

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	C-17-6 改0
提出年月日	平成30年2月23日

東海第二発電所

設置変更許可申請書の審査資料における
燃料有効長頂部の寸法値に係る対策及び水平展開
について
(別 冊)

平成30年2月23日

日本原子力発電株式会社

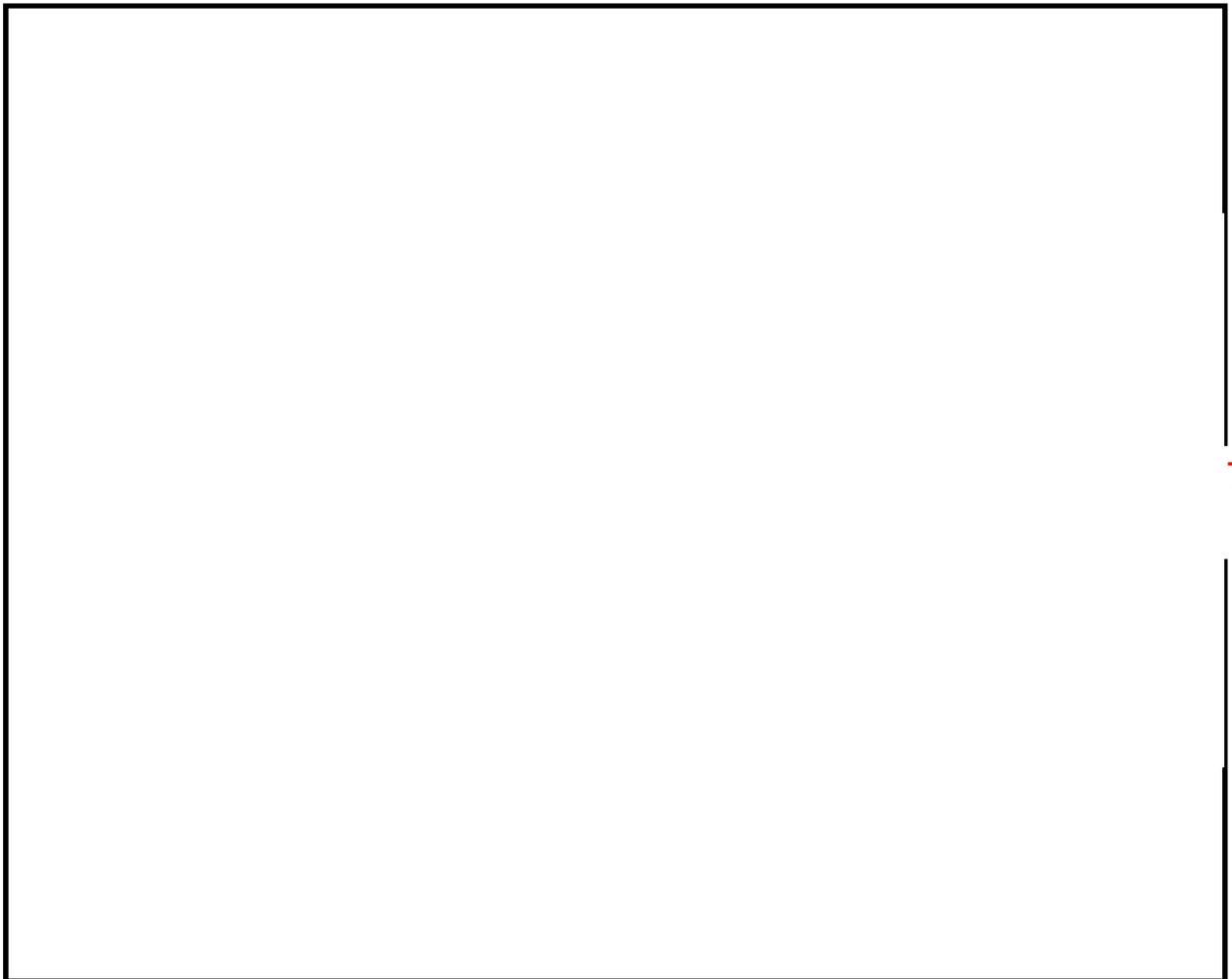
本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

修正必要

添付資料 1.2.5

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（狭帯域）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）について、使用用途と校正条件を整理する。

7
18

第 1 図 原子炉水位計の指示範囲

修正必要

第 1 表 原子炉水位計

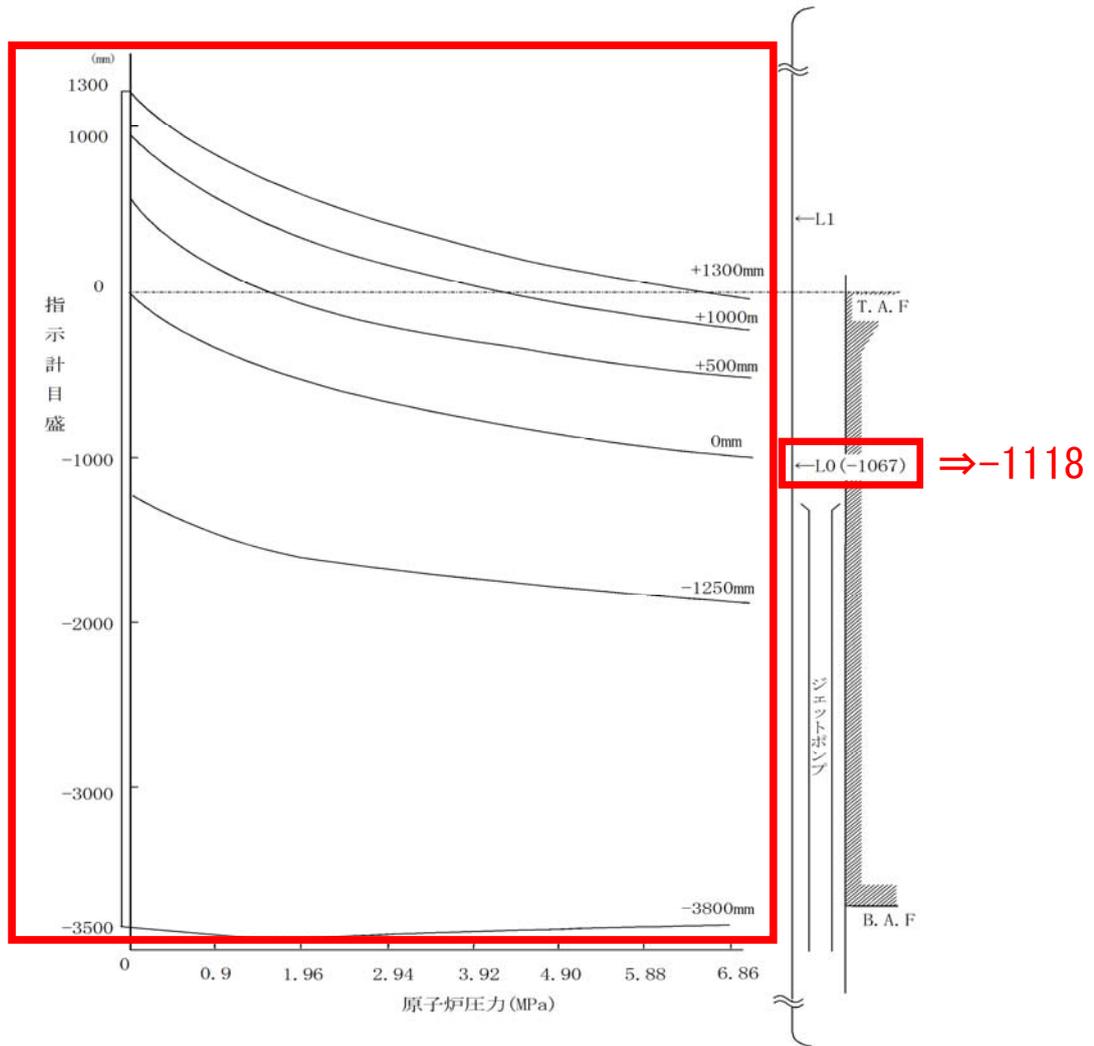
計器名称	指示範囲	用途	校正条件
① 原子炉水位 (狭帯域)	0 ~ 1,500mm ^{※1}	通常の運転水位監視	定格運転時の圧力・温度
② 原子炉水位 (広帯域)	- 3,800 ~ 1,500mm ^{※1}	過渡時の水位監視	定格運転時の圧力・温度
③ 原子炉水位 (S A 広帯域)	- 3,800 ~ 1,500mm ^{※1}	過渡時の水位監視	定格運転時の圧力・温度
④ 原子炉水位 (燃料域)	- 3,800 ~ 1,300mm ^{※2}	事故後の水位監視	大気圧・飽和温度
⑤ 原子炉水位 (S A 燃料域)	- 3,800 ~ 1,300mm ^{※2}	事故後の水位監視	大気圧・飽和温度

※1 水位計測基準点：蒸気乾燥器スカート下端 (压力容器基準点より 13,400mm)

※2 水位計測基準点：有効燃料頂部 (压力容器基準点より 9,152mm)

⇒9,203mm

第 1 表より、原子炉炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時において、原子炉水位 (燃料域) 及び原子炉水位 (S A 燃料域) にて原子炉圧力容器内水位を確認する場合は、原子炉水位計の校正条件の違いから、「原子炉水位 (燃料域) 及び原子炉水位 (S A 燃料域) 補正曲線」 (第 2 図) を用いる。



第2図 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）補正曲線

修正必要

第 1.6-4 表 格納容器スプレイ開始, 停止の判断基準
(炉心の著しい損傷防止のための対応)

	格納容器スプレイ開始の判断基準		残留熱除去系 による格納容器 スプレイ (内部水源)	代替循環冷却系 による格納容器 スプレイ ^{※3} (内部水源)	代替格納容器 スプレイによる 格納容器スプレイ (外部水源)	格納容器スプレイ停止の判断基準
	炉心の著しい損傷防止のための対応					
圧力制御	ドライウエル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で, 原子炉水位 (広帯域) 指示値で-3,800mm 未満を経験し原子炉水位 (燃料域) 指示値が -1,067mm 以上 に維持されている場合 ⇒-1118mm		D/W, S/P	-	-	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。 ・サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満 まで低下した場合 ・ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度指示値が 65℃以下かつドライウエル雰囲気温度指示値が 66℃以下 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気指示値が 82℃未満まで低下した場合 ・サブプレッション・プール水位指示値が +6.5m 以上の場合
	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で, 24 時間継続した場合		S/P	-	-	
	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 98kPa [gage] 以上で, 24 時間継続した場合		D/W, S/P	-	-	
	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa [gage] (0.8Pd) 以上の場合		D/W, S/P	D/W	-	
	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] (0.9Pd) 以上の場合 ^{※1}		D/W, S/P	D/W	D/W	
温度制御	ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃に近接した場合		D/W	D/W	D/W	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 104℃に近接した場合		S/P	-	S/P ^{※4}	
水位制御 ^{※2}	サブプレッション・プール水位指示値が +6.0m に近接した場合		D/W	D/W	D/W	

※1: 残留熱除去系 (低圧注水系) が起動し原子炉の冷却を実施している場合は, 原子炉の冷却を優先するが, サプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] (0.9Pd) を超える場合は, 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉の冷却を停止し, 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器スプレイを実施することにより, **原子炉格納容器の健全性を維持する。**

※2: 原子炉冷却材喪失時, 真空破壊弁の機能喪失前に**原子炉格納容器内の圧力を低下させ, ドライウエルとサブプレッション・チェンバの圧力を平衡にする。**

※3: 代替循環冷却系は, D/Wのみ格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系におけるS/Pスプレイの流量配分は, 系統全流量に対して5%相当であり, 残留熱除去系よりも系統流量が少ない代替循環冷却系にてS/Pスプレイを実施してもスプレイによる除熱効果は低く, また, 代替循環冷却系はサブプレッション・プールを循環することでサブプレッション・プール水の除熱が可能であることから, S/Pスプレイを設計上考慮していない。

※4: 消火系及び補給水系による代替格納容器スプレイに限る。

修正必要

第 1.6-5 表 格納容器スプレイ開始, 停止の判断基準
(原子炉格納容器破損を防止するための対応)

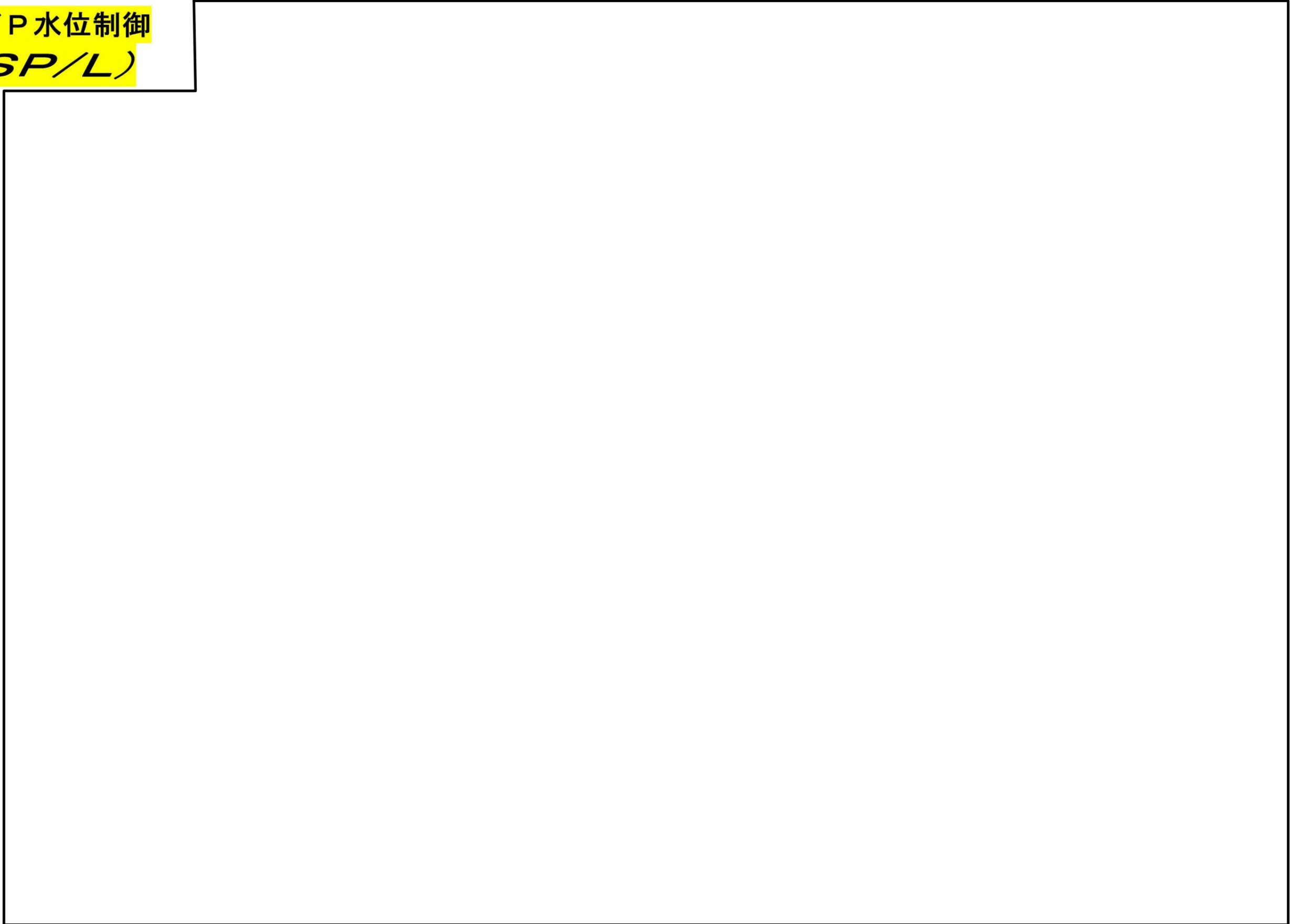
格納容器破損を防止するための対応	格納容器スプレイ開始の判断基準				格納容器 スプレイ流量 (m ³ /h) [最大流量]	圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	格納容器スプレイ停止の判断基準
	AM初期対応・除熱-1・除熱-3	代替循環冷却系による格納容器スプレイ	内部水源	代替循環冷却系	炉心損傷した場合	150	D/W	D/W
代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイ		外部水源	代替格納容器スプレイ (常設) 代替格納容器スプレイ (可搬型) (自主対策設備: 消火系, 補給水系)	炉心損傷した場合	130	D/W	D/W	ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で, 原子炉水位 (燃料域) 指示値が -1,067mm 以上, 傷した場合, 原子炉水位 (燃料域) 指示値が -1,067mm まで ⇒ -1118mm
								サブプレッション・プール水位指示値が +6.5m 以上の場合
								ドライウェル雰囲気温度指示値が 171°C 未満及び原子炉圧力容器が健全である時, 内部水源による格納容器スプレイが開始された場合
残留熱除去系による格納容器スプレイ	内部水源	残留熱除去系	ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa [gage] (0.8Pd) 以上の場合	1,690	① S/P ② D/W	① D/W ② S/P	ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満まで低下した場合	

①, ②は優先順位を示す。

PCV 圧力制御
(PC/P)

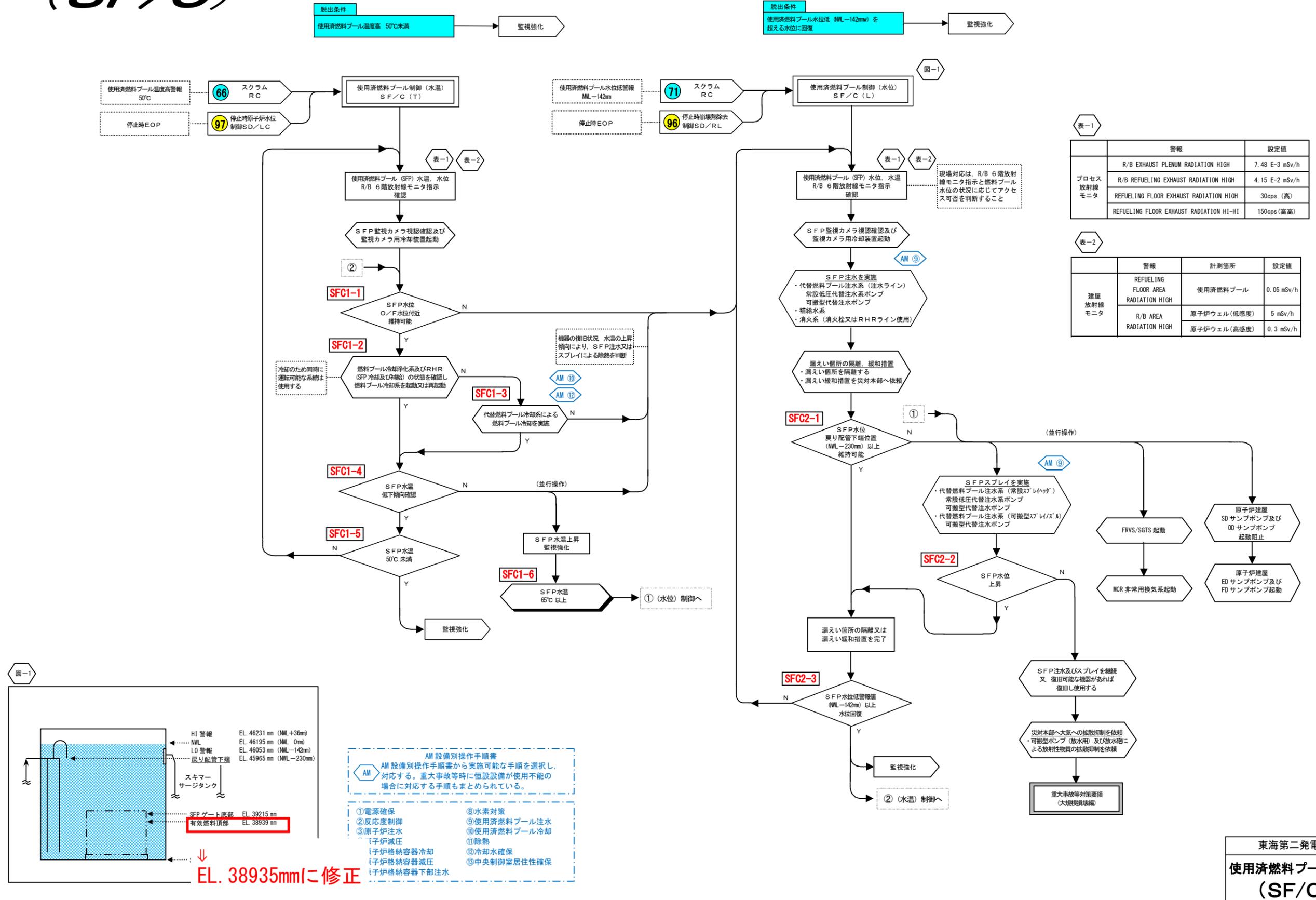


S / P 水位制御
(*SP/L*)



使用済燃料プール制御 (SF/C)

修正必要



脱出条件
 使用済燃料プール温度高 50°C未満
 監視強化

脱出条件
 使用済燃料プール水位低 (NWL-142mm) を
 超える水位に回復
 監視強化

表-1

プロセス放射線モニタ	警報	設定値
放射線モニタ	R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH	7.48 E-3 mSv/h
	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH	4.15 E-2 mSv/h
	REFUELING FLOOR EXHAUST RADIATION HIGH	30cps (高)
	REFUELING FLOOR EXHAUST RADIATION HI-HI	150cps (高高)

表-2

建屋放射線モニタ	警報	計測箇所	設定値
建屋放射線モニタ	REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH	使用済燃料プール	0.05 mSv/h
	R/B AREA RADIATION HIGH	原子炉ウエル(低感度)	5 mSv/h
		原子炉ウエル(高感度)	0.3 mSv/h

東海第二発電所
 使用済燃料プール制御
 (SF/C)

第 1.6-4 表 格納容器スプレイ開始、停止の判断基準
(炉心の著しい損傷防止のための対応)

格納容器スプレイ開始の判断基準	格納容器スプレイ停止の判断基準
<p>格納容器スプレイ開始の判断基準</p> <p>ドライウエル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で、原子炉水位 (圧差) 指示値で -3.80mm 未満を記録し原子炉水位 (燃料板) 指示値が -1.067mm 以上と維持されている場合</p> <p>サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上</p> <p>サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 98kPa [gage] 以上</p> <p>サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 245kPa [gage] (0.9rd) 以上の場合^{※1}</p> <p>サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] (0.9rd) 以上の場合^{※1}</p> <p>ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃ に近接した場合</p> <p>サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度指示値が 104℃ に近接した場合</p> <p>サブプレッジョン・プール水位指示値が +6.0m に近接した場合</p>	<p>格納容器スプレイ停止の判断基準</p> <p>以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満まで低下した場合 ・ドライウエル内ガス冷却装置戻り温度指示値が 65℃ 以下かつドライウエル雰囲気温度指示値が 96℃ 以下 ・サブプレッジョン・チェンバ雰囲気指示値が 82℃ 未満まで低下した場合 ・サブプレッジョン・プール水位指示値が +6.5m 以上の場合
<p>圧力制御</p>	<p>代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイ (外部水源)</p>
<p>温度制御</p>	<p>代替循環冷却系による格納容器スプレイ^{※3} (内部水源)</p>
<p>水位制御^{※2}</p>	<p>残留熱除去系による格納容器スプレイ (内部水源)</p>

↓ -1118mm

※1: 残留熱除去系 (低圧注水系) が起動し原子炉の冷却を実施している場合は、原子炉の冷却を優先するが、サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] (0.9rd) を超える場合は、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉の冷却を停止し、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器スプレイを実施することにより、原子炉格納容器の健全性を維持する。

※2: 原子炉冷却材喪失時、真空破壊弁の機能喪失前に原子炉格納容器内の圧力を低下させ、ドライウエルとサブプレッジョン・チェンバの圧力を平衡にする。

※3: 代替循環冷却系は、D/Wのみ格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系は、系統全流量に対して5%相当であり、残留熱除去系よりも系統流量が少ない代替循環冷却系にてS/Pスプレイを実施してもスプレイによる除熱効果は低く、また、代替循環冷却系はサブプレッジョン・プールの循環が可能であることから、S/Pスプレイを設計上考慮しない。

※4: 消火系及び補給水系による代替格納容器スプレイに限る。

第 1.6-5 表 格納容器スプレイ開始、停止の判断基準
(原子炉格納容器破損を防止するための対応)

格納容器スプレイ開始の判断基準			格納容器 スプレイ流量 [最大流量]	圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	格納容器スプレイ停止の判断基準
格納容器破損を防止するための対応 ▲ 初期対応・除熱 1・除熱 3	代替蒸発冷却系による格納容器スプレイ	内部水源	炉心損傷した場合	D/W	D/W	ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満まで低下した場合
	代替格納容器スプレイ (管設) 代替格納容器スプレイ (可搬型) (自主対策設備: 措火系, 補給水系)	外部水源	炉心損傷した場合	D/W	D/W	ドライウエル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で、原子炉水位 (燃料域) 指示値が -1.067mm 以上を維持できず、炉心損傷した場合、原子炉水位 (燃料域) 指示値が -1.067mm 以下水位が回復した場合 サブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が +6.5m 以上の場合 ① 炉内温度が 171℃ 未満及び原子炉圧力容器が健全である ② 格納容器スプレイが開始された場合 ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満まで低下した場合
	残留熱除去系による格納容器スプレイ	内部水源	ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 2.45kPa [gage] (0.8Pa) 以上の場合	① S/P ② D/W	① D/W ② S/P	ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 未満まで低下した場合

