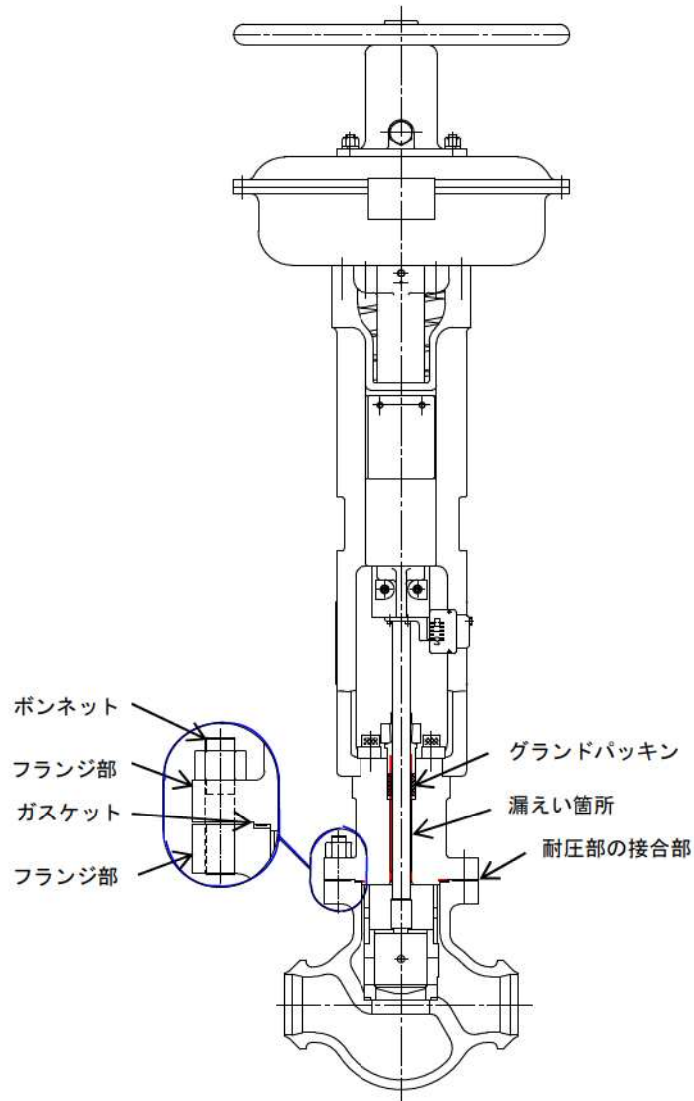


	3FCV-604, 614	3HCV-603, 613
呼び径 (inch) / 最高使用圧力 (MPa)	8 / 4.5	10 / 4.5
弁棒直径 : A (mm)		
弁棒貫通部の内径 : B (mm)		
隙間部の幅 : B-A (mm)		
隙間部の面積 (mm <sup>2</sup> )	5.34	6.60
漏えい量評価に用いる破断面積 (inch <sup>2</sup> )	0.01	0.01

図6 バタフライ弁

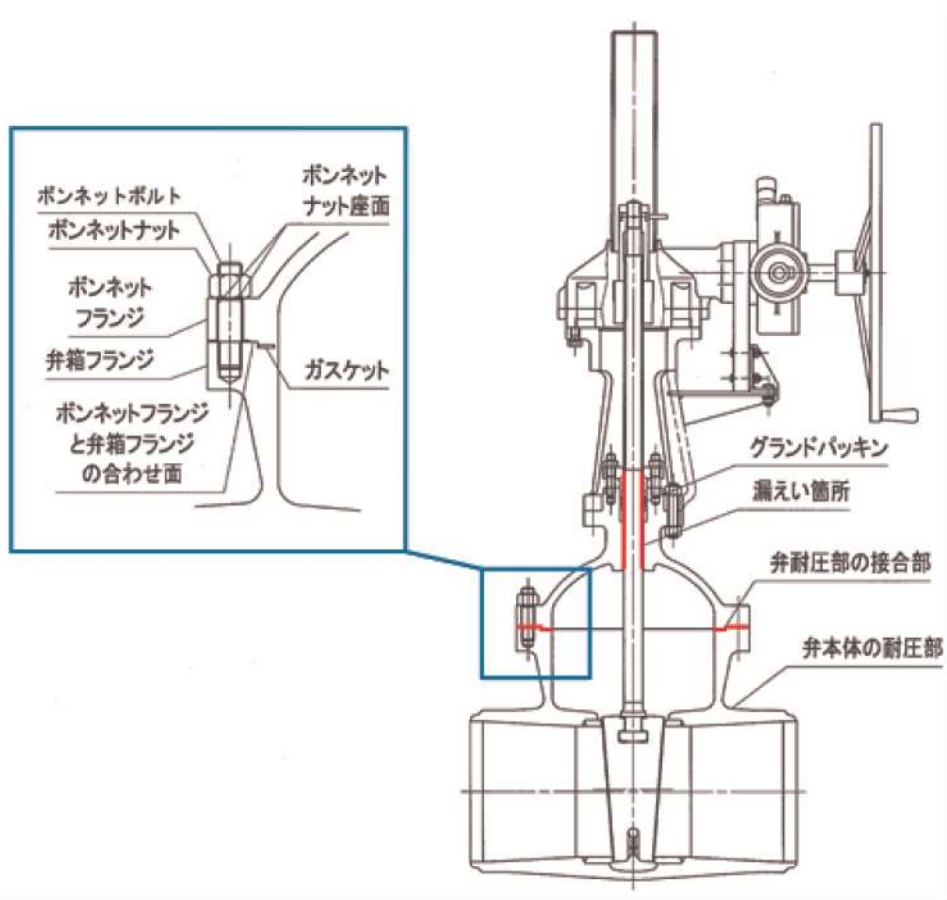
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



	3V-RH-023A, B
呼び径 (inch) / 最高使用圧力 (MPa)	3 / 4.5
弁棒直径 : A (mm)	
弁棒貫通部の内径 : B (mm)	
隙間部の幅 : B-A (mm)	
隙間部の面積 (mm <sup>2</sup> )	28.41
漏えい量評価に用いる破断面積 (inch <sup>2</sup> )	0.04

図7 空気作動弁

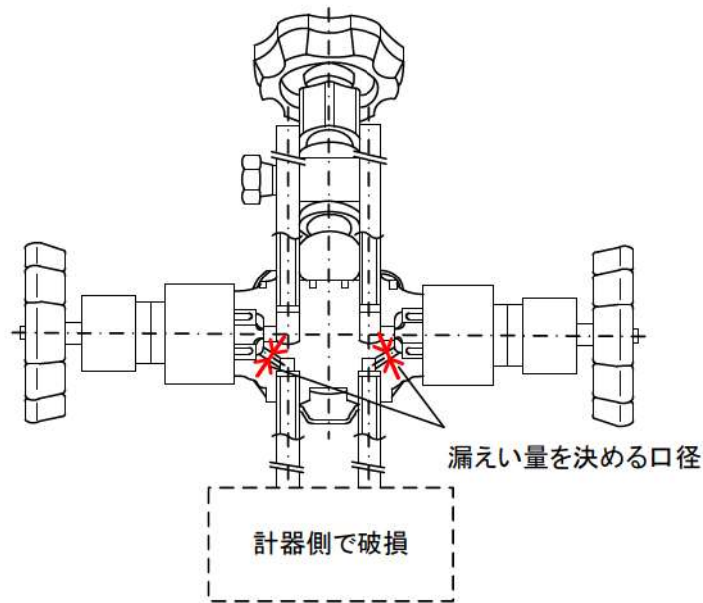
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



	3V-RH-016A, B	3V-RH-005A, B
呼び径 (inch) / 最高使用圧力 (MPa)	10 / 4.5	16 / 4.5
弁棒直径 : A (mm)		
弁棒貫通部の内径 : B (mm)		
隙間部の幅 : B - A (mm)		
隙間部の面積 (mm <sup>2</sup> )	49.53	66.68
漏えい量評価に用いる破断面積 (inch <sup>2</sup> )	0.08	0.10

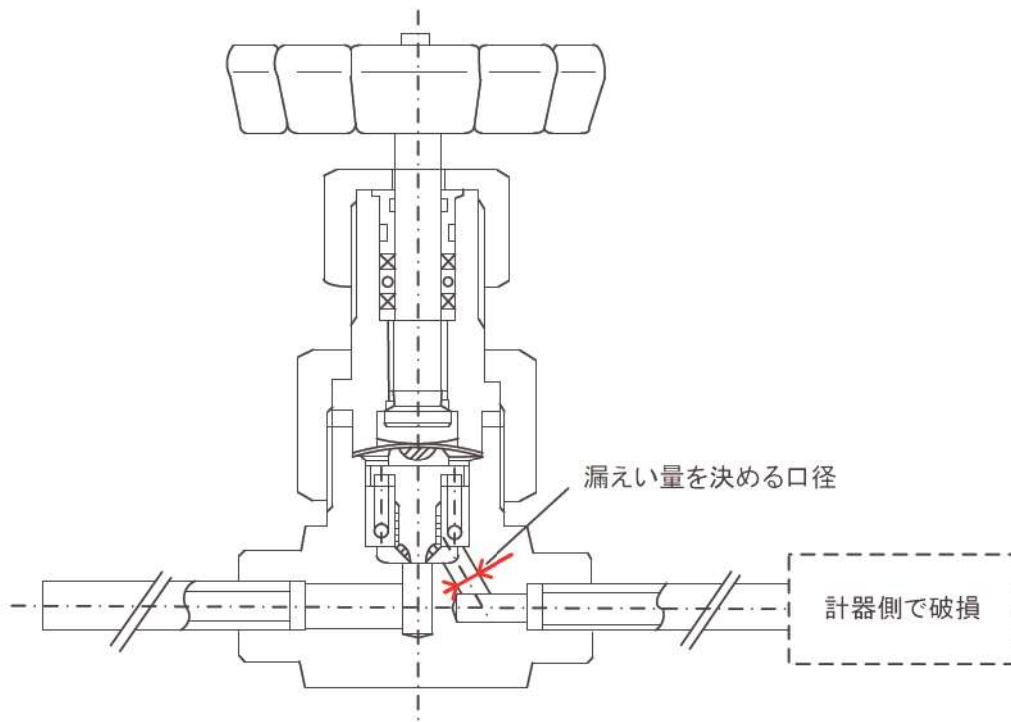
図8 ツインパワー弁

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



		流量伝送器 3FT-601, 611	流量伝送器 3FT-604, 614
最高使用圧力 (MPa)		4.5	4.5
計器の 強度評価	計器耐圧 (MPa)	13.7	13.7
	要求耐圧 (MPa)	15.4	15.4
	評価	耐圧試験圧力が 13.7MPa であるため、15.4MPa が加えられた場合、破損する可能性がある。	
計器 入口弁の 強度評価	加圧条件 (MPa)	15.4	15.4
	耐圧試験圧力 (MPa)	32.4	32.4
	評価	ISLOCA 時の圧力を上回る圧力で耐圧試験を実施しており、破損しない。	
漏えい箇所の想定		計器入口弁は破損しないが、計器は破損する可能性がある。このため、ISLOCA により計器本体が破損し漏えい起きた場合、計器入口弁の口径に応じて漏えい量が決まる。	
漏えい量を決める口径 (mm)		4	4
漏えいを決める面積 (mm <sup>2</sup> )		13	13
漏えい量評価に用いる 破断面積 (inch <sup>2</sup> )		0.02×2 箇所 (弁 1 個あたり)	0.02×2 箇所 (弁 1 個あたり)

図9 計器入口弁 (1/2)



		圧力伝送器 3PT-601, 611	現場圧力計 3PI-600, 610
最高使用圧力 (MPa)		4.5	4.5
計器の 強度評 価	計器耐圧 (MPa)	21	6
	要求耐圧 (MPa)	15.4	15.4
	評 価	ISLOCA 時の圧力を上回る圧力 で耐圧試験を実施しており、破 損しない。	耐圧試験圧力が 6MPa である ため、15.4MPa が加えられた 場合、破損する可能性がある。
計器 入口弁 の 強度評 価	加圧条件 (MPa)	15.4	15.4
	耐圧試験圧力 (MPa)	32.4	32.4
	評 価	ISLOCA 時の圧力を上回る圧力 で耐圧試験を実施しており、破 損しない。	ISLOCA 時の圧力を上回る圧 力で耐圧試験を実施して おり、破損しない。
漏えい箇所の想定		計器、計器入口弁ともに ISLOCA 時の圧力を上回る圧力で耐圧試 験を実施しており、破損しない ため、漏えいはない。	計器入口弁は破損しない が、計器は破損する可能性 がある。このため、ISLOCA により計器本体が破損し漏 えいが起きた場合、計器入 口弁の口径に応じて漏えい 量が決まる。
漏えい量を決める口径 (mm)		—	5
漏えいを決める面積 (mm <sup>2</sup> )		—	20
漏えい量評価に用いる 破断面積 (inch <sup>2</sup> )		—	0.03

図 10 計器入口弁 (2/2)

図11は3V-RH-026A、Bと同じく一般的な設置状態の玉形弁を示す。  
駆動方式に関わらず、閉止状態で弁グランド部に上流側の圧力がかかる事はない。

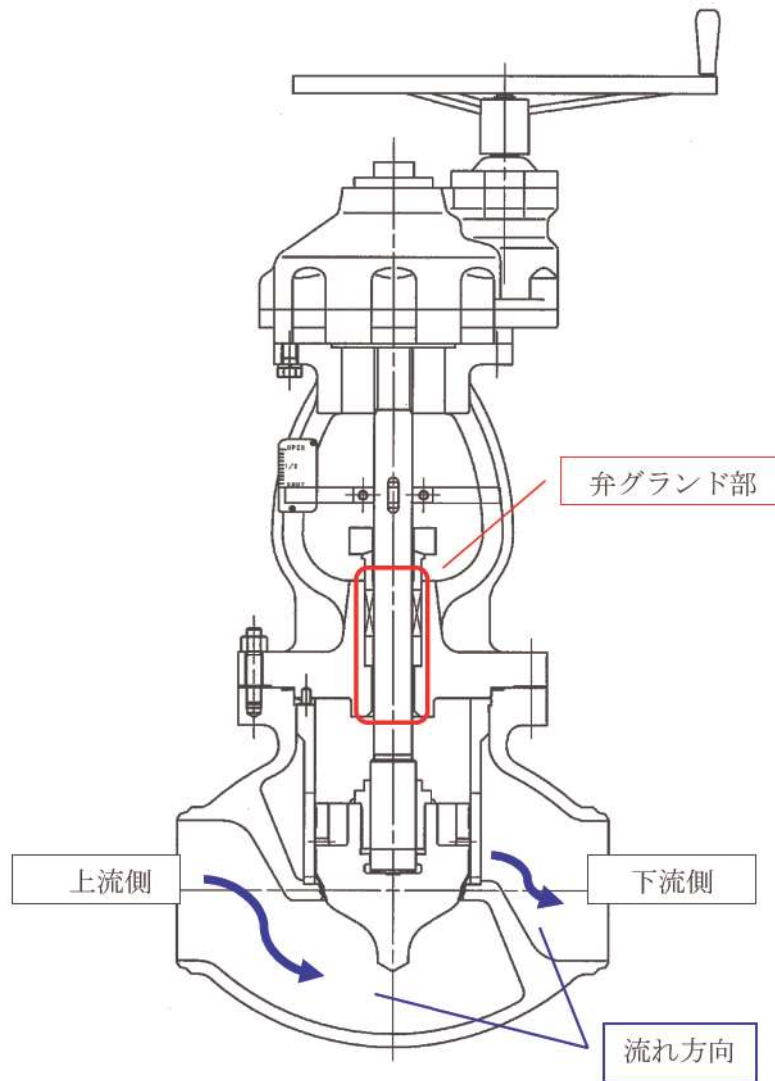


図11 玉形弁

## 配管からの漏えいの可能性について

配管及びフランジ部について、ISLOCA 発生時の高温 (300℃)、高圧 (15.4MPa) の条件下で漏えいが発生しないことを以下のとおり確認した。

### 1. 強度評価

#### 1.1 評価部位の選定

配管の構成部品の中で漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を行った。余熱除去系統の評価対象配管を図 1 に示す。

#### 1.2 評価方法

評価対象範囲内の配管は、クラス 2 配管とクラス 3 配管（逃がし弁 3V-RH-027A, B、3V-RH-004A、B 下流の配管及び逆止弁 3V-RH-008A、B 上流の配管）から構成されている。クラス 2 配管については、設計・建設規格「PPC-3530 供用状態 A および B\*における一次＋二次応力制限」を適用し、評価を行った。一方、クラス 3 配管については、一般的な評価手法を用いて内圧、自重、及び熱の影響を評価した。

##### (1) クラス 2 配管の評価

設計・建設規格「PPC-3530 供用状態 A および B\*における一次＋二次応力制限」を適用して許容応力及び一次＋二次合計応力を算出し、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

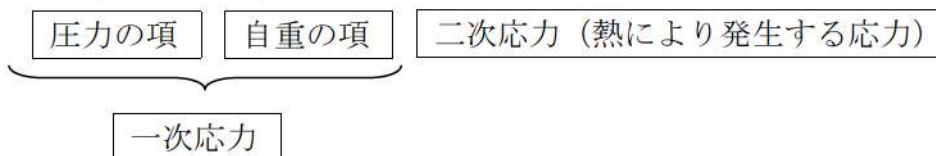
\*供用状態 A および B について

GNR-2110 機器等の供用状態に関する用語

- (3) 「供用状態 A」とは、対象とする機器等がその主たる機能を満たすべき運転状態において設計仕様書等で規定された圧力および機械的荷重が負荷された条件下にある状態をいう。
- (4) 「供用状態 B」とは、「対象とする機器等が損傷を受けることなく、健全性を維持しなければならない」と設計仕様書等で規定された圧力および機械的荷重が負荷された条件下にある状態をいう。

一次＋二次合計応力の評価式

$$S_n = \underbrace{\frac{PD_0}{4t}}_{\text{圧力の項}} + \underbrace{\frac{0.75i_1M_a}{Z}}_{\text{自重の項}} + \underbrace{\frac{i_2M_c}{Z}}_{\text{二次応力 (熱により発生する応力)}} \quad (\text{PPC-4.5})$$



$S_n$  : 一次応力と二次応力を加えて求めた応力 (MPa)

$P$  : 15.4 (MPa) (ISLOCA 発生時の圧力)

$D_0$  : 管の外径 (mm)

自重の項は既工認の一次応力の値から設計圧力による応力を除いた値とした。また、工認の範囲外の配管については、を適用して評価を行った。

二次応力については、常温(21℃)から177℃へ温度上昇した際の一次+二次応力の解析条件下で算出している既工認の値のうち、二次応力成分の値を常温(21℃)からISLOCA発生時の300℃へ温度上昇した際の二次応力に補正して評価を行った。なお、二次応力(熱曲げモーメントによる応力)は、拘束点における熱膨張によるたわみが原因であり、熱膨張量は温度に比例することから、既工認の一次+二次応力の二次応力成分の値を温度上昇比で線形補正した。

許容応力

$$S_a = 1.25fS_c + (1 + 0.25f)S_h \quad (\text{PPC-4.7})$$

$S_a$ : 許容応力 (MPa)

$f$ : 許容応力低減係数で、表 PPC-3530-1 の左欄に掲げる温度変化サイクル数の区分に応じ、それぞれ同表の右欄に掲げる値

$S_c$ : 室温における付録材料図表 Part5 表5に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

$S_h$ : 使用温度における付録材料図表 Part5 表5に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

## (2) クラス3配管の評価

評価対象配管は以下の考え方にに基づき、内圧及び熱の影響が最も厳しい配管を選定し、一般的な評価手法を用いて内圧、自重、及び熱の影響による歪を算出し、許容歪量を下回ることを確認した。

- ・内圧による応力について: ⑰配管は、⑯配管及び⑱配管に比べて外径が小さいことから、内圧による応力は小さくなる。また、⑯配管と⑱配管については、配管の外径と板厚の関係性は同様であるため、内圧による応力は同等である。
- ・熱膨張による評価について: 配管のサポート間隔を図面にて確認し、熱膨張長さに比べて、吸収代が小さく最も熱応力が厳しいと思われる配管部位を選定した結果、⑱配管となった。

これらのことから、内圧による応力、及び熱膨張による評価が厳しくなる⑱配管を選定し、評価を実施した。

なお、ここでいう⑯配管、⑰配管、⑱配管については、別紙-5(5/9) 余熱除去系統 評価対象配管を参照のこと。

### ①内圧による応力

$$\sigma = 0.5 \times \frac{PD}{2t} = 110.1 \text{ (MPa)}$$

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



$\sigma$  : 内圧による応力 (MPa)  
 0.5 : 応力係数 0.5 は設計・建設規格「PPC-3520 設計条件における一次応力制限」に準拠

P : 15.4MPa (ISLOCA 発生時の圧力)

D : 配管の外径 (D=114.3 (mm))

t : 配管の板厚 (t=4.0 (mm))

以上の応力を歪換算すると、

$$\varepsilon = \frac{\sigma}{E} \doteq 0.063\%$$

$\sigma$  : 内圧による応力 (MPa)

E : 縦弾性係数 (E=176000 (MPa)、at300°C、SUS304TP)

### ②自重による応力

当該配管は

を適用した。

以上の応力を歪換算すると、

$$\varepsilon = \frac{\sigma}{E} \doteq$$

$\sigma$  :

E : 縦弾性係数 (E=176000 (MPa)、at300°C、SUS304TP)

### ③熱膨張による評価

逃がし弁の下流配管のサポート間隔を図面にて確認し、熱膨張長さに比べて、吸収代が小さく最も熱応力が厳しいと思われる配管部位を選定した。

⑱配管において、最も熱応力が厳しいと思われる配管部位について、3次元 FEM 解析を行い、最も歪の大きくなる曲がりの腹部の弾塑性歪を算出した。材料は、加工硬化を考慮しない完全弾性塑性体として解析を行った。

以上の計算の結果、熱膨張による歪は、約 5.0%となる。

### (3)フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ伸び量がマイナスであった。伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケットの合計圧縮量 (ガスケットの初期圧縮量-伸び量) がガスケットの最大圧縮量\*1を下回ることを確認した。フランジ部の構造を図 2 に示す。

また、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている (PPD-1.7) 式を準用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を行った。

\*1 : ガスケットの最大圧縮量は、ガスケットを圧縮させ、性能に影響がないことをメーカー試験によって確認した値。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

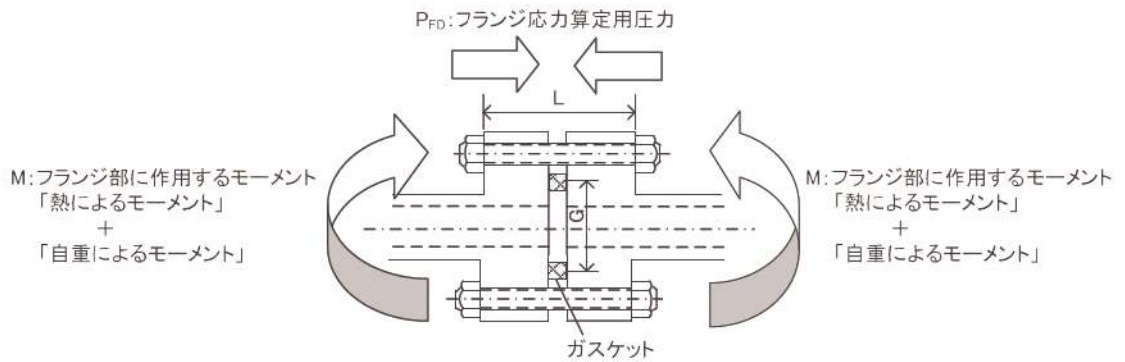


図2 フランジ部

$$P_{FD} = P + P_{eq} \quad (\text{PPD-1.6})$$

$P_{FD}$  : フランジ応力算定用圧力 (MPa)

$P$  : 15.4 (MPa) (ISLOCA 発生時の圧力)

$P_{eq}$  : 管の自重およびその他機械的荷重によりフランジ部に作用する曲げモーメントを圧力に換算した等価圧力 (MPa)

$$P_{eq} = \frac{16M}{\pi G^3} \quad (\text{PPD-1.7})$$

$M$  : フランジ部に作用するモーメント (N・mm)

「熱によるモーメント」 + 「自重によるモーメント」

$G$  : ガスケット反力のかかる位置を通る円の直径 (mm)

二次応力については、既工認における常温(21℃)から177℃へ温度上昇した際の一次+二次応力の解析条件下で算出している値のうち、二次応力成分の値を常温(21℃)からISLOCA発生時の300℃へ温度上昇した際の二次応力に補正して評価を行った。なお、二次応力(熱曲げモーメントによる応力)は、拘束点における熱膨張によるたわみが原因であり、熱膨張量は温度に比例することから、既工認の一次+二次応力の二次応力成分の値を温度上昇比で線形補正した。なお、工認対象外のフランジについては、常温(21℃)から177℃へ温度上昇した際の二次応力を [ ] とし、その値を常温(21℃)からISLOCA発生時の300℃へ温度上昇した際の二次応力に補正して評価を行った。

### 1.3 評価結果

配管及びフランジ部について評価した結果、表1～3に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、ISLOCA発生時の高温(300℃)、高圧(15.4MPa)の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



表1 配管評価結果 (クラス2配管)

NO	クラス区分	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (°C)	一次応力				一次・二次応力	
							圧力による応力 (MPa)	外荷重(自重)による応力 (MPa)	合計応力 (MPa)	許容応力 (MPa) Min(2.25Sm, 1.8Sy)	一次・二次合計応力 (MPa)	許容応力 (MPa) Sa
①	2	318.5	10.3	SUS304TP	15.4	300	119.1	14.2 (注1)	134	228	250 (注5)	298
②	2	318.5	25.4	SUS316TP	15.4	300	48.3	21.9 (注2)	71	235	227 (注5)	310
③	2	318.5	10.3	SUS304TP	15.4	300	119.1	49.2 (注2)	169	228	273 (注6)	298
④	2	406.4	12.7	SUS304TPY	15.4	300	123.2	40.0 (注2)	164	228	225 (注6)	298
⑤	2	355.6	11.1	SUS304TP	15.4	300	123.3	10.0 (注2)	134	228	234 (注6)	298
⑥	2	267.4	9.3	SUS304TP	15.4	300	110.7	35.7 (注3)	147	228	263 (注7)	298
⑦	2	216.3	8.2	SUS304TP	15.4	300	101.6	23.3 (注3)	125	228	226 (注7)	298
⑧	2	89.1	4.0	SUS304TP	15.4	300			116	228		298
⑨	2	60.5	3.5	SUS304TP	15.4	300			97	228		298
⑩	2	27.2	2.5	SUS304TP	15.4	300			72	228		298
⑪	2	34.0	3.0	SUS304TP	15.4	300			74	228		298
⑫	2	9.53	1.65	SUS316TB	15.4	300			53	235		310
⑬	2	114.3	6.0	SUS304TP	15.4	300			104	228		298
⑭	2	216.3	8.2	SUS304TP	15.4	300			132	228	202 (注9)	298
⑮	2	42.7	6.4	SUS304TP	15.4	300			96	228		298

評価：一次応力及び一次・二次応力は、許容応力以下であるので強度は十分である。  
 (注1) 既工事計画認可申請書分割第5次申請添付資料7-5-13「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック⑥のうち今回の評価対象範囲の一次応力の最大値から通常設計時の最高使用圧力による応力を除いた値。  
 (注2) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック③のうち今回の評価対象範囲の一次応力の最大値から通常設計時の最高使用圧力による応力を除いた値。  
 (注3) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック④のうち今回の評価対象範囲の一次応力の最大値から通常設計時の最高使用圧力による応力を除いた値。  
 (注5) 既工事計画認可申請書分割第5次申請添付資料7-5-13「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック⑥のうち二次応力の最大値の二次応力成分を(300-常温)/(177-常温)倍したものである。  
 (注6) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック③のうち今回の評価対象範囲の一次+二次応力の最大値の二次応力成分を(300-常温)/(177-常温)倍したものである。  
 (注7) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。記載値はブロック④のうち今回の評価対象範囲の一次+二次応力の最大値の二次応力成分を(300-常温)/(177-常温)倍したものである。  
 (注9) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」のブロック④の解析結果より今回の評価対象範囲の一次・二次応力の最大値の二次応力成分を(300-常温)/(177-常温)倍したものである。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表2 配管評価結果(クラス3配管)

NO	⑱※1
使用温度(°C)	300
使用圧力(MPa)	15.4
材質	SUS304TP
降伏点(MPa)	127
縦弾性係数(MPa)	176000
口径(熱応力が最も大きい部位)(mm)	114.3
板厚(熱応力が最も大きい部位)(mm)	4.0
内圧による応力(MPa)	110.1
上記の歪量(%)	0.063
熱膨張応力による歪(%)	5
許容歪量(%) ※2	19
<p>※1 クラス3配管(⑰配管、⑱配管、⑲配管)の中で、内圧による応力、及び熱膨張による評価が1番厳しくなる配管</p> <p>※2 JIS G 3459で材料に要求される引張強さに相当する歪量</p>	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表3 フランジ部評価結果(1/2)

フランジ口径		14B	12B	10B	8B
最高使用温度(°C)		300	300	300	300
最高使用圧力(MPa)		4.5	4.5	4.5	4.5
ガスケット					
ボルト仕様	ボルト材質				
	ボルトサイズ	M36	M30	M30	M30
	本数	20	20	16	12
	E (MPa)	186000	186000	186000	186000
内圧 P (MPa)		15.4	15.4	15.4	15.4
フランジに作用する自重曲げモーメント $M^{注1}$ (N・mm)		10030000	22332000	16789710	6260710
フランジに作用する熱伸び曲げモーメント $M^{注2}$ (N・mm)		108123400	27915000	70780150	29019600
曲げモーメントによる等価圧力 $Peq^{注3}$ (MPa)		10.18	5.61	16.35	11.77
内圧P+等価圧力 $Peq$ (MPa)		25.58	21.01	31.75	27.17
G (mm)		389.6	357.3	301.0	248.1
有効断面積(mm <sup>2</sup> ) $A = \pi / 4G^2$		119214.14	100266.51	71157.86	48344.09
発生荷重F (N) $F = (P + Peq) * A$		3048972	2106623	2259550	1313307
ボルト(1本)に生じる荷重 F/n(N)		152449	105331	141222	109442
ボルト断面積 A2(mm <sup>2</sup> )		1017.88	706.86	706.86	706.86
ボルト(1本)に生じる応力 (MPa)		149.77	149.01	199.79	154.83
ボルトひずみ $\epsilon$		0.00081	0.00080	0.00107	0.00083
ボルト長さL1 (mm)		168.8	149.0	206.2	290.4
ボルトの伸び量 $\Delta L1$ (mm)		0.14	0.12	0.22	0.24
初期締付荷重(N)		110000	72000	71000	70000
初期締付による応力 (MPa)		108.1	101.9	100.4	99.0
ボルトひずみ $\epsilon_0$		0.00058	0.00055	0.00054	0.00053
初期締付によるボルトの伸び量 $\Delta L0$ (mm)		0.10	0.08	0.11	0.15
荷重によるボルトの伸び量 $\Delta L1 - \Delta L0$ (mm)		0.04	0.04	0.11	0.09
ボルト熱膨張係数 $\alpha 1$ (mm/mm°C)		1.300E-05	1.300E-05	1.300E-05	1.300E-05
フランジ(SUS304)熱膨張係数 $\alpha 2$ (mm/mm°C)		1.707E-05	1.707E-05	1.707E-05	1.707E-05
弁(SCS14A)熱膨張係数 $\alpha 3$ (mm/mm°C)		-	-	-	1.718E-05
ボルト熱伸び対象長さL2 (mm)		168.8	149.0	206.2	290.4
フランジ(SUS304)熱伸び対象長さL3 (mm)		162.4	145.8	199.8	124.0
弁(SCS14A)熱伸び対象長さL4 (mm)		-	-	-	160.0
ボルト熱伸び量 $\Delta L2 = \alpha 1 \cdot L2$ (mm)		0.61	0.54	0.75	1.06
フランジ熱伸び量 $\Delta L3 = \alpha 2 \cdot L3 + \alpha 3 \cdot L4$ (mm)		0.78	0.70	0.95	1.36
伸び量 $\Delta L1 - \Delta L0 + \Delta L2 - \Delta L3$ (mm)		-0.12	-0.12	-0.09	-0.22
ガスケットの初期圧縮量 (mm)					
ガスケットの合計圧縮量 (mm)					
ガスケットの最大圧縮量 (mm)					

(注1) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。14Bの記載値はブロック③の、12B、10B、8Bの記載値はブロック④の一次応力の最大値から通常設計時の最高使用圧力による応力を除いた値に断面係数を乗じて求めた値。

(注2) 既工事計画認可申請書分割第4次申請添付資料5-6-4「配管の強度計算書(余熱除去設備)」による。14Bの記載値はブロック③の、12B、10B、8Bの記載値はブロック④の一次+二次応力の最大値から一次応力の最小値を除いた値を(300-常温)/(177-常温)倍した値に断面係数を乗じて求めた値。

(注3) JSME設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 $Peq = 16M / (\pi G^3)$ により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表3 フランジ部評価結果(2/2)

部位		3V-RH-004AB		3V-RH-027AB	
		入口配管	出口配管	入口配管	出口配管
フランジ口径		3-1/2B	4B	1-1/4B	1-1/2B
最高使用温度(°C)		300	300	300	300
最高使用圧力(MPa)		4.5	4.5	4.5	4.5
ガスケット					
ボルト仕様	ボルト材質				
	ボルトサイズ	M22	M16	M16	M12
	本数	8	8	4	4
	E (MPa)	186000	186000	186000	186000
内圧 P (MPa)		15.4	15.4	15.4	15.4
フランジに作用する自重曲げモーメント $M^{注1}$ (N・mm)		653400	1107900	62520	138510
フランジに作用する熱伸び曲げモーメント $M^{注2}$ (N・mm)		2178000	3693000	208400	461700
曲げモーメントによる等価圧力 $Peq^{注3}$ (MPa)		7.60	9.26	8.67	12.83
内圧P+等価圧力 $Peq$ (MPa)		23.00	24.66	24.07	28.23
G (mm)		123.8	138.2	54.2	62.0
有効断面積(mm <sup>2</sup> ) $A = \pi / 4 G^2$		12037.36	15000.51	2307.22	3019.07
発生荷重F (N) $F = (P + Peq) * A$		276858	369963	55525	85217
ボルト(1本)に生じる荷重 $F/n$ (N)		34607	46245	13881	21304
ボルト断面積 $A2$ (mm <sup>2</sup> )		380.13	201.06	201.06	113.10
ボルト(1本)に生じる応力 (MPa)		91.04	230.01	69.04	188.37
ボルトひずみ $\epsilon$		0.00049	0.00124	0.00037	0.00101
ボルト長さ $L1$ (mm)		95.6	51.0	62.1	38.7
ボルトの伸び量 $\Delta L1$ (mm)		0.05	0.06	0.02	0.04
初期締付荷重(N)		36000	25000	19000	15000
初期締付による応力 (MPa)		94.7	124.3	94.5	132.6
ボルトひずみ $\epsilon_0$		0.00051	0.00067	0.00051	0.00071
初期締付によるボルトの伸び量 $\Delta L0$ (mm)		0.05	0.03	0.03	0.03
荷重によるボルトの伸び量 $\Delta L1 - \Delta L0$ (mm)		0.00	0.03	-0.01	0.01
ボルト熱膨張係数 $\alpha 1$ (mm/mm°C)		1.300E-05	1.300E-05	1.300E-05	1.300E-05
管側フランジ(SUS304)熱膨張係数 $\alpha 2$ (mm/mm°C)		1.707E-05	1.707E-05	1.707E-05	1.707E-05
弁側フランジ(SCS14A)熱膨張係数 $\alpha 3$ (mm/mm°C)		1.718E-05	1.718E-05	1.718E-05	1.718E-05
ボルト熱伸び対象長さ $L2$ (mm)		95.6	51.0	62.1	38.7
管側フランジ熱伸び対象長さ $L3$ (mm)		41.4	23.8	26.9	17.5
弁側フランジ熱伸び対象長さ $L4$ (mm)		51.0	24.0	32.0	18.0
ボルト熱伸び量 $\Delta L2 = \alpha 1 \cdot L2$ (mm)		0.35	0.19	0.23	0.14
フランジ熱伸び量 $\Delta L3 = \alpha 2 \cdot L3 + \alpha 3 \cdot L4$ (mm)		0.44	0.23	0.28	0.17
トータル隙間 $\Delta L1 - \Delta L0 + \Delta L2 - \Delta L3$ (mm)		-0.10	-0.01	-0.06	-0.02
ガスケットの初期圧縮量 (mm)					
ガスケットの合計圧縮量 (mm)					
ガスケットの最大圧縮量 (mm)					

(注1) 定ピッチスパン法による自重による応力の制限値に断面係数を乗じて求めた値。

(注2) 定ピッチスパン法による熱伸びによる応力の制限値に断面係数を乗じて求めた値。

(注3) JSME設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 $Peq = 16M / (\pi G^3)$ により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算している。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 水撃力（圧力波）と圧力波の共振について

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力（水撃力＝圧力×断面積）が発生することが知られている。また、弁開放により発生した高圧の圧力は管路内を圧力波として伝播する。図1に弁開放時間と水撃力（圧力波）の関係を示す。図1に示されるように、上流側の隔離弁が緩やかな開動作であれば、下流側に伝わる水撃力の増加も緩やかに上昇する。一方、急激な開動作の場合は、短時間で大きな水撃力が下流側に伝播する。

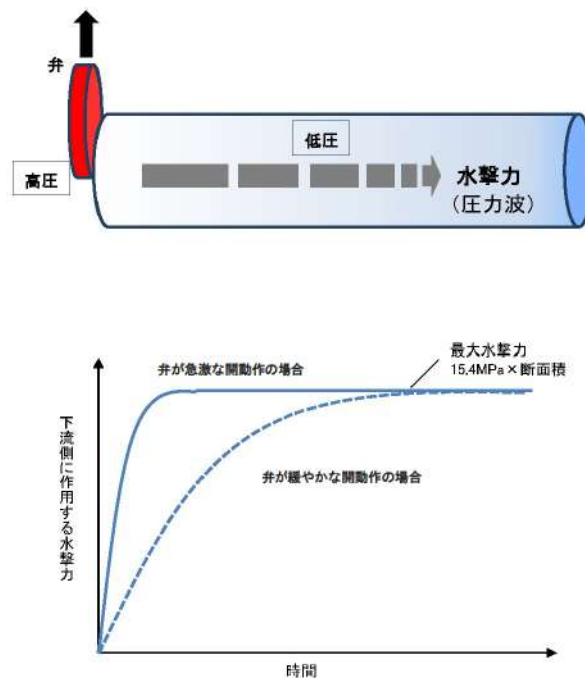


図1 弁開放時間と水撃力（圧力波）の関係

さらに、弁の開放時間が短い場合、管路内を伝播する入射方向の圧力波と反射方向の圧力波が衝突し、共振により管路内の圧力波が増幅し、大きな水撃力が起こる場合がある。図2に弁の開放時間と圧力波の関係を示す。



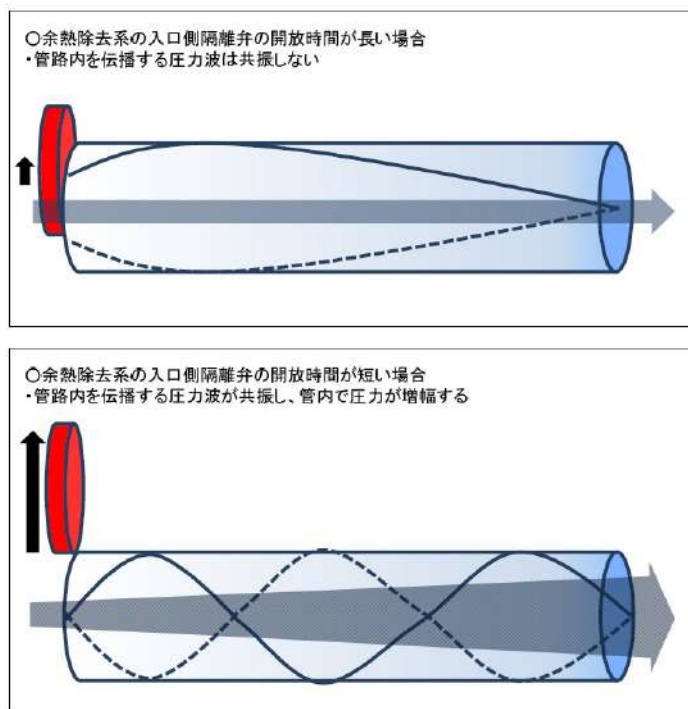


図2 弁の開放時間と圧力波の関係

圧力波は音速で管内を伝播することから、低圧側の系統に気相領域が存在する場合には伝播速度が遅くなり、上流側隔離弁が緩やかな開動作であった場合でも圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が起こる場合がある。しかし、余熱除去系統は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。

図3に気相領域がある場合の水撃力（圧力波）の伝播を示す。

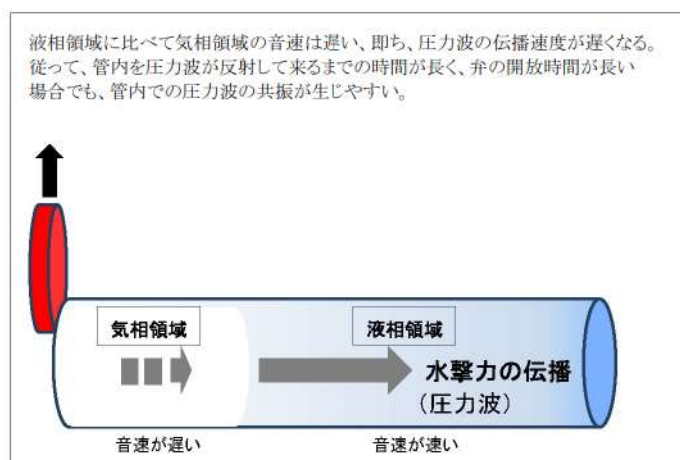


図3 気相領域がある場合の水撃力（圧力波）の伝播

## (財)原子力発電技術機構原子力安全解析所「レベル2 P S A手法

## の整備に関する報告書＝PWRプラント＝」

## におけるISLOCA時の漏えい評価の概要

## 1. 余熱除去系統配管

出力運転時に余熱除去系統の高温側格納容器隔離弁が開放された場合を想定し、MELCORコードによる流体応答計算より、余熱除去系統配管の最大圧力は全ての余熱除去系統の逃がし弁が不作動のケースにおいて約32MPaの配管内最高圧力が得られている。

また、余熱除去系統配管の動的構造計算より、配管の最大塑性歪みは、余熱除去冷却器出口配管で発生し、全ての余熱除去系統の逃がし弁が不作動のケースで約0.16の最大塑性歪みが得られている。配管である304ステンレス鋼管の破断歪みは0.19となることから、格納容器隔離弁の瞬間開放（破損）で余熱除去系統の低圧配管が延性破壊する可能性は小さく、“破断”はしないとしている。

## 2. 余熱除去系統の機器

余熱除去系統の低圧配管は延性破壊する可能性は低いため、余熱除去系統の低圧部から補助建屋への1次冷却材の流出経路として、余熱除去系統の低圧部の弁、余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプからの漏えいを想定する。

当該報告書では、以下の漏えい面積を同定している。

- ・余熱除去ポンプ：0.05inch<sup>2</sup>
- ・余熱除去冷却器：0.39inch<sup>2</sup>
- ・余熱除去系統の弁（21弁）：0.55inch<sup>2</sup>

上記より、余熱除去系統全体の漏えい面積は、約0.99inch<sup>2</sup>（等価直径約1.1inch）としている。

「NUREG/CR-5744 “Assessment of ISLOCA Risk-Methodology and Application to a Westinghouse Four-Loop Ice Condenser Plant”」

におけるISLOCA時の漏えい評価の概要

1. 熱流動解析

- ・ RELAP5を使い、余熱除去系統の熱流動解析を実施している。
- ・ 逃がし弁の開放時間は1秒、電動弁の開放時間は10秒とする。また、故障した逆止弁は10秒で開くとした。この仮定はB&WのISLOCA研究を実施するためにLERデータをレビューした結果に基づいており、このレビューで逆止弁の瞬間的な故障は見つかっていないとしている。
- ・ 余熱除去系統のコールドレグ側の隔離故障を想定している。
- ・ 余熱除去系統の圧力は、逆止弁が10秒オーダーで開く場合は、1次冷却材系統の定常圧力が最大圧力となる。

2. 機器の損傷解析

- ・ 動的影響の確率は無視できるため、準静的に圧力が加わる条件で評価を行っており、下表に示す結果を得ている。

部 位	評 価 結 果
配 管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 管の腐食による減肉の影響、温度を考慮しているが、管が破損することはない。</li> <li>・ フランジ部からの漏えいを検討しているが、漏えい量はmg/secオーダーである。</li> </ul>
弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 弁箱の肉厚に対し隣接する配管の肉厚のほうが薄いため、先に配管が破損する。</li> <li>・ グランド部からの漏えいは無視できる。</li> <li>・ 余熱除去系統内の8個の弁の内、2個の弁については、ボンネットボルトによる接合部の耐圧性能が2,485psig (約17.1MPa)を下回るため、ボンネットボルトによる接合部から漏えいが発生する。(面積: 0.04inch<sup>2</sup>)</li> </ul>
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ケーシング、ケーシングの接合部、メカニカルシール及び冷却水配管の耐圧性能が2500psig (約17.2MPa)を上回るため漏えいは発生しない。</li> </ul>
余熱除去冷却器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴板に破損圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。</li> <li>・ 鏡板に非対称な座屈圧力が加われば漏えいが発生する。(面積: 0.7inch<sup>2</sup>)</li> <li>・ 鏡板に塑性破損するような座屈圧力が加われば無制限な漏えいが発生する。</li> </ul>

## 二相条件の臨界流について

二相条件の臨界流については、Marviken臨界流試験により、流量は破断面積に比例することが確認されている。Marviken臨界流試験の結果の一部を下図に示す。試験では同じサブクール度33°C条件で、破断面積（内径300mm、500mm）を変えて臨界流を発生させ、単位面積・単位時間あたりの質量流量を測定している。図より、どちらの二相条件の質量流束も約20,000kg/m<sup>2</sup>・sと同じ値を示していることから、二相条件の臨界流の場合、流量は破断面積に比例することが確認できる。

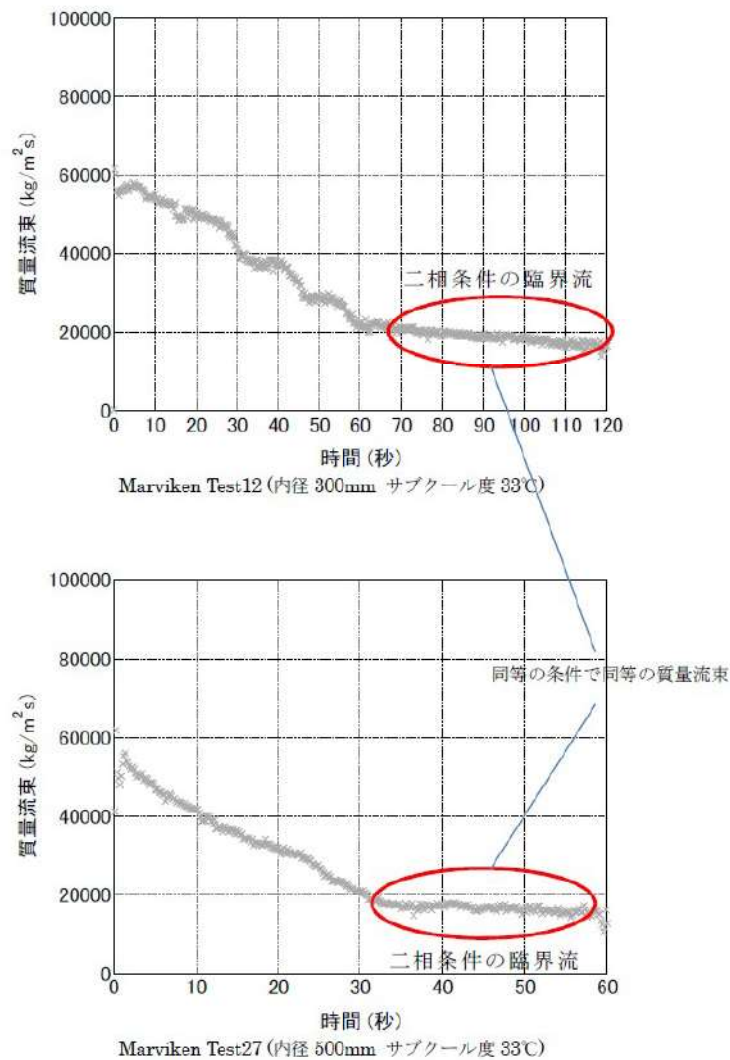


図 質量流束

※ 平成25年12月17日PWR4社審査会合資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第1部 M-RELAP5）」より引用

## インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

## 1. 有効性評価における初期条件設定

重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク保持圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。

- ・ 初期保持圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]
- ・ 初期保有水量（最低保有水量）：29.0 [m<sup>3</sup>/基]

## 2. 条件設定

LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等 1 次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。

## a. 大破断 LOCA 事象等の蓄圧タンク保有水全量の 1 次冷却系への注水を期待する事象

## (a) 初期保持圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としてしている。

## (b) 初期保有水量

炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最低保有水量」としてしている。

## b. 全交流動力電源喪失事象等 1 次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象

## (a) 初期保持圧力

蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1 次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としてしている。

## (b) 初期保有水量

最低保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに 1 次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最高及び最低保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙 1 に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度 1,200℃

に対して十分な余裕があることから、標準的に「最低保有水量」としている。

## インターフェイスシステム LOCA 時における 蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討

### 1. はじめに

蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最低保有水量」とした場合、「最高保有水量」とした場合と比較すると、「最低保有水量」とした方が注水量はわずかに多くなり、「最低保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「インターフェイスシステム LOCA」を対象に考察した。

### 2. 影響確認

インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、早期に 1 次冷却系の圧力が低下することで「原子炉圧力異常低」ECCS 作動信号が発信し、高圧注入が開始されることで、図 1 に示すとおり事象発生後約 7 分で 1 次冷却系保有水量は回復に転じ、炉心が露出することはない。

また、蓄圧タンクからの注水は図 2 に示すとおり、事象発生後約 14 分に開始され、蓄圧タンクの注水開始後に 1 次冷却系保有水量は回復に転じるが、その後の蓄圧タンクからの注水がない期間においても高圧注入により 1 次冷却系保有水量は回復傾向を示している。

よって、蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては別紙 2 に示すとおり 3 基合計で約 10 m<sup>3</sup>の注水量の差異が考えられるが、1 次冷却系保有水量が最低となる期間への影響はない。

### 3. 確認結果

インターフェイスシステム LOCA については、蓄圧タンクの注水が開始されるまでに、ECCS により保有水量は回復に転じることができることから、蓄圧タンクの初期保有水量の設定による注水量への影響を考慮しても炉心露出に至ることはない。

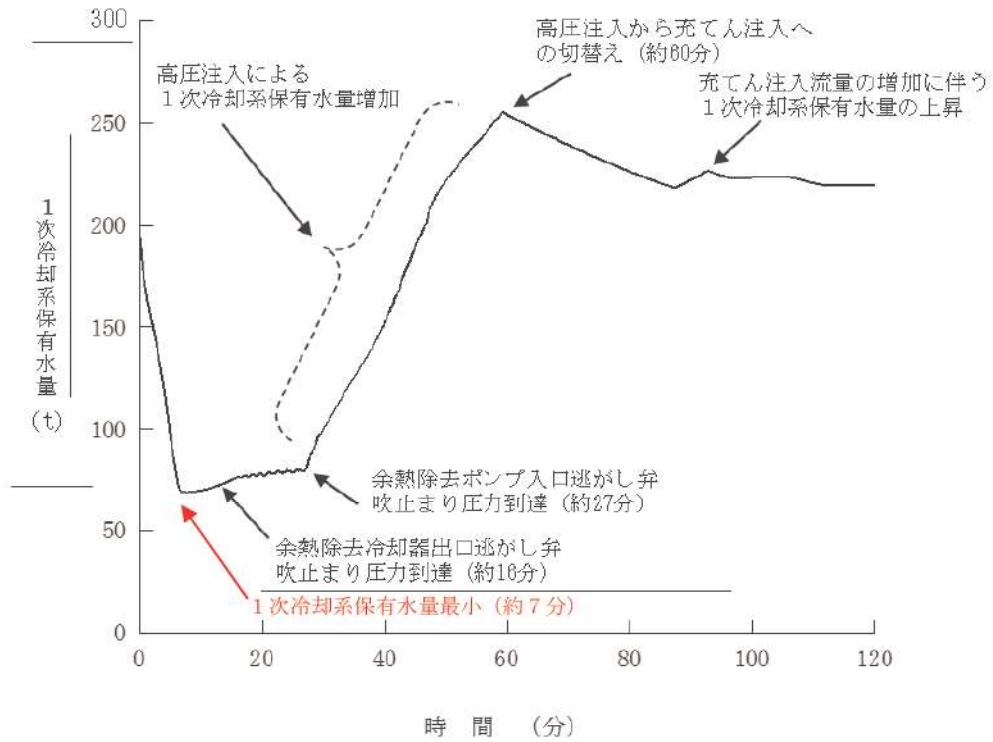


図1 1次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)

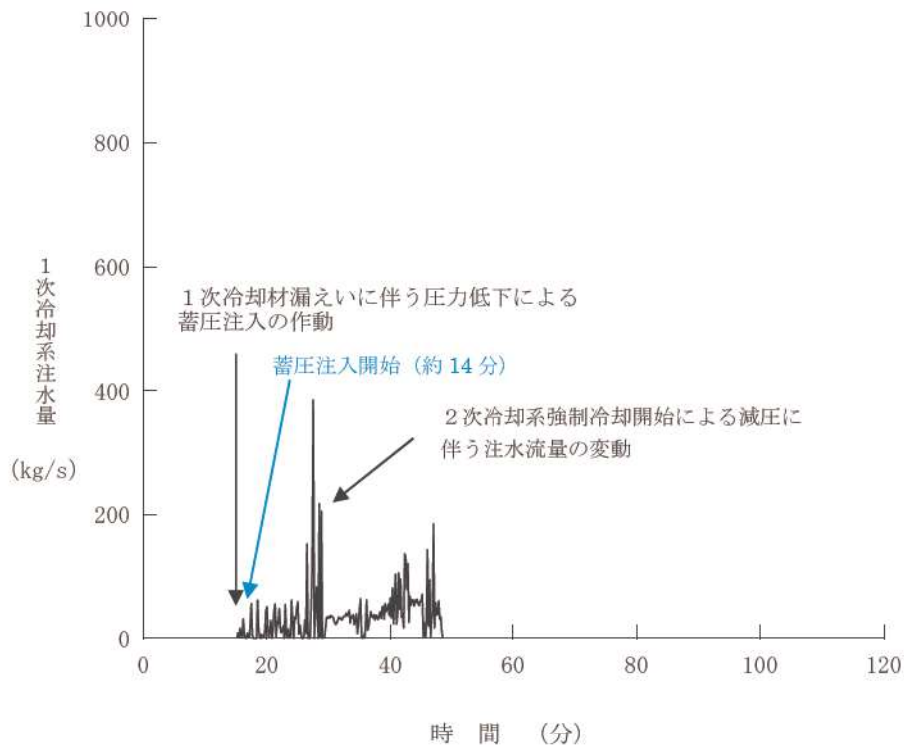


図2 1次冷却系注水流量 (蓄圧注入) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



## 蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について

蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。

$$P_i \times V_i^\gamma = P \times V_T^\gamma$$

ただし、

$P_i$  : 初期保持圧力(MPa[abs])

$V_i$  : 初期気相部体積(m<sup>3</sup>)

12.0 m<sup>3</sup> (最低保有水量 (1基あたり))

10.0 m<sup>3</sup> (最高保有水量 (1基あたり))

$P$  : 蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力(MPa[abs])

$V_T$  : 蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積(m<sup>3</sup>)

$\gamma$  : ポリトロープ指数

1.0 : 等温変化時

1.4 : 断熱変化時

蓄圧タンク容積(1基あたり) : 41.0 m<sup>3</sup>

最低保有水量(1基あたり) : 29.0 m<sup>3</sup>

最高保有水量(1基あたり) : 31.0 m<sup>3</sup>

初期保持圧力 : 4.04MPa[gage]

蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力

: 1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)

