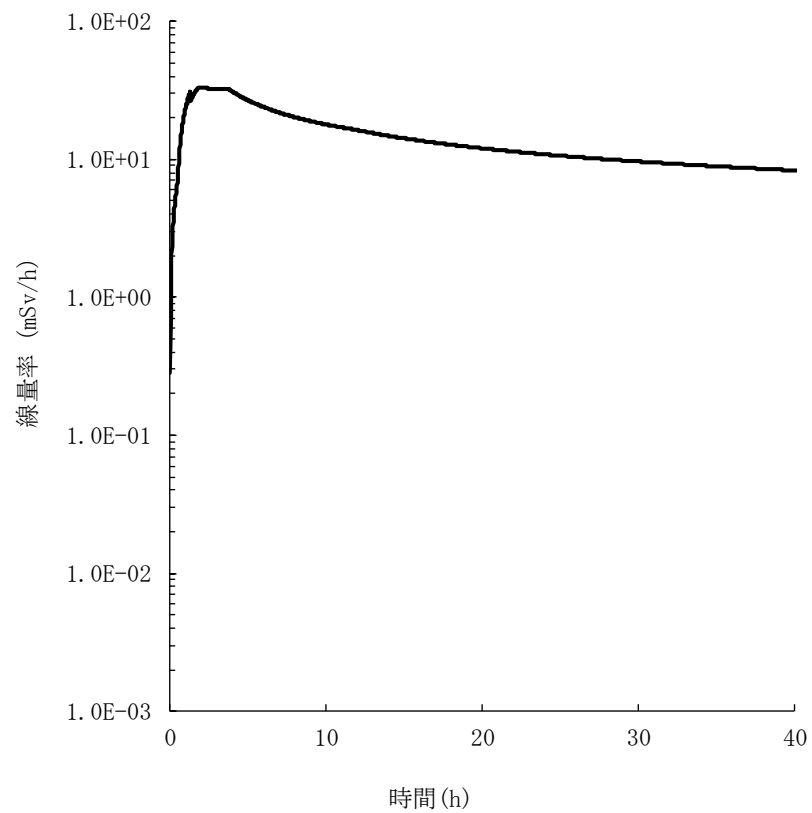


図3 評価点ロ (T.P. 31m 栈橋手前) における合計線量率 (40時間まで)

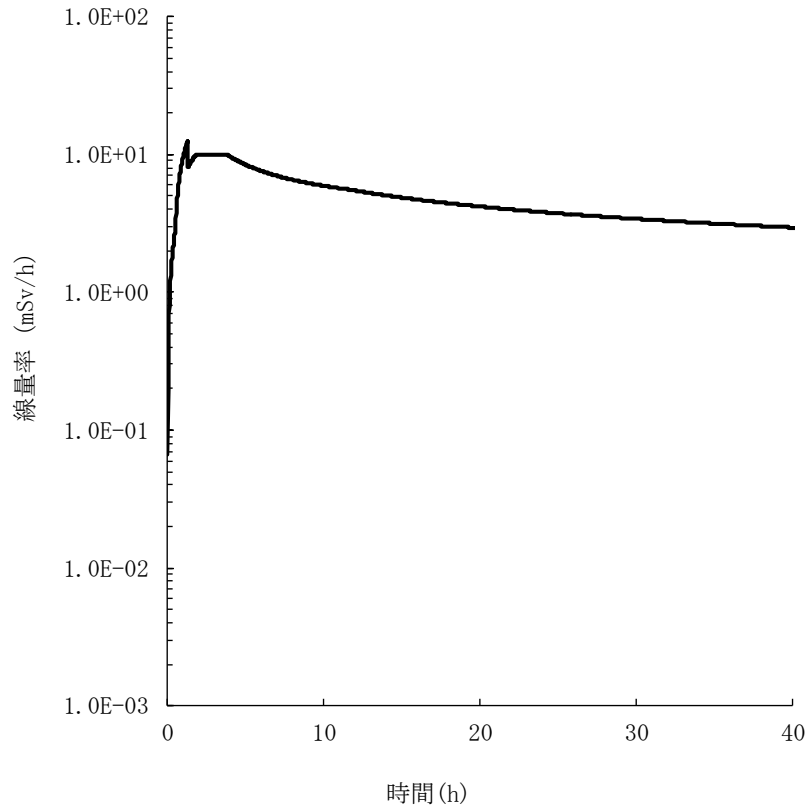


図4 評価点ハ（循環水ポンプ建屋横）における合計線量率
（40時間まで）

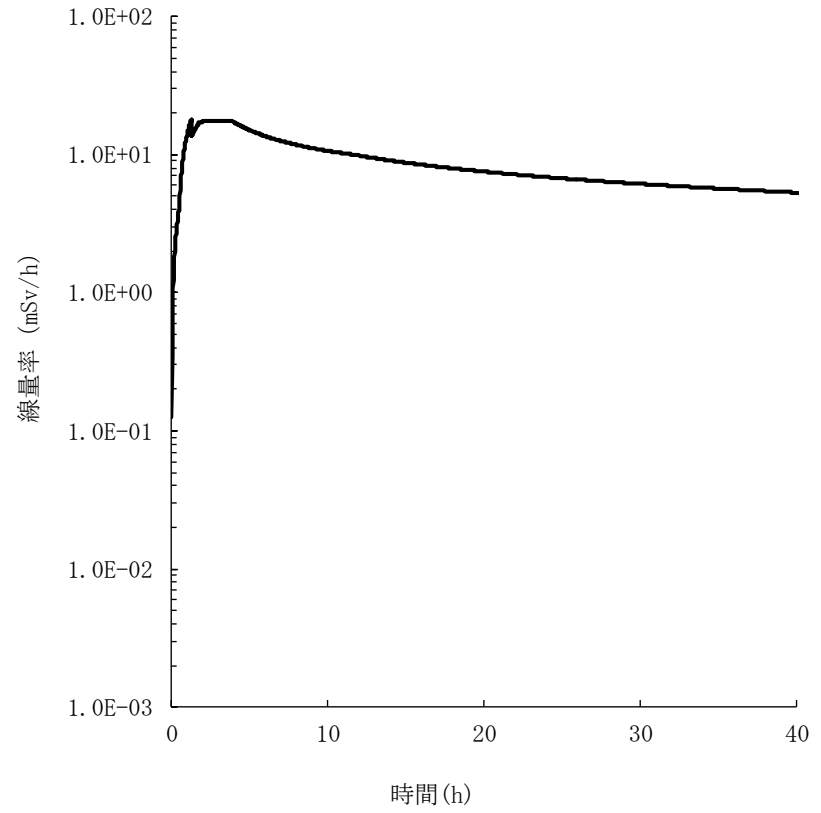


図5 評価点ニ（法面下）における合計線量率
（40時間まで）

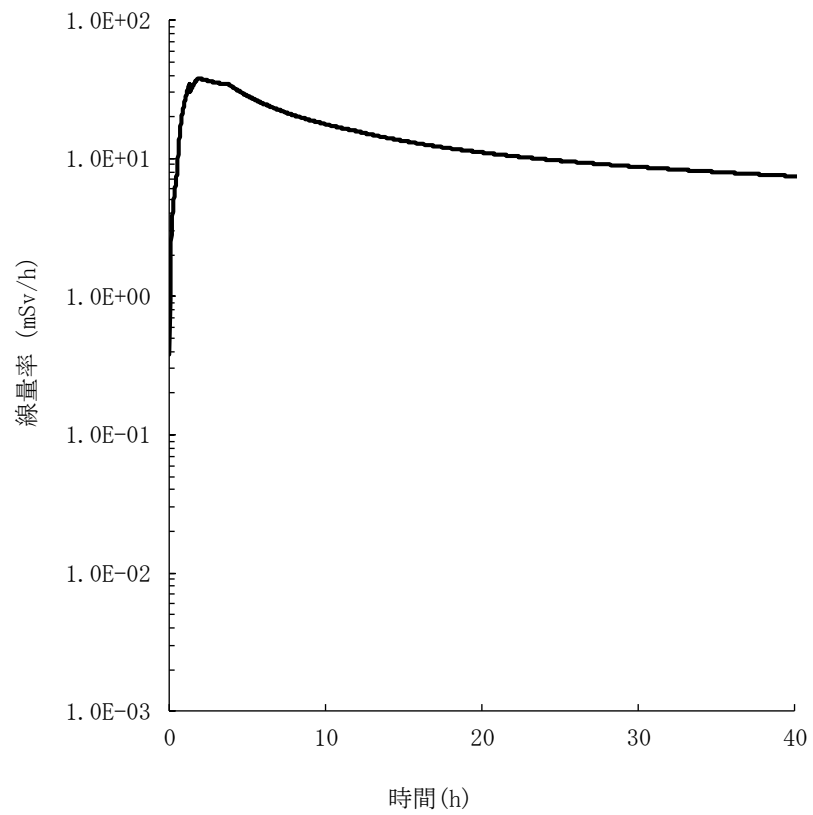


図6 評価点ホ (FH/Bトラックアクセス) における合計線量率
(40時間まで)

1 2. 格納容器過圧破損事象における L O C A 時の破断想定のお考え方について

重大事故等に対する対策の有効性評価において、L O C A 事象を想定する場合の破断位置設定のお考え方については以下のとおりである。

運転中の重大事故のうち、L O C A 事象を想定する格納容器破損モード（格納容器過圧破損、溶融炉心・コンクリート相互作用、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）については、以下の理由から高温側配管破断を想定している。

- 格納容器破損モード（格納容器過圧破損、溶融炉心・コンクリート相互作用、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）の事象想定の特徴は、大破断 L O C A において、再循環モードを含む全ての E C C S 注水機能及び格納容器スプレイ機能の喪失を仮定することである。炉心損傷、即ち炉心溶融開始までの時間の観点について、設計基準事故では低温側配管が厳しい破断想定とされるが、これは炉心冷却に寄与する E C C S 注水流量が厳しくなる観点から選択されるものであり、E C C S 注水機能喪失を仮定する当該評価事故シーケンスでは、破断位置の違いが E C C S の冷却機能効果の観点から炉心損傷に影響を与える効果は小さい。
- 上記前提において、高温側配管破断の想定は、炉心で発生する蒸気が 1 次冷却材ポンプ及び蒸気発生器の抵抗を受けることなく早期に格納容器に放出されることから、事象進展が早く、格納容器の内圧・温度の上昇の観点から厳しい条件となる。

格納容器破損事象における破断位置の影響

破断位置	ブローダウン期間	ブローダウン期間以降
低温側配管	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 蓄圧注入水がバイパスして直接破断口に向かう割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が小さい。 ◆ 炉心と破断口の上に蒸気発生器、1 次冷却材ポンプがあり圧損が大きいことからブローダウン終了が遅い。 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 炉心上部－破断口の圧損が大きく距離も長い。また 2 次冷却系からの除熱もあることから、高温側配管破断と比較して過熱蒸気の放出が小さい。
高温側配管	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 蓄圧注入水が炉心を通る割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量大きい。 ◆ 炉心－破断口の圧損が小さいことからブローダウン終了が早い。 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 炉心上部－破断口の圧損が小さく、破断口が炉心上部に位置することから過熱蒸気が直接放出されやすい。
評価	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 炉心損傷に至る時間の観点ではほぼ同等。 ◆ 格納容器内圧・温度の観点で高温側配管破断が厳しい。 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 低圧注入が期待できないため、炉心損傷に至る時間の観点で同等。 ◆ 格納容器内圧・温度の観点で高温側配管破断が厳しい。

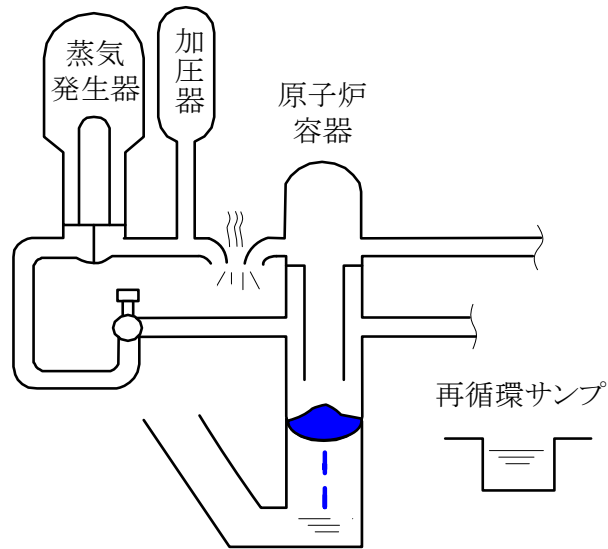


図1 高温側配管破断の概要

1 3. 炉外溶融燃料－冷却材相互作用の評価について

1. 炉外溶融燃料－冷却材相互作用により発生する事象について

原子炉容器外での炉外溶融燃料－冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉容器下部の格納容器内に留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。

水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP^{*1}を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液－液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液－液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起これ、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液－液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。

この、水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、COTELS、FARO、KROTOSが行われているが（添付1）、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。

これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1）

以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、格納容器健全性へ与える影響はないと考える。

3. FCI事象について

FCI事象における不確かさ要因を特定し、その不確かさ要因が有効性評価結果に与える影響について考え方を整理する。また、不確かさ要因に対するモデル・入力データに関する感度解析を踏まえ、有効性評価結果に与える影響を別途説明する。

以上

*1 MAAPコードにおけるデブリと水の相互作用モデル

模擬溶融炉心を水中に落下させた実験結果（粒子径、圧力等）をよく再現するように設定されたモデルで、溶融炉心の分散・粒子化、溶融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。

添付 1 : FCI に関する大規模実験結果 (実機想定での溶融物を模擬)

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO2 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	サブクール度 K	外部トリガの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
FARO	1	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	18.00	2923	0	—	—	—
	2	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	44.00	3023	12	—	—	—
	3	77%UO ₂ +19%ZrO ₂ +4%Zr	0.77	151.00	2823	2	—	—	—
	4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	125.00	3123	0	—	—	—
	5	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	157.00	3073	1	—	—	—
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	96.00	3173	0	—	—	—
	7	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	176.00	3023	0	—	—	—
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	129.00	3023	1	—	—	—
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	175.00	3052	1	—	—	—
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	39.00	3070	97	—	—	—
	11	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	92.00	2990	104	—	—	—
	12	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	100.00	3070	124	—	—	—
KROTOS	1	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	0.81	3.03	3063	22	—	—	—
	2	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	0.81	3.20	3063	75	—	—	—
	3	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.10	3023	10	○	—	—
	4	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.03	3025	79	○	—	—
	5	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	3.22	3018	77	○	—	—
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	3.09	3105	4	○	—	—
	7	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.79	5.05	3088	83	○	○	0.04
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	5.15	3023	82	○	—	0.01
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.62	3023	102	○	○	0.02
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.62	3023	123	○	○	0.05
COTELS	1	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	56.30	3050	0	—	—	—
	2	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	27.00	3050	8	—	—	—
	3	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	55.40	3050	12	—	—	—
	4	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	53.10	3050	21	—	—	—
	5	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	47.70	3050	24	—	—	—
	6	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	57.10	3050	0	—	—	—
	7	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	55.00	3050	21	—	—	—
	8	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	0.55	53.00	3050	86	—	—	—