→ -1118mm

①, ②は優先順位を示す。

第1表 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管

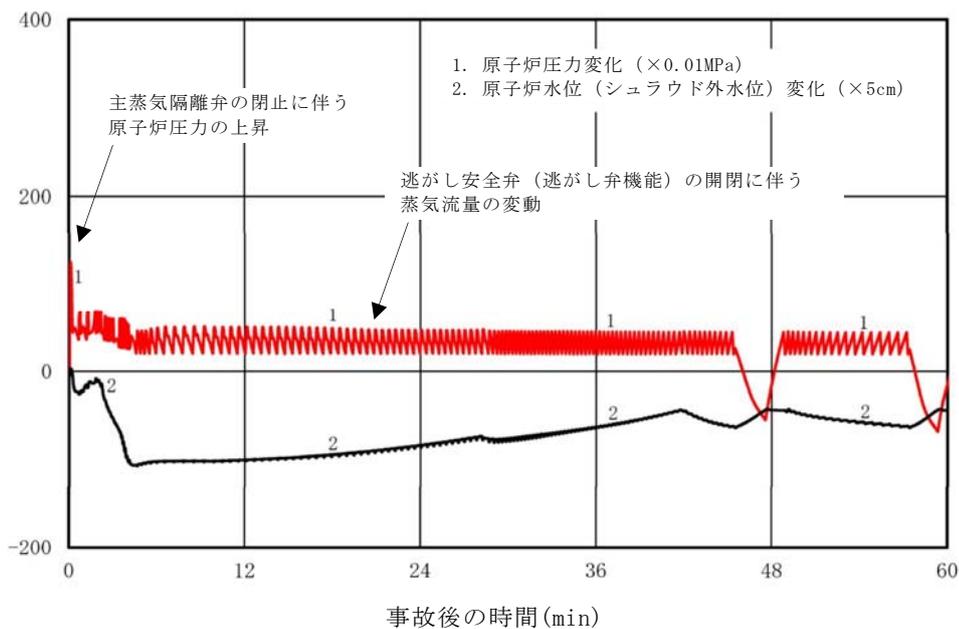
--

第2表 破断位置の感度解析結果

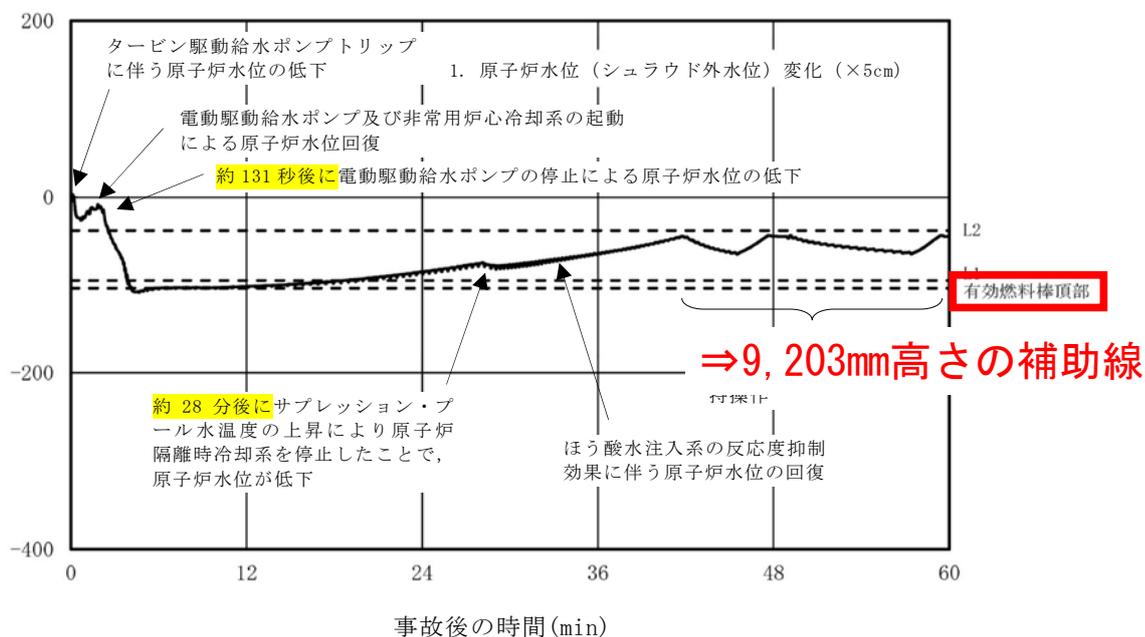
破断位置	破断面積	燃料被覆管 最高温度
①主蒸気配管（出口ノズル） （気相部配管）	約 3.7 cm ²	338℃
②再循環配管（出口ノズル） （シュラウド外の液相部配管）		616℃
③底部ドレン配管（出口ノズル） （シュラウド内の液相部配管）		617℃

b. 破断面積

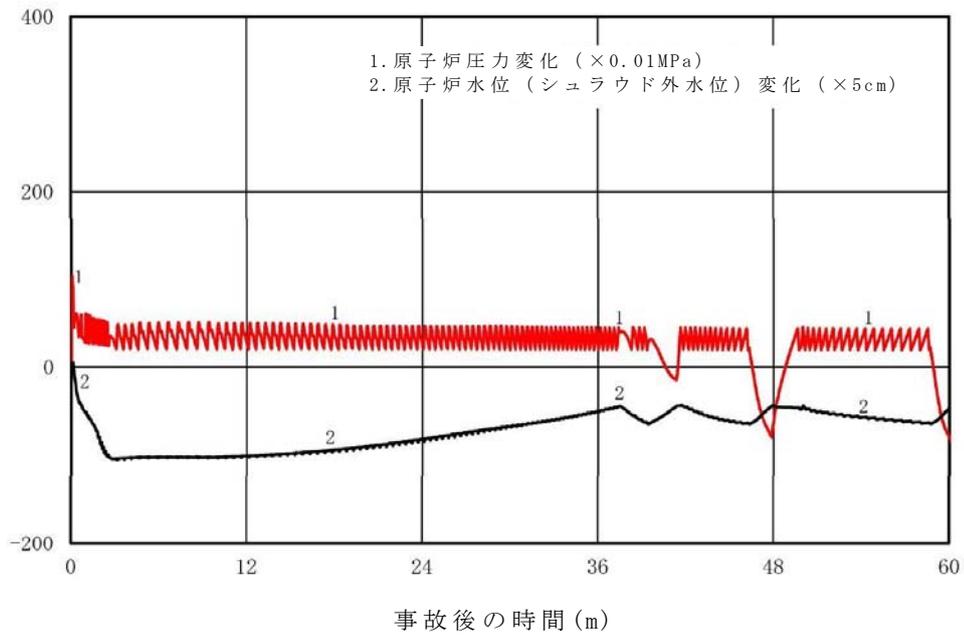
炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積約 3.7cm² (0.004ft²) を設定し



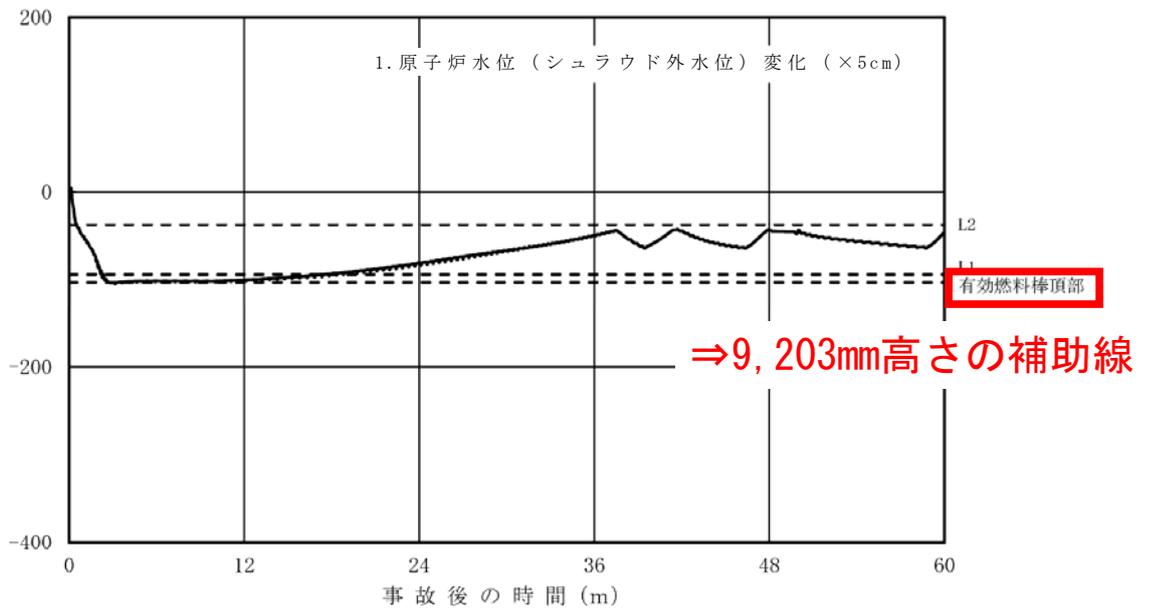
第 2.5-17 図 原子炉圧力及び原子炉水位の推移 (長期)



第 2.5-18 図 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (長期)



第 12 図 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド外水位）の推移
（長期）



第 13 図 原子炉水位（シュラウド外水位）の推移（長期）

第 1 表 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管

--

修正不要

と線量率の関係を第 5.1-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、約 1.1 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。1 時間毎の中央制御室の巡視により、崩壊熱除去機能が喪失していることを確認し、事象発生から 2 時間後に、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、原子炉注水を行う。

事象発生から 4 時間 40 分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への切替操作を実施し、崩壊熱除去機能を回復することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.1-4 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下するに留まり、燃料の冠水は維持される。⇒再評価の結果、値の修正不要

原子炉圧力容器は未開放であり、第 5.1-5 図に示すとおり、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^* が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上まで低下することはないため、放射線の遮蔽は維持され、i 点は燃料取替機床上としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されるため、未臨界は確保されている。⇒再評価の結果、値の修正不要

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 本事故シーケンスグループにおける必要な遮蔽の目安とした線量率は、原

修正必要

止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕が短くなる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.9 時間、燃 ⇒再評価の結果、値の修正不要、は約 4.3 時間であり、必要な ⇒約2.8時間 遮蔽は維持され、原子炉への注 ⇒約4.2時間 分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 47℃～約 58℃である。本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は短くなる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間余裕は約 2.9 時間、燃料有 ⇒再評価の結果、値の修正不要、での時間余裕は約 4.3 時間であり、必要 ⇒約2.8時間 遮蔽は維持され、原子炉への注 ⇒約4.2時間 分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位（燃料有効長頂部から約 5.1m 上）に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎ（通常運転水位±10cm 程度）がある。本評価条件の不確かさとして最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より低くなる場合があるものの、原子炉初期水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目とな

修正不要

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響を把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作については、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 4.5 時間、**⇒再評価の結果、値の修正不要**、原子炉水位が低下するまでの時間は約 6.3 時間であり、これに対し、事故を認知して注水を開始するまで**⇒再評価の結果、値の修正不要**ことから、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料 5.1.8)

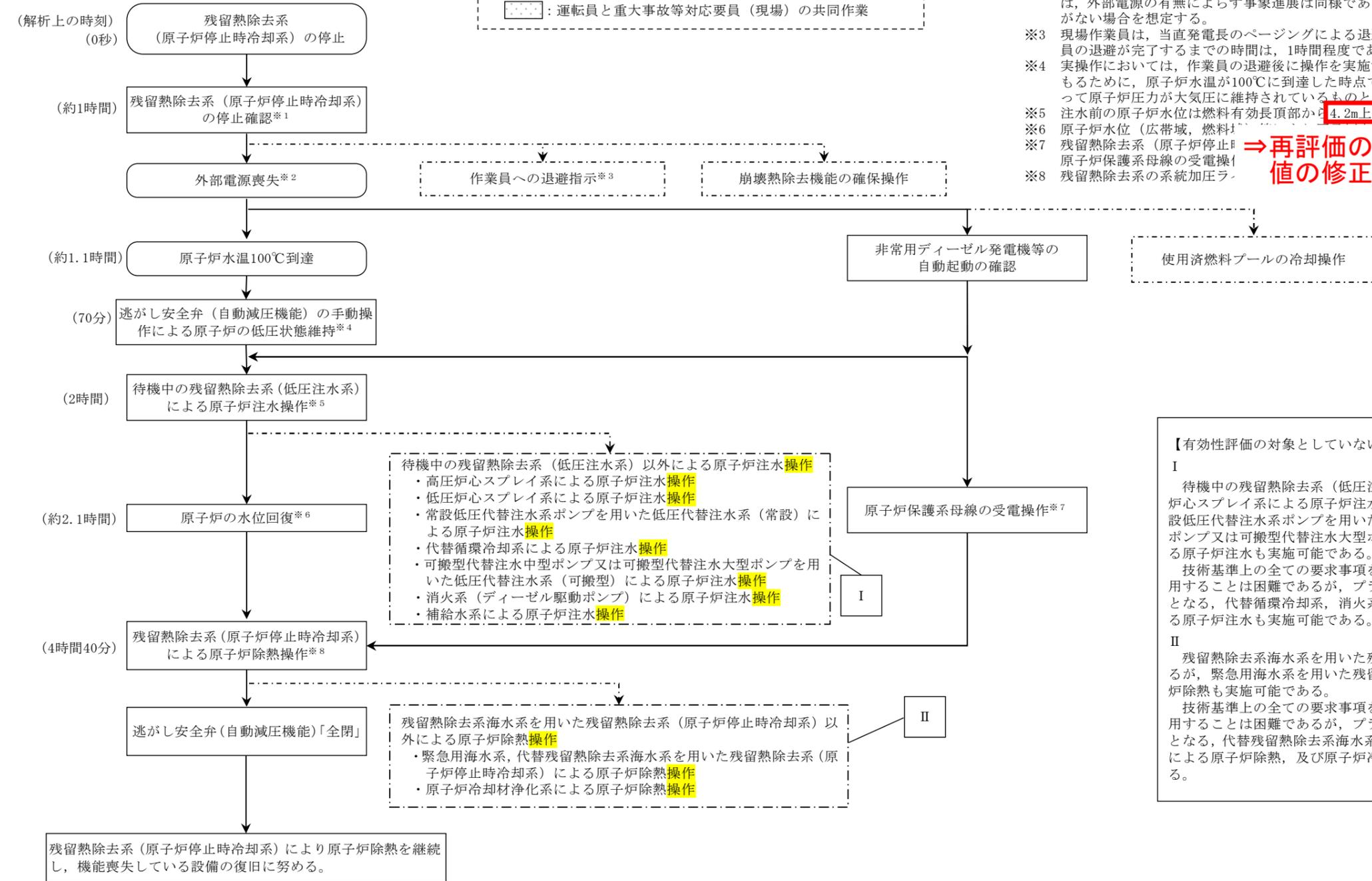
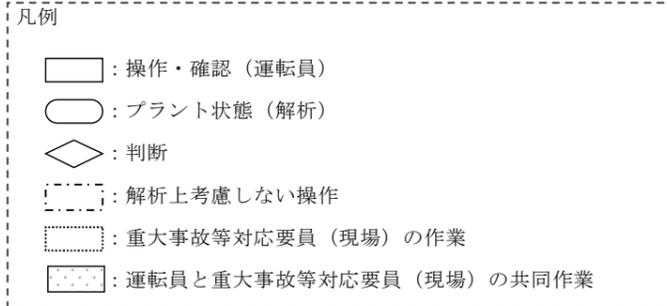
5.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策時における必要な災害対策要

修正不要

- プラント前提条件
- 原子炉の運転停止 1 日後
 - 原子炉圧力容器未開放
 - 格納容器開放
 - 残留熱除去系 (A)：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
 - 残留熱除去系 (B)：低圧注水系の状態で待機中
 - 残留熱除去系 (C)：点検に伴い待機除外中
 - 全ての非常用ディーゼル発電機等：待機中
 - 原子炉水位は通常運転水位



- ※1 運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が故障した場合は、警報等により速やかに事象発生を認知できるが、運転員による対応操作の時間余裕を厳しく評価する観点から、本評価では警報による認知には期待せず、1時間毎の中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が停止していることを認知するものとしている。
- ※2 外部電源は事象発生1時間後に喪失するものと仮定する。ここで、事象発生と同時に外部電源が喪失することを想定した場合、原子炉保護系電源の喪失により格納容器隔離信号が発信し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が自動閉となる。待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動するためには、格納容器隔離信号のリセット操作が必要であるため、運転員は事後速やかに崩壊熱除去機能が喪失したことを認知することができる。このため、本評価においては、運転員による対応操作を厳しく評価する観点から、事象発生1時間後（1時間毎の中央制御室の巡視により事象を認知する時刻）までは外部電源がある場合を想定する。事象発生1時間以降は、外部電源の有無によらず事象進展は同様であるが、資源の評価の観点から厳しくなる、外部電源がない場合を想定する。
- ※3 現場作業員は、当直発電長のベージングによる退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※5 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部から4.2m上（原子炉水位低（レベル3）から0.3m下）となる。
- ※6 原子炉水位（広帯域、燃料）を確認する。
- ※7 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の原子炉保護系母線の受電操作
- ※8 残留熱除去系の系統加圧ラ

⇒再評価の結果、値の修正不要

⇒再評価の結果、値の修正不要

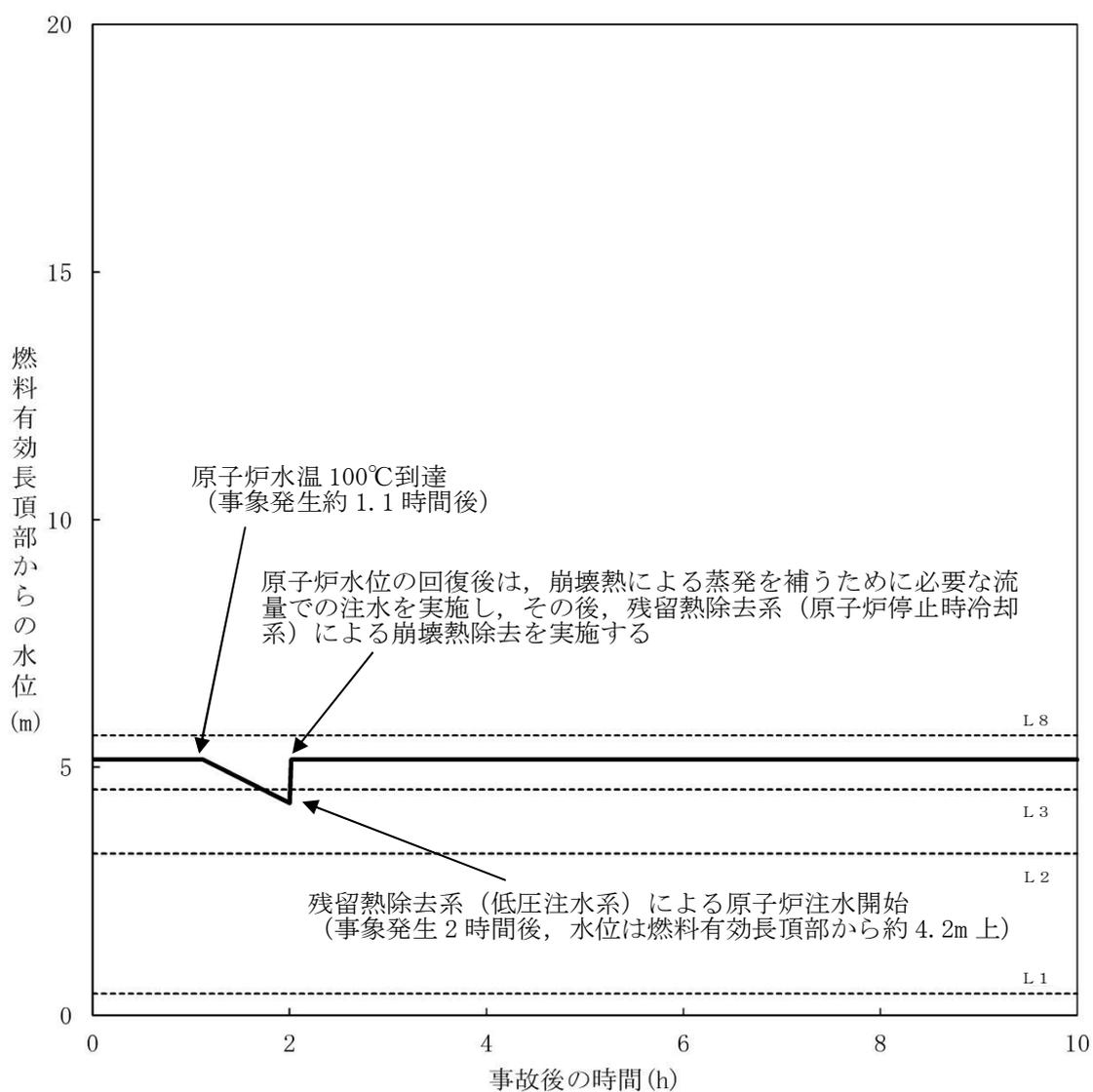
【有効性評価の対象としていないが他に取得手段】

I
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を優先するが、高圧炉心スプレー系による原子炉注水、低圧炉心スプレー系による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替循環冷却系、消火系（ディーゼル駆動ポンプ）及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

II
残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を優先するが、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

第 5.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要

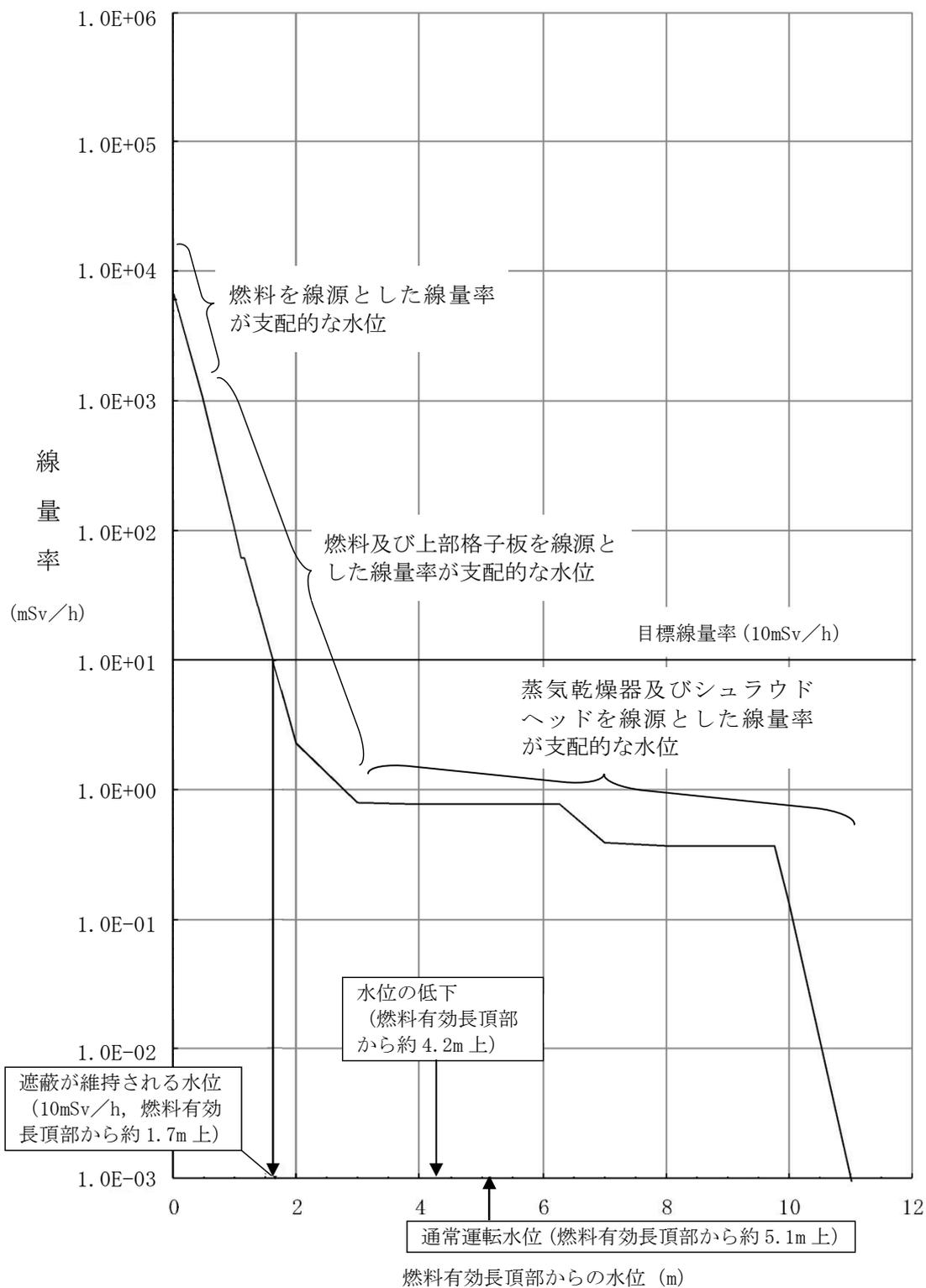
修正必要



第5.1-4図 原子炉水位の推移

⇒再評価の結果、
グラフ差し替え要

修正必要



第5.1-5図 原子炉水位と線量率

⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における
基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失により、基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量について、以下の式を用いて計算を行った。なお、事象を厳しく評価するため、発生する崩壊熱は全て原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし、原子炉圧力容器や水面からの放熱は考慮しない。

(1) 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3,600) = \text{約 } 1.1\text{h}$$

t_1 : 100℃に至るまでの時間 (h)

h_{100} : 100℃の飽和水の比エンタルピ (kJ/kg) = 419.10

h_{52} : 52℃の飽和水の比エンタルピ (kJ/kg) = 217.70

V_c : 通常運転水位時の原子炉保有水の体積 (m³) = 381

ρ_{52} : 52℃の水密度 (kg/m³) = 987

Q : 崩壊熱 (MW) = 18.8

(2) 基準水位（燃料有効長頂部）又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位に至るまでの時間

崩壊熱（蒸発）によって基準水位に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t = t_1 + t_2 = \text{約 } 6.3\text{h}$$

$$t_2 = (\Rightarrow \text{再評価の結果, 値の修正不要}) \rho_{52} / (Q \times 3,600) = \text{約 } 5.2\text{h}$$

\Rightarrow 再評価の結果,
値の修正不要

t_1 : 基準水位に至るまでの時間 (h)

t_2 : 100°C到達から基準水位に至るまでの時間 (h)

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピー (kJ/kg) = 2,675.57

V_u : 基準水位までの水の体積 (m³) = 157
⇒156

崩壊熱（蒸発）によって放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t = t_1 + t_3 = \text{約 } 4.5\text{h}$$

$$t_3 = (h_s - h_{100}) / (Q \times 3,600) = \text{約 } 3.4\text{h}$$

t_1 : 放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h) ⇒再評価の結果, 値の修正不要

t_3 : 100°C到達から放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h)

V_u : 放射線の遮蔽が維持される水位までの水の体積 (m³) = 105
⇒104

(3) 崩壊熱による蒸発量

崩壊熱によって蒸発する冷却材の量は次の式で求める。

$$V_h = (Q \times 3,600) / ((h_s - h_{100}) \times \rho_{100}) = \text{約 } 32\text{m}^3/\text{h}$$

V_h : 蒸発量 (m³/h)

ρ_{100} : 100°Cの水密度 (kg/m³) = 958

(4) 必要な注水量

崩壊熱によって蒸発する冷却材を補うために必要な注水量は次の式で求める。

$$f = (Q \times 3,600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

f : 必要な注水量 (m³/h)

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における
崩壊熱の設定の考え方

1. 本評価における崩壊熱の設定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価のうち、「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスに対する有効性評価では、原子炉停止から1日後[※]の崩壊熱を用いて原子炉水温の上昇及び蒸発による原子炉水位の低下を評価している。

一般に、定期検査期間が数十日であることを考慮すると、原子炉停止から1日（24時間）後の崩壊熱を用いることは保守的な設定であると考えられるが、仮に原子炉停止からの時間がより短い時点での崩壊熱を用いれば、より厳しい評価条件となる。

※ 原子炉停止から1日（24時間）後とは、発電機解列からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価は原子炉スクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

2. より厳しい崩壊熱を設定した場合の時間余裕への影響

プラント停止時の期間を復水器真空破壊からとすると、通常、復水器真空破壊のタイミングは通常のプラント停止操作における発電機解列から12時間以上経過している。仮に、原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の崩壊熱を評価条件とした場合、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕は約4.3時間となり、POS-Aに比べて時間余裕が約2時間短くなる。⇒約4.2時間