: 0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

とする。

上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下の通り注水量に対する影響がある。

①全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり)

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.6 m<sup>3</sup>となり、3基合計で約5 m<sup>3</sup>となる。

②全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA なし)

事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約2.6 m<sup>3</sup>となり、3基合計で約8 m<sup>3</sup>となる。

③ECCS 注水機能喪失

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 $3.4\text{ m}^3$ となり、2基合計で約 $7\text{ m}^3$ となる。

④格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約 $3.4\text{ m}^3$ となり、3基合計で約 $10\text{ m}^3$ となる。

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

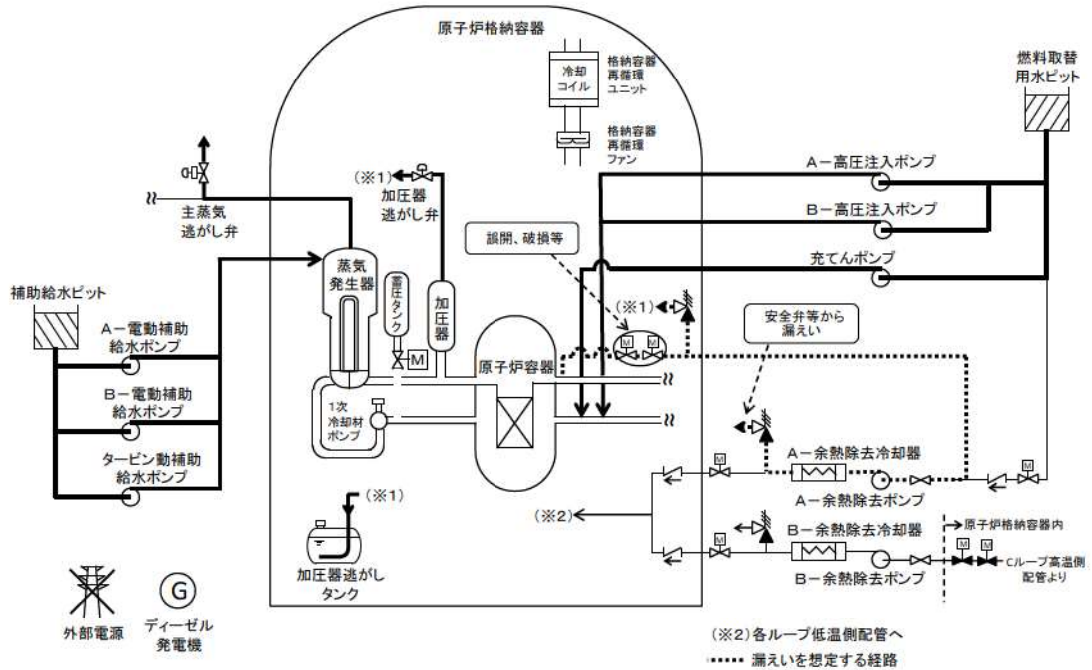


図1 「インターフェイスシステムLOCA」の重大事故等対策の概略系統図  
(2次冷却系強制冷却, 1次冷却系強制減圧及び炉心注水)

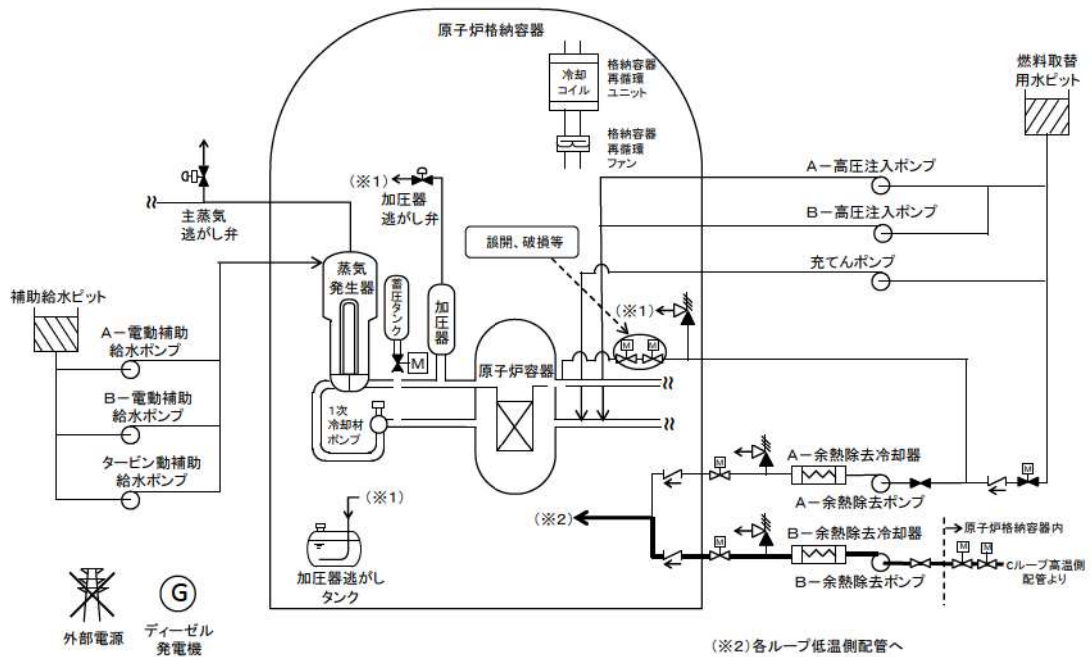


図2 「インターフェイスシステムLOCA」の重大事故等対策の概略系統図  
(健全側余熱除去系による炉心冷却)

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

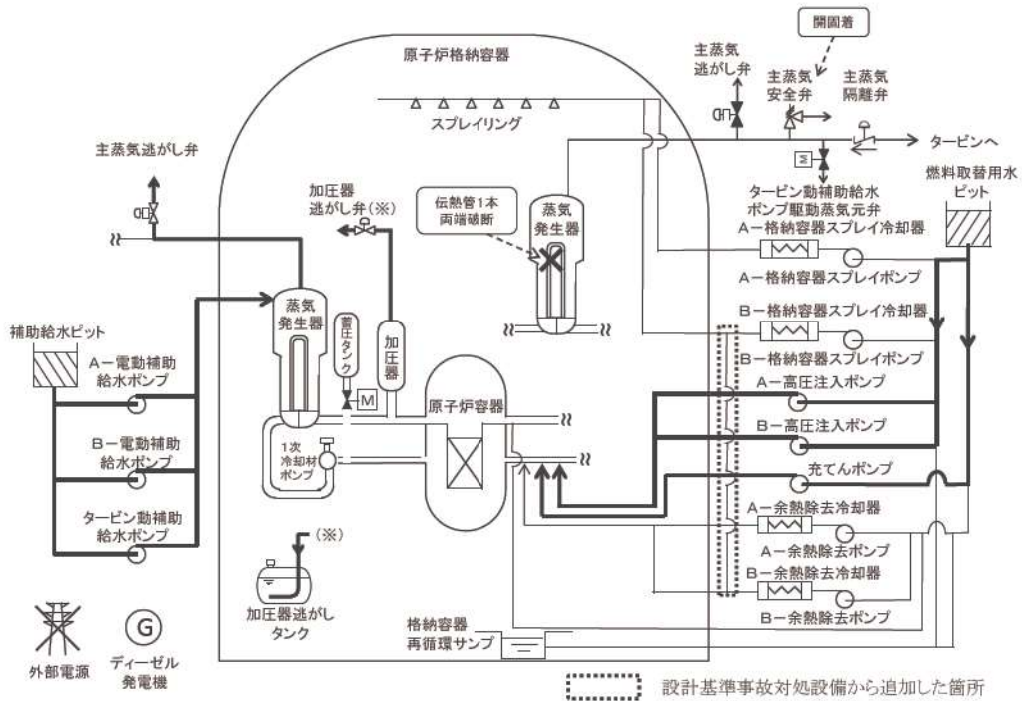


図3 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2次冷却系強制冷却，1次冷却系強制減圧及び炉心注水）

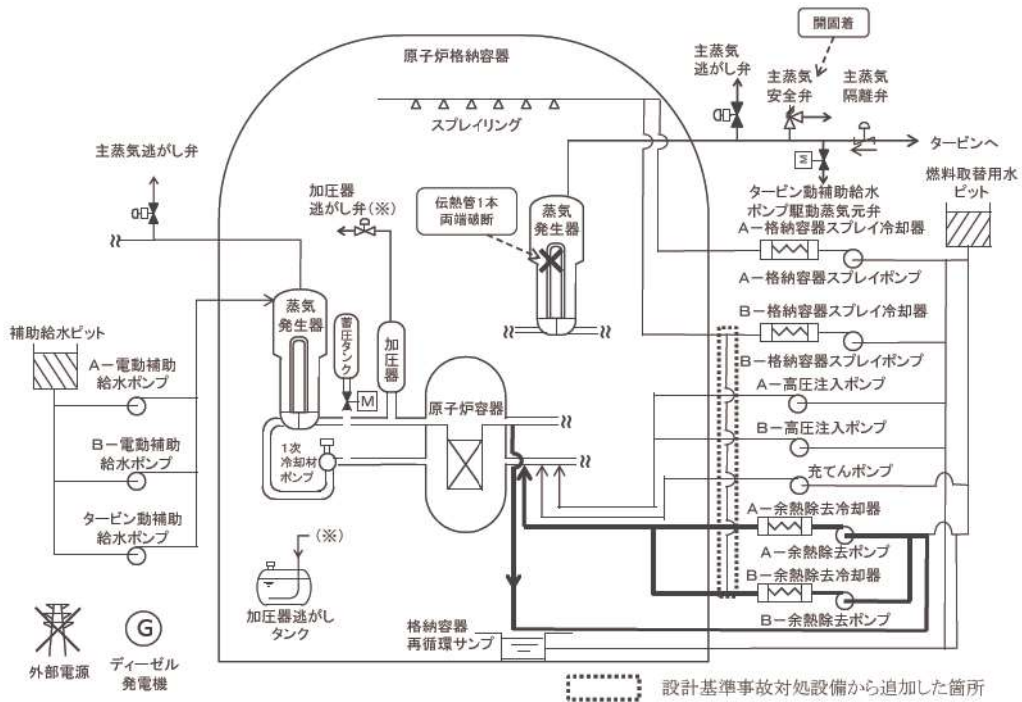


図4 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図（余熱除去系による炉心冷却）



## 安定状態について①

格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生約64分後に、1次冷却材圧力が2.7MPa[gage]及び1次冷却材温度が177℃未満となり、蒸気発生器による冷却から余熱除去系による炉心冷却に切替える。余熱除去系による炉心冷却について、定期検査時の実績より、余熱除去系ウォーミングに約2時間、加圧器気相消滅操作に約4時間、及び1次冷却材温度（広域－高温側）が176℃から93℃までの冷却に余熱除去系両系を使用して約6.5時間かかる。インターフェイスシステムLOCAでは余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去系が機能喪失し、余熱除去系1系での冷却となるため、1次冷却材温度（広域－高温側）が176℃から93℃までの冷却には定期検査時の実績の2倍の時間を要するものとし、約13時間かかるものとする。また、その間に余熱除去ポンプ入口弁を異なるフロアから遠隔操作により閉止することで、1次冷却材の漏えいは停止することができる。よって、余熱除去系が使用可能となる時間（事象発生約64分後）に1次冷却材温度（広域－高温側）を93℃以下とするために要する時間（約19時間：定期検査実績より算出）を足した事象発生約20時間後を原子炉安定停止状態とする。その後も余熱除去系による炉心冷却を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

原子炉格納容器安定状態の確立について

原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。

## 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

## 1. 蒸気発生器伝熱管破損時における炉心冷却手段

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器隔離に失敗する事故が発生した場合の炉心冷却手段としては、ECCS による炉心注水及び健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による冷却及び加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却に切替えることで長期的な炉心冷却を行う。

また、余熱除去系による冷却に失敗した場合は、充てん系によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、再循環運転及び燃料取替用水ピット水源補給操作を行うことで長期的な炉心冷却を行う。

## 2. 余熱除去系による冷却に失敗した場合の時間余裕について

余熱除去運転に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とする炉心注水を継続するとともに、充てん系によるフィードアンドブリード操作を継続することから、燃料取替用水ピットが枯渇するまでの時間を評価した結果、以下のとおり、約 9.9 時間の時間余裕がある。

## ・ 水源

燃料取替用水ピット：約 1,450m<sup>3</sup>  
(通常水位低警報～水位低警報値までの水量)

## ・ 既注水量

ECCS 注入開始から余熱除去系の接続までの注水量：約 174m<sup>3</sup>  
(充てん系による注入：0分～約 10分、約 37分～約 2.0時間、高圧注入系による注入：約 10分～約 37分、低圧注入はなし)

## ・ 注水手段

充てんポンプ（2台運転時の最大流量）：約 160m<sup>3</sup>/h

## ・ 余熱除去系による冷却開始までの時間：約 2.0時間

## ・ 燃料取替用水ピット枯渇時間評価

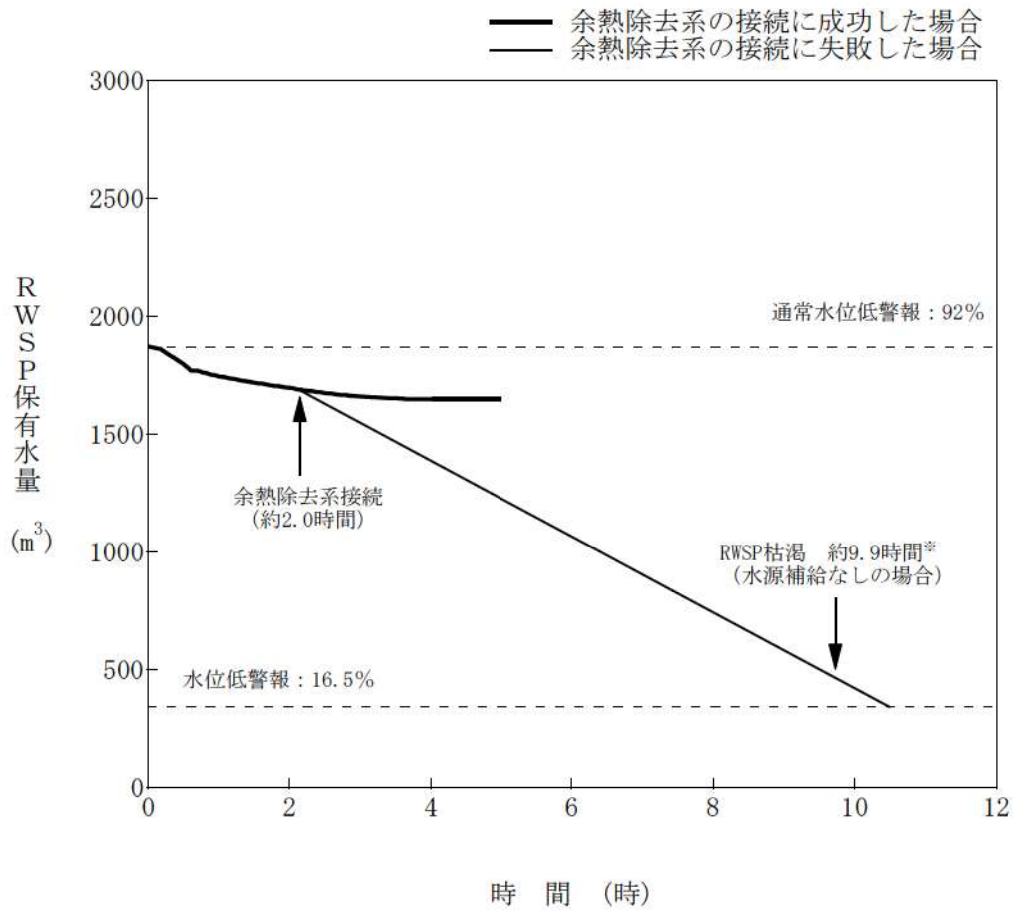
$$\frac{\text{燃料取替用水ピット水量 (1,450m}^3\text{)} - \text{既注水量 (174m}^3\text{)}}{\text{充てんポンプ (2台) による炉心注水流量 (160m}^3\text{/h)}} + \text{約 2.0 時間}$$

= 約 9.9 時間

## 3. まとめ

事象発生後約 9.9 時間までに、1 次系純水タンク、ほう酸タンク等の水源により燃料取替用水ピットへの補給を実施することで長期的に炉心注水が可能である。また、

再循環サンプに十分な水位があれば、再循環運転に移行することでさらに長期的な炉心冷却が可能である。



※ 評価において想定した「定常水位以下警報～水位低警報までの水量に余裕を考慮した少なめの水量」分、初期から減少した時点。

図 燃料取替用水ピット保有水量の推移



蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の  
大気への放射性物質放出量について

1. 蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質の放出量の推定

設計基準事故と比較した、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量の比較を表1に示す。

表1 1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気放出蒸気量の比較

	1次冷却系から 2次冷却系への 漏えい量	大気中に放出 される蒸気量	希ガス放出量※ <sup>1</sup>	よう素放出量※ <sup>2</sup>
SGTR (DBA)	95 t	35 t	約 $3.4 \times 10^{15}$ Bq	約 $3.9 \times 10^{12}$ Bq(合計) 約 $1.9 \times 10^{12}$ Bq(無機) 約 $2.0 \times 10^{12}$ Bq(有機)
SGTR＋ 隔離失敗	171 t (約2倍)	140 t (約4倍)	—	—

※1 ガンマ線エネルギー0.5MeV換算

※2 I-131等価量 - 成人実効線量係数換算

設計基準事故に比べ、1次冷却系から2次冷却系への漏えい量は約2倍、大気放出蒸気量は約4倍となる。

希ガス及び有機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量に比例し、蒸気に含まれる無機よう素の放出量は1次冷却系から2次冷却系への漏えい量及び大気中に放出される蒸気量に比例する。そのため、ソースタームが同じ場合は、希ガス及び有機よう素の放出量は約2倍、無機よう素の放出量は約8倍(漏えい量2倍×蒸気放出量4倍)となる。

一方、設計基準事故は燃料被覆管欠陥率1%で評価している。現実的な1次冷却材濃度は、表2に示すように燃料被覆管欠陥率0.1%を十分下回っていることから、設計基準事故のソースタームと比較すると10倍以上の余裕がある。これを考慮すれば、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の大気への放射性物質放出量は設計基準事故の評価値と同程度と考えられる。

表2 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中 I-131 濃度 (サイクル毎最大値) 実績

運転サイクル	I-131 濃度 (Bq/cc)
第1サイクル	1.2E-1
第2サイクル	1.3E-1

注) 燃料被覆管欠陥率0.1%に相当するI-131濃度は約 $3.2 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$

2. 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定

大気への放射性物質の放出量の推定に基づき、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の中央制御室居住性に係る被ばく評価の推定した結果は表3のとおりであり、中央制御室の居住性に影響がないことを確認した。

表3 中央制御室の居住性に係る被ばく評価の比較

	SGTR (DBA)	SGTR+隔離失敗
実効線量	約6.0mSv	約2.2mSv

## 破損SG の違いによる事象収束の違いについて

破損SG の違いにより事象収束に影響を与える可能性がある要因として、破損SG を有するループにおける加圧器の有無及びRHR 入口ラインへの接続の有無が考えられる。

図1に1次冷却系統及び余熱除去系統の概要図を示す。また、図2及び図3に1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度の推移をそれぞれ示す。

## &lt;加圧器による影響&gt;

SGTR+破損SG 隔離失敗の場合、事象初期において加圧器内の高温水が、接続する高温側配管に流入するため、加圧器が接続するループの1次冷却材高温側温度はわずかに上昇する。しかしながら、破損SGでは主蒸気安全弁開固着、健全SGでは主蒸気逃がし弁開操作による強制冷却が行われるため、加圧器の有無によらず高温側配管温度のわずかな差は打ち消される。また、図2及び図3においても、加圧器の有無による有意な差は生じておらず、事象収束への影響は無いと考えられる。

## &lt;RHRSによる影響&gt;

図3に示す通り、いずれのループにおいても有意な差は生じることなく冷却が行われていることが確認できる。これはRHR入口ラインが接続するループでは循環流量が確保され冷却が維持されていること、破損SGが接続するループにおいては、主蒸気安全弁開固着による2次冷却系による冷却が継続することで自然循環流量が確保されることから、RHRの接続の有無によらず冷却機能は維持されると考えられる。

以上から、本解析におけるRHR入口ラインへの接続の有無による1次冷却材高温側温度の挙動に有意な差はなく、事象収束に有意な影響はないと考えられる。

以上

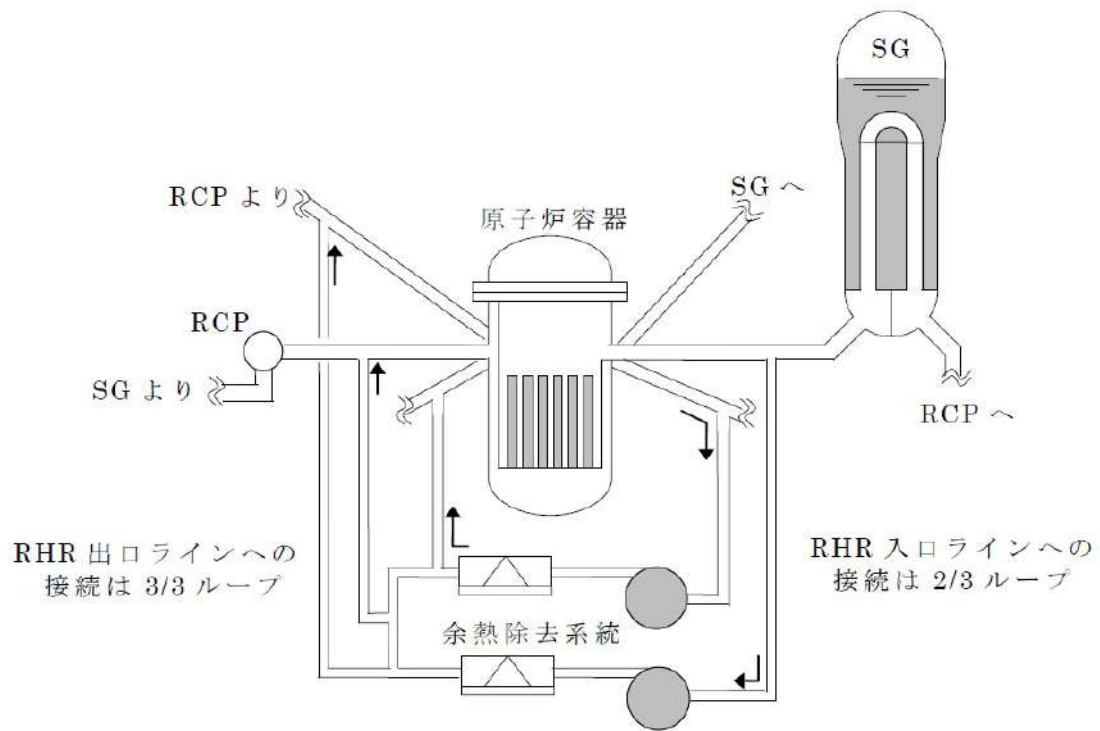


図1 1次冷却系統及び余熱除去系統の概要図

加圧器非設置ループの SG 伝熱管が破損した場合の各ループの 1 次冷却材圧力の推移

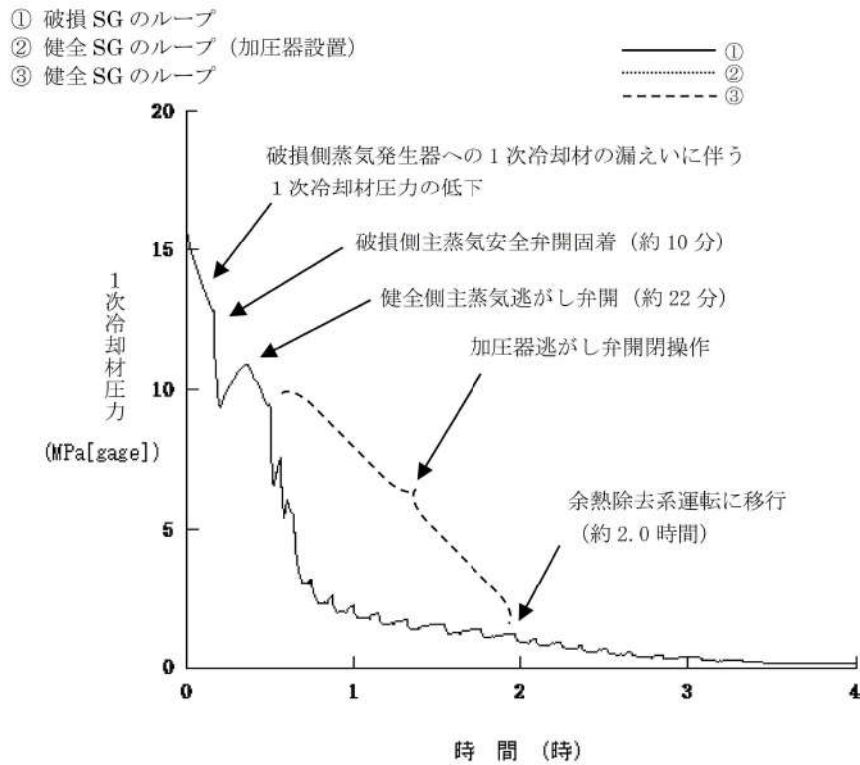


図 2 1 次冷却材圧力の推移

加圧器非設置ループの SG 伝熱管が破損した場合の各ループの 1 次冷却材高温側温度の推移

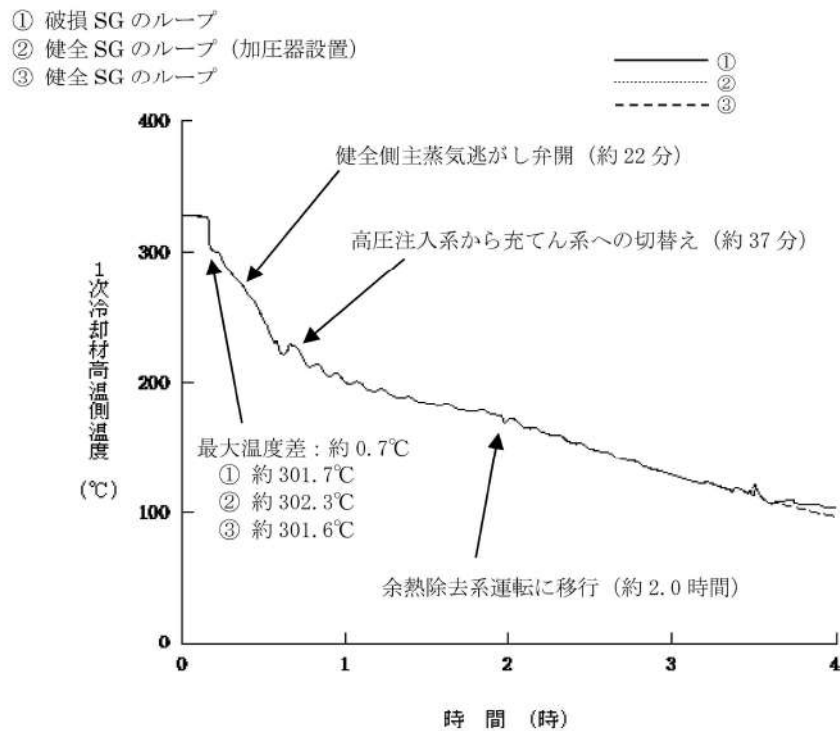


図 3 高温側配管温度の推移

## 安定状態について②

格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

## 【余熱除去系が使用可能な場合】

事象発生約2.0時間後に、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]、1次冷却材温度177℃となり、蒸気発生器による冷却から余熱除去系に切り替える。余熱除去系に切り替え、減圧を行うことで1次冷却系と2次冷却系を均圧でき、漏えいを停止することができる。

余熱除去系が使用可能となる時間（約2.0時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定期検査実績より算出）、加圧器気相消滅操作（約4時間：定期検査実績より算出）及び177℃から93℃までの冷却時間（約6.5時間：定期検査実績より算出）を足した時間である、事象発生の約14.5時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も余熱除去系による炉心冷却を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

## 【余熱除去系が使用不能の場合】

余熱除去系による冷却ができない場合、加圧器逃がし弁を全基全開とし、燃料取替用水ピットをサクションとする充てん注入による1次冷却系のフィードアンドブリード運転に移行する。

この場合、2台の充てんポンプにより約160m<sup>3</sup>/hで注水し、加圧器逃がし弁から原子炉格納容器内にブリードすることで、格納容器再循環サンプに十分なほう酸水を貯留し、その後、代替再循環運転による冷却を行う。

格納容器再循環サンプ水位が代替再循環可能水位（76%）に到達する時間は、2台の充てんポンプにより約160m<sup>3</sup>/hで注水し、1次冷却系から2次冷却系へ約30m<sup>3</sup>/hで漏えいが継続すると仮定して算出した場合、事象発生約14.5時間後に到達する。この時間に、代替再循環運転への切替えに要する時間（30分）と、代替再循環運転により177℃から93℃までの冷却にかかる約17.9時間\*を足した時間（約32.9時間）を原子炉安定停止状態とした。その後も代替再循環運転を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

\*余熱除去系の冷却能力から代替再循環時の冷却率を推定して算出

代替再循環運転による長期停止状態の維持について

添付資料7.1.8.8より、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード運転は、事象発生から約9.9時間可能である。さらに、この時間内に1次系純水タンクやほう酸タンク等を水源として、燃料取替用水ピットへ補給を実施することで長期的に炉心への注水が可能である。その後、格納容器再循環サンプに十分水位があることを確認すれば、格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心冷却に切替えることで、長期にわたる炉心の冷却が可能である。

#### 原子炉格納容器安定状態の確立について

加圧器逃がし弁の開閉操作により1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいする場合、わずかに原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

そのため、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンによる原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

#### **【安定状態の維持について】**

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。

「蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレ  
イの作動について

蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合は、余熱除  
去系を接続して1次冷却系の冷却を実施し、1次冷却系及び2次冷却系を均圧  
状態に移行させるが、余熱除去系の接続に失敗した場合、充てんポンプを使用  
した充てん系によるフィードアンドブリード操作を実施し、その後代替再循環  
(格納容器再循環サンプ水位 76%：事象発生後約 14.5 時間後に到達)にて冷却  
を継続することとしている。

充てんポンプを使用した充てん系によるフィードアンドブリード実施の際は、  
原子炉格納容器内に1次冷却材が加圧器逃がし弁から流出することとなるが、  
代替再循環までに格納容器スプレイは作動しないことを以下のとおり確認して  
いる。

○原子炉格納容器内圧評価

格納容器再循環サンプ水位が76%に到達する時間である約14.5時間までの原  
子炉格納容器内への放出エネルギー量と原子炉格納容器スプレイ作動設定値  
(0.127MPa[gage])の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を比較した結果、  
フィードアンドブリードによる原子炉格納容器内への放出エネルギー量は原子  
炉格納容器スプレイ作動設定値の圧力到達時に相当する放出エネルギー量を下  
回っているため、格納容器スプレイは作動することはないと考えられる。

表 放出エネルギー量の比較

	格納容器再循環サンプ 76%到達時 (約 14.5 時間)	原子炉格納容器スプレイ 作動設定値 (0.127MPa[gage])
放出エネルギー量	約 $1.1 \times 10^9$ kJ	約 $1.7 \times 10^9$ kJ



(参考) 格納容器再循環サンプ水位の再循環運転切替可能水位到達時間評価

再循環運転に移行可能となる必要水量に到達するまでの時間を評価した。

- ・必要水量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 76% : 約1,620m<sup>3</sup>
- ・流出量 1次冷却系から2次冷却系へ漏えい (格納容器バイパス) する水量  
: 約30m<sup>3</sup>/h
- ・注水量 充てんポンプ : 約160m<sup>3</sup>/h (充てん系2台運転時の最大流量)

格納容器再循環サンプ水位76%までの到達時間

$$\begin{aligned} &= \text{余熱除去運転成立時間} + (\text{格納容器再循環サンプ水位76\%の必要水量} / (\text{注水量} - \text{流出量})) \\ &= \text{約2.0時間} + (\text{約1,620m}^3 / (\text{約160m}^3/\text{h} - \text{約30m}^3/\text{h})) \\ &= \text{約14.5時間} \end{aligned}$$

以上のことから、格納容器再循環サンプの水位は、約14.5時間後に再循環運転への切替が可能な水位となり、再循環運転に移行することでさらに長期間の炉心冷却が可能である。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(格納容器バイパス)

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。



表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響  
(インターフェースシステムLOCA 2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	インターフェースシステムLOCAでは、加圧器速がし弁からの放出は蒸気相であり、不確かさは小さく、適切に模擬できている。よって、運転員等操作時間に与える影響はない。	インターフェースシステムLOCAでは、加圧器速がし弁からの放出は蒸気相であり、不確かさは小さく、適切に模擬できている。よって、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	・減圧時 1次冷却材圧力：0～+0.5MPa ・加圧時 1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	解析コードにおいては、2次冷却系強制冷却操作による減圧時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次冷却系の減温、減圧が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器速がし弁の開閉操作及び高圧注入から赤てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順(1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件))を起点として操作開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおいては、2次冷却系強制冷却操作による減圧時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次冷却系の減温、減圧が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器速がし弁の開閉操作及び高圧注入から赤てん注入への切替操作の開始が早くなること、系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータとなるパラメータに与える影響  
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	0%~40%	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料棒表面温度は低くなるが、燃料棒表面温度を起点として運転員等操作時間には影響はない。	解析コードにおいては、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料棒表面温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	沸騰・ボイド率変化	ボイドモデル	炉心水位：0m~0.3m	解析コードにおいては、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析コードにおいては、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があるが、実際の炉心水位は高くなることから、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	気液分離(水位変化)・対向流	流動様式	可能性あり	解析コードにおいては、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析コードにおいては、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性があるが、実際の炉心水位は高くなることから、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
1次冷却系	冷却材流量変化(自然循環時)・圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	約20%過大評価	解析コードにおいては、自然循環流量を約20%過大に評価する可能性があるが、自然循環の発生は流量の大小に係らず炉心で発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示しており、1次冷却材流量を起点としている運転員等操作時間には影響はない。	解析コードにおいては、自然循環流量を約20%過大に評価する可能性があるが、自然循環の発生は流量の大小に係らず炉心で発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	破断流モデル	サブクール臨界流：±10% 二相臨界流：-10%~+50%	蒸気発生器伝熱管破損のような1次冷却系から2次冷却系への冷却材の放出について、実機における事故時解析により加圧器圧力の推移、破断側蒸気発生器水位の上昇挙動及び1次冷却材圧力挙動は解析コードと実機データでよく一致しており、破断流量は適切に評価されている。よって、運転員等操作時間には影響はない。	蒸気発生器伝熱管破損のような1次冷却系から2次冷却系への冷却材の放出について、実機における事故時解析により加圧器圧力の推移及び破断側蒸気発生器水位の上昇挙動及び1次冷却材圧力挙動は解析コードと実機データでよく一致しており、破断流量は適切に評価されている。よって、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
加圧器	ECS 強制注入(充てん系含む)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	蒸気発生器伝熱管破損では、加圧器速がし弁からの放出は蒸気車相であり、不確かさは小さく、適切に模擬できている。よって、運転員等操作時間には影響はない。	蒸気発生器伝熱管破損では、加圧器速がし弁からの放出は蒸気車相であり、不確かさは小さく、適切に模擬できている。よって、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	・減圧時 1次冷却材圧力：0~+0.5MPa ・加圧時 1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	解析コードにおいては、2次冷却系強制冷却操作による減圧時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次冷却系の減温、減圧が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器速がし弁の閉閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順(1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間には影響はない。	解析コードにおいては、2次冷却系強制冷却操作による減圧時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次冷却系の減温、減圧が早くなることともに、漏えい量が少なくなることで1次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響  
(インターフェースシステムLOCA 1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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と与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt) × 1.02	100%(2,652MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと前燃熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなるため、前燃熱及び炉心保有熱が小さくなり、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。	解析条件で設定している炉心熱出力より小さくなるため、前燃熱及び炉心保有熱が小さくなり、蒸発率が小さくなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注入されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発生が遅くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材圧力より低くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発生が遅くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6±2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注入されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発生が遅くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。	解析条件で設定している初期の1次冷却材温度より低くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発生が遅くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。
炉心前燃熱	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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の前燃熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に前燃熱を設定。また、使用する前燃熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。	解析条件で設定している炉心前燃熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却材保有水量の減少が抑制される。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。	解析条件で設定している炉心前燃熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却材保有水量の減少が抑制される。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響  
(インターフェースシステムLOCA 2/4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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				
	解析条件	最確条件							
事故条件	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。				
		破断箇所	破断口径	余熱除去ポンプ入口逃がし弁については、実機における口径を基に設定。 余熱除去冷却器出口逃がし弁については、実機における口径を基に設定。 余熱除去系機器等については、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、NIPCC報告書の値を基に設定。 また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることではなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなることで、1次冷却設備動作信号の発点を早く、非常用炉心冷却設備動作の開始が遅くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備動作信号の発信を起点点として操作開始）に変わりはなく、1次冷却材の圧力低下も遅くなる。一方、1次冷却材の圧力低下も遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなる。1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点として操作開始）に変わりはなく、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点として操作開始）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。			
			原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁				約 7.6cm (3 インチ)	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
			原子炉格納容器内の余熱除去系機器等				約 2.9cm (1.15 インチ)		
安全機能の喪失に対する仮定	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失	余熱除去系が機能喪失するものとして設定。	インターフェースシステムLOCAが発生した側の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。				
外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しい設定。	常用系機器の機能が喪失せず、工学的安全施設の作動遅れが早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点としている加圧器速がし弁開閉操作等及び非常用炉心冷却設備動作信号の発信を起点点としている2次冷却系強制冷却設備動作が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備動作信号の発信及び1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点として操作開始）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	常用系機器の機能が喪失せず、工学的安全施設の作動遅れが早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点としている加圧器速がし弁開閉操作等及び非常用炉心冷却設備動作信号の発信を起点点としている2次冷却系強制冷却設備動作が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備動作信号の発信及び1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点点として操作開始）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。				

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響  
(インターフェースシステムLOCA 3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力低 (12.87MPa [gage]) (応答時間2.0秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号乗信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間がより早くなるため、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点として、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とし、非閉閉操作等及び非閉閉操作の開始が早くなるが、操作手順(非閉閉操作)の開始が早くなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点として、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とし、非閉閉操作等及び非閉閉操作の開始が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とし、非閉閉操作の開始が早くなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
	非閉閉操作設備作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力異常低 (11.48MPa [gage]) (応答時間2.0秒以下)	非閉閉操作設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非閉閉操作設備作動限界値を設定。検出遅れや信号乗信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している非閉閉操作設備作動時間より早くなるため、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点として、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とし、非閉閉操作等及び非閉閉操作の開始が早くなる。よって、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とし、非閉閉操作の開始が早くなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
高圧注入ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、補えい量を増加させざる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。	解析条件で設定している1次冷却材への注水量より少なくなるため、1次冷却材保有水量の回復が遅くなる。よって、1次冷却材保有水量の回復が遅くなるが、操作開始の起点とすることで、操作開始の遅延がなくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件で設定している1次冷却材への注水量より少なくなるため、1次冷却材保有水量の回復が遅くなる。よって、1次冷却材保有水量の回復が遅くなるが、操作開始の起点とすることで、操作開始の遅延がなくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から39秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件で設定している補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器水位の回復が早くなる。よって、蒸気発生器水位の回復が早くなるが、操作開始の起点とすることで、操作開始の遅延がなくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件で設定している補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器水位の回復が早くなる。よって、蒸気発生器水位の回復が早くなるが、操作開始の起点とすることで、操作開始の遅延がなくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	150m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補給水ポンプ1台の補助給水全量運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水量から設定。	解析条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	約4.4MPa [gage] (通常運転時管理値中央)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力として設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなるが、操作開始の起点とすることで、操作開始の遅延がなくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保持圧力より高くなるため、蓄圧注入開始が早くなる。よって、1次冷却材保有水量の減少が抑制される。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、蓄圧タンク初期体積が小さくなる。よって、蓄圧タンク出口閉止時点での炉心注水量が少なくなる。よって、蓄圧タンク出口閉止時点での炉心注水量が少なくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件で設定している蓄圧タンクの初期保有水量より多くなるため、蓄圧タンク初期体積が小さくなる。よって、蓄圧タンク出口閉止時点での炉心注水量が少なくなる。よって、蓄圧タンク出口閉止時点での炉心注水量が少なくなる(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。

(添付資料7.1.8.3)



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響  
(インターフエイスシステムLOCA 4/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
機器条件	主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量の10% (1個当たり) (定格運転時)	定格運転時に約10% (1個当たり) (定格運転時) (設計値)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10% を処理できる流量として設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁は設計値にて閉止するものとして設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響  
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 2/2)

項目	解析条件 (事故条件、機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断	1基の蒸気発生器の伝熱管1本が同時に両端破断するものとして設定。		
	安全機能の喪失に対する仮定	主蒸気安全弁1弁の開固着	主蒸気安全弁1個の開固着	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの原因となる。運転員等操作時間と与える影響は大きい。	常用系機器の機能が喪失せず、工学的安全施設の作動遅れがないことから、早期から炉心へ注水される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
機器条件	原子炉トリップ信号	過大温度ΔT高 (トリップ設定値 (可変) +11.1%) (応答時間6.0秒)	過大温度ΔT高 (トリップ設定値 (可変)) (応答時間6.0秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号送信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなり、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなる。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位一致 (12.0MPa [gauge]、水位検出器下側) (応答時間2.0秒)	原子炉圧力低と加圧器水位一致 (12.17MPa [gauge]、5%水位スパン) (応答時間2.0秒以下)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号送信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件で設定している非常用炉心冷却設備作動時間より早くなるため、1次冷却材温度及び炉心の低下が早くなり、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性	定格注入特性	高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。	解析条件で設定している1次冷却系への注水流量より少なくなるため、1次冷却系保水水量の回復が遅くなる。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から39秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件で設定している補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、蒸気発生器水位の回復が早くなる。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制される。よって、1次冷却系保水水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量の10% (1個当たり) (定格運転時)	定格主蒸気流量の約10% (1個当たり) (定格運転時) (設計値)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10% を処理できる流量として設定。	解析条件と設計値が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。

表 3 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となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕  
(インターフェースシステムLOCA 1 / 2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		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
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開) 操作条件	非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後	運転員等操作時間として、事象判断に10分、非常用炉心冷却設備作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁開操作に1分を想定し、必要時間を積み上げて設定。	実態の操作開始時間は冷却材流出における臨界流モデルの不確かさ等により、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が遅くなる可能性がある。また、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が早くなる可能性がある。また、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が遅くなる可能性がある。また、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が早くなる可能性がある。	実態の操作開始時間は炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が遅くなる可能性がある。また、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が早くなる可能性がある。	2次冷却系強制冷却開始から、2次冷却設備作動信号の発信までの時間は、水素とよび燃料被覆管温度上昇に対するより燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。高圧注入系からの注水による1次冷却系保水量は確保されることとなる。評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	中央制御室における操作のため、シミュレーションデータにて訓練実績を取得。訓練では、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早く運来することから、操作開始が遅くなる可能性がある。また、1次冷却設備作動信号が早く運来することから、操作開始が早くなる可能性がある。

表3 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となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕  
(インターフェースシステムLOCA 2/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		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
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	加圧器逃がし弁の閉鎖操作	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の閉鎖操作に係る条件が成立すれば適宜閉鎖するよう設定。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことかから、運転員等操作時間に対する影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件 (操作条件を除く。) の不確かさにより操作開始時間が早まる若しくは遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなること、加圧器逃がし弁の閉鎖操作に係る条件が成立しない場合に、操作開始が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保水容量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。実態の操作開始時間はポンプおよび高圧注入ポンプの注入特性の不確かさ等により操作開始が遅くなるが、高圧注入系からの注水量の観点で有利となり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	加圧器逃がし弁閉鎖操作の所要時間は、主蒸気発生器の水ピット枯渇までの時間余裕として、1次冷却系が閉鎖し弁閉鎖による1次冷却材の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点で想定している1分を考慮し、訓練実績は1分。	中央制御室における操作のため、訓練実績は、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、高圧タンク隔離操作の所要時間2分を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。
	高圧注入から充てん注入への切替操作	運転員等操作時間として、高圧タンク隔離に2分、高圧注入ポンプの停止に1分、充てんポンプの起動に1分を想定して設定。	【認知】 高圧注入から充てん注入への切替操作は1次冷却材温度及び圧力 (サブクール条件) を起点とするが、高圧注入から充てん注入への切替操作は中央制御室にて2次冷却系・強冷却開始後に開始する手順としており、1次冷却材温度・圧力を継続監視することにより十分に認識することができる。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。 【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に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 加圧器逃がし弁の閉鎖操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 加圧器逃がし弁の閉鎖操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の操作開始時間は炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなること、高圧注入から充てん注入への切替操作に係る条件が成立しない場合に、操作開始が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保水容量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。実態の操作開始時間はポンプおよび高圧注入ポンプの注入特性の不確かさ等により操作開始が遅くなるが、高圧注入系からの注水量の観点で有利となり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	高圧注入から充てん注入への切替操作の所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。	中央制御室における操作のため、訓練実績は、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、高圧タンク隔離操作の所要時間2分を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。高圧注入ポンプの所要時間は、高圧注入ポンプの停止を想定しているところ、訓練実績は1分。

表3 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  
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 1/2)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		運転の不確かさ要因	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
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
① 破損側蒸気発生器への補助給水停止	運転員等操作時間として、事象発生時の検知及び判断に10分、①及び②の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。	運転員等操作時間として、事象発生時の検知及び判断に10分、①及び②の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。	【認知】 中央制御室内にて原子炉トリップ信号の発信を確認し、蒸気発生器の漏えいを判断した場合は、破損側蒸気発生器の隔離操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。 【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に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 破損側蒸気発生器隔離操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始遅延に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 破損側蒸気発生器隔離時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はない。 【操作の確実さ】 中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の操作開始時間はほぼ同レベルであり、操作開始時間に与える影響は小さい。 当該操作は、解析条件(操作時間)の不確かさにより、操作開始が遅くなる可能性がある。運転員が、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は1次冷却材圧力及び原子炉トリップ信号の発信が早くなること、原子炉トリップ信号の発信が早くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 実態の操作開始時間は1次冷却材平均温度等の不確かさにより、1次冷却材温度が低くなること、原子炉トリップ信号の発信が遅くなること、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 実態の操作開始時間は1次冷却材平均温度等の不確かさにより、1次冷却材温度が低くなること、原子炉トリップ信号の発信が遅くなること、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	破損側蒸気発生器の隔離操作の時間余裕としては、水源となる燃料取扱用水ピット枯渇までの時間として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして、時間2分を想定しているところ、訓練実績は2分。 運転操作が実施可能なことを確認した。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、破損側蒸気発生器の隔離操作及び破損側冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕は1.8.14)
健全側蒸気発生器に主蒸気逃がし弁開操作	運転員等操作時間として、破損側蒸気発生器隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。	運転員等操作時間として、破損側蒸気発生器隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。	【認知】 中央制御室内にて非常用炉心冷却設備作動信号の発信を確認し、蒸気発生器の漏えいを判断した場合、健全側蒸気発生器につながらず主蒸気逃がし弁の開操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。 【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に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始遅延に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 主蒸気逃がし弁の開操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はない。 【操作の確実さ】 中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の操作開始時間はほぼ同レベルであり、操作開始時間に与える影響は小さい。 当該操作は、解析条件(操作時間)の不確かさにより、操作開始が遅くなる可能性がある。運転員が、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は1次冷却材圧力及び原子炉トリップ信号の発信が早くなること、原子炉トリップ信号の発信が早くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 実態の操作開始時間は1次冷却材平均温度等の不確かさにより、1次冷却材温度が低くなること、原子炉トリップ信号の発信が遅くなること、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 実態の操作開始時間は1次冷却材平均温度等の不確かさにより、1次冷却材温度が低くなること、原子炉トリップ信号の発信が遅くなること、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなることにより、1次冷却材系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材系保水水量の減少が抑制されることで、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次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕は1.8.14)	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、主蒸気逃がし弁開操作の所要時間1分を想定しているところ、訓練実績は1分。 運転操作が実施可能なことを確認した。

操作条件

表3 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  
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 2/2)

項目	解析条件(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
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	加圧器逃がし弁の閉閉操作	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の閉閉操作に係る条件が成立すれば適宜閉閉するよう設定。	【認知】 加圧器逃がし弁の閉閉操作は1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とするが、加圧器逃がし弁の閉閉操作は中央制御室にて健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁閉閉操作後開始する手順としており、1次冷却材温度・圧力を継続監視することにより十分に認知することができる。そのため、認知遅れによる影響はない。 【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に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 加圧器逃がし弁の閉閉操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 加圧器逃がし弁の閉閉操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はない。 【操作の確実さ】 加圧器逃がし弁の閉閉操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の操作開始時間は炉心前燃焼熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 当該操作は、解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことか、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は炉心前燃焼熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 当該操作は、解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことか、他の操作に与える影響はない。	加圧器逃がし弁閉閉操作の所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は1分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。 (添付資料7.1.8.14)	訓練実績等
	高圧注入から充てん注入への切替操作	運転員等操作時間として、高圧注入ポンプの停止に1分の起動に1分を想定して設定。	【認知】 高圧注入から充てん注入への切替操作は1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とするが、高圧注入から充てん注入への切替操作は中央制御室にて健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁閉閉操作後に開始する手順としており、1次冷却材温度・圧力を継続監視することにより十分に認知することができる。そのため、認知遅れによる影響はない。 【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に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 高圧注入から充てん注入への切替操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 高圧注入から充てん注入への切替操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はない。 【操作の確実さ】 高圧注入から充てん注入への切替操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の操作開始時間は炉心前燃焼熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 当該操作は、解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことか、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は炉心前燃焼熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。 当該操作は、解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことか、他の操作に与える影響はない。	非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の所要時間として、主蒸気発生器の水ピット枯渇までの時間として、1次冷却材の温度、減圧操作を考慮し、大気圧時点を想定しているところ、訓練実績は1分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。 (添付資料7.1.8.14)	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、高圧注入ポンプの停止操作の所要時間1分を想定しているところ、訓練実績は1分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。 (添付資料7.1.8.14)

## クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

## 1. はじめに

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」時においては、ECCS 等により 1 次冷却系への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧を実施することで漏えい量を抑制し、余熱除去系による炉心冷却を行う。本資料は、クールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施するにあたっての各操作の時間余裕を確認した。

## 2. 影響確認

クールダウンアンドリサーキュレーション操作を行わない場合、1 次冷却系の減温・減圧がなされないことから事象が収束することなく、ECCS による注水が継続されるため、1 次冷却材圧力は高圧で維持され、漏えい量が抑制されず、燃料取替用水ピットの枯渇が早くなる。よって、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としての 2 次冷却系強制冷却及び ECCS から充てん系への切替操作それぞれの余裕時間確認として燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための時間評価を実施した。

また、燃料取替用水ピットの水量を約 1,450m<sup>3</sup>として、運転手順に従いクールダウンアンドリサーキュレーション操作を実施した際の事象収束までに 1 次冷却系に注水される水量の差により時間余裕を確認した。

表 評価条件

	IS-LOCA	SGTR
38℃時の密度	約 993 (kg/m <sup>3</sup> )	同左
2 次冷却系強制冷却開始までの最大注水流量	約 315 (m <sup>3</sup> /h) $\frac{87(\text{kg/s}) \cdot 3600(\text{s/h})}{993(\text{kg/m}^3)} = 315(\text{m}^3/\text{h})$	約 214 (m <sup>3</sup> /h) $\frac{59(\text{kg/s}) \cdot 3600(\text{s/h})}{993(\text{kg/m}^3)} = 214(\text{m}^3/\text{h})$
大気圧時点での ECCS 注水流量	約 352 (m <sup>3</sup> /h) $\frac{97(\text{kg/s}) \cdot 3600(\text{s/h})}{993(\text{kg/m}^3)} = 352(\text{m}^3/\text{h})$	約 352 (m <sup>3</sup> /h) $\frac{97(\text{kg/s}) \cdot 3600(\text{s/h})}{993(\text{kg/m}^3)} = 352(\text{m}^3/\text{h})$
注水流量積分値	漏えい停止 (1 時間後) までの注水量積分値 : 約 302 (m <sup>3</sup> ) $\frac{300000(\text{kg})}{993(\text{kg/m}^3)} = 302(\text{m}^3)$	1, 2 次冷却系均圧 (約 3.6 時間後) までの注水流量積算値 : 約 222 (m <sup>3</sup> ) $\frac{220000(\text{kg})}{993(\text{kg/m}^3)} = 222(\text{m}^3)$



a. インターフェイスシステム LOCA

図1及び図2に示す、インターフェイスシステム LOCA 発生時における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作として、ECCS注水流量と燃料取替用水ピットの水量から概算した結果、以下の時間余裕があること確認した。

- ① 2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

$$(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 315(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 3 (\text{h})$$

- ② 加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

$$(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 3 (\text{h})$$

- ③ ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

$$(1,450(\text{m}^3) - 302(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 3 (\text{h})$$

## b. 蒸気発生器伝熱管破損

図3及び図4に示す、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故における1次冷却系注水量及び1次冷却系注水流量の応答から確認できるとおり、クールダウンアンドリサーキュレーション操作としてECCS注水流量と燃料取替用水ピット水量から概算した結果、以下の時間余裕があることを確認した。

- ① 破損側蒸気発生器隔離操作及び健全側蒸気発生器による2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として、2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

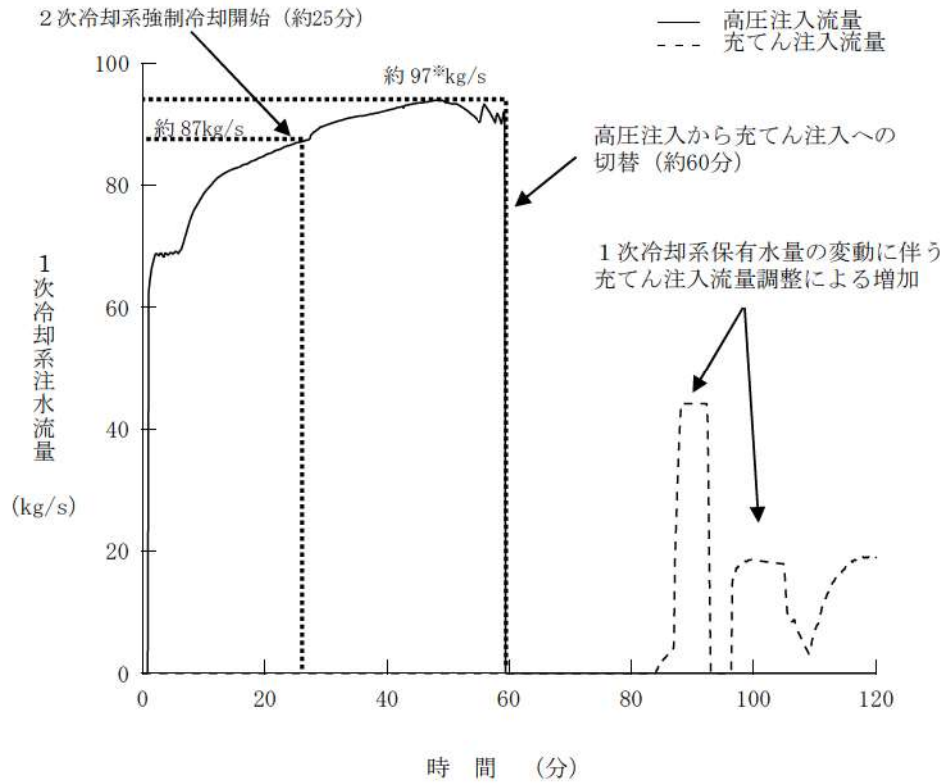
$$(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 214(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 5 (\text{h})$$

- ② 加圧器逃がし弁開操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

$$(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 3 (\text{h})$$

- ③ ECCSから充てん系への切替操作の時間余裕として、健全側主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温及び減圧操作を考慮し、大気圧時点でのECCS注水流量が継続するものとして以下のとおり概算した。その結果、燃料取替用水ピット枯渇までに事象を収束させるための操作時間余裕として3時間程度は確保できる。

$$(1,450(\text{m}^3) - 222(\text{m}^3)) / 352(\text{m}^3/\text{h}) \approx \text{約} 3 (\text{h})$$