1 4. 泊発電所 3 号機の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力について

1. はじめに

重大事故に関する「設置許可基準規則の解釈」において、

- ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- ・限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

と、記載されている。

泊発電所 3 号機では、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (Pd=最高使用圧力) としている。

2. 泊発電所 3 号機の原子炉格納容器の限界温度 200℃、限界圧力 2Pd の妥当性

泊発電所 3 号機で採用している鋼製格納容器（以下「SCV」）は、耐圧機能および気密機能は 44.5mm もしくは 22.5mm の炭素鋼鋼板（SGV480）で保つ設計としている。

SCV の限界耐圧試験の結果としては、米国サンディア国立研究所で 1980 年代に実施された SCV 縮尺モデル試験体（形状的には日本国内の PWR で用いられているものと類似）の限界耐圧試験結果（～約 5Pd）が存在している。また、平成 14 年に旧原子力発電技術機構（NUPEC）での重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）において、シビアアクシデントマネジメント条件下での SCV の構造限界挙動に関する簡易手法の検討が行われている。

泊発電所 3 号機においては、NUPEC での簡易手法により、SCV の半球部および円筒部の必要板厚を求める式（JSME 設計・建設規格 PVE-3323（1）項および PVE-3230（2）a 項）を準用し、許容引張応力に 200℃での設計引張強さを用いて、限界圧力を算出した。その結果、泊発電所 3 号機の限界圧力は半球部、円筒部ともに約 3.3Pd であった。

次に、簡易評価の結果の妥当性を確認するため、SCV の 3 ループプラントを模擬した詳細解析を実施した。SCV 一般部をシェル要素で、大型の開口部（機器ハッチおよびエアロック）廻りをソリッド要素でモデル化し、材料物性値に 200℃の規格値を用いて実施した。ここで、SCV 鋼板全断面の応力が 200℃の引張強さ（=422N/mm²）に達した時点を限界耐圧の判断基準としている。その結果、半球部一般部では、ポークレーンリングガーダの拘束により、圧力上昇に伴う変形が一様に球状とならず、曲げ変形が生じる影響によって、簡易手法よりも約 1 割低い約 3.0Pd で最も早く限界耐圧に達することが確認された。（添付 1：NUPEC 解析結果抜粋）

上記の結果、簡易手法と詳細解析結果の違いは半球部で最大約 1 割であり、簡易手法で限界耐力を算定することは概ね妥当であり、半球部における低減率を考慮した場合でも、泊 3 号機の SCV の限界耐力は約 3.0Pd は確保されていると考えられる。

なお、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力が格納容器貫通部等の存在を考慮しても適用可能であることを別途説明する。

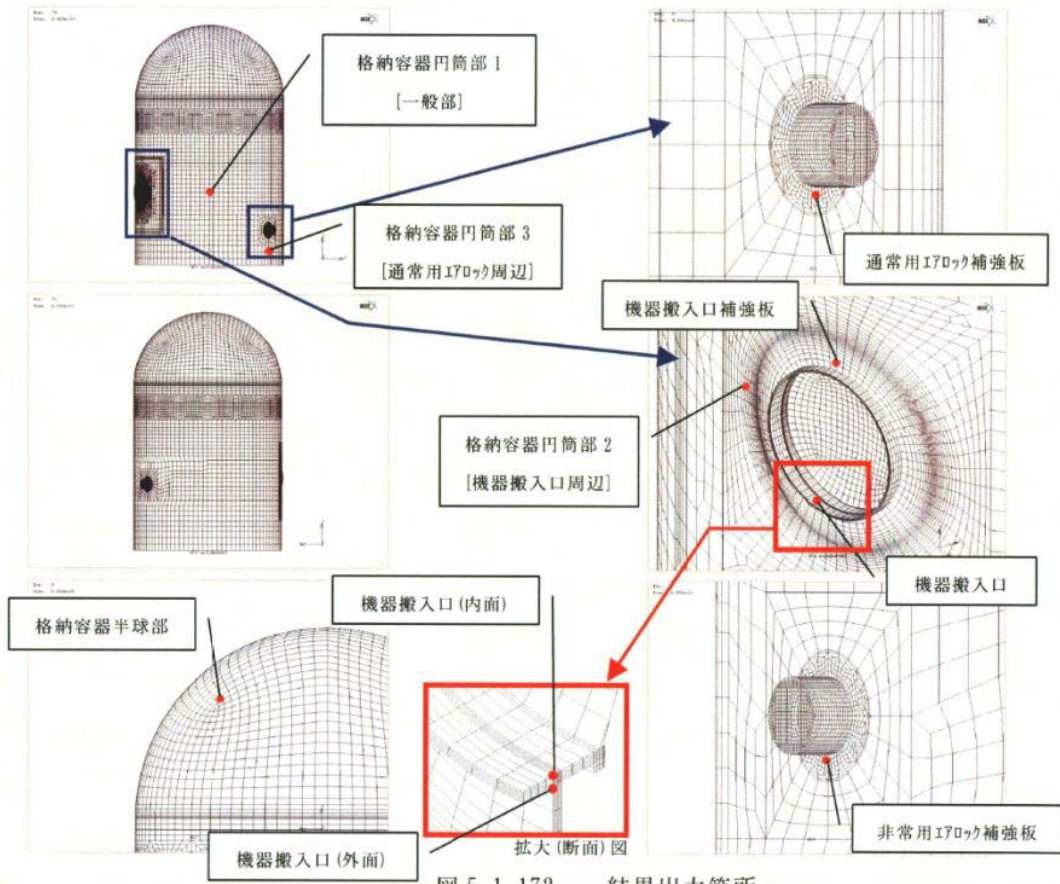


図 5.1-172 結果出力箇所

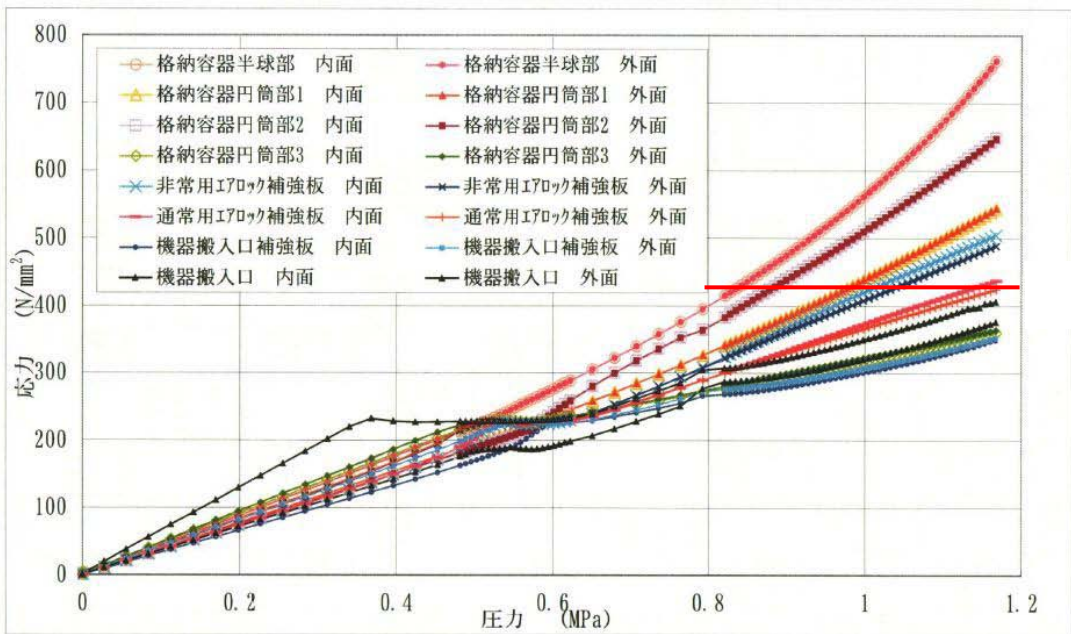


図 5.1-174 圧力-応力関係

表 5.1-40 各部の降伏、破断圧力

		格納容器 半球部	格納容器 円筒部1	格納容器 円筒部2	格納容器 円筒部3	非常用エアロック 補強板	通常用エアロック 補強板	機器搬入口 補強板
局部 解析	降伏荷重	0.517 MPa (1.83Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.587 MPa (2.08Pd)	0.509 MPa (1.80Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.538 MPa (1.90Pd)	0.623 MPa (2.20Pd)
	破断荷重	0.835 MPa (2.95Pd)	0.976 MPa (3.45Pd)	0.877 MPa (3.10Pd)	— (—)	1.033 MPa (3.65Pd)	1.160 MPa (4.10Pd)	— (—)

—：引張強さに到達せず

出典：平成14年度 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する報告書（平成15年3月 財団法人 原子力発電技術機構）

15. 運転操作を炉心損傷防止優先から格納容器破損防止優先に切り替える際の考え方について

- 事故時の運転操作手順における基本的考え方としては、炉心損傷に至るまでは、炉心損傷防止のための操作（炉心への注水操作）を優先して行なうが、炉心損傷開始以降は、格納容器の損傷防止のための操作（原子炉下部キャビティ室への水張り）を優先して行なう旨を運転要領に定めている。

これは、以下の観点に基づくものである。

○冷却材の喪失等により炉心損傷に至った場合、格納容器内に大量の放射性物質が漏れ出ることから、環境への放射性物質の放出を防ぐために、格納容器破損防止対策の確実な実施が必須であり、そのための操作が第一に優先されなければならない。

○格納容器への水張りの代わりに炉心注入を行なった場合、低温側配管に注入された水は炉心で崩壊熱を除去した後、その一部あるいはすべてが蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることとなり、原子炉下部キャビティ室の水張りを遅らせる方向となる。

上記より、大 LOCA が発生しかつ ECCS が機能できない場合には、代替格納容器スプレイ設備を用いて、速やかに CV スプレイとして原子炉下部キャビティ室の水張りを行い、確実に原子炉格納容器の健全性を確保することとしている。

- 炉心溶融の予見段階における運転員の判断プロセス

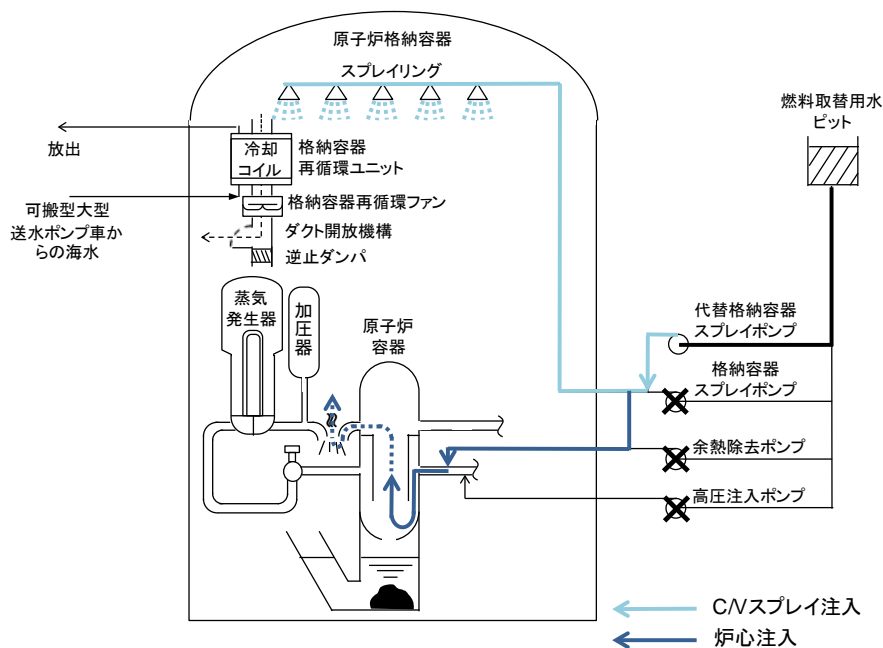
運転員の大 LOCA の判断項目としては、以下のようなものがある。

○1次冷却材圧力の急低下とともに蓄圧注入系作動後も1次冷却材圧力の低下が継続

○CV 圧力が急上昇ならびに CV 再循環サンプル水位が上昇

○CV 高レンジエリアモニタの指示上昇

上記項目により大 LOCA と判断したことに加え、SBO により ECCS、CV スプレイが作動不能と判断した場合は、早期の炉心露出と炉心溶融への移行が不可避であると判断し、代替格納容器スプレイ設備のラインアップを CV スプレイとするよう運転員に指示することとなる。



概念図

16. 操作および作業の成立性

重大事故等対策有効性評価の内、 操作および作業の成立性に係わる説明書の構成について

- 1.項に、重大事故シナリオへの対応に必要な手順を一覧表にまとめた。
- 2.項に、重大事故シナリオへの対応に必要な手順について、各々の手順の内容、作業ステップ、必要要員数、要求時間、必要作業時間および訓練または類似作業からの実績時間を一覧表に整理した。
 - 実績が測定できないものについては、類似作業から余裕を見て推定した。
- 3.～8.項に、各手順の【操作概要】【必要要員数】【操作時間(要求時間)】【操作時間(実績)】を記載し、作業ステップ毎の配置図(移動経路含む)、作業ステップを示した写真を示した。
- 9.項に、放射線防護装備を装着した状態での操作性および作業時間の実績と通常の作業服での実績との比較結果を示した。
- 10.項に、重大事故対応の信頼性向上と必要要員数の合理化へ向けたこれまでの取り組みについて示した。

1. 重大事故への対応に必要な操作手順一覧表

格納容器 破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温) (格納容器過圧破損)
	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
	溶融炉心・コンクリート相互作用
評価事故 シーケンス	大LOCA+ECCS注水機能喪失+CVスプレイ機能喪失

手順番号	操作手順
1	電源確保
2	代替格納容器スプレイポンプ準備
3	被ばく低減操作
4	原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水)
5	燃料取替用水ピットへの給水確保(海水)
6	使用済燃料ピットへの給水確保(海水)

2. 作業ステップ別必要要員数・必要作業時間・実績作業時間一覧表(1/4)