去機能喪失」における原子炉注水開始は事象発生から2時間後、「全交流動力電源喪失」における原子炉注水開始は事象発生から25分後であるため、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

また、遮蔽維持水位到達までの時間余裕は、**約2.9時間**となり、P
OS-Aに比べて時間余裕が**約1.6時間**短くな**⇒約2.8時間**線の遮
蔽に必要な水位は維持され**⇒約1.7時間**

(添付資料5.1.7)

このように、より厳しい崩壊熱を設定した場合においても、燃料有効長頂部の冠水は維持され、放射線の遮蔽に必要な水位は維持されることを確認した。

修正不要

上階での線量率は十分小さくなる。また、この状態はコンクリートハッチ、格納容器蓋が未開放状態であり、後述する①-2の状態に包含される。

以上より、この状態における放射線の遮蔽の評価は不要である。

※ 一例としてCo-60を線源とした時の10cmの鉄の実効線量透過率は約 $8.2E-02$ 、155cmのコンクリートの実効線量透過率は約 $4.1E-07$ である。

(参考 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000 公益財団法人原子力安全技術センター)

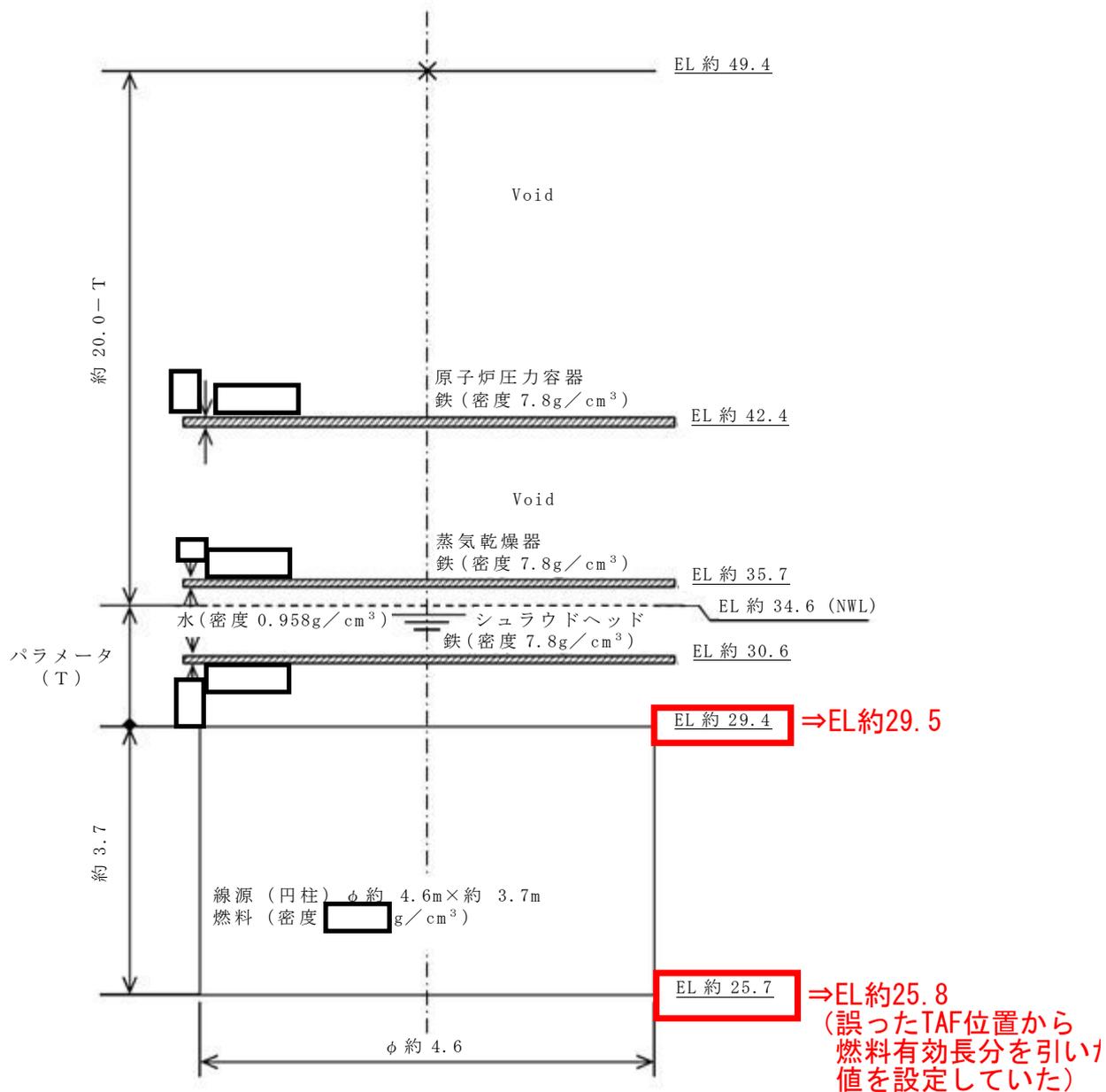
①-2 コンクリートハッチ取外し及び格納容器蓋取外し(第1図中の2・3, 4)

コンクリートハッチ、格納容器蓋の開放後は、これらの遮蔽効果には期待できなくなり、期待できる遮蔽効果は、原子炉压力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器となる。この状態における通常運転水位時が①-1及び後述する②、③を包含する最も厳しい状態であるため、この状態を線量率の評価対象とする。

②原子炉压力容器蓋取外し(第1図中の5)

原子炉压力容器蓋開放時はフランジ約0.5m下まで原子炉水位を上昇させた後、原子炉压力容器蓋開放作業を実施する。この際、原子炉水位の上昇により炉心燃料や上部格子板からの放射線の影響は非常に小さくなる。また、保有水量が多くなるため、沸騰開始までの時間余裕は①-2に比べて長くなる(約1.4時間程度) このため、この状態における放射線の遮蔽の評価 **⇒再評価の結果、値の修正不要** 評価に包絡される。

なお、原子炉压力容器蓋の移動中に電力電源喪失等の事故が発生した場合でも、原子炉压力容器蓋を完全に移動させていなければ



(寸法は公称値を示す)

単位：m

×：評価点（燃料取替機床上）

第3図 燃料の線量率計算モデル

線源材質 : 平板 (密度 g/cm³) ※

※ シュラウドヘッドの材質 の密度は、同等である で代
表した

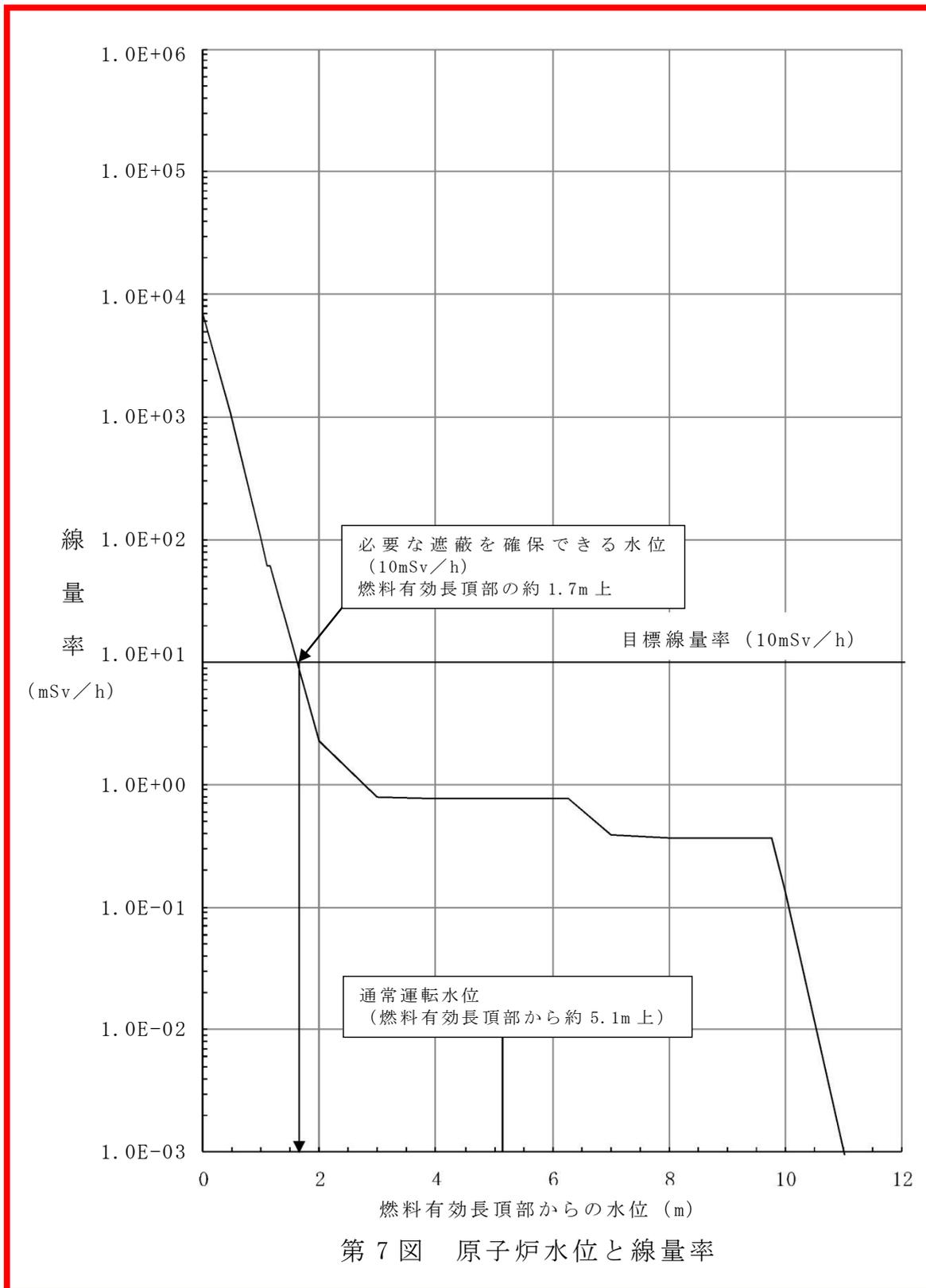
線量率計算モデル (遮蔽) を第 3, 4 図に示す。

(3) 現場の線量率の評価結果

(1), (2) の条件を用いて評価した現場の線量率と原子炉水位の関係を第 7 図に示す。

グラフより必要な遮蔽を確保できる水位 (目安と考える 10mSv/h) は、 燃料有効長頂部の約 1.7m 上. とした。

⇒再評価の結果,
値の修正不要



⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

(4) 必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失から放射線の遮蔽維持に必要な水位到達までの時間を、「添付資料 5.1.3」の計算を用いて求めた。

計算は後述する「添付資料 5.1.8」の評価条件の不確かさを踏まえ、原子炉停止から 12 時間後と 1 日後の 2 ケースを実施した。

算出条件及び算出結果を第 2 表に示す。

その結果、原子炉停止 1 日後における必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕は、崩壊熱除去機能喪失時の注水までの時間（2 時間）、全交流動力電源喪失時の注水開始までの時間（25 分）に対して十分な余裕があることを確認した。

第 2 表 必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕の算出条件及び算出結果

算出条件			算出結果	
原子炉停止後の時間	原子炉初期水温	崩壊熱	必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間	燃料有効長頂部までの時間全裕
12 時間 (不確かさで確認する感度解析ケース)	100℃	約 22.4MW	⇒約2.8時間 約 2.9 時間*	⇒約4.2時間 約 4.3 時間
24 時間 (有効性評価で確認するベースケース)	52℃	約 18.8MW	約 4.5 時間	約 6.3 時間

※ 格納容器蓋等による放射線の遮蔽には期待していない

⇒再評価の結果、値の修正不要

⇒再評価の結果、値の修正不要

5. 事故時の退避について

事故発生時の現場作業員の退避について確認した。事象発生時、作業員は、発電長のページングによる退避指示により、現場からの退避を開始し、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1 時間

初期水温 100℃の状態を想定した場合でも，POS-Aに比べて 1.6

時間短くなるものの，放射線の遮蔽に必要な水位は維持される。⇒約1.7時間

評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（1/3）

項目	評価条件		評価条件設定の考え方	運転員等の操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 18.8MW ANSI/ANS-5.1-1979 (9×9燃料 (A型), 燃 焼度 33GWd/t, 原子炉 停止 1日後)	約 18.8MW 以下	停止後の時間につ いては、停止後の 時間が短くなるよ うに 1 日後の状態 を想定	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水位低下速度は緩やかになるが、原子炉への注水操作は崩壊熱に忠じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータと与える影響 最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水位上昇及び原子炉初期水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 また、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間全長が短くなる。原子炉停止から 12 時間後にも、必要な遮蔽が済む、必要な遮蔽が済むの目安とした。 ⇒ 約 2.8 時間 ⇒ 再評価の結果、値の修正不要 <small>約 1.7m 上の高 約 2.9 時間 燃 約 4.3 時間 燃</small> ⇒ 約 4.2 時間
	52℃	約 47℃～約 58℃*1 (実績値)	残留熱除去系（原 子炉停止時冷却 系）の設計値を設 定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕が短くなる場合があるもの、原子炉への注水操作は原子炉水位に忠じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータと与える影響 最確条件では、評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕が短くなる場合があるもの、原子炉への注水操作は原子炉水位に忠じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。 ⇒ 再評価の結果、値の修正不要 <small>約 1.7m 上の高 約 2.9 時間 燃 約 4.3 時間 燃</small> ⇒ 約 2.8 時間 ⇒ 約 2.8 時間
原子炉初期水位	通常運転水位 (燃料有効長頂部から 約 5.1m)	通常運転水位 (通常運転水位 ± 10cm 程度) (実績値)	原子炉停止初期の 通常水位付近にあ る状態を想定	最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より低くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕が短くなる場合があるもの、原子炉への注水操作は原子炉水位に忠じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータと与える影響 最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より低くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕が短くなる場合があるもの、原子炉への注水操作は原子炉水位に忠じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。 ⇒ 約 4.2 時間 ⇒ 約 2.8 時間

※1 過去のプラント停止操作実施時の発電機解列から約 24 時間経過後の原子炉水温の実績データ。

修正不要

第2表 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失) (1/2)

項目	評価条件 (操作条件)		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
<p>待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) による注水操作</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から2時間後</p>	<p>事象の認知及び操作に要する時間に、更に時間余裕を考慮して設定</p>	<p>【認知】 評価では、1 時間毎の中央制御室の巡視により、崩壊熱除去機能が喪失していることを確認すると想定している。原子炉水位低下を認知した後に原子炉注水操作の必要性を認知することは容易であり、評価上の原子炉注水操作開始時間に対して、実際の原子炉注水操作開始時間は早くなる場合が考えられる。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室での操作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作であり、緩やかな原子炉水位低下に対して操作に要する時間は短く、操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。 【他の並列操作の有無】 他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤のスイッチによる容易な操作のため、誤操作は起こりにくいことから、誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に低い。</p>	<p>原子炉水位低下を認知した際に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始しているが、原子炉水位低下を認知し、原子炉注水操作開始時間より早く注水操作を開始することから、原子炉注水操作開始時間に対する余裕が大きい。</p>	<p>原子炉注水操作開始が早くなる場合、原子炉水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、原子炉注水操作開始が早くなる場合、原子炉注水操作開始時間に対する余裕が大きい。</p>	<p>原子炉水位が通常運転水位から放射線の遮蔽が維持されるまでの時間、最低水位に到達するまでの時間、燃焼停止までの時間は約4.5時間、燃焼停止までの時間は約6.3時間である。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得した。所要時間を5分と想定しているところ、訓練実績は約4分である。定で意図して運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

修正不要

とにより、原子炉水温が上昇し、約 1.1 時間後に沸騰、蒸発することで原子炉水位は低下し始めるが、事象発生後速やかに全交流動力電源喪失を判断し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、事象発生から 25 分経過した時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作を完了し、原子炉冷却材の蒸発量を補うために必要な注水流量で原子炉注水を実施することによって、原子炉水位を通常運転水位付近で維持することができる。

事象発生から 4 時間 55 分経過した時点で、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.2-4 図に示すとおり、蒸発量に応じた注水により通常運転水位付近で維持でき、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 5.2-5 図に示すとおり、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^* が確保される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上まで低下することがないため、放射線の遮蔽は維持され、**⇒再評価の結果、値の修正不要**した 10mSv/h を下回る）。なお、線量率の評価点は燃料取管機床上としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については、現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生から 4 時間 55 分経過した時点で、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱を開始することにより、長期的に安定状態を維持できる。

修正必要

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.9 時間、燃料有効長 ⇒再評価の結果、値の修正不要
時間は約 4.3 時間であり、必要 ⇒約2.8時間 維持され、原子炉への注 ⇒約4.2時間 十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 47℃～約 58℃である。本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は短くなる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間余裕は約 2.9 時間、燃料有 ⇒再評価の結果、値の修正不要
での時間余裕は約 4.3 時間であり、⇒約2.8時間 遮蔽は維持され、原子炉への注 ⇒約4.2時間 十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

に与える影響は小さい。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作の時間余裕については、原子炉水位が通常水
⇒再評価の結果、
値の修正不要
蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.5 時間、
通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は約 6.3 時間で
あり、事象発生から 25 分で原子炉注水準備が完了するた
⇒再評価の結果、
値の修正不要
裕を確保できる。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮した場合においても評価項目となるパラメータに与える影響はない。

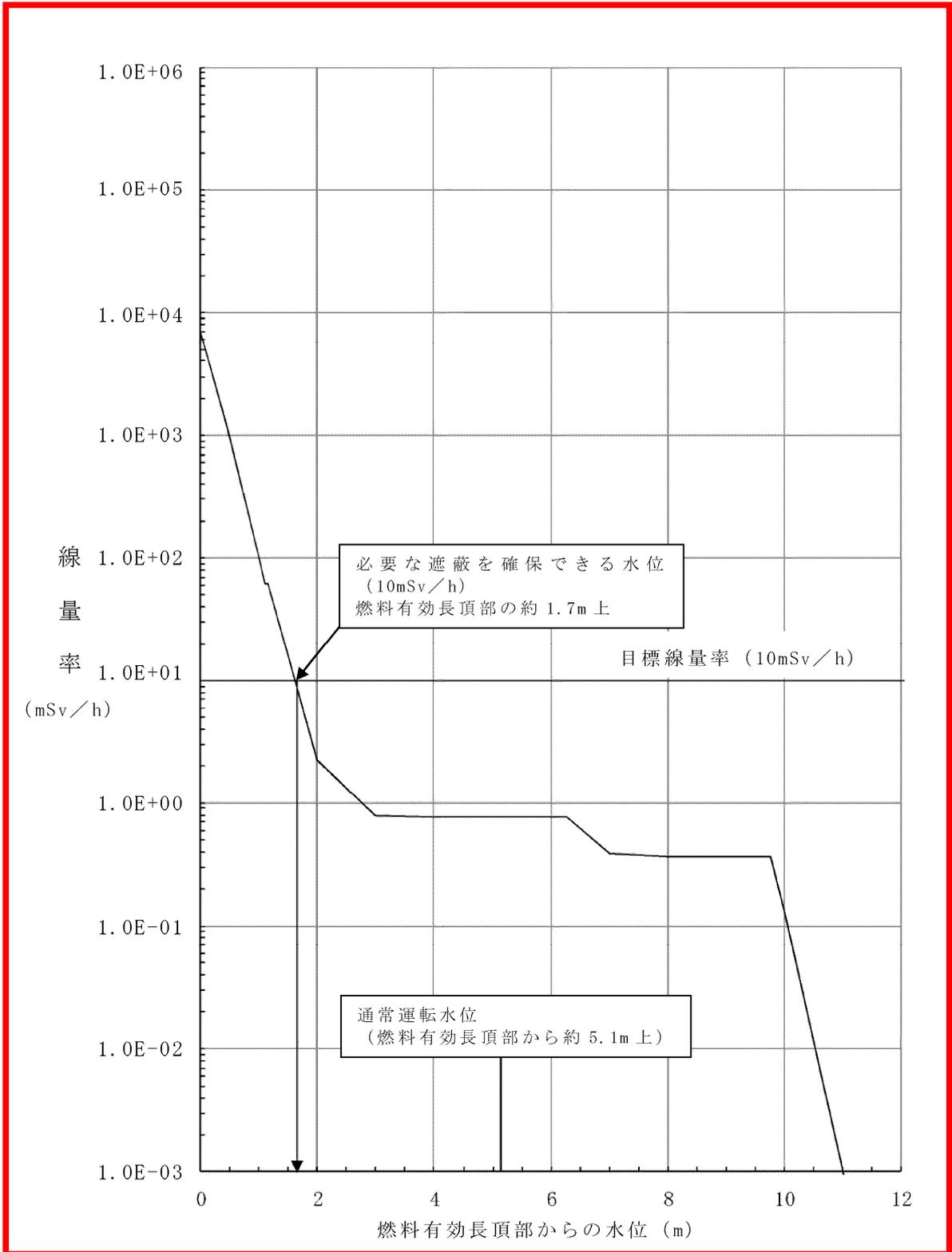
この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料 5.2.2, 5.2.3)

5.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策にお



第 5.2-5 図 原子炉水位と線量率

⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正不要

第 2 表 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（1/2）

項目	評価条件(操作条件)		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方				
<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作</p> <p>操作条件</p>	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作発生から25分後</p>	<p>状況判断，全交流動力電源喪失の判断，常設代替高圧電源装置からの受電操作，及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作に要する時間を考慮して設定</p>	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作後に実施するため，受電操作の影響を受けるが，実際の操作時間が評価上の操作開始時間とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>ことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉水位が通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間(4.5時間)通常水位から燃料有効長項部まで低下するまでの時間は約6.3時間(注)あり，継続では約3分である。想定している運転操作が実現可能なことを確認した。</p>	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作は，所要時間を3分と想定しているところ，訓練実績では約3分である。想定している運転操作が実現可能なことを確認した。</p>

⇒再評価の結果，値の修正不要

⇒再評価の結果，値の修正不要

修正不要

(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転は、原子炉冷却材流出箇所との隔離操作後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの原子炉水位の推移を第 5.3-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 5.3-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、原子炉冷却材が流出することにより、原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により異常事象を認知し、事象発生から 2 時間経過した時点で、待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う。

その後は原子炉冷却材の流出箇所を隔離することによって流出を止め、また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転により原子炉除熱を行う。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.3-4 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 2.1m 上まで低下するにとどまり、燃料は冠水維持される。

⇒再評価の結果、
値の修正不要

原子炉圧力容器は未開放であり、必要な遮蔽が維持できる（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^* が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。な

⇒再評価の結果、
値の修正不要

料取替機床上としている。また、全制御棒全挿入のため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転による原子炉除熱を行うことで、安定状態を維持できる。

修正不要

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態については、評価条件として設定した通常運転水位及び原子炉圧力容器未開放に対し、最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉初期水位が原子炉ウェル満水又は原子炉ウェル満水への移行期間、かつプールゲートが閉状態の場合においては、評価条件よりも原子炉初期水位が高くなるため、RHR切替時のLOCAにより遮蔽が維持される水位まで原子炉水位が低下するまでの時間は約 18.4 時間となり、評価条件に比べて時間余裕が長くなる。また、プールゲートが開状態の場合は更に時間余裕が長くなることから、**⇒再評価の結果、値の修正不要**パラメータに与える余裕は更に大きくなる。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要員が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作は、評価上の操作開始条件として、事象発生から2時間後を設定

修正不要

操作条件の原子炉冷却材流出箇所の隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内で操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでに約 2.3 時間あり、これに対して、事故を認知して原子炉注水を開始する

⇒再評価の結果、
値の修正不要

あることから、時間余裕がある。
操作条件の原子炉冷却材流出箇所の隔離操作について、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作で原子炉水位を回復させた後に実施する操作であるため、十分な時間余裕がある。

(3) まとめ

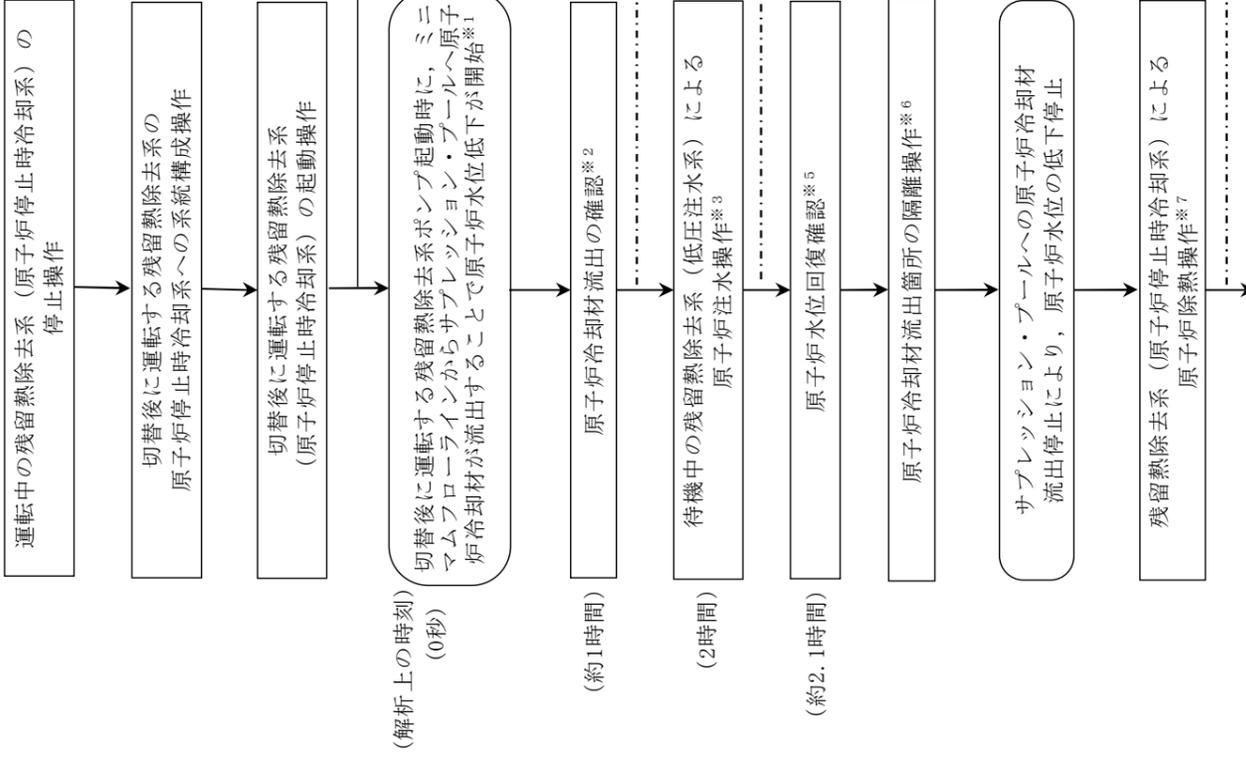
評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮した場合においても評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