※：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定

図1 1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移（インターフェイスシステムLOCA）

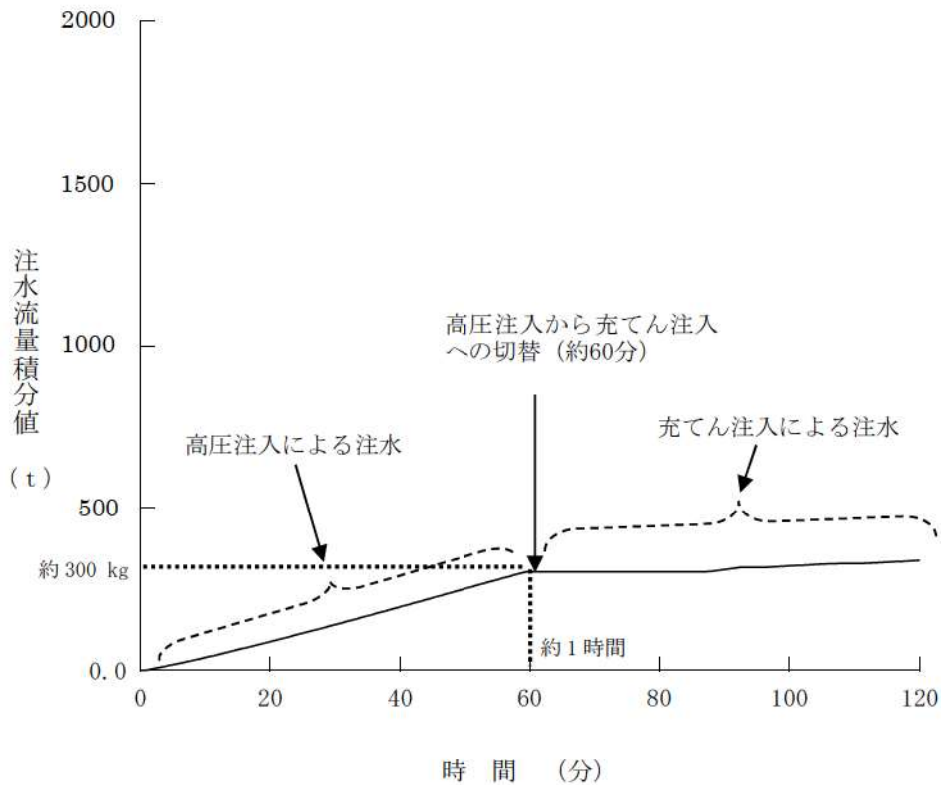
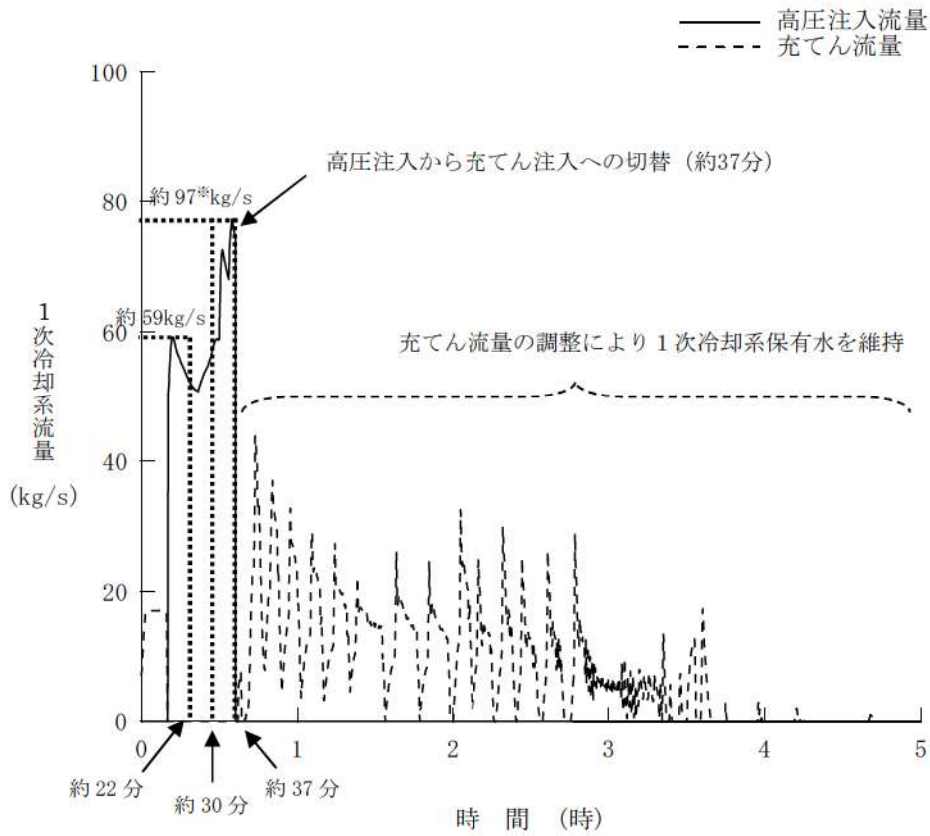


図2 1次冷却系注水流量積分値の推移（インターフェイスシステムLOCA）



※：健全側主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定  
 図3 1次冷却系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

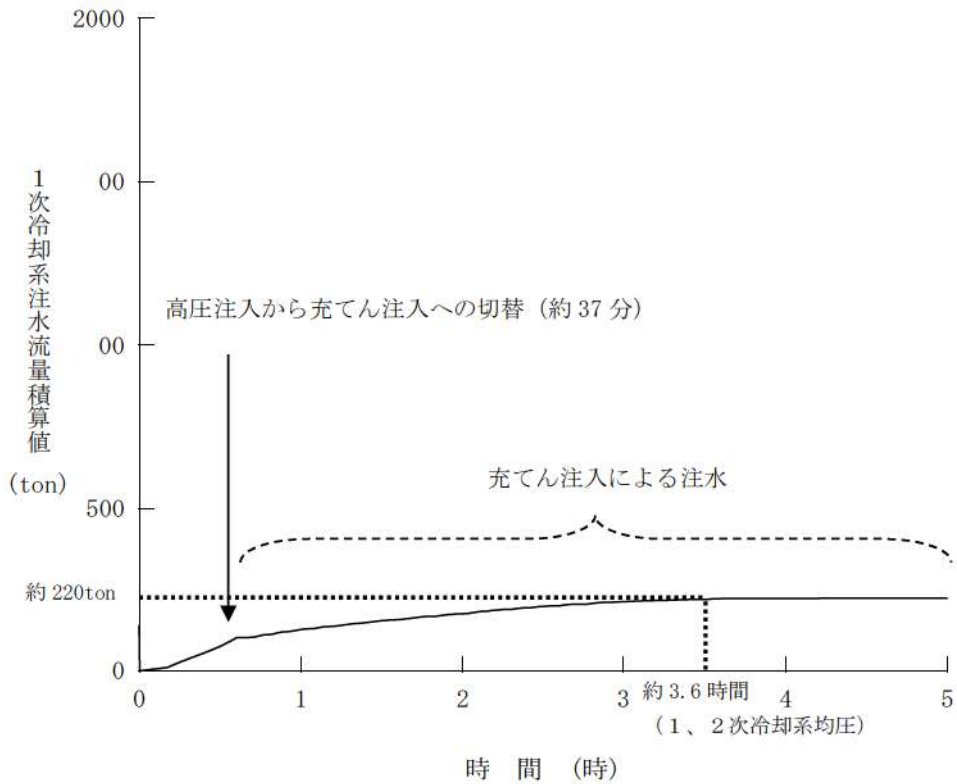


図4 1次冷却系注水流量積算値の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における  
1次冷却系保有水量と加圧器水位について

蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時における1次冷却系保有水量と加圧器水位の推移を図1、図2に示す。事象初期は蒸気発生器2次側への漏えいに伴い、1次冷却系保有水量は減少しているが、非常用炉心冷却設備の作動に伴い、1次冷却系保有水量は増加している。高圧注入系から充てん系への切替後（約37分）、高圧注入系から充てん系への切替えによる1次冷却系保有水量の一時的な減少はあるものの、加圧器水位は、無負荷水位を維持するように、充てん流量が調整され、1次冷却系に注水されている。

図1及び図2中の①～⑥の各時間における1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、比容積、加圧器水位及び1次冷却系保有水量を下表に示す。下表のとおり、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度の低下により、比容積は低下傾向となる。このため、加圧器水位は事象初期から低下傾向となるものの、1次冷却系保有水量（液相質量）は、事象初期から増加傾向となる。

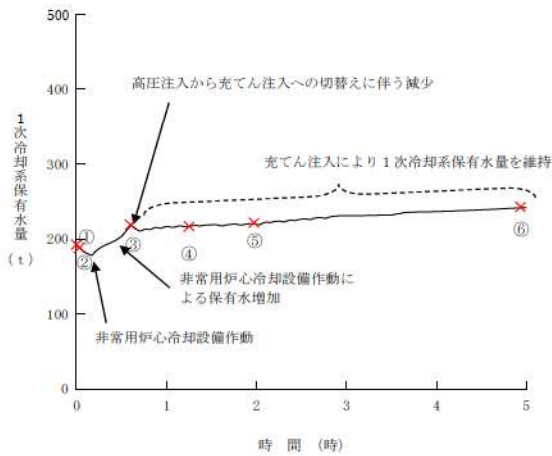


図1 1次冷却系保有水量の推移

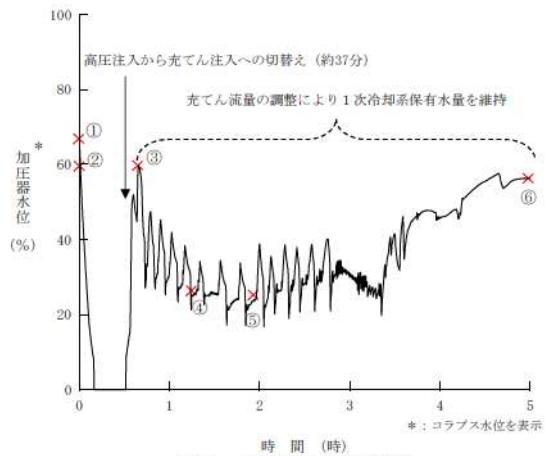


図2 加圧器水位の推移

\*: コラプス水位を表示  
(コラプス水位とは、液相中に存在するボイドを集約して、仮想的に気液完全分離とした状態での水位を記載しているもの)

	単位	①初期状態	②約40秒	③約39分	④約1.2時間	⑤約2.0時間	⑥約5時間
加圧器水位 <sup>※1</sup> 【図2】 (加圧器水位に対応した1次冷却系体積 <sup>※2</sup> )	% (m <sup>3</sup> )	約67 (約273)	約60 (約270)	約60 (約270)	約24 (約258)	約24 (約258)	約56 (約269)
1次冷却系保有水量（液相質量） <sup>※3</sup> 【図1】	×10 <sup>3</sup> kg	約193	約190	約214	約217	約220	約242
1次冷却材圧力	MPa[gage]	約15.71	約15.34	約4.0	約1.6	約1.2	約0.1
1次冷却材平均温度	℃	約308.8	約309.0	約214.1	約181.4	約164.8	約92.5
比容積 <sup>※4</sup>	m <sup>3</sup> /kg	約0.001413	約0.001415	約0.001177	約0.001129	約0.001107	約0.001038
1次冷却系保有水量（液相体積） <sup>※5</sup>	m <sup>3</sup>	約273	約269	約252	約245	約244	約251

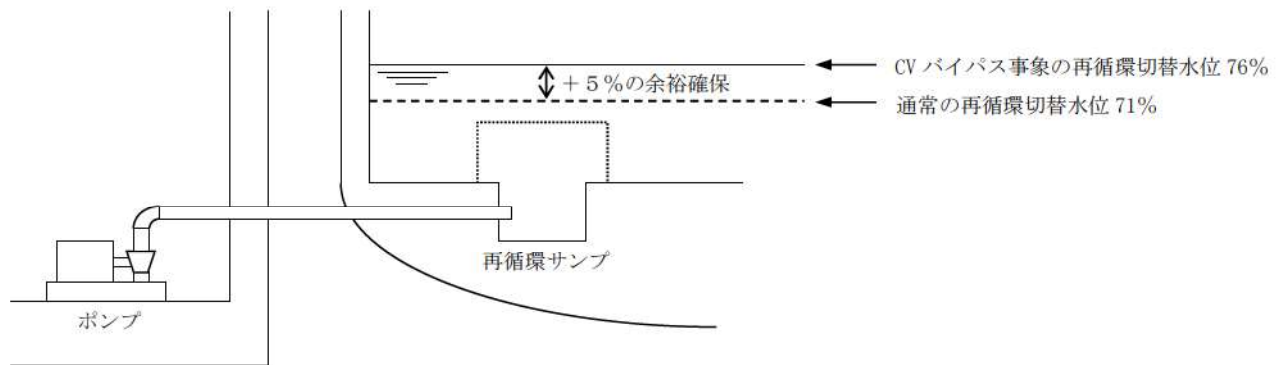
※1: 「加圧器水位」は、解析コードから出てきた加圧器のコラプス水位を示している。  
 ※2: 「加圧器水位に対応した1次冷却系体積」は、加圧器水位における加圧器の体積と1次冷却系ループの体積を合算した体積を示している。  
 ※3: 「1次冷却系保有水量（液相質量）」は、解析コードから計算された1次冷却系の液相質量を示している。  
 ※4: 「比容積」は、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度から算出している。  
 ※5: 「1次冷却系保有水量（液相体積）」は、1次冷却系保有水量（液相質量）と比容積から算出している。

## 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について

格納容器バイパス事象では、余熱除去系統が使用不能の場合、加圧器逃がし弁の開放及び充てん注入によるフィードアンドブリードを行い、長期対策として再循環運転による継続的な炉心冷却を実施する。

格納容器再循環サンプの再循環運転可能水位は 71%以上（広域）であるが、格納容器バイパス事象は格納容器外へ燃料取替用水ピット又は再循環サンプの水が流出する事象であることから、再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮し、再循環切替水位に+5%の余裕を確保した再循環サンプ水位 76%以上（広域）となれば、再循環運転への切替操作を実施する。

なお、再循環運転中は燃料取替用水ピットへの補給、加圧器逃がし弁の開放及び充てんポンプによる燃料取替用水ピット水の注水を継続して行い、再循環サンプ水位の維持に努める。



燃料、電源負荷評価結果について  
(格納容器バイパス)

## 1. 燃料消費に関する評価

重要事故シーケンス【インターフェイスシステム LOCA】

【蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故】

事象：ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量)  $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約540kL)及び燃料タンク(SA)(約50kL)の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 軽油必要容量 (kL)	
N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600	
H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)	
γ : 燃料油の密度 (kg/kL) = 825	
c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	

## 2. 電源に関する評価

### 重要事故シーケンス【インターフェイスシステム LOCA】

#### 【蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故】

事象：外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

評価結果：「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去ポンプを全台停止、また、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し高圧注入から充てん注入へ切り替えることから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

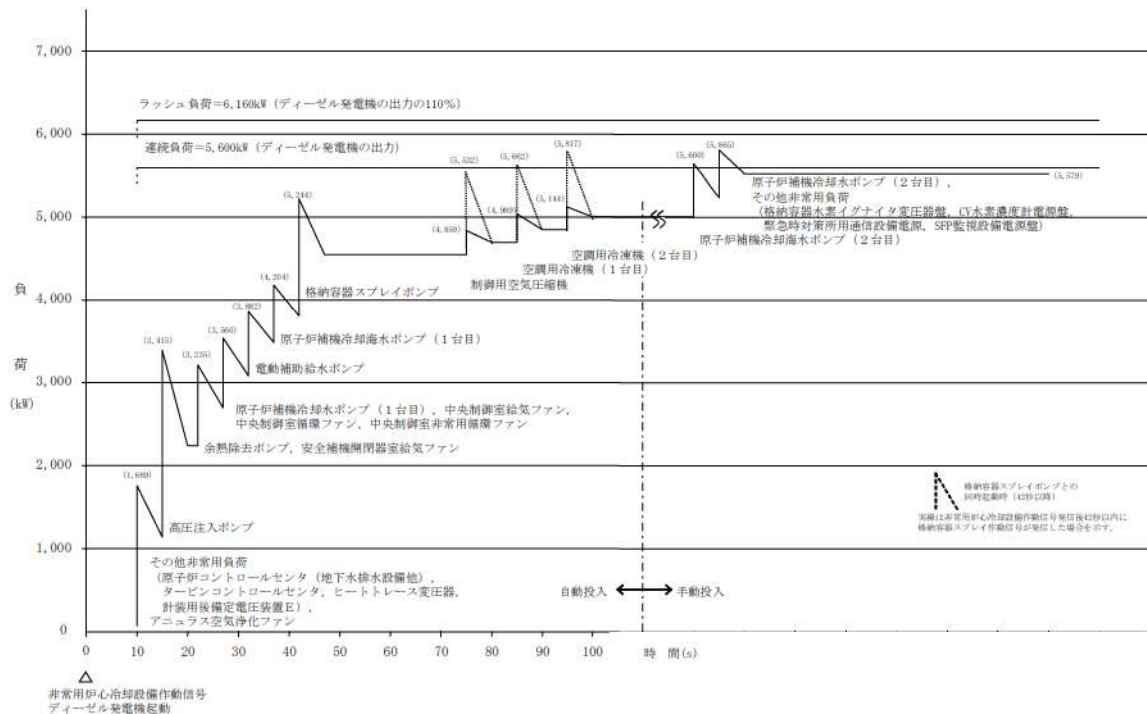


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※1、2

※1 A、B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

※2 本重要事故シーケンスの炉心損傷防止対策で使用する充てんポンプの負荷は高圧注入ポンプの負荷より小さい。



### 原子炉補助建屋の状況確認方法について

インターフェイスシステム LOCA で想定する余熱除去ポンプ室，余熱除去冷却器室等の原子炉補助建屋の状況は以下の方法により確認をする。

① 漏水警報発信を起因とする漏水箇所の特定

余熱除去ポンプのフロア排水口には，漏水を検知する電極棒があり，排水口に mm 程度の水が溜まると，通電することで中央制御室に警報が発信する。

② その他

余熱除去ポンプ室及び余熱除去冷却器室等に温度情報モニター付きの熱感知器を設置しており，室内温度情報を中央制御室にて確認できることから漏えい並びに周辺状況の把握手段として活用することができる。

このような情報を総合的に判断して原子炉補助建屋の状況が確認できると考える。

以上

添付資料－漏水検知器イメージ図・設置場所，熱感知器設置場所

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

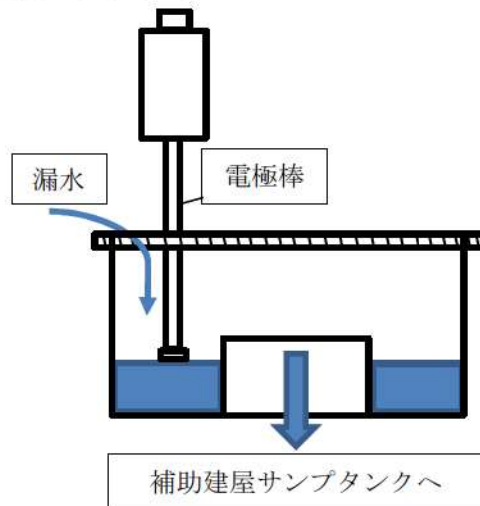
漏水検知器イメージ図・設置場所，熱感知器設置場所

(RHRP：余熱除去ポンプ，CSP：格納容器スプレイポンプ，SIP：高圧注入ポンプ)

1. 漏水検知器イメージ図・設置場所

(1) RHRP 室の漏水警報 排水口イメージ図

漏水を検知する電極棒があり，排水口に  mm 程度の水が溜まると，通電することで，中央制御室に警報が発信する。



(2) 漏水検知器設置場所

中央制御室から確認できる漏水検知器の位置を示す。

原子炉補助建屋 T. P. -1.7m  漏水検知器



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 熱感知器設置場所

中央制御室から確認できる熱感知器の位置を示す。

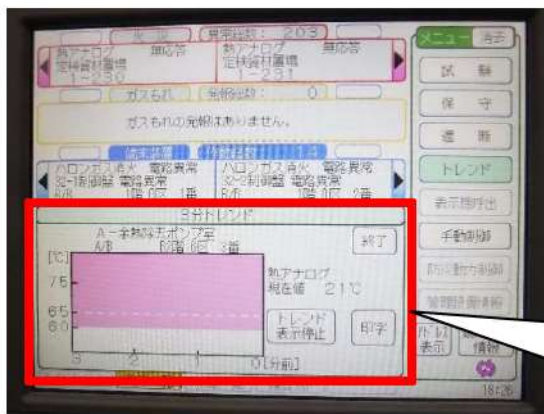
(1) 原子炉補助建屋 T. P. -1. 7m  熱感知器



(2) 原子炉補助建屋 T. P. 2. 8m  熱感知器



(3) 複合火災受信機の温度情報モニター



- トレンド機能
- ・ 3分または1週間の温度トレンド
  - ・ デジタル表示あり (現在値 21°C)
  - ・  21°C 火災警報発信
  - ・  20°C 火災プレ警報発信

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## インターフェイスシステム LOCA 発生時の 余熱除去系隔離操作の成立性について

泊 3 号炉においてインターフェイスシステム LOCA(以下「ISLOCA」という。)が発生した場合、図 1 に示すとおり、主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系急速冷却、加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系減圧操作のほか、余熱除去ポンプ入口弁に設置されたツインパワー弁（以下「ツインパワー弁」という。図 2 参照）を遠隔で閉止することにより余熱除去系を隔離し、事象を収束させるとともに、健全側の余熱除去系により長期に炉心冷却を継続する。

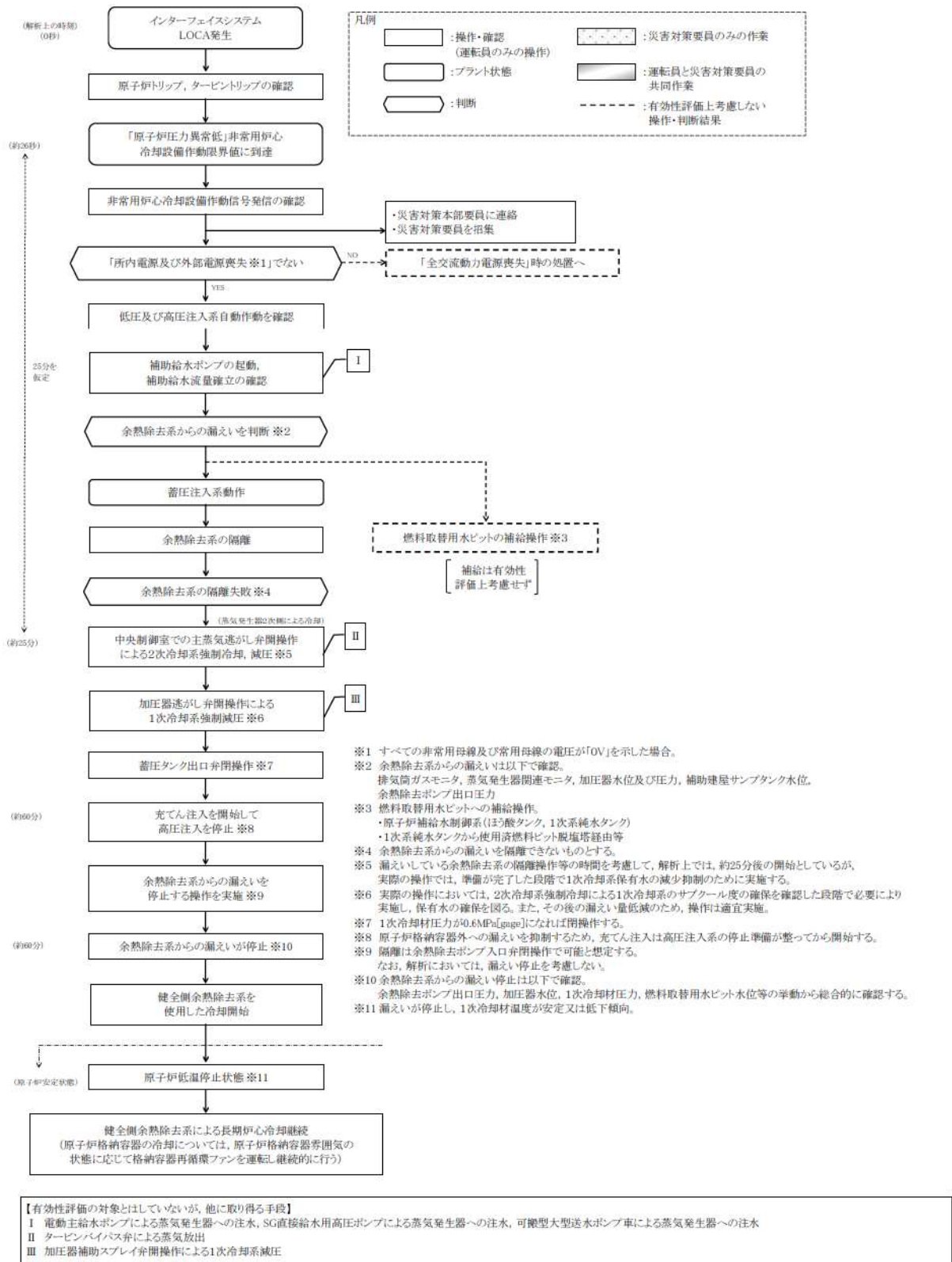
以下に、漏えいが発生している余熱除去系を隔離するためのツインパワー弁の閉操作の成立性について説明する。また、その他の対応操作の成立性についてもあわせて説明する。

### 1. ツインパワー弁の閉操作手順

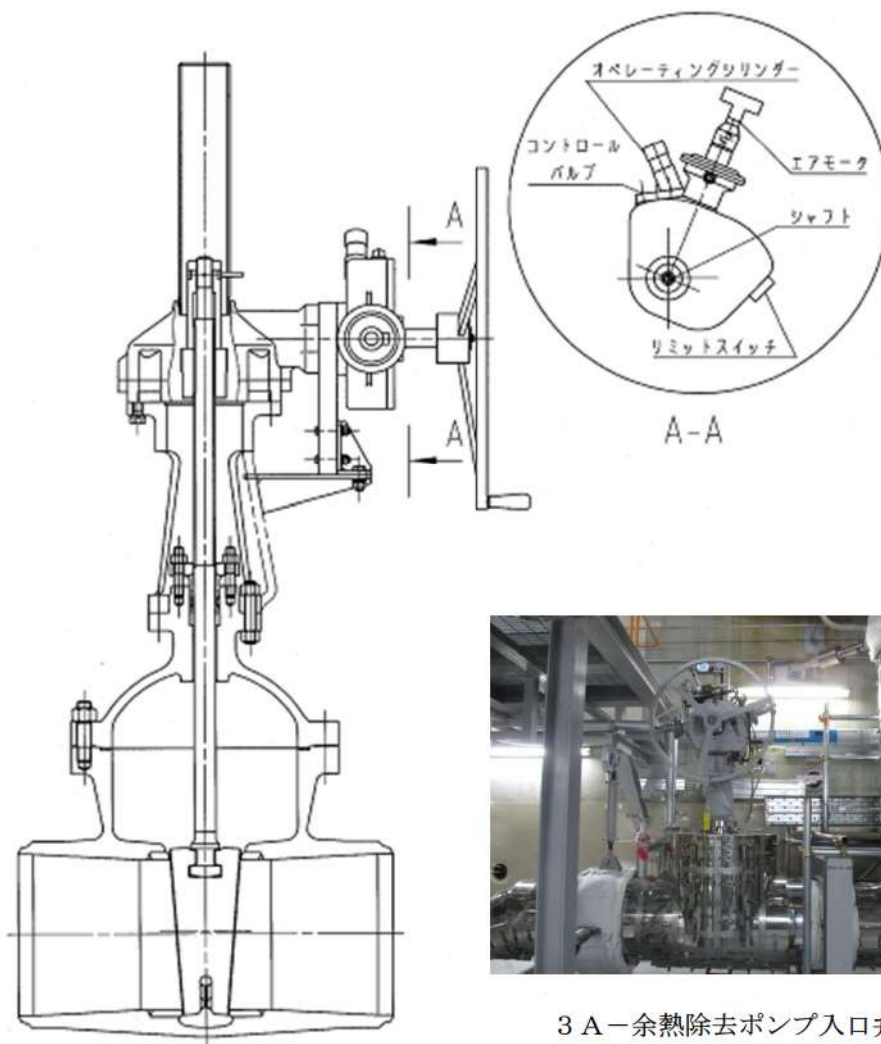
ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉操作を除いては、すべて中央制御室からの操作による。ツインパワー弁の閉操作については、早期の流出停止を目的として、1 次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施することとし、事象発生から 1 時間以内に閉操作することが可能である。

その操作手順は以下のとおりであり、また、ツインパワー弁操作場所を図 3 に、ツインパワー弁の設置場所及び中央制御室から操作場所へのアクセスルートを図 4 に示す。

- ① 運転員 1 名が中央制御室から T.P. 10.3m のツインパワー弁操作場所へ移動する。
- ② 操作場所において空気ポンペを接続し、空気ラインの弁を開操作することによりツインパワー弁を遠隔で閉止する。



**図1 ISLOCA発生時の対応手順の概要**  
(重大事故等対策の有効性評価より抜粋)



3 A-余熱除去ポンプ入口弁  
(3V-RH-005A)

図2 ツインパワー弁構造図

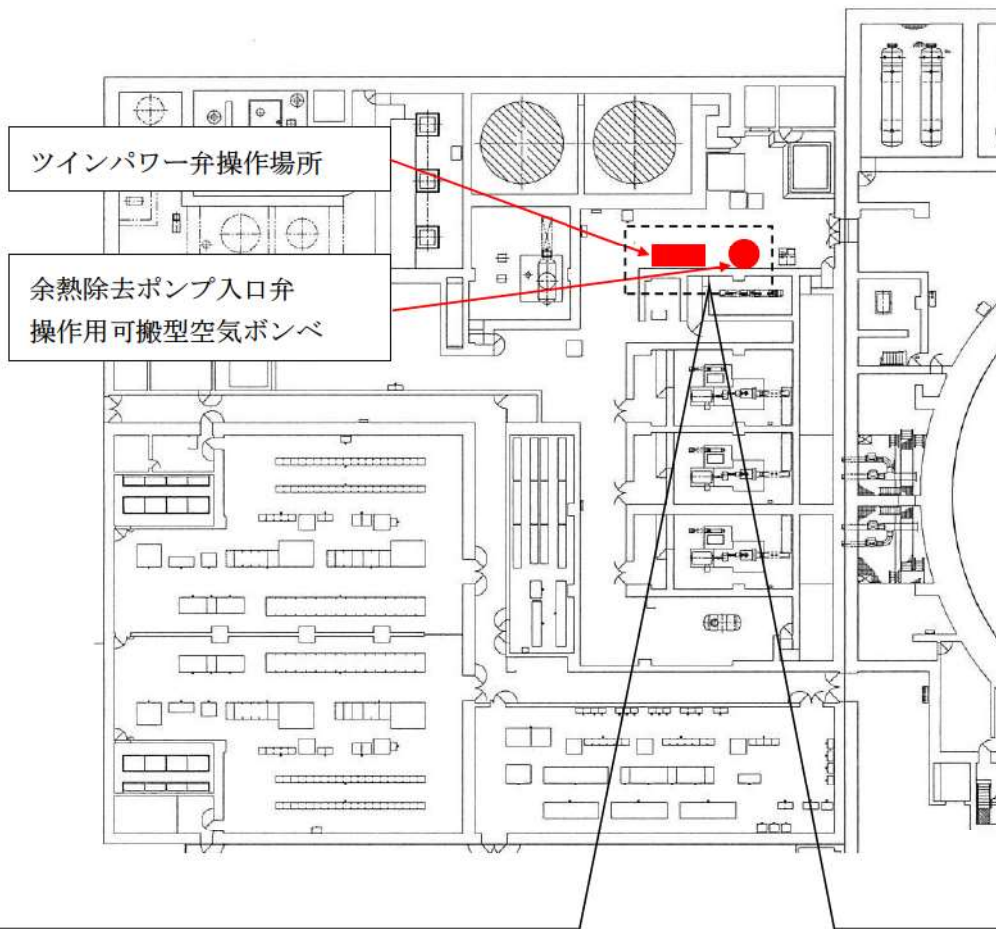


図3 ツインパワー弁操作場所及び余熱除去ポンプ入口弁操作作用可搬型空気ボンベ

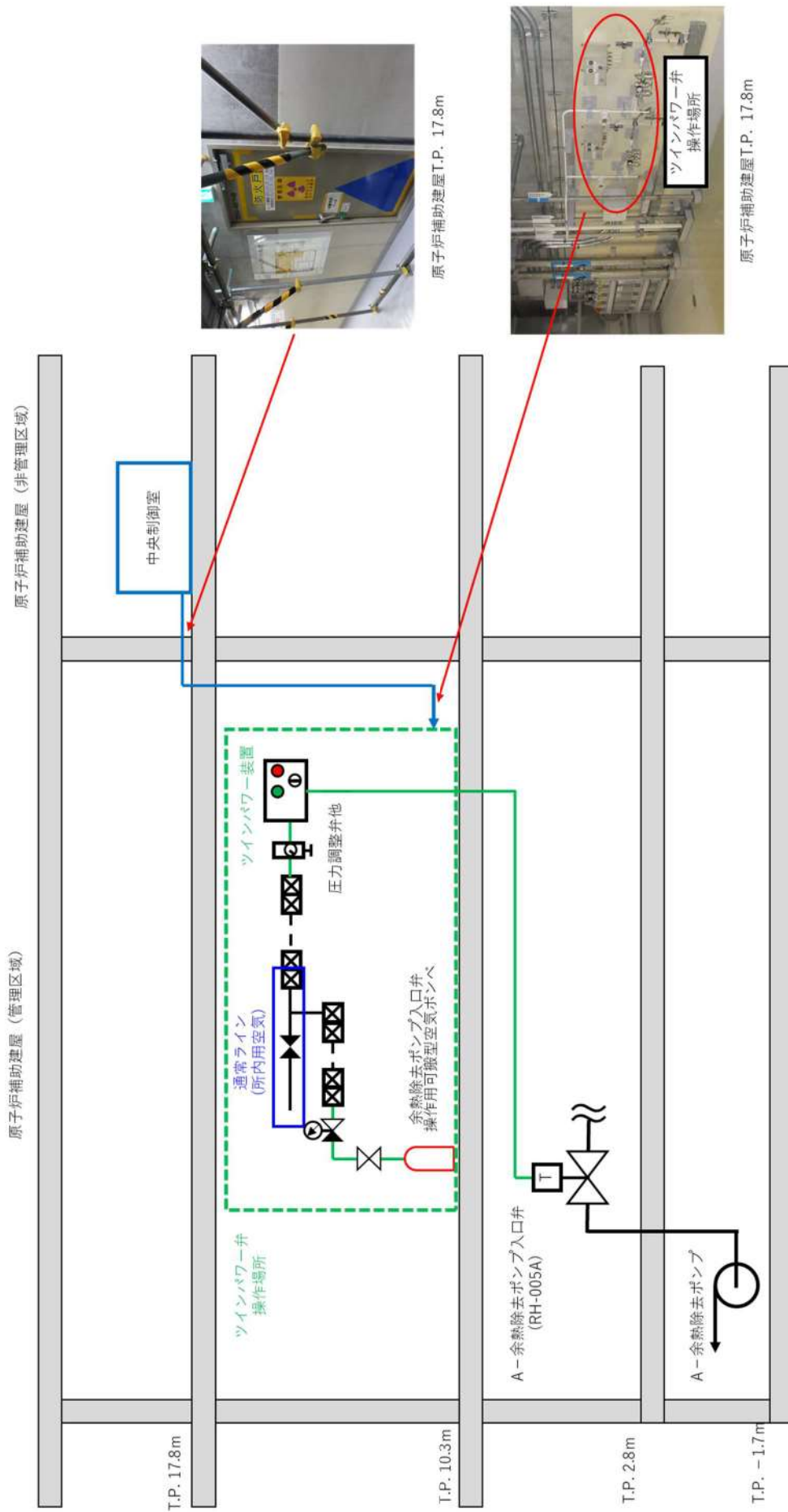


図4 ツインパワー井操作場所へのアクセスルート



## 2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量

余熱除去系からの漏えい箇所は、ISLOCAの有効性評価において想定したとおり、弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ入口逃がし弁（3V-RH-004A、B、以下「入口逃がし弁」という。）及び余熱除去冷却器出口逃がし弁（3V-RH-027A、B、以下「出口逃がし弁」という。）を想定した。漏えいを想定する箇所を図5に示す。また、漏えい量は、ISLOCAの有効性評価における1時間後までの解析結果から、以下のとおりに推移する。（図6参照）

- ① ISLOCA発生時、高温、高圧の1次冷却材が余熱除去系に流入し、入口逃がし弁（吹出し圧力：、吹止り圧力：）及び出口逃がし弁（吹出し圧力：、吹止り圧力：）から流出するとともに、弁グランド部、余熱除去ポンプグランド部、余熱除去冷却器マンホールフランジ部等から高温の蒸気と水が二相流となって噴出する。
- ② 2次冷却系強制冷却、減圧操作により、出口逃がし弁及び入口逃がし弁からの漏えいが順次止まるとともに、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内での余熱除去系からの漏えい量も徐々に低下する。
- ③ その後、余熱除去系を1次冷却系から隔離するために、ツインパワー弁の閉操作を開始する。ツインパワー弁は、1次冷却系の圧力が十分低下していると想定される事象発生30分後から余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ボンベ操作を開始し、その30分後に漏えいを停止することが可能である。ここで、ツインパワー弁閉止後も隔離されていない漏えい弁が4個存在するが、事象発生後1時間時点で1次冷却系内の圧力は弁の最高使用圧力（4.5MPa）を十分下回り、また、現実的にはグランドパッキンの機能も期待できることから、弁のグランド部からの漏えいは無視できる状態になる。（図7参照）

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- ツインパワー弁閉止後もループの温度と圧力が加わり続ける配管
- ISLOCA時に漏えいが発生すると想定される機器
- ツインパワー弁閉止後も漏えいが継続すると想定される機器

系統除去系統A系統とB系統は対称位置に同様な機器(例【A系】3V-RH-004A、【B系】3V-RH-004B)が設置されていることから、代表としてB系統を示す。

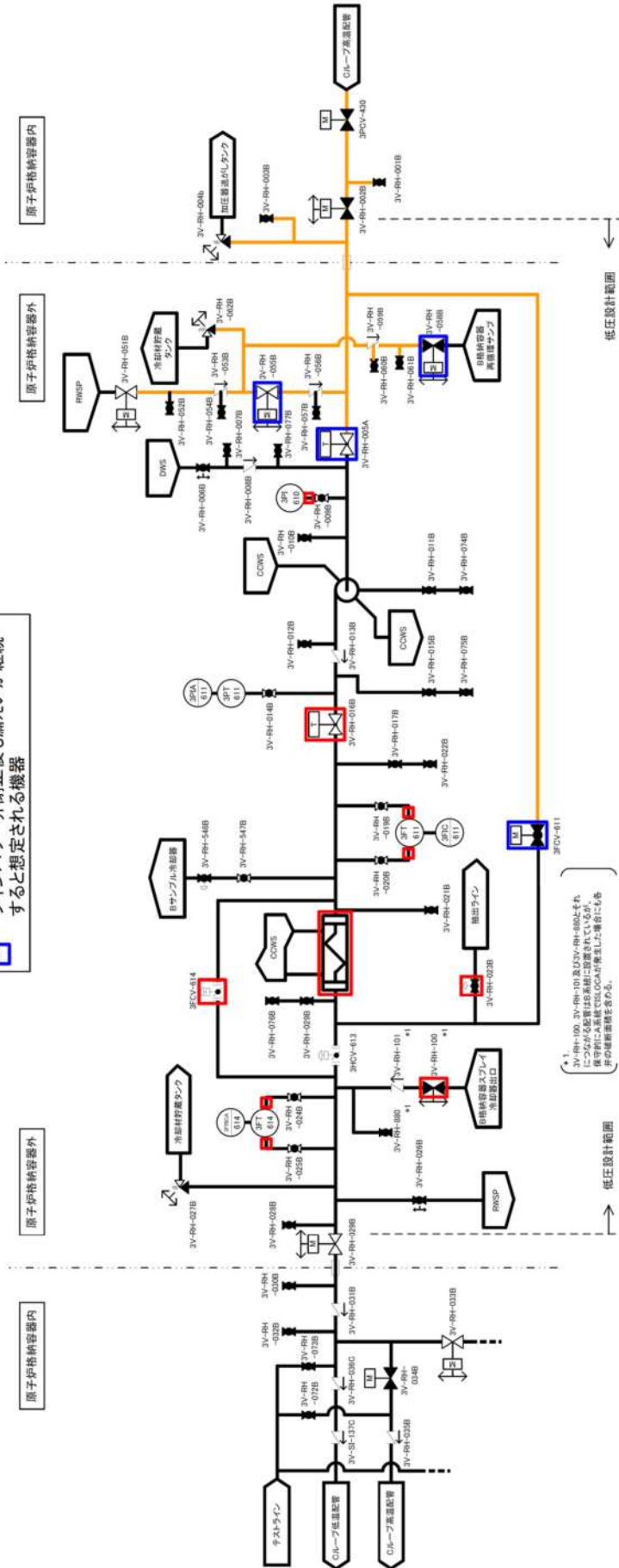


図5 泊3号炉における ISLOCA 発生時に漏えいが発生すると想定される機器及びツインパワー弁閉止後も漏えいが継続すると想定される機器

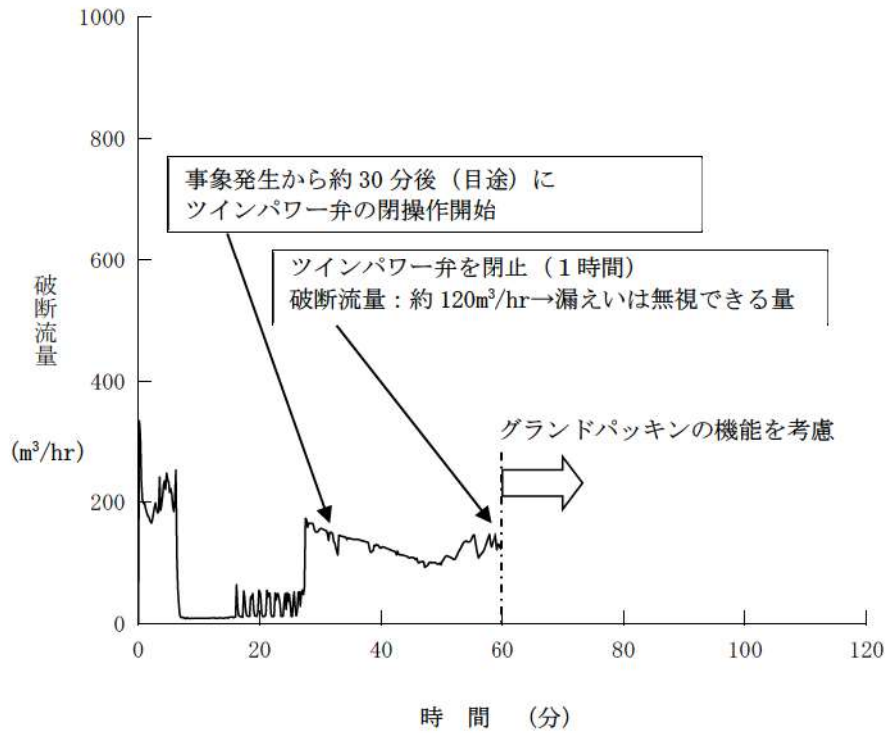


図6 余熱除去系からの漏えい量（格納容器外への漏えい量）

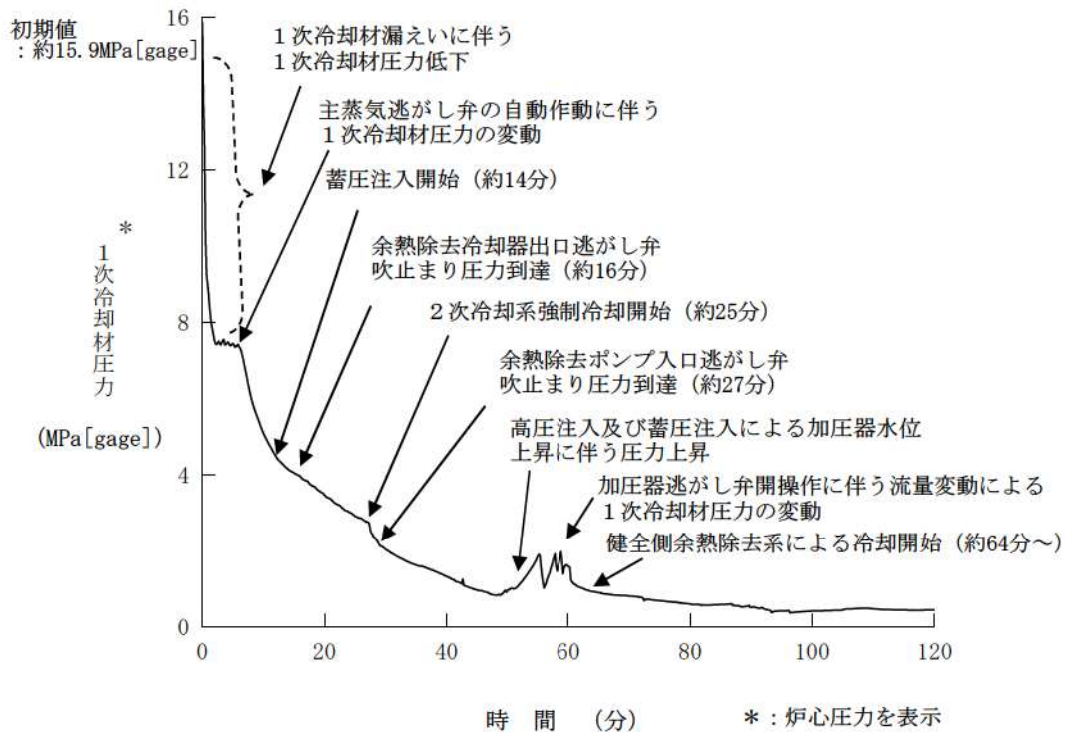


図7 1次冷却材圧力

### 3. ISLOCA 発生時の対応操作の成立性

ISLOCA 発生時においては、原子炉補助建屋内に漏えいした水の滞留、高温の水及び蒸気による雰囲気温度の上昇及び放射線量の上昇が想定されることから、事象を収束し長期冷却を継続するために必要なツインパワー弁の操作性や健全側余熱除去ポンプ等の機能に影響する可能性がある。

そのため、別紙－1、2、3に示すとおり、溢水評価、雰囲気温度評価及び線量評価を行うとともに、必要な対応操作の成立性及び健全側余熱除去ポンプの機能維持に関して確認した。その結果を以下(1)に示すとともに表1に整理する。

なお、評価においては実際の操作可能時間を考慮し、事象発生から1時間後にツインパワー弁の閉操作が完了し漏えいが停止するものとした。また、漏えい量については、有効性評価から得られた余熱除去系機器等からの漏えい量及びエンタルピ（雰囲気温度評価のみ）を、漏えいが想定される機器の漏えい面積比で按分し、漏えいが想定される機器の配置場所で按分した量の漏えい量が同時に発生するものとした。

#### (1) 対応操作の成立性

ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉操作を除いては、すべて中央制御室からの操作によるため、ISLOCA 発生時においても操作可能である。

ツインパワー弁の閉操作に関しても、以下 a. ～ c. のとおり操作可能であることを確認した。

##### a. 溢水による影響（別紙－1 参照）

ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P.10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて溢水の影響を受けないため、その操作は可能である。

##### b. 雰囲気温度の影響（別紙－2 参照）

ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P.10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて原子炉補助建屋内の蒸気による影響は少ないため、その操作は可能である。

##### c. 放射線による影響（別紙－3 参照）

ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P.10.3m の通路であり、アクセスルートも含めて放射線による影響は少ないため、その操作は可能である。

## (2) 健全側余熱除去ポンプ等の機能維持

ISLOCA 発生時においては、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ及び同冷却器の他、ツインパワー弁の機能に期待している。

それらの機器のうち、長期冷却継続のためにその機能に期待する健全側余熱除去ポンプについて関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもその機能が維持されることを、以下 a. ～ c. のとおり確認した。

また、健全側余熱除去ポンプ以外の機器についても、関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもそれらの機能が維持されることを確認しており、それらの結果を表 1 に整理する。

### a. 溢水による影響（別紙－1 参照）

健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生 of 1 時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量（約 98.3m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.14m<sup>\*1</sup>）は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 624.5m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.83m）を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。

健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。

高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することで、事象発生 of 1 時間後時点においても、溢水量（約 98.3m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.14m<sup>\*1</sup>）は、高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 413.8m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.55m）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。

充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P. 10.3m に設置されており、他区画からの漏えい水による影響を受けない区画に設置されているため、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。

ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、溢水の影響を受けない。

\*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値

b. 雰囲気温度の影響（別紙－2 参照）

健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃ まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。

健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。

高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃ まで上昇するが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。

充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P. 10.3m に設置されており、原子炉補

助建屋内の漏えい蒸気の影響は少なく、関連計装部品も含め、充てんポンプの機能は維持される。

ツインパワー弁本体及び駆動部は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA に伴う高温の蒸気漏えいにより当該区画の雰囲気温度は約 163℃ まで上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより低下する。なお、ツインパワー弁は原子炉補助建屋内における漏えい蒸気を考慮した場合においても機能維持されることを確認している。

c. 放射線による影響（別紙－3 参照）

健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 12Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-604、614）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 22Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）

健全側余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けないため、その機能に影響はない。

高圧注入ポンプ及び関連計装品が、放射線量に対し機能維持されることを確認している。（ポンプモータの 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 12Gy であり、この値は制限値である 2MGy を下回る。また、流量計（FT-902、922）の 30 日間の線量の積算を仮定しても、積算吸収線量は約 22Gy であり、この値は制限値である 100Gy を下回る。）

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は直接漏えいが発生しない区画（非管理区域）にあり、扉により溢水箇所と分離されているため、放射線源は一切なく、その機能に影響はない。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器に設置されているが、関連計装品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクとは離れていることから、影響は少ない。

充てんポンプ及びその関連計装品については、原子炉補助建屋内の漏えい蒸気の影響は少なく、関連計装品も含め機能は維持される。

ツインパワー弁駆動部は金属部品等による機械的機構のみで構成されており、放射線による影響を受けないため、その機能に影響はない。

(3) 現実的な漏えい量を想定した場合の成立性

実機において ISLOCA が発生した場合、解析で用いた破断面積は下表のとおり保守的に設定されていることから、実際の漏えい量が少なくなり、事象進展も遅くなることから、中央制御室での操作の成立性やツインパワー弁の閉操作の成立性の観点では余裕が増える方向であり、成立性に問題はない。

	ISLOCA 解析	実際の破断面積
破断面積 [inch <sup>2</sup> ]	1.04	0.56
等価直径 [inch]	1.15	0.84



表 1 ISLOCA 時の対応操作の成立性確認結果

対応手順	高圧注入ポンプによる注入	主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却	加圧器逃がし弁の開放による1次系減圧操作	充てんポンプによる注水開始および高圧注入ポンプの停止	健全側余熱除去ポンプによる冷却操作	余熱除去系統からの漏えいを停止する操作
機器	高圧注入ポンプ	①主蒸気逃がし弁 ②補助給水ポンプ	加圧器逃がし弁	充てんポンプ	①余熱除去ポンプ ②余熱除去冷却器	①ツインパワー弁 ②ツインパワー弁操作場所
設置場所	原子炉補助建屋 T.P.1.7m	①非管理区域 ②非管理区域	原子炉格納容器 T.P.39.15m	原子炉補助建屋 T.P.10.3m	原子炉補助建屋 T.P.2.8m ① T.P.1.7m ② T.P.2.8m	①原子炉補助建屋 T.P.2.8m ②原子炉補助建屋 T.P.10.3m
時間	0分～約5分(※1) ・中央制御室からの操作のため操作可能	約25分～(※1) 同左	約55分～(※1) 同左	約60分～(※1) 同左	約64分～(※1) 同左	～約1時間後(※2)
溢水評価	・水量は高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さを下回り、機能は維持されることを確認。浸水レベル：0.14m 機能喪失高さ：0.55m	・主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプは非管理区域に設置されており、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、関連計装品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクより高所に設置していることから、影響はない。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生せず、関連計装品も含め影響はない。	・水量は余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さを下回り、機能は維持されることを確認。浸水レベル：0.14m 機能喪失高さ：0.83m ・余熱除去冷却器は、静的機器であり、溢水の影響を受けない。	・ツインパワー弁操作場所での漏えいは発生しないため操作に影響はない。 ・ツインパワー弁操作場所へのアクセシブルは発生しないため、アクセシブルには支障はない。 ・ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、溢水の影響を受けない。 浸水レベル：0.10m 機能喪失高さ：1.69m
雰囲気温度評価	・中央制御室からの操作のため操作可能 ・高圧注入ポンプ電動機及び関連計装品に対して、雰囲気温度維持されることを確認。また、原子炉補助冷却水が通水されるため機能維持される。	・主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプは非管理区域に設置されており、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から隔離されていることに加え、関連計装品も含め、LOCA 発生時における動作を考慮した耐環境仕様品を使用していることから、弁の機能は維持される。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生しない。また、原子炉補助建屋内で発生する蒸気の影響は小さく、機能は維持される。	・余熱除去ポンプ電動機及び関連計装品が、雰囲気温度に対して機能維持されることを確認。また、原子炉補助冷却水が通水されるため機能維持される。 ・余熱除去冷却器は、最高使用温度が高いことから、雰囲気温度に対して機能維持される。	・原子炉補助建屋内で発生する蒸気による小さいため操作可能。 ・原子炉補助建屋内で発生する蒸気によるツインパワー弁操作場所へのアクセシブルは小さいため、アクセシブルには支障はない。 ・ツインパワー弁の駆動部は雰囲気温度に対して機能維持されることを確認しており影響はない。
放射線量評価	・中央制御室からの操作のため操作可能 ・高圧注入ポンプ及び関連計装品が放射線量に対して機能維持されることを確認。	・主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプは非管理区域に設置されており、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から隔離されていることに加え、関連計装品も含め、LOCA 発生時における動作を考慮した耐環境仕様品を使用していることから、弁の機能は維持される。	・原子炉補助建屋内で発生する蒸気の影響は小さく、関連計装品も含め機能は維持される。	・健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品が放射線量に対して機能維持されることを確認。 ・余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、放射線による影響を受けないため、その機能に影響はない。	・ツインパワー弁の駆動部は金属部品等により機械的機構のみで構成されており、放射線による影響を受けないため、その機能に影響はない。

上段：機器の操作性  
下段：機器の機能維持

(※1) 解析上の時間  
(※2) 実際の操作可能時間

## ISLOCA 時の溢水評価

## 1. 漏えい量評価

## 1.1 漏えい量評価における評価条件

- 有効性評価において想定したとおり、余熱除去系の弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、入口逃がし弁及び出口逃がし弁から漏えいするものと想定する。溢水評価においては、有効性評価から得られた高温水の漏えい量（状態変化なしと想定）を用いる。
- 弁からの漏えいについては、実機にて漏えいが想定される弁を想定し、漏えい量は ISLOCA の有効性における漏えい量を破断面積比で按分する。
- 漏えい量積分値については事象発生 7 時間後までを確認する。
- 余熱除去系入口逃がし弁からの流出については、原子炉格納容器内に留まること、出口逃がし弁からの流出については、冷却材貯蔵タンクに貯留されることから、原子炉補助建屋内の溢水評価の他、ツインパワー弁の操作環境に影響しないため考慮しない。

## 1.2 各区画における漏えい量評価結果

各区画における漏えい量については、余熱除去系の A 系で ISLOCA が発生する場合と B 系で ISLOCA が発生する場合に有意な差はなく、各区画における漏えい量の積分値は、図 1 のとおり漏えいを想定する余熱除去冷却器と弁が設置されている T.P. 2.8m での漏えい量が最大となった。