手順の項目		手順の内容	作業ステップ		必要 要員数	必要 作業 時間	訓練または類似作 業からの実績時間		作業 ステップ 説明
			No.	項目					
1	電源確保	現場移動／所内電源母線 受電準備および受電	1-a-1	安全補機開閉器室への移動	3	約 25 分	約 2 分	約 21 分	16-10
			1-a-2	受電準備・受電操作			約 19 分		16-11
		タンクローリ(18kl)と 代替非常用発電機 の給油ホースによる接続	1-b-1	代替非常用発電機および タンクローリへの移動	2	約 30 分	約 8 分	約 16 分	16-13
			1-b-2	給油ホース接続			約 8 分		
2	代替格納容器 スプレイング準備	現場移動/ 代替格納容器スプレイング 起動準備	2-a-1	代替格納容器スプレイングエリアへの移動	2	約 30 分	約 2 分	約 26 分	16-17
			2-a-2	フレキシブルホース接続			約 3 分		16-18
			2-a-3	系統構成			約 3 分		16-19
				系統構成間の移動 系統水張り			約 6 分 約 12 分		
		2-b-1	代替格納容器スプレイング 起動～注水開始	2	約 5 分	約 3 分	16-20		
3	被ばく低減操作	現場移動アニュラス空気浄化ファン ダンプ窒素供給操作 可搬式窒素ガスボンベ接続	3-a-1	アニュラス空気浄化ファンエリアへの移動	2	約 15 分	約 4 分	約 12 分	16-22
			3-a-2	アニュラス空気浄化ファンダンプへの 可搬式窒素ガスボンベ接続 および窒素供給操作、系統構成			約 8 分		16-23

2. 作業ステップ別必要要員数・必要作業時間・実績作業時間一覧表(2/4)

手順の項目		手順の内容		作業ステップ		必要 要員数	必要 作業 時間	訓練または類似作 業からの実績時間		作業 ステップ 説明
4	原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水)	ホース延長・回収車による 海水供給ラインホース敷設・接続 [スクリーン室(取水口)～ 可搬型大型送水ポンプ車～循環 水ポンプ建屋(ディーゼル発電 機建屋/原子炉建屋)]	4-a-1	可搬型大型送水ポンプ車保管場所への移動	3	4.0 時間	15分	2時間 55分 (*)	16-26	
			4-a-2	可搬型大型送水ポンプ車で取水箇所[スクリーン室(取水口)]への移動			10分		16-26	
			4-a-3	スクリーン室(取水口)への水中ポンプ設置、可搬型大型送水ポンプ車出入口へのホース接続			30分		16-38	
			4-a-4	スクリーン室(取水口)～循環水ポンプ建屋(ディーゼル発電機建屋/原子炉建屋)入口への車両によるホース敷設			20分		16-26 16-38	
			4-a-5	循環水ポンプ建屋(ディーゼル発電機建屋/原子炉建屋)入口～建屋内海水供給口へのホース敷設及びフランチ取外し・ホース接続			40分		16-27 16-28	
			4-a-6	循環水ポンプ建屋(①ディーゼル発電機建屋/②原子炉建屋)～SWS-CCWSタイライン接続箇所への移動			15分 (①:5分、②:0分)		16-27	
			4-a-7	SWS-CCWSタイラインへのスプールピースの取り付け(原子炉建屋内接続口の場合本作業はなし)			45分		16-29	
			可搬型大型送水ポンプ車による連続送水[循環水ポンプ建屋横 T. P. 10m(取水口横 T. P. 10m)]	4-b-1	災害対策本部の指示による送水ポンプ車の操作・監視	1	—	—	—	—

(*)各海水取水箇所と接続口のいずれのケースでも3時間以内での作業が可能

(注1)可搬型大型送水ポンプ車に係る訓練は可搬型中型送水ポンプ車で代替え

(注2)各ホース敷設箇所・取水箇所・接続口は図1、図2参照

2. 作業ステップ別必要要員数・必要作業時間・実績作業時間一覧表(3/4)

手順の項目		手順の内容		作業ステップ		必要 要員数	必要 作業 時間	訓練または類似作 業からの実績時間		作業 ステップ 説明
5	燃料取替用水 ピットへの給水確保 (海水) 使用	海水供給ラインホース敷設・接続 [T. P. 31m～A/B33. 1mトラックアクセス エリア]	5-a-1	ホース保管場所への移動 (原子炉建屋 T. P. 31m からの移動)	2	1.5 時間	1分	52分	16-33	
			5-a-2	ホース保管場所から敷設場所へのホース運搬			6分		16-34	
			5-a-3	ホース敷設・常設配管へ接続 (屋内&屋外)			30分		16-35	
			5-a-4	常設配管入口から RWSP への移動弁開閉操作			15分		16-33 16-35	
		ホース延長・回収車による 海水供給ラインホース敷設・接続 [スクリーン室 (取水口) ～ 可搬型大型送水ポンプ車～ T. P. 31m]	5-b-1	可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車保 管場所への移動	2	2.5 時間	15分	2.0 時間	16-33	
			5-b-2	可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車で T. P. 31m 法面上部への移動			5分		16-36	
			5-b-3	法面部へのホース敷設			40分		16-37	
			5-b-4	T. P. 31m 法面上部から海水取水箇所 [スクリー ン室 (取水口)] への移動			10分		16-33 16-37	
			5-b-5	スクリーン室 (取水口) への水中ポンプ設置、可搬 型大型送水ポンプ車出入口へのホース接続			30分		16-38	
			5-b-6	法面部下部～スクリーン室 (取水口) への車両に よるホース敷設・接続			20分		16-33 16-38	
		可搬型大型送水ポンプ車 による断続送水 [循環水ポンプ 建屋横 T. P. 10m (取水口横 T. P. 10m)]	5-c-1	災害対策本部の指示による送水ポンプ車の 操作・監視	1	—	—	—	—	

(注1) 可搬型大型送水ポンプ車に係る訓練は可搬型中型送水ポンプ車で代替え

(注2) 各ホース敷設箇所・取水箇所・接続口は図1、図2参照

2. 作業ステップ別必要要員数・必要作業時間・実績作業時間一覧表(4/4)

手順の項目		手順の内容	作業ステップ		必要 要員数	必要 作業 時間	訓練または類似作 業からの実績時間		作業 ステップ 説明
6	使用済燃料ピットへの給水確保(海水)	海水供給ラインホース敷設・接続 [T.P. 31m～ 使用済燃料ピット]	6-a-1	ホース保管場所への移動	2	1.0 時間	15分	41分	16-41
			6-a-2	ホース保管場所から敷設場所へのホース運搬			6分		16-42
			6-a-3	ホース敷設・接続(屋内&屋外)			20分		16-42 16-43
			可搬型大型送水ポンプ車 による断続送水 [循環水ポンプ 建屋横 T.P. 10m (取水口横 T.P. 10m) 及び T.P. 31m]	6-b-1	災害対策本部の指示による送水ポンプ車の 操作・監視	2	—	—	—

(注1)可搬型大型送水ポンプ車に係る訓練は可搬型中型送水ポンプ車で代替え

(注2)各ホース敷設箇所・取水箇所・接続口は図1、図2参照

図1 格納容器再循環ユニット送水に係るホース敷設箇所・取水箇所・接続口配置図

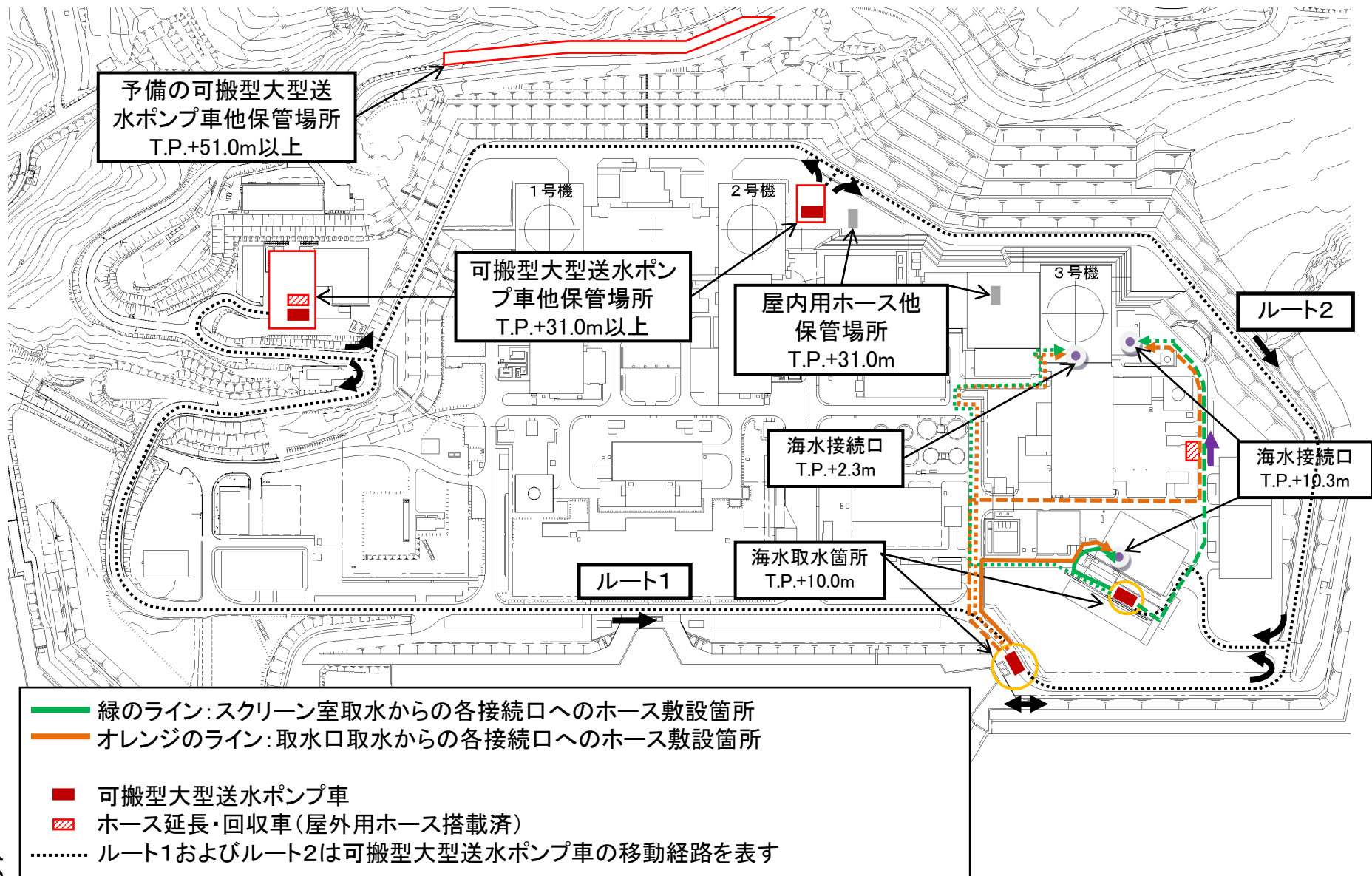
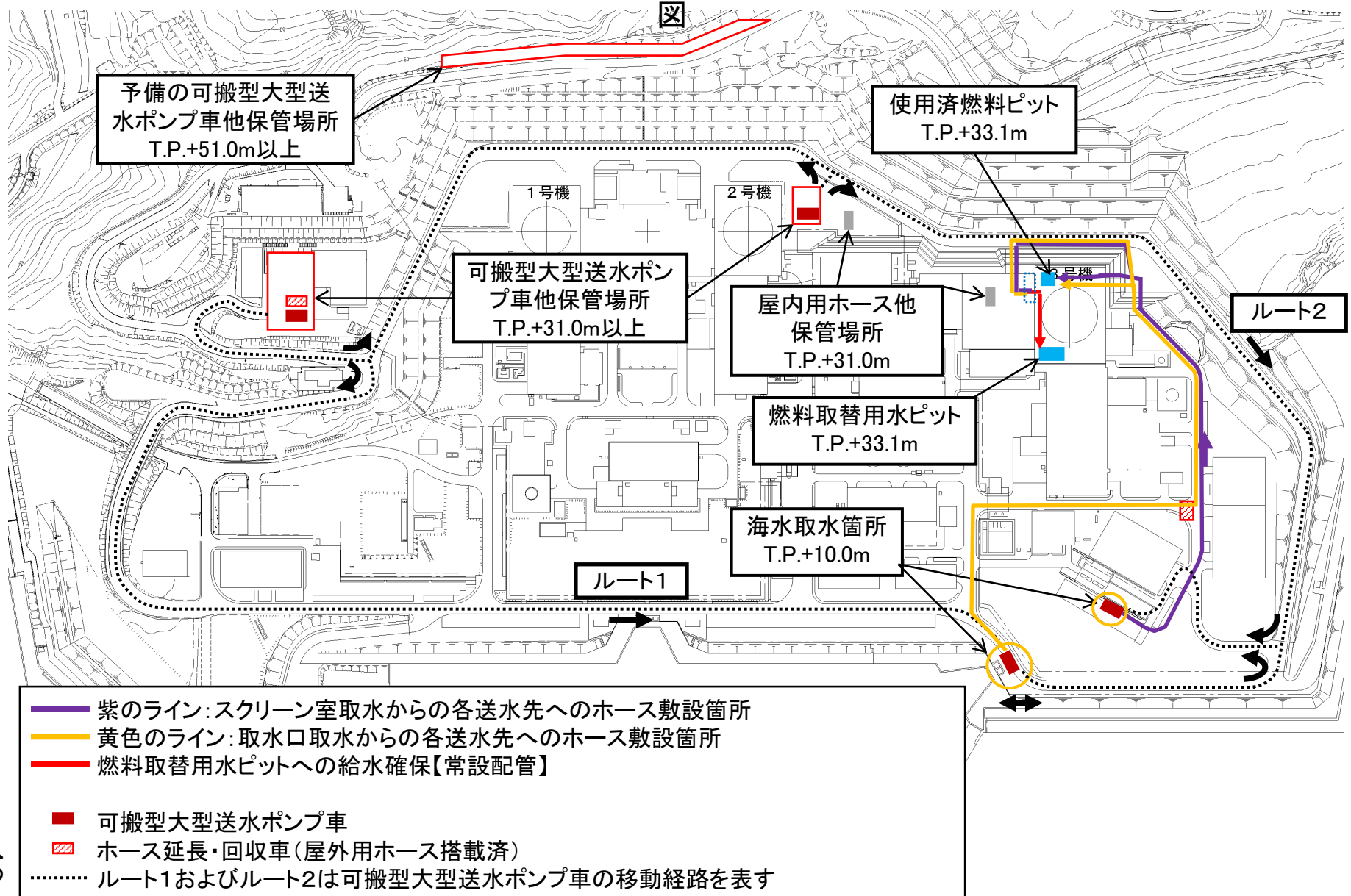