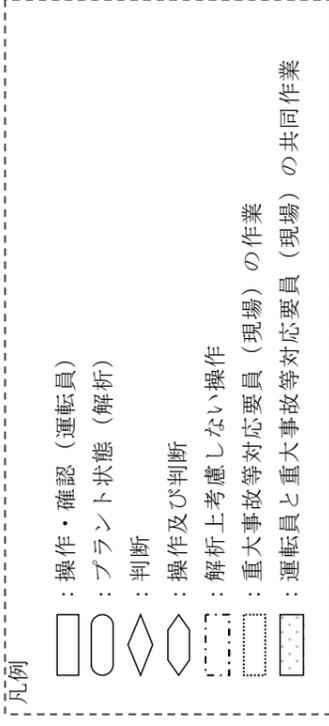
(添付資料 5.3.4)

修正不要

- プラント前提条件
- 原子炉の運転停止 1 日後
 - 原子炉圧力容器未開放
 - 格納容器開放
 - 残留熱除去系 (A)：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
 - 残留熱除去系 (B)：低圧注水系の状態で待機中
 - 残留熱除去系 (C)：点検中
 - 原子炉水位は通常運転水位



残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱を継続する。また、原子炉冷却材流出箇所の変更を隔離に努める。



停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成操作

作業員への退避指示^{※4}

- 待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) 以外による原子炉注水^{操作}
- 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水^{操作}
 - 低圧炉心スプレイス系による原子炉注水^{操作}
 - 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水^{操作}
 - 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系による原子炉注水^{操作}
 - 代替循環冷却系による原子炉注水^{操作}
 - 消火系による原子炉注水^{操作}
 - 補給水系による原子炉注水^{操作}

- 残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 以外による原子炉除熱^{操作}
- 緊急用海水系、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱^{操作}
 - 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱^{操作}

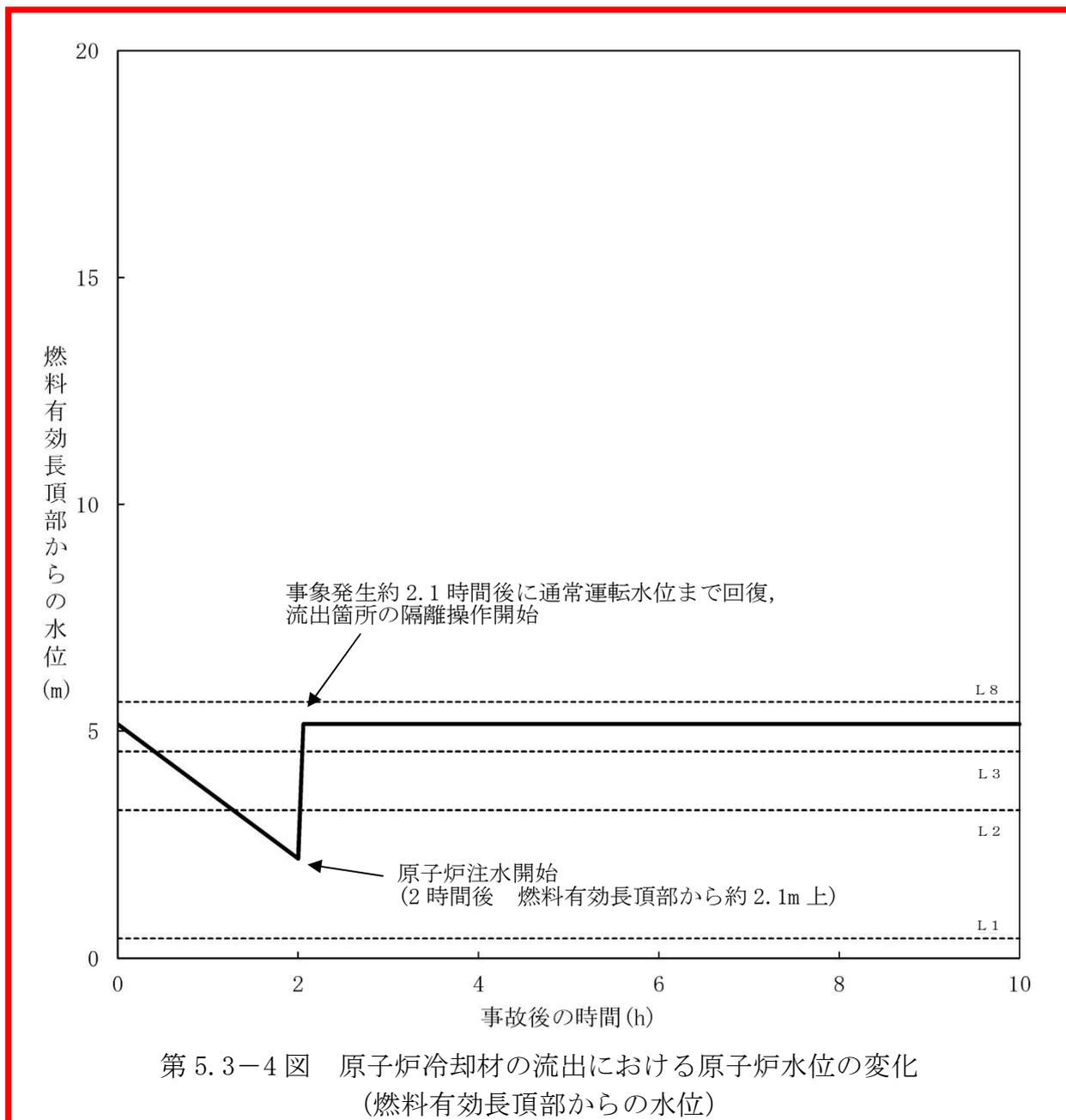
【有効性評価の対象としていないが他に取得する手段】

I 待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を優先するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) も実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替循環冷却系、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水、消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

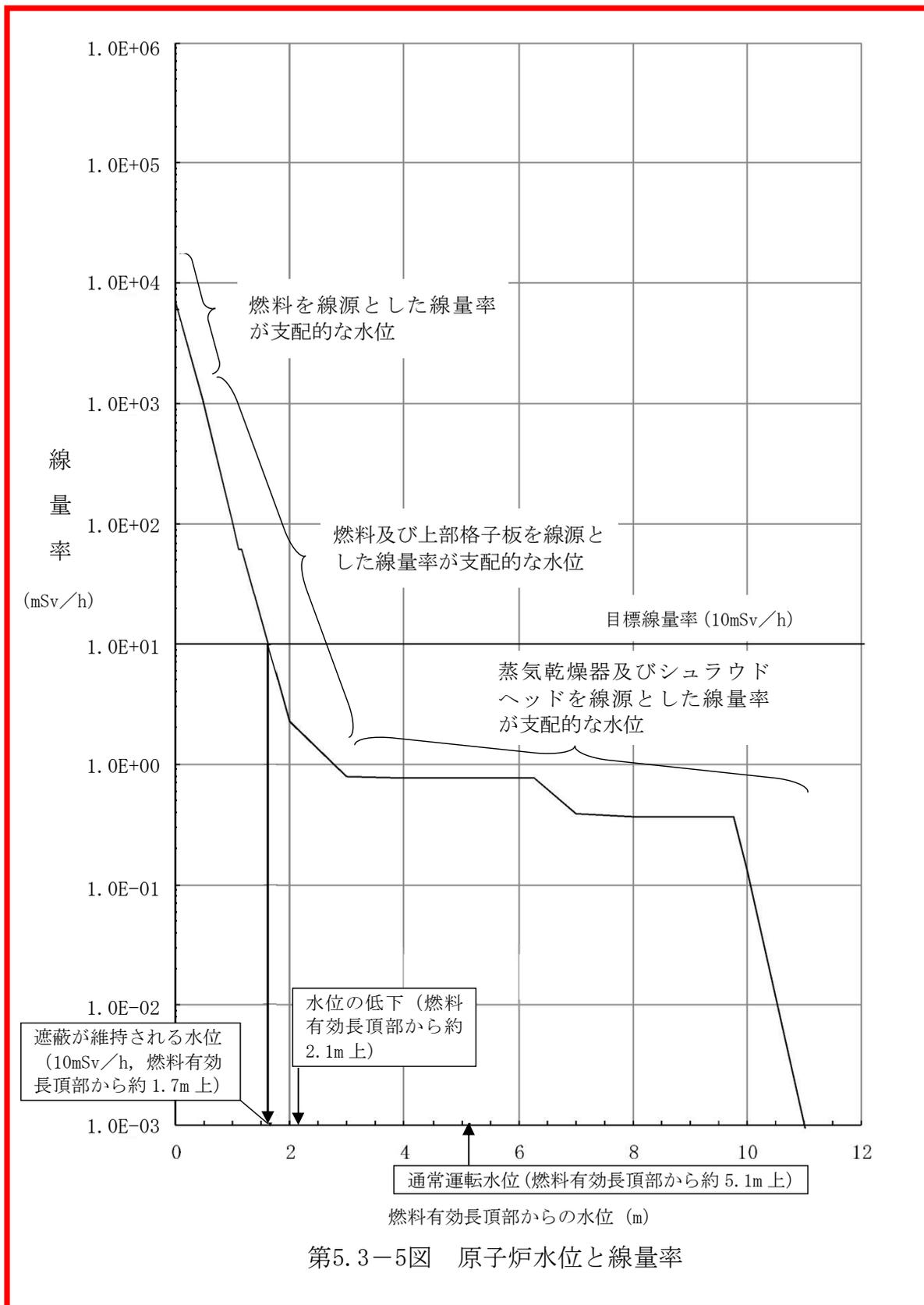
II 残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) を優先するが、緊急用海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱も実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

- ※1 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転号機の切替時、原子炉停止時冷却系流量調整弁の開度が不十分な状態で切替後に運転中に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより、ミニマムフロー弁が自動開となり、開固着することで原子炉冷却材がサブプレッション・プールに流出することを想定する (原子炉冷却材の流出量は45m³/h、原子炉水位の低下速度は約1.5m/h)。
 - ※2 原子炉冷却材の流出が発生した場合は、警報等により速やかに現象発生を認知できるが、運転員による対応操作の時間余裕を厳しく評価する観点から、本評価では警報による認知には期待せず、1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇を認知するものとしている。
 - ※3 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部から約2.1m上 (原子炉水位低 (レベル3) ー約2.4m) となる。
 - ※4 現場作業員は、当直発電長のベール程度である。
 - ※5 中央制御室において、原子炉水位
 - ※6 残留熱除去系 (低圧注水系) による
 - ※7 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。
- ⇒再評価の結果、値の修正不要
- ⇒再評価の結果、値の修正不要
- 原子炉水位を維持しかな時間余裕がある。

第 5.3-2 図 事故シナリオ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

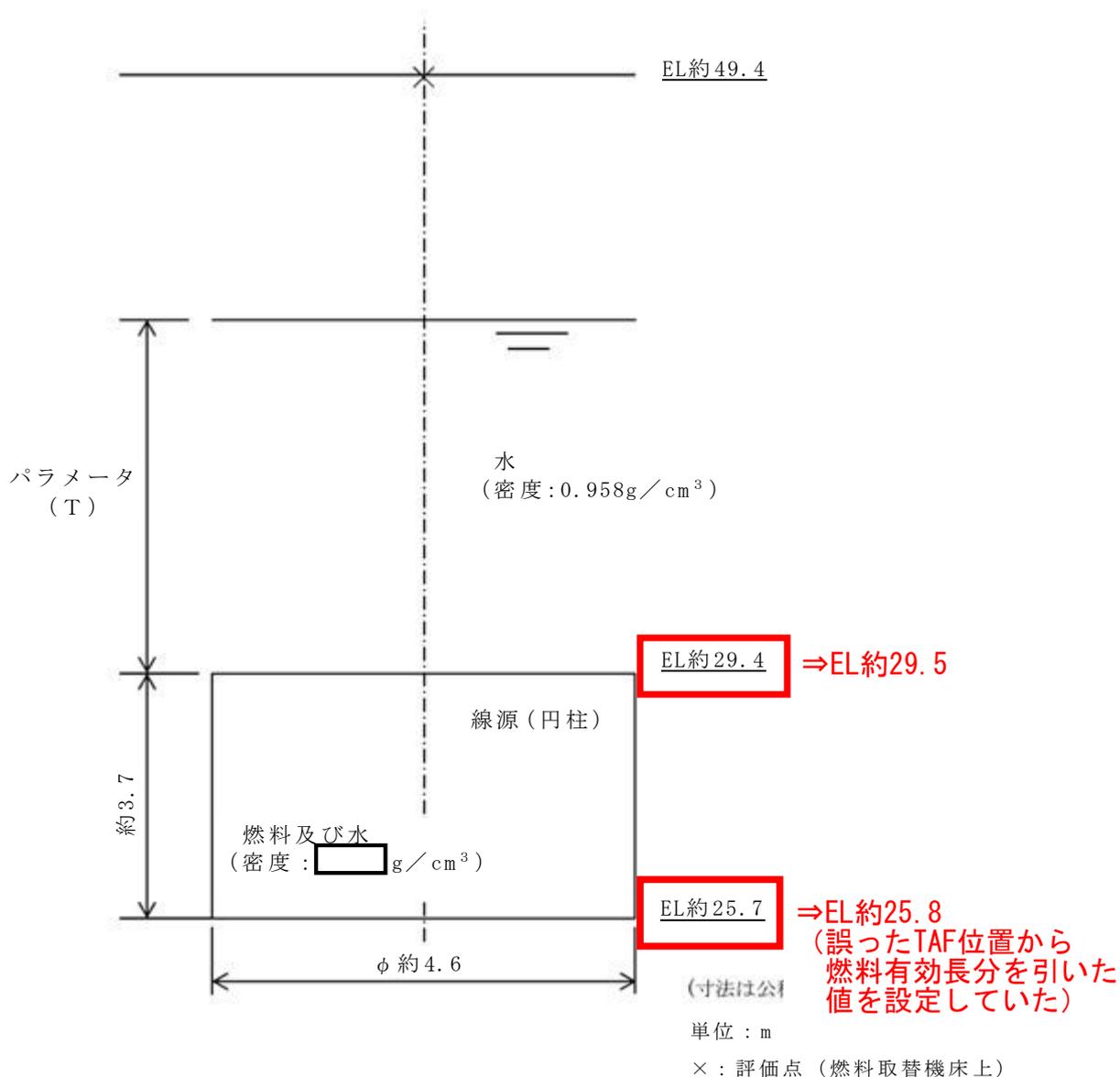


⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要



⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正必要



第1図 燃料の水深と線量率の計算モデル

第1表 燃料の線源強度

エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1.0	6.0E+11
2.0	1.1E+11
3.0	2.0E+09
4.0	3.0E+07

(2) 上部格子板

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、保守的に燃料取替機床上とした。なお、評価では第1図～第4図の線量率計算モデルに示すように原子炉ウェル筐体による遮蔽は考慮せず、線源から評価点までの距離を入力として評価している。

(2) 放射線の遮蔽が維持される水位

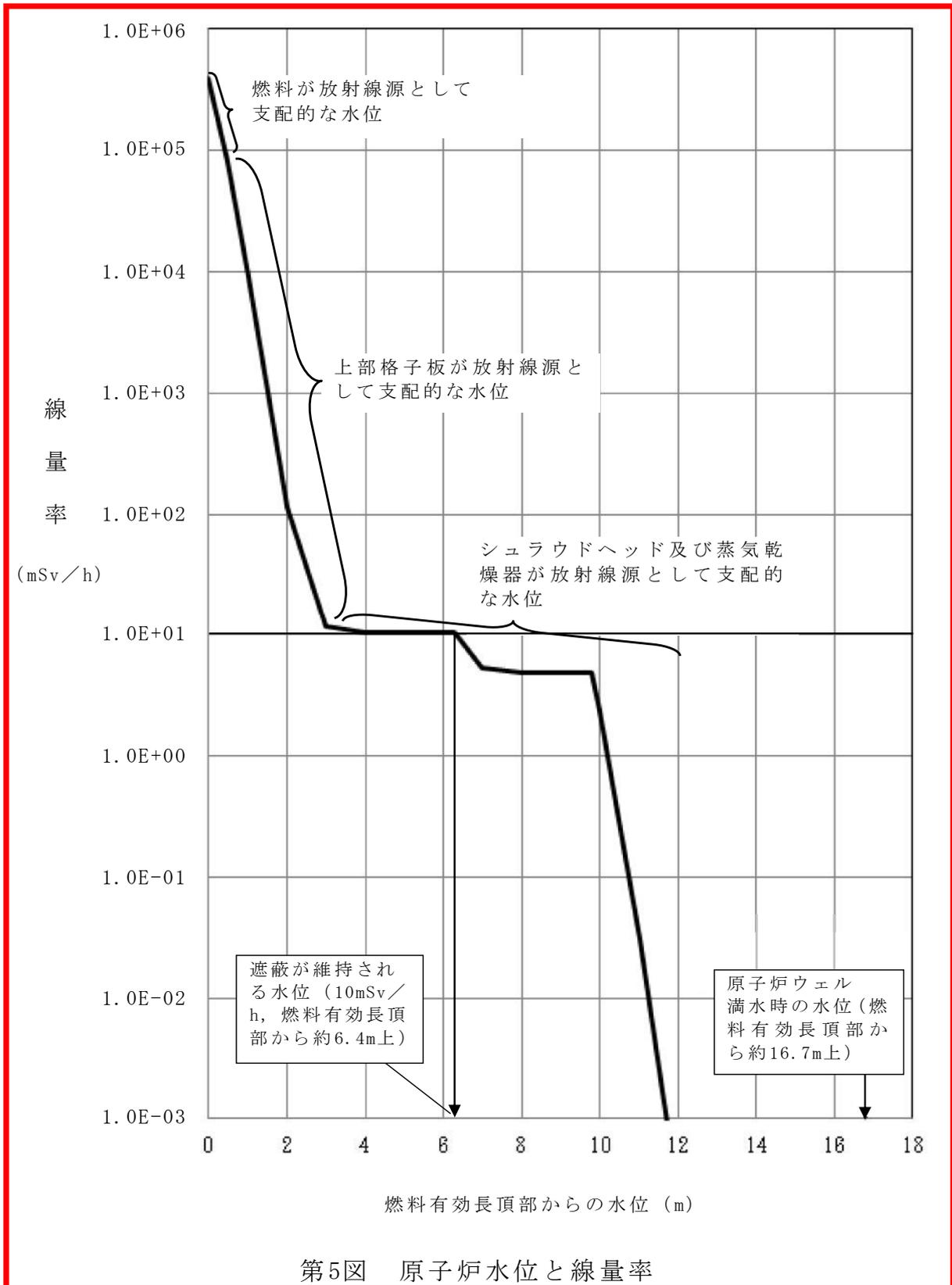
運転停止中の崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出では、評価点とした燃料取替機床上がある原子炉建屋最上階での操作は不要であり、仮に事象発生時に作業員が原子炉建屋最上階で施設定期検査による作業を実施している場合であっても、退避警報による事象認知後に速やかに退避するため、水位低下後に長時間作業することはない。

放射線の遮蔽を維持するために必要な水位^{*}は第5図より、燃料有効長頂部から約6.4m上となり、原子炉ウェル満水時の水位から約10.4m低下し⇒約6.3m^{*}る。

⇒再評価の結果、
値の修正不要

コンスグループにおける必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉棟6階での操作時間から10mSv/hと設定した。原子炉建屋原子炉棟6階での操作は、使用済燃料プールの同時被災時における重大事故等対応要員による使用済燃料プールスプレイの準備操作（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、原子炉建屋原子炉棟6階を含め、原子炉建屋内に滞在する時間は2.2時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも22mSvであり、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋原子炉棟6階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋原子炉棟6階での被ばく量は限定的である。



⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正不要

3. POSを選定する上で考慮した点

残留熱除去系は通常、2系統あるうち1系統を用いて崩壊熱除去を実施しており、POS-AからPOS-Dの期間において、作業や点検等に伴い運転号機の切替を実施する場合がある。これらのPOSより、以下の点を考慮してPOSの選定を行った。

(1) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

崩壊熱による原子炉冷却材の減少を厳しく評価する観点では、原子炉停止後の時間が短いPOSの方が適切である。ただし、本重要事故シナリオでは崩壊熱除去機能が喪失しないため、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発は発生しないことから、崩壊熱の違いによる時間余裕への影響はない。

(2) 原子炉圧力容器内の保有水量

原子炉圧力容器内の保有水量の観点では、原子炉ウェル満水の状態が最も余裕があり、原子炉圧力容器が通常運転水位に近いほど厳しい条件となる。⇒再評価の結果、値の修正不要
レ満水時における遮蔽維持水位到達までの時間余裕は約18.4時間であるのに対して通常運転水位における遮蔽維持水位到達までの時間余裕は約2.3時間である。

⇒再評価の結果、
値の修正不要

(3) 事象発生時の認知性

事象発生時の認知性の観点では、時間余裕が短い、すなわち保有水量が少ないPOSの方が適切である。なお、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位の低下による警報発生や緩和設備の自動起動等に期待できる場合があるが、有効性評価ではこれらに期待しないことで認知性をより厳しく扱った。

修正必要

(4) 原子炉水位低下時の作業環境

原子炉水位低下時の作業環境への影響の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 1.7m 上に低下するまでは原子炉圧力容器の上蓋等により遮蔽され、圧力容器の上蓋が開放されている場合は、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 6.4m 上に低下するまでは原子炉ウエルの水により遮蔽される。

⇒再評価の結果、値の修正不要
⇒約 6.3m 場合においても、遮蔽が維持される下限水位到達までに注水することが可能であり遮蔽が維持されることから、作業環境に与える影響はない。

4. POS の選定結果と考察

重要事故シーケンスとして選定した RHR 切替時の LOCA のプラント状態は、RHR 切替を実施する場合がある POS-A から POS-D のうち、時間余裕の観点で厳しい原子炉水位が通常運転水位である POS-A, C, D を選定した。また、他の POS の評価が、POS-A, C, D の RHR 切替時の LOCA の評価に包絡されることを第 2 表で確認した。

第1表 燃料損傷までの余裕時間

事故シナリオ	POS	原子炉水位	燃料損傷に至るまでの保有水量 (m ³) ※	冷却材流出流量 (m ³ /h)	燃料損傷までの余裕時間 (h)
RHR切替時のLOCA	B	原子炉ウエル満水	1,056	⇒1055	22.7
C UWブロー時のLOCA	A, C, D	通常水位	157	⇒156	3.5
CRD点検時のLOCA	C, D	通常水位	157	⇒156	3.5
LPRM点検時のLOCA	B	原子炉ウエル満水	1,056	⇒1055	5.5
	B	原子炉ウエル満水	1,056	⇒1055	12.1

※ 原子炉ウエル満水状態における保有水量は、原子炉側のみの水量を考慮（プールゲートが閉止し、使用済燃料プールの保有水量を含めない。）。

⇒再評価の結果、値の修正不要

評価条件の不確かさの影響評価について（原子炉冷却材の流出）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（1/2）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件 原子炉の初期水位及び原子炉圧力容器の状態	通常運転水位及び原子炉圧力容器未開放	事故事象毎	評価項目となるパラメータに対して時間余裕が厳しくなる、通常水位を想定	原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉水位又は原子炉圧力容器への移行期間、かつ原子炉初期水位が高くなるため、遮断条件より原子炉初期水位が約18.4時間と、評価条件に比べて長くなる。	原子炉初期水位が原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉水位又は原子炉圧力容器への移行期間、かつ原子炉初期水位が高くなるため、遮断条件より原子炉初期水位が約18.4時間と、評価条件に比べて長くなる。
原子炉初期圧力	大気圧	大気圧	原子炉停止から1日後の状態を想定	原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉水位又は原子炉圧力容器への移行期間、かつ原子炉初期水位が高くなるため、遮断条件より原子炉初期水位が約18.4時間と、評価条件に比べて長くなる。また、原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉水位又は原子炉圧力容器への移行期間、かつ原子炉初期水位が高くなるため、遮断条件より原子炉初期水位が約18.4時間と、評価条件に比べて長くなる。⇒再評価の結果、値の修正不要	原子炉初期水位が原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉水位又は原子炉圧力容器への移行期間、かつ原子炉初期水位が高くなるため、遮断条件より原子炉初期水位が約18.4時間と、評価条件に比べて長くなる。⇒再評価の結果、値の修正不要

第 2 表 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（1/2）

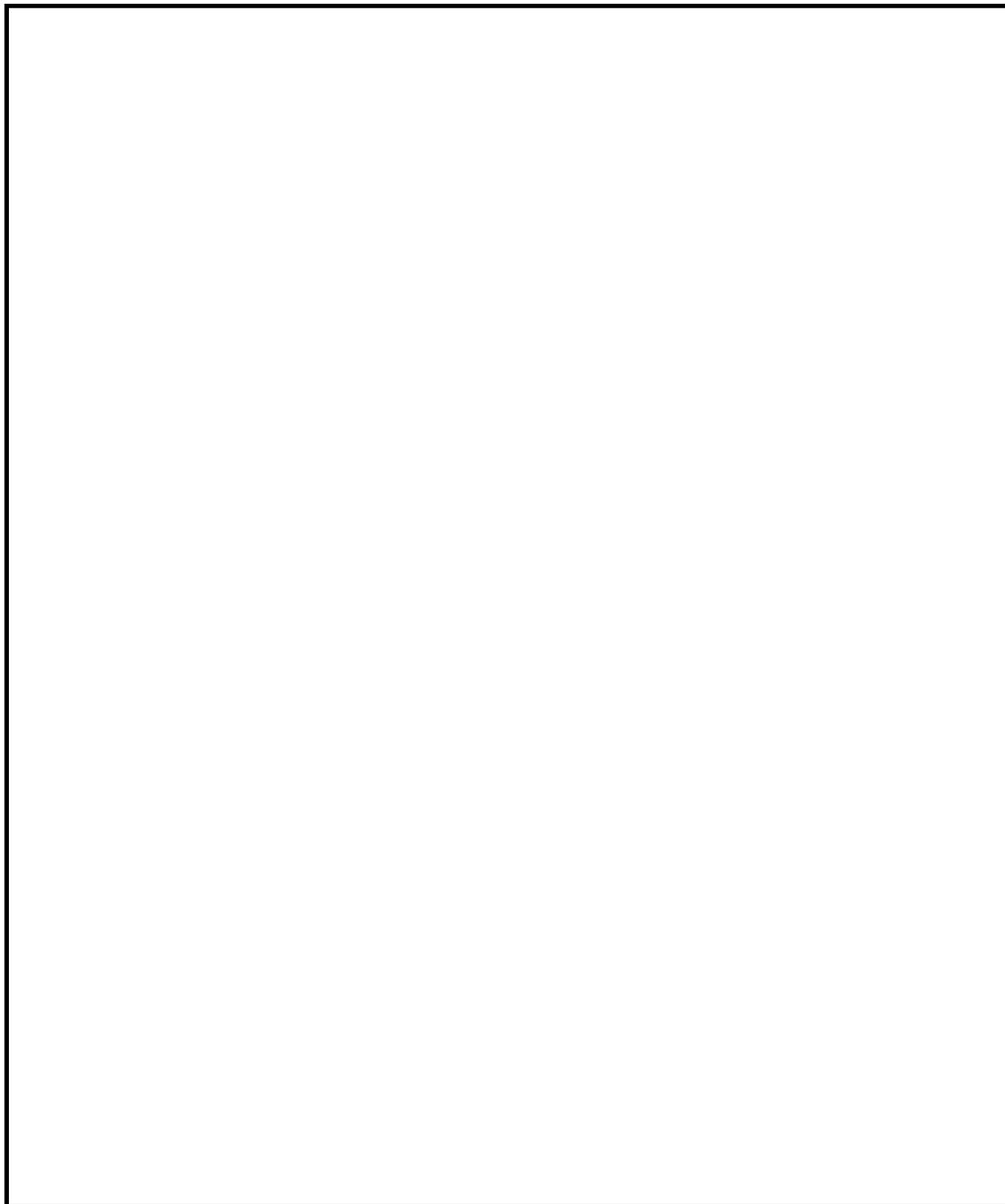
項目	評価条件(操作条件)の不確かさ	操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始条件					
操作条件 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作	事象の認知及び操作の時間に基に、更に時間余裕を考慮して設定	<p>【認知】 評価では、原子炉水位の低下及びサブプレッションの中央制御室の水位の上昇を、1 時間毎の中央制御室の巡視により確認すると想定している。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時のプラント状態（原子炉水位等）の確認により、早期に原子炉冷却材流出を認知できる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室内に常駐していることから、要員配置が操作時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 残留熱除去系（低圧注水系）のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、中央制御室内の操作盤でのスイッチによる操作であるため、容易な操作である。操作時間は5分を想定しており、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p>【他の並列操作の有無】 他の並列操作はないことから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤のスイッチによる簡単な操作であり、誤操作は起こりにくいことから、誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p>	<p>原子炉水位低下時に原子炉注水操作の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 2 時間後の原子炉注水開始を設定しているが、実際は運転熱除去系（原子炉冷却材）の切替時の状態確認（原子炉水位等）による早期の認知に期待でき、その後速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くないと考えられ、原子炉水位の回復が早くなる。また、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できるところから影響はない。</p>	<p>原子炉水位低下が放射線の遮蔽が維持されるまでの時間約 2.3 時間、その後長頂部まで低下するまでの時間は約 3.5 時間である。</p>	<p>原子炉水位が通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間約 2.3 時間、その後長頂部まで低下するまでの時間は約 3.5 時間である。想定で意図している操作時間が能力なことを要する。</p>	<p>所要時間を 5 分で想定しているところ、訓練実績では約 4 分である。想定で意図している操作時間が能力なことを要する。</p>