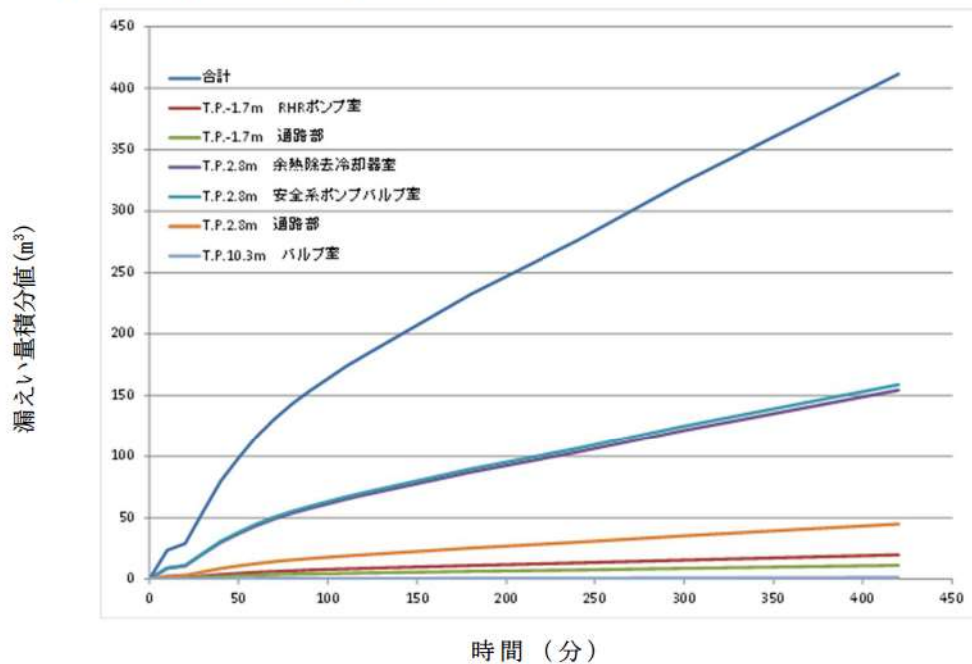


図 1 各区画における漏えい量積分値

## 2. 水没評価

### 2.1 水没評価における評価の条件

漏えいが想定される設備の配置と溢水状況について、図 2 及び表 1 に示す。また、機器等の水没評価における主な評価条件は次のとおり。

- ・最下層階を除く各区画の溢水評価においては床ドレン配管による水の下層階への移送は期待しない評価とし、最下層階にある余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプなどの緩和機器への没水の影響確認は、上層階で生じた漏えい水が床ドレン配管からも含めてすべて流れ込むことを想定する保守的な評価とする。
- ・水没評価においてはツインパワー弁の閉操作が完了することにより漏えいが停止する 1 時間後までの評価を行う。

### 2.2 水没評価結果

各区画を含む各階の溢水評価を図 3～図 7 に示す。

また、原子炉補助建屋内等で発生した漏えい水は、全て原子炉補助建屋最下層に集液され、その後に床ドレン配管により補助建屋サンプタンクに集まるが、その容量は約 10m<sup>3</sup> であるため床ドレン配管を逆流し、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の全区画に溢水する。原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の水位は徐々に上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより漏えい量は無視できる程度に低減する。

#### (1) 健全側余熱除去ポンプ

健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおり事象発生後の 1 時間後にツインパワー弁を閉止することで、溢水量（約 98.3m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.14m<sup>\*1</sup>）は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 624.5m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.83m）を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は喪失されない。

#### (2) 健全側余熱除去冷却器

健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画に設置されていることから、溢水による影響はない。なお、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、溢水の影響を受けることはない。

#### (3) 高圧注入ポンプ

高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくると想定しているが、2. で示したとおりツインパワー弁を閉止することで、事象発生後の 1 時間後時点においても、溢水量（約 98.3m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.14m<sup>\*1</sup>）

は、高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ（約 413.8m<sup>3</sup>、床面からの高さ：0.55m）を下回り、高圧注入ポンプの機能は喪失されない。

(4) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。

(5) 加圧器逃がし弁

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。

(6) 充てんポンプ

充てんポンプは原子炉補助建屋の T.P. 10.3m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画（充てんポンプ室上層の中間床の溢水高さは、事故発生 1 時間で 0.02m であり堰に留まる）に設置されていることから、溢水による影響は無く、充てんポンプの機能は維持される。

(7) ツインパワー弁

事故発生から 1 時間後にツインパワー弁の閉操作が完了した場合、溢水高さは 0.10m（床面からの高さ）であり、ツインパワー弁の駆動部の機能喪失高さ（床面からの高さ：1.69m（B 系））を下回ることから、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能は維持される。

(8) ツインパワー弁の操作場所

図 4 に示すとおり、ISLOCA により漏えいが発生する機器は、ツインパワー装置操作フロアには存在せず、またツインパワー装置操作場所へアクセスするために通行する階段室及び通路部にも溢水はないことから、ツインパワー弁の操作性に影響はない。

\*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値

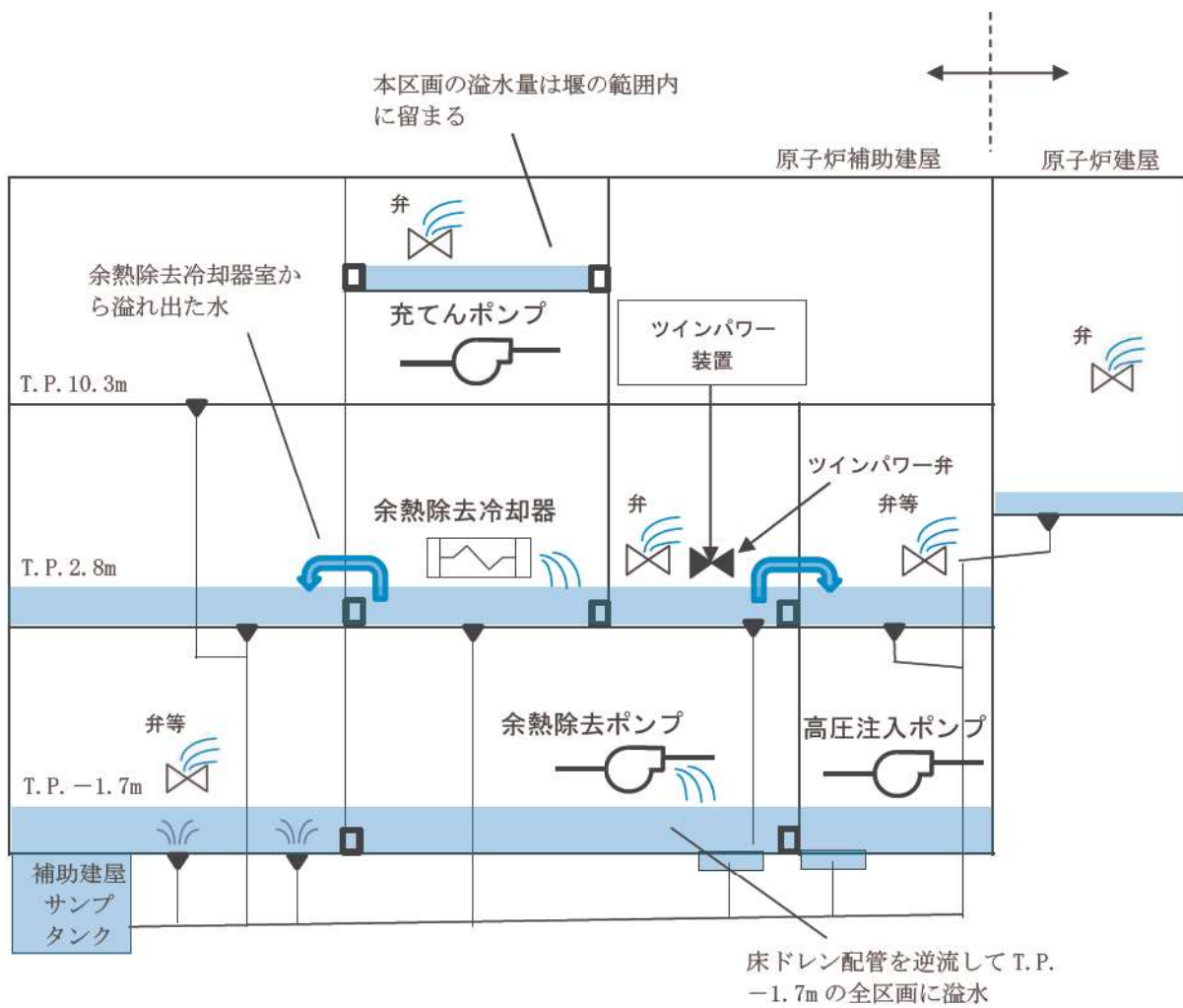


図2 溢水状況概要図

表1 漏えい対象設備の設置場所

設置場所		漏えい対象設備		漏えい面積 (inch <sup>2</sup> )
原子炉補助建屋 (T.P. 10.3m(中間床)) 充てんポンプバルブ室	図 3	プロセス弁	3V-RH-100	0.02
原子炉建屋 安全補機室(T.P. 10.3m)	図 4	プロセス弁	3V-RH- 058A(B)	0.05
原子炉補助建屋 安全補機室(T.P. 2.8m) 余熱除去冷却器室	図 6	余熱除去冷却器		0.07 (0.39*)
原子炉補助建屋 安全補機室(T.P. 2.8m) 安全系バルブ室	図 6	プロセス弁	3V-RH- 005A(B) 3V-RH- 016A(B) 3V-RH- 023A(B) 3V-RH- 055A(B) 3FCV-601(611) 3HCV-603(613) 3FCV-604(614)	0.10 0.08 0.04 0.05 0.02 0.01 0.01
原子炉補助建屋(T.P. 2.8m) 通路部	図 6	計器入口弁 (計器本体を含む)	3FT-601(611) 3FT-604(614)	0.04 0.04
原子炉補助建屋 安全補機室(T.P. -1.7m) 余熱除去ポンプ室	図 7	余熱除去ポンプ		0 (0.05*)
原子炉補助建屋(T.P. - 1.7m) 通路部	図 7	計器入口弁 (計器本体を含む)	3PI-600(610)	0.03

\* 有効性評価における解析条件



図3 溢水評価 (T.P. 10.3m 中間床)  
 (ISLOCA が余熱除去系の B 系で発生)

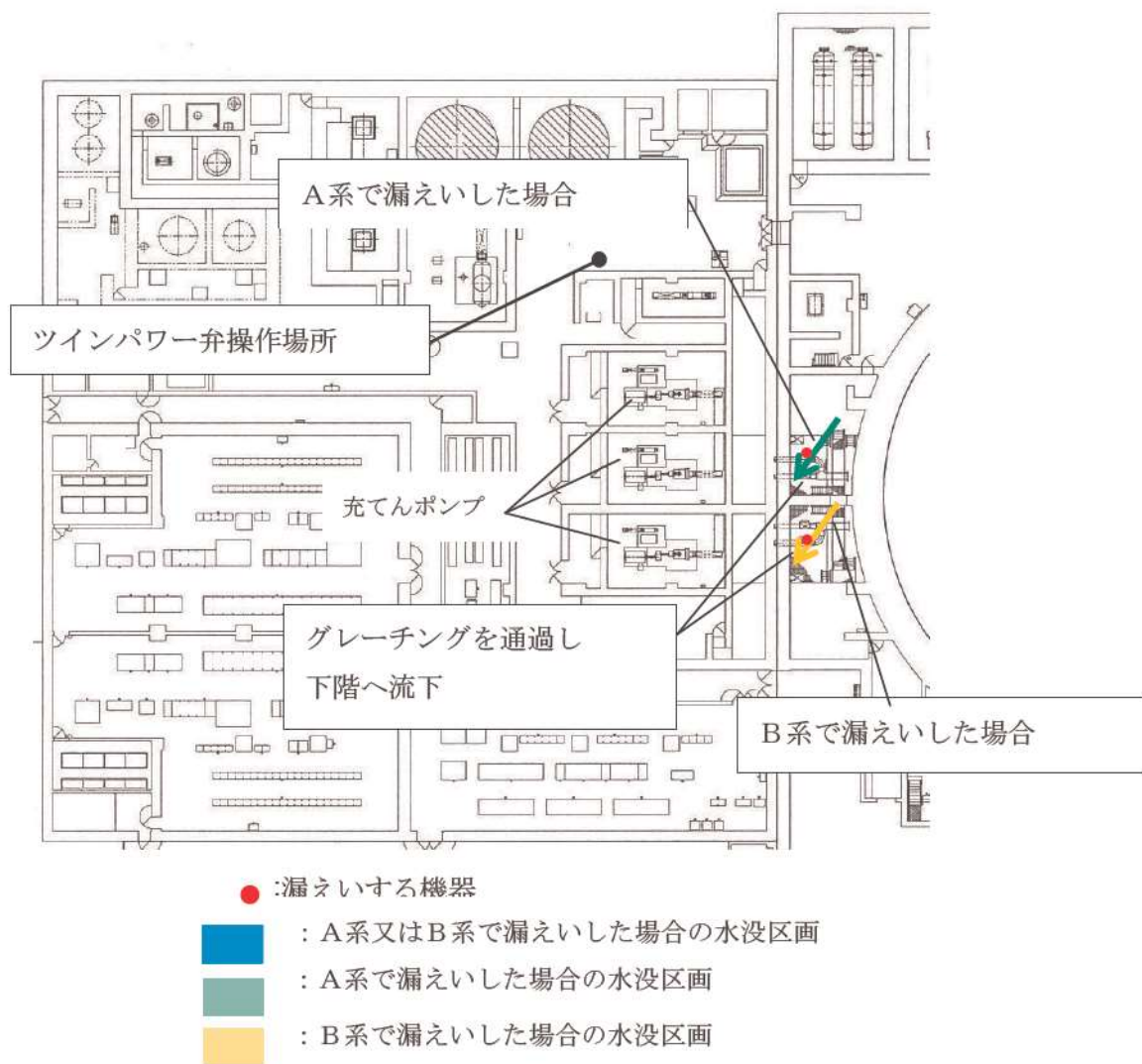


図4 溢水評価 (T.P. 10.3m) (ISLOCAが余熱除去系のA系又はB系で発生)



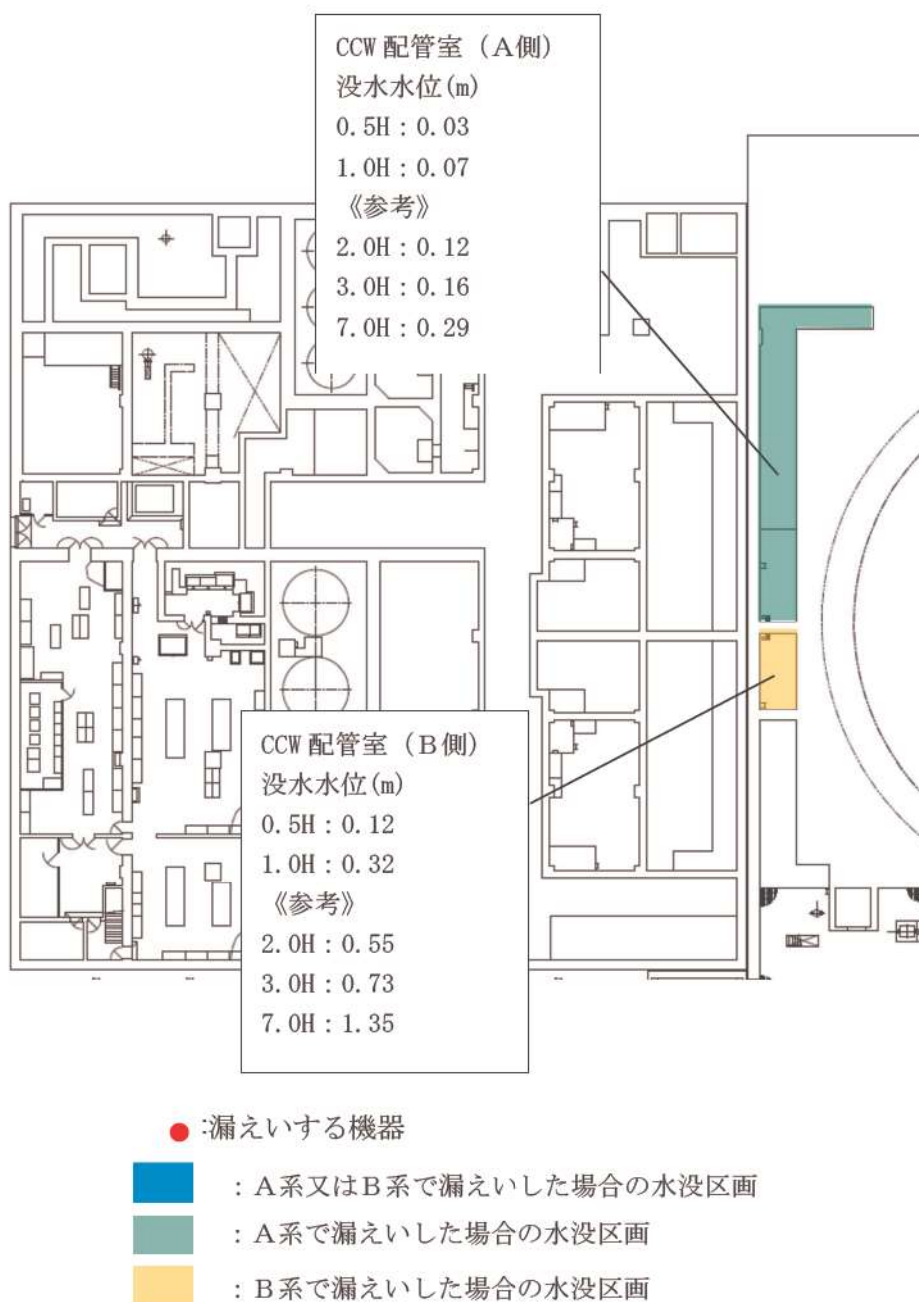


図5 溢水評価 (T.P. 2.3m 中間床)  
 (ISLOCA が余熱除去系の A 系又は B 系で発生)

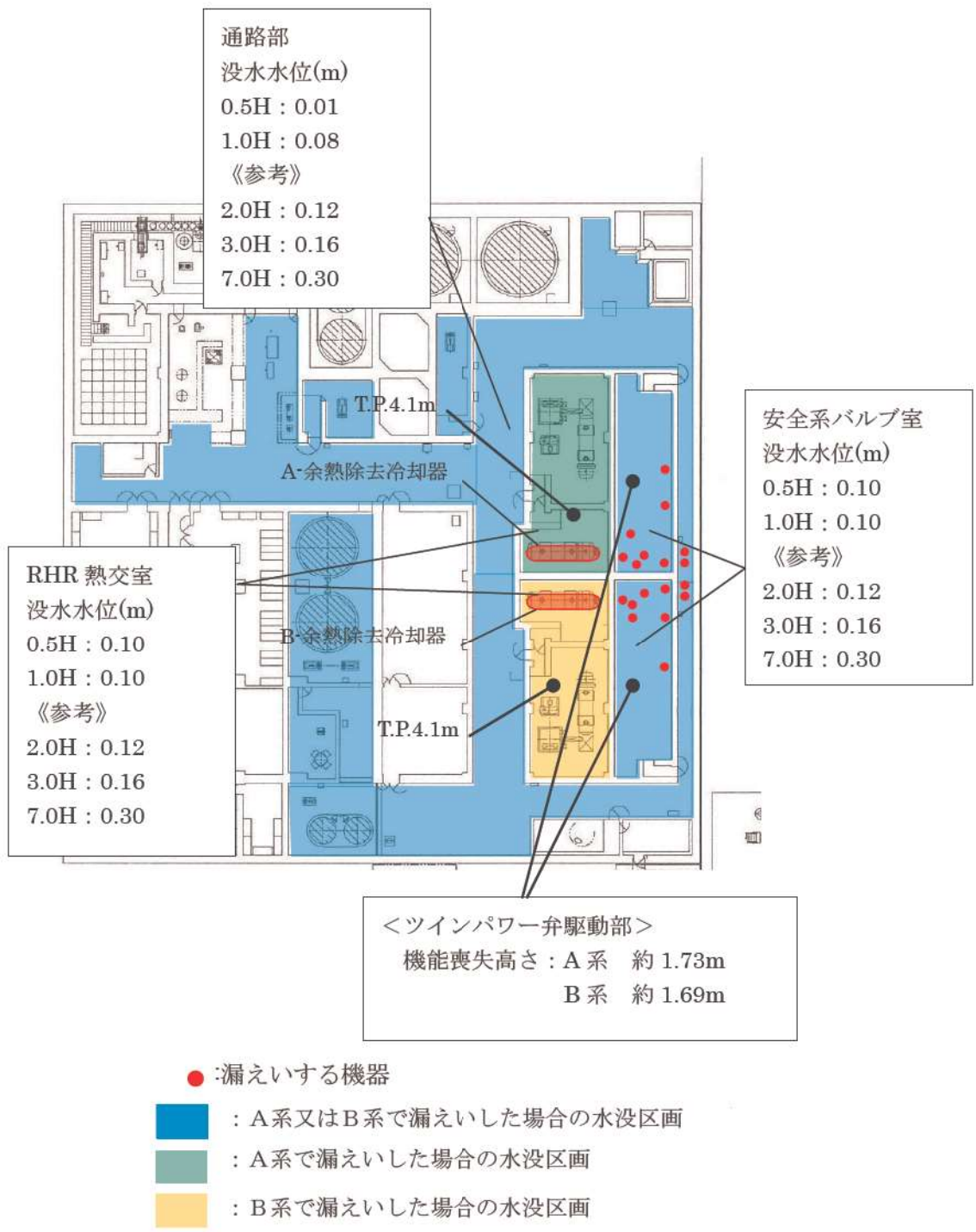


図 6 溢水評価 (T. P. 2.8m) (ISLOCA が余熱除去系の A 又は B 系で発生)

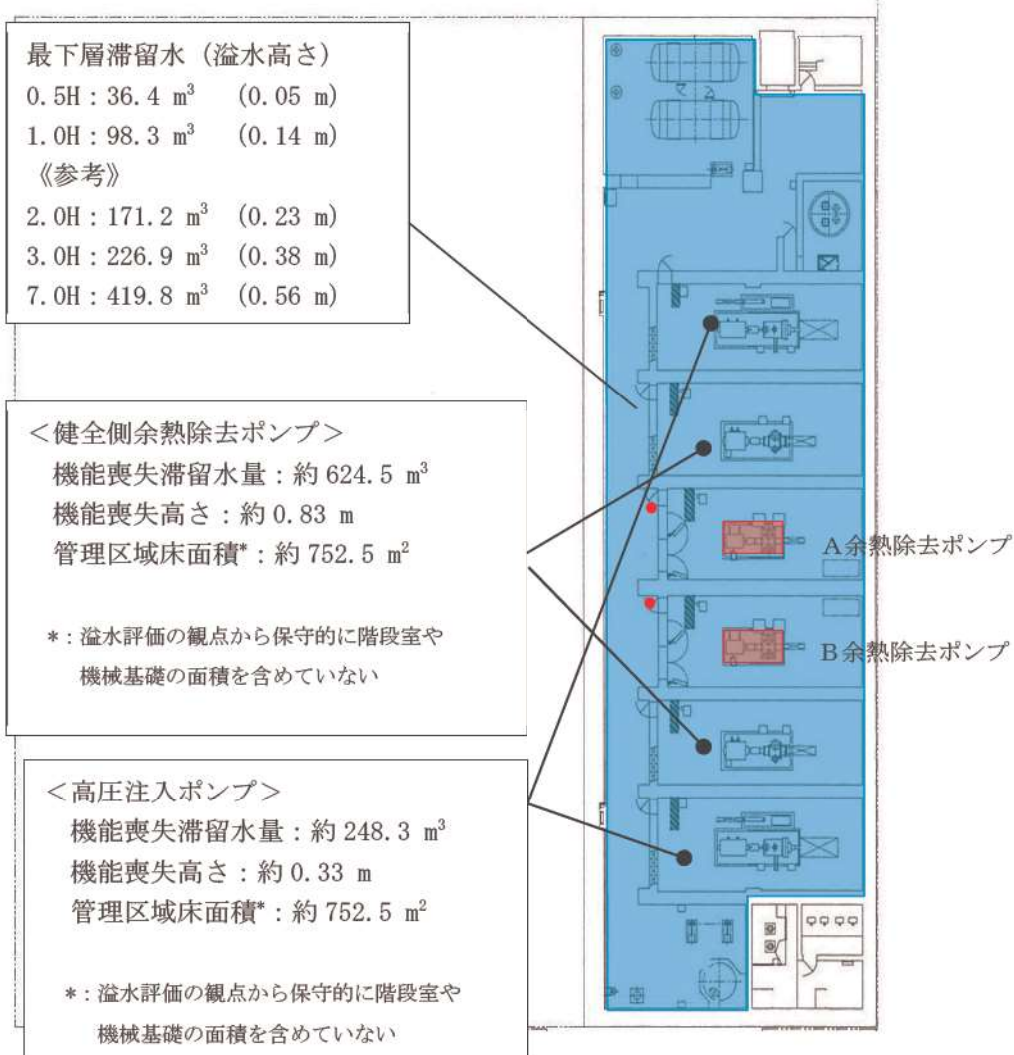


図7 溢水評価（T.P. - 1.7m）（ISLOCAが余熱除去系のA系又はB系で発生）

## ISLOCA 時の雰囲気温度の影響検討

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待している。このため、ISLOCA 発生時の雰囲気温度評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。

## 1. 検討対象エリアにおける雰囲気温度の設定方法

ISLOCA 時に機能維持が必要な機器の雰囲気温度については、溢水及び蒸気の影響を考慮して以下のとおり設定する。

## a. 多ノード評価（安全補機室）

漏えい水及び蒸気が発生したその階に滞留するものと仮定した評価。

## b. 1ノード評価（安全補機室）

漏えいが生じる区画の高温雰囲気が開口部を通じて漏えいが発生しないエリアに流入することを想定し、安全補機室全体を1区画として漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定した評価。

## c. 多ノード評価（原子炉補助建屋）

原子炉補助建屋内の下階層等で発生する蒸気が機器の設置場所に流入すると仮定した評価。

## d. その他（個別整理）

原子炉補助建屋以外の漏えい水及び蒸気の影響を受けにくいと考えられる場所に設置されている機器については、解析評価対象外とし、個別に整理を行う。

※安全補機室について、一部のエリアでは多ノード評価と1ノード評価が重複する

## 2. 雰囲気温度の解析評価

安全補機室内及び原子炉補助建屋内における雰囲気温度については、別紙-1で述べた各区画の漏えい面積に基づいて按分した、有効性評価から得られた余熱除去系機器等からの漏えい量及びエンタルピを用いて、解析コード GOTHIC により解析評価を実施した。安全補機室内における雰囲気温度評価条件は以下のとおり。なお、原子炉補助建屋内における雰囲気温度評価については別添-3に述べる。

## 【評価条件】（図1、図2参照）

- ・ 安全補機室内の機器はA系とB系で独立するように配置されているととも

に、区画構造も A 系と B 系でほぼ同じである。本評価では、漏えいが余熱除去系の A 系で発生するものと仮定する。

- ・ ツインパワー弁の閉操作が完了する事象発生から 1 時間後まで、漏えいは継続するものとする。
- ・ コンクリート壁をヒートシンクとして考慮する。
- ・ 漏えい発生区画の温度評価では、漏えい水及び蒸気は発生した階に滞留するものとする。
- ・ 1 ノード評価では、安全補機室全体を 1 区画として、漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気は瞬時に混合すると仮定し、雰囲気温度は最大で 112℃まで上昇する。
- ・ 安全補機室内の各機器の評価に使用する雰囲気温度については、多ノード評価結果及び 1 ノード評価結果のうち、より厳しい条件となるものを使用する。

### 3. 検討結果

#### (1) 健全側余熱除去ポンプ（1 ノード評価（安全補機室））

健全側余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。余熱除去ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。（図 3 参照）

#### (2) 健全側余熱除去冷却器（1 ノード評価（安全補機室））

健全側余熱除去冷却器は原子炉補助建屋の T.P. 2.8m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画からの高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. 2.8m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、雰囲気温度に対して問題とはならない。（図 3 参照）

#### (3) 高圧注入ポンプ（1 ノード評価（安全補機室））

高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T.P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、「2. 余熱除去系からの漏えい箇所及び漏えい量」で示したとおりツインパワー弁を閉止することにより低下する。高圧注入ポンプ及び関連計装品について、雰囲気温度に対し機能維

持されることを確認している。なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が通水されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。（図 3 参照）

(4) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁（その他）

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。

(5) 加圧器逃がし弁（その他）

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクと離れていることから、影響は少ない。また、ISLOCA 発生時よりも原子炉格納容器内の環境が厳しくなる「7.2.1.2 格納容器過温破損」の添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」において、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入する場合の影響を評価しており、当該弁及び当該弁の付属品の健全性を確認している。

(6) 充てんポンプ（多ノード評価（原子炉補助建屋））

充てんポンプは原子炉補助建屋 T.P. 10.3m に設置されており、ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内の蒸気による充てんポンプ室の雰囲気温度は最大で約 44℃であるため、充てんポンプの機能は維持される。（別添－3 参照）

(7) ツインパワー弁（多ノード評価（安全補機室））

ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、ツインパワー弁が設置された原子炉補助建屋 T.P. 2.8m の区画の雰囲気温度は約 163℃まで上昇するが、当該弁の材質は SUS316 系であり耐熱性に優れ、かつ設計温度 200℃であるため問題とはならない。また、コンクリート壁のヒートシンクの効果及び事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止完了以降は低下傾向となる。（図 4 参照）

なお、ツインパワー弁駆動部は蒸気試験により閉止操作時において機能維持されることを確認している。（別添－1 参照）

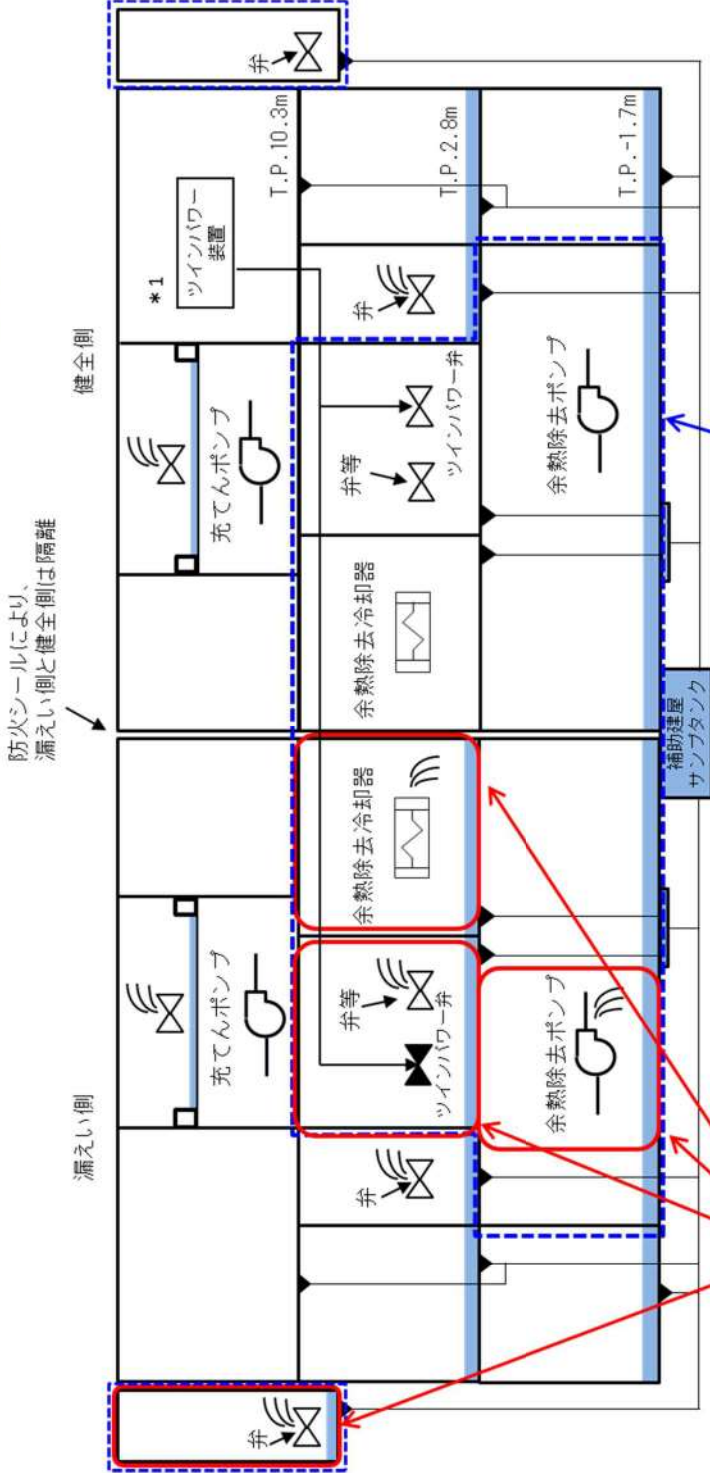
また、ツインパワー弁は手動弁と同様に機械的に閉状態が保持されるとともに、弁閉止後のツインパワー弁の内部流体は最高使用圧力/温度条件以下であることから、弁閉止後の健全性（閉止状態の維持）に問題はない。

(8) ツインパワー弁の操作場所（多ノード評価（原子炉補助建屋））

ツインパワー弁操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10.3m であり、ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内の蒸気によるツインパワー弁操作場所及びアクセスルートの雰囲気温度は最大で約 45℃ であるため、アクセスに支障はなく、操作可能である。  
(別添 - 3 参照)

多ノード評価

1ノード評価



漏えいが生じる区画の温度評価

- ・漏えいが生じる区画ごとにモデル化
- ・S信号発信後の安全補機室冷却系の運転は考慮しない

\*1 安全補機室外区画

漏えい蒸気が安全補機室内で混合、及び凝縮水の下部  
サンプからの逆流により悪化する区画の温度評価

- ・全体を1ノードでモデル化  
(漏えいが生じる区画と、それ以外の区画の雰囲気が  
瞬時に混合すると仮定)

図1 雰囲気温度評価の概念図



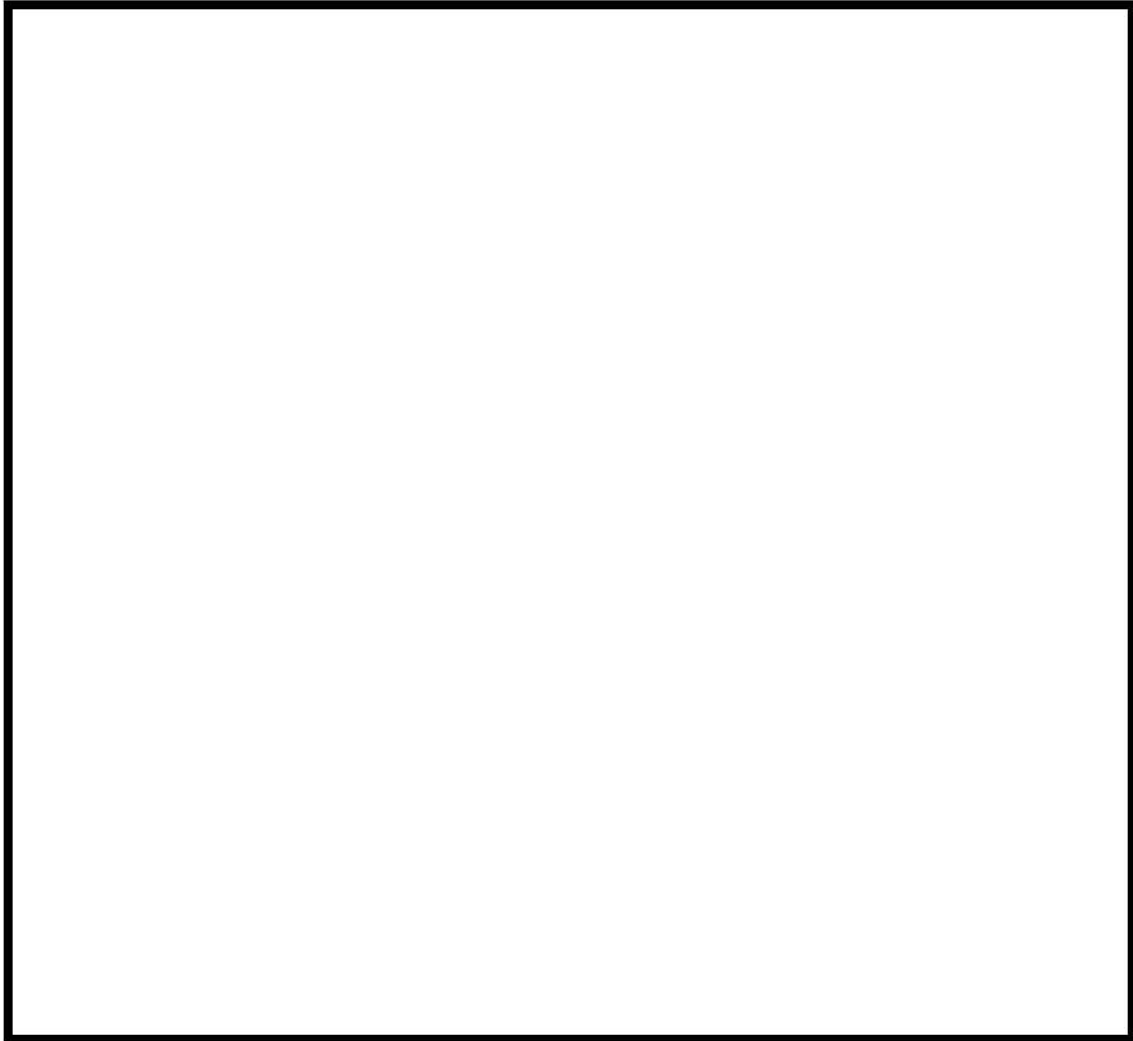



図 2 ( 1 / 2 ) 解析モデル

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

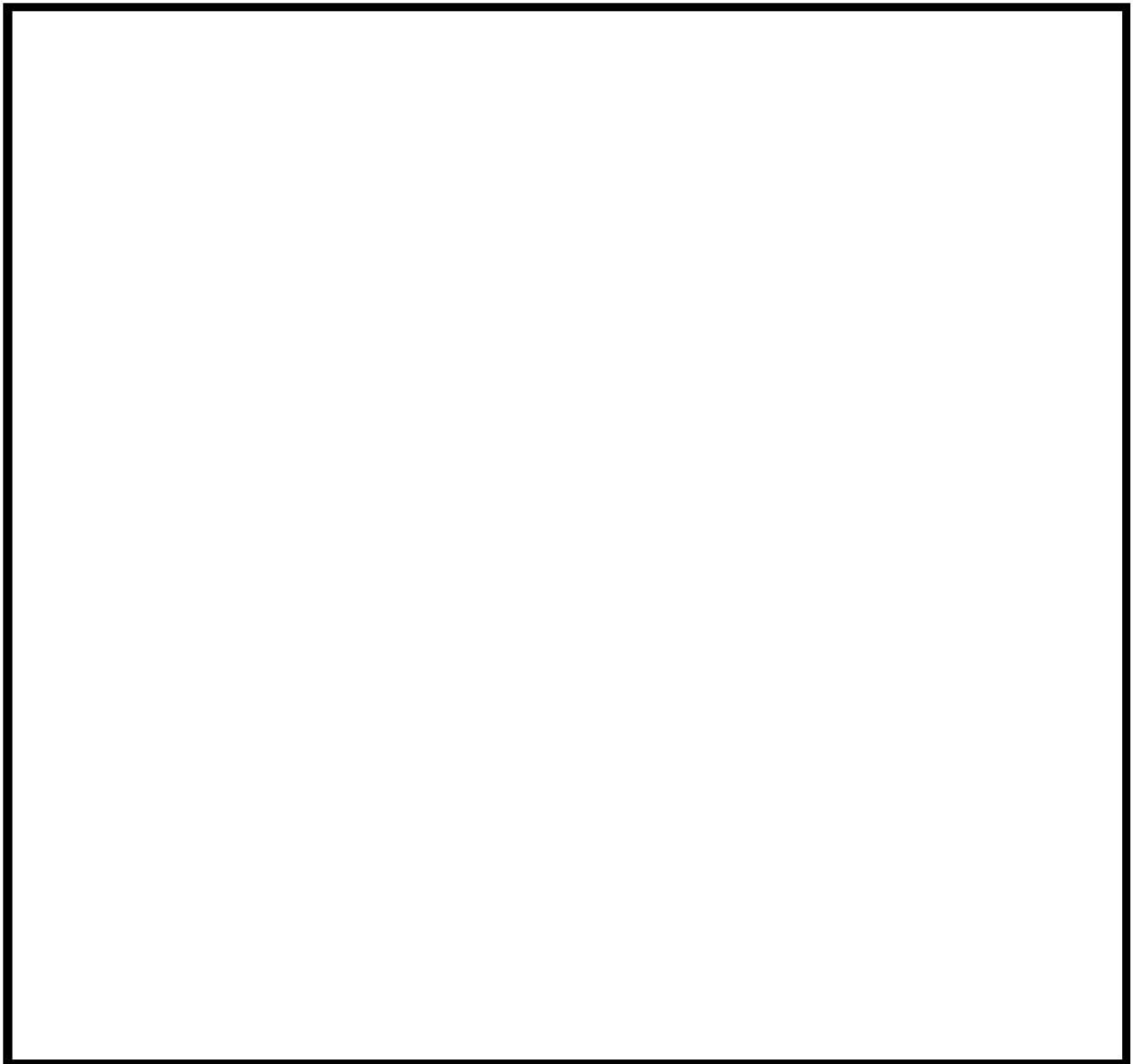



図 2 ( 2 / 2 ) 解析モデル

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

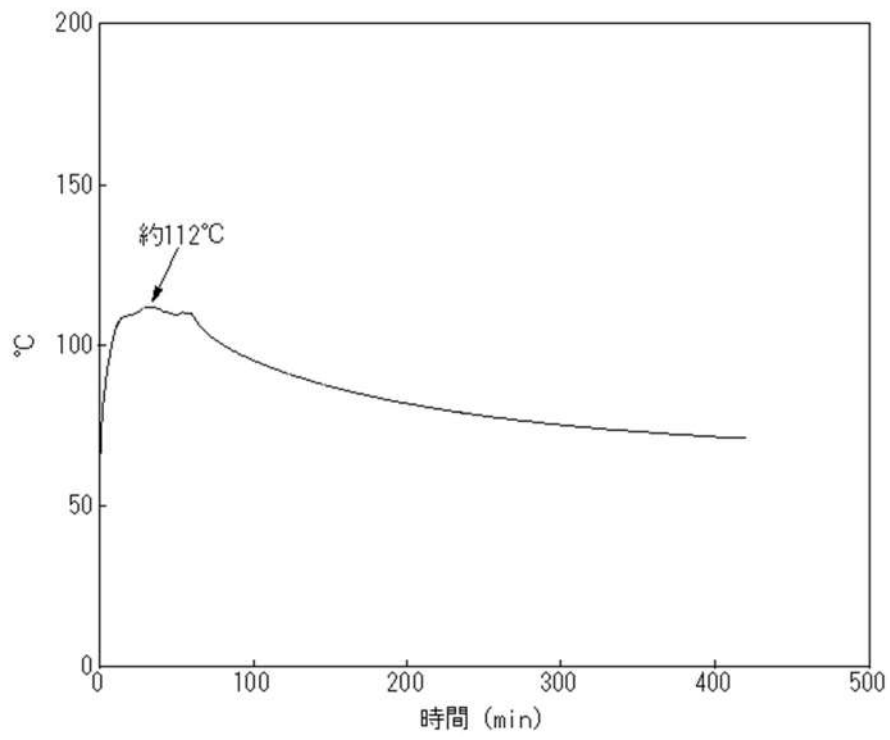


図3 温度評価結果（1ノード評価）

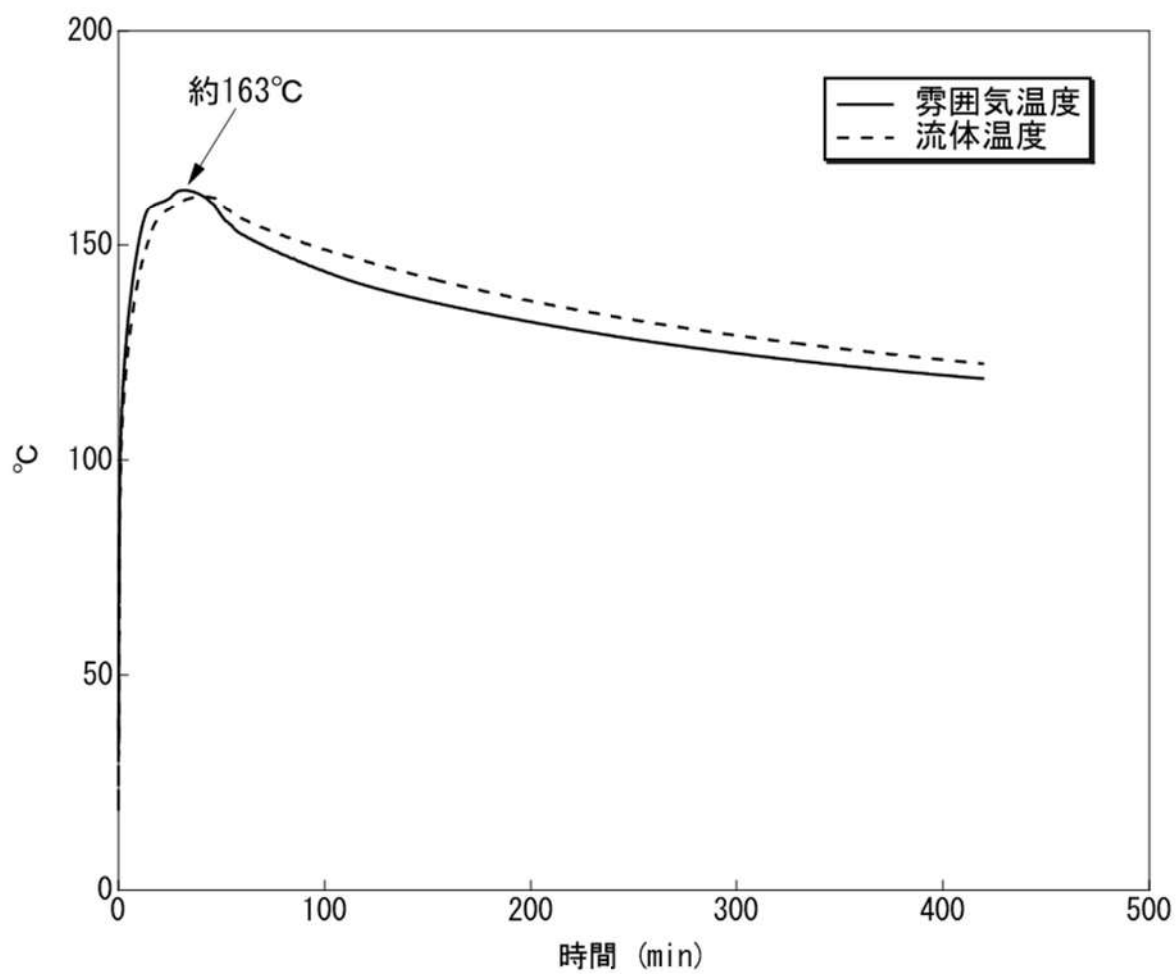


図4 温度評価結果(ツインパワー弁設置区画 (T.P. 2.8m) )

## ISLOCA時におけるツインパワー弁の健全性について

ツインパワー弁が確実に動作することについては、以下のとおり設計段階でツインパワー弁の操作に必要なトルクを確保できるように設計し、現地据付完了後において通常状態で弁が円滑に開閉操作できることを確認する。また、高温蒸気雰囲気下においてツインパワー弁が開閉できることを試験により確認する。

## 1. 設計段階及び現地据付完了後の確認

ツインパワー弁の動作原理は圧縮空気が低ひん度単動形4ポート空気式切換弁を介してエアモータに供給され、エアモータのピストン運動によりツインパワーアクチュエータへトルクが伝達されることで、ツインパワー弁を開閉操作する。ツインパワー弁の開操作に必要なトルク $29\text{N}\cdot\text{m}$ 以上になるように圧縮空気の設計を行い、現地据付完了後、弁が円滑に開操作できることを確認している。（ポンベ操作完了から13分で閉止可能）

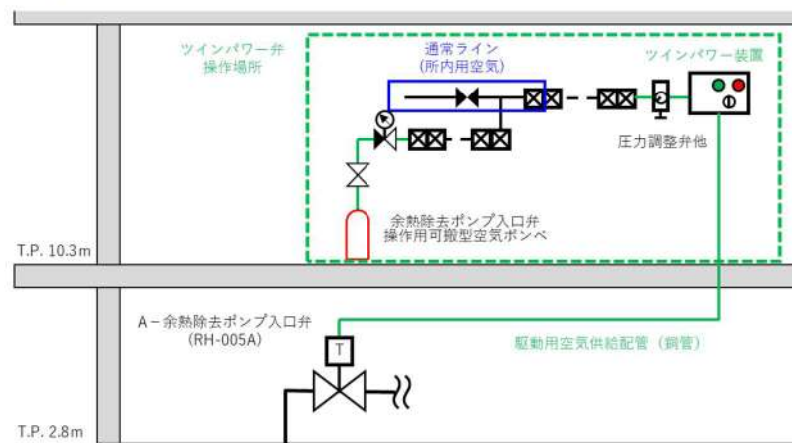


図1 ツインパワー弁及び操作場所の概念図

## 2. ISLOCA発生時の温度環境下における駆動部構成品の健全性

ツインパワー弁の構成部品は図2から図7に示すとおり、金属材料と高分子材料（Oリング、オイルシール、樹脂類）で作られている。また、図に示す構成部品以外には駆動用の空気を供給する銅管がある。ツインパワー弁の構成部品は、ISLOCAに伴う高温の蒸気漏えいにより、最高で $163^{\circ}\text{C}$ の温度環境に曝される。

金属材料については、ISLOCA発生時の温度環境において著しい変形や化学反応による非可逆的な変化はなく、また、ツインパワー弁の開操作を行う事象発生から1時間後以降、雰囲気温度は低下することから動作に大きな影響はないと考えられるが、次項にて試験的に確認を実施することとする。



図 2 ツインパワーアクチュエータ構造図



図 3 エアモータ構造図


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図 4 オペレーティングシリンダー構造図



図 5 空気式リミットスイッチ構造図


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図 6 コントロールバルブ構造図

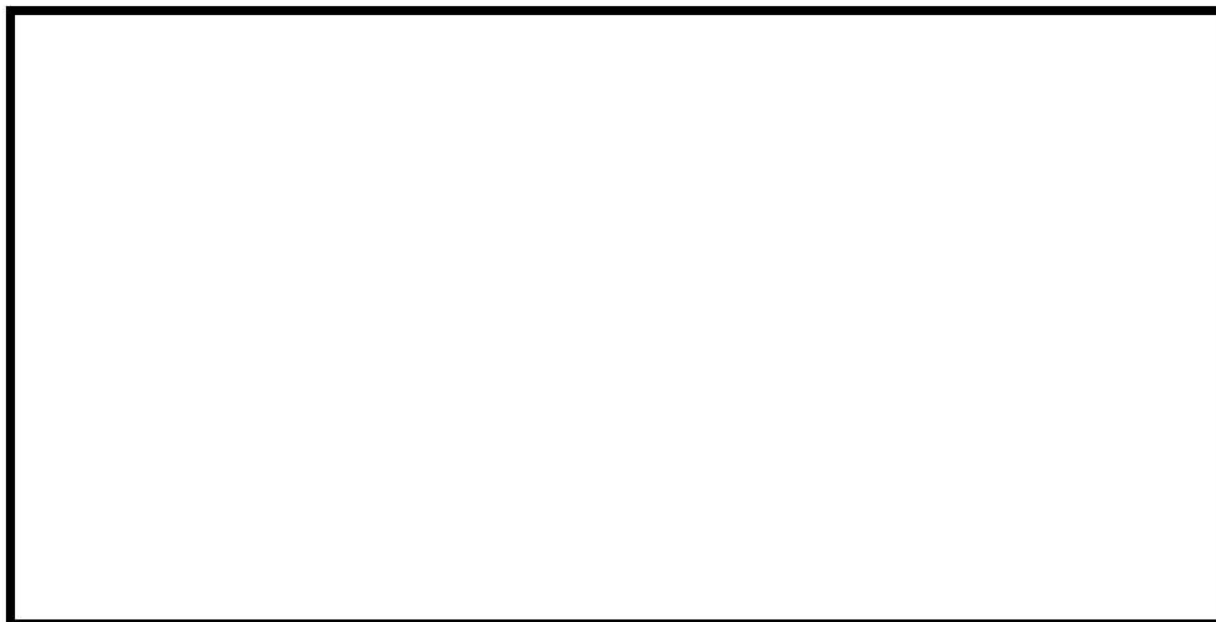



図 7 低ひん度単動形 4 ポート空気式切換弁構造図

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



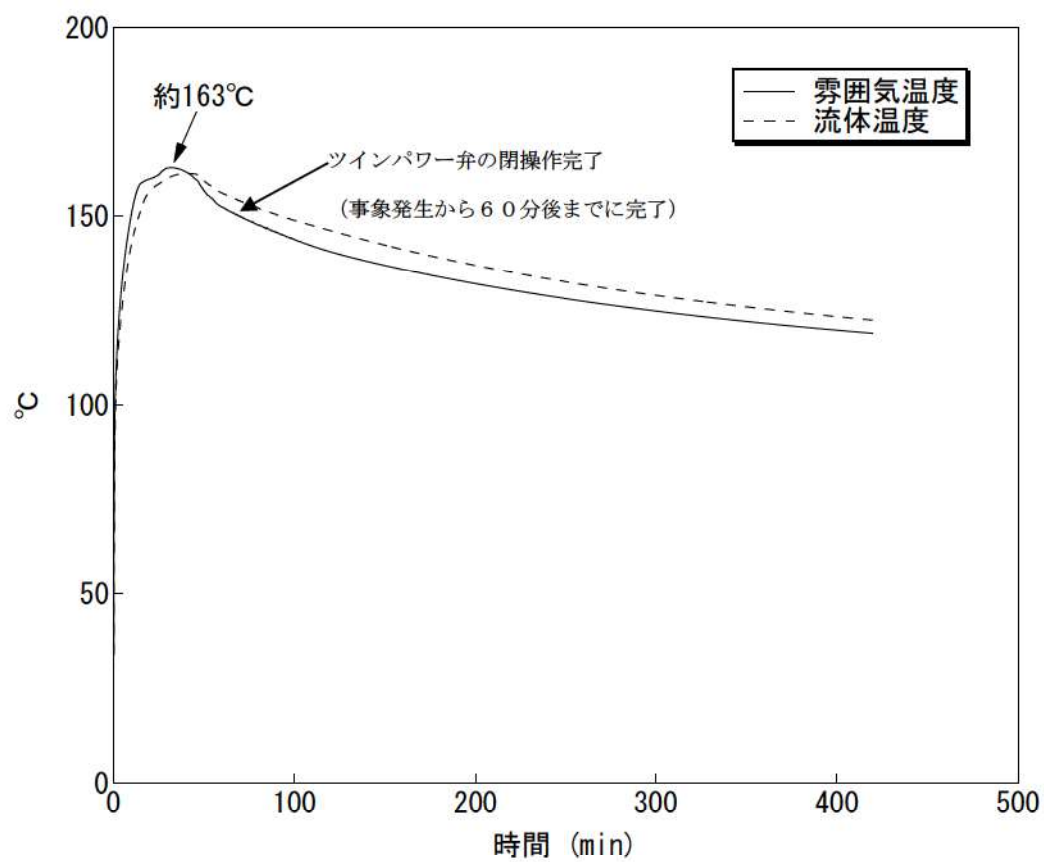


図 8 ISLOCA時のツインパワー弁の環境条件

### 3. 試験による確認

ISLOCA発生時においても、ツインパワー弁の動作は確保できると考えられるが、念のため、次に示すとおり、蒸気曝露試験及び高温試験を組み合わせることでISLOCAに伴う高温の蒸気雰囲気（蒸気雰囲気）を模擬し、ツインパワー弁がISLOCA発生時に確実に動作することを確認した。

#### 3.1 蒸気曝露試験

##### <試験内容>

ツインパワー弁の構成部品を試験装置内に設置し、最高165℃以上の蒸気雰囲気（蒸気雰囲気）で8時間<sup>\*1</sup>保持した後、試験装置から取り出し常温まで冷えた状態で、規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。

※1：ISLOCA発生時の温度履歴以上に保持する。8時間はISLOCAの有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉止完了までの時間である1時間を越えるものとして設定している。

#### 3.2 高温試験

##### <試験内容>

ツインパワー弁の構成部品について3.1の蒸気試験に供した後、手入れをせずに高温試験を実施する。ツインパワー弁の構成部品を加熱容器内に収納し、最高165℃以上の高温雰囲気（高温雰囲気）で計8時間<sup>\*2</sup>保持する。保持開始1時間後<sup>\*3</sup>から、1時間ごとに高温状態でツインパワー弁が規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、高温雰囲気（高温雰囲気）で8時間保持後、外観観察を行い、動作に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。