図2 燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピット送水に係るホース敷設箇所・取水箇所・接続口配置



3. 手順1:電源確保(1/5)

1. 操作の概要

- 全交流動力電源喪失時、代替電源として代替非常用発電機からの受電に必要なしゃ断器の操作を行う。

2. 必要要員数・操作時間(要求時間)・操作時間(実績)

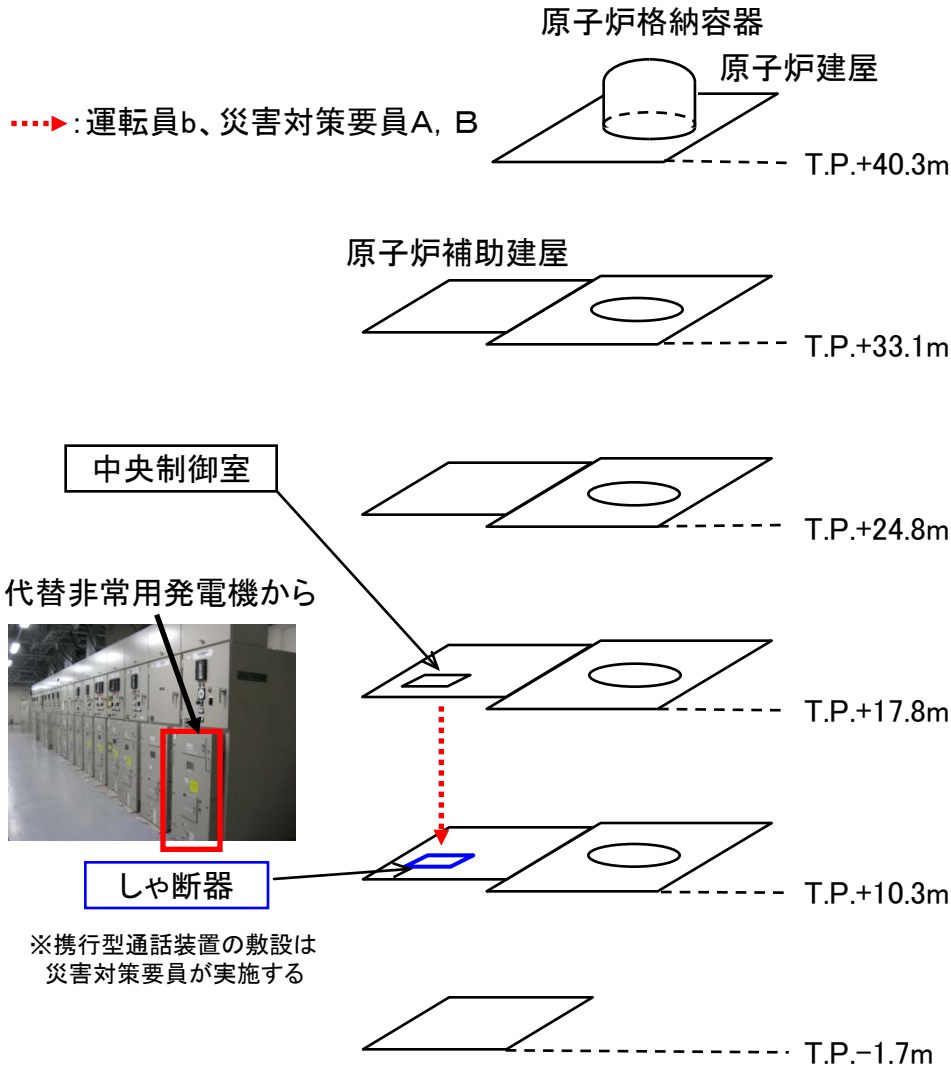
- 必要要員数:3名
- 操作時間
 - 要求時間:事象発生から約49分
 - 必要作業時間:約25分
 - 実績時間:約21分で実施可能。(事象発生から約31分で完了)
 - 移動時間約2分+しゃ断器操作時間約19分=約21分

3. 成立性確認結果

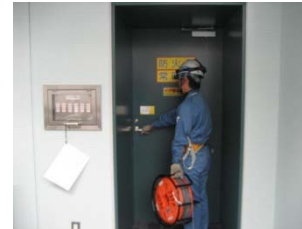
- アクセス性
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
- 操作性
 - 通常運転中に行うしゃ断器操作と同様であり容易に操作できる。
- 連絡手段
 - 中央制御室と現場間の連絡は、携行型通話装置を使用することにより連絡手段を確保できることから問題はない。

3. 手順1:電源確保(2/5)

Step No.1-a-1 安全補機開閉器室への移動



※携帯型通話装置の敷設は
災害対策要員が実施する



①中央制御室(※)



②中央制御室からA-F階段へ



③A-F階段入口扉へ



④A-F階段



⑤A-F階段にてT.P.10.3mへ
移動



⑥安全補機開閉器室入口扉へ



⑦安全補機開閉器室①



⑧安全補機開閉器室②

訓練実績時間:約2分

3. 手順1:電源確保(3/5)

Step No.1-a-2 受電準備・受電操作



①6. 6kVメタクラ



③440Vパワーコントロールセンタ
(左側:NFB入状態、右側:NFB切状態)



⑤6. 6kVメタクラ



②6. 6kVメタクラ
しゃ断器断路操作イメージ



④440Vパワーコントロールセンタ
開放操作イメージ



⑥6. 6kVメタクラ
しゃ断器接続操作イメージ

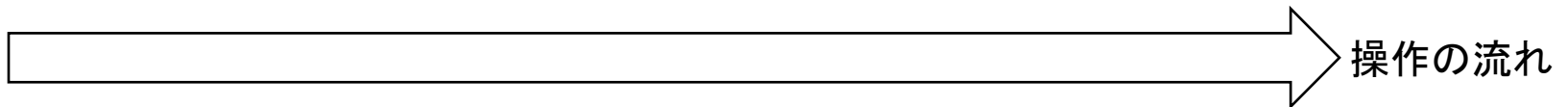


⑦6. 6kVメタクラ
しゃ断器投入操作イメージ

6台断路操作:約12分
(約2分/台)

4台開放操作:約2分
(約30秒/台)

2台接続、投入操作:約5分
(約2分30秒/台)



訓練実績時間:約19分

3. 手順1:電源確保(4/5)

1. 操作の概要

- 代替非常用発電機へ給油するため、タンクローリ(18kl)と代替非常用発電機を給油ホースによりそれぞれ接続する。

2. 必要要員数・操作時間(要求時間)・操作時間(実績)

- 必要要員数:2名
- 操作時間
 - 要求時間:事象発生から30分以内
 - 実績時間:実機訓練結果から、代替非常用発電機およびタンクローリへの移動時間4分、給油ホースの接続8分の計12分。

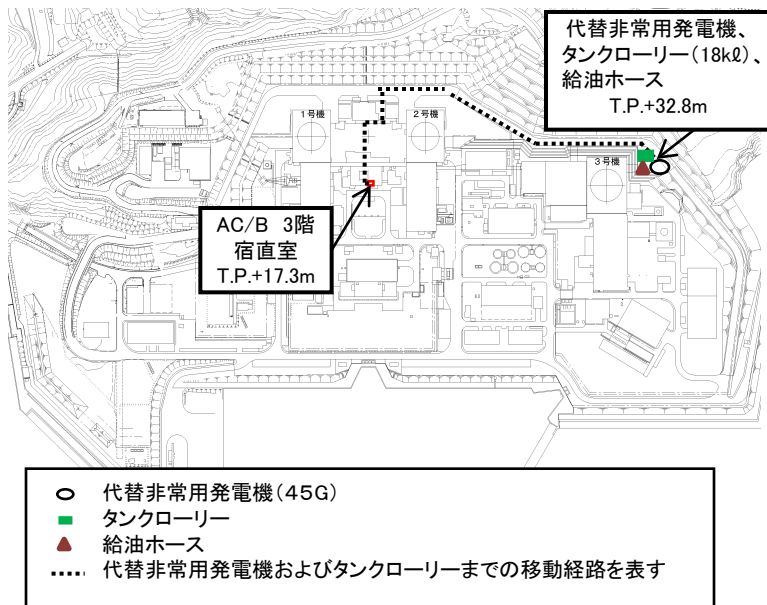
3. 成立性確認結果

- アクセス性
 - 夜間は、LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 訓練実績から、冬季と夏季での操作時間に相違がないことを確認しているとともに、冬期間の屋外作業では防寒服等を着用した上で操作することから問題はない。
- 操作性
 - タンクローリ側も代替非常用発電機側も給油ホースはカップラ接続であることから操作は容易であり問題はない。
- 連絡手段
 - 屋外現場と緊急時対策所または中央制御室との連絡は、衛星携帯電話を使用する。

3. 手順1:電源確保(5/5)

Step No.1-b-1

代替非常用発電機、タンクローリーへの移動



Step No.1-b-2 給油ホース接続手順



①給油ホースの準備



②タンクローリーへ
給油ホースの接続



③タンクローリー上部の蓋開放
(タンク内の負圧防止措置)



④代替非常用発電機燃料タンク
へ給油ホースの接続

必要作業時間:30分、
訓練実績時間(移動+接続):約12分

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(1/7)

1. 操作の概要

- 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内への注水が出来ない場合に、代替格納容器スプレイポンプを用いて燃料取替用水ピットの水を原子炉格納容器内へ注水する。
 - 代替格納容器スプレイポンプの出入口配管にフレキシブルホースをカップラ接続するとともに、弁操作により注入経路を構成する。

2. 必要要員数・操作時間(要求時間)・操作時間(実績)

- 必要要員数: 2名
- 操作時間
 - 要求時間: 事象発生から約49分
 - 必要作業時間: 約35分
 - 実績時間: 約29分で実施可能。(事象発生から約39分で完了)
 - 移動時間は実測、起動準備・起動操作については類似操作から余裕をみて算定。

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(2/7)

3. 系統水張り時間算出の考え方

- 系統水張り時間は、約12分である。
- 代替格納容器スプレイポンプは未設置であることから、以下の考え方により、系統水張り時間を算出している。
 - 代替格納容器スプレイポンプと同様に、燃料取替用水ピットを水源として水張りを行う余熱除去ポンプの水張り実績時間から算出した。
 - 定期検査時に実施した余熱除去ポンプ点検後の水張り時間は、約27分である。
 - 余熱除去ポンプ水張り量は、約4.8m³である。
 - 代替格納容器スプレイポンプ水張りに必要な量は、約2.1m³である。
 - 上記より、代替格納容器スプレイポンプ水張り時間は、
 $2.1(\text{m}^3) \div 4.8(\text{m}^3) \times 27(\text{分}) = \text{約}12\text{分}$ となる。
- 算出した系統水張り時間の妥当性
 - 定期検査時に実施している余熱除去ポンプ点検後の水張りは、燃料取替用水ピット水をゆっくり流しながら、空気抜き操作を行うために、水張り弁を微少な開度で実施しており、非常に時間をかけている。
 - 事故等発生時の対応操作は、迅速に実施するため、定期検査時の操作量とは異なる。
 - したがって、定期検査時に実施した余熱除去ポンプ点検後の水張り時間から算出した、代替格納容器スプレイポンプ水張り時間は、十分に保守的の値であり、妥当である。

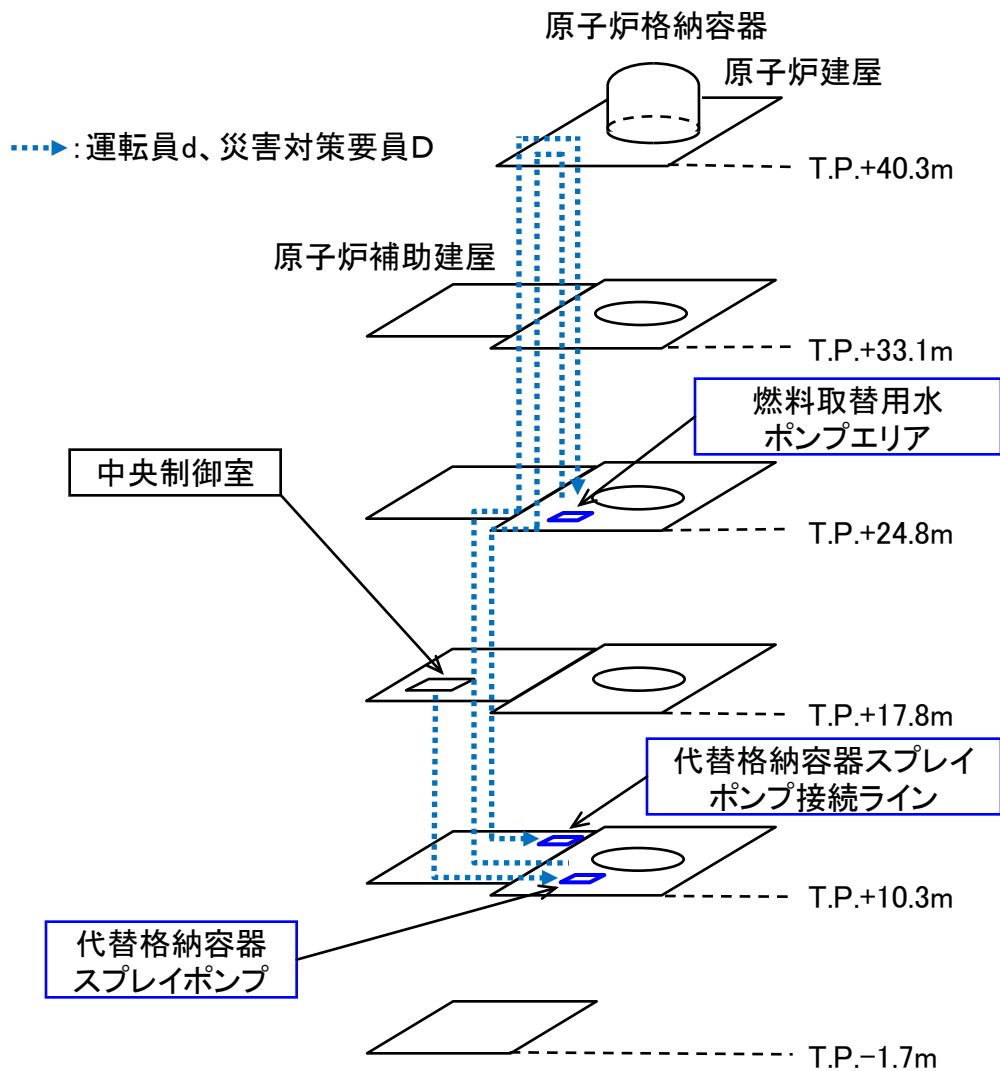
4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(3/7)