⇒再評価の結果、値の修正不要 ⇒再評価の結果、値の修正不要

本図については図面の縮尺も含め、全面的に適正化する。

1 原子炉水位及びインターロックの概要

原子炉圧力容器水位計装概要図を第 1 図に、インターロックの概要を第 1 表に示す。



第 1 図 原子炉圧力容器水位計装概要図

修正不要

4. 運転停止中原子炉の有効性評価における評価条件の変更前後の評価結果
 評価条件の変更前後における各重要事故シーケンスの評価結果を第13表
 から第15表に示す。

第13表 評価結果 (燃料有効長頂部冠水の遮蔽維持)

評価項目	変更前 (申請時)		評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下なし	約 4.2m 上	燃料有効長頂部冠水遮蔽維持 (目安: 10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

⇒再評価の結果、
値の修正不要

※: 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上

⇒再評価の結果、
値の修正不要

第14表 評価結果 (全交流動力電源喪失)

評価項目	変更前 (申請時)	変更後	評価項目
原子炉水位	原子炉水位の低下なし	原子炉水位の低下なし	燃料有効長頂部冠水遮蔽維持 (目安: 10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

※: 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上

⇒再評価の結果、
値の修正不要

第15表 評価結果 (原子炉冷却材の流出)

評価項目	変更前 (申請時)	変更後	評価項目
原子炉水位	約 3.7m 上	約 2.2m 上	燃料有効長頂部冠水遮蔽維持 (目安: 10mSv/h [※])
未臨界の維持	未臨界を維持	未臨界を維持	未臨界の維持

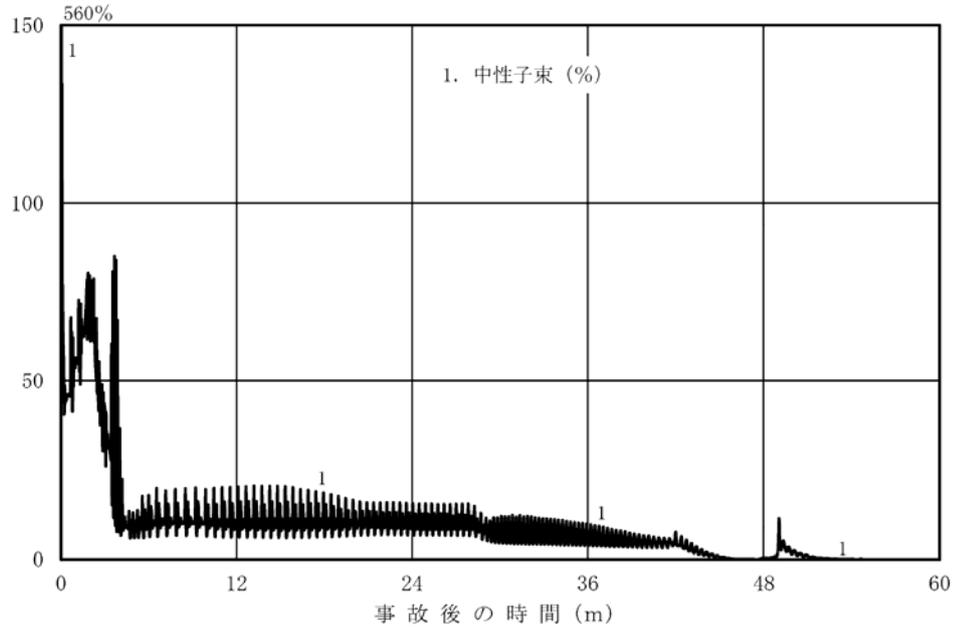
⇒再評価の結果、
値の修正不要

⇒再評価の結果、
値の修正不要

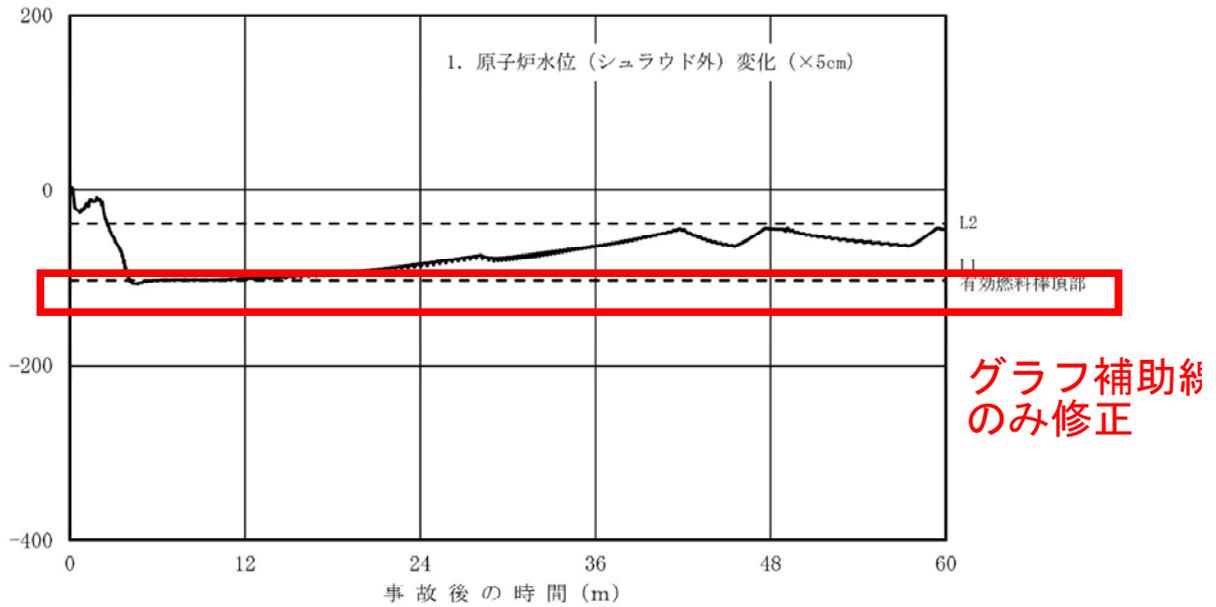
※: 必要な遮蔽が維持される原子炉水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上

⇒再評価の結果、
値の修正不要

修正必要

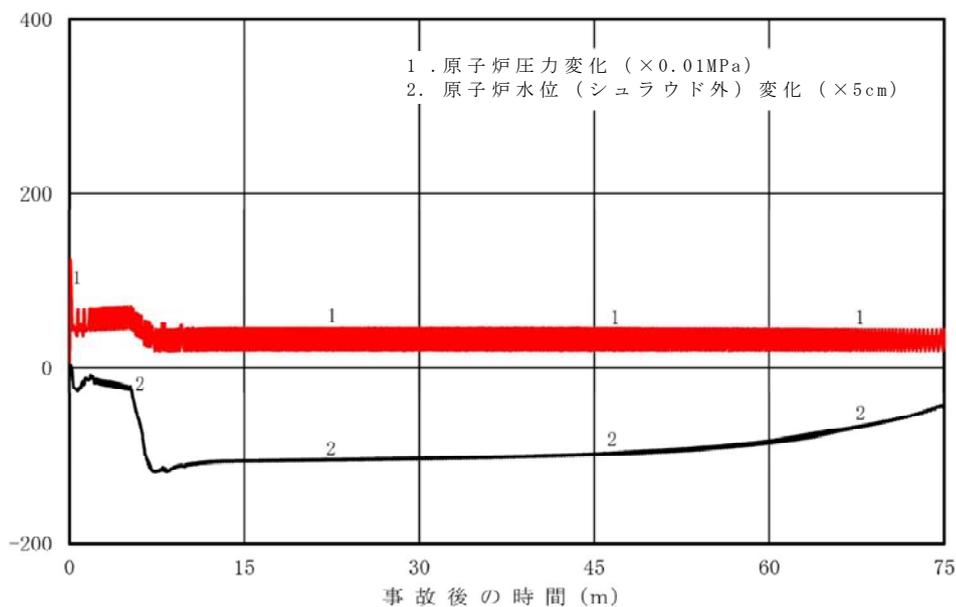


第 3 図 中性子束の水位 (60 分まで)

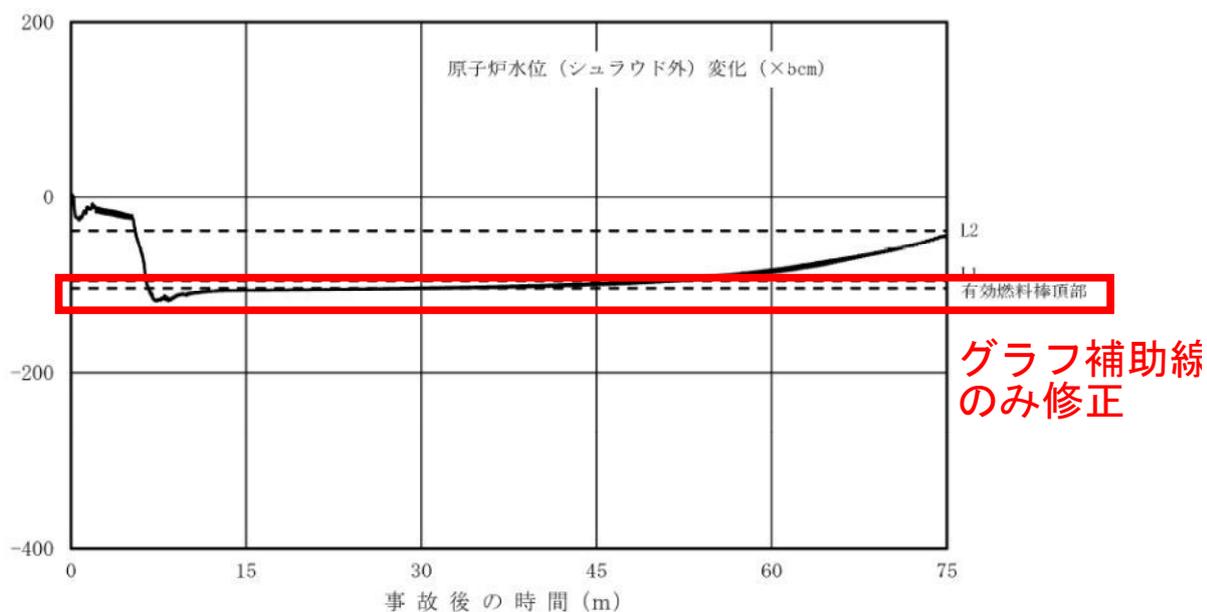


第 4 図 原子炉水位の水位 (60 分まで)

修正必要



第 10 図 原子炉圧力及び原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (長期)



第 11 図 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (長期)

い「想定事故2」において、使用済燃料プール水位は通常水位から約 0.6m 下の水位まで低下するに留まり、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水維持される。

(b) 放射線の遮蔽については、水位低下の観点で最も厳しい「想定事故2」において、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.6m 下の水位となった場合の原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近の線量率は約 3mSv/h であり、不確かさを考慮しても放射線の遮蔽は維持される。

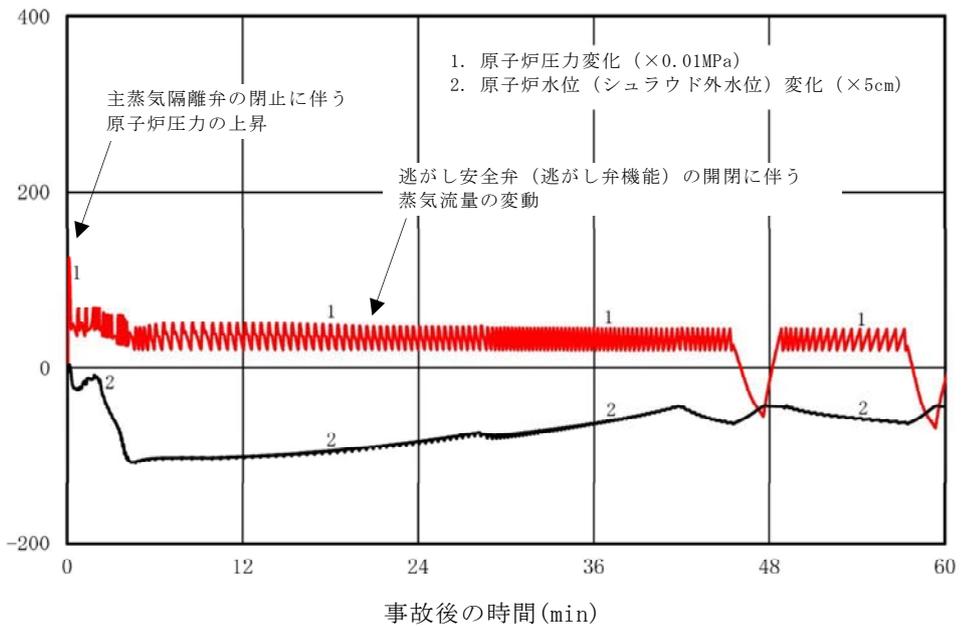
(c) 未臨界の維持については、使用済燃料プールではボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、使用済燃料プールの未臨界は維持される。

d. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

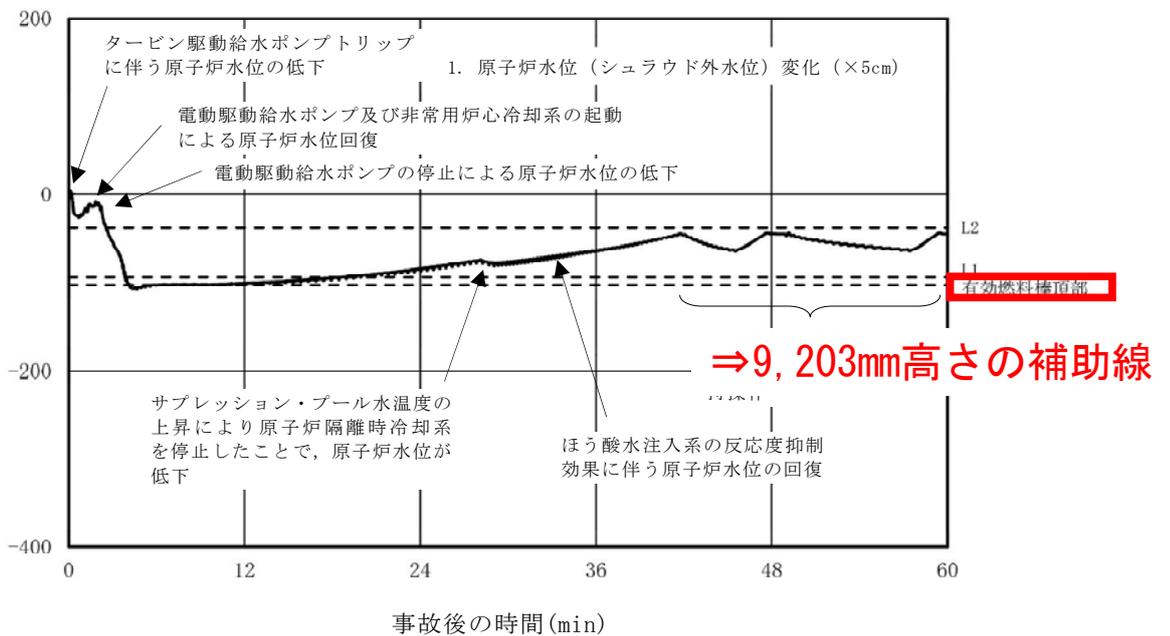
(a) 燃料有効長頂部の冠水については、原子炉水位の低下が最も厳しい「原子炉冷却材の流出」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 2.1m 上の水位まで低下するに留まり、不確かさを考慮し ⇒再評価の結果、値の修正不要 冠水維持される。

(b) 放射線の遮蔽が維持される水位の確保については、原子炉水位の低下が最も厳しい「原子炉冷却材の流出」において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約 2.1m 上の水位まで低下するに留まり、必要な遮蔽が維持 ⇒再評価の結果、値の修正不要 燃料有効長頂部の約 1.7m を下回ることがないため、不確かさを考慮して ⇒再評価の結果、値の修正不要 維持される。

(c) 未臨界の確保については、「原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜きにより反応度が投入される事故」において、制御棒の引



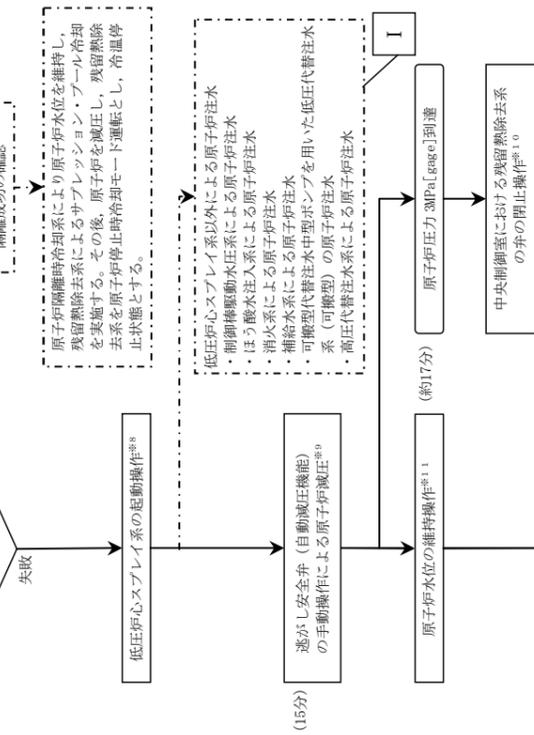
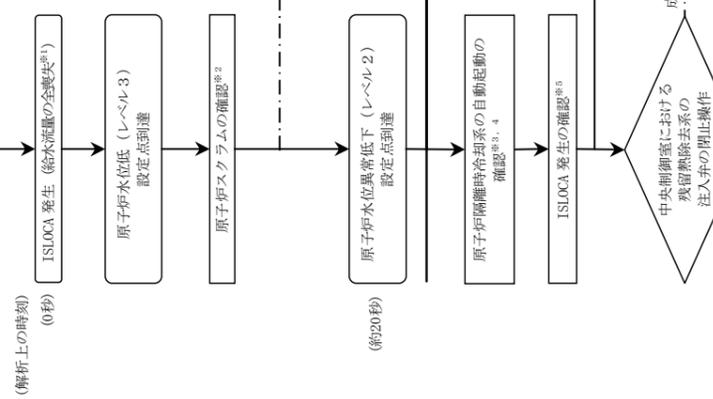
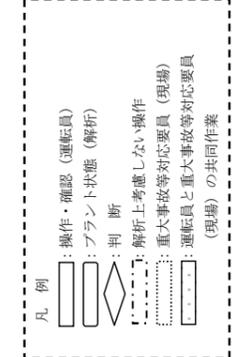
第 7.1.5-17 図 原子炉圧力及び原子炉水位の推移 (長期)



第 7.1.5-18 図 原子炉水位 (シュラウド外水位) の推移 (長期)

修正必要

本手順においては、残留熱除去系B系のISLOCA事象を想定しているが、残留熱除去系A系等においてISLOCA事象が発生した場合でも、同様の対応を取ることでより事象を収束することができる。なお、残留熱除去系A系におけるISLOCAを想定し、保守的に原子炉建屋東側に設置されている機器の機能喪失を仮定する場合、原子炉隔離時冷却系及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を仮定し、高圧炉心スプレイス系を使用する。



- ※1 評価上は給水流量の全喪失を想定している。
- ※2 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※3 原子炉水位異常常低下 (レベル2) 信号にて高圧炉心スプレイス系も自動起動するが、評価上は漏えいが発生する西側区画に設置されている高圧炉心スプレイス系の機能喪失を想定している。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、自動起動警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※5 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する (補足1)。
- ※6 原子炉水位変動の変化、残留熱除去系の吐出圧の変化、原子炉建屋床下ドレンサンポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。
- ※7 ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確認するため、常設低圧代替注水系統を用いた低圧代替注水系統 (常設) を起動する。外部電源がない場合には、常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電線操作を実施する。
- ※8 プレイ系等を起動し、低圧で注水可能な系統を確認する。
- ※9 ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合は、低圧で注水可能な系統を確認した後に漏えい抑制のため原子炉を減圧する。
- ※10 残留熱除去系の弁の閉止操作は、原子炉減圧操作に伴い原子炉圧力が残留熱除去系の低圧設計部の最高使用圧力である3MPa(gage)以下まで低下した後を実施する。
- ※11 ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまで、隔離成功が完了するまで、隔離成功のために原子炉水位を低めに維持するのが望ましいこと及び原子炉水位異常常低下 (レベル2) にて高圧炉心スプレイス系の自動起動信号、主蒸気隔離弁の自動閉止信号等が発信することを踏まえ、原子炉水位異常常低下 (レベル2) 以上で可能な限り原子炉水位を低く維持する。(補足2)
- ※12 格納容器バイパス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧等に伴いサブプレッション・ブール冷却を実施する。格納容器バイパス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧等に伴いサブプレッション・ブール冷却が30°Cを超える場合は、残留熱除去系によるサブプレッション・ブール冷却を実施する。
- ※13 残留熱除去系の注入弁の閉止完了後は、原子炉注水を低圧炉心スプレイス系に切り替え、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間に維持する。

低圧炉心スプレイス系により原子炉水位を維持し、残留熱除去系によるサブプレッション・ブール冷却を継続する。その後、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転とし、冷温停止状態とする。

記載のみ

ISLOCAの発生は、以下のパラメータによる情報も勘案し総合的に確認する。

- ・系統異常高圧警報 (RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LOW)
- ・主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の開始 (残留熱除去系) が継続 (原子炉水位 (広帯域)、SA広帯域、SA広帯域、SA広帯域)
- ・原子炉建屋内空間熱輻射上昇警報 (R/B AREA RADIATION HIGH) 発報
- ・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
- ・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生
- ・原子炉建屋内異常漏えい警報 (R/B ED SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI 等) 発報
- ・原子炉建屋機器ドレンサンポンプ温度高 (R/B ED SUMP TEMP HIGH) 発報
- ・ドライウェル圧力及び発煙温度が有意に上昇していない

記載のみ

監視可能であれば、以下のパラメータによる情報も勘案し総合的に確認する。

- ・系統異常高圧警報 (RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LOW)
- ・主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の開始 (残留熱除去系) が継続 (原子炉水位 (広帯域)、SA広帯域、SA広帯域、SA広帯域)
- ・原子炉建屋内空間熱輻射上昇警報 (R/B AREA RADIATION HIGH) 発報
- ・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
- ・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生
- ・原子炉建屋内異常漏えい警報 (R/B ED SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI 等) 発報
- ・原子炉建屋機器ドレンサンポンプ温度高 (R/B ED SUMP TEMP HIGH) 発報
- ・ドライウェル圧力及び発煙温度が有意に上昇していない

補足2

ISLOCAの発生時は、原子炉水位異常常低下 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。

・原子炉水位低 (レベル3)	・300mm
・原子炉水位異常常低下 (レベル2)	・950mm
・高圧炉心スプレイス系注水ノズル	・1,227mm
・低圧炉心スプレイス系注水ノズル	・1,227mm
・原子炉水位異常常低下 (レベル1)	・3,800mm
・残留熱除去系注水ノズル	・3,935mm

燃料弁効長頂部 -4,245mm

異なる値を記載しており修正が必要 (-4,197mm)

第 7.1.7-2 図 格納容器バイパス (ISLOCA) の対応手順の概要

修正不要

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障の認知及び操作の時間を基に，更に時間余裕を考慮して，事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの原子炉水位の推移を第 7.4.1-4 図に，原子炉水位と線量率の関係を第 7.4.1-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し，約 1.1 時間後に沸騰，蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。1 時間毎の中央制御室の巡視により，崩壊熱除去機能が喪失していることを確認し，事象発生から 2 時間後に，待機中の残留熱除去系（低圧注水系）を起動し，原子炉注水を行う。

事象発生から 4 時間 40 分後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への切替操作を実施し，崩壊熱除去機能を回復することによって，原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は，第 7.4.1-4 図に示すとおり，燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下するに留まり，燃料の冠水は維持される。

⇒再評価の結果、
値の修正不要

原子炉圧力容器は未開放であり，第 7.4.1-5 図に示すとおり，必要は遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^{*}が維持され

修正不要

る水位)である燃料有効長頂部の約 1.7m まで低下することはないため、放射線の遮蔽は維持される ⇒再評価の結果、^③は燃料取替機床上としている。また、全制御棒^④の挿入が維持されるため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 本事故シーケンスグループにおける必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作時間から 10mSv/h と設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は、使用済燃料プールの同時被災時における重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、原子炉建屋原子炉棟 6 階を含め、原子炉建屋内に滞在する時間は 2.2 時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階での被ばく量は限定的である。

7.4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系

運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕が大きくなる。また、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕が短くなる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必 **⇒再評価の結果、値の修正不要** 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の **約 1.7m 上**の高さに到達するまでの時間は約 **2.9 時間**、燃料有効長頂部までの時間は **約 4.3 時間** であり、必要な放 **⇒約2.8時間** 維持され、原子炉への注 **⇒約4.2時間** 十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の 52℃ に対して最確条件は約 47℃～約 58℃ である。本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は短くなる。原子炉水温が 100℃ かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（**⇒再評価の結果、値の修正不要** 10mSv/h が維持できる水位）である燃料有効長頂部の **約 1.7m** 上の高さに到達するまでの時間余裕は **約 2.9 時間**、燃料有効長頂部ま