※2：ISLOCA発生時の温度履歴以上に保持する。8時間はISLOCAの有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉操作完了までの時間である1時間を越えるものとして設定している。

※3：2次冷却系強制冷却、減圧操作により、1次冷却系の圧力が十分低下し、ツインパワー弁の閉操作が可能な時間。

○ 試験装置

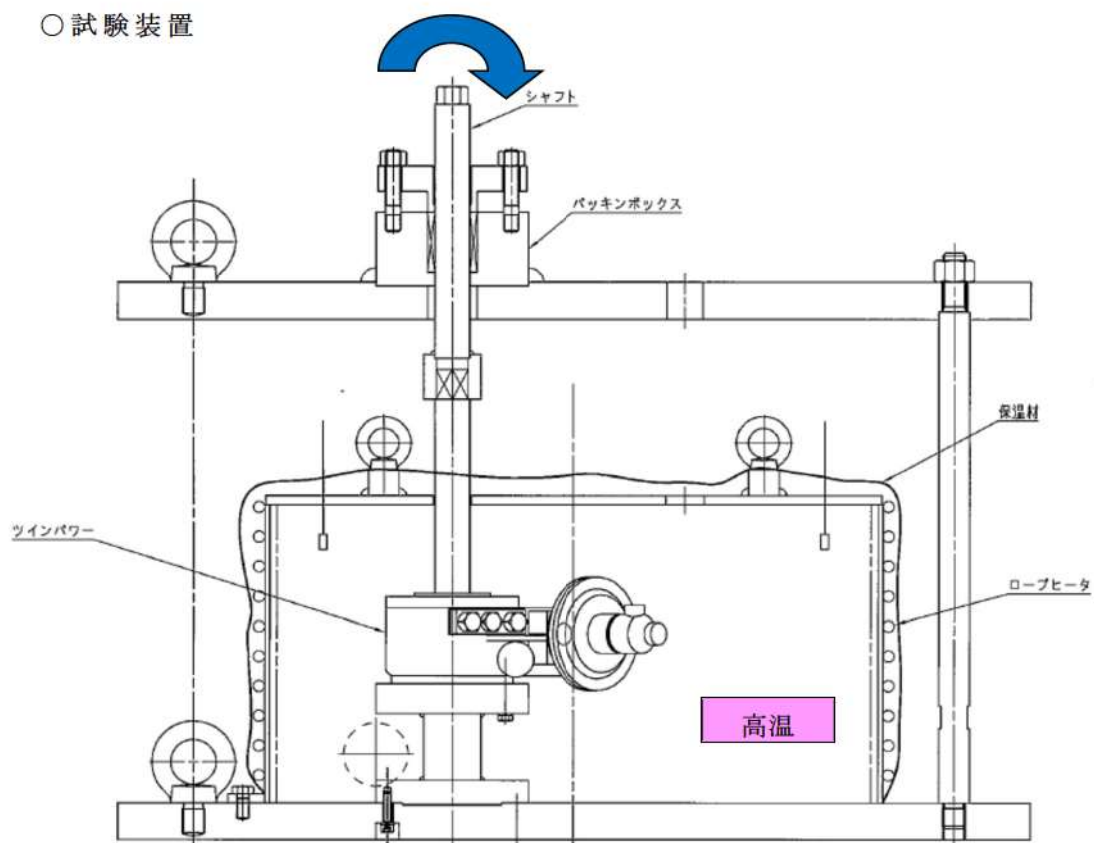


図 9 試験装置概要

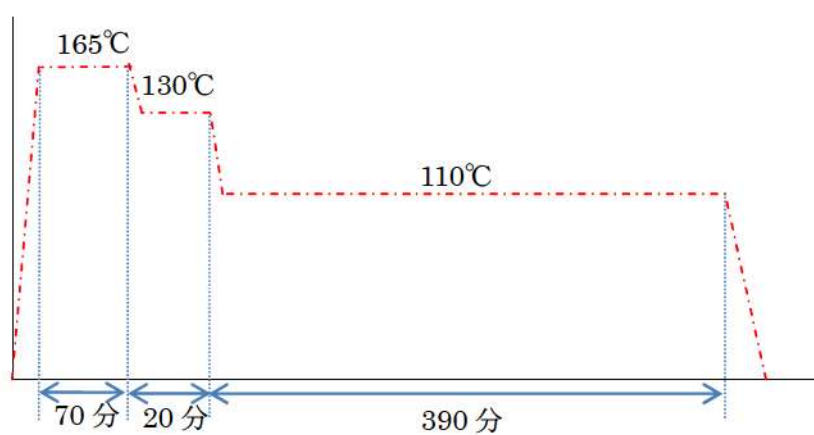


図 10 試験時温度条件

### 3.3 試験結果

ISLOCA 発生時の環境条件を模擬し、蒸気曝露試験及び高温試験を行った結果、ISLOCA 時においてもツインパワー弁の動作は可能であることを確認した。

各試験結果について以下に示す。

#### 【蒸気曝露試験】

8時間蒸気雰囲気保持後に動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても作動に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー本体の外観及び内部の状況を図 11 に示す。

#### 【高温試験】

温度保持開始 1 時間後から 1 時間ごとに高温状態で動作確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても作動に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー弁駆動部の外観及び内部の状況を図 11 に示す。

試験前



蒸気暴露試験後



高温試験後



図 1 1 ツインパワー弁駆動部外観及び内部観察

ツインパワー弁の駆動のメカニズムについて

ツインパワー機構とは、駆動源である圧縮空気等により、エアモータでピストンシャフトを往復運動させ、更に回転送り機構でピストンシャフトの往復運動を回転運動に変換するものである。下図に一般的なツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて示す。

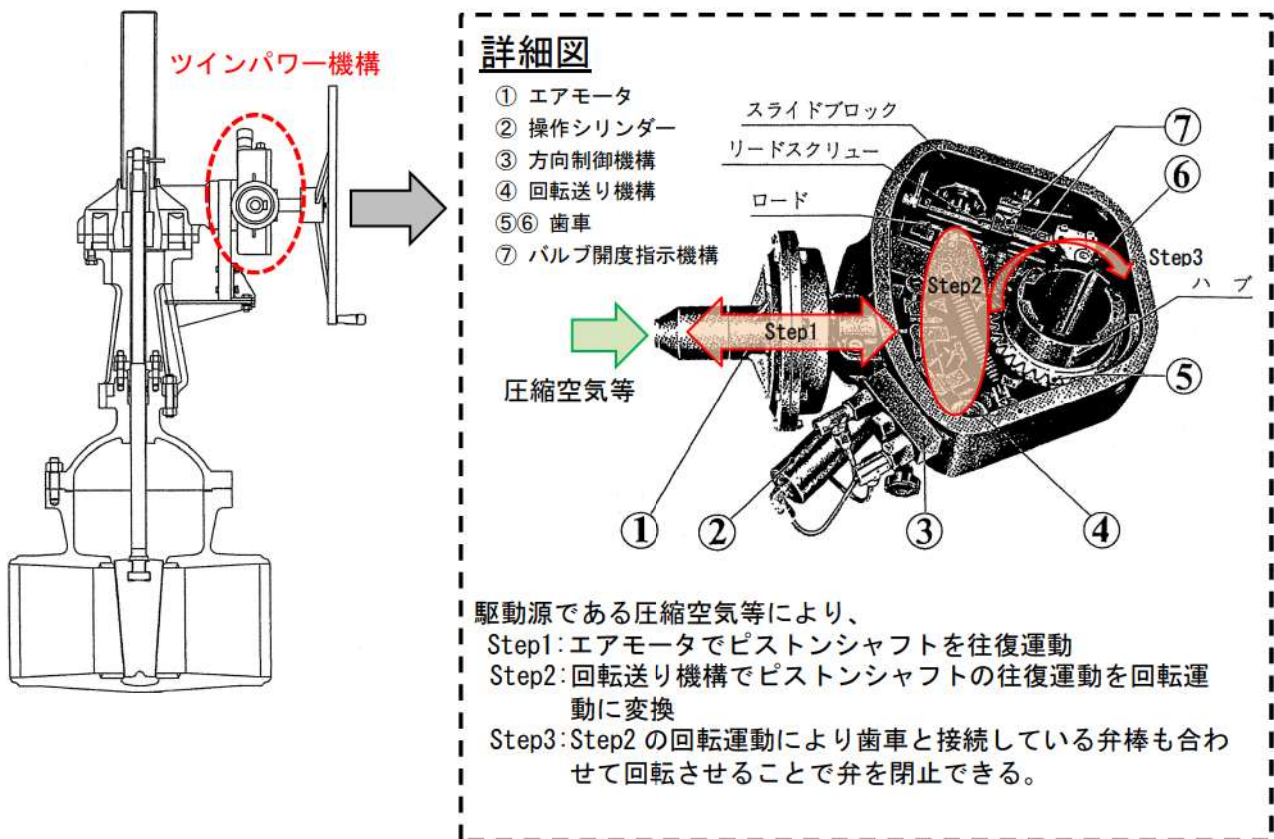


図 ツインパワー弁の構造及び駆動のメカニズムについて

## ツインパワー弁操作場所及び充てんポンプ室の温度評価

ツインパワー弁操作場所及び充てんポンプ室は原子炉補助建屋 T.P. 10.3m であり、溢水の影響を直接受けないため ISLOCA 発生時に雰囲気温度が大きく上昇することはないと考えられる。一方で、原子炉補助建屋内で発生する高温の水蒸気が機器搬入ハッチ等を介して、操作場所及び充てんポンプ室の雰囲気温度に影響を与えることは否定できない。

ここでは、原子炉補助建屋を対象に解析コード GOTHIC を用いた解析を行い、機器搬入ハッチ等の開口部から流入した蒸気がツインパワー弁の操作場所及び充てんポンプ室の雰囲気温度に与える影響を評価する。

## 1. 評価条件

本評価条件を表 1 に、評価モデルの概念図を図 1 に、ISLOCA 発生時の原子炉補助建屋内の状況概要を図 2 に示す。なお、漏えい量については、別紙 - 2 と同様に、有効性評価から得られた余熱除去系の弁等からの漏えい量及びエンタルピを、漏えいが想定される機器の漏えい面積に基づいて按分し、原子炉補助建屋内にある漏えい対象機器の設置区画から漏えいするものとした。

表 1 主要解析条件

項目	解析条件	条件設定の考え方
解析コード	GOTHIC	—
評価モデル	分割モデル (図 1 参照)	現実的な伝搬経路を想定
原子炉補助建屋内の漏えい箇所	T.P. -1.7m 通路 T.P. 2.8m 通路 T.P. 10.3m 中間床 充てんポンプバルブ室	有効性評価まとめ資料の漏えい機器評価および配置に基づく
漏えい停止	事象発生後 60 分	有効性評価と整合 運転員操作時間を考慮
ヒートシンク	考慮 (コンクリート壁)	—
補助建屋外への放熱	考慮しない	雰囲気温度の観点から保守的想定として設定
建屋内換気系	考慮しない	雰囲気温度の観点から保守的想定として設定

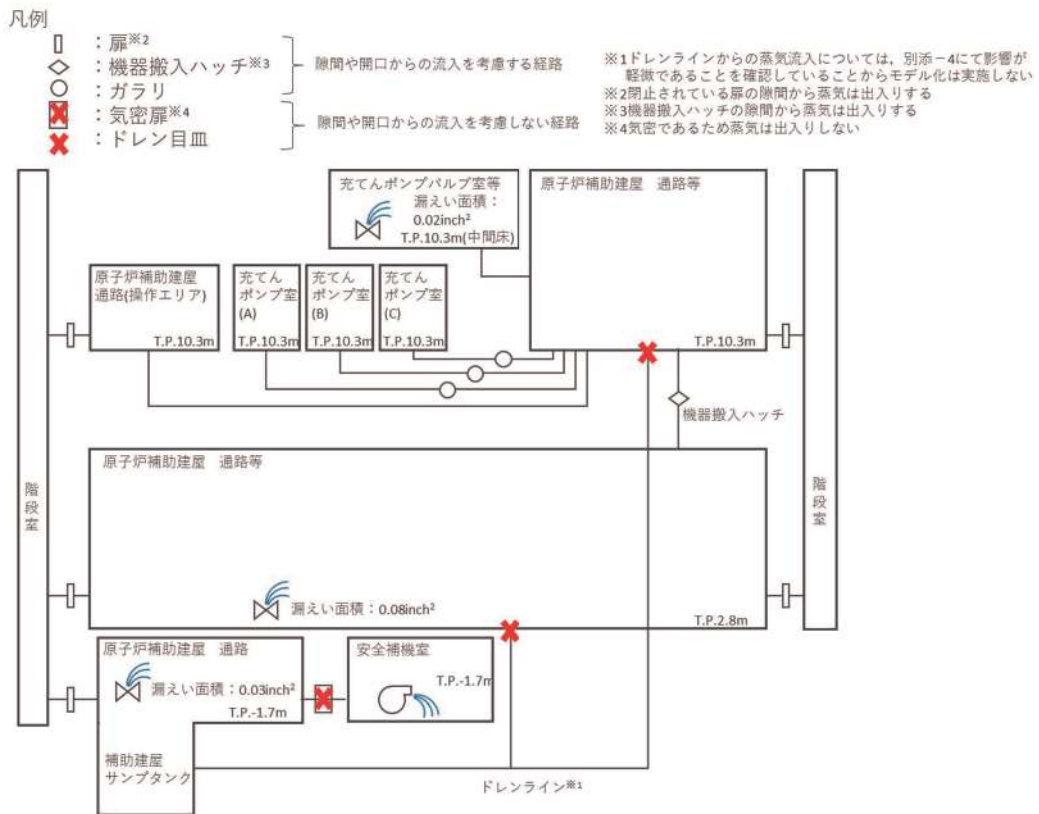


図1 評価モデルの概念図

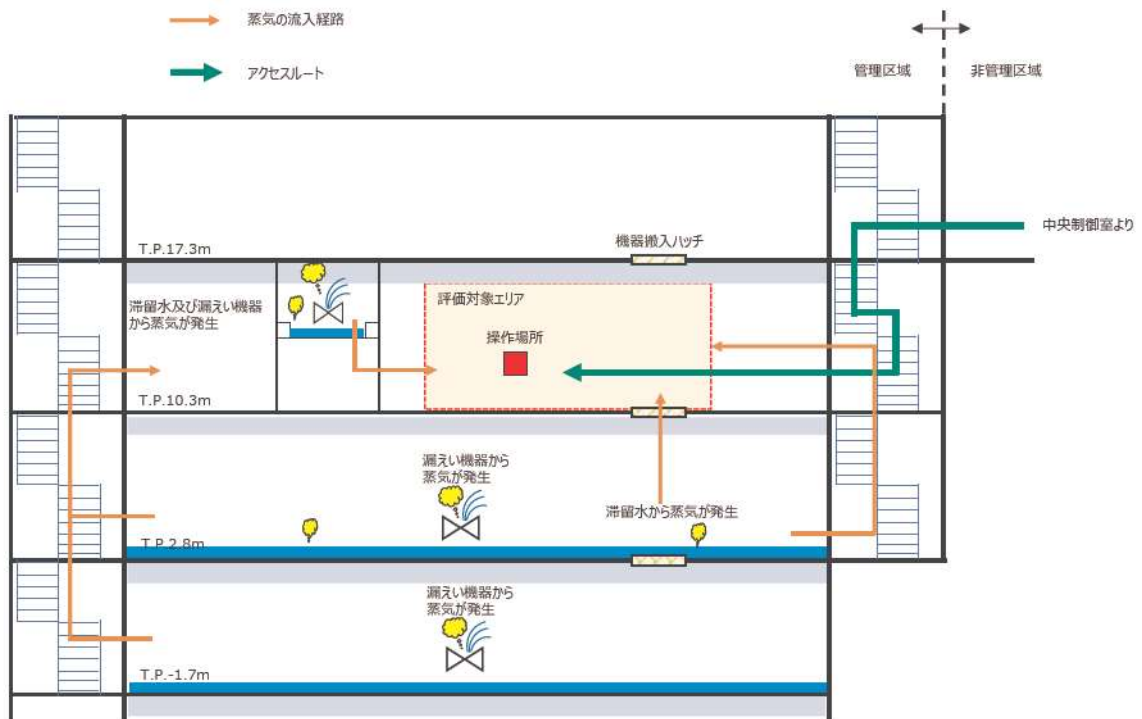


図2 ISLOCA発生時の原子炉補助建屋内状況概要



### ○蒸気流入経路の考え方について

ISLOCA 発生時における、ツインパワー弁操作場所 (T. P. 10. 3m) への蒸気流入経路に対する解析上の扱いを以下に示す。

#### ①機器搬入ハッチ

当該ハッチの隙間を蒸気の流入経路として設定する。

#### ②階段室

原子炉補助建屋下層フロア (T. P. -1. 7m 及び T. P. 2. 8m) で発生した蒸気が閉止された扉の隙間から階段室に流入し、T. P. 10. 3m の閉止された扉の隙間を介してツインパワー弁操作場所へ流入する経路を設定する。

#### ③補助建屋通路部の目皿

ドレン配管内で発生する蒸気量はわずかであるため、流入パスとして考慮しない。(別添—4 参照)

## 2. 評価結果

### ①ツインパワー弁操作場所およびアクセスルートへの影響

図3から図5に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉補助建屋通路等 (T. P. 10. 3m 機器ハッチ設置区画)」、「階段室」及び操作場所である「原子炉補助建屋 通路(操作エリア)」における雰囲気温度の最大値は約 45℃となり、ツインパワー弁の操作に影響がないことが確認できた。

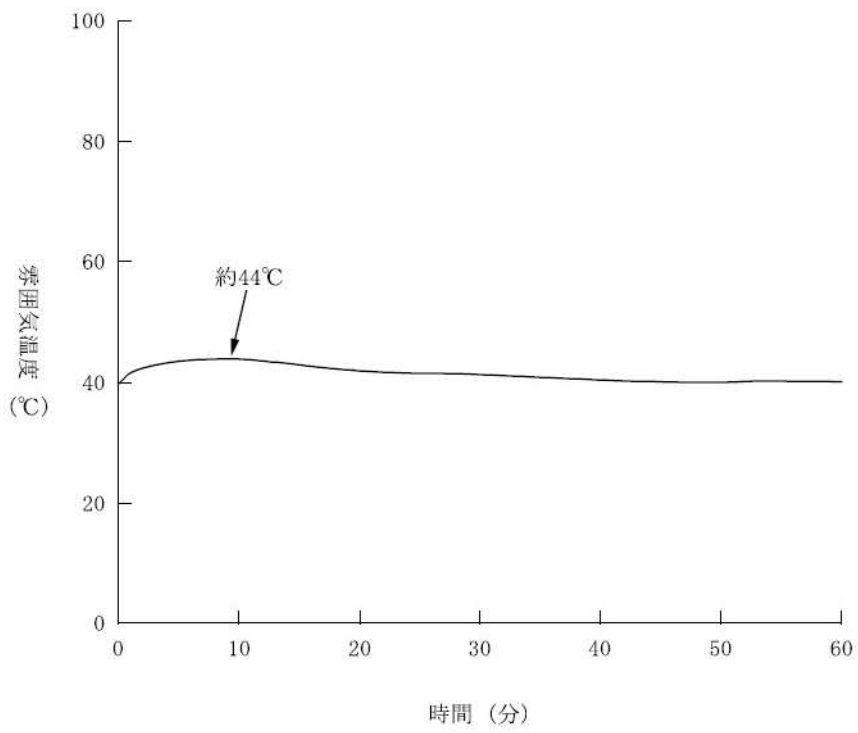


図3 原子炉補助建屋通路の雰囲気温度 (T.P. 10. 3m 機器ハッチ設置区画)

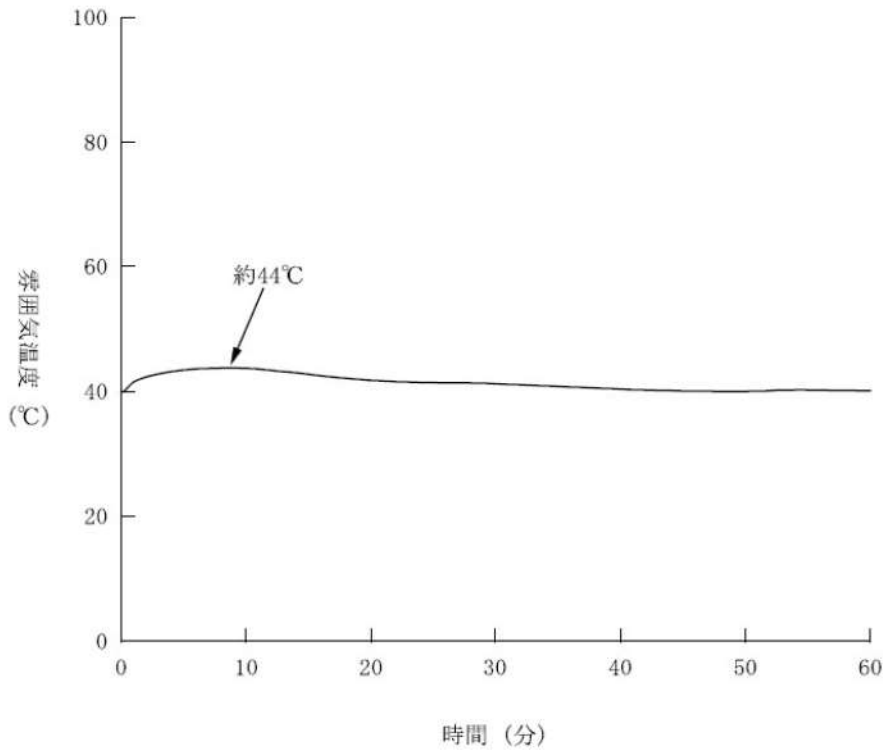


図4 階段室の雰囲気温度

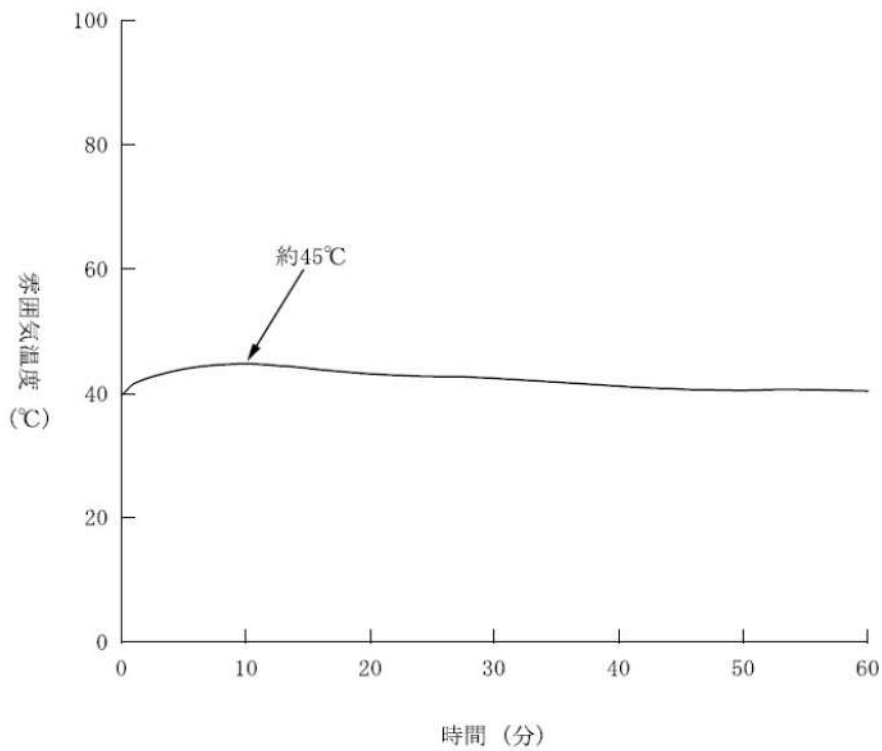


図5 ツインパワー弁操作場所 (T.P. 10.3m) の雰囲気温度

② 充電ポンプ室雰囲気温度への影響

図6に示すとおり充電ポンプ室の雰囲気温度の最大値は約44℃となり、充電ポンプの機能は維持される。

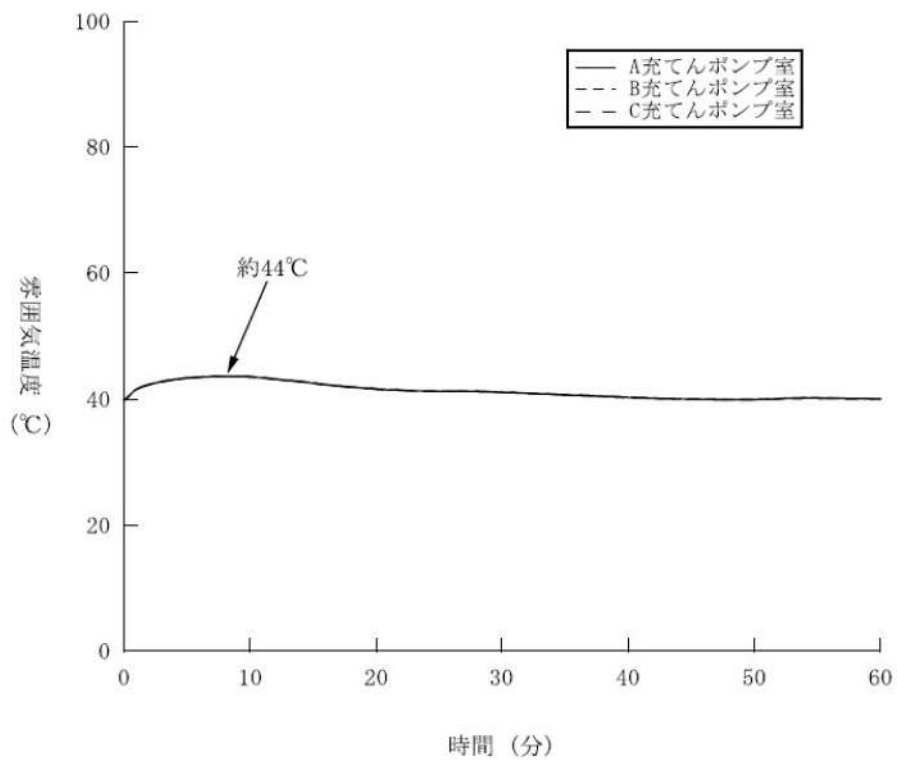


図6 充電ポンプ室 (T. P. 10. 3m) の雰囲気温度

## ドレン配管内からの蒸気発生量について

ISLOCA 発生後、原子炉補助建屋内等で発生した漏えい水は補助建屋サンプタンクに集積され、サンプタンクと接続しているドレン配管内に形成された水面から蒸気が発生する。

ここでは、ドレン配管内の水面からの蒸気発生量を評価するとともに、T.P. 2.8m 通路部から発生し、機器搬入ハッチを介してツインパワー弁操作場所に流入する蒸気量と比較する。

## 1. 評価条件

## (1) ドレン配管

ドレン配管内の滞留水の水面近傍では空気の流れはないと考えられることから、ドレン配管内の水面からの物質拡散により蒸気が発生すると仮定する。

本評価では、ドレン配管内の水面から発生する蒸気の影響を保守的に評価するため、目皿から水面までの距離を 1 m と設定する。また、蒸気発生量については、ドレン配管内に発生した蒸気は全てツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する（図 1）。

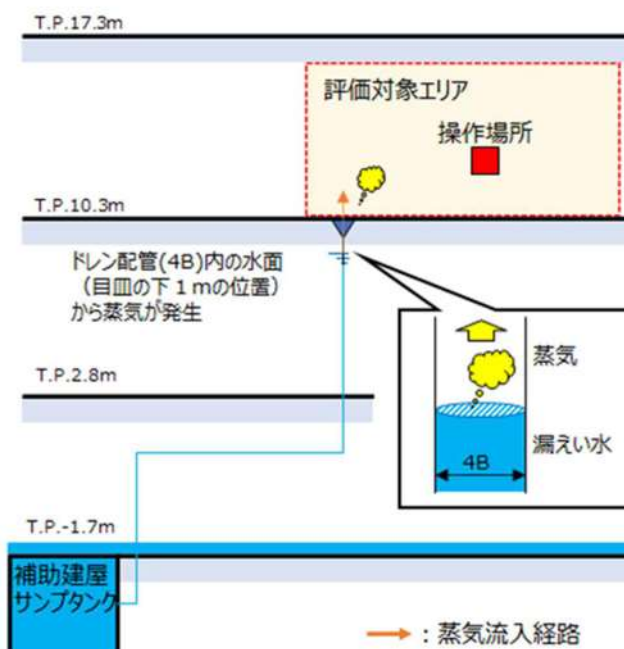


図 1 ドレン配管からの蒸気発生と流入（イメージ図）

(2) T.P.2.8m 通路

T.P.2.8m 通路では空気の流れがあると仮定し、別紙-1 図 6 に示す補助建屋内通路に広がった高温 (100℃一定) の滞留水から対流物質伝達によって蒸気が発生すると仮定する。さらに、T.P.2.8m に存在する余熱除去系の弁からの蒸気の漏えいを考慮する。

本評価では、T.P.2.8m に存在する蒸気のうち、機器搬入ハッチ隙間 (0.03m<sup>2</sup>、図 2) に安全率 10 を乗した値 (0.3m<sup>2</sup>) と溢水面積 (約 794m<sup>2</sup>) の面積比分の蒸気がツインパワー弁操作場所に流入すると仮定する。

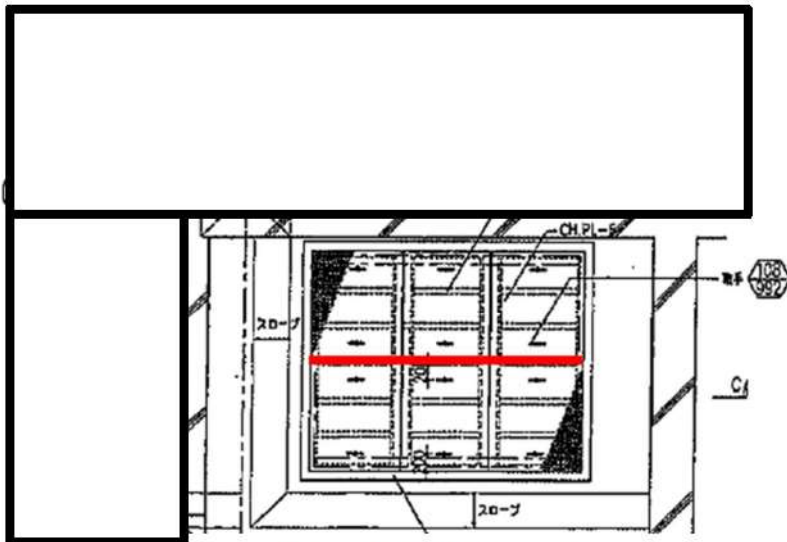


図 2 機器搬入ハッチ

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 2. 蒸気発生量の評価について

ドレン配管およびT.P. 2.8m通路から発生する蒸気は、それぞれ以下に示すとおり、静止気体中の場合（物質拡散）の式と空気流れがある場合（対流物質伝達）の式を用いて求める。

### ■静止気体中の場合（物質拡散）

$$\dot{n}_w = M_w N_A = \frac{M_w P D_{AB}}{R_0 T L} \ln \left( \frac{1}{1 - P_{w0}/P} \right) \quad (5)$$

$\dot{n}_w$  : 蒸発速度 (kg/m<sup>2</sup>s)

$M_w$  : モル質量 (0.018 kg/mol)

$N_A$  : 濃度勾配 (mol/m<sup>2</sup>s)

$D_{AB}$  : 拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)

$$D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$$

$$D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s} \text{ (水の場合)、} \quad m = 1.75$$

$L$  : 水面から配管出口までの距離 (m) (約 1 m と設定)

$P$  : 大気圧 (101325 Pa)

$P_{w0}$  : 水蒸気分圧

$R_0$  : 状態定数 (8.314 J/mol · K)

$T$  : 温度 (373.15 K)

### ■空気流れがある場合（対流物質伝達）

物質伝達率  $h_m$  は以下の式より求まる。

$$Sh_L = \frac{h_m L}{D_{AB}} = 0.664 Re_G^{1/2} Sc^{1/3} \quad (1)$$

$$Re_G = \frac{u_G L}{\nu_G} \quad (2)$$

$$Sc = \frac{\nu_G}{D_{AB}} \quad (3)$$

$h_m$  : 物質伝達率 (m/s)

$L$  : 長さ (m)

$D_{AB}$  : 拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)

$$D_{AB} = D_0 \cdot (T/273.15)^m \cdot 101325/P$$

$$D_0 = 22.0 \text{ mm}^2/\text{s} \text{ (水の場合)、} \quad m = 1.75$$

$Sh$  : シャーウッド数

$Re$  : レイノルズ数

$Sc$  : シュミット数

$u_G$  : 空気流速 (m/s)

$\nu_g$  : 空気の動粘度 (約 23.5 mm<sup>2</sup>/s @100°C)

蒸発速度 $n_w$ は以下の式により求める。

$$n_w = \frac{j_w}{1-\omega_w} = \frac{h_m(\rho_w - \rho_w\infty)}{1-\omega_w} = \frac{h_m(P_w - P_w\infty)}{(R_0/M_w)T} \frac{1}{1-P_w/P} \quad (4)$$

$j_w$  : 質量拡散流束 (kg/m<sup>2</sup> s)  
 $\omega_w$  : 質量分率 (=  $\rho_i/\rho$ )  
 $\rho_w$  : 質量濃度 (kg/m<sup>3</sup>)  
 $P$  : 大気圧 (101325 Pa)  
 $P_w$  : 水蒸気分圧 (界面)  
 $R$  : 状態定数 (8.314 J/mol · K)  
 $M_w$  : モル質量 (0.018 kg/mol)  
 $T$  : 温度 (373.15 K)

※下付き文字「0」は界面、「∞」は界面から十分に離れた位置での値を示す。

以上より、算出した蒸発速度 $n_w$ と溢水面積または配管内面積から蒸発量を求める。

### 3. 評価結果

ツインパワー弁の操作は、ISLOCA 発生の 30 分後に開始し 60 分後には操作を終了することを考慮し、30 分間及び 60 分間における蒸気発生量を表 1 に示す。

ドレン配管内の漏えい水面から発生する蒸気量は、T.P. 2.8m 通路部から発生した蒸気が機器ハッチ隙間を介して流入する蒸気量と比べて僅かであり、ツインパワー弁操作場所の雰囲気温度に対して殆ど影響しない。

表 1 評価結果まとめ

時間	ドレン配管	下階層
30 分	約 1.2×10 <sup>-3</sup> kg	約 1.9 kg
60 分	約 2.4×10 <sup>-3</sup> kg	約 3.5 kg

#### ※ 参考文献

JSME テキストシリーズ 伝熱工学, 日本機械学会, 2006 年 12 月 1 日



## ISLOCA 時の放射線量評価

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の放射線量評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。

## 1. 対応操作の成立性

## (1) 評価条件

余熱除去系からの漏えいを停止するために、ツインパワー弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ツインパワー弁の閉操作を行う場所は、図 1 に示すとおり、原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部であり、当該区画には漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階に漏えいする可能性のある機器等が複数存在し、目皿の排水に期待しない場合、上下階区画に漏えい水が滞留することが想定される。また、漏えいした蒸気が操作場所へ流入する可能性がある。

そこで、漏えいした 1 次冷却材に起因する外部被ばく線量及び内部被ばく線量を評価し、作業の成立性を確認する。ただし、放射線量を保守的に評価するために、作業員は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装着しないことを想定する。

漏えい箇所の隔離は 1 時間以内に行うことから、評価としては、保守的に 1 時間漏えいが継続すると想定した。

なお、漏えいする系統に関しては、温度評価及び溢水評価と同様に A 系からの漏えいを想定して放射能濃度を求める。

## (2) 評価手法

ツインパワー弁操作場所（原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部）は、漏えいする可能性のある機器等はないが、上下階から蒸気が流入することを仮定し、その寄与を考慮する。一方、最下層区画（T.P. -1.7m）には漏えいする可能性のある機器等があり、滞留水が存在することが想定される。しかし、ツインパワー弁操作場所との間には T.P. 2.8m 及び T.P. 10.3m の合計 1.6m のコンクリートの床があるため、ガンマ線は十分減衰することから、区画に滞留する漏えい水の寄与は考慮せず、発生した蒸気が作業区画に流入する寄与のみ考慮する。

ツインパワー弁の閉操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定して評価する。被ばく経路のイメージは、図 2 に示すとおりであり、評価の詳細について

は添付－1に示す。なお、安全補機室空気浄化系は事故発生1時間後に起動することを想定しており、本評価では排気による減衰は考慮しない。

<経路①：下階区画（安全補機室内）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）>

ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室内である T.P. 2.8m の安全系ポンプバルブ室における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部へ移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。

また、評価上目皿の排水に期待しないため、弁操作区画下階に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。

評価に当たっては、当区画はツインパワー弁操作場所に対して斜め下区画に位置するが、壁及び天井が共に 0.6m であることから、コンクリートによる遮へい効果を 0.6m として実施する。

<経路②：下階区画（安全補機室外）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）>

ツインパワー弁操作場所への影響として、安全補機室外である T.P. 2.8m の通路部における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部へ移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。

評価に当たっては、区画間のコンクリート床（厚さ：0.6m）の遮へい効果を見込む。

<経路③：上階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与（外部被ばく）>

ツインパワー弁操作場所上階の充てんポンプバルブエリアは安全補機室外であるが、漏えいする機器が存在するため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間時点までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部へ移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。

また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することか

ら、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。なお、評価に当たっては、上階区画との間の天井コンクリート（充てんポンプバルブエリアに対してコンクリート厚さ：0.6 m）の遮へい効果を見込む。

<経路④：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質からの寄与（外部被ばく）>

ツインパワー弁操作場所への影響として、図 1 に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質からの外部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1 時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。

<経路⑤：最下層区画及び上下階区画から流入する蒸気中の放射性物質を吸入した場合の寄与（内部被ばく）>

ツインパワー弁操作場所への影響として、図 1 に示す最下層区画及び上下階から流入した放射性物質の拡散区画範囲の蒸気に含まれる放射性物質を吸入すると仮定した内部被ばくを評価する。蒸気内の放射性物質は、1 時間時点までの当該区画に流入した蒸気（放射性物質）が、保守的にツインパワー弁操作場所の隣接区画の被ばく評価区画（体積）に均一の濃度で分布しているものとする。

### （3）評価結果

ツインパワー弁操作場所における事故発生から 1 時間後の線量率を表 1 に示す。

ツインパワー弁操作場所での線量率は約 29.2mSv/h であるが、ツインパワー弁の閉操作は、余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベをツインパワー弁への空気供給配管に接続することで、ツインパワー弁の操作箱の操作スイッチにより遠隔操作が可能となり、容易に操作できる。この操作に要する時間は余裕を含め 15 分であるため、運転員の受ける線量は約 7.3mSv となる。

したがって、ツインパワー弁の閉操作は十分可能である。なお、被ばく評価は放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）無しの条件で実施したが、ISLOCA 等の内部被ばくのおそれがある場合には、放射線防護具（全面マスク又は電動ファン付きマスク）を装備する運用としている。

表1 泊3号炉 ツインパワー弁操作場所での線量率計算結果

項目	線量率 (mSv/h) <sup>※2</sup>
経路① (下階区画：安全補機室内 (外部被ばく))	約 11.1
経路② (下階区画：安全補機室外 (外部被ばく))	約 4.6
経路③ (上階区画 (外部被ばく))	約 2.4
経路④ (流入蒸気 (外部被ばく))	約 0.3
経路⑤ (流入蒸気 (内部被ばく)) <sup>※1</sup>	約 10.7
合計 <sup>※3</sup>	約 29.2

※1：内部被ばくにおける放射線防護具 (全面マスク又は電動ファン付きマスク) による放射性物質の除去は考慮していない

※2：表における「合計」以外の数値は、小数点第2位を四捨五入した値

※3：「合計」の数値は、小数点第2位を切り上げた値

## 2. 機器の機能維持

### (1) 評価対象

ISLOCAの緩和操作に必要な機器として、以下の機器を評価対象としている。

- ・余熱除去ポンプモータ
- ・余熱除去ポンプ流量計
- ・高圧注入ポンプモータ
- ・高圧注入ポンプ流量計

なお、ISLOCA時において、充てんポンプ室及び充てんポンプ流量計の存在する区画に漏えいする機器及び滞留水は存在しない。また、漏えいした蒸気による当該区画の充てんポンプ及び充てんポンプ流量計の耐放射線性は問題にならない。

### (2) 評価手法

ISLOCA時線量評価においては、漏えい機器等から漏えいした1次冷却材から気相に出た希ガス及びよう素及び区画内の滞留水に含まれる腐食生成物及び核分裂生成物を線源として考慮し、これらが区画体積を保存する球の中に一様に存在するとし、その球の中心の線量率を計算する。

評価期間としては、事故収束後十分長い期間として、30日間とする。

### (3) 評価結果

計算の結果、各機器のある区画内の線量率は表2のとおりとなった。

表2 各機器のある区画内の線量率

T. P. (m)	区画	評価対象機器	線量率 [mSv/h]		
			1時間後	1日後	7日後
-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00
	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00
2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01
		高圧注入ポンプ流量計			

表2より、余熱除去ポンプモータ及び高圧注入ポンプモータの被ばく線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。

余熱除去ポンプモータ：

$$(188 \times 24) + (24.8 \times 24 \times 6) + (6.34 \times 24 \times 23) = 1.16E+04 \text{ mSv} = 11.6 \text{ Sv}$$

高圧注入ポンプモータ：

$$(179 \times 24) + (23.6 \times 24 \times 6) + (6.09 \times 24 \times 23) = 1.11E+04 \text{ mSv} = 11.1 \text{ Sv}$$

ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gy、高圧注入ポンプモータの30日間の吸収線量は約12 Gyであり、一般的なポンプモータの制限値である2 MGyよりも小さい。

また、表2より、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の線量として1時間後の線量率が事故後0～1日、1日後の線量率が事故後1～7日、7日後の線量率が事故後7～30日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。

$$(327 \times 24) + (42.9 \times 24 \times 6) + (12.9 \times 24 \times 23) = 2.11E+04 \text{ mSv} = 21.1 \text{ Sv}$$

ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の30日間の吸収線量は約22 Gyであり、一般的な伝送器の制限値である100 Gyよりも小さい。



(T. P. 10.3m 中間床)



(T. P. 10.3m)

 : 滞留水

 : 安全補機室区画

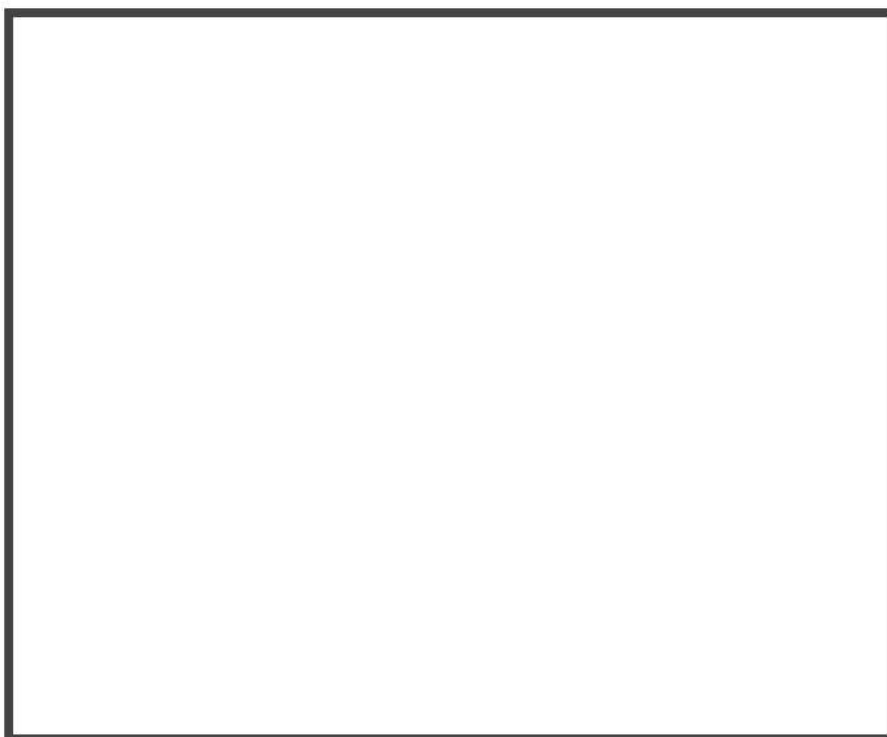
※ツインパワー弁操作場所では最下層及び上下階からの蒸気流入を考慮

図 1 ( 1 / 2 ) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所 ( 泊 3 号炉 )

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(T. P. 2. 8m)



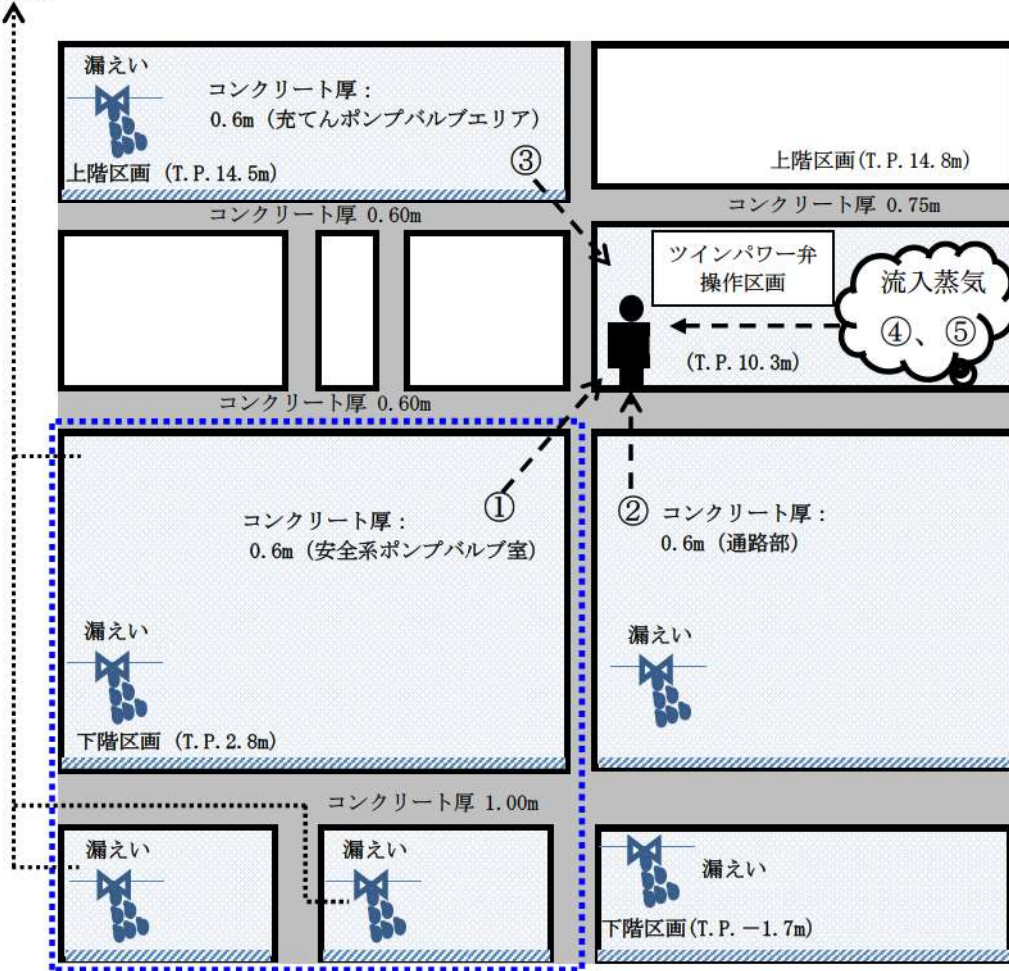
(T. P. - 1. 7m)  : 滞留水

 : 安全補機室区画

図 1 ( 2 / 2 ) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所 ( 泊 3 号炉 )

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

安全補機室空気浄化系  
による排気<sup>\*1</sup>



原子炉補助建屋

\*1 本評価では考慮しない

   : 安全補機室区画

図2 ツインパワー弁操作場所（泊3号炉） 断面イメージ図  
（①、②、③、④及び⑤は被ばく経路を示す）



## 線量評価の詳細

## 1. 気相部又は液相部の放射性物質濃度の評価

## (1) 評価条件

1次冷却材から漏えいする放射能濃度算出条件及び漏えい後の評価条件について添付表1に示す。放出過程は添付図1に示すとおりである。

各核種の1次冷却材中平衡濃度を添付表2～添付表4に示す。

添付表1 評価条件

評価条件	評価使用値	備考
炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%
運転時間	最高 40,000 時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定
燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付-2に示すとおり
炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ
安全補機室区画への漏えい量積算値	約 97m <sup>3</sup> *1	ツインパワー弁の閉止時間として1時間時点を想定
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9,100m <sup>3</sup>	設計値
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス : 100% よう素 : 10% 粒子状物質 : 0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付-3に示すとおり)
安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず

\*1 積算漏えい量を水の密度1g/ccとして算出

(2) 濃度評価

上記評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での濃度評価を行った。

・安全補機室区画内

(下階区画 安全系ポンプバルブ室)

$$C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ (a \cdot e^{-\Lambda t} \cdot \frac{V_1}{V_2}) + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$$

$C(t)$  : 区画内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$Q_{RCS}$  : 各核種の1次冷却材中放射能量 (Bq)

$E$  : 炉心内蓄積量 (Bq)

$G$  : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (-)  
希ガス : 0.01  
よう素 : 0.005

$f$  : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %)

$V_{RCS}$  : 1次冷却材保有水量 (m<sup>3</sup>)

$V_1$  : 各区画体積 (m<sup>3</sup>)

$V_2$  : 安全補機室区画全体積 (m<sup>3</sup>)

$d(t)$  : 各区画内滞留水量 (m<sup>3</sup>) (ある場合)

$L_{total}$  : 作業終了までの総漏えい量 (m<sup>3</sup>)

$a$  : 気相への移行割合 (-)  
希ガス : 1.0  
よう素 : 0.1  
粒子状物質 : 0.0

$\lambda_1$  : 核種ごとの崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)

$\lambda_2$  : 排気による除去定数 (s<sup>-1</sup>) (=排気風量(m<sup>3</sup>/s)/安全補機室区画体積(m<sup>3</sup>))

$\Lambda$  :  $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$

$t$  : 事象開始からの時刻 (s)

・安全補機室区画外

(下階区画 通路部、上階区画 充てんポンプバルブ室)

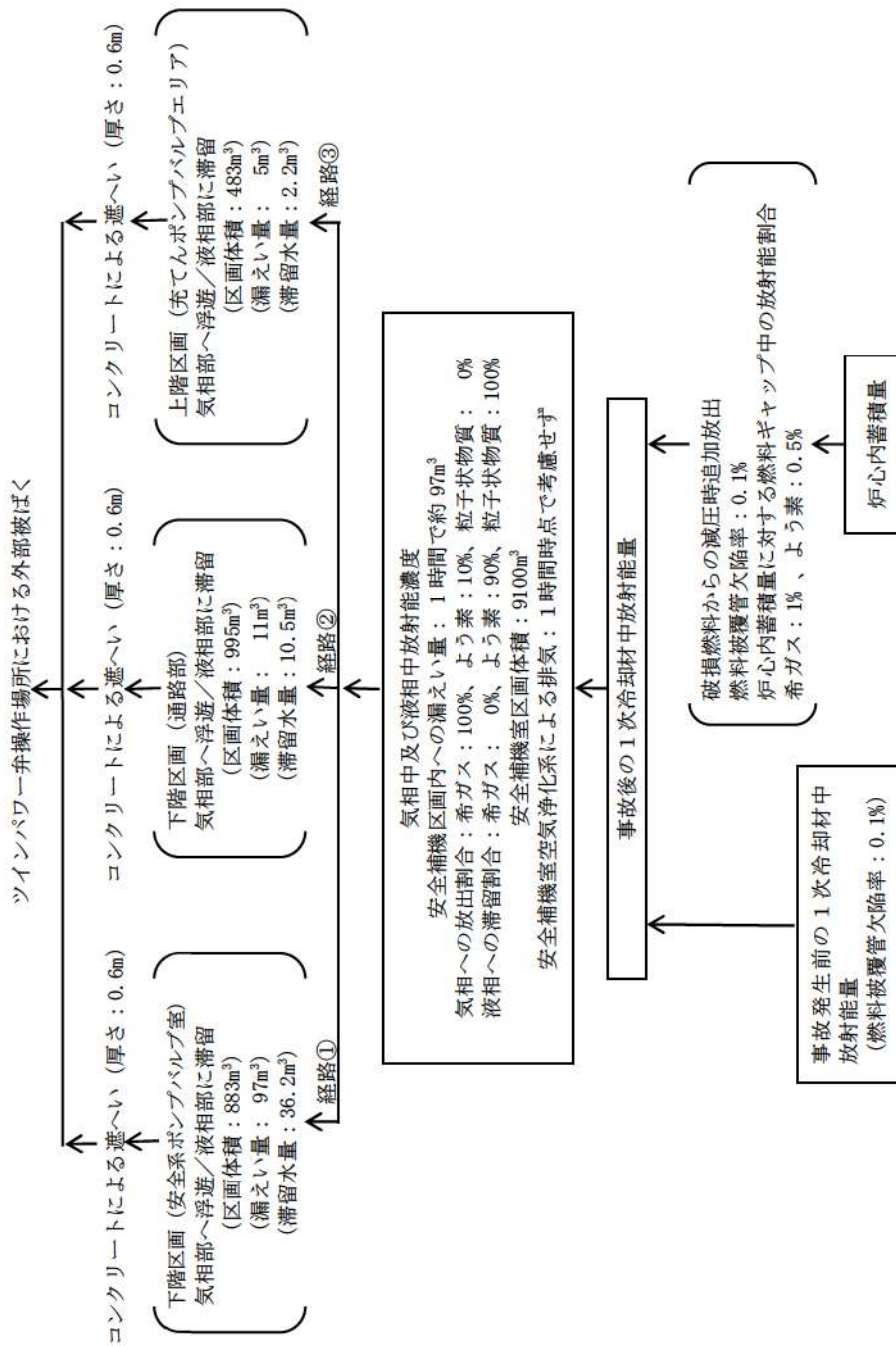
$$C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ \frac{q(t)}{L_{total}} \cdot a \cdot e^{-\lambda_1 t} + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$$

- $C(t)$  : 区画内の放射能濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
 $Q_{RCS}$  : 各核種の 1 次冷却材中放射能量 (Bq)  
 $E$  : 炉内蓄積量 (Bq)  
 $G$  : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (－)  
     希ガス : 0.01  
     よう素 : 0.005  
 $f$  : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %)
- $V_1$  : 各区画体積 (m<sup>3</sup>)  
 $a$  : 気相への移行割合 (－)  
     希ガス : 1.0  
     よう素 : 0.1  
     粒子状物質 : 0.0
- $q(t)$  : 各区画への漏えい水量 (m<sup>3</sup>)  
 $\lambda_1$  : 核種ごとの崩壊定数 (s<sup>-1</sup>)  
 $t$  : 事象開始からの時刻 (s)

(3) 濃度評価結果

(2)の濃度計算式により算出した濃度は、下表のとおりである。

	放射能濃度 (Bq/m <sup>3</sup> ) (0.5MeV 換算) (立入時間 : 事象発生 1 時間後)
	泊 3 号炉
下階区画	通路部 : 2.6 × 10 <sup>10</sup> 安全系ポンプバルブ室 : 6.5 × 10 <sup>10</sup>
上階区画	充てんポンプバルブエリア : 1.7 × 10 <sup>10</sup>



添付図 1 1次冷却材中の放射能の放出過程 (泊3号炉)

添付表 2 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I-131	2.84	8.06 d	0.381	$4.57 \times 10^3$	$8.92 \times 10^{11}$	$2.46 \times 10^{18}$	$1.23 \times 10^{13}$
I-132	4.21	2.28 h	2.253	$2.39 \times 10^3$	$4.67 \times 10^{11}$	$3.64 \times 10^{18}$	$1.82 \times 10^{13}$
I-133	6.77	20.8 h	0.608	$8.89 \times 10^3$	$1.73 \times 10^{12}$	$5.86 \times 10^{18}$	$2.93 \times 10^{13}$
I-134	7.61	52.6 min	2.75	$1.81 \times 10^3$	$3.53 \times 10^{11}$	$6.58 \times 10^{18}$	$3.29 \times 10^{13}$
I-135	6.41	6.61 h	1.645	$5.80 \times 10^3$	$1.13 \times 10^{12}$	$5.55 \times 10^{18}$	$2.77 \times 10^{13}$
合計	—	—	—	$2.35 \times 10^4$	$4.57 \times 10^{12}$	$2.41 \times 10^{19}$	$1.20 \times 10^{14}$