4. 成立性確認結果

- アクセス性
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
- 操作性
 - 代替格納容器スプレイポンプ出入口配管へのホースはカップラ接続であり操作は容易であり、注入経路の構成は通常の運転操作と同様の弁の開閉操作であることから問題はない。
- 連絡手段
 - 中央制御室と現場間の連絡は、携行型通話装置を使用する。

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(4/7)

Step No.2-a-1 代替格納容器スプレイポンプエリアへの移動



①中央制御室



②中央制御室からA-F階段へ



③A-F階段入口扉へ



④A-F階段にてT.P.10.3mへ



⑤安全補機開閉機室へ



⑥安全補機開閉室から原子炉建屋への境界扉へ



⑦原子炉補助建屋から原子炉建屋への境界扉



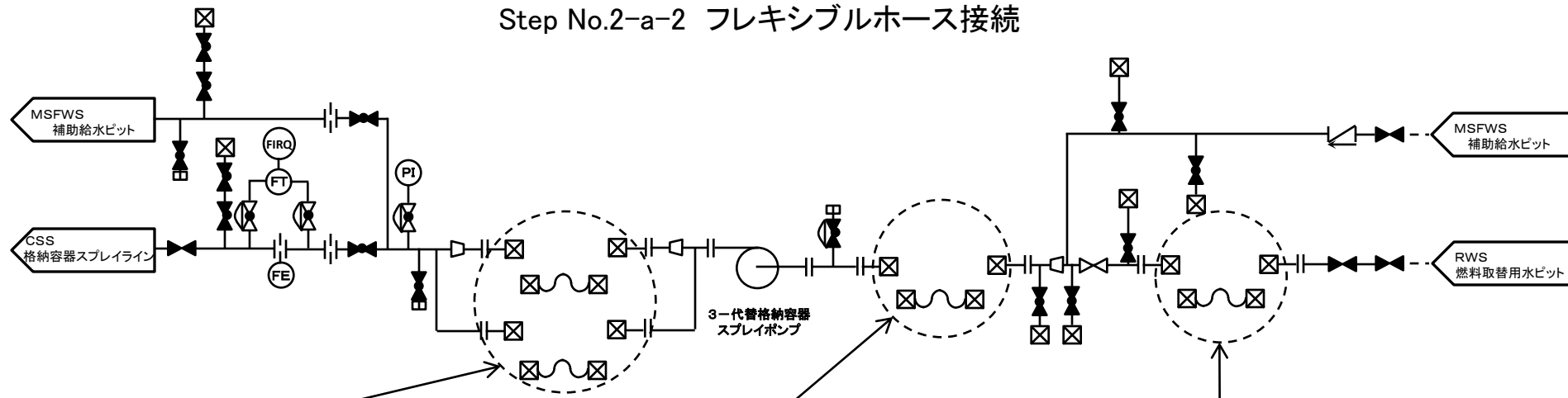
⑧代替格納容器スプレイポンプエリア(設置予定場所)

※Step No.4-a-1 代替格納容器スプレイポンプへの移動、Step No.4-a-2 フレキシブルホース接続、Step No.4-a-3 系統構成、系統構成間の移動および系統水張りでの移動ルート

訓練実績時間: 約2分

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(5/7)

Step No.2-a-2 フレキシブルホース接続



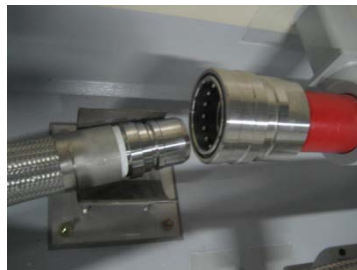
①2インチフレキシブルホース 6.5m×2本
接続箇所 4箇所
(原子炉建屋T. P. 10. 3m)



②6インチフレキシブルホース 10.0m
接続箇所 2箇所
(原子炉建屋T. P. 10. 3m)



③6インチフレキシブルホース 5.5m
接続箇所 2箇所
(原子炉建屋T. P. 24. 8m)



④出入口配管フレキシブルホース接続前イメージ
写真は、同様なフレキシブルホース(4インチ)を使用している格納容器スプレイラインと消火水ラインの接続部



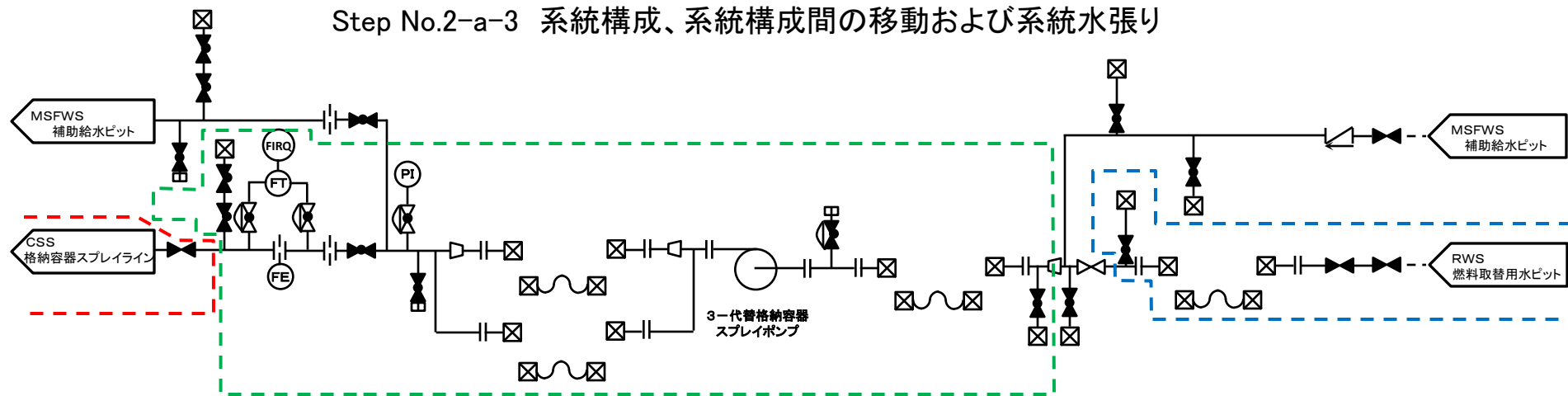
⑤出入口配管フレキシブルホース接続後イメージ
写真は、同様なフレキシブルホース(4インチ)を使用している格納容器スプレイラインと消火水ラインの接続部

フレキシブルホース接続8箇所: 約3分
約20秒/箇所

訓練(類似含む)実績時間: 約3分

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(6/7)

Step No.2-a-3 系統構成、系統構成間の移動および系統水張り



①代替格納容器スプレイポンプエリア(設置予定場所)



③A-D階段から補助建屋給気空調機械室入口扉へ



⑤R-B階段から燃料取替用水ポンプエリアへ



⑦燃料取替用水ポンプエリアから代替格納容器スプレイポンプ接続ライン



②A-D階段入口扉



④補助建屋給気空調機械室からR-B階段入口扉へ



⑥燃料取替用水ポンプエリアへ(設置予定箇所)



⑧代替格納容器スプレイポンプ接続ライン(設置予定箇所)

- ┌───┐ : 代替格納容器スプレイポンプエリア
- ┌───┐ : 燃料取替用水ポンプエリア
- ┌───┐ : 代替格納容器スプレイポンプ接続ライン

- ・系統構成 : 約3分
- ・系統構成間の移動 : 約6分

- ・系統水張り : 約12分
- ※系統水張り時間は、代替格納容器スプレイポンプと同様に、燃料取替用水ピットからの水張りとなるRHRPの実績(水張り量4.8m³、水張り時間27分)から算出した時間となる。

訓練(類似含む)実績時間: 約21分

4. 手順2: 代替格納容器スプレイポンプ準備(7/7)

Step No.2-b-1 起動確認・注水系統構成



①代替格納容器スプレイポンプのイメージ
写真は、代替格納容器スプレイポンプと同様に
免震架台に設置されているSG直接給水ポンプ



②代替格納容器スプレイポンプ注水系統構成のイメージ
写真は、代替格納容器スプレイポンプと同様に免震架
台に設置されているSG直接給水ポンプの注水系統構成

訓練(類似含む)実績時間:約3分

5. 手順3:被ばく低減操作(1/3)

1. 操作の概要

- 全交流動力電源喪失状態において炉心損傷が発生した場合、被ばく低減および水素爆発防止を目的として、アニュラス全量排気弁へ窒素ガスポンベから高圧ホースをカップラ接続することにより窒素供給を行い弁の開操作を実施する。

2. 必要要員数・操作時間(要求時間)・操作時間(実績)

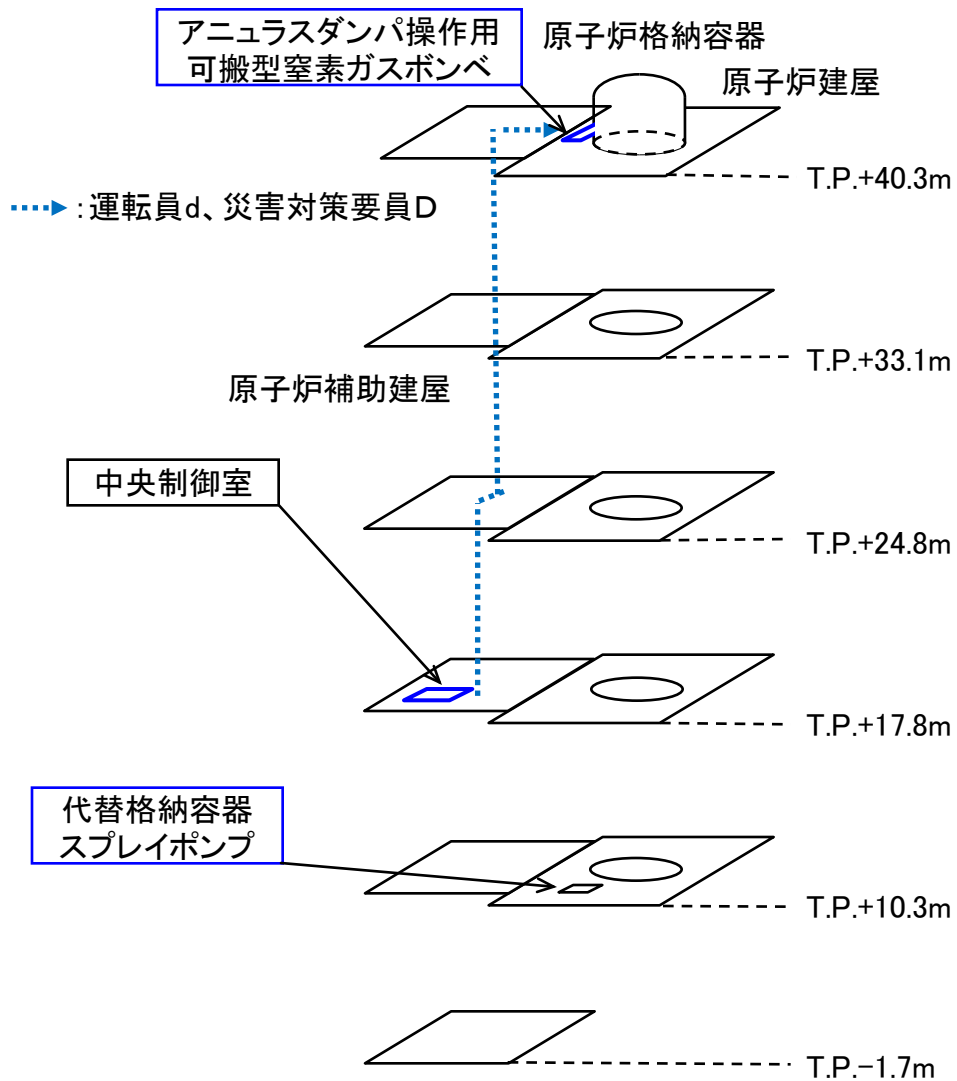
- 必要要員数:1名
- 操作時間
 - 要求時間:事象発生から約60分
 - 必要作業時間:約15分
 - 実績時間:移動時間と操作時間を合わせて約12分で実施可能。(事象発生から約22分後までに完了)
 - 移動時間は実測、操作については類似操作から余裕をみて算定。

3. 成立性確認結果

- アクセス性
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
- 操作性
 - 窒素ガスポンベおよびポンベ上部に設置している弁は、通常運転時に操作しているものと同様のものであること、アニュラス全量排気弁への高圧ホースの取り付けはカップラ接続であることから容易に操作できる。
- 連絡手段
 - アニュラス空気浄化ファン起動後に流量調整の必要もないことから、連絡手段を携帯しなくても操作終了後、中央制御室へ戻り、操作完了報告をすることで問題なく対応可能である。

5. 手順3:被ばく低減操作(2/3)

Step No.3-a-1 アニュラスダンパエリアへ移動



訓練実績時間:約4分

5. 手順3:被ばく低減操作(3/3)

Step No.3-a-2 アニュラスダンパへの可搬式窒素ガスボンベ接続および窒素供給操作、系統構成



①窒素ガスポンベのイメージ
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



②窒素ガスポンベのカップラ接続前イメージ
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



③窒素ガスポンベのカップラ接続後イメージ
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



④窒素ガスポンベのホース接続イメージ
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



⑤窒素ガスポンベからの窒素供給操作
(ポンベロ金操作)
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



⑥窒素ガスポンベからの窒素供給操作
(バルブパネル操作)
写真は、加圧器逃がし弁用窒素ガスポンベ



⑦アニュラス空気浄化ファンダンパ
(原子炉建屋 T. P40. 3m)



⑧アニュラス空気浄化ファンダンパ
(原子炉建屋 T. P. +33. 1m)



訓練(類似含む)実績時間:約8分

6. 手順4:原子炉補機冷却海水系統への給水確保(1/6)

1. 操作の概要

- 格納容器破損防止(過圧破損)時に、格納容器自然対流冷却のため、可搬型大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却海水系統に海水を供給する作業であり、以下の2作業がある。
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～循環水ポンプ建屋(またはディーゼル発電機建屋、原子炉建屋))等作業
 - 可搬型大型送水ポンプ車による連続送水作業

2. 必要要員数・作業時間(要求時間)・作業時間(実績)

- 必要要員数
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～循環水ポンプ建屋またはディーゼル発電機建屋、原子炉建屋)作業:3名
 - 可搬型大型送水ポンプ車による連続送水作業 :1名
- 操作時間
 - 要求時間:事象発生から24時間以内
 - 実績時間:事象発生から22.0時間(訓練実績から余裕を見て算定。)
 - 事象発生後、18.0時間から作業を開始する。
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続作業等(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～循環水ポンプ建屋(またはディーゼル発電機建屋、原子炉建屋)) :4時間(事象発生から22.0時間で完了)
 - ・ 訓練実績:約3時間(詳細内訳は、2.項参照のこと。)(いずれの取水箇所、接続口を用いた場合でも3時間以内での作業が可能と評価)