⇒約2.8時間

での時間余裕は約 4.3 時間であり、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉への \Rightarrow 約 4.2 時間 十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位（燃料有効長頂部から約 5.1m）に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎ（通常運転水位 \pm 10cm 程度）がある。本評価条件の不確かさとして最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より低くなる場合があるものの、原子炉初期水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕が大きくなる。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放の場合は評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器が開放の場合は原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

修正不要

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響を把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作
 ⇒再評価の結果、
 値の修正不要
 常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達
 は約 4.5 時間、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下する
 までの時間は約 6.3 時間であり、これに対して、事故を認知して注水を開
 始するま ⇒再評価の結果、
 値の修正不要
 時間余裕は確保される。ことから、準備時間が確保できるため、

(3) ま と め

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件等の不確かさを考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

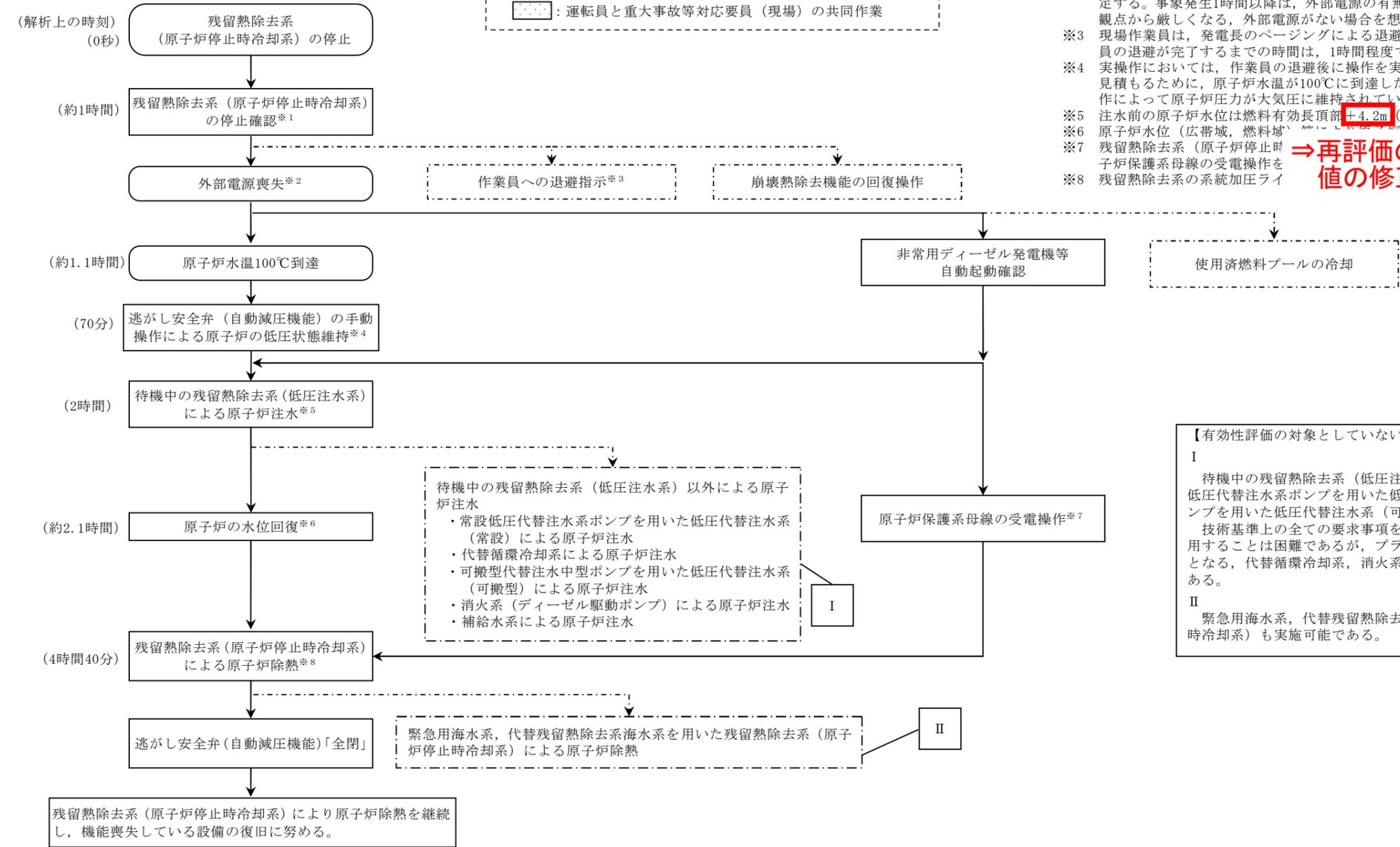
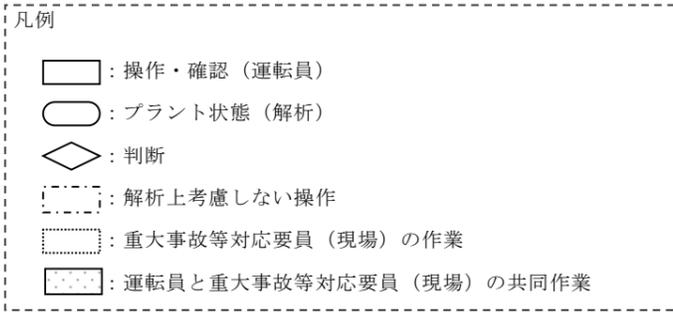
7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策時における必要な初動対応要員は、「7.4.1.3(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 9 名であり、災害対

修正不要

プラント前提条件
 ・原子炉の運転停止 1 日後
 ・原子炉圧力容器未開放
 ・残留熱除去系 (A) 運転中
 ・残留熱除去系 (B) 待機中
 ・残留熱除去系 (C) 点検中
 ・原子炉水位は通常運転水位



- ※1 運転中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) が故障した場合は、警報等により速やかに事象発生を認知できるが、運転員による対応操作の時間余裕を厳しく評価する観点から、本評価では警報による認知には期待せず、1時間毎の中央制御室の巡視により残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) が停止していることを認知するものとしている。
- ※2 外部電源は事象発生1時間後に喪失するものと仮定する。ここで、事象発生と同時に外部電源が喪失することを想定した場合、原子炉保護系電源の喪失により格納容器隔離信号が発信し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が自動閉となる。待機中の残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) を起動するためには、格納容器隔離信号のリセット操作が必要であるため、運転員は事象後速やかに崩壊熱除去機能が喪失したことを認知することができる。このため、本評価においては、運転員による対応操作を厳しく評価する観点から、事象発生1時間後 (1時間毎の中央制御室の巡視により事象を認知する時刻) までは外部電源がある場合を想定する。事象発生1時間以降は、外部電源の有無によらず事象進展は同様であるが、資源の評価の観点から厳しくなる、外部電源がない場合を想定する。
- ※3 現場作業員は、発電長のページングによる退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※5 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部 **+4.2m** (原子炉水位低 (レベル3) **-0.3m**) となる。
- ※6 原子炉水位 (広帯域、燃料域) 等にも注水による水位回復を確認する。
- ※7 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉注水は、原子炉保護系母線の受電操作を要する。
- ※8 残留熱除去系の系統加圧ラインの復旧を確認する。

⇒再評価の結果、値の修正不要

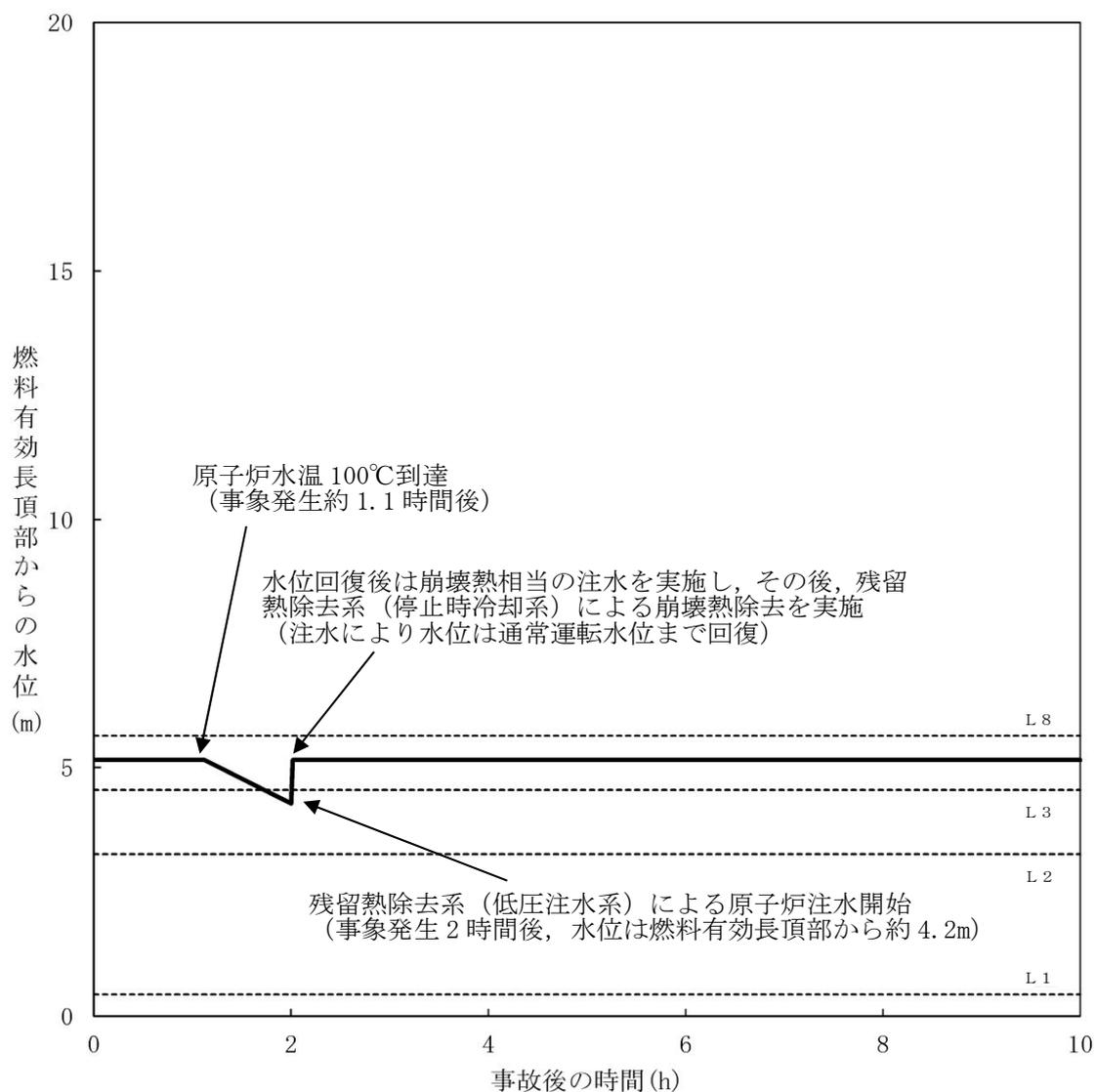
【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】

I
 待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を優先するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設)、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる。代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

II
 緊急用海水系、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) も実施可能である。

第 7. 4. 1-2 図 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要

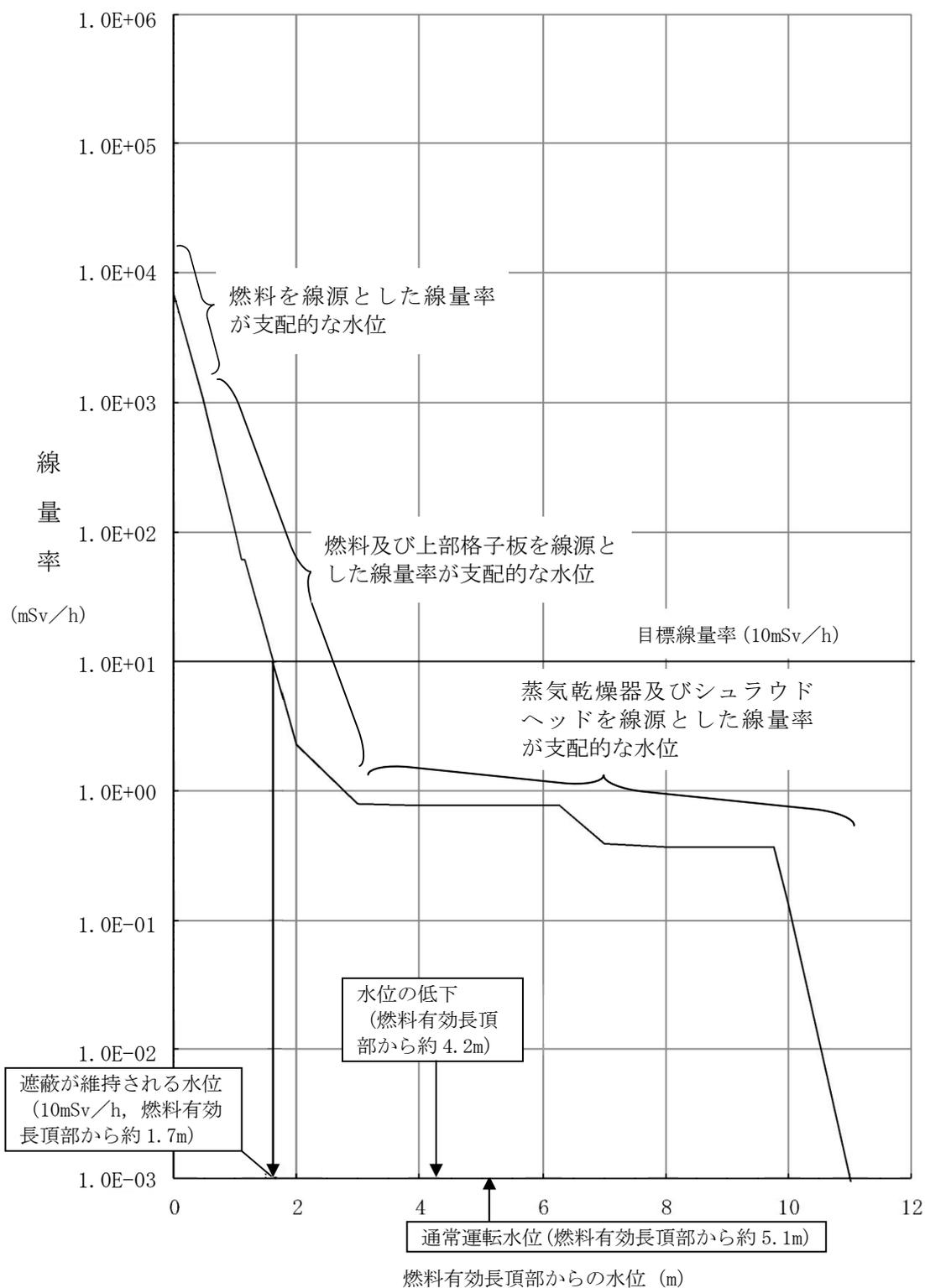
修正必要



第7.4.1-4図 原子炉水位の推移

⇒再評価の結果、
グラフ差し替え要

修正必要



第7.4.1-5図 原子炉水位と線量率

⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正不要

で維持することができる。

事象発生から4時間35分経過した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉圧力容器の除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第7.4.2-4図に示すとおり、蒸発量に応じた注水により通常運転水位付近で維持でき、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第7.4.2-5図に示すとおり、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^* が確保される水位）である燃料有効長頂部の約1.7m上まで低下することがないため、放射線の遮蔽は維持される（**⇒再評価の結果、値の修正不要**とした 10mSv/h を下回る）。なお、線量率の評価は、燃料有効長頂部上で行っている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については、現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生から4時間35分経過した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転を再開することにより、長期的に安定状態を維持できる。

以上により、本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 本事故シーケンスグループにおける必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋原子炉棟6階での操作時間から 10mSv/h と設定した。原子炉建屋原子炉棟6階での操作は、使用済燃料プールの同時被災時における重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（可搬型スプレイ

修正必要

の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持できる水位）である燃料有効長頂部の約1.7m上の高さに到達するまでの時間は約2.9時間、燃料有効長から原子炉へ到達するまでの時間は約4.3時間であり、必要と見込まれる遮蔽は維持され、原子炉への影響は約4.2時間十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

⇒再評価の結果、値の修正不要

⇒約2.8時間

⇒約4.2時間

初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約47℃～約58℃である。本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より高くなる場合があり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は短くなる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱の場合でも、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持できる水位）である燃料有効長頂部の約1.7m上の高さに到達するまでの時間余裕は約2.9時間、燃料有効長から原子炉へ到達するまでの時間余裕は約4.3時間であり、必要と見込まれる遮蔽は維持され、原子炉への影響は約4.2時間十分な時間余裕が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

⇒再評価の結果、値の修正不要

⇒約2.8時間

⇒約4.2時間

初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位（燃料有効長頂部から約5.1m）に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎ（通常運転水位±10cm程度）がある。本評価条件の不確かさとして最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より低くなる場合があるものの、原子炉初期水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件

修正不要

による原子炉注水操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作後に実施するため、受電操作の完了時刻の影響を受けるが、実態の操作時間が評価上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替高圧電源装置からの緊急用母線の受電、及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）

による原子炉注水操作の時間余裕については、原子炉水位が通常水位から
⇒再評価の結果、
値の修正不要 ；持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から

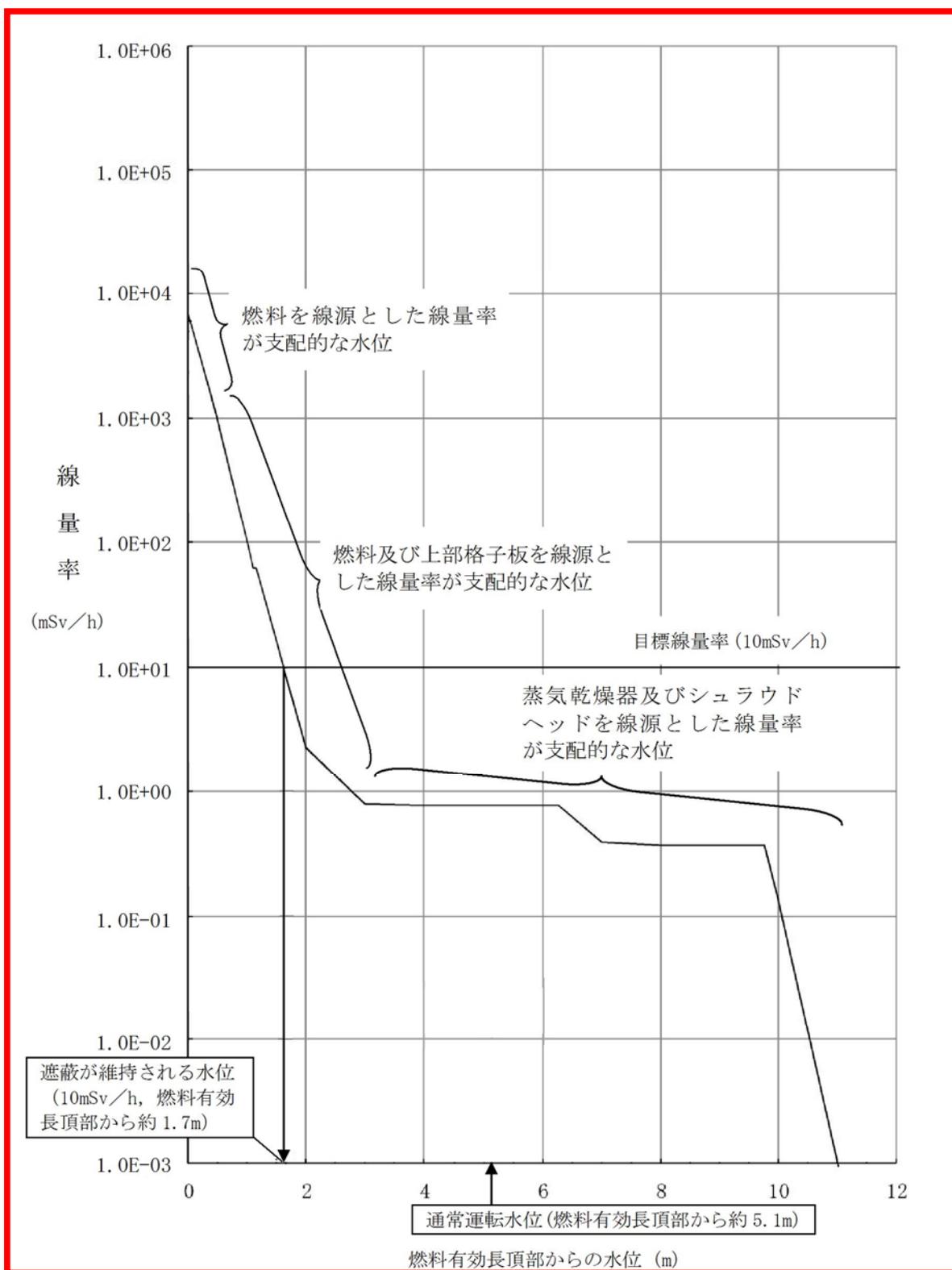
約 4.5 時間、通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は
約 6.3 時間であり、事象発生から 25 分で原子炉注水準備が完了するため、

⇒再評価の結果、
値の修正不要 ；確保できる。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与え

修正必要



第 7.4.2-5 図 原子炉水位と線量率

⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正不要

め、また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転により崩壊熱除去機能を回復する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 7.4.3-4 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 2.1m まで低下するととどまり、燃料は冠水維持される。

⇒再評価の結果、
値の修正不要

原子炉圧力容器は未開放であり、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^* が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、

⇒再評価の結果、
値の修正不要

ト取替機床上としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転による崩壊熱除去機能を回復することで、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 本事故シーケンスグループにおける必要な遮蔽の目安とした線量率は、原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作時間から 10mSv/h と設定した。原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作は、使用済燃料プールの同時被災時における重大事故等対応要員による使用済燃料プールへの注水準備操作（可搬型スプレイノズルの設置及びホース敷設等）を想定しており、原子炉建屋原子炉棟 6 階を含め、原子炉建屋内に滞在する時間は 2.2 時間以内である。そのため、重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも 22mSv であり、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

また、作業員等が事象発生時に原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞在していた場合でも、事象発生後速やかに管理区域外へ退避するため、原子炉建屋原子

プールゲートが閉状態の場合については、評価条件よりも原子炉初期水位が高くなるため時間余裕が長くなるが、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、プールゲートが開状態の場合は更に時間余裕が長くなるが、同様の理由により運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態については、評価条件として設定した通常運転水位及び原子炉圧力容器未開放に対し、最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉圧力容器が開放状態で、原子炉初期水位が原子炉ウェル満水又は原子炉ウェル満水への移行期間、かつプールゲートが閉状態の場合においては、評価条件よりも原子炉初期水位が高くなるため、RHR切替時のLOCAにより遮蔽が維持される水位まで原子炉水位が低下するまでの時間は約 18.4 時間

となり、評価条件に比べて時間余裕が長くなる。ま ⇒再評価の結果、
値の修正不要
が開状態の場合は更に時間余裕が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は更に大きくなるが、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水操作及び原子炉冷却材流出の停止操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、評価項目とな

修正不要

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の開始が早くなる場合は原子炉水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内で操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでに約 2.3 時間あり、これに対して、事故を認知して原子炉注水を開始す ⇒再評価の結果、値の修正不要 であることから、時間余裕がある。

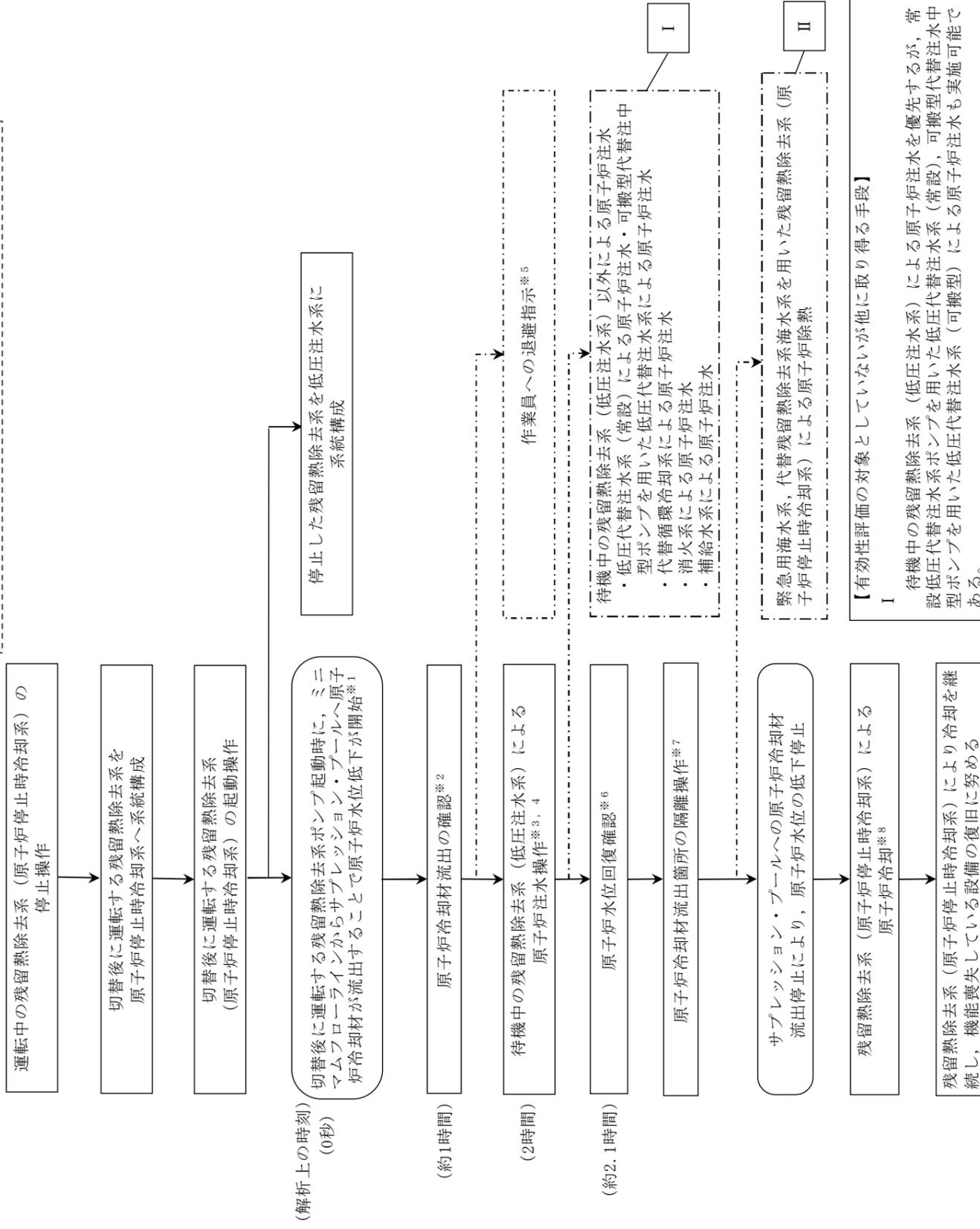
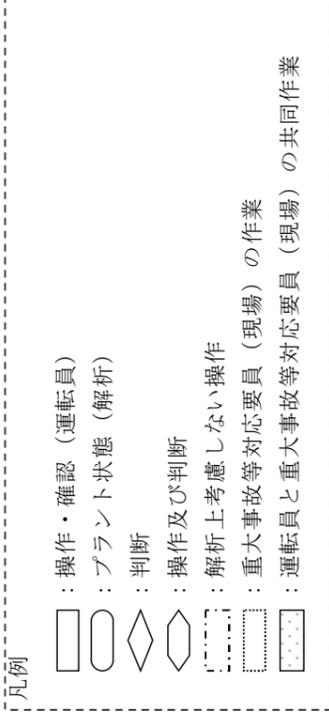
操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位を回復させた後に実施する操作であるため、十分な時間余裕がある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認