添付表 3 1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	γ線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中 蓄積量 γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	炉心内 蓄積量 (Bq)	追加放出 寄与分 γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)
				冷却材中 濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)			
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	$1.45 \times 10^3$	$7.25 \times 10^0$	$1.41 \times 10^9$	$4.59 \times 10^{17}$	$2.29 \times 10^{10}$
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	$7.07 \times 10^3$	$2.25 \times 10^3$	$4.38 \times 10^{11}$	$1.13 \times 10^{18}$	$3.61 \times 10^{12}$
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	$7.10 \times 10^4$	$3.12 \times 10^2$	$6.09 \times 10^{10}$	$4.15 \times 10^{16}$	$1.83 \times 10^9$
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	$4.20 \times 10^3$	$6.66 \times 10^3$	$1.30 \times 10^{12}$	$2.20 \times 10^{18}$	$3.49 \times 10^{13}$
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	$1.21 \times 10^4$	$4.72 \times 10^4$	$9.19 \times 10^{12}$	$3.10 \times 10^{18}$	$1.21 \times 10^{14}$
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	$1.08 \times 10^4$	$4.33 \times 10^2$	$8.45 \times 10^{10}$	$3.44 \times 10^{16}$	$1.38 \times 10^{10}$
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	$1.15 \times 10^4$	$9.69 \times 10^2$	$1.89 \times 10^{11}$	$1.66 \times 10^{17}$	$1.39 \times 10^{11}$
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	$8.95 \times 10^5$	$8.05 \times 10^4$	$1.57 \times 10^{13}$	$5.86 \times 10^{18}$	$5.27 \times 10^{12}$
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	$2.18 \times 10^3$	$1.89 \times 10^3$	$3.68 \times 10^{11}$	$9.15 \times 10^{17}$	$7.91 \times 10^{12}$
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	$2.43 \times 10^4$	$1.21 \times 10^4$	$2.36 \times 10^{12}$	$5.75 \times 10^{18}$	$2.87 \times 10^{13}$
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	$2.12 \times 10^3$	$5.02 \times 10^3$	$9.79 \times 10^{11}$	$5.44 \times 10^{18}$	$1.29 \times 10^{14}$
合計	—	—	—	$1.04 \times 10^6$	$1.57 \times 10^5$	$3.07 \times 10^{13}$	$2.51 \times 10^{19}$	$3.30 \times 10^{14}$

添付表 4 1 次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (1 / 2)

核 種	半減期	γ 線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷 却 材 中 濃 度		冷却材中蓄積量
			冷却材中 濃 度 (Bq/g)	γ 線エネルギー 0.5MeV 換算 (Bq/g)	
Br-83	2.39 h	0.0075	$2.65 \times 10^2$	$3.98 \times 10^0$	$7.76 \times 10^8$
Br-84	31.8 min	1.742	$1.41 \times 10^2$	$4.90 \times 10^2$	$9.56 \times 10^{10}$
Rb-88	17.8 min	0.57	$1.45 \times 10^4$	$1.66 \times 10^4$	$3.23 \times 10^{12}$
Rb-89	15.4 min	2.2	$3.57 \times 10^2$	$1.57 \times 10^3$	$3.06 \times 10^{11}$
Sr-89	52.7 d	$8 \times 10^{-5}$	$7.72 \times 10^0$	$1.24 \times 10^{-3}$	$2.41 \times 10^5$
Sr-90	27.7 y	—	$4.89 \times 10^{-1}$	—	—
Sr-91	9.67 h	0.71	$4.82 \times 10^0$	$6.84 \times 10^0$	$1.33 \times 10^9$
Sr-92	2.71 h	1.3	$2.50 \times 10^0$	$6.50 \times 10^0$	$1.27 \times 10^9$
Y-90	64.0 h	—	$6.21 \times 10^{-1}$	—	—
Y-91	58.9 d	0.0027	$1.16 \times 10^1$	$6.28 \times 10^{-2}$	$1.23 \times 10^7$
Y-92	3.53 h	0.23	$3.08 \times 10^0$	$1.42 \times 10^0$	$2.76 \times 10^8$
Zr-95	65.5 d	0.73	$1.31 \times 10^0$	$1.91 \times 10^0$	$3.73 \times 10^8$
Nb-95	35 d	0.77	$1.31 \times 10^0$	$2.02 \times 10^0$	$3.93 \times 10^8$
Mo-99	66.7 h	0.16	$8.53 \times 10^3$	$2.73 \times 10^3$	$5.32 \times 10^{11}$
Te-132	77.7 h	0.22	$5.01 \times 10^2$	$2.20 \times 10^2$	$4.30 \times 10^{10}$

添付表 4 1 次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (2/2)

核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量 γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	
Te-134	42.0 min	0.1302	$9.69 \times 10^1$	$2.52 \times 10^1$	$4.92 \times 10^9$
Cs-134	2.05 y	1.6	$1.95 \times 10^3$	$6.24 \times 10^3$	$1.22 \times 10^{12}$
Cs-136	13.7 d	2.2	$1.39 \times 10^2$	$6.13 \times 10^2$	$1.20 \times 10^{11}$
Cs-137	30.0 y	0.56	$4.48 \times 10^3$	$5.02 \times 10^3$	$9.79 \times 10^{11}$
Cs-138	32.2 min	2.1	$3.27 \times 10^3$	$1.37 \times 10^4$	$2.68 \times 10^{12}$
Ba-140	12.8 d	0.18	$7.95 \times 10^0$	$2.86 \times 10^0$	$5.58 \times 10^8$
La-140	40.27 h	2.3	$2.10 \times 10^0$	$9.68 \times 10^0$	$1.89 \times 10^9$
Ce-144	284 d	0.016	$9.43 \times 10^{-1}$	$3.02 \times 10^{-2}$	$5.58 \times 10^6$
Pr-144	17.27 min	0.030	$9.43 \times 10^{-1}$	$5.66 \times 10^{-2}$	$1.10 \times 10^7$
Cr-51	27.8 d	0.032	$3.5 \times 10^1$	$2.24 \times 10^0$	$4.37 \times 10^8$
Mn-54	312 d	0.84	$2.9 \times 10^1$	$4.87 \times 10^1$	$9.50 \times 10^9$
Mn-56	2.576 h	1.8	$1.1 \times 10^3$	$3.96 \times 10^3$	$7.72 \times 10^{11}$
Fe-59	45.6 d	1.2	$4.1 \times 10^1$	$9.84 \times 10^1$	$1.92 \times 10^{10}$
Co-58	71.3 d	0.97	$9.6 \times 10^2$	$1.86 \times 10^3$	$3.63 \times 10^{11}$
Co-60	5.26 y	2.5	$2.8 \times 10^1$	$1.40 \times 10^2$	$2.73 \times 10^{10}$

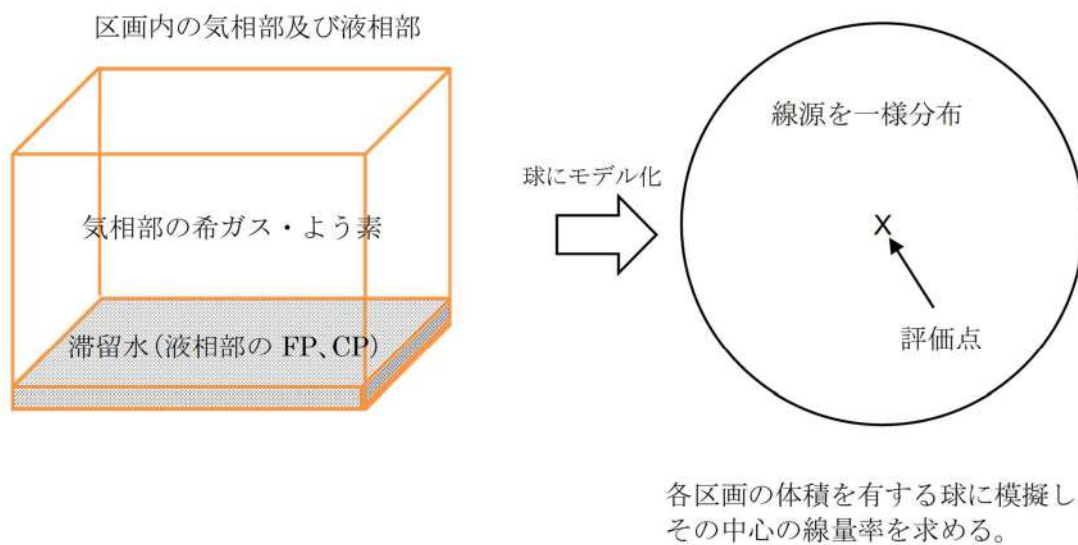


## 2. 各被ばく経路での線量評価

### 2. 1 滞留水からの寄与

#### (1) 評価モデル

気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。評価モデルのイメージを添付図2に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4に示すとおりである。



添付図2 評価モデルのイメージ図

球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。

$$D_{\gamma} = \frac{K}{\mu} \left[ \frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E_{\gamma} \cdot A_{CT}}{0.5}$$

ここで、

$D_{\gamma}$  : ガンマ線による線量率 (mSv/h)

$K$  : 線量率換算係数  $0.5\text{MeV}:8.92 \times 10^{-6}$  ((mSv/h)/(g/cm<sup>2</sup>/s))

$A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV ガンマ線)

$$A = 24.0, \alpha_1 = -0.138, \alpha_2 = 0.0$$

$\mu$  : 線減衰係数  $1.0 \times 10^{-4}$  (cm<sup>-1</sup>) (空气中 0.5MeV ガンマ線)

$R_0$  : 球の半径 ( $R_0 = (3V/4\pi)^{1/3}$ ) (cm)

$V$  : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm<sup>3</sup>)

$E_{\gamma}$  : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

$A_{CT}$  : 区画内放射能濃度 (ガンマ線 0.5MeV 等価換算値\*) (Bq/cm<sup>3</sup>)

\*Gross 値 (Bq/cm<sup>3</sup>) × ガンマ線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)

## (2) 遮へいによる減衰率

ツインパワー弁操作場所での線量評価に当たっては、各区画間の遮へいを考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、添付表5に示す遮へいによる減衰率を乗じることで算出する。

添付表5 遮へい厚さ及び減衰率

遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)**
	泊3号炉
0.6	$3.02 \times 10^{-2}$

※ コンクリート減衰率の算出に当たっては、保守的にガンマ線エネルギー 2.5MeV での数値とする。以下に算出式を示す。

$$R = A \cdot \exp\{-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1 - A) \cdot \exp\{-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$$

$R$  : コンクリートの減衰率

$A, \alpha_1, \alpha_2$  : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線)

$$A = 24.0, \alpha_1 = -0.138, \alpha_2 = 0.0$$

$\mu$  : 線減衰係数 0.08536 ( $\text{cm}^{-1}$ ) (2.5MeV ガンマ線) (泊3号炉)

$t$  : 遮蔽厚さ (cm)

(3) 各経路からの線量評価

(1)及び(2)により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。

添付表6 線量率結果 (泊3号炉)

区画	体積 ( $\text{m}^3$ )	遮へい厚さ (m)	線量率 (mSv/h) (事象発生後1時間)
下階区画 (通路部) 安全補機室外	995	0.6	$4.60 \times 10^0$
下階区画 (安全系ポンプバルブ室) 安全補機室内	883	0.6	$1.11 \times 10^1$
上階区画 (充てんポンプバルブエリア) 安全補機室外	483	0.6	$2.38 \times 10^0$

## 2. 2 流入蒸気の寄与

### (1) 評価モデル

操作区画に流入し、気相中に浮遊している放射能からの外部被ばくは、2. 1 同様の各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。ただし、遮蔽による減衰率を考慮しない。内部被ばくについては、以下の式にて線量率を算出する。

$$D_I = K_I \cdot M \cdot A_{CT}$$

- $D_I$  : 吸入による線量率 (mSv/h)  
 $K_I$  : 線量率換算係数 (mSv/Bq)  
 $M$  : 呼吸率 (cm<sup>3</sup>/h)  
 $A_{CT}$  : 区画内放射能濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

評価モデルのイメージを添付図 2 に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4 に示すとおりである。

### (2) 線量評価

(1)により評価した、ツインパワー弁操作場所での線量評価は以下のとおりである。

添付表 7 線量率結果 (泊 3 号炉)

項目	線量率 (mSv/h) <sup>※ 2</sup>
外部被ばく	約 0.3
内部被ばく <sup>※ 1</sup>	約 10.7

※ 1 : 内部被ばくにおける放射線防護具 (全面マスク又は電動ファン付きマスク) による放射性物質の除去は考慮していない

※ 2 : 表における数値は、小数点第 2 位を四捨五入した値

## 燃料被覆管欠陥率について

泊3号炉においては、国内PWRプラントでの過去の運転実績を勘案し、建設当初から建屋の遮へい設計や平常時被ばく評価における燃料被覆管欠陥率を0.1%として設定している。ISLOCA時ツインパワー弁の閉操作に係る被ばく評価においても同様に燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材中放射能濃度を設定している。

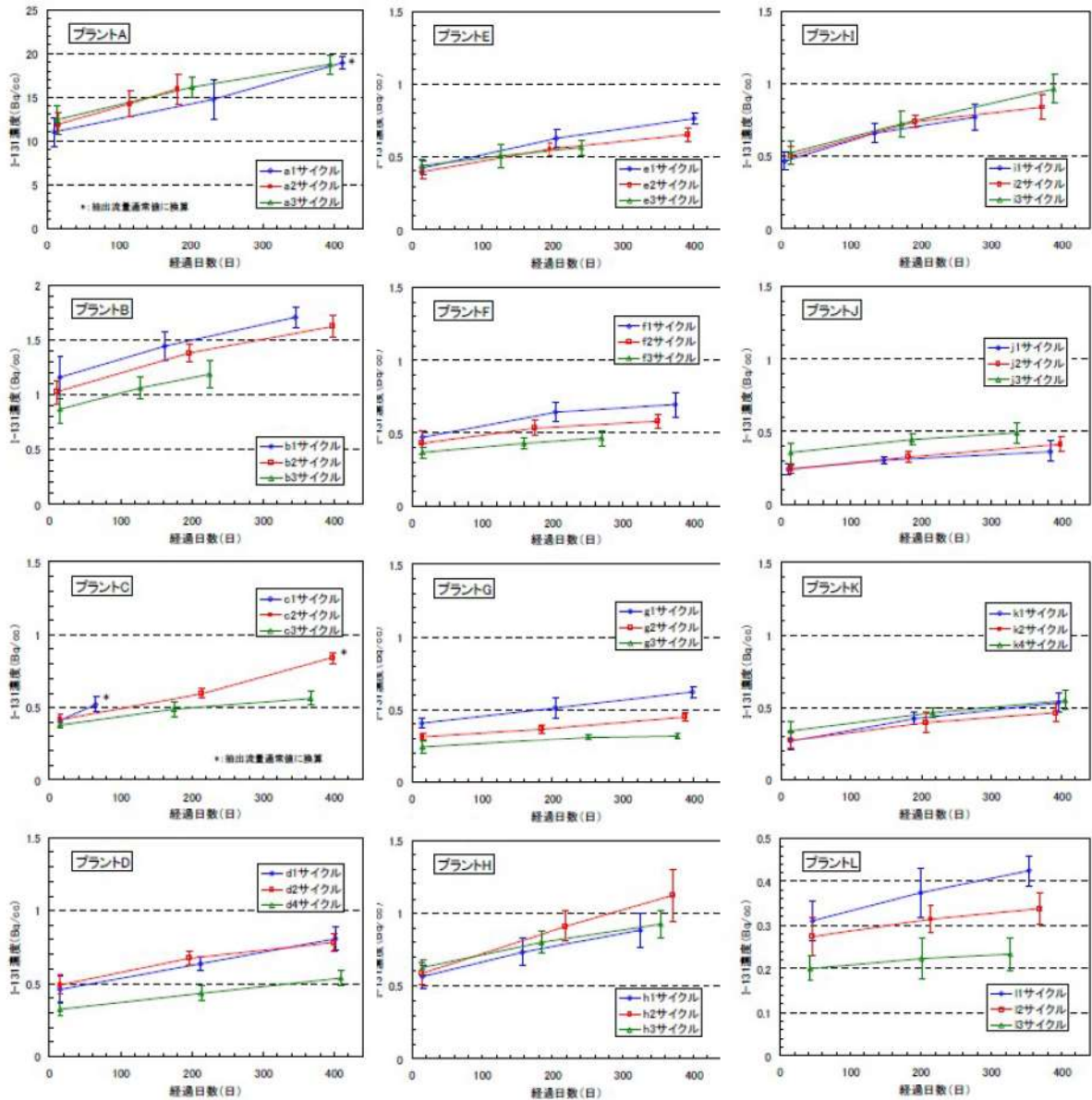
なお、本設定は、国内PWRプラントでの至近の運転実績<sup>※1</sup>および泊3号炉の運転実績<sup>※2</sup>を考慮しても、十分保守的な想定である。

※1：国内PWRプラントでの至近の運転実績において、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/cc（添付図3）

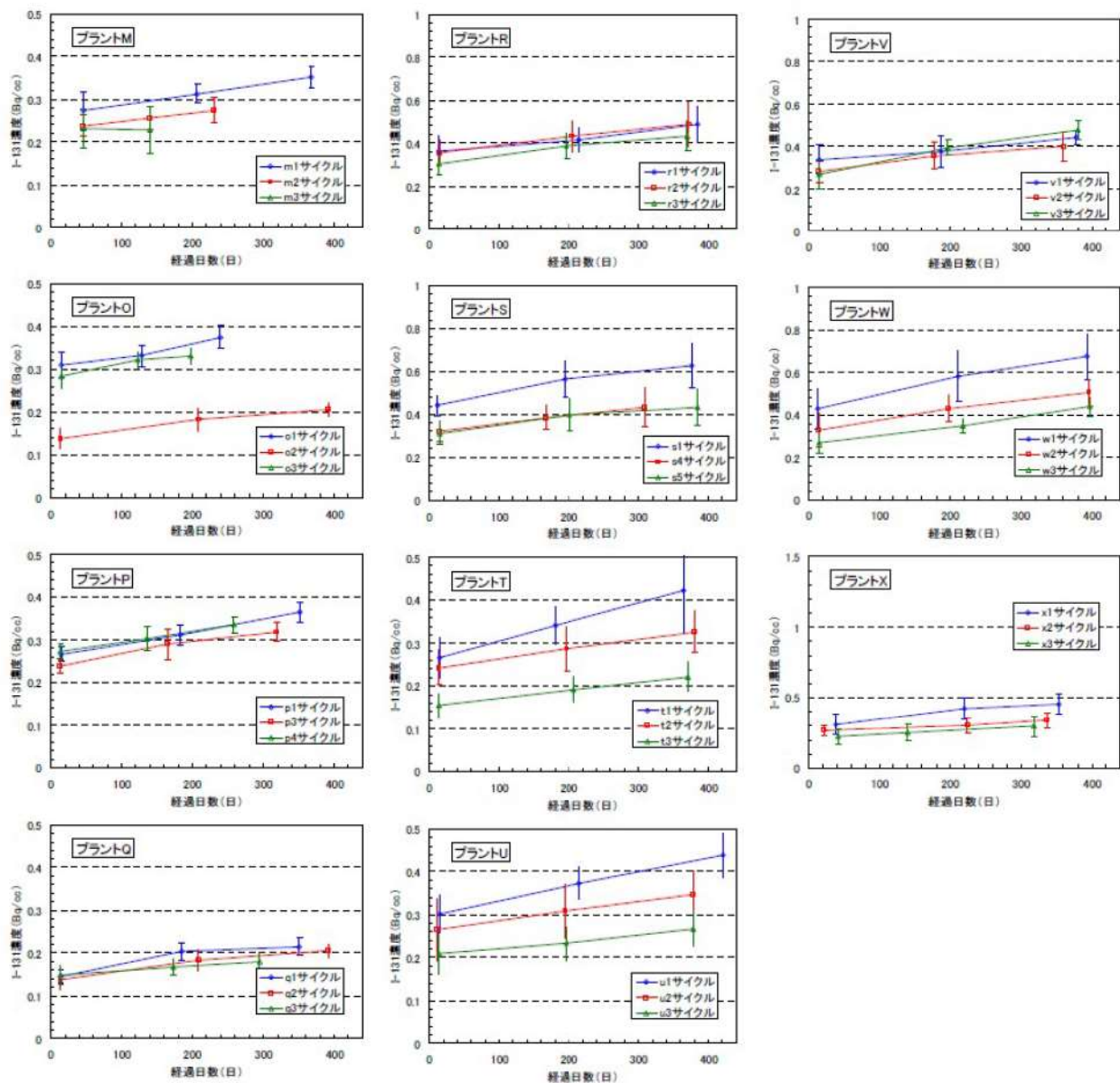
※2：泊3号炉の1次冷却材中のI-131濃度は、 $10^{-1}$  Bq/ccのオーダーと十分低い（添付表6）

添付表8 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績  
（サイクル毎最大値）

運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)
第1サイクル	1.2E-1
第2サイクル	1.3E-1



添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(1/2)



添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(2/2)

出典)「PWRプラントにおける燃料リーク運転時のFP及び燃料挙動と監視方法について」(MNF-1006)、(三菱原子燃料株式会社、平成22年9月)

## 気相中に放出される放射性物質の割合設定

## 1. よう素の気相中への放出割合

本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。

## (1) 線量目標値評価指針の考え方

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。

- ・ ISLOCA の評価では、通常運転中において余熱除去系の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態（100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい）と同じである。
- ・ 漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の原子炉格納容器内の温度及び圧力と同程度である。

## (2) Regulatory Guide 1.183 の考え方

米国では、Regulatory Guide 1.183において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。

$$FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$$

ここで、

$FF$  : フラッシング割合

$h_{f1}$  : 系から漏えいする液体のエンタルピー

$h_{f2}$  : 飽和状態（1気圧、100℃）での液体のエンタルピー：約 419kJ/kg

$h_{fg}$  : 100℃での気化熱：約 2257kJ/kg



$hf_1$ は、系から漏えいする水のエンタルピーであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間変化するため、それに応じたエンタルピーを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。

有効性評価における ISLOCA 解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生1時間後までの積算量は約  $13\text{m}^3$  である。積算漏えい量  $97\text{m}^3$  に対する割合は約 13.7% である。しかし、気相中へ移行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。

上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されている線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないとする。

以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であるとする。

## 2. 粒子状物質の気相中への放出割合

ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持されるとし、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。

## 3. よう素の気相中への追加移行

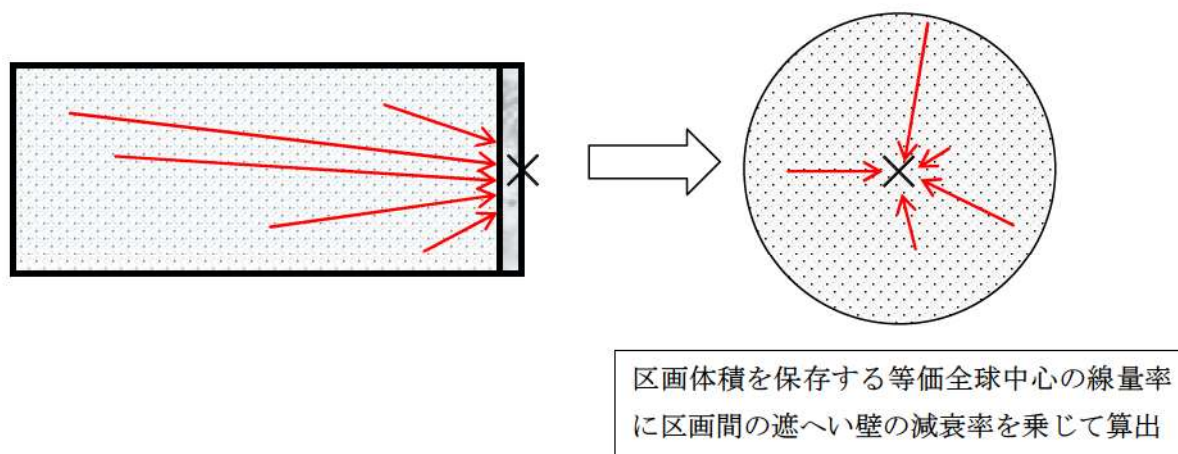
今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射エネルギー及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射エネルギーは、事象初期に全量が瞬時に漏えい水に移行するとしている。さらに漏えい水に含まれる全よう素放射エネルギーのうち10%が気相中へ移行するとして評価している。

また、仮に液相中のよう素が気相中に移行したとしても、線量評価は、液相部の放射エネルギーも含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射エネルギーは同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。

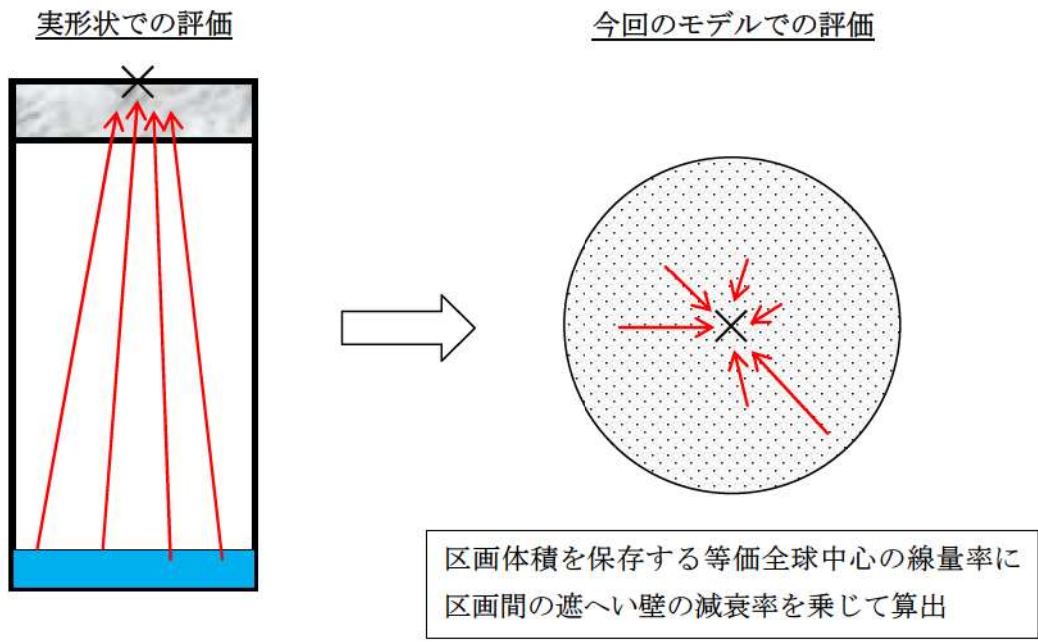
## 評価モデルの保守性

本評価において、気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能による操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。また、操作場所に流入する蒸気の線量率は、区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率を求めている。評価イメージは、添付図4から添付図6に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。

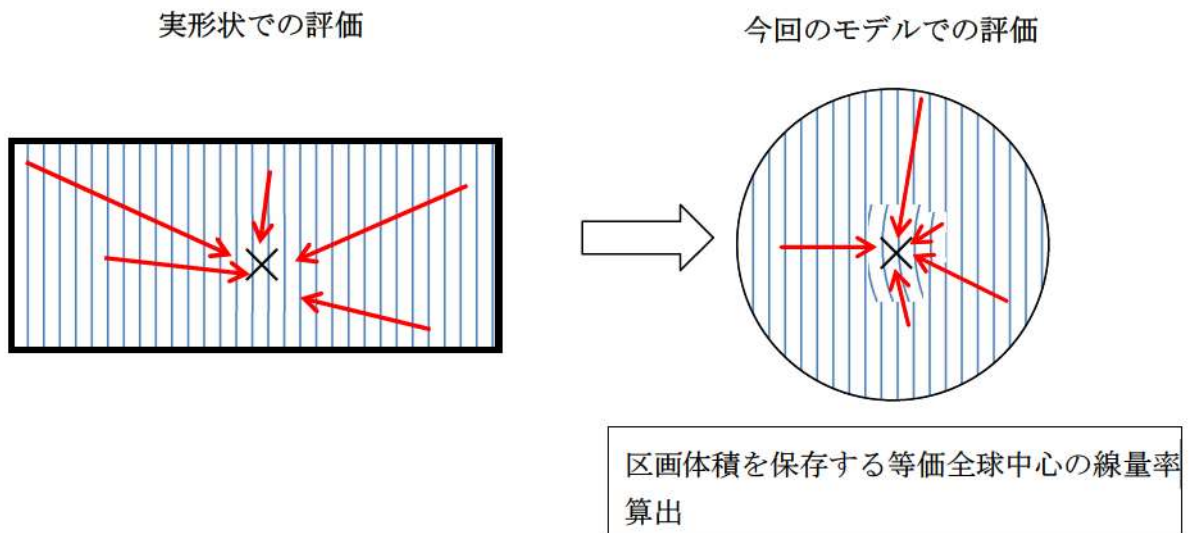
- ・ 区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。
- ・ 区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー2.5MeVに対する減衰率としており、線量率の遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。
- ・ 液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。

実形状での評価今回のモデルでの評価

添付図4 評価イメージ（滞留水の気相部）



添付図5 評価イメージ（滞留水の液相部）



添付図6 評価イメージ（操作場所に流入する蒸気）

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P r.14.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和5年12月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
  - 7.2 運転中の原子炉における重大事故
    - 7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

### 添付資料 目次

- 添付資料7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料7.2.1.1.4 MAAP での原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について
- 添付資料7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について

- 添付資料7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について
- 添付資料7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損))
- 添付資料7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について (格納容器過圧破損)

## 7.2 運転中の原子炉における重大事故

### 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

#### 7.2.1.1 格納容器過圧破損

##### 7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

###### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。

###### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器冷却，また，格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止す



る。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第

7.2.1.1.1図に，対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて，重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策要員，災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され，合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名，運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち，災害対策要員が9名，災害対策要員（支援）が2名，関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。

なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し，必要な要員数を確認した結果，21名で対処可能である。また，本評価事故シーケンスにおいては，全交流動力電源喪失を想定しており，その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

#### a. 事象の発生及び対応処置

LOCA，過渡事象，全交流動力電源喪失等が発生し，原子炉自動停止，非常用炉心冷却設備作動信号，格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば，原子炉トリップ，安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能，補助給水系の機能喪失等の

安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0 V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、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て代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇，格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

(添付資料7.1.2.2)

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば，補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は，補助給水流量等である。

f. 低圧注入系，高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において，非常用炉心冷却設備作動信号の発信，低圧注入流量，高圧注入流量等の指示により，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し，格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は，高圧注入流量等であり，格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が $350^\circ\text{C}$ 到達又は非常用炉心冷却設備作動

信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度 $350^{\circ}\text{C}$ 以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度 $350^{\circ}\text{C}$ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

(添付資料7.2.1.1.1)

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、

格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設) 補足説明資料52-7, 52-9)

#### k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

(添付資料7.2.1.1.2)

#### l. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力(広域)である。

#### m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリー

ト相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

（添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1）

#### n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作

動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ポンベ接続）を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。



このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち，評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

なお，本評価事故シーケンスにおいては，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

さらに，本評価事故シーケンスは，炉心溶融が早く，事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから，環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって，本評価事故シーケンスにおいて，Cs-137の放出量評価を実施し，環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて，格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱

- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・スプレイ冷却
- ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は，炉心損傷後の

プラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位，燃料最高温度，原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける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。

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

### a. 事故条件

#### (a) 起回事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(b) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m<sup>3</sup>/hの流量で注

水するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/hとする。

(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生後の24時間後に停止する。

(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生後の24時間後に開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高40,000時間とする。

(添付資料7.2.1.1.7)

b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大气への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

(添付資料7.2.1.1.8)

c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への

沈着効果及びスプレイ水による除去効果を考慮する。

(添付資料7.2.1.1.9, 7.2.1.1.10)

d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。また、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。

(添付資料7.2.1.1.11)

f. 原子炉格納容器からの漏えいは、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する。

g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

(添付資料7.2.1.1.12)

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニ

ユラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

#### (4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。

##### a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が減少し、事象発生の約19分後に炉心溶融に至る。

(添付資料7.2.1.1.5)

さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、約2.8時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

(添付資料7.2.1.1.13)



また、事象発生後の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生後の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生後の約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.14)

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.1.9図に示すとおり、事象発生後の約45時間後に最大値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.1.1.10図に示すとおり、事象発生後の約49時間後に最高値約137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損

傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する「審査ガイド」に示された100TBqを下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生30日後（約 $5.5 \times 10^{-1}$  TBq）及び100日後（約 $5.5 \times 10^{-1}$  TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。

（添付資料7.2.1.1.15）

1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200°Cを超えない。

（添付資料7.2.1.1.16）

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)，(2)，(3)，(4)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。

第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.1.17)

#### 7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析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。

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

容器過圧破損)」では，原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また，CSTF実験解析の結果から，自然循環及び強制対流での混合挙動は，ランプモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの，全般的に良好に模擬できており，温度低下挙動も，構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの，全体的に良く一致している。しかし，原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により，原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること，また，原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器

内FP挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、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

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが，原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また，CSTF実験解析の結果から，自然循環及び強制対流での混合挙動は，ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの，全般的に良好に模擬できており，温度低下挙動も，構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの，全体的に良く一致している。よって，不確かさを考慮すると，実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析

コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の



模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200°Cに対し

て十分な余裕があり，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.1.18)

Cs-137の放出量評価の観点では，原子炉格納容器からの漏えい率について，MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また，ソースタームについては，MAAPの評価結果ではなく，NUREG-1465に基づき設定しているため，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは，ABCOVE実験解析により，エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.2.1.1.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱，原子炉格納容器自由体積，ヒートシンク，1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価

の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメ

一々に与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量

の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.18図から第7.2.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料7.2.1.1.19）

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃，約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析の結果を第7.2.1.1.24図及び第7.2.1.1.25図に示す。その結果、事象発生約24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力

及び温度上昇が緩和され、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、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.26図及び第7.2.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.1.4.7, 7.2.1.1.20)

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「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、これらの要因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

操作条件の代替格納容器スプレイの開始操作は、解析上のスプレイ開始時間として炉心溶融開始の30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に

与える影響はない。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操作開始時間として事象発生後の24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定されており、格納容器内自然対流冷却の開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生後の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、全交流動力電源喪失の認知時間、Bーアニュラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うBーアニュラス空気浄化ファンの起動操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操

作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.1.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレイ操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生の約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する



場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ポンベ接続）が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、アニュラス負圧達成までの時間が短くなることから、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の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。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.1.21)

操作条件の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停

止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が $6,100\text{m}^3$ 以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が $6,100\text{m}^3$ に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生の24時間後から17時間以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.1.22)

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約 $5.1 \times 10^{-1}\text{TBq}$ であり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、 $100\text{TBq}$ に対して余裕を確保できるため、80分以上の時間余裕がある。

#### (4) まとめ

解析コード及び解析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、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環

ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により，原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し，原子炉格納容器雰囲気気の冷却及び除熱を行うことにより，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7.2.1.1.23)

#### 7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

##### a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ（140m<sup>3</sup>/h）については，燃料取替用水ピットを水源とし，水量1,700m<sup>3</sup>の使用が可能であることから，事象発生の約49分後

から約12.9時間後までのスプレイ継続が可能である。また、事象発生後の10.9時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

#### b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約138.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水及び燃料取替用水ピットへの海水補給については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへの海

水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。

#### c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料7.2.1.1.24）

#### 7.2.1.1.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する

事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱並びに原子炉格納容器圧力の上昇抑制が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

なお、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及びC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレッド信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレッドの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul>	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	蓄電池（非常用）*	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、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て代替非常用発電機、代替格納容器スプレッドポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンプの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> <li>・ 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯槽* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー	—

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬型設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<p>・加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p>	—	—	<p>加圧器水位* 1次冷却材圧力（広域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジ* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器再循環サンプル水位（広域）* 格納容器再循環サンプル水位（狭域）*</p>
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<p>・すべての補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p>	<p>【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*</p>	—	<p>【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*</p>
f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	<p>・1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p>	—	—	<p>【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）* 格納容器再循環サンプル水位（広域）* 格納容器再循環サンプル水位（狭域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用）* 格納容器内温度*</p>
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<p>・炉心出口温度指示が 350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</p>	<p>格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク（SA）</p>	<p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプルング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュウット 可搬型タンクローリー</p>	<p>1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）*</p>

\*：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

□：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10<sup>5</sup>mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域－高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域－低温側）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*</li> </ul>
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10<sup>5</sup>mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域－高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域－低温側）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*</li> </ul>
j. 格納容器水素イグナイト及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイト及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイト温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイト</li> <li>格納容器水素イグナイト温度監視装置</li> <li>原子炉格納容器内水素処理装置</li> <li>原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置</li> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> <li>燃料タンク (SA)</li> </ul>	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</li> <li>燃料タンク (SA)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット</li> <li>可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ</li> <li>可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置</li> <li>可搬型大型送水ポンプ車</li> <li>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット</li> <li>可搬型タンクローリー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内水素濃度</li> <li>アニュラス水素濃度（可搬型）</li> </ul>

\*：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
1.1 次冷却系強制減圧	<p>・炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作可能搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。</p> <p>・なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p>	加圧器逃がし弁*	加圧器逃がし弁操作可能搬型窒素ガスポンベ	1次冷却材圧力（広域）*
m. 代替格納容器スプレイ	<p>・格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンベ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンベによる代替格納容器スプレイを開始する。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンベの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>・格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプ</p> <p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>燃料タンク（SA）</p>	<p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車</p>	<p>燃料取替用水ピット水位*</p> <p>原子炉格納容器圧力*</p> <p>格納容器圧力（AM用）</p> <p>格納容器内温度*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）*</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p>
	<p>・なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	<p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>B-充てんポンプ*</p> <p>燃料タンク（SA）</p>	<p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車</p>	燃料取替用水ピット水位*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
n. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ポンベ接続）を行い、アニユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系タンバの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	B-アニユラス空気浄化ファン* B-アニユラス空気浄化ファンユニット* 中央制御室給気ファン* 中央制御室非常用循環ファン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室非常用循環ファンユニット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニユラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ 可搬型タンクローリー	—
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	C, D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件  
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	$306.6 + 2.2^{\circ}\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

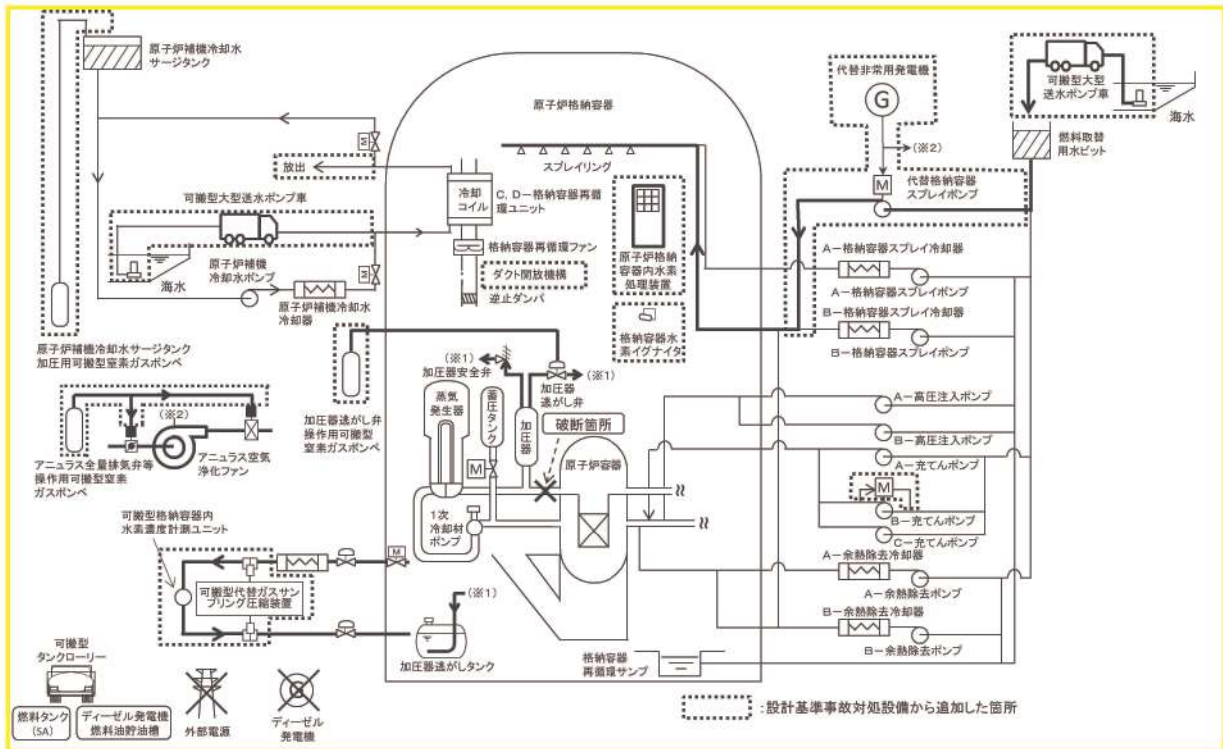
初期条件

第7.2.1.1.2表 「零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件  
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 3）

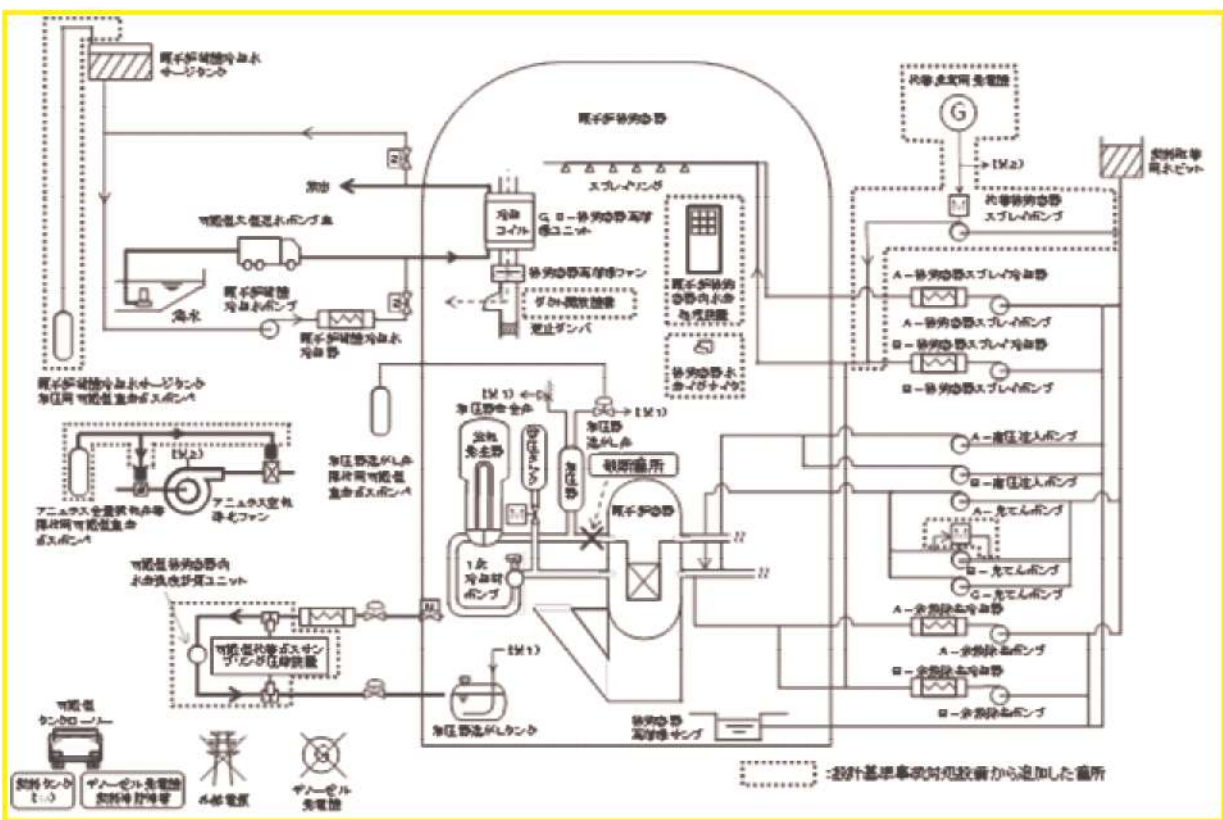
項目		条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。
	外部電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第7.2.1.1.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件  
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（3 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却ポンプ電源電圧低下 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始  80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ走達達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100°C～約 155°C, 約 3.6MW～約 6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイター	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果については期待しない。
	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生後の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生後の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

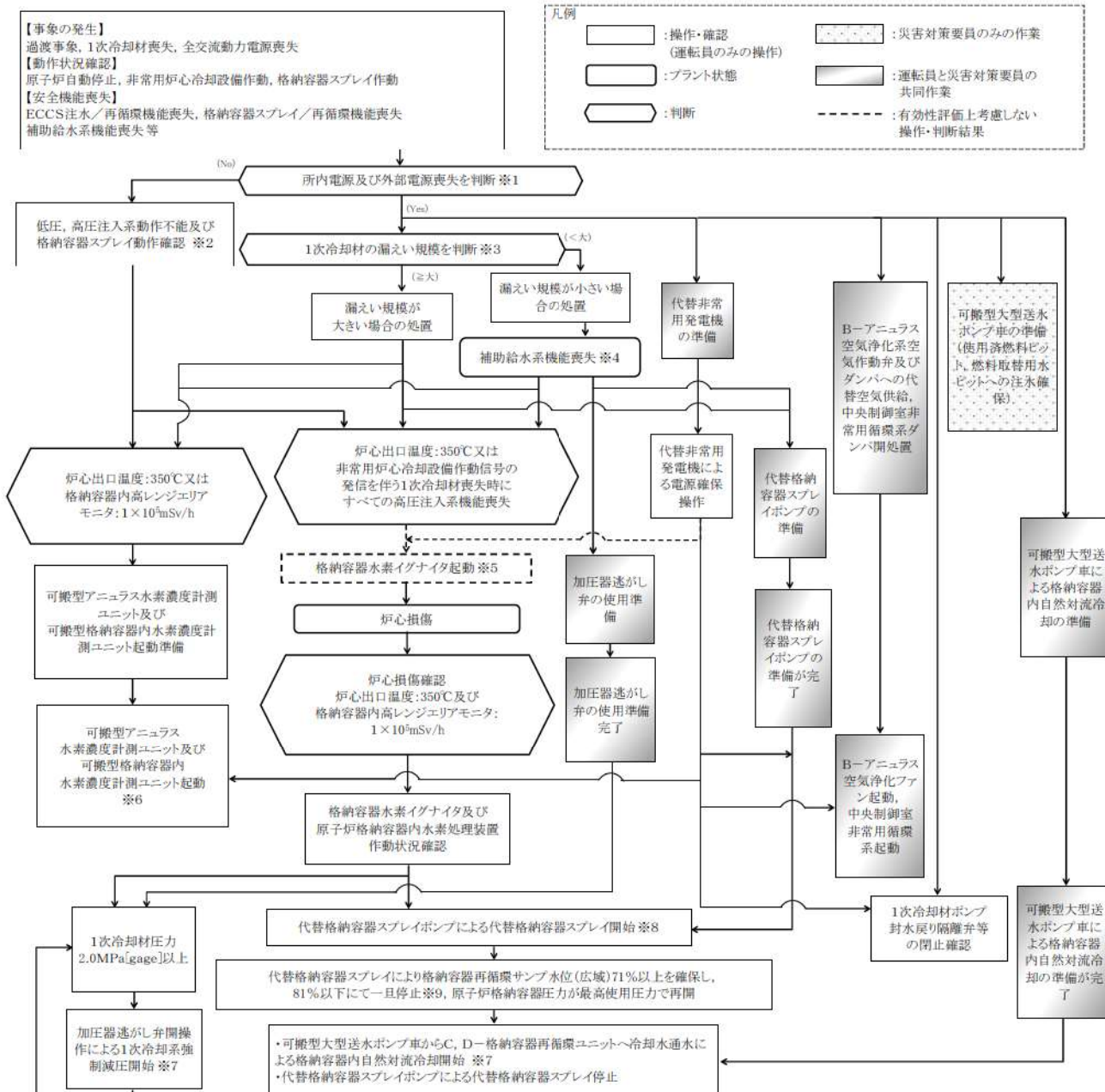


第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」  
の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）（代替格納容器スプレイ）



第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」  
の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）（格納容器内自然対流冷却）

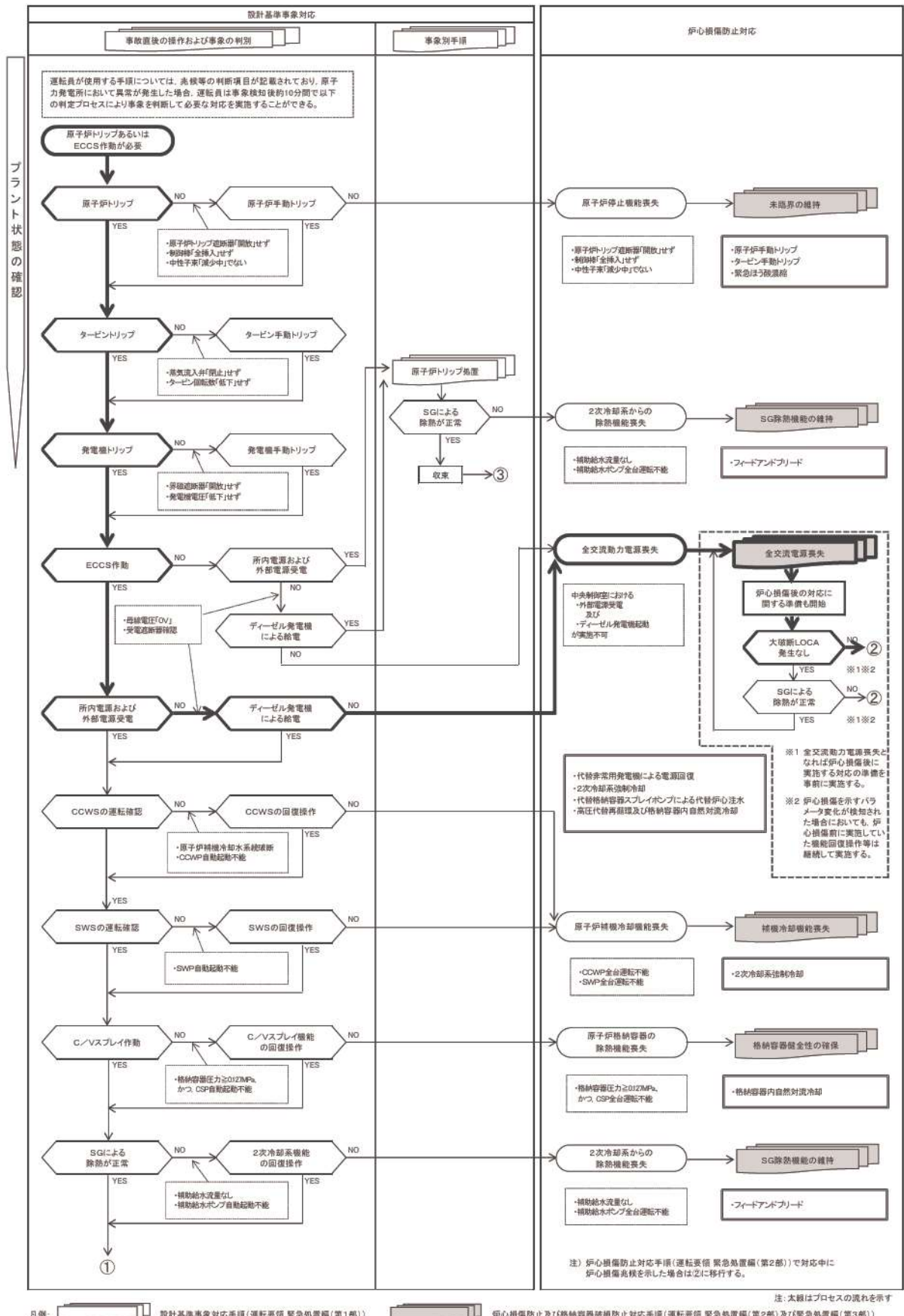




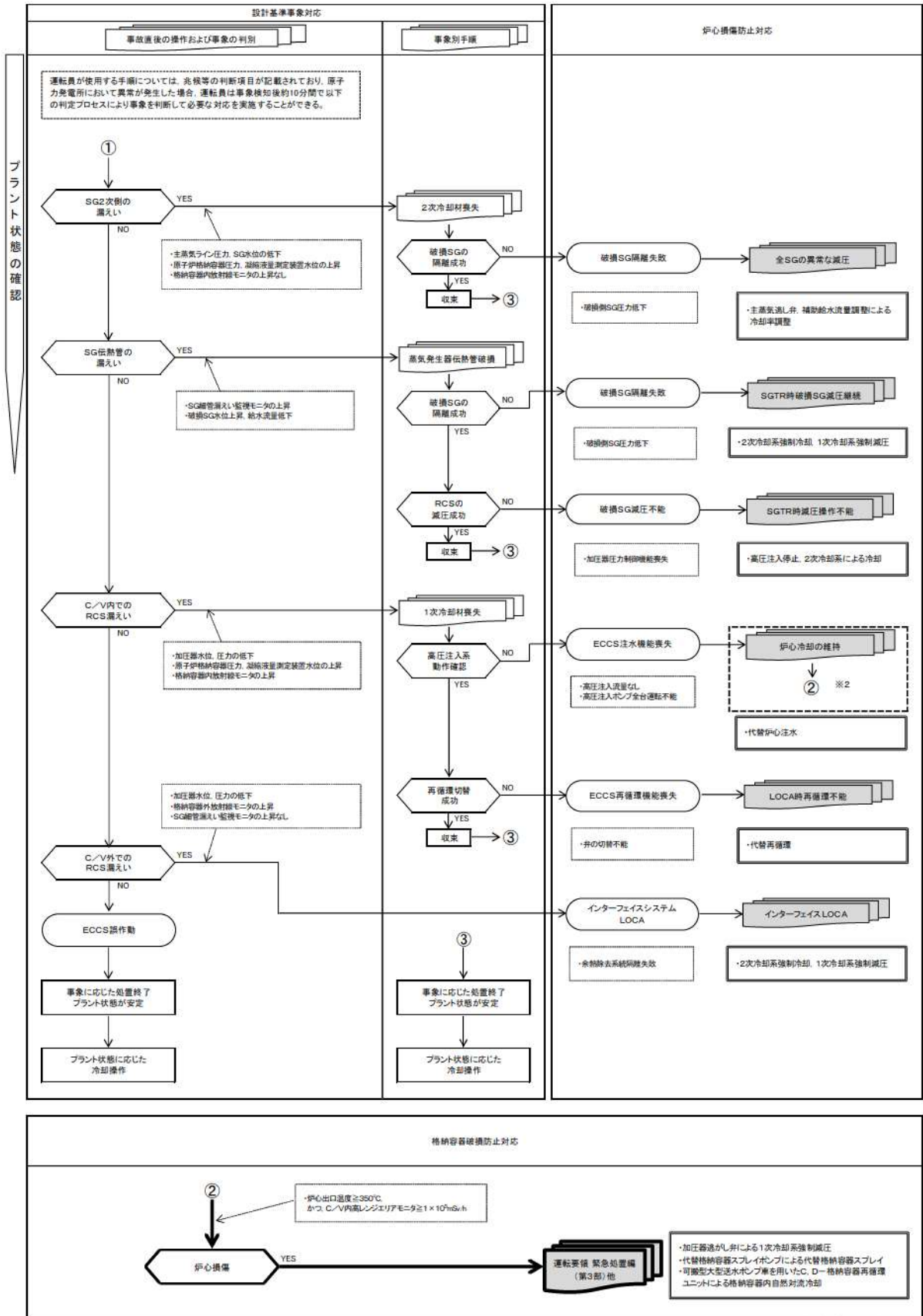
第 7.2.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の対応手順の概要