6. 手順4:原子炉補機冷却海水系統への給水確保(2/6)

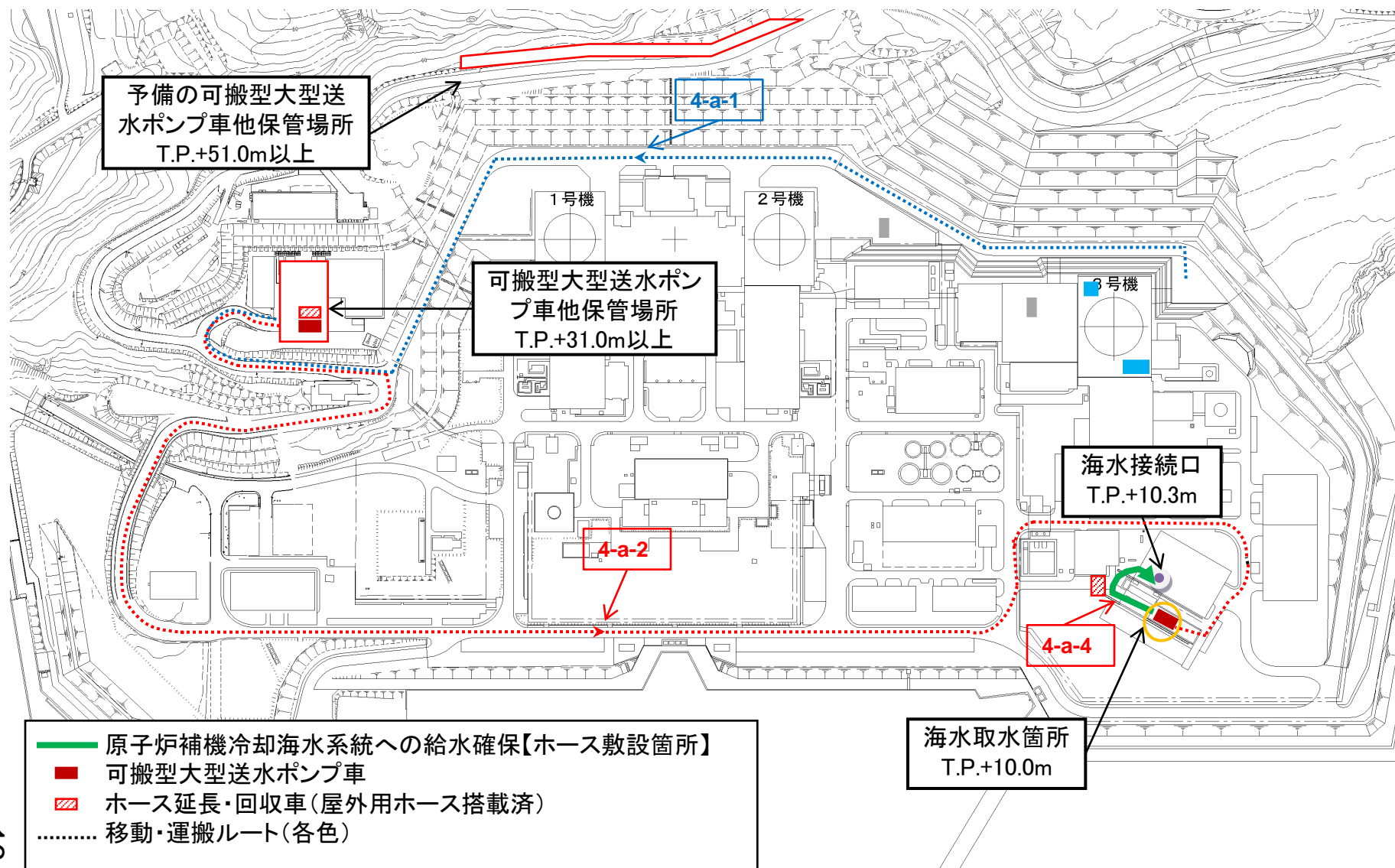
3. 成立性確認結果

- アクセス性
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 屋内作業では、室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
 - 屋外作業でも、類似作業の訓練実績から、冬季と夏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、冬期間の屋外作業では防寒服等を着用した上で作業することから問題はない。
- 作業性
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(循環水ポンプ建屋内他)作業
 - ホースは人力で運搬敷設が容易な仕様であり、およびホースとホースはカップラ接続であること、ホースと恒設配管は口径の比較的小さいフランジ接続であることから作業は容易であり問題はない。
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～循環水ポンプ建屋(またはディーゼル発電機建屋、原子炉建屋))作業
 - ホース延長・回収車を運転してホース敷設ルートを移動することにより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、運転手1名と敷設されたホースを確認しながら1名がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追隨していく作業であり容易である。
 - 可搬型大型送水ポンプ車による連続送水作業
 - 可搬型大型送水ポンプ車は、消防車の設計・製作の豊富な経験を有するメカ製のものであり、緊急車両としても優れた操作性を有している。
 - ホースについてはカップラで接続する仕組みであり容易に接続できることから問題はない。
 - 取水箇所には吊り下げて設置する水中ポンプは人力で降下設置できる軽量なものであり問題はない。
- 連絡手段
 - 屋外現場と緊急時対策所または中央制御室間の連絡は、衛星携帯電話を使用し、屋外現場間は、トランシーバを使用する。
- 被ばく線量(被ばく低減の観点から要員参集後、適宜、交代しながら作業を実施する。)
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室～可搬型大型送水ポンプ車～循環水ポンプ建屋)作業
 - 事象発生後、18.0時間から22.0時間まで、同じ要員が作業を継続すると、循環水ポンプ建屋内の接続口を使用した場合約21mSvの被ばく量と想定される。(ディーゼル発電機建屋内接続口の場合は約25mSv、原子炉建屋内接続口の場合は約16mSvと評価)

6. 手順4: 原子炉補機冷却海水系統への給水確保 (3/6)

(スクリーン室取水・循環水ポンプ建屋内接続のケース)

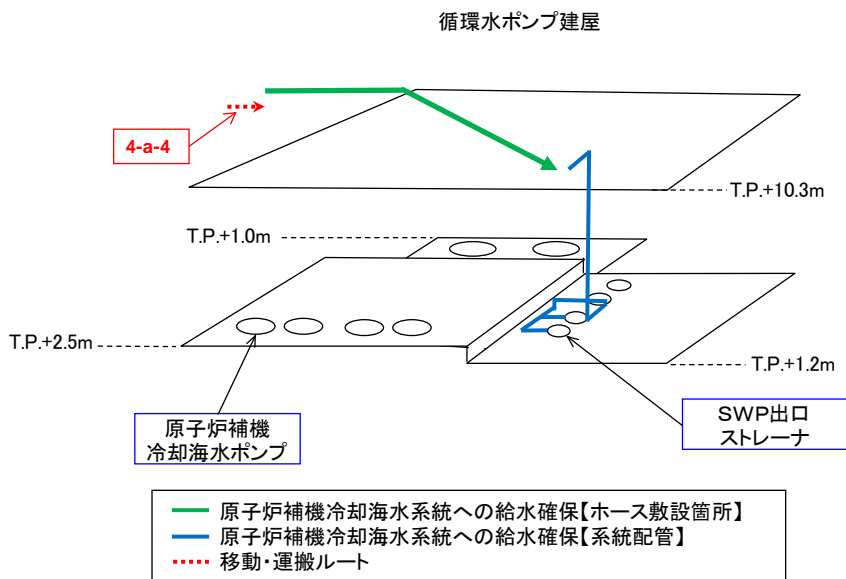
Step No. 4-a-1、a-2、a-4 給水ルート及び移動・運搬図 (屋外)



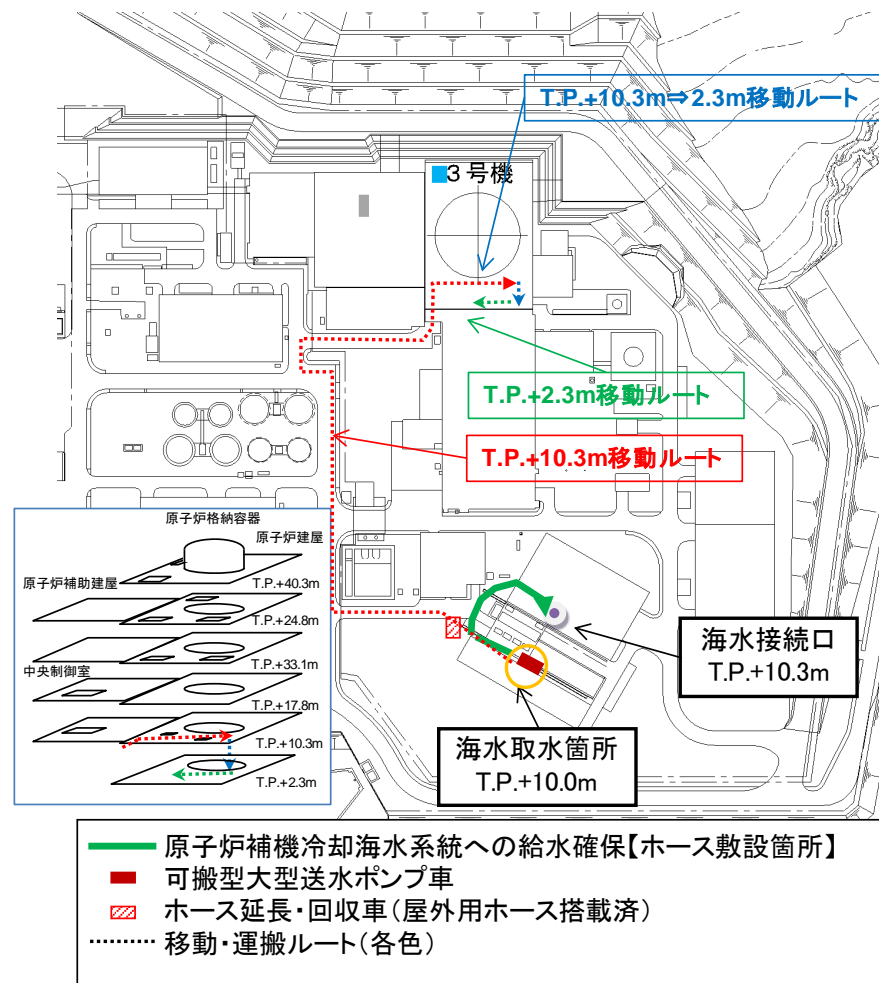
6. 手順4:原子炉補機冷却海水系統への給水確保 (4/6)

(スクリーン室取水・循環水ポンプ建屋内接続のケース)

Step No.4-a-5 給水ルート及び移動・運搬図 (建屋内)



Step No.4-a-6 SWS-CCWSタイライン配管 接続箇所への移動図



6. 手順4:原子炉補機冷却海水系統への給水確保 (5/6)

(スクリーン室取水・循環水ポンプ建屋内接続のケース)

Step No. 4-a-4

スクリーン室～循環水ポンプ建屋入口への
ホース延長・回収車および人力によるホースの敷設・接続作業



スクリーン室から循環水ポンプ建屋
入口へのホース延長・回収車
および作業員によるホースの
敷設・接続作業
(ホース敷設距離:100m程度)

実績:20分

Step No. 4-a-5

循環水ポンプ建屋入口～建屋内海水供給口への
ホース敷設・接続作業



循環水ポンプ建屋内でのホース敷設作業。
(ホース敷設距離:30m程度)



海水供給箇所フランジ部
(指差しているフランジを取外してホースを接続する。)

実績:40分

6. 手順4:原子炉補機冷却海水系統への給水確保 (6/6)

Step No. 4-a-7

SWS-CCWSタイラインへのスプールピースの取り付け



CCWS-SWSタイラインの全景
写真右下:スプールピース
写真左上:接続箇所)



閉止フランジの取り外し(写真:
SWS側閉止フランジの取り外し)



スプールピースの取り付け



スプールピースの締め付け

SWSとCCWSのタイラインについては、CCWS側への海水の漏れこみリスクを無くすため、常時切り離しており、必要時にスプールピースを接続することとしている。

実績:45分

7. 手順5:燃料取替用水ピットへの給水確保(1/9)

1. 作業の概要

- 格納容器破損防止(過圧破損)時に、格納容器スプレイ水の給水源である燃料取替用水ピットが枯渇しないように海水を供給する操作であり、以下の3つの作業がある。
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～A/B33.1mトラックアクセスエリア)作業
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続等(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～T.P31m)作業
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業
 - 断続送水操作は前段の作業であるホース敷設・接続等の作業が完了後開始する。

2. 必要要員数・作業時間(要求時間)・作業時間(実績)

- 必要要員数
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～燃料取替用水ピット)作業:2名
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続等作業 :2名
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業 :1名
- 作業時間
 - 要求時間:事象発生から燃料取替用水ピットの水が枯渇するまでに海水送水に必要な上記2作業(ホースの敷設・接続作業)が完了すること。
 - 燃料取替用水ピットの枯渇する時間は12.9時間
 - 実績時間:事象発生から11.5時間(訓練実績から余裕を見て算定。)
 - 屋外作業での被ばくを考慮し、事象発生後7.5時間後から作業を開始する。
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～燃料取替用水ピット)作業:1.5時間(事象発生後9時間で完了)
 - 訓練実績:52分(詳細は2.項参照のこと。)
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続等(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～T.P31m)作業 :2.5時間(事象発生後11.5時間で完了)
 - 訓練実績:2.0時間(詳細は2.項参照のこと。)(いずれの取水箇所を用いた場合でも2時間以内での作業が可能と評価)

7. 手順5:燃料取替用水ピットへの給水確保 (2/9)

3. 成立性確認結果

- **アクセス性**
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- **作業環境**
 - 屋内作業では、室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
 - 屋外作業でも、類似作業の訓練実績から、冬季と夏季での操作時間に相違がないことを確認しているとともに、冬期間の屋外作業では防寒服等を着用した上で作業することから問題はない。
- **操作性**
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～燃料取替用水ピット)作業
 - ホースは人力で運搬敷設が容易な仕様であり、ホースと恒設配管およびホースとホースはカップラ接続であることから問題はない。
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～T.P31m)作業
 - ホース延長・回収車を運転させて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、運転手1名と敷設されたホースを確認しながら1名がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追隨していく作業であり容易である。
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業
 - 可搬型大型送水ポンプ車は、消防車の設計・製作の豊富な経験を有するメカ製のものであり、緊急車両としても優れた操作性を有している。
 - ホースについてはカップラで接続する仕組みであり容易に接続できることから問題はない。
 - 取水箇所には吊り下げて設置する取水ポンプは人力で降下設置できる軽量なものであり問題はない。
- **連絡手段**
 - 屋外現場と緊急時対策所または中央制御室間の連絡は、衛星携帯電話を使用し、屋外現場間は、トランシーバを使用する。