修正不要

- プラント前提条件
- 原子炉の運転停止 1 日後
 - 原子炉圧力容器未開放
 - 残留熱除去系 (A) 運転中
 - 残留熱除去系 (B) 待機中
 - 残留熱除去系 (C) 点検中
 - 原子炉水位は通常運転水位



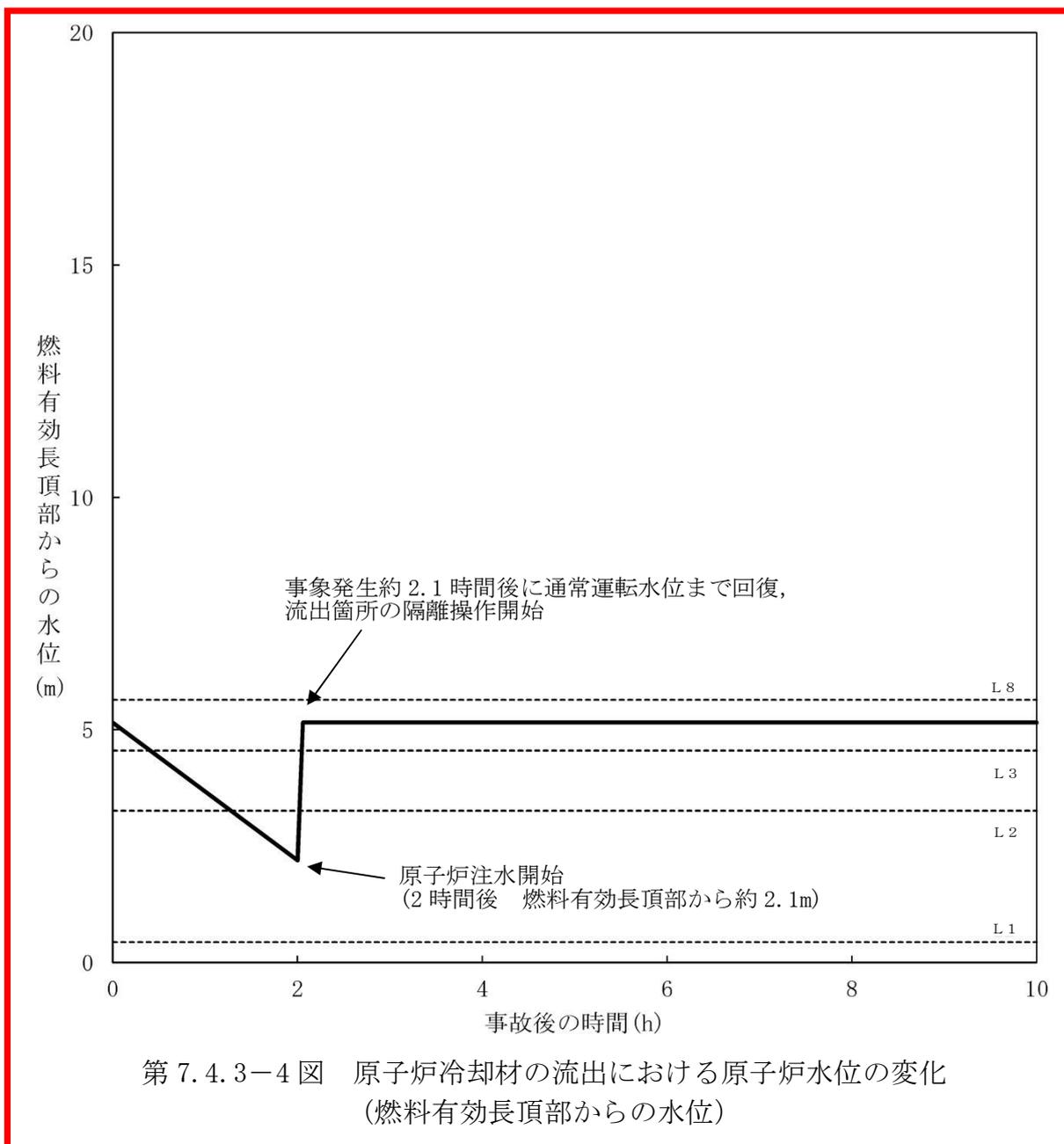
【有効性評価の対象としていないが他に取得可能な手段】

- I 待機中の残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水を優先するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設)、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。
- 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。
- II 緊急用海水系、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) も実施可能である。

- ※1 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転号機の切替時、原子炉停止時冷却系流量調整弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより、ミニマムフロー弁が自動開となり、原子炉冷却材がサブプレッション・プールに流出することを想定する (原子炉冷却材の流出量は45m³/h、原子炉水位の低下速度は1.5m/h)。実際は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転号機の切替後にプラント状態 (原子炉水位、原子炉水温等) を確認するため、早期に原子炉冷却材の流出を確認することができると。
- ※2 原子炉冷却材の流出が発生した場合は、警報等により速やかに事象発生を認知できざるが、運転員による対応操作の時間余裕を厳しく評価する観点から、本評価では警報による認知には期待せず、1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇を認知するものとしている。
- ※3 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施する。
- ※4 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部12.1m (原子炉水位低 (レベル3) [-2.4m]) となる。
- ※5 現場作業員は、発電長のペーシングによる退避指示を確認後、退避する程度である。
- ※6 中央制御室において、原子炉注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部12.1m (原子炉水位低 (レベル3) [-2.4m]) となる。
- ※7 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水により、原子炉水位の低下が止まる。
- ※8 残留熱除去系の系統加圧ライントップ開閉を閉鎖している。
- ⇒再評価の結果、値の修正不要
- ⇒再評価の結果、値の修正不要

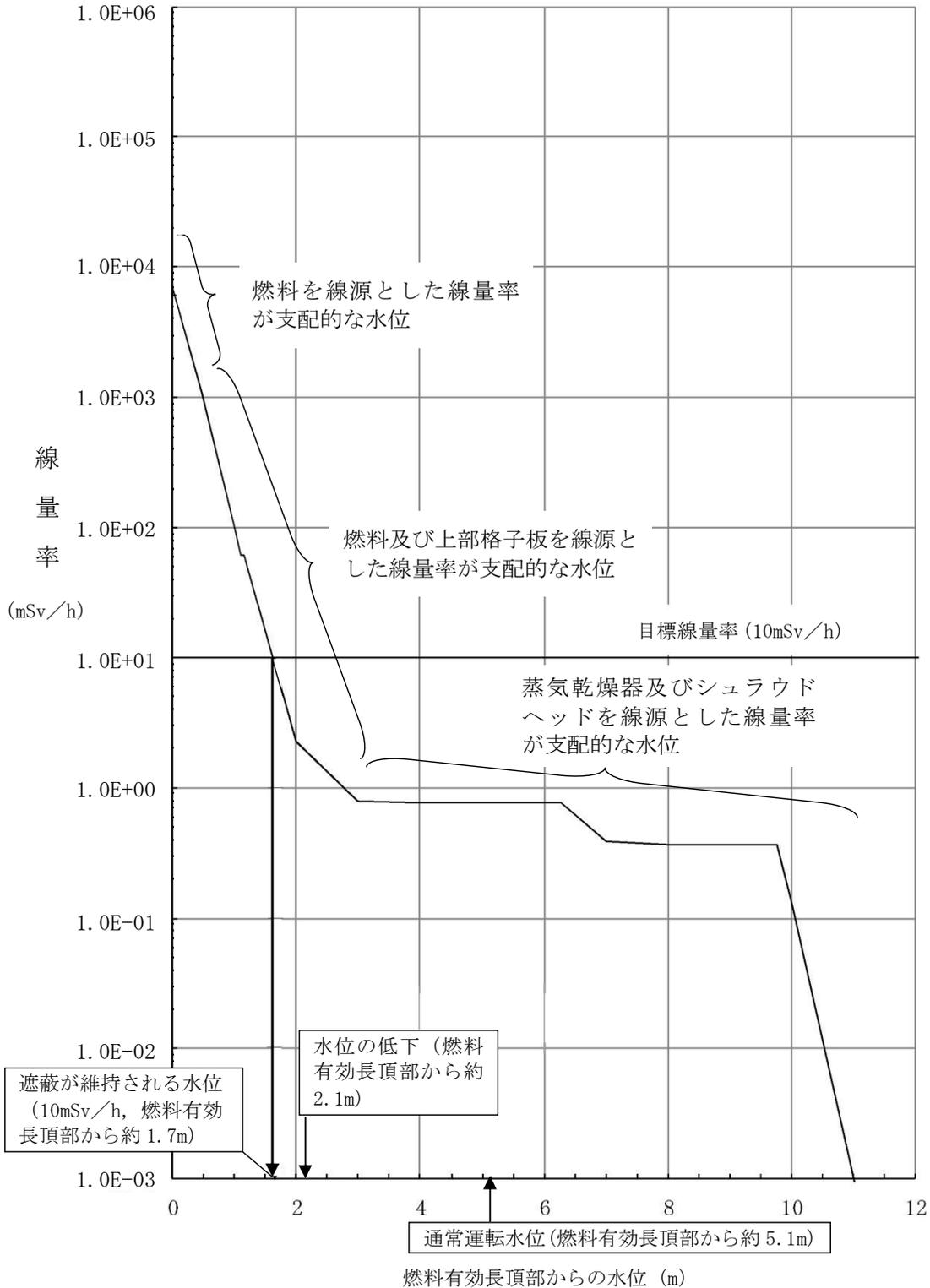
第 7.4.3-2 図 事故シナリオ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

修正必要



⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

修正必要



第7.4.3-5図 原子炉水位と線量率

⇒再評価の結果,
グラフ差し替え要

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4		
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル3~8 (300~1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位 (S A 広帯域)	1	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4		
	原子炉水位 (S A 燃料域)	1	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5		
	※2 高压代替注水系系統流量					
	※2 低压代替注水系原子炉注水流量					
	※2 代替循環冷却系原子炉注水流量					
	※2 原子炉隔離時冷却系系統流量					
	※2 高压炉心スプレイ系系統流量					
	※2 残留熱除去系系統流量					
	※2 低压炉心スプレイ系系統流量					
	※2 原子炉圧力				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	※2 原子炉圧力 (S A)					
	※2 サブレーション・チェンバ圧力				「①原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	<p>③ 原子炉圧力容器内の水位</p> <p>448 ⇒ 397</p> <p>「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。</p>					

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	1	-4,300~+7,200mm ※19 (EL.35,077~46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール 上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範 囲にわたり水位を監視可能。	-
		1 ※20	0~120°C	66°C以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの 温度 (100°C) を監視可能。	
	1 ※21	0~120°C	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの 温度 (100°C) を監視可能。	1	
	使用済燃料プールの放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	-※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率 (3.0mSv/h以下) を監視可能。	-
	使用済燃料プール監視カメラ	1	-	-※6	重大事故等時に発生して使用済燃料プール及びその周辺の 状況を監視可能。	-

※1: 分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2: 分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※4: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。

※6: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※7: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8: 可搬型設備による対応時に使用。 ※9: 狭帯域流量。

※10: R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11: ペデスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL.11, 806mm) からの高さ。

※12: 基準点は通常運転水位 EL.3, 030mm (サブレンジ・チェンネル底部より 7, 030mm)。 ※13: R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。

※14: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。

※15: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。

※16: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに

に判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルのうち、A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18: 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。

※19: 基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39, 377mm (使用済燃料プール底部より 4, 688mm)。

※20: 検出点 2 箇所。 ※21: 検出点 8 箇所。

※5: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) **915cm⇒920cm**

第 3.15-2 表 計装設備の主要機器仕様 (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	触媒式 水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6階
	熱伝導式 水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1階, 2階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{※13}	原子炉建屋原子炉棟 6階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3階
使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)	ガイドパルス式 水位検出器	-4,300~+7,200mm ^{※14} (EL. 35,077~46,577mm)	1	原子炉建屋原子炉棟 6階
	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{※15}	
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{※16}	原子炉建屋原子炉棟 6階
使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	イオンチェンバ	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	1	原子炉建屋原子炉棟 6階
		10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	1	
使用済燃料プール監視 カメラ (使用済燃料プール 監視カメラ用空冷装置 含む)	赤外線カメラ	—	1	原子炉建屋原子炉棟 6階 (使用済燃料プール監視 カメラ用空冷装置: 原子 炉建屋付属棟 4階)

※1 : 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)

※2 : 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) **915cm⇒920cm**

※3 : 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用

※4 : 可搬型設備による対応時に使用

※5 : 狭帯域流量

※6 : R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※7 : ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ

※8 : 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)

※9 : R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※10 : R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※11 : R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2m の場合) (満水管理水位計)

※12 : 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装
の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※13 : 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して, 出入口に 1 個ずつ設置

※14 : 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

※15 : 検出点 2 箇所

※16 : 検出点 8 箇所

第 3.15-14 表 多重性を有する対象パラメータ

名称	計測範囲	個数	取付場所
原子炉圧力	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S/A)	0~10.5MPa[gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2 階
格納容器下部水温	0~500℃ ^{*3} (ペDESTAL床面 0m, 0.2m) ^{*4}	各 5	原子炉格納容器内
格納容器下部水位	+1.05m ^{*4,*5} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内
	+0.50m, +0.95m ^{*4,*6} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内
	+2.25m, +2.75m ^{*4,*7} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
起動領域計装	10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40% 又は 0~125% (1.0×10 ⁸ ~1.5×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	0~125% (1.0×10 ¹² ~1.0×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)	2 ^{*8}	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	180~5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階, 屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6 階
	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階

※1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)

※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) **915cm⇒920cm**

※3: R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計)

※4: ペDESTAL 底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ

※5: R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※6: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※7: R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)

※8: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

第3.15-17表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/13）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第3.15-2 3図No.
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	-4,300～+7,200mm ※19 (EL. 35,077～ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端(EL. 35,097mm)までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss機能維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドハル ス式水位 検出器	※24	㉔
		1	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。		1	测温 抵抗体		
	1	0～120℃	※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度(100℃)を監視可能。		Ss機能維持	緊急用 直流電源	熱電対		㉕
	1	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率(3.0mSv/h以下)を監視可能。		Ss機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	※24	㉖
	1	—	※6	重大事故等時にわいて使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。		Ss機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊急 用交流電源	赤外線 カメラ	※24	㉗

915cm⇒920cm

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スタート下端(ベッセルゼロレベルより1,340cm)。
- ※5：基準点は燃料有効長頂部(ベッセルゼロレベルより915cm)。
- ※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。
- ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知(高さ0m,0.2m位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ペデスタル底面(コリウムシールド上表面：EL.11,806mm)からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位EL.3,030mm(サブレンジ・チェンバ底部より7,030mm)。 ※13：R P V破損前までの水位管理(高さ1m超水位計)。
- ※14：R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ<0.2mの場合)(高さ0.5m,1.0m未満水位計)。 ※15：R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ≥0.2mの場合)(満水管理水位計)。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※17：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- ※18：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)。
- ※20：検出点2箇所。 ※21：検出点8箇所。
- ※22：「設置許可基準規則」第47条、48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
- ※23：「設置許可基準規則」第51条で抽出された計装設備は複数パラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラワイエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とする。可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備(「設置許可基準規則」第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-10に整理している。
- ※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置(水位・温度(S A 広域)、監視カメラ)に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

- ① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）
 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。
 なお、大破断LOCA等により原子炉格納容器温度が上昇し、ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

- ② 原子炉压力容器への注水流量
 第58-7-4図より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉压力容器温度にて合わせて確認する。

原子炉水位変化率 [mm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h]

/60 [min] /

原子炉压力容器レベル換算：

推定可能範囲：全範囲



第58-7-4図 原子炉压力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

- ③ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力
 原子炉压力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。
 具体的には、逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）又は代替の注水系統による原子炉压力容器への注水により、原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し、逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉压力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧が [gauge] 以上であれば原子炉压力容器を満水と推定する。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5/10)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*5}	1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	-3,800~1,400 mm ^{*5} 448~1,300 mm ^{*6}	-3,800~1,400mm ^{*5} 0~1,300mm ^{*6}	1,260mm ^{*5} 以下 1,300mm ^{*6} 以下	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル3~8 (300~1,400mm ^{*5}) 及び燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*6}					
原子炉水位 (S A 広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*5}	1,260mm ^{*5} 1,300mm ^{*6}	-3,800~1,400 mm ^{*5} 448~1,300 mm ^{*6}			
原子炉水位 (S A 燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*6}					
ドライウエル圧力	0~1MPa[abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とす る。
サブレーション・ チェンバ ⁸ 圧力	0~1MPa[abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	
ドライウエル雰囲気 温度	0~300°C	57°C 以下	171°C 以下	123°C 以下	202°C 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、ドライウエル雰囲気温度 (202°C) に余 裕を見込んだ設定とする。
サブレーション・ チェンバ雰囲気温度	0~200°C	32°C 以下	171°C 以下	143°C 以下	132°C 以下	
サブレーション・ プール水温度	0~200°C	32°C 以下	104°C 以下	139°C 以下	119°C 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、サブレーション・プール水温度 (139°C) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器下部水温	0~500°C ^{*7} (ペデスタル床面 0m, 0.2m) ^{*8}	—	—	—	0°C 以下又は 500°C 以上	

- ※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
 - ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
 - ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
 - ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- ※2：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- ※3：可搬型設備による対応時に使用
- ※4：狭帯域流量
- ※5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）
- ※6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）
- ※7：R P V破損及びデブリ落下 堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼アンリ硬知器）
- ※8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※9：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブレンジオン・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※10：R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※11：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※12：R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※13：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※14：300°C以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上で問題ない。
- ※15：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	①原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）		915cm⇒920cm
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉压力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位がT A Fに到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 原子炉水位がT A F以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-1図を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		

448⇒397

(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の圧力）

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
代替パラメータ	①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800～1,500mm*1 -3,800～1,300mm*2	-3,800～1,400mm*1 448～1,300mm*2
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	302℃ 以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより915cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を行うことである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（SA）（原子炉圧力（SA））を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、原子炉の状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、第 58-7-3 図を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。</p>		

448⇒397

915cm⇒920cm

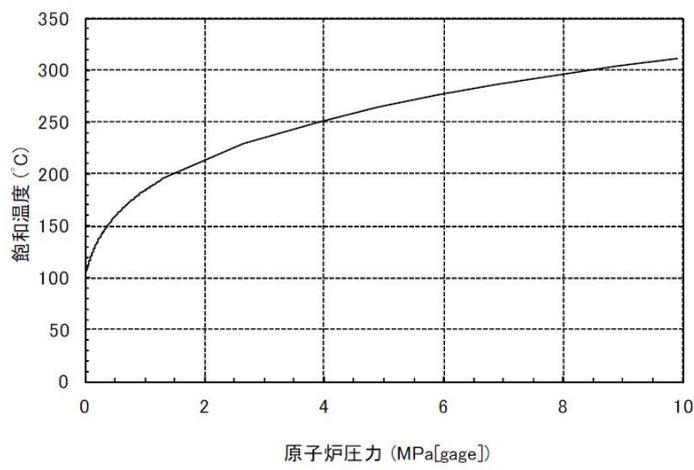


図 58-7-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*2 448⇒397
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,300mm*2	448~1,300mm*1 448⇒397
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2 448⇒397
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2 448⇒397
	②高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—
	②低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m ³ /h*3	—
		0~80m ³ /h*3,*5	—
		0~300m ³ /h*4	—
		0~80m ³ /h*4,*5	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s
	②高压炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s
	②低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s
	③原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③サプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより915cm） *2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm） 915cm⇒920cm *3：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *4：可搬型設備による対応時に使用，*5：狭帯域流量		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合，代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量，低压代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。 推定方法は，以下のとおりである。		

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）

項目	原子炉圧力容器への注水量			
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0~50L/s	—	
	低压代替注水系原子炉注水流量	0~500m ³ /h*1	—	
		0~80m ³ /h*1,*3	—	
		0~300m ³ /h*2	—	
		0~80m ³ /h*2,*3	—	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	40L/s	
	高压炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	438L/s	
残留熱除去系系統流量	0~600L/s	470L/s		
低压炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	456L/s		
代替 パラメータ	①サブプレッション・プール水位 （高压代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量の代替）	-1~9m*4 (EL. 2,030~12,030mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)	
	①代替淡水貯槽水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0~20m	—	
	①西側淡水貯水設備水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0~4.5m	—	
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,500mm*5 -3,800~1,300mm*6	-3,800~1,400mm*5 448~1,300mm*6	448⇒397
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,500mm*5 -3,800~1,300mm*6	-3,800~1,400mm*5 448~1,300mm*6	448⇒397
	*1：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *2：可搬型設備による対応時に使用， *3：狭帯域流量 *4：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） *5：基準点は蒸気乾燥器スカーフ下端（ベッセルゼロレベルより 1.340cm） *6：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）			915cm⇒920cm
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。			
推定方法	<p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサブプレッション・プール，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① サブプレッション・プール水位 サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて合わせて確認する。</p>			

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉压力容器パラメータ		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	171℃ 以下
	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋パラメータ		
	[エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h	—
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度 （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），[エリア放射線モニタ] ※）の代替）	0~300℃	171℃ 以下
	①ドライウエル圧力 （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），[エリア放射線モニタ] ※）の代替）	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力の代替）	10 ⁻⁴ ~10 ⁰ mSv/h	—
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	-3,800~1,500mm*1 -3,800~1,300mm*2	-3,800~1,400mm*1 448~1,300mm*2
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（SA） （ドライウエル雰囲気温度，ドライウエル圧力，[エリア放射線モニタ] ※の代替）	0~10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下

448⇒397

448⇒397

448⇒397

448⇒397

	<p>*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1 340cm）</p> <p>*2：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）915cm⇒920cm</p>
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスを監視する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。</p> <p>なお、格納容器バイパスの監視は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>格納容器バイパス監視の主要パラメータは、＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞に分けられる。</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p>＜格納容器パラメータ＞の主要パラメータであるドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞により推定する。</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉格納容器パラメータ＞により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞</p> <p>①＜格納容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>＜原子炉圧力容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないこと及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>＜格納容器パラメータ＞</p> <p>①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>＜格納容器パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜原子炉建屋パラメータ＞に漏えいの傾向があることにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞</p> <p>①＜原子炉圧力容器パラメータ＞、＜格納容器パラメータ＞</p> <p>＜原子炉建屋パラメータ＞の計測が困難になった場合、＜原子炉圧力容器パラメータ＞に漏えいの傾向があること及び＜格納容器パラメータ＞に漏えいの傾向がないことにより、格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p>
推定の評価	<p>格納容器バイパス発生は、原子炉圧力容器からの漏えい発生を＜原子炉圧力容器パラメータ＞により確認し、原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを＜格納容器パラメータ＞により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを＜原子炉建屋パラメータ＞により確認することで可能である。</p> <p>いずれかのパラメータが計測不可能になっても残りのパラメータにより、原子炉格納容器外での漏えい発生を確認することができるため、この推定の方法は、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p>＜誤差による影響について＞</p> <p>格納容器バイパスの監視を実施する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象</p>

	②原子炉水位（広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,500mm*1	-3,800~1,400mm*1	
	②原子炉水位（燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,300mm*6	448~1,300mm*6	448⇒397
	②原子炉水位（SA広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,500mm*5	-3,800~1,400mm*5	
	②原子炉水位（SA燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-3,800~1,300mm*6	448~1,300mm*6	448⇒397
	②サプレッション・プール水位 （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替）	-1~9m*1 (EL. 2,030~12,030mm)	-0.5~0m (EL. 2,530~3,030mm)	
	③常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 （代替淡水貯槽水位の代替）	0~5MPa [gage]	—	
	*1: 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm) *2: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 *3: 可搬型設備による対応時に使用, *4: 狭帯域流量 *5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm) *6: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)			915cm⇒920cm
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて水源を確認する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。			
推定方法	<p>サプレッション・プール，代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備を水源とするポンプの注水量，吐出圧力により，サプレッション・プール水位，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。また，注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。なお，代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p><サプレッション・プール水位></p> <p>① サプレッション・プールを水源とする注水系の流量 サプレッション・プールを水源とする高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量から，これら系統が正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プールの水位が確保されていることを推定する。</p> <p>② サプレッション・プールを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から，各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。</p> <p><代替淡水貯槽水位></p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量から推定する。</p>			

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{※17}
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6階	±0.51vol%
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟 2階, 地下1階	±1.02vol%
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4 ^{※13}	原子炉建屋原子炉棟 6階	±3.2℃
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.6vol%
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300~+7,200mm ^{※14} (EL. 35,077~46,577mm)	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	±173mm
	測温抵抗体	0~120℃	1 ^{※15}		±2.9℃
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0~120℃	1 ^{※16}	原子炉建屋原子炉棟 6階	±0.9℃
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	1	原子炉建屋原子炉棟 6階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1		$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{ mSv/h}$ N: -2~5
使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)	赤外線カメラ	—	1	原子炉建屋原子炉棟 6階 (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置: 原子炉建屋付属棟 4階)	— (映像)

※1: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)

※2: 基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)

915cm⇒920cm

※3: 可搬型設備による対応時に使用

※4: 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用

※5: 狭帯域流量

※6: R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※7: ペDESTAL底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm) からの高さ

※8: 基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)

※9: R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※10: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ<0.2mの場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※11: R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ≥0.2mの場合) (満水管理水位計)

※12: 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※13: 2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※14: 基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

※15: 検出点 2 箇所

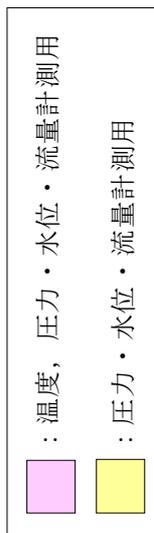
※16: 検出点 8 箇所

※17: 検出器~S P D S 表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- *3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm） **915cm⇒920cm**
- *4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *5：可搬型設備による対応時に使用
- *6：狭帯域流量
- *7：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- *8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
- *9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレシジョン・チェンバ底部より7,030mm）
- *10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- *11：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- *12：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- *13：定格出力時の値に対する比率を示す。
- *14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個，B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- *15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- *16：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
- *17：検出点2箇所
- *18：検出点8箇所
- *19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A領域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