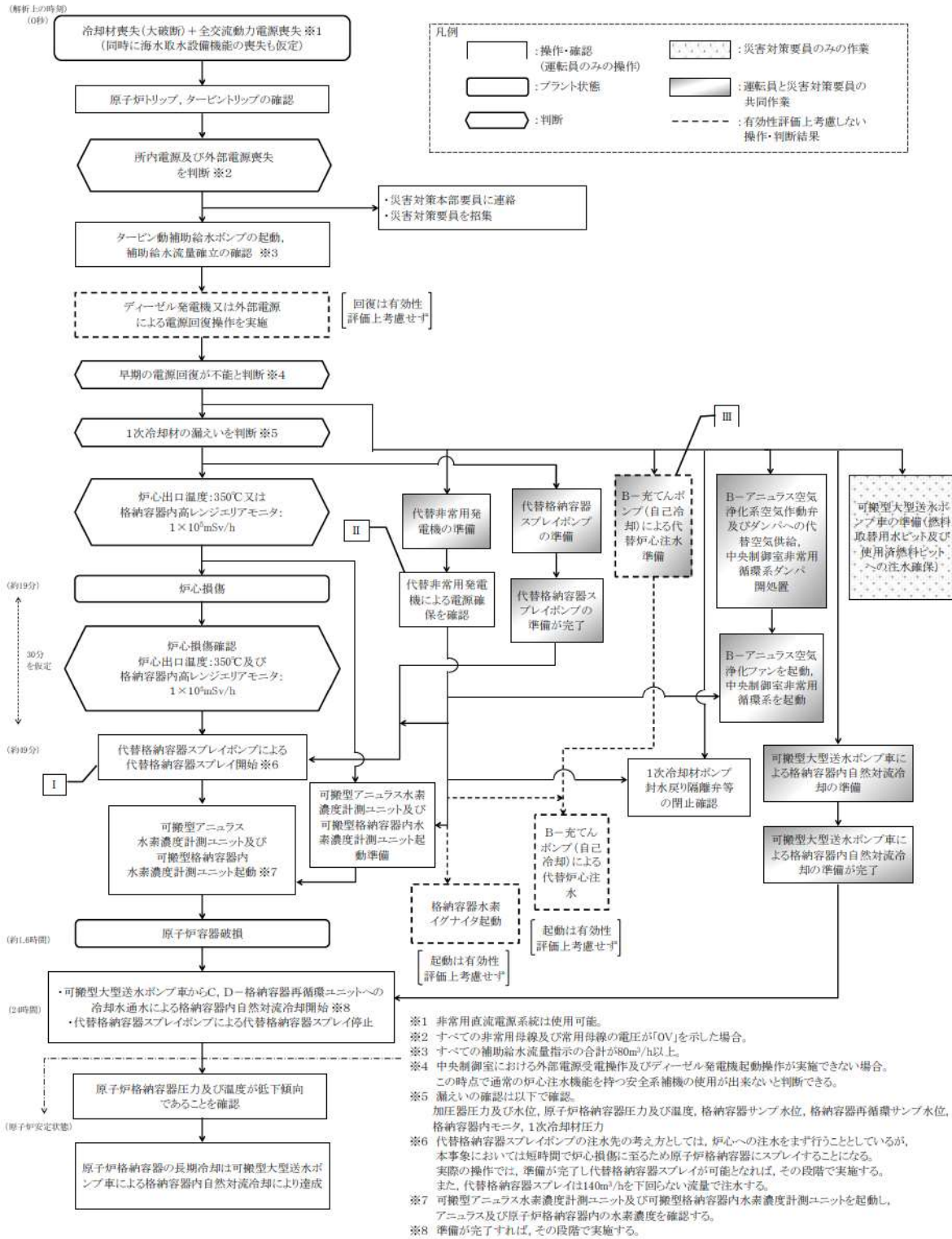




第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」  
 の事象進展 (判定プロセス)  
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び  
 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/2)



第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」  
の事象進展（判定プロセス）  
（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び  
格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 2）



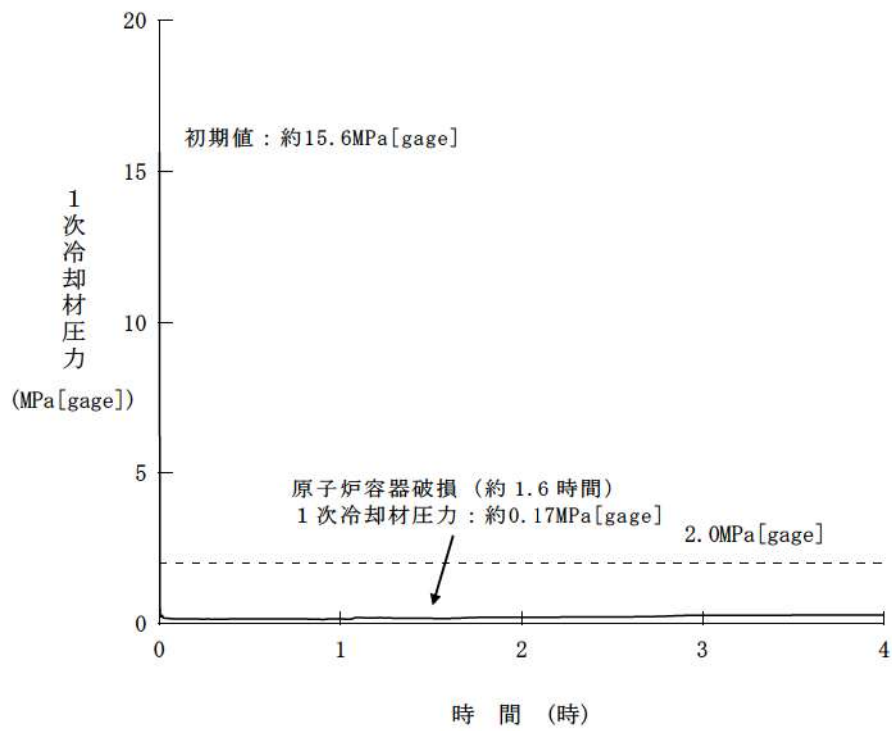
**【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】**

I B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ、ディーゼル駆動消防ポンプによる代替格納容器スプレイ、可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

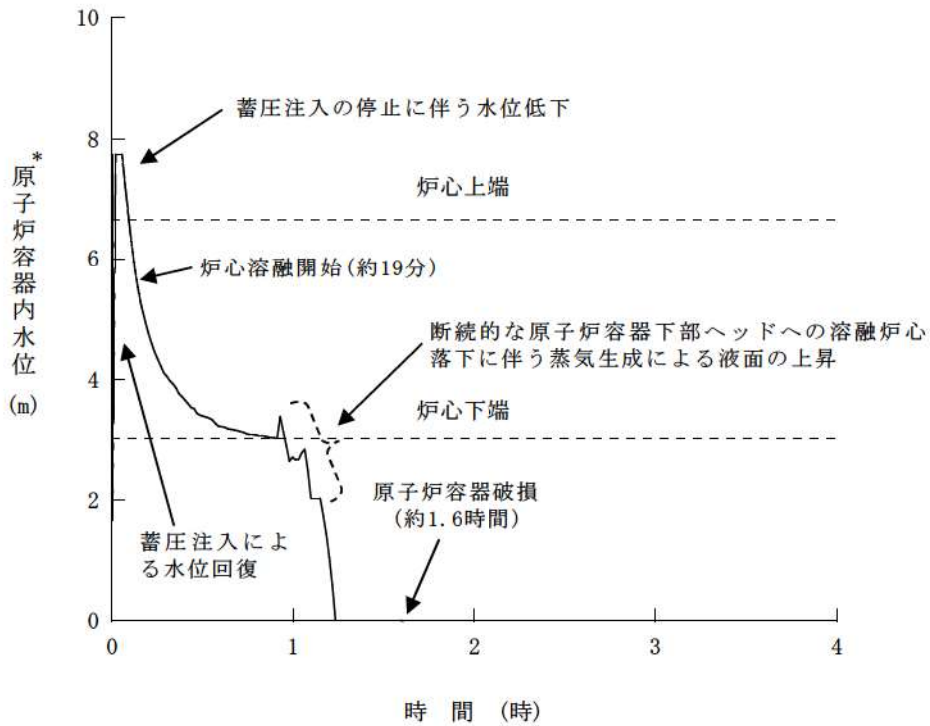
II 後備変圧器による代替電源(交流)からの給電、可搬型代替電源車による代替電源(交流)からの給電、号炉間連絡ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電

III B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水、ディーゼル駆動消防ポンプ又は電動機駆動消防ポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

**第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要）**  
**（大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）**

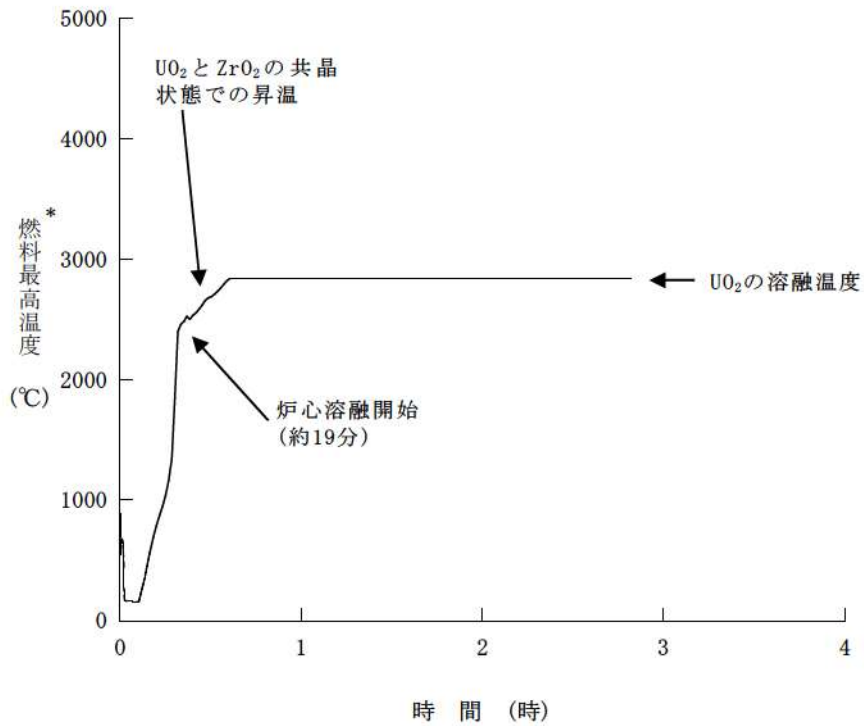


第 7.2.1.1.6 図 1 次冷却材圧力の推移



\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

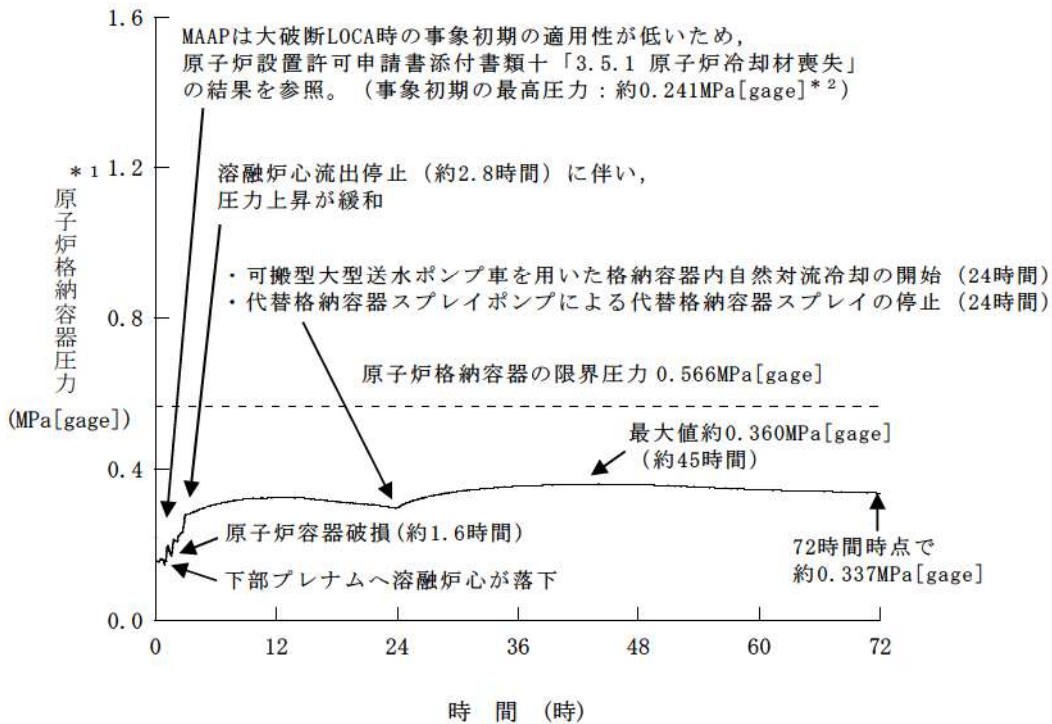
第 7.2.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移



\* : 炉心ノードにおける最高の燃料温度

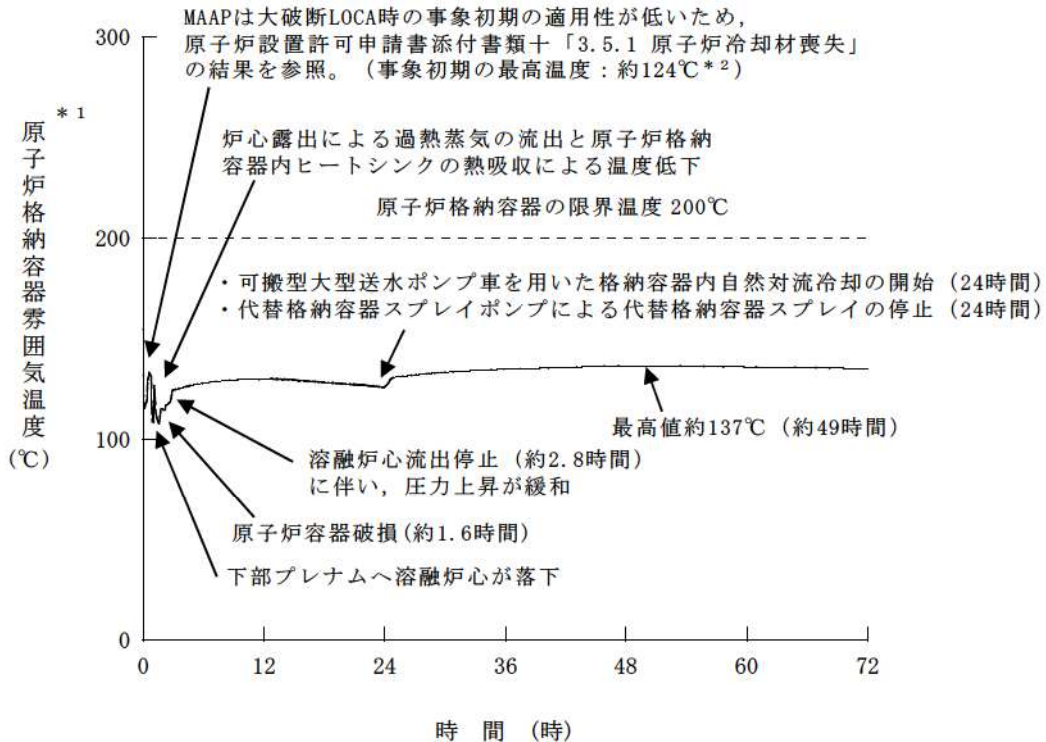
第 7.2.1.1.8 図 燃料最高温度の推移





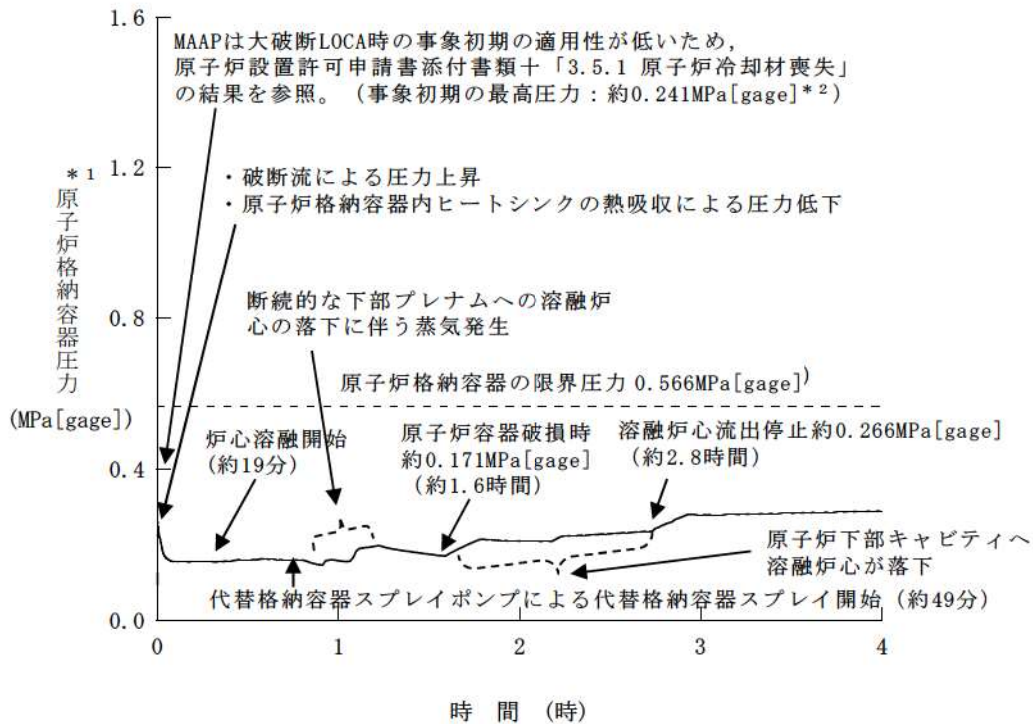
\* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している  
\* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

### 第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移



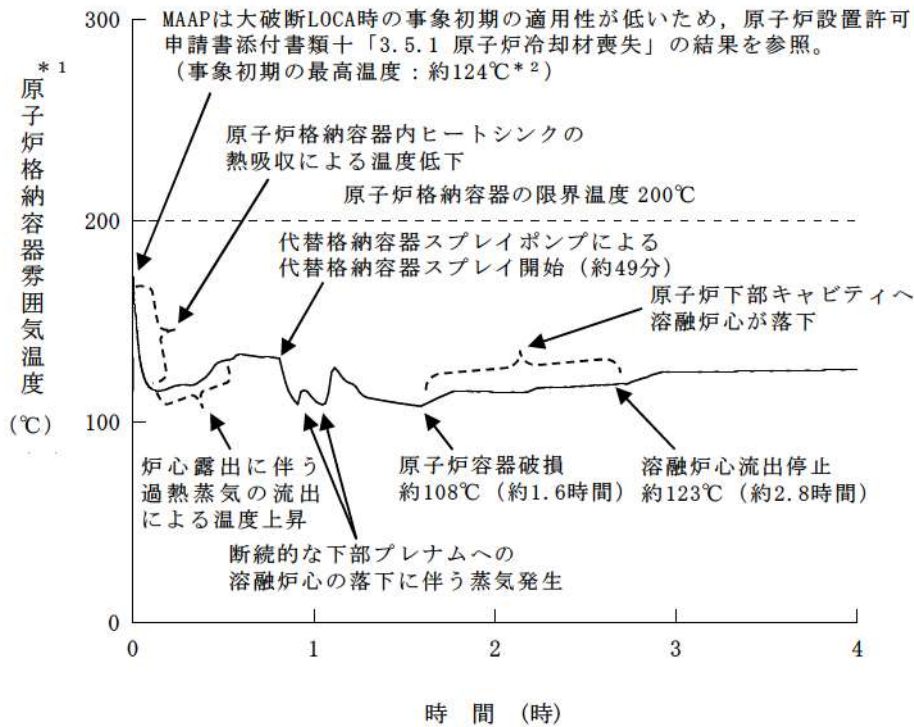
\* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している  
\* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

### 第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



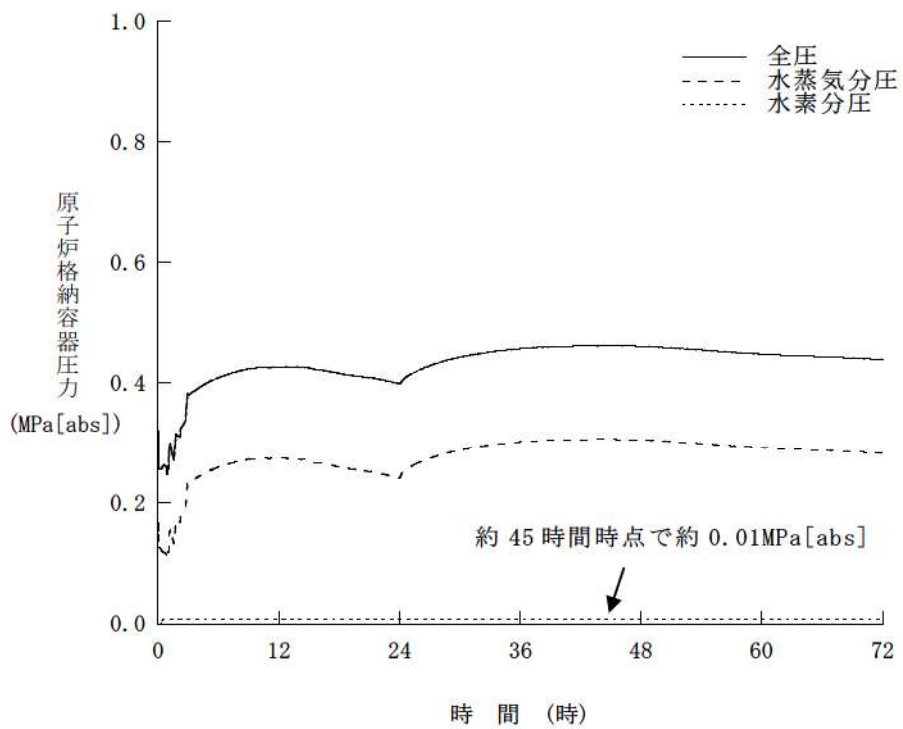
\* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～ 4 時間)

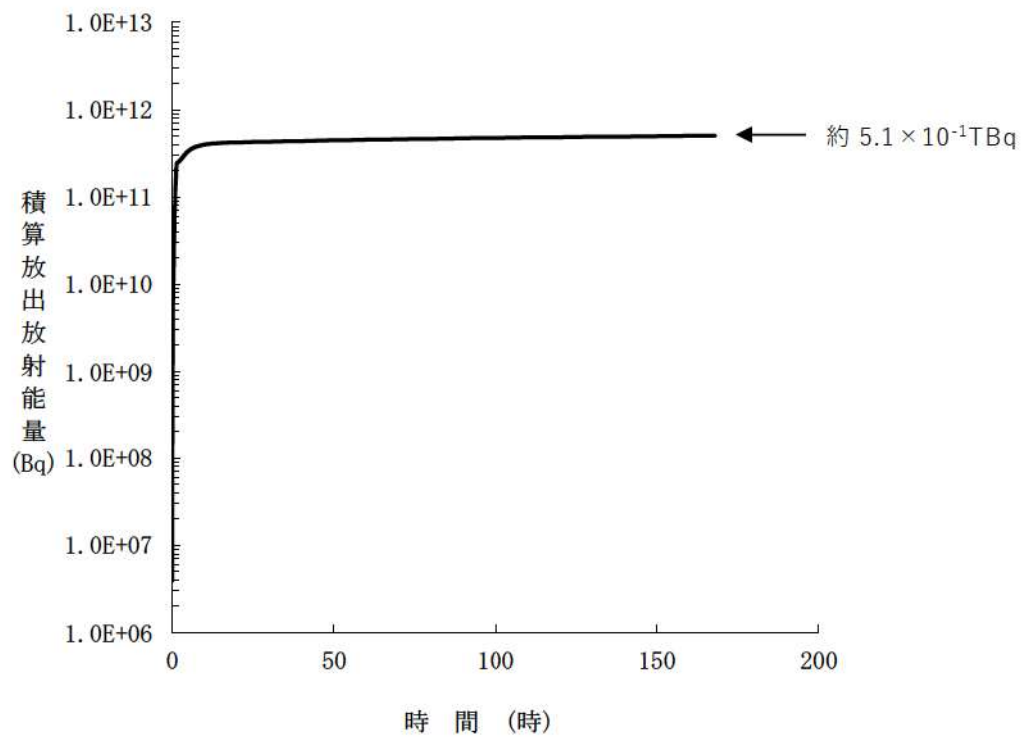


\* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している  
 \* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～ 4 時間)

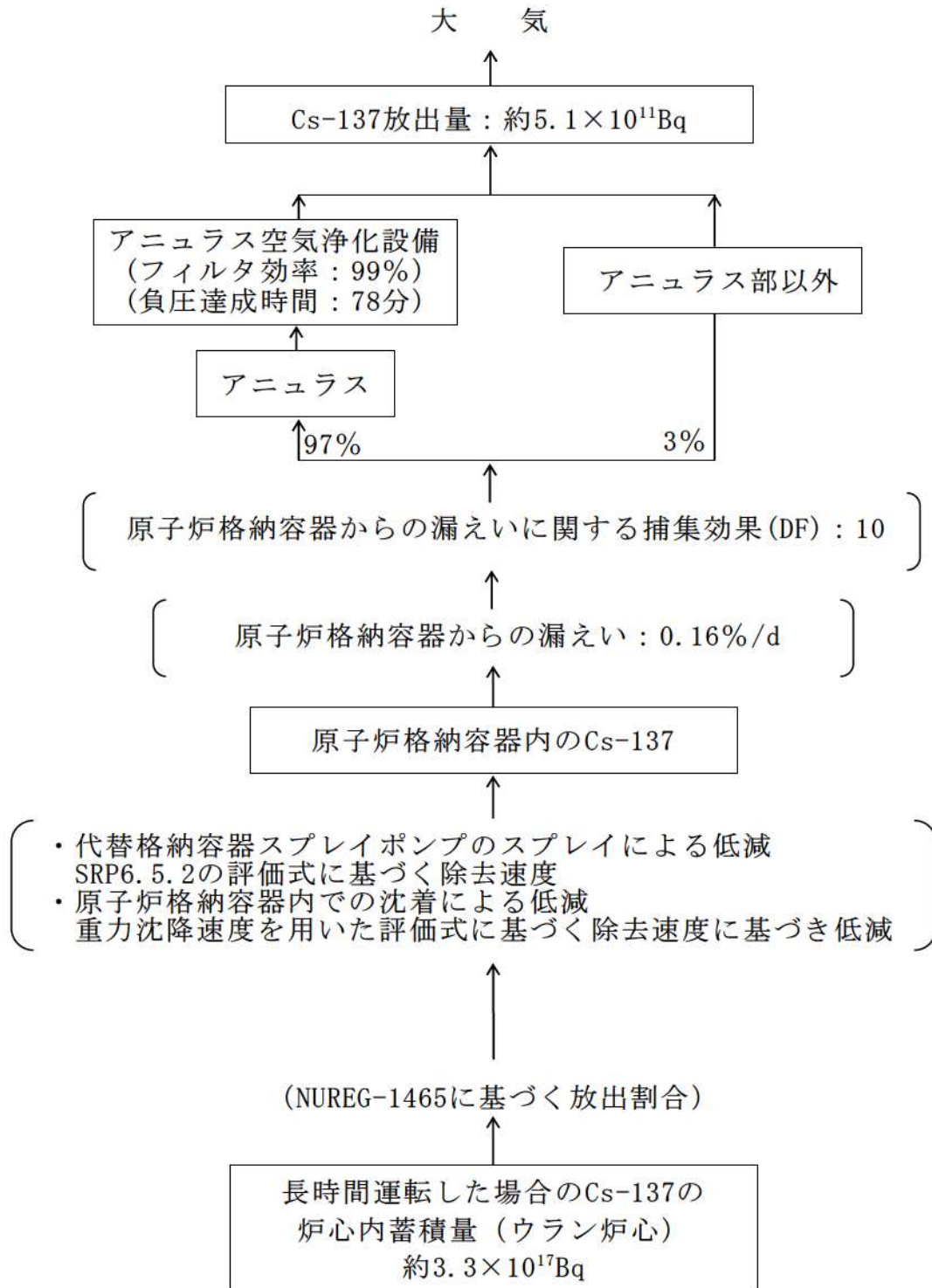


第 7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧  
(絶対圧) の推移

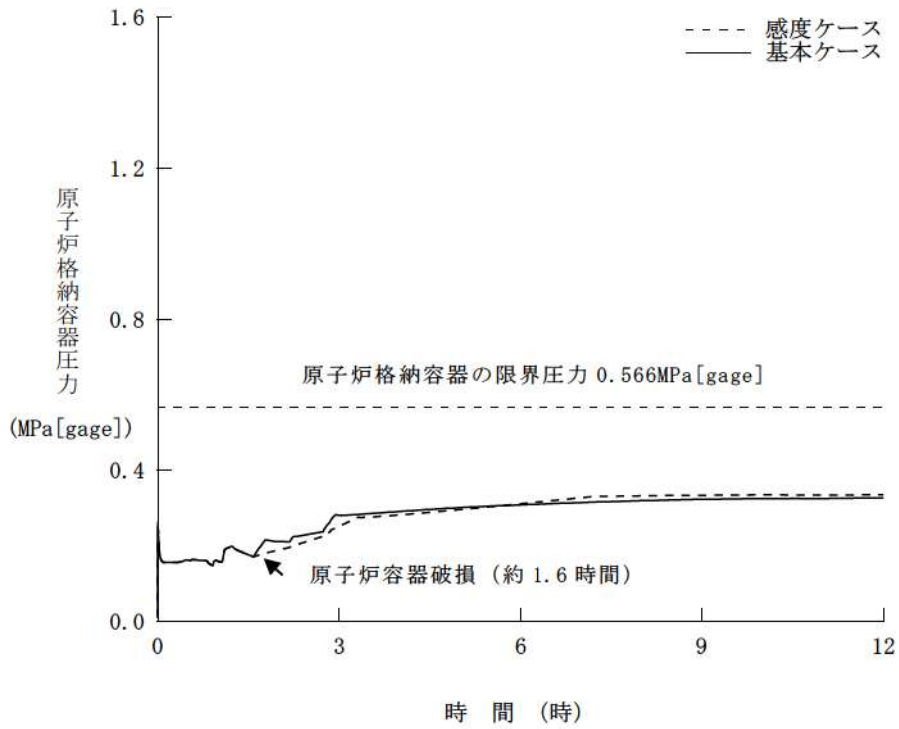


第 7. 2. 1. 1. 14 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移

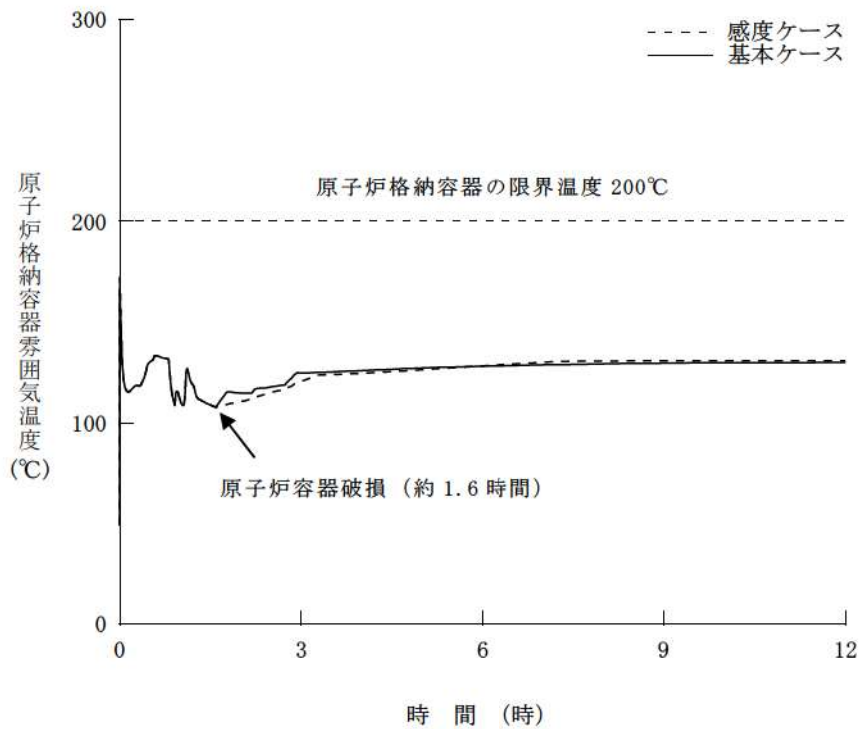
単位：Bq (GROSS値)



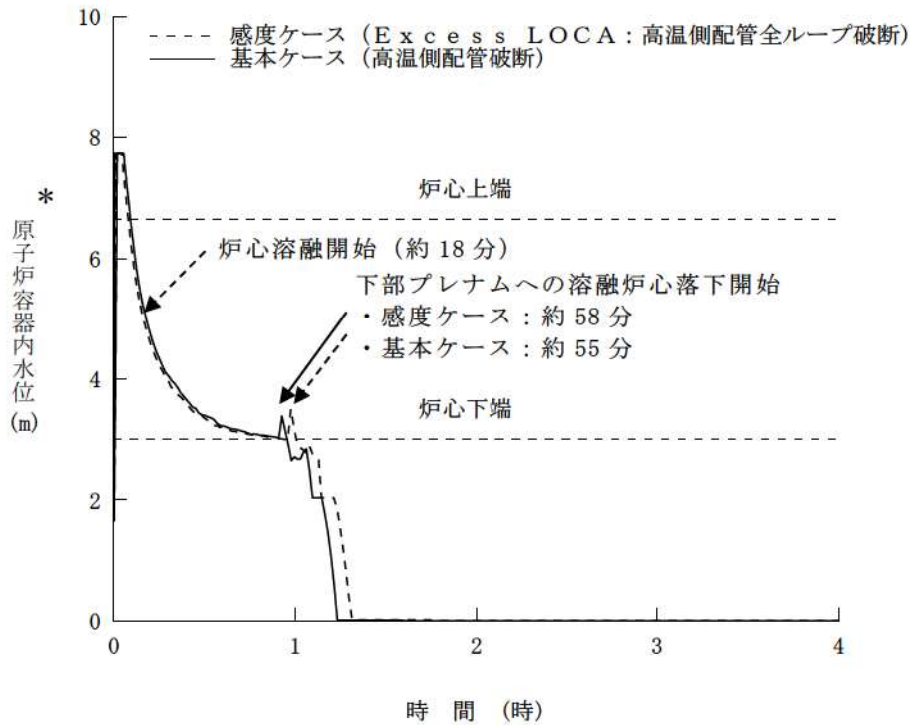
第7.2.1.1.15図 Cs-137の大気放出過程



第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

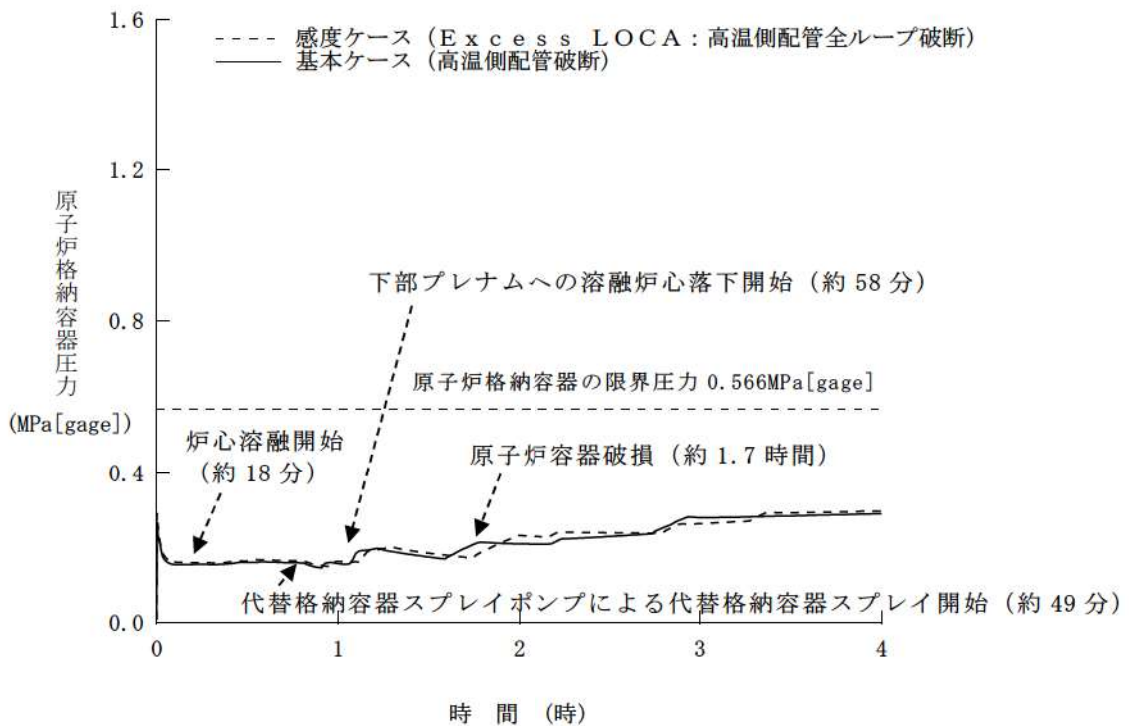


第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

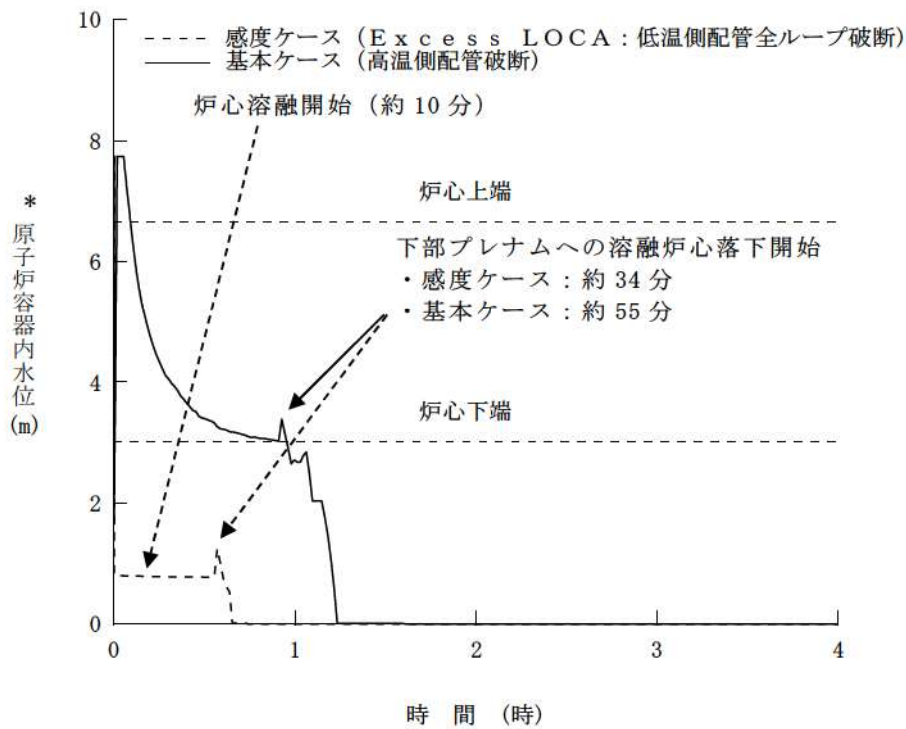


\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.18 図 原子炉容器内水位の推移  
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



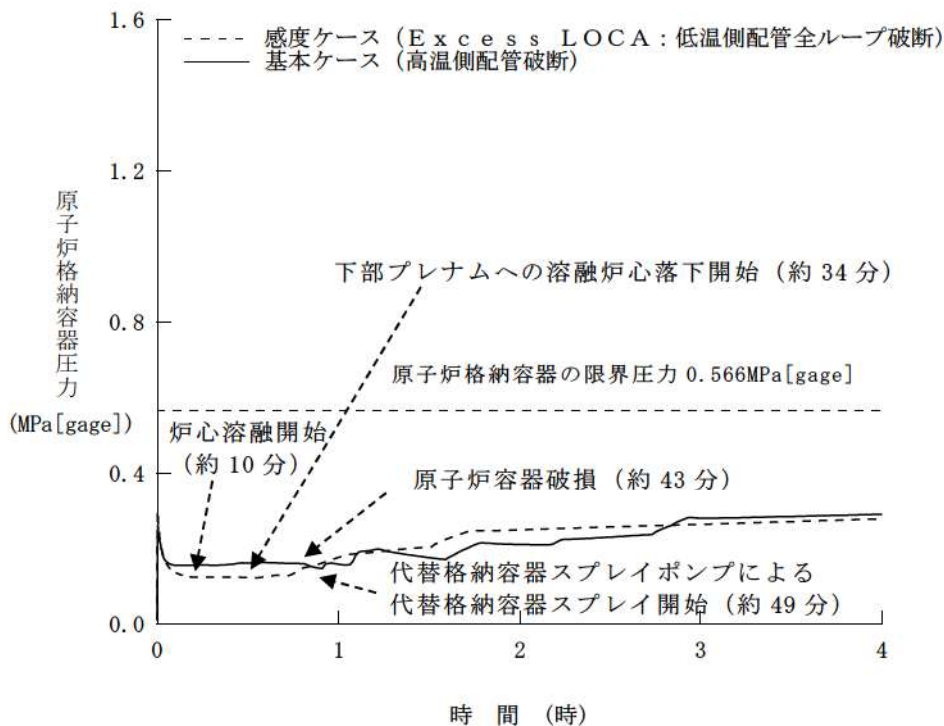
第 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移

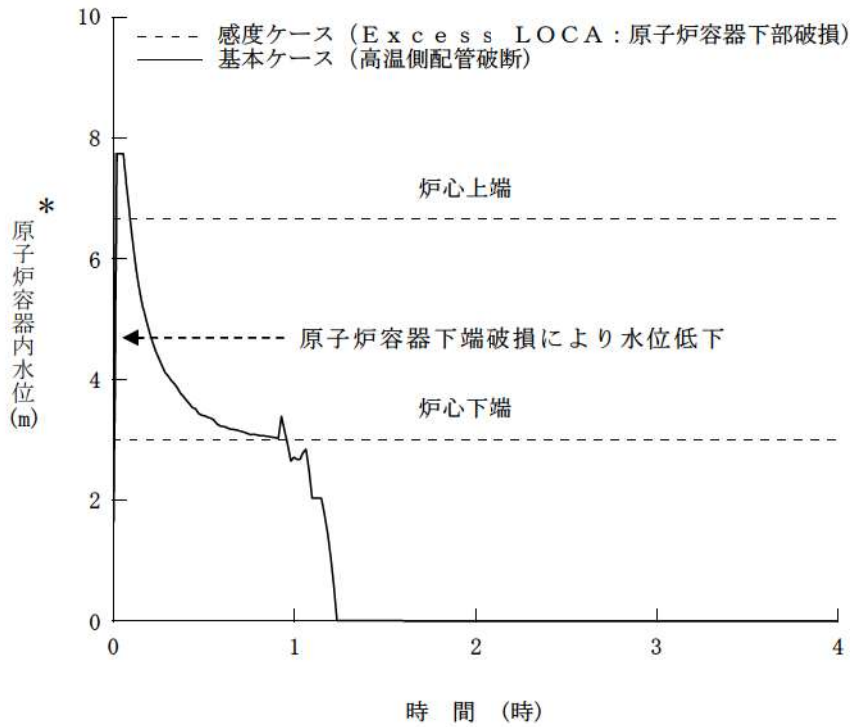
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移

(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

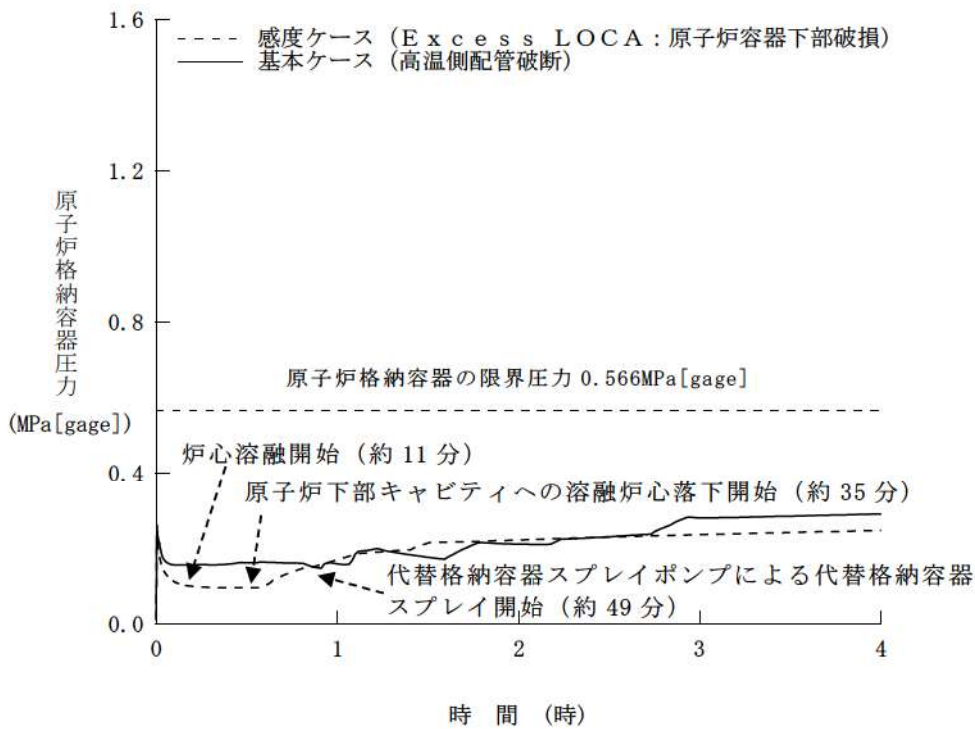




\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

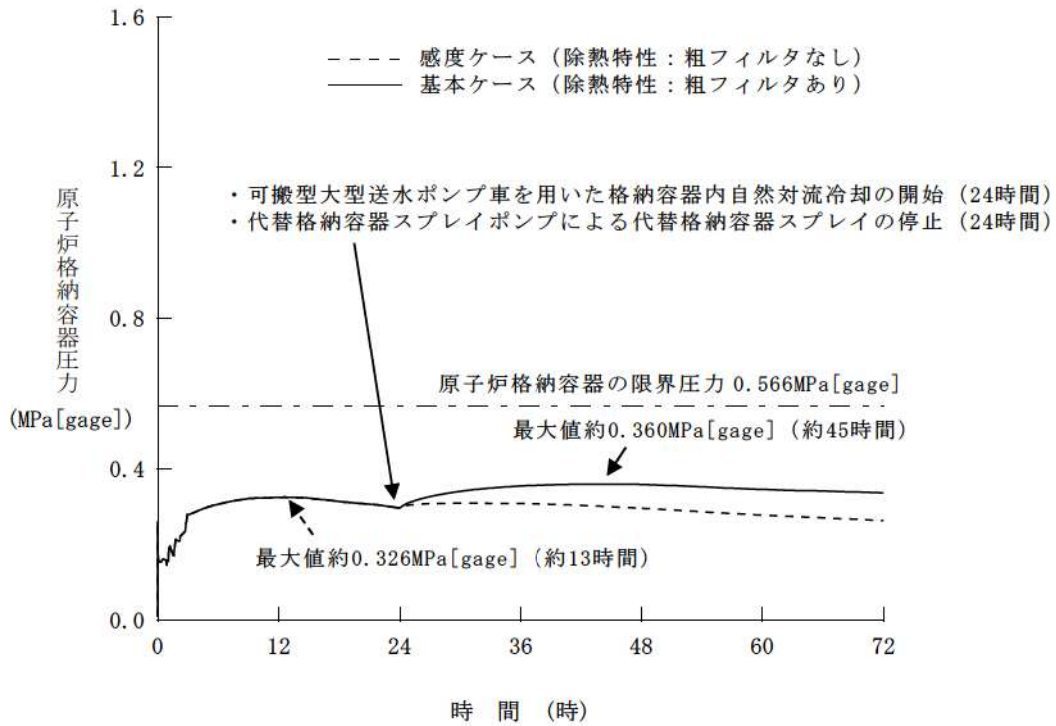
第 7.2.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移

(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

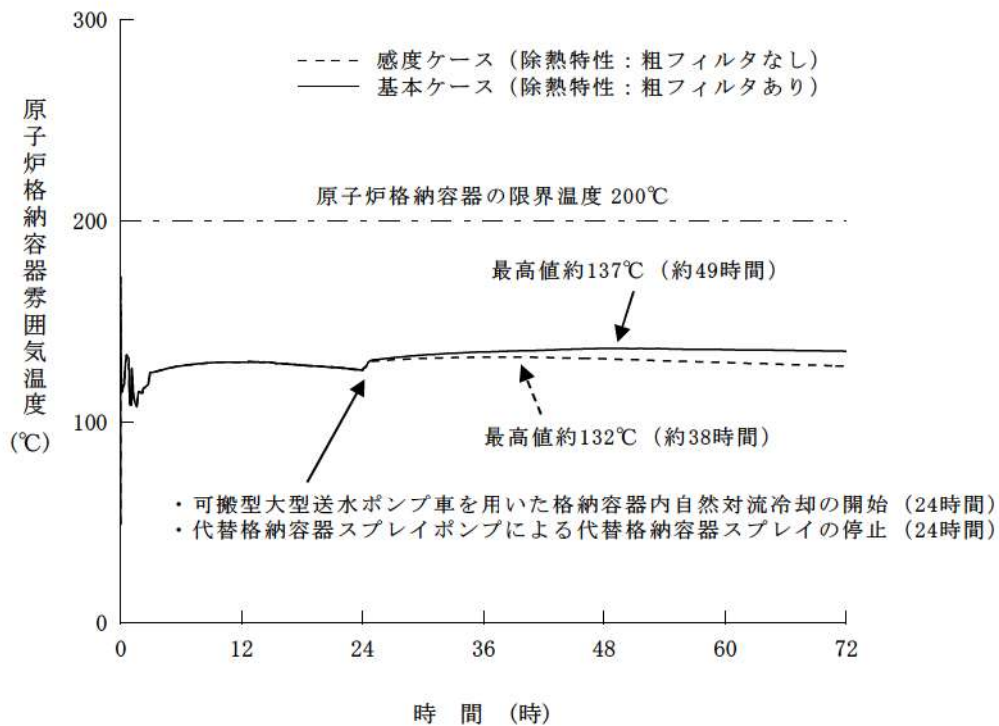


第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移

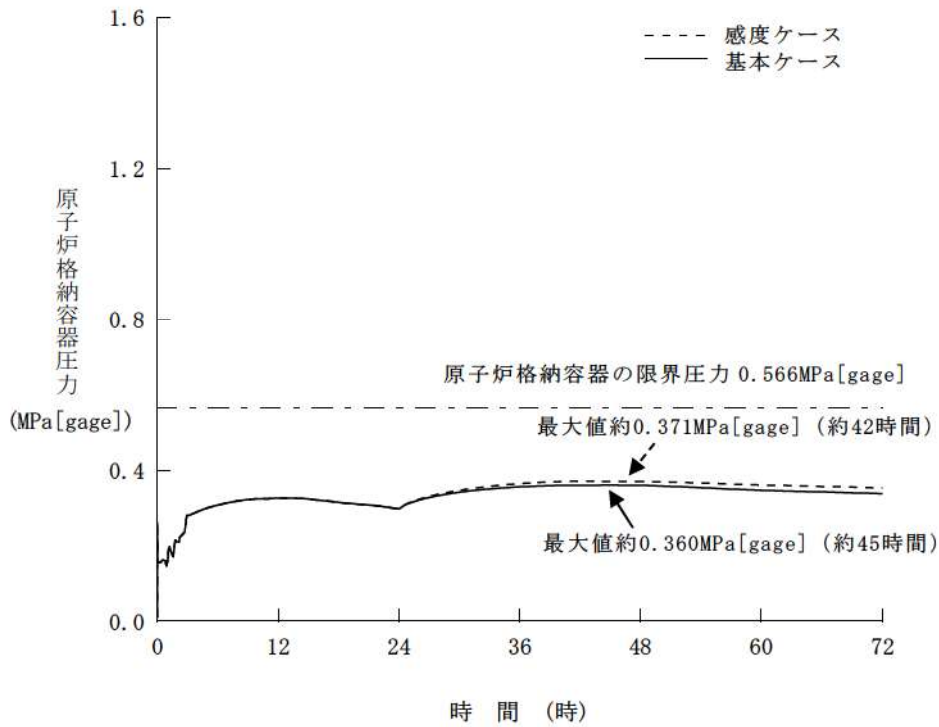
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

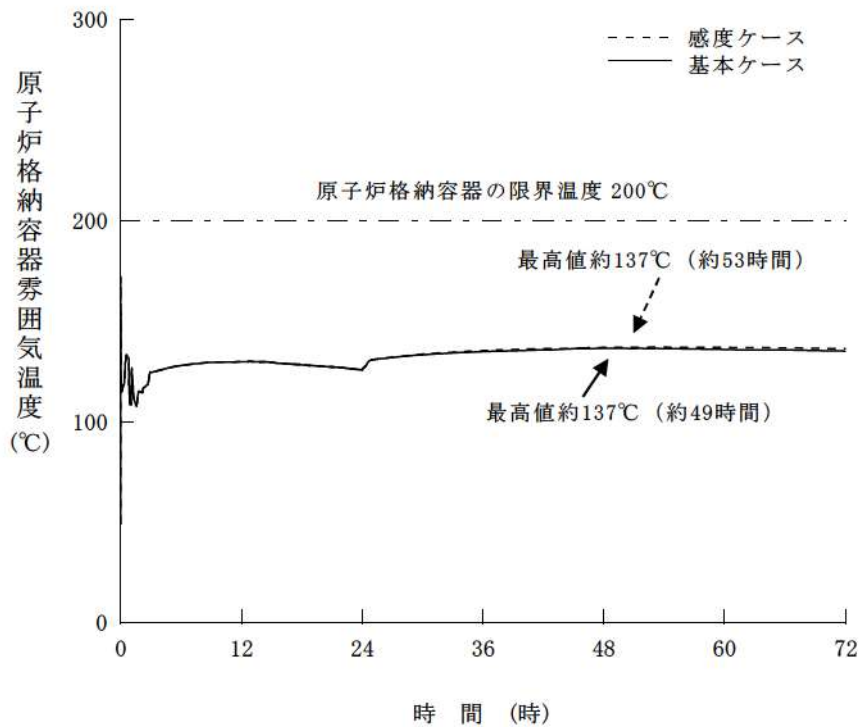


第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



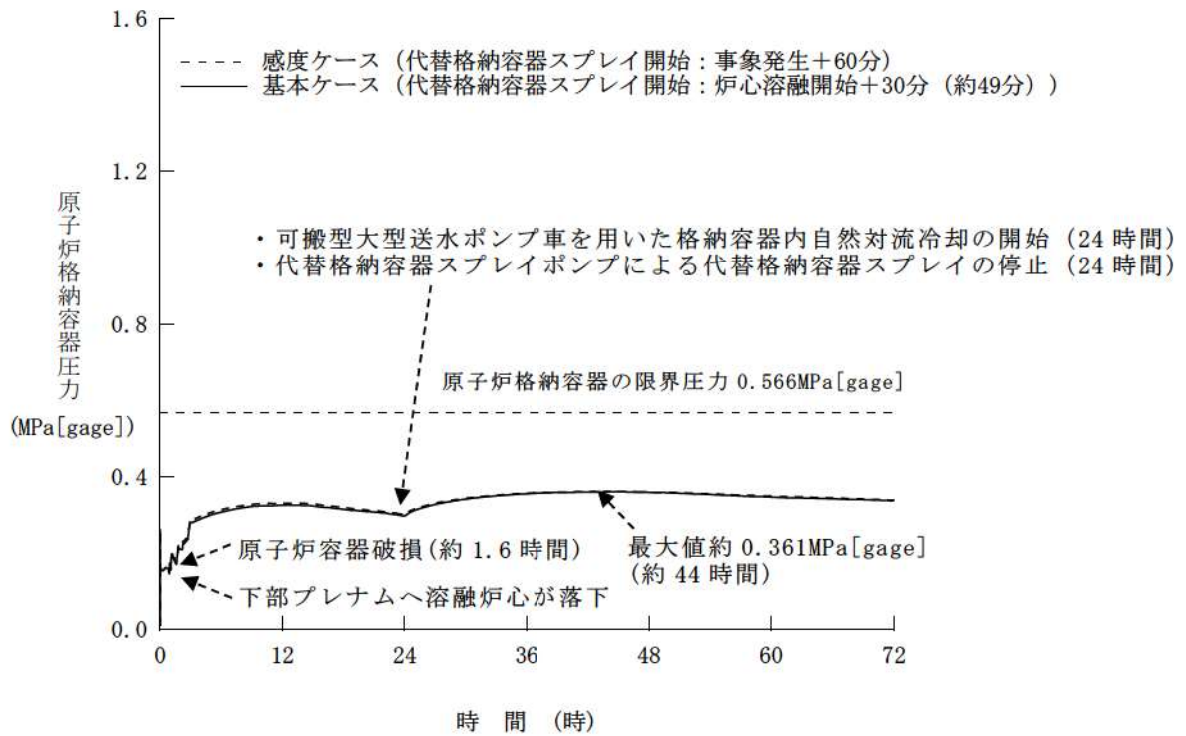
第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