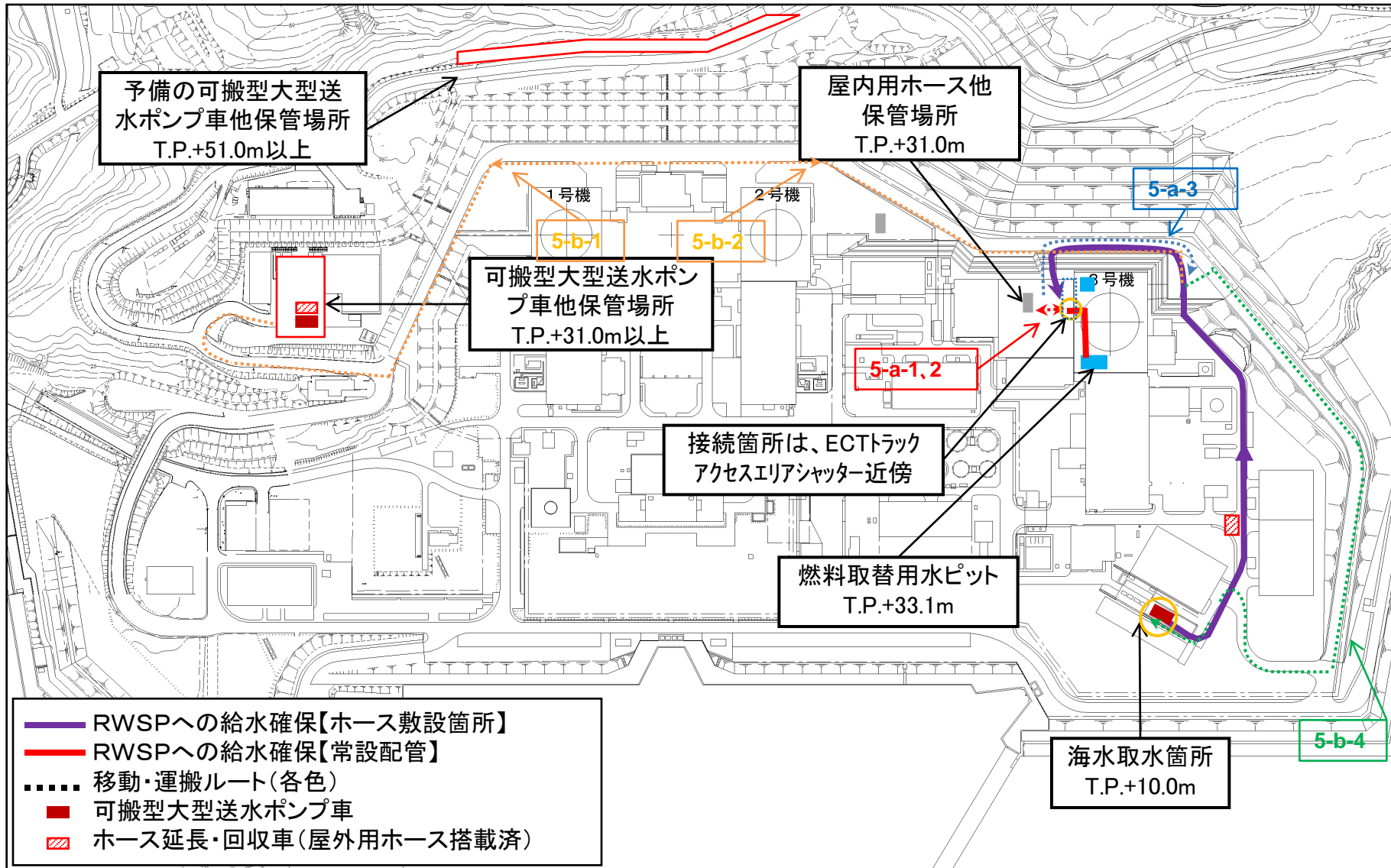
7. 手順5:燃料取替用水ピットへの給水確保 (3/9)

- 被ばく線量(被ばく低減の観点から要員参集後、適宜、交代しながら作業を実施する。)
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～燃料取替用水ピット)作業
 - 事象発生後、7.5時間から9.0時間まで、同じ要員が作業を継続すると、約16mSvの被ばく量と想定される。
 - ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続(スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～T.P31m)作業
 - 事象発生後、9.0時間から11.5時間まで、同じ要員が作業を継続すると、約36mSvの被ばく量と想定される。
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業
 - 上記作業終了後、同じ要員が適宜、可搬型大型送水ポンプ車による断続送水状況を確認した場合、約4.6mSvの被ばく量と想定される。

7. 手順5: 燃料取替用水ピットへの給水確保 (4/9)

(スクリーン室取水のケース)

Step No.5-a-1,a-2,a-3 給水ルート及び移動・運搬図



7. 手順5: 燃料取替用水ピットへの給水確保 (6/9)

Step No. 5-a-2

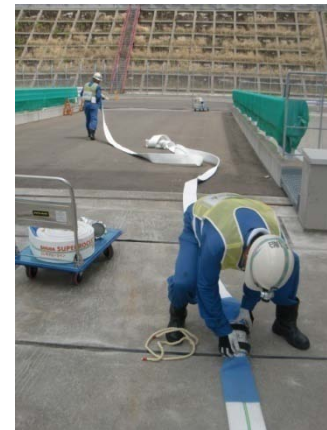
ホース保管場所から敷設場所へのホース運搬



ホース保管場所(原子炉建屋西側原子炉補助建屋屋上)から
ホース敷設場所(原子炉建屋東側屋外T.P31m)への移動
(冬季はソリを用意しており夏季と同様の運搬が可能)
(ホース運搬距離は200m程度)

Step No. 5-a-3

ホース敷設作業(屋外作業)



原子炉補助建屋屋上(T.P.33.1m)トラックアクセスエリア～
原子炉建屋東側屋外(T.P.31)m法面近くまでのホース敷設作業
(ホース敷設距離: 200m程度)

実績: 30分

7. 手順5:燃料取替用水ピットへの給水確保 (7/9)

Step No. 5-b-1

可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車
保管場所への移動(徒歩)



原子炉建屋東側屋外T.P.31mから固体廃棄物貯蔵庫横の
可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車保管場所への
徒歩での移動(移動距離:1km程度)

実績:15分

Step No. 5-b-2

可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車で
T.P.31m法面への移動



可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車を運転して
原子炉建屋東側T.P.31m法面上部への移動

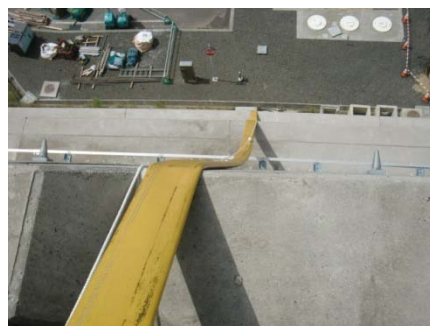
実績:5分

7. 手順5: 燃料取替用水ピットへの給水確保 (7/9)

Step No. 5-b-3 法面部へのホース敷設



ホース延長・回収車から手動により法面へ敷設するホースの取り出す作業。



法面へホース敷設作業。
(ホース敷設距離: 50m程度)

実績: 40分

Step No. 5-b-4 T.P.31m 法面上部から海水取水箇所への移動



法面へのホース敷設作業完了後、T.P.31 mから海水取水箇所(スクリーン室手前)までホース延長・回収車および可搬型大型送水ポンプ車を移動する作業。

実績: 10分

7. 手順5: 燃料取替用水ピットへの給水確保 (9/9) (スクリーン室取水のケース)

Step No. 5-b-5 スクリーン室への水中ポンプ設置、 可搬型大型送水ポンプ車出入口へのホース接続



水中ポンプと可搬型大型
送水ポンプ車入口とのホース
接続作業



可搬型大型送水ポンプ車出口
へ接続したホース



スクリーン室へ設置(海水につける直前で吊っている状態)
した水中ポンプ



実績: 30分

Step No. 5-b-6 法面下部～スクリーン室へのホース延長・回収車による ホース敷設・接続



ホース延長・回収車からの手動によるホースの引出作業



ホース延長・回収車によるホース敷設作業
1名が運転して1名が車の後ろから
引き出されるホースの確認作業中
(ホース敷設距離: 350m程度)

ホース延長・回収車
により法面から
スクリーン室方面へ
敷設されたホース

実績: 20分

8. 手順6:使用済燃料ピットへの給水確保(1/5)

1. 作業の概要

- 全交流動力電源喪失時、使用済燃料ピット水面の線量率が0.15mSv/hrとなる水位(NWL-3.3m)となるまでに使用済燃料ピットへ海水を供給する操作であり、以下の2作業がある。
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～使用済燃料ピット)
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業
 - 燃料取替用水ピットへの給水確保の作業にて準備した可搬型大型送水ポンプ車によりT.P31m迄送水した海水を分岐して使用済燃料ピット側へ送水する。
 - スクリーン室(または取水口)～可搬型大型送水ポンプ車～T.P31m迄のホースについては、燃料取替用水ピットへの給水確保で敷設・接続したホースを共用する。

2. 必要要員数・操作時間(要求時間)・操作時間(実績)

- 必要要員数:2名
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～使用済燃料ピット)作業:2名
 - 可搬型大型送水ポンプ車による断続送水作業 :2名
 - 2名のうち1名については、燃料取替用水ピットへの給水確保にて可搬型大型送水ポンプ車の操作のために配置した要員にて対応。もう1名については、断続送水作業のための給水切替作業を実施するため、T.P31mに配置する。
- 操作時間
 - 要求時間:事象発生から使用済燃料ピット水面の線量率が0.15mSv/hrとなる水位(NWL-3.3m)となる38時間以内。
 - 実績時間:事象発生から24.0時間(訓練実績から余裕を見て算定。)
 - 前段(原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水))作業完了時間である事象発生後23.0時間から作業を開始する。
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P31m～使用済燃料ピット)作業:1時間(事象発生から24.0時間で完了)
 - ・ 訓練実績:41分(詳細内訳は2.項参照のこと。)

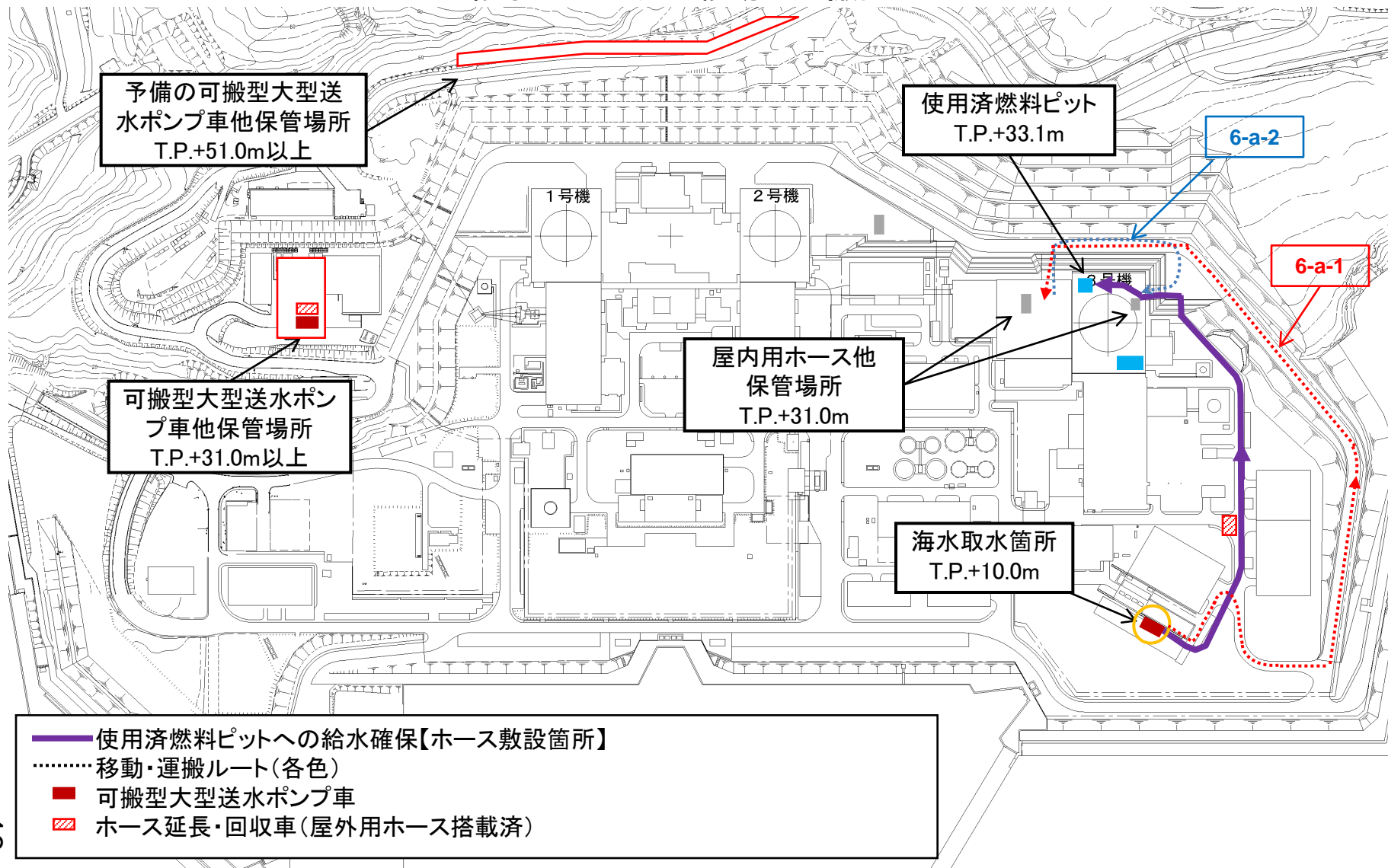
8. 手順6:使用済燃料ピットへの給水確保 (2/5)