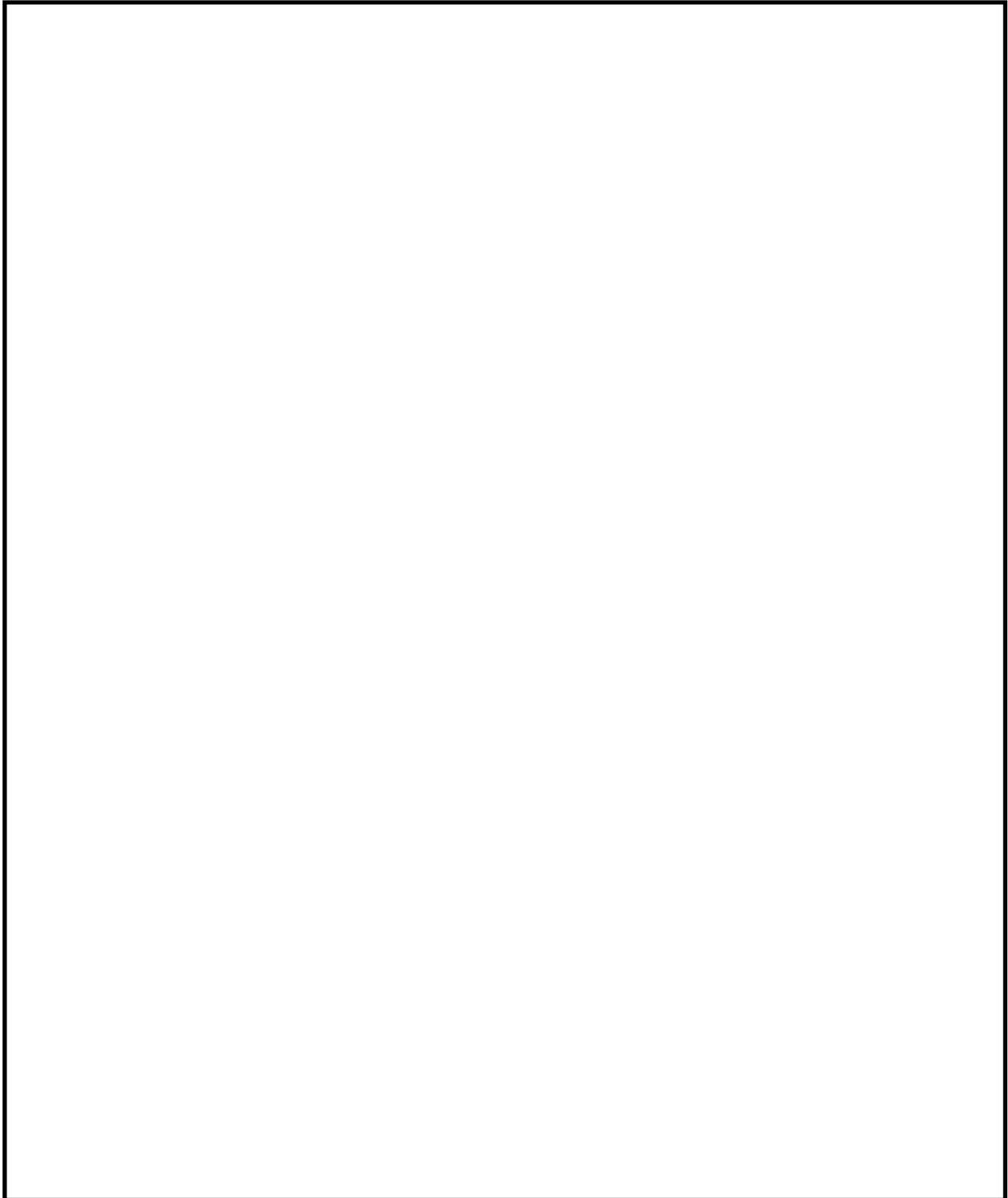


本図については図面の縮尺も含め、全面的に適正化する。

参考資料

原子炉水位の概要図と計測範囲との関係

原子炉水位の概要図を第 58-6-60 図に、インターロックの概要を第 58-6-4 表に示す。



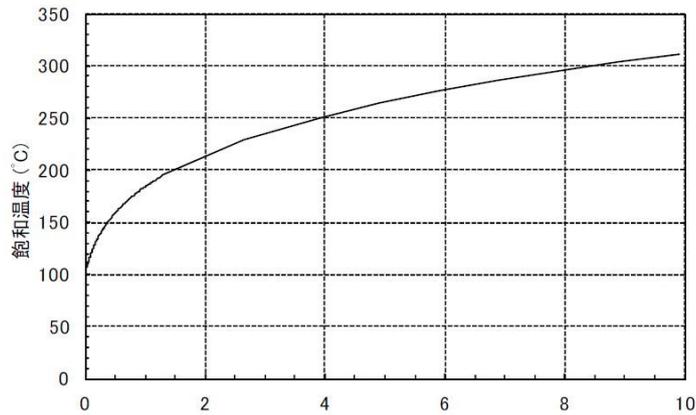
第 58-6-60 図 原子炉水位の概要図

修正必要

第 58-6-4 表 インターロック概要

原子炉水位	基準水位との差	主要なインターロック
L 8 : 原子炉水位高 (レベル 8)	+1,400mm	原子炉隔離時冷却系自動停止 高圧炉心スプレイ系注入弁閉止
L 5 6	+900mm	通常運転水位
L 3 : 原子炉水位低 (レベル 3)	+300mm	原子炉スクラム 非常用ガス処理系自動起動
L 2 : 原子炉水位異常低下 (レベル 2)	-950mm	原子炉隔離時冷却系自動起動 高圧炉心スプレイ系自動起動 主蒸気隔離弁閉止 原子炉再循環ポンプトリップ
L 1 : 原子炉水位異常低下 (レベル 1)	-3,800mm	低圧注水系自動起動 低圧炉心スプレイ系自動起動 自動減圧系タイマー作動*
T A F : 燃料有効長頂部	-4,248mm ⇒-4197mm	(燃料有効長頂部)
L 0 : ジェットポンプ上端	-5,315mm	(ジェットポンプ上端)

※：ドライウェル圧力高信号とのアンド条件で作動



原子炉圧力 (MPa[gage])

第 58-7-1 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

- ① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)
 原子炉水位がTAF以下の場合には, 原子炉水位がTAF以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。
 (専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。)

測定可能範囲: 全範囲

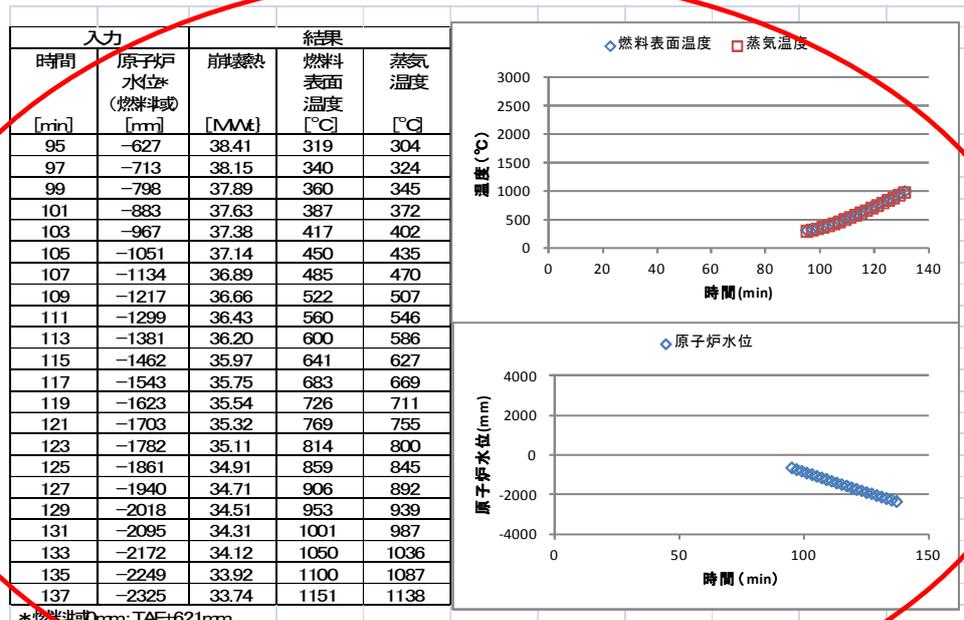
※推定概要

<推定方法>

第 58-7-2 図に示すシートに時間 (スクラムからの時間), 原子炉水位を入力することにより, TAF 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは, 輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため, 実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。



*燃料棒Dmm: TAF+621mm

第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8 (300~1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	⑫
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑬
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑭
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	-3,800~1,300 mm ※5	448~1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		⑮
	高压代替注水系系統流量 ※2									
	低压代替注水系原子炉注水流量 ※2									
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ※2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※2									
	高压炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	残留熱除去系系統流量 ※2									
	低压炉心スプレイ系系統流量 ※2									
	原子炉圧力	※2								
	原子炉圧力 (SA)	※2								
	サブレーション・チェンバ圧力	※2								

448⇒397

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	-4,300 ~ +7,200mm ※19 (EL. 35,077 ~ 46,577mm)	+6,818mm (EL. 46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL. 35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能 維持	区分 II 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドハル ス式水位 検出器	-※24	㉔
		1	0 ~ 120℃	66℃ 以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。			1		
	1	0 ~ 120℃	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100℃) を監視可能。		Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	-※24	㉕
	1	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h 10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。		Ss 機能 維持		緊急用 直流電源		
	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。		Ss 機能 維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊 急用交流電源	赤外線 カメラ		

- ※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。
- ※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
- ※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。
- ※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm) **915cm ⇒ 920cm**
- ※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- ※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。
- ※8：可搬型設備による対応時に使用。 ※9：狭帯域流量。
- ※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ペデスタル底面 (コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm) からの高さ。
- ※12：基準点は通常運転水位 EL. 3,030mm (サブレンジ・チェンバ底部より 7,030mm)。 ※13：R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。
- ※14：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。
- ※15：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。
- ※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※17：平均出力領域計装 A ~ F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。
- ※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。
- ※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数パラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドラワイエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とする。可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。
- ※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (S A 広域)、監視カメラ) に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- * 1：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
- * 2：基準点は蒸気乾燥器スカー下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）
- * 3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより**915cm**）
- * 4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- * 5：可搬型設備による対応時に使用 **915cm⇒920cm**
- * 6：狭帯域流量
- * 7：RPV破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- * 8：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
- * 9：基準点は通常運転水位EL.3,030mm（サブレーション・チェンバ底部より7,030mm）
- * 10：RPV破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- * 11：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- * 12：RPV破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- * 13：定格出力時の値に対する比率で示す。
- * 14：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個，B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- * 15：2個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- * 16：基準点は使用済燃料ラック上端EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）
- * 17：検出点2箇所
- * 18：検出点8箇所
- * 19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A領域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。



第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) (300~1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5		
	原子炉水位 (S A広帯域)	1	-3,800~1,500 mm※4	-3,800~1,400 mm※4		
	原子炉水位 (S A燃料域)	1	-3,800~1,300 mm※5	448~1,300 mm※5		
	高圧代替注水系統流量	※2	448⇒397			
	低圧代替注水系統原子炉注水流量	※2				
	代替循環冷却系原子炉注水流量	※2				
	原子炉隔離時冷却系系統流量	※2				
	高圧炉心スプレイ系系統流量	※2				
	残留熱除去系系統流量	※2				
	低圧炉心スプレイ系系統流量	※2				
	原子炉圧力	※2	②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力 (S A)	※2				
	サブプレッション・チェンバ圧力	※2	⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

第 6.4-3 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/11)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	1	-4,300 ~ +7,200mm ※19 (EL.35,077 ~ 46,577mm)	+6,818mm (EL.46,195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL.35,097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
		1 ※20	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100°C) を監視可能。	1
	1 ※21	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度 (100°C) を監視可能。		
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—※6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	—
		1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	—	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	
	使用済燃料プール監視カメラ	1	—	—※6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。

※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)。

※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対応時时使用。 ※9：狭帯域流量。

※10：R P V破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ベデスタル底面 (コリウムシールド上表面; EL.11,806mm) からの高さ。

※12：基準点は通常運転水位 EL.3,030mm (サブレーション・チェンバ底部より 7,030mm)。 ※13：R P V破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。

※14：R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。

※15：R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合) (満水管理水位計)。

※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17：平均出力傾域計装 A ~ F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力傾域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。

※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可機型 計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
③ 原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4	448⇒397 炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3~8 (300~1,400mm ※4) 及び燃料有効長底部まで監視可能。	Ss 機能維持	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器	1	④2
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300 mm ※5	448⇒1,300 mm ※5		S	区分 I, II 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④3
	原子炉水位 (S A 広帯域)	1	-3,800~1,500 mm ※4	-3,800~1,400 mm ※4		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④4
	原子炉水位 (S A 燃料域)	1	-3,800~1,300 mm ※5	448⇒1,300 mm ※5		Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※22	差圧式水位 検出器		④5
	④ 原子炉圧力容器への注水量									
	原子炉圧力	※2								
	原子炉圧力 (S A)	※2								
	サブレーション・チェンバ圧力	※2								

「④ 原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「② 原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/13)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器 個数	第 1.15-3 図 No.
① 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S.A 広域)	1	-4, 300 ~ +7, 200mm ※19 (EL. 35, 077 ~ 46, 577mm)	+6, 818mm (EL. 46, 195mm)	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端 (EL. 35, 097mm) までの範囲にわたり水位を監視可能。	Ss 機能維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドハルス式水位検出器	-※24	㉔
	使用済燃料プール温度 (S.A)	1	0 ~ 120°C	66°C	重大事故等時に変動する可能性のある放射線量率 (3.0mSv/h 以下) を監視可能。	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	-※24	㉔
	使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ mSv/h	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及び びその周辺の状況を監視可能。	Ss 機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊 急用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	㉔ ㉕
使用済燃料プール監視カメラ	1	-	-※6	重大事故等時において使用済燃料プール及び びその周辺の状況を監視可能。	Ss 機能維持	カメラ：緊急 用直流電源 空冷装置：緊 急用交流電源	赤外線 カメラ	-※24	㉔ ㉕	

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。 ※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

※3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (ベッセルゼロレベルより 1,340cm)。

※5：基準点は燃料有効長頂部 (ベッセルゼロレベルより 915cm)。

※6：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

※7：常設設備による対心時及び可搬型設備による対心時の両方で使用。 ※8：可搬型設備による対心時に使用。 ※9：狭帯域流量。

※10：R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)。 ※11：ペデスタル底面 (コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm) からの高さ。

※12：基準点は通常運転水位 EL. 3, 030mm (サブレンジオン・チェンバ底部より 7, 030mm)。 ※13：R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)。

※14：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)。 ※15：R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)。

※16：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに判断値は低くなる) であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※17：平均出力領域計装 A ~ F の 6 チャンネルのうち、A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個、B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※18：2 個の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置。 ※19：基準点は使用済燃料ラック上端 EL. 39, 377mm (使用済燃料プール底部より 4, 688mm)。

※20：検出点 2 箇所。 ※21：検出点 8 箇所。

※22：「設置許可基準規則」第 47 条、48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることとしており、電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。

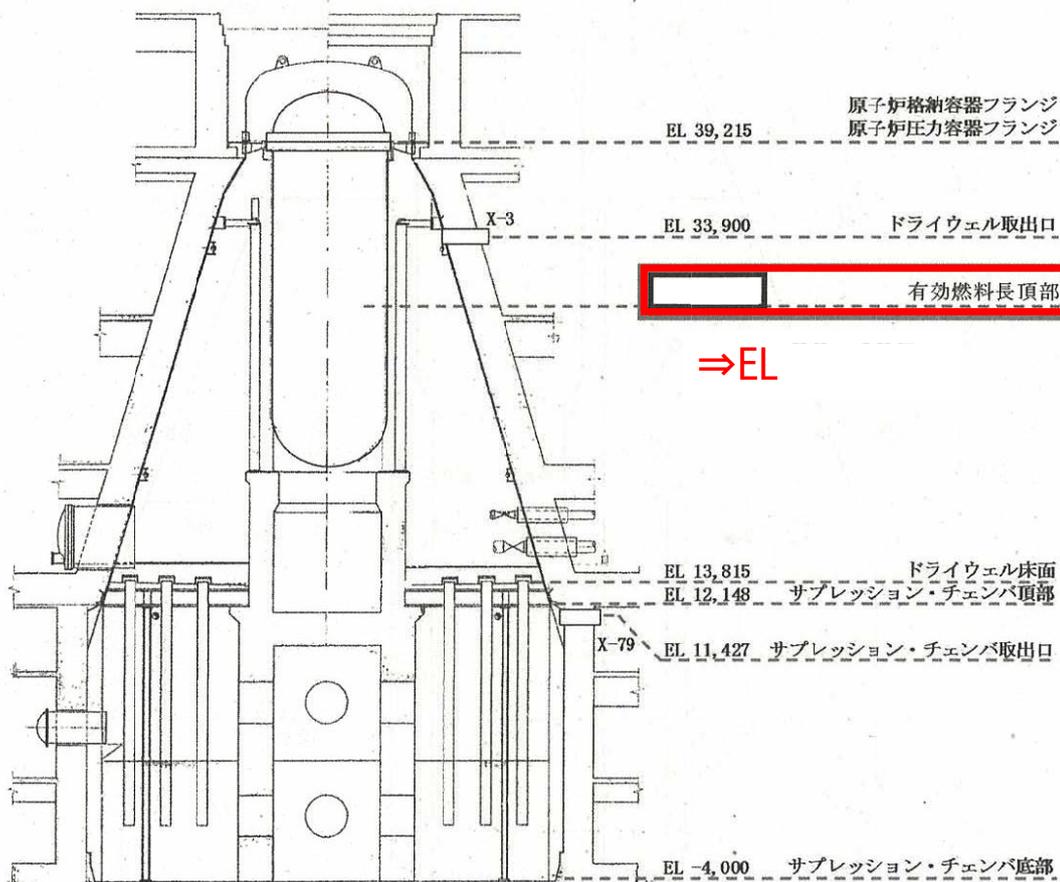
※23：「設置許可基準規則」第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替注水系格納容器又は可搬型代替注水系格納容器から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備 (「設置許可基準規則」第 57 条に対する設計方針を示す章) の補足説明資料 57-9」参照。なお、各条文に対するパラメータの選定結果は、補足説明資料 58-10 に整理している。

※24：可搬型計測器で計測できるパラメータでない場合を「-」で示す。全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置 (水位・温度 (S.A 広域)、監視カメラ) に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。

格納容器からの取り出し高さ

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第 4.1 図に示す。



第 4.1 図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-3) を選定している。

また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔 (X-79) を選定している。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1/10)

名称	計測範囲	通常運転時*1	プラントの状態*1と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方
			設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1	
起動領域計装	$10^{-1} \sim 10^6$ cps $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	停止時： 100cps 前後 臨界時： 10^4 cps 前後	プラントの状態*1と予想変動範囲 設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む) 炉心損傷前 $10^{-1} \sim 10^6$ cps $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	炉心損傷後 —	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 $100 \sim 10^4$ cps 前後) を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^6$ cps に設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域計装(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域計装(中間領域)、平均出力領域計装によって監視可能である。
	$0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	奇数レンジ： 25/40%でレンジ アップ 偶数レンジ： 75/125%でレンジ アップ			
平均出力領域計装	$0 \sim 125\%$ $(1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	モードスイッチ起 動→運転：通常 7~10% 定格時：約 100%	定格出力の約 19 倍	定格出力の 約 6 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として $0 \sim 125\%$ に設定している。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間で戻り、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

根拠としていた資料

運転手順書

2.8 起動領域計装系

Start-Up Range Neutron Monitoring Syst.

1. 概 要

1.1 概 要

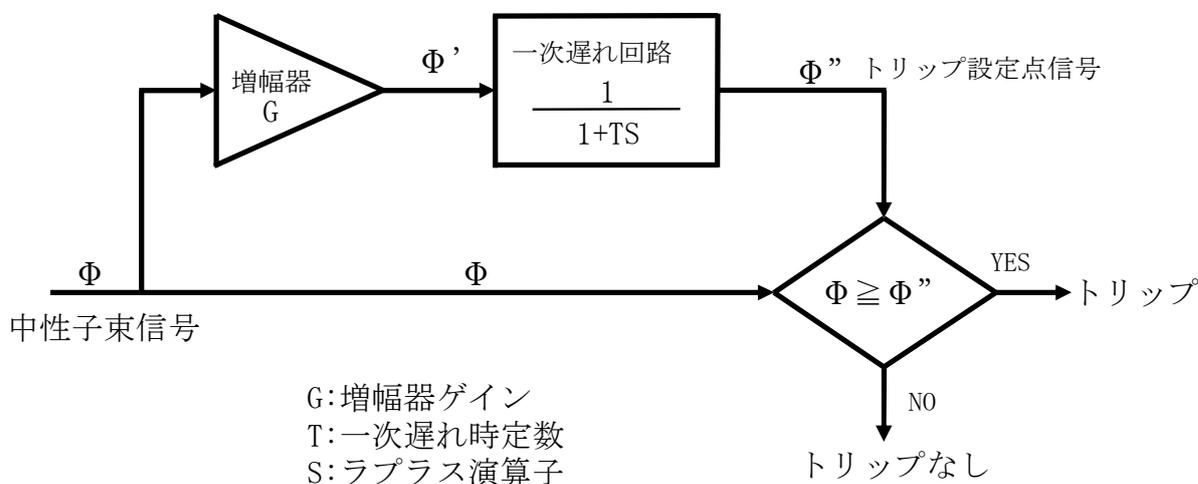
起動領域計装 (SRNM) は全ての制御棒 (185本) が全挿入されている未臨界の状態から、出力領域迄の中性子束レベルを計測している。検出器は常時、炉内に挿入されており中性子源領域、中間領域の炉内中性子を1つの検出器で計測する。計測範囲は $1 \times 10^3 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{nv}$ である。

中性子源領域から中間領域への計測切替は自動的に行う。また、中間領域における各レンジの切替は0～125%レンジでは約75%、0～40%レンジでは約25%で自動的に行う。この切替えにおいては、出力上昇もしくは下降時の微少な中性子束の揺らぎの影響を受けずに、確実にレンジ切替を行えるよう適当なヒステリシスをもたせている。

SRNMはペリオドトリップ方式を採用している。この方式は、制御棒誤引き抜き時等の中性子束増加に対してペリオド短を検出し以下の信号を発する。

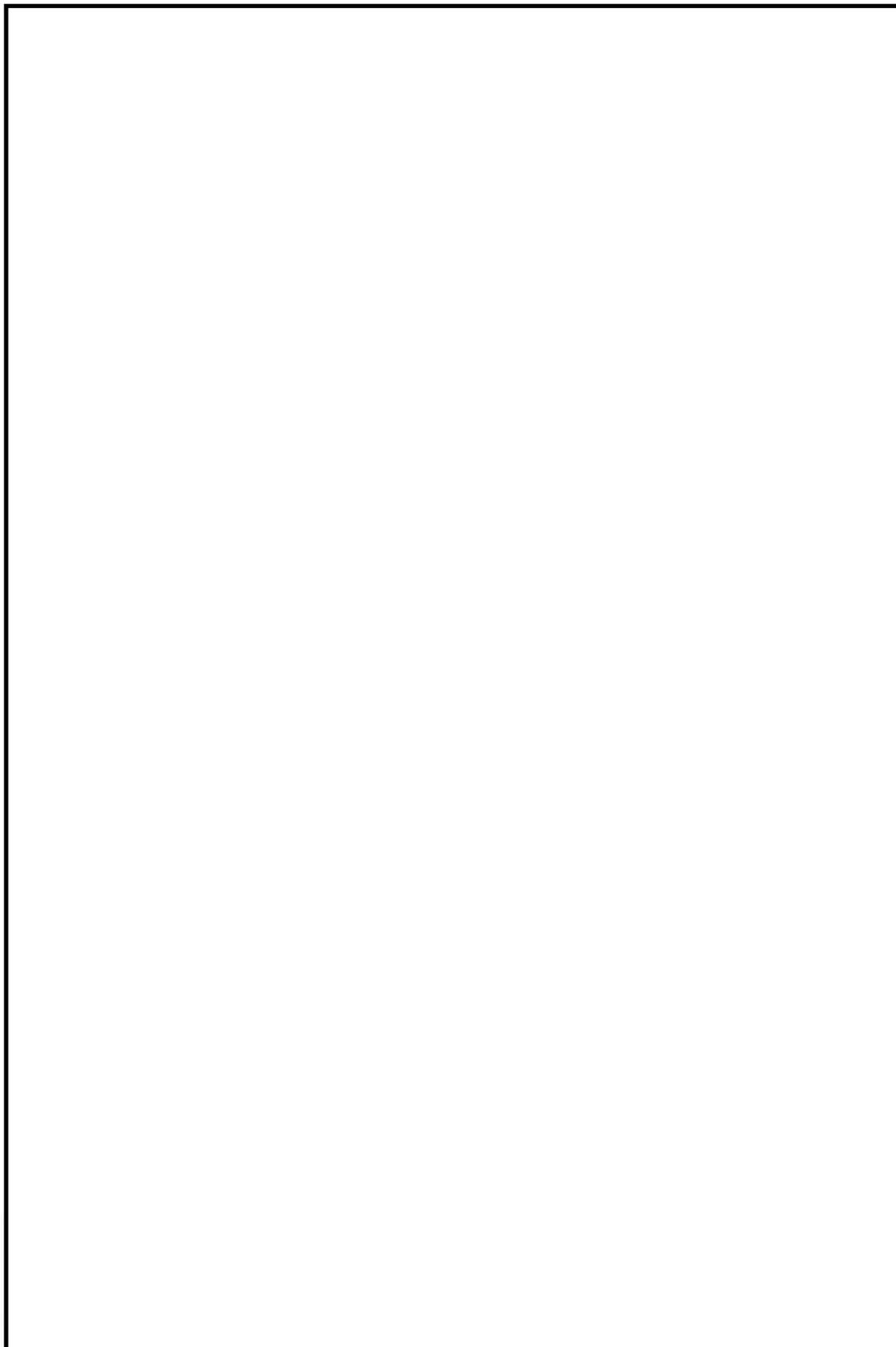
- a. 制御棒引抜阻止 (20秒)
- b. 原子炉スクラム (13秒)

ペリオドトリップ方式は、実際の中性子束 Φ を増幅し、一次遅れ回路を通した Φ'' と比較することにより、間接的にペリオドを監視しトリップをかけるシステムである。この方式は、微分回路等によるペリオドを直接監視する方式をとっていないため、ノイズ等による誤トリップの可能性は極めて低くなっている。



中性子束信号 Φ を増幅器及び一次遅れ回路を通過した信号 Φ'' (トリップ設定点信号)と比較し Φ が Φ'' 以上の場合にはトリップ信号を発生する。

判断に用いた資料



レンジ
替
の記述

図書番号	T2-12-027-057
発行日	93年10月5日

日本原子力発電株式会社
顧客名: 東海第二発電所 殿

設備: 起動領域モニタ (SRNM)

工事件名: 起動領域モニタ (SRNM) 設置工事

SRNM PERFORMANCE
SPECIFICATION