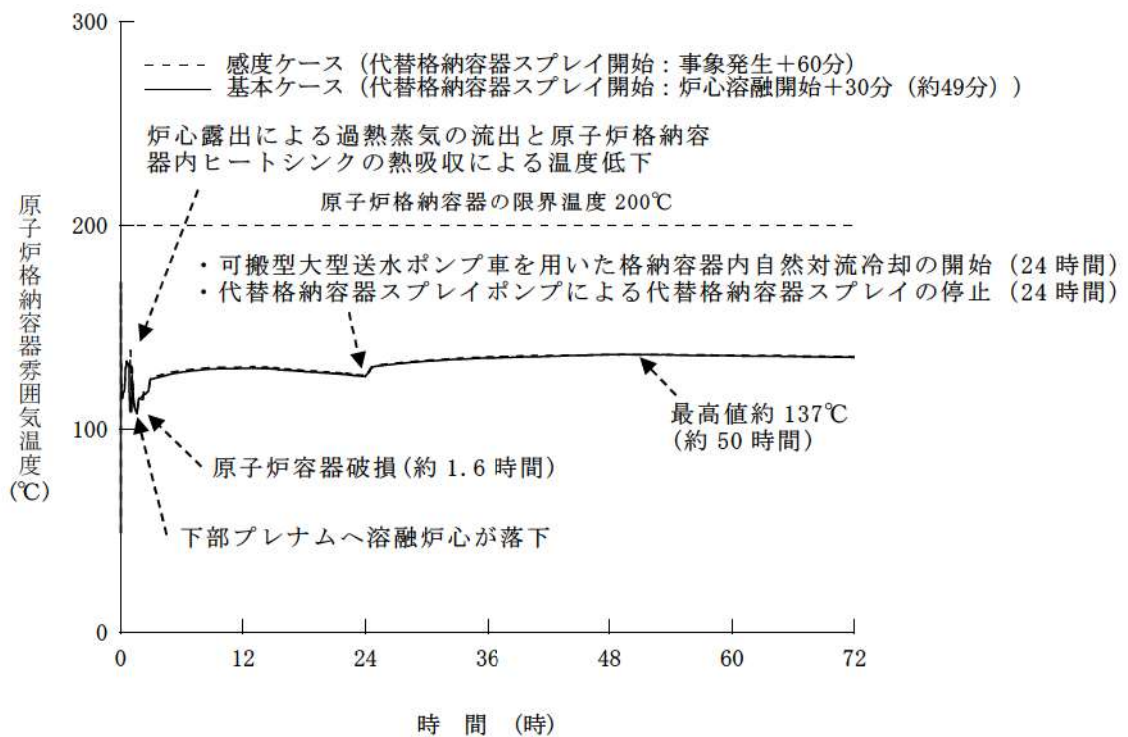
第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



第 7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

## 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

## (1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

炉心損傷の判断基準「炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  以上」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	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される 1 次冷却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。	格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 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℃	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$
個数	39 個	2 個
設置箇所	原子炉格納容器内上部炉心構造物 (添付 2)	原子炉格納容器内 T.P. 40.6m (添付 3)

## (2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について

「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」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、原子炉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損傷を判断することができる。

原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。

- 原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉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%相当量が原子炉格納容器内に放出される。

○炉心溶融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。

(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器内高レンジエリアモニタへの影響について

燃料露出に伴う直接線により、格納容器内高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心損傷よりも前に、炉心損傷の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。

- ・ 事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約  $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  となり、炉心からの線量は炉心損傷の判断となる線量率  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。
- ・ これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器上蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄 50cm 以上の遮蔽効果が見込めるため、7 桁以上の線量率の減衰（鉄約 7 cm で 1 桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約 18m と遠いため、結果として、 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$  に比べて十分低くなる。

以 上

炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率  
(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	$1.4 \times 10^6$
小 LOCA+ECCS 注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	$1.1 \times 10^6$
小 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	$9.4 \times 10^4$ *2
全交流電源喪失 +補助給水失敗	$3.8 \times 10^4$ *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原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物 (FP) の量が異なるため、原子炉格納容器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 の方が原子炉格納容器内に 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、原子炉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、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5$  mSv/h」に到達する。

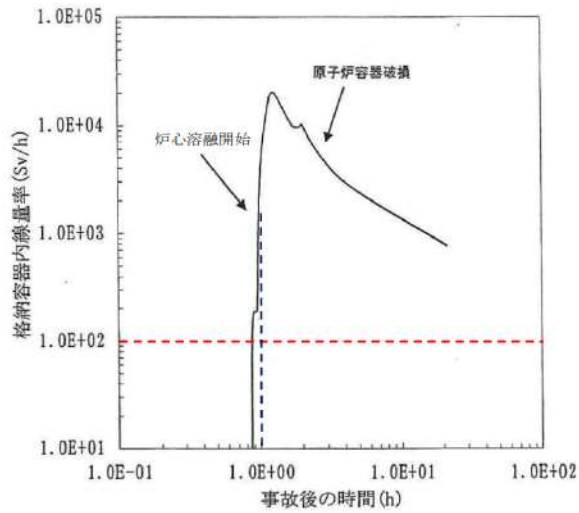


図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

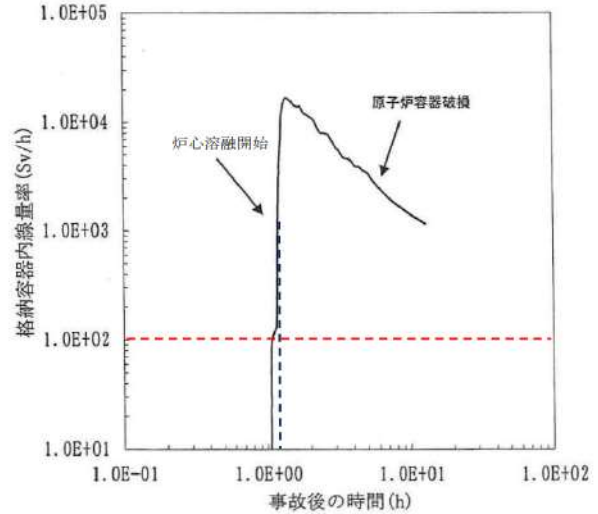


図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレィ注入失敗」時の格納容器内の線量率

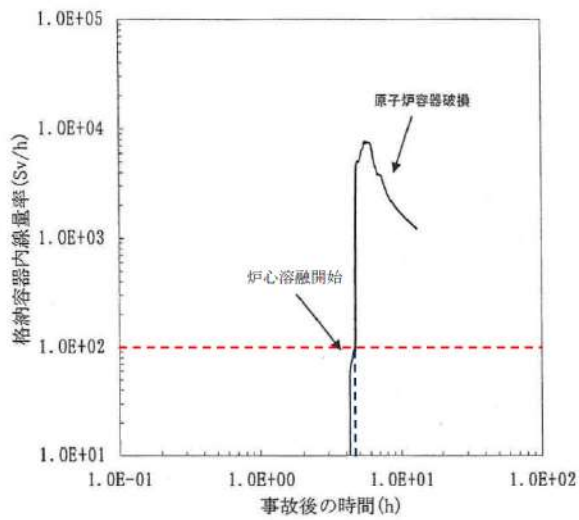


図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

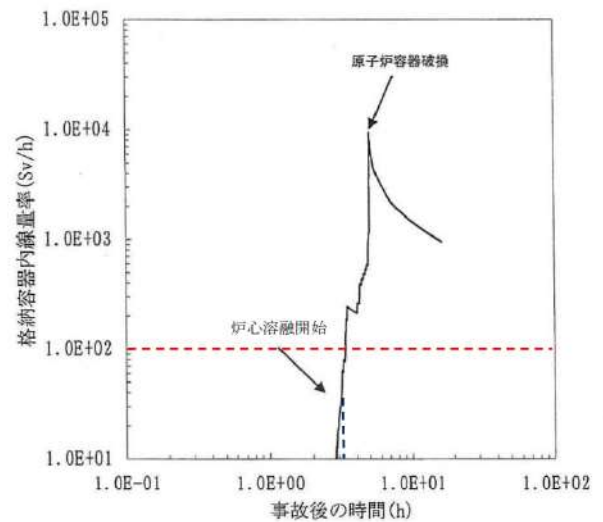
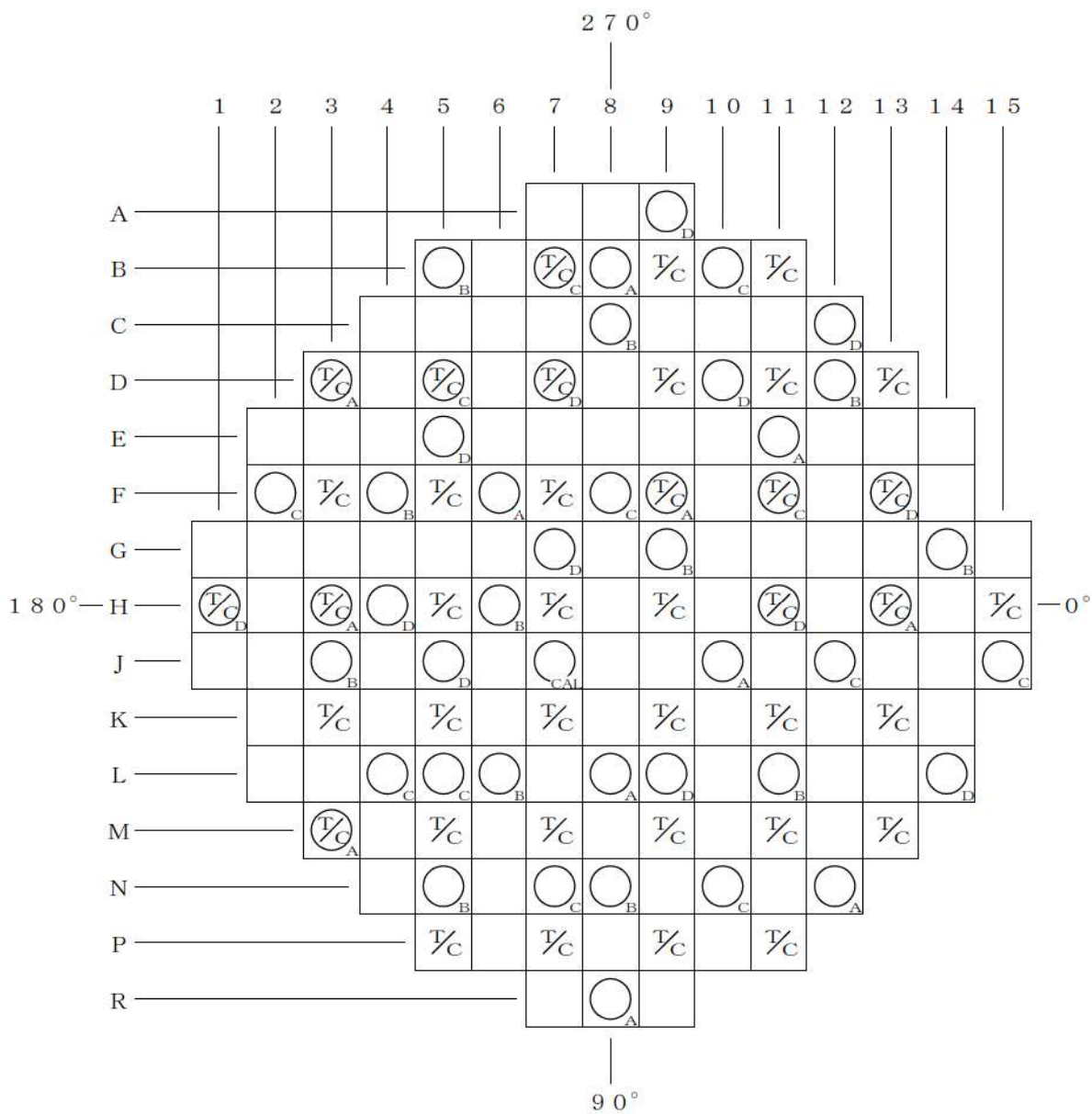


図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率



炉心出口温度計の設置箇所 (泊3号炉)

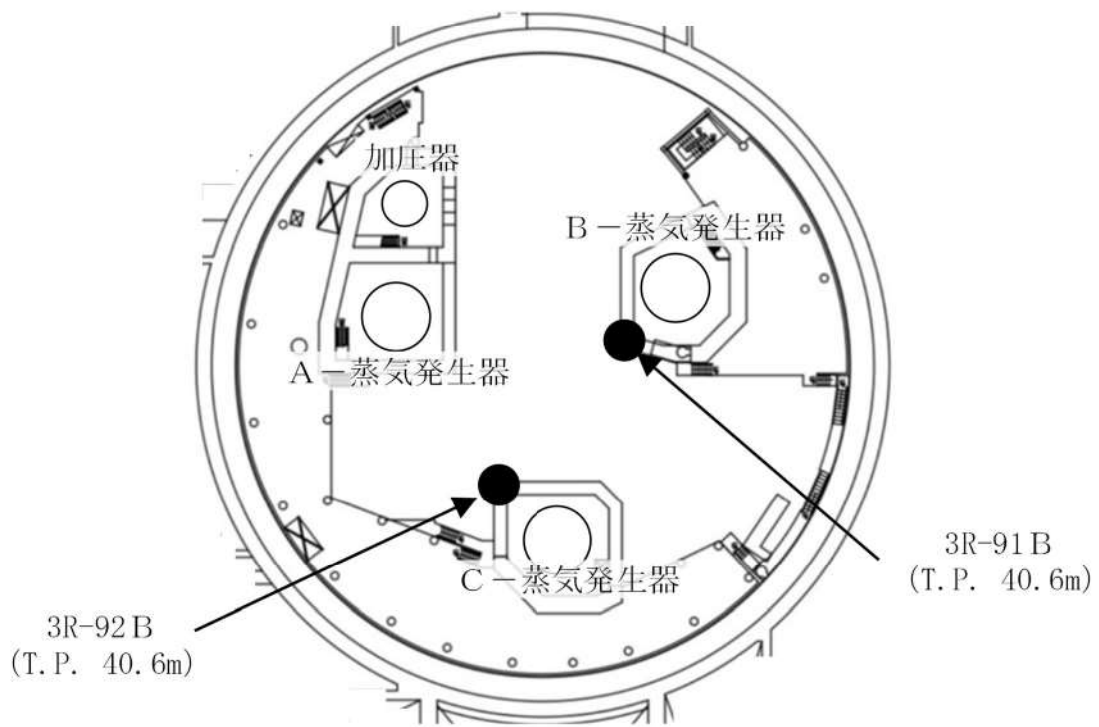


T/C : 炉内熱電対 39点

O<sub>A, B, C, D</sub> : 炉内中性子束検出器A, B, C, D 49点

O<sub>CAL</sub> : 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（高レンジ）の設置箇所（泊 3 号炉）



● : 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の設置箇所（2箇所）

## 原子炉格納容器の水素濃度測定について

## (1) はじめに

泊発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない原子炉格納容器内水素処理装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）により、C/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。

このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いて、C/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。

## (2) 水素濃度の挙動と監視の目的

## a. 水素濃度の挙動

炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが、1次冷却系統から放出される水蒸気によりC/V内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。

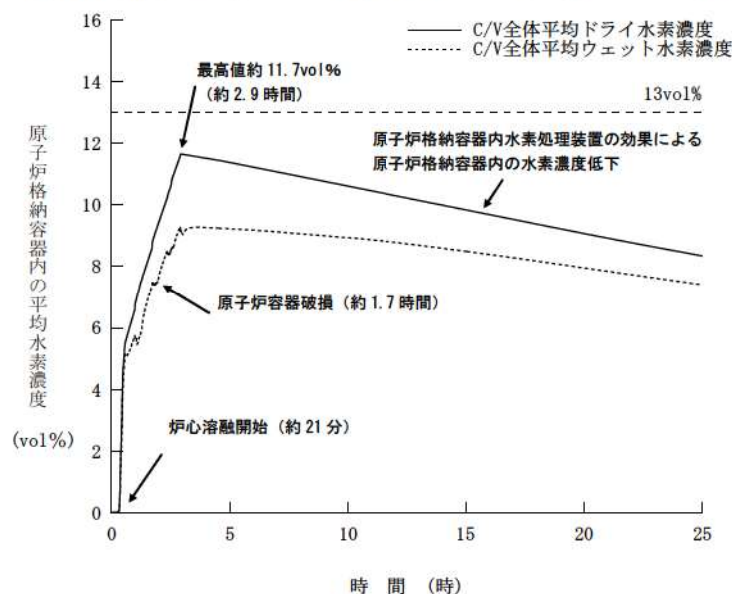


図1 C/V内水素濃度の推移（ウェット／ドライ換算）

水素濃度 (ドライ換算)	影 響 度 合
～ 4 %	燃焼しない
4 ～ 8 %	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域
8 ～ 13 %	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域
13 %～	爆轟が生じる可能性がある領域

b. 水素濃度監視の目的

炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。

また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。

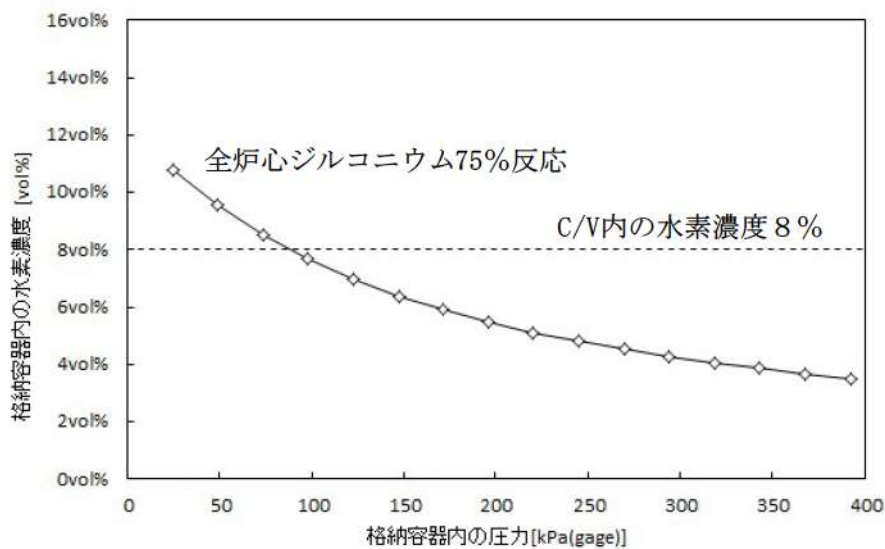


図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係

### (3) 設備概要

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることや原子炉格納容器内水素処理装置や格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視することが主な役割である。

#### 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

検出器 : 熱伝導度測定方式

測定範囲 : 水素濃度0～20vol%

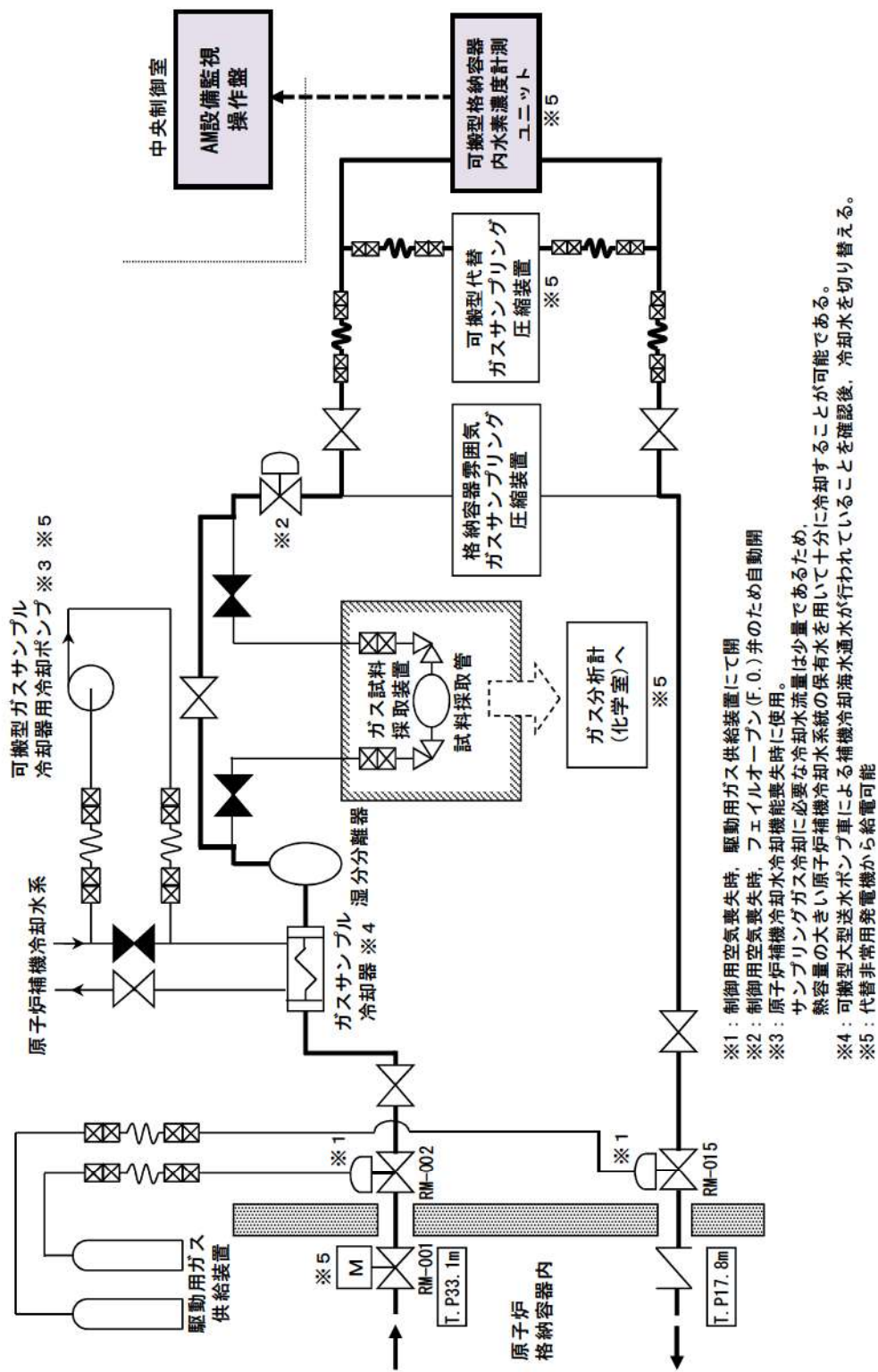


図3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いた格納容器水素濃度計測の系統概要

## 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について

## 1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について

有効性評価「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の対応については、事象発生初期から代替格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始することにしており、代替格納容器スプレイポンプの注水先については、電動弁2弁及び現場手動弁2弁を操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を切り替えることが可能である。

炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティへの水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。

- ・炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。
- ・また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は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になり、原子炉下部キャビティの水張りに寄与できる可能性が低くなる。

なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料7.2.1.1.19に示すとおり、炉心損傷時刻が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。

また、代替格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環又は代替再循環機能が復旧した場合は、炉心損傷後の手順書である『第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）』に従い炉心注水を実施する場合もある。

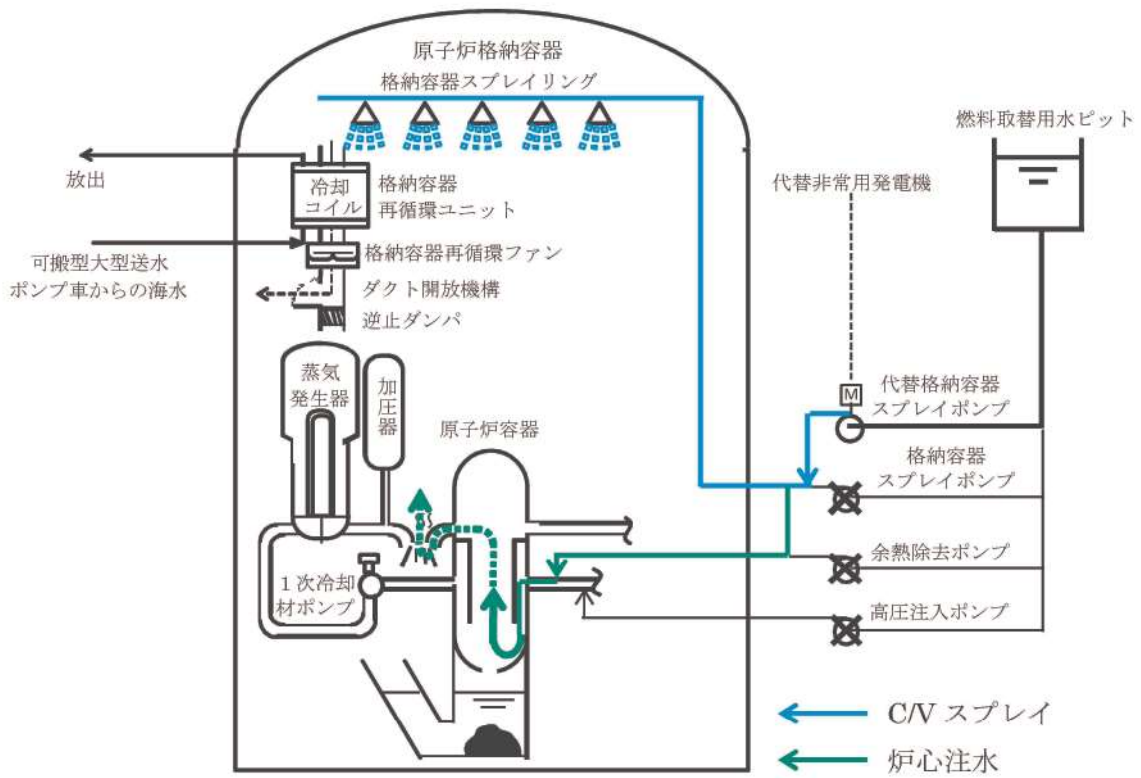


図 概略系統図



## 2. 破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について

1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さく炉心損傷前の段階において、代替格納容器スプレイポンプのみが炉心注水手段として使用可能である場合、又は破断口径は大きいもののECCS注水機能が健全である場合であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。

- ・炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプであり代替格納容器スプレイポンプとは注入特性が異なり、また、想定する破断口径の規模によって変動はあるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。
- ・事象進展が比較的緩やかであるため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力及び温度を低下させることができる。また、万一、格納容器内自然対流冷却に失敗した場合においても、原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）に到達すれば、炉心注水を実施している代替格納容器スプレイポンプを原子炉格納容器注水に切り替える場合もあり、原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。

以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力及び温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。

以上

## MAAP での原子炉格納容器モデルについて

MAAP での原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせる原子炉格納容器のモデル化を行う。各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、炉心デブリを考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水との熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。

原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び熔融炉心挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却（下図中の①と③を接続する流路として格納容器再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAP での原子炉格納容器モデルのノード分割図は図 1 及び図 2 の通りである。

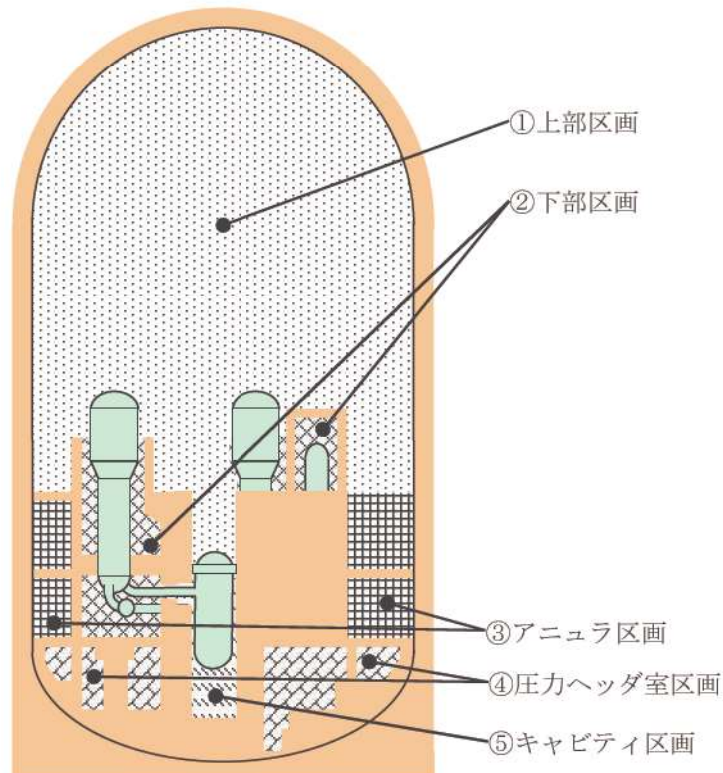


図 1 MAAP のノード分割図

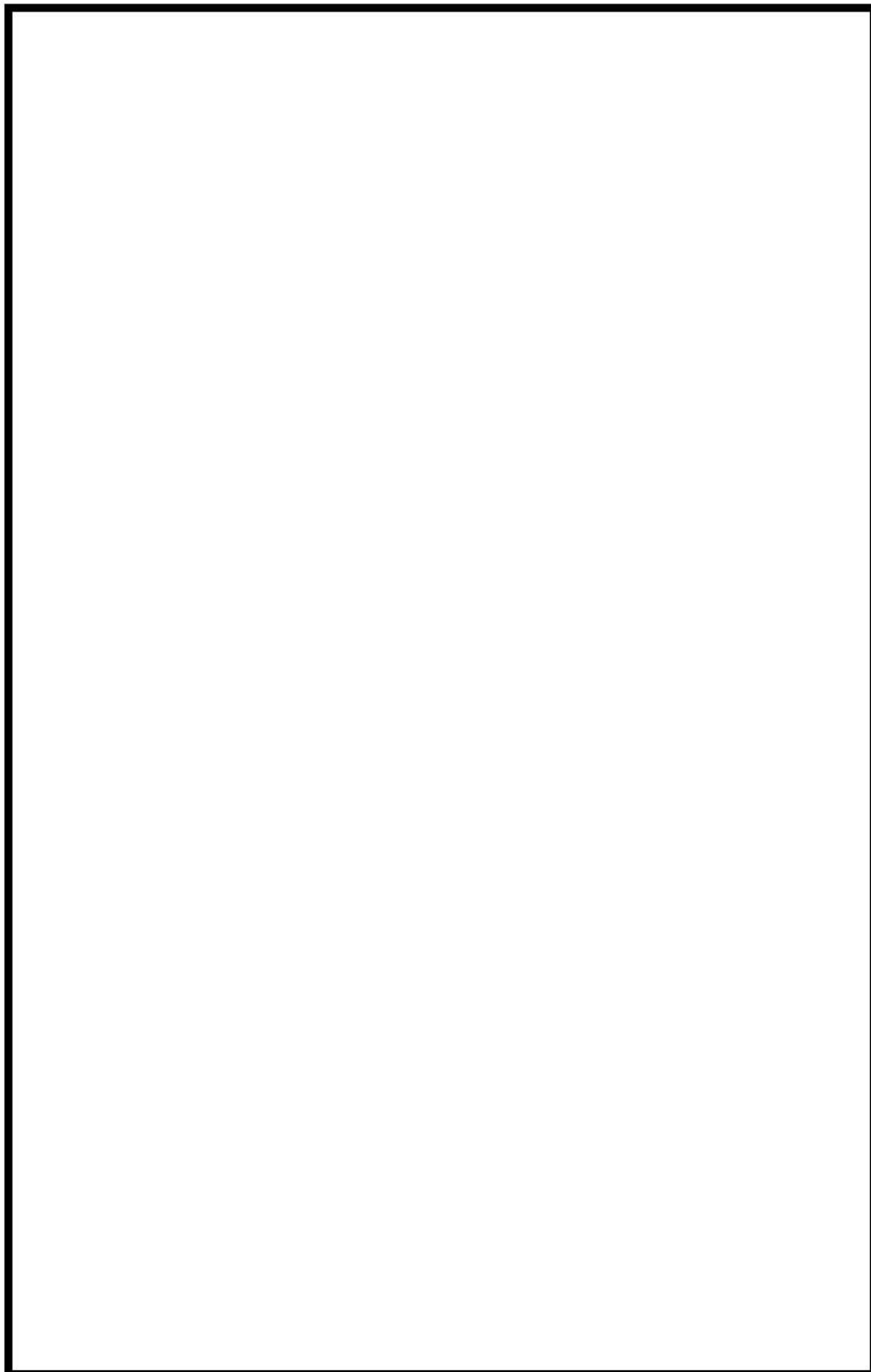


図2 原子炉格納容器ノーディング図

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について

燃料及び被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている<sup>[1]</sup>。  
(図 1 参照)

- ①1,300℃以上で  $UO_2$ -ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に (U, Zr) 合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。
- ②1,850℃~1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、場合によってはキャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時に  $UO_2-\alpha-Zr(0)$  反応も生じ  $UO_2$  の一部も溶融しはじめる。
- ③この  $UO_2$  の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、恐らく 2,400℃以上で溶融デブリが形成される。
- ④2,550℃になると  $UO_2-ZrO_2$  反応が生じるので、いかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。
- ⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれ  $ZrO_2$ 、 $UO_2$  の溶融が生じる。

ここで、①と②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。

一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度 2,400℃ (=2,673K) が炉心溶融の判断基準として考えられるが、余裕を考えて 2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準としている。

なお、MOX 燃料については、含有率 13%において融点 2730℃であり、 $UO_2$  より溶融開始温度が低いため、MOX 燃料を考慮した場合においても 2,227℃ (=2,500K) を炉心溶融の判断基準とすることは妥当である。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039、1982年5月



重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 1 に示す。

表1 システム熱水力解析用データ  
 (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及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備		
1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ		
i 設定点	65%定格点	設計値(トリップ限界値)
ii 応答遅れ	1.8秒	最大値(設計要求値)
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係		
1) 蓄圧タンク		
i 基数	3基	設計値
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力
iii 保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	最低保有水量
2) タービン動補助給水ポンプ		
i 給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値(設計要求値)
ii 台数	1台	設計値
iii 容量	80m <sup>3</sup> /h	最小値(設計値に余裕を考慮した値)
3) 代替格納容器スプレイポンプ		
i 開始条件	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 台数	1台	設計値
iii 容量	140m <sup>3</sup> /h	設計値
iv 停止条件	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方
4) 格納容器再循環ユニット		
i 開始条件	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方
ii 台数	2台	
(3) 事故条件		
1) 破断位置	高温側配管	事故想定
2) 破断体様	完全両端破断	事故想定

## Cs-137 の大気中への放出放射エネルギー評価について

## 1. 評価事象

重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射エネルギーを評価した。

本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高めに推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなる。

## 2. 評価条件

## 2.1 評価のプロセス

評価イメージを図 1 に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを図 2 に示す。

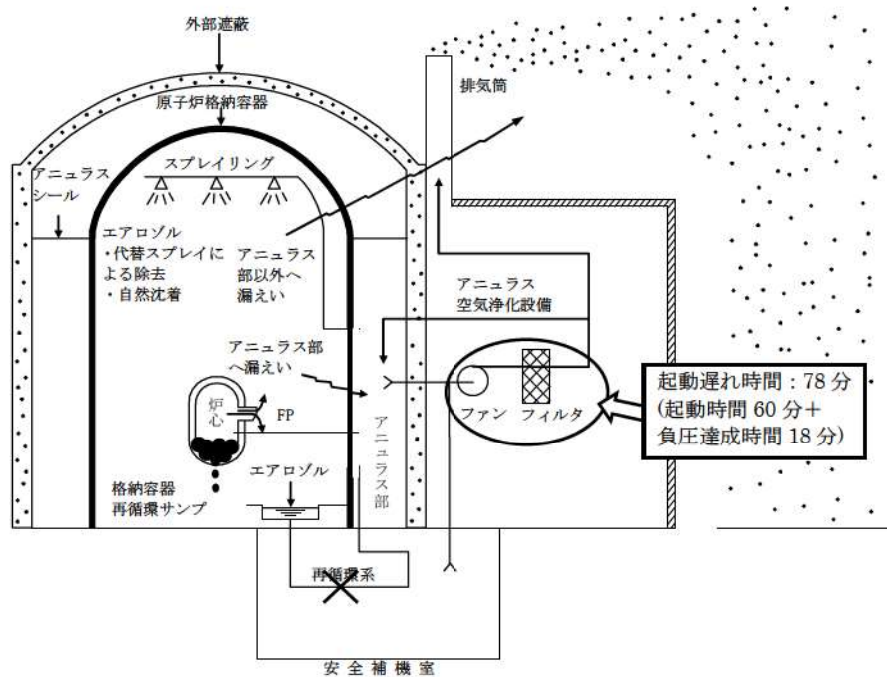


図 1 評価イメージ



図2に示す過程にしたがって、大気中への Cs-137 放出放射エネルギーを算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、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、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射エネルギーを評価する。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は 10）を考慮する。

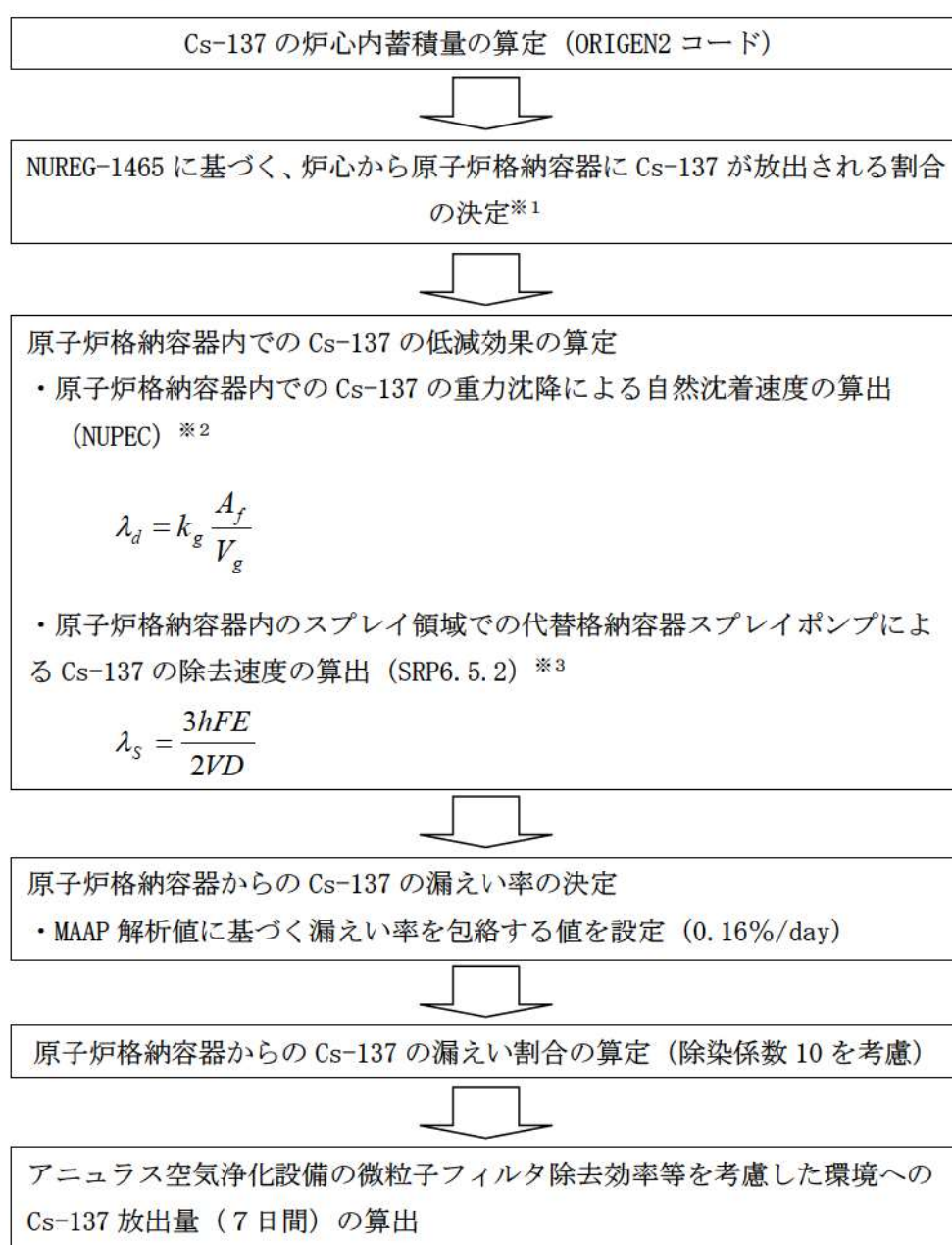


図2 大気中への Cs-137 放出量評価のプロセス

※1：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。(次頁表の Gas Release から Late In-Vessel までのフェーズを考慮)

※2：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、エアロゾルの重力沈降速度を用いたモデルが検討されており、以下の式から求められる。

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

$\lambda_d$ ：自然沈着率

$k_g$ ：重力沈降速度

$A_f$ ：原子炉格納容器床面積

$V_g$ ：原子炉格納容器自由体積

※3：スプレイによる Cs-137 の除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

$\lambda_s$ ：スプレイ除去速度

$h$ ：スプレイ液滴落下高さ

$V_s$ ：スプレイ領域の体積

$F$ ：スプレイ流量

$E$ ：捕集効率

$D$ ：スプレイ液滴直径

PWR を模擬した NUPEC 実験によりスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定

## 2. 2 評価条件

表1に評価条件を示す。なお、評価対象炉心は評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定して評価を実施した。(別添参照)

表1 評価条件 (1 / 3)

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の102%	定格値に定常誤差(+2%)を考慮
原子炉運転時間	最高40,000時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。
サイクル数 (バッチ数)	4	
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465に基づき Cs類:75% 放出時間もNUREG-1465 に基づく	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(大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスを含む)を代表するNUREG-1465記載の放出割合(Gap Release~Late in-Vesselまでを考慮)を設定。
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 $6.65 \times 10^{-3}$ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定
代替格納容器スプレイポンプ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
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	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2に示された評価式等に基づき設定。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	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対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可(添付書類十)の考え方に同じ。

表1 評価条件 (2 / 3)

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果 (DF)	エアロゾル粒子：10	粒子状物質に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮 NUPEC 試験結果に基づき保守的に設定
アニュラス部体積	7,860m <sup>3</sup>	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間 60分+起動後負圧達成時間 18分の合計)。起動遅れ時間 60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。

表1 評価条件 (3 / 3) \*1

	希ガス類	よう素類	Cs類	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 3.1×10 <sup>19</sup>	約 3.1×10 <sup>19</sup>	約 1.3×10 <sup>19</sup> (約 3.3×10 <sup>17</sup> )*2	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 1.9×10 <sup>19</sup>	約 3.5×10 <sup>19</sup>	約 6.6×10 <sup>19</sup>	約 6.8×10 <sup>19</sup>

\*1 ORIGEN2 を用いて算出 \*2 Cs-137 の炉心内蓄積量

### 3. 評価結果

Cs-137 の大気中への放出放射エネルギーは、事象発生から 7 日後までの Cs-137 の放出放射エネルギーの総量を評価した結果、約  $5.1 \times 10^1$  TBq である。審査ガイドに示された 100TBq を下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。

図 3 に大気放出過程を、図 4 及び図 5 に放出放射エネルギーの推移グラフを示す。

単位：Bq (GROSS値)

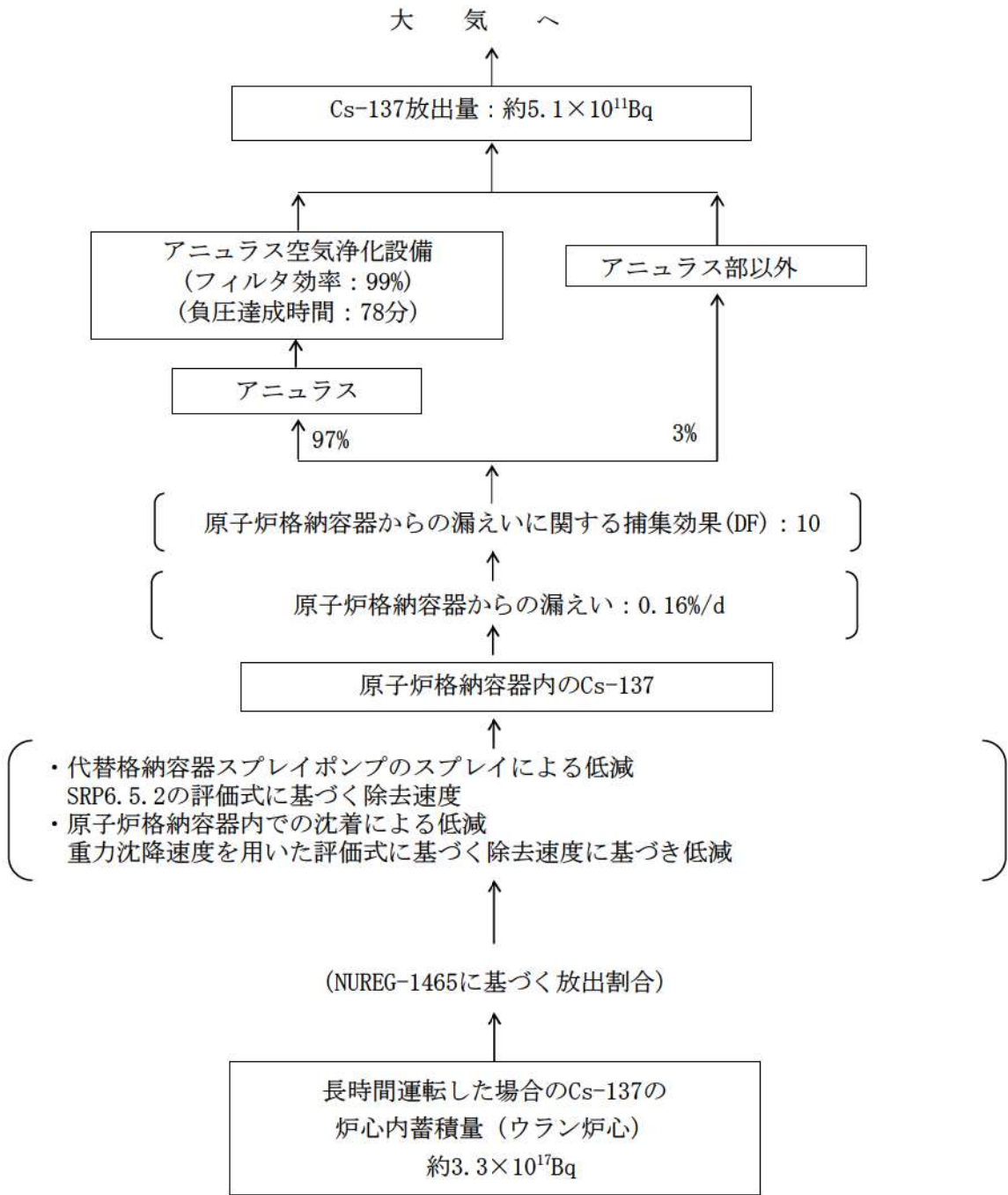


図3 Cs-137の大気放出過程

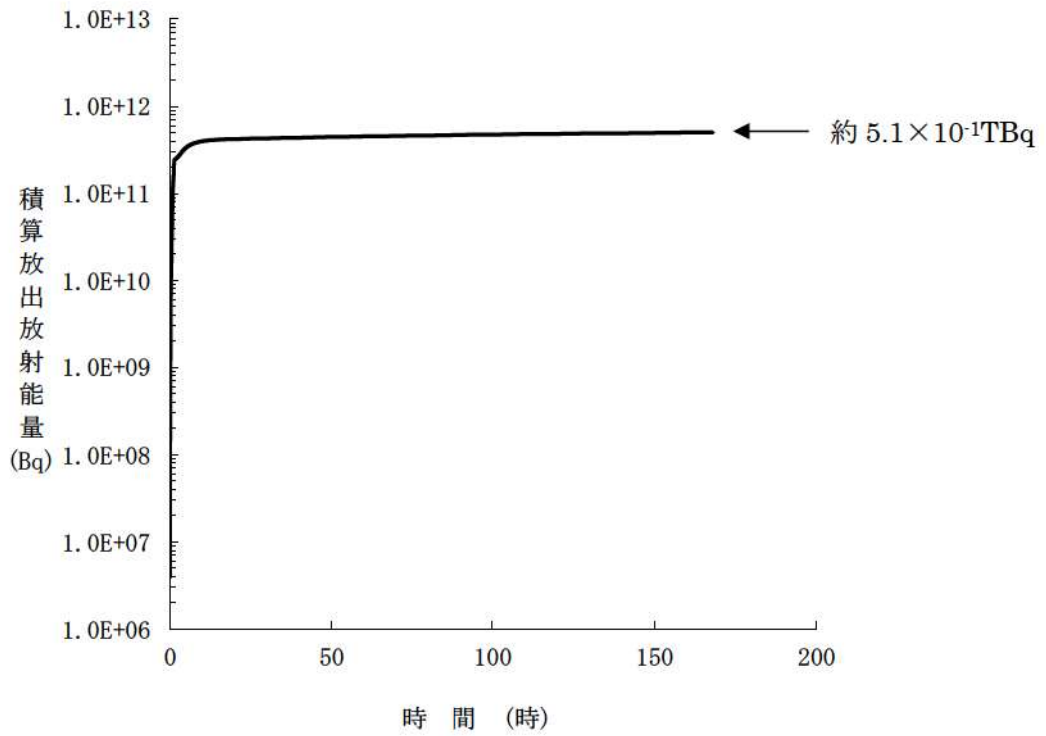


図4 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移 (7日間 (168時間))

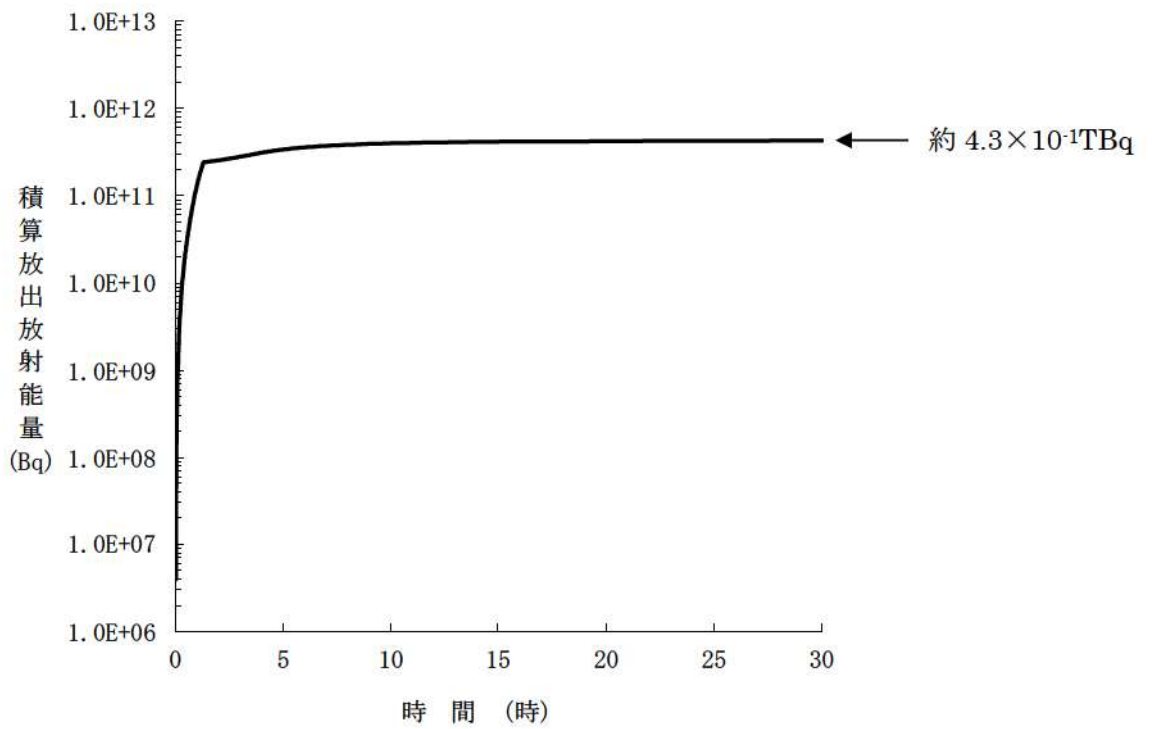


図5 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移 (30時間)

### ウラン炉心<sup>\*1</sup>及び 1/4MOX 燃料装荷炉心<sup>\*2</sup>での炉心内蓄積量の比較

今回、泊発電所 3 号炉の Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価については、ウラン炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と 1/4MOX 燃料装荷炉心と比較した結果、Cs-137 の炉心内蓄積量がウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも 1/4MOX 装荷炉心でも同じであるため、Cs-137 の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射エネルギーも多くなる。

以下、ウラン炉心及び 1/4MOX 燃料装荷炉心での Cs-137 の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表 1 に示す。

表 1 主要解析条件

	主要条件	
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心
炉心熱出力	100% (2, 652MWt) × 1.02	
原子炉運転時間 (別紙 1 参照)	最高40,000時間	最高40,000時間 (ウラン燃料) 最高30,000時間 (MOX燃料)
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出	

Cs-137 の核分裂収率<sup>\*3</sup>は、プルトニウムは約  $6.7 \times 10^{-2}$ 、ウランは約  $6.3 \times 10^{-2}$  であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいもののほぼ同程度であるため、長半減期核種である Cs-137 は、運転時間に応じて蓄積される。ウラン炉心及び 1/4MOX 燃料装荷炉心の Cs-137 の炉心内蓄積量を比較した結果、表 2 に示すとおり、炉心の運転時間が長いことからウラン炉心の炉心内蓄積量が 1/4MOX 燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、ウラン炉心のほうが Cs-137 の環境への放出放射エネルギーは多くなる。

表 2 ウラン炉心及び 1/4MOX 燃料装荷炉心での  
炉心内蓄積量及び環境への放出放射エネルギーの比較

	ウラン炉心	1/4MOX炉心
Cs-137 の炉心内蓄積量 (Bq)	約 $3.3 \times 10^{17}$	約 $3.2 \times 10^{17}$
Cs-137 の環境への放出放射エネルギー (Bq)	約 $5.1 \times 10^{11}$ (約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBq)	約 $4.8 \times 10^{11}$ (約 $4.8 \times 10^{-1}$ TBq)



- ※1 : 燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料を 100%装荷した炉心
- ※2 : 炉心の約 3/4 に燃料集合体最高燃焼度 55,000Mwd/t までのウラン燃料、約 1/4 に燃料集合体最高燃焼度 45,000Mwd/t までの MOX 燃料を装荷した炉心
- ※3 : 出典 : IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013 年 8 月時点)

## 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 Cs-137 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 Cs-137 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。

## &lt;ウラン燃料&gt;

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

<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）にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態（約 3,100K）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、ウラン燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている<sup>(1)(2)</sup>。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<sup>(2)</sup>。

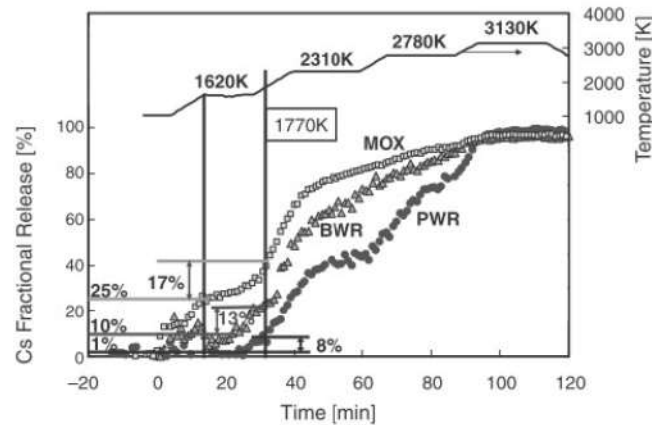


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

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 <sub>2</sub>	BWR-UO <sub>2</sub>	ATR-MOX
Pellet diameter <sup>a</sup> [mm]	8.1	10.4	12.4
Density <sup>a</sup> [% 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 <sup>b</sup> [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20

<sup>a</sup>Nominal values as fabricated

<sup>b</sup>Average temperature during irradiation

この結果を見ると、約 1,800K 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 1,800K から約 2,800K 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。2,800K 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熔融するため、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、 $UO_2$  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 号炉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  $UO_2$  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  $UO_2$  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- $UO_2$  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  $UO_2$  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、燃料が高温となり熔融に至る過程は 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<sup>(3)</sup>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は、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 次冷却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。