3. 成立性確認結果

- アクセス性
 - LEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を使用するためアクセス性に支障はない。
- 作業環境
 - 屋内作業では、室温は通常運転状態と同等であり、作業場の照度についてもLEDヘッドランプおよびLED懐中電灯を用いることから作業環境に問題はない。
 - 屋外作業でも、類似作業の訓練実績から、冬季と夏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、冬期間の屋外作業では防寒服等を着用した上で作業することから問題はない。
- 作業性
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P.31m～使用済燃料ピット)作業
 - ホースは人力で運搬敷設が容易な仕様であり、ホースはカップラ接続であることから問題はない。
 - 可搬型大型送水ポンプ車から送水されてきた海水を使用済燃料ピットへ断続通水するための弁操作
 - 断続通水するための弁操作は手動にて容易に操作できるものであることから問題はない。
- 連絡手段
 - 屋外現場と緊急対策所または中央制御室間の連絡は、衛星携帯電話を使用し、屋外現場間は、トランシーバを使用する。
- 被ばく線量(被ばく低減の観点から要員参集後、適宜、交代しながら作業を実施する。)
 - 海水供給ラインホース敷設・接続(T.P.31m～使用済燃料ピット)作業
 - 事象発生後、23.0時間から24.0時間まで、同じ要員が作業を継続すると、約10mSvの被ばく量と想定される。

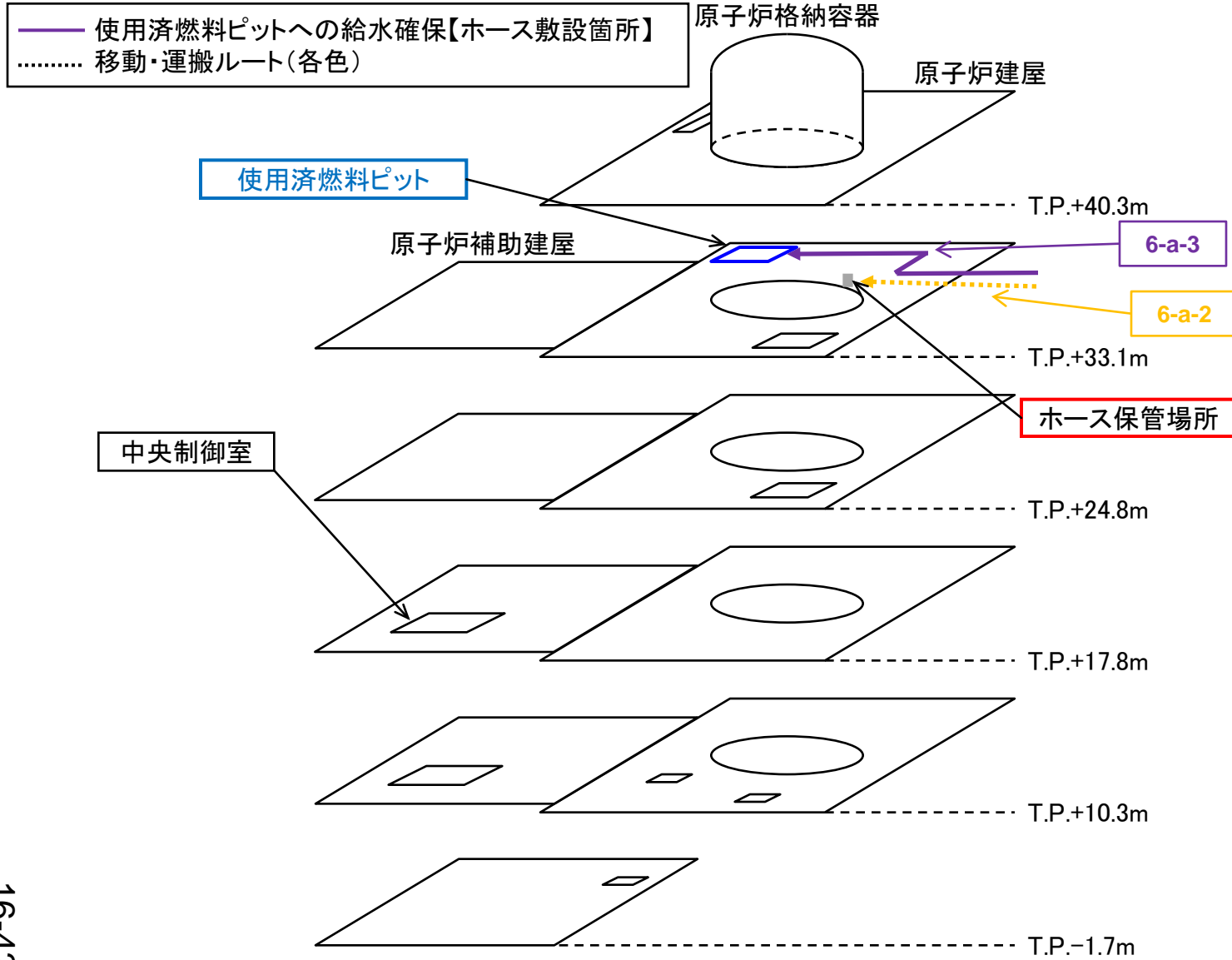
8. 手順6:使用済燃料ピットへの給水確保 (3/5)
 (スクリーン室取水のケース)

Step No.6-a-1,a-2
 給水ルート及び移動・運搬図



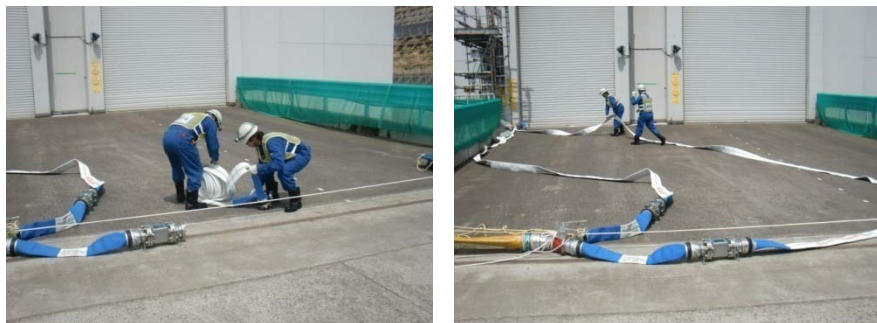
8. 手順6:使用済燃料ピットへの給水確保 (4/5)

Step No.6-a-2,a-3 給水ルート及び移動・運搬図



8. 手順6:使用済燃料ピットへの給水確保 (5/5)

Step No. 6-a-3 ホース敷設作業(屋外作業)



屋外ホース敷設距離:20m程度

Step No. 6-a-3(屋内) ホース敷設作業(屋内作業)



屋内ホース敷設距離
:70m程度



原子炉建屋東側(T.P.31m)屋外および原子炉建屋内定検機材倉庫エリア経由で使用済燃料ピット内へ給水するためのホースの敷設作業。
スクリーン室前(海水取水箇所)～法面上部(T.P.31m)までのホース敷設については、【燃料取替用水ピットへの給水確保】を参照のこと。

実績:20分

9. 放射線防護装備を装着した状態での操作および作業の成立性(1/4)

- 重大事故発生時の操作および作業の成立性をより確かなものとするため、放射線防護装備を装着した状態での操作および作業の成立性について評価した。
 - 放射線防護装備として、全面マスク、タイベック、タングステンベスト等を装着した。
 - 通常装備との作業効率を比較するため、有意差が発生する可能性がある作業項目として、屋外での作業ステップを選定した。
 - 放射線防護装備を装着した状態では、定検時の管理区域内作業の経験に基づくと、作業効率に最も影響を与える要因は気温と考えられ、比較を実施した当日は外気温が32℃であり、放射線防護装備を装着しての作業環境としては、非常に厳しいものだったと判断できる。

- 屋外作業の内、長距離(約1.0km)を徒歩で歩く、「燃料取替用水ピットへの給水確保」作業ステップ5-b-1「可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車保管場所への移動」について比較した結果、放射線防護装備の装着有無で有意差がないことを確認した。
 - 15分で移動できることを確認。

- 給水確保のための作業として屋外で数多くある、ホースの敷設・接続作業について、「燃料取替用水ピットへの給水確保」作業ステップ5-a-3「ホース敷設・接続」について比較した結果、放射線防護装備の装着有無で有意差がないことを確認した。
 - 放射線防護装備を装着した状態では、作業者はタングステンベストを装着していることから作業服と比較すると疲労感を感じるものの、高負荷の作業が少ないこと、且つ、重量物を人力にて昇降するような作業が少ないことから、作業時間に有意な影響を与えることはなかった。

9. 放射線防護装備を装着した状態での操作および作業の成立性(2/4)

放射線防護服の装着有無による作業状況の比較写真一覧(その1)

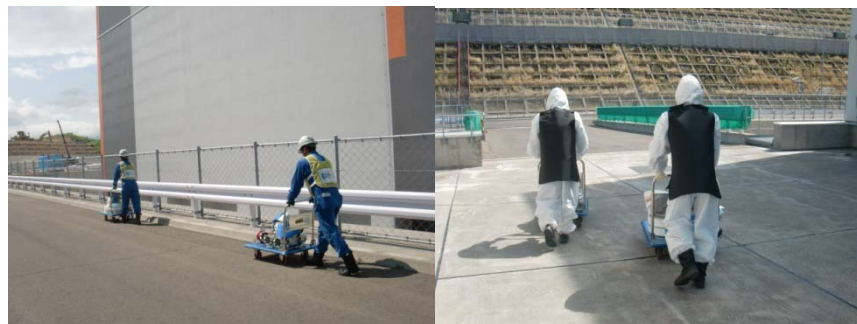
左:作業服、右:放射線防護装備着用



Step No. 5-a-1
ホース保管場所への移動



Step No. 5-a-3
ホース敷設(屋外)



Step No. 5-a-2
ホース保管場所から敷設場所へのホース移動



Step No. 5-b-1
可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車保管場所への移動

9. 放射線防護装備を装着した状態での操作および作業の成立性(3/4)

放射線防護服の装着有無による作業状況の比較写真一覧(その2)

左:作業服、右:放射線防護装備着用



Step No. 5-b-1

可搬型大型送水ポンプ車/ホース延長・回収車保管場所への移動



Step No. 5-b-3

法面部へのホース敷設



Step No. 5-b-3

法面部へのホース敷設



Step No. 5-b-3

法面部へのホース敷設

9. 放射線防護装備を装着した状態での操作および作業の成立性(4/4)

防寒着の上に放射線防護装備を装着した状態の検証



通常の作業着



防寒着



防寒着+タイベック(装着中)



防寒着+タイベック+全面マスク



防寒着+タイベック+全面マスク+タンゲステンベスト



装備状態での作業(模擬)
作業性に問題がないことを確認した。

10. 代替給水システムの信頼性向上と必要要員数の合理化へ向けた取り組み(1/2)

- 重大事故へ対応するため、「蒸気発生器への給水確保」、「原子炉補機冷却海水システムへの給水確保」等に係わる代替給水システムについては、継続的に改善を実施し、信頼性の向上および必要要員数の低減を図ってきた。
- 初期の代替給水システムと現状のシステムの主な相違点は下表のとおり。

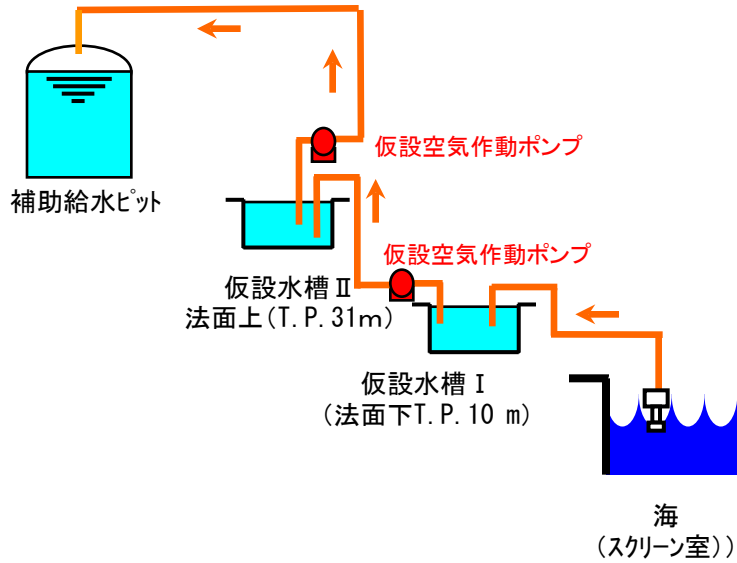
項目	初期システム	現状システム	備考
水中ポンプ	専用発電機付き水中ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車付き水中ポンプ (別電源不要)	初期は水中ポンプの吊り下ろし作業にユニック車が必要。
送水ポンプ	空気作動式ポンプをT.P10mとT.P 31mの2箇所に設置。 (エアコンプレッサー&発電機が必要)	可搬型大型送水ポンプ車	空気作動ポンプの運搬・設置作業にはユニック車が必要。 コンプレッサーの運転にも要員が必要であった。
仮設水槽	T.P.10mおよびT.P.31mにバッファタンクとしての仮設水槽の設置が必要。	水槽は不要	水槽の運搬・設置にはユニック車が必要。
ホース & ホース敷設作業	人力で敷設することから、数10m単位でホースパントによる接続が必要。 法面へのホースの敷設は送水ポンプの性能上の制約もあり、複数本必要、また、重量も現状のホースと比較して重たく作業性は悪かった。	ホース延長・回収車に積載しているホースはカップラーで接続済みのものであり、敷設作業時は、末端のカップラー接続作業が発生するのみ。 法面へのホースの敷設も人力で可能。	ホース延長・回収車、カップラータイプ ⁷ のホースの導入によりホース敷設作業負荷は著しく軽減された。

- 初期システムでは、代替給水作業に16名の要員が必要であったのに対し、現状システムでは、ピーク要員数2名で対応可能となった。

代替給水作業項目	要員数		備考
	初期システム	現状システム	
取水作業(水中ポンプの設置)	6	連続作業 2名	旧システムでは、作業時間を現状システムと同等とするために、3班体制で同時に作業を実施することが必要だった。 一方、現状システムでは、2名で連続作業で対応可能。
10m盤送水作業(ホース敷設他)	4		
31m盤送水作業(ホース敷設他)	6		
ピーク人数	16名	2名	
作業時間	4時間程度		

10. 代替給水システムの信頼性向上と必要要員数の合理化へ向けた取り組み(2/2)

(参考) 初期代替給水システムの概念系統図と設備写真



水中ポンプ及び駆動用
発電機搭載車両



水中ポンプ吊り下ろし作業



水槽及び空気作動式ポン
プ組立状況



31m盤ホース敷設状況
(カップラタイプではあるが、消
防ホースではない)



10m盤ホース接続部
(カップラタイプではない)



空気作動式ポンプ駆動用
コンプレッサ



空気作動式ポンプ吊り下
ろし作業