

(2) 評価モデル

(a) 計算条件及び記号

- CV 内が飽和状態であると想定した上で燃焼前ウェット水素濃度 8 vol% になる水蒸気濃度
- 通常運転時の初期圧力 $P_0 = 101,325$ (Pa)
- 通常運転時の初期温度 $T_0 = 49$ (°C)
- 全炉心内ジルコニウム質量 $m_{Zr} = 20,200$ (kg)
- 断熱等積完全燃焼 (AICC: adiabatic isochoric complete combustion)
- 燃焼前の化学種は水素、酸素、窒素、水蒸気分子、燃焼後の化学種は酸素、窒素、水蒸気分子のみを仮定し、化学平衡計算は実施しない
- 化学種の定容比熱は定数とする^[1]
- AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用

(記号)

V_{cv}	: 原子炉格納容器自由体積 (m^3)
P_{cv}	: 圧力 (Pa)
T_{cv}	: 温度 (K)
n	: ガス分子数 (-)
m	: ガス質量 (kg)
M	: 分子量 (kg/kmol)
Q_H	: 水素の低発熱量 (1.209×10^8 J/kg) ^[2]
C_v	: 定容比熱 (J/kgK)
ρ_0	: 理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/ m^3)
R_0	: 一般ガス定数 (8,314 J/kmol · K)
$P_{sat}(T)$: 温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa) ^[3]
$()_0$: 運転時の状態
$()_i$: i 化学種の値 i=0(酸素)、i=N(窒素)、i=H(水素)、i=S(水蒸気)、 i=air(空気)、i=Zr(ジルコニウム)
$()'$: 燃焼後の値

(b) CV 内の酸素、窒素および水素質量

水素燃焼前の酸素、窒素および水素質量を算出する。これらは解析条件及び気体の状態方程式から以下のように算出できる。

$$\rho_0 = \frac{P_0}{R_0 T_0}$$

$$m_N = 0.78 V_{cv} \rho_0 M_{N_2}$$

$$m_O = 0.22 V_{cv} \rho_0 M_{O_2}$$

$$m_H = 2 \frac{m_{Zr}}{M_{Zr}} M_H$$

(c) 水素燃焼前の状態計算

水素燃焼前の水蒸気質量は、CV内が飽和状態であると想定した上でウェット水素濃度が8 vol%であることを条件に、状態方程式から求める。

$$\frac{\frac{m_H}{M_H}}{\frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} + \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}} = 0.08$$

$$m_s = \frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} M_s$$

$$P_{cv} = P_{sat}(T_{cv}) + \frac{R_0 T_{cv}}{V_{cv}} \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}$$

(d) 水素燃焼後の状態計算

水素燃焼後の状態を計算する。酸水素反応の化学量論的關係は次式で与えられる。



$$2 \frac{m_H}{M_H} + \frac{m_O}{M_O} \rightarrow 2 \frac{m_s}{M_s} + 2m_H Q_H$$

上記の關係から、酸素に対して水素が不足している状態における化学種の質量は次式で与えられる。ただし、燃焼後の反応に関係しない窒素を除く。

$$m'_H = 0$$

$$m'_s = m_s + m_H \frac{M_s}{M_H}$$

$$m'_O = m_O - 0.5m_H \frac{M_O}{M_H}$$

燃焼前後のエネルギー保存は次式で与えられる。

$$T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i} = T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H$$

※本式右辺の燃焼の定容比熱については、燃焼後の比熱を使用する方が保守的な評価となるため以降の評価では燃焼後の定容比熱を使用することとする。

上式から燃焼後の断熱温度が次式により求められる。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i}}$$

また、この時の圧力は次式より求められる。

$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i'}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

4. 検討結果

検討手順に基づいて、泊3号炉を対象に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼によるCV内の圧力上昇の算出結果を以下に示す。(ケース1)

燃焼前のCV内ウェット水素濃度：8vol%

(ドライ条件に換算したCV内水素濃度約11.82vol%)

燃焼前の圧力：0.088MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.443MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]

以上から、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による原子炉格納容器内の圧力上昇を算出した結果、最高使用圧力の2倍以下となった。したがって、本事象についての判断基準を満たすことを確認した。

5. 感度解析

GOTHIC による解析で、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応する時点での、ウェット水素濃度約 9.2vol%における評価結果は以下の通りである。(ケース 2)

燃焼前の CV 内ウェット水素濃度：約 9.2vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.65vol%)

燃焼前の圧力：0.057MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.421MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]

なお、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した際に、水蒸気が無い、ドライ状態での評価結果は以下のとおりであり、燃焼前の原子炉格納容器内をウェット水素濃度 8 vol%相当まで水蒸気で加圧した条件が厳しくなることがわかる。(ケース 3)

燃焼前の水蒸気濃度：0vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.82vol%)

燃焼前の圧力：0.014MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.376MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]

各ケースの評価結果を表 2 にまとめる。

表 2 各ケースの評価結果

ケース	想定 Zr- 水反応 割合	初期水素濃度	燃焼前圧力 MPa[gage]	燃焼後圧力 MPa[gage]	圧力上昇幅 MPa
1	75%	ウェット 8 vol% (水素：332.1[kmol]) (空気：2477.9[kmol]) (水蒸気：1341.6[kmol])	0.088	0.443	0.355
2	75%	ウェット約 9.2vol% (水素：326.8[kmol])※ (空気：2477.8[kmol]) (水蒸気：764.9[kmol])	0.057	0.421	0.364
3	75%	ドライ約 11.8vol% (水素：332.1 [kmol]) (空気：2477.9 [kmol]) (水蒸気：-)	0.014	0.376	0.362

※：GOTHIC 評価結果から引用しており、約 2.9 時間時点までの原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) による水素の処理を考慮

6. 参考文献

- [1] 伝熱工学資料, 日本機械学会
- [2] 燃焼工学ハンドブック, 日本機械学会
- [3] 日本機械学会蒸気表, 日本機械学会

(参考1)

表3 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)

パラメータ		ケース1	ケース3
P_0	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325	←
R_0	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314	←
T_0	初期 CV 内温度 (K)	322.15	←
ρ_0	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831	←
V_{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500	←
M_N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134	←
m_N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144	←
M_O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988	←
m_O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444	←
m_{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150	←
M_{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224	←
M_H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588	←
m_H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6	←
T_{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63	—
$P_{sat}(T_{cv})$	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241	—
m_s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169	0
P_{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.088	0.014
m'_s	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153	5,984
m'_o	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130	←
$C_{v,N}$	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204	932.4449
$C_{v,O}$	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.2130	872.1521
$C_{v,S}$	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723	2,080.520
$C_{v,H}$	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95	11,614.74
Q_H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10^8	←
T'_{cv}	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,077	1,423
P'_{cv}	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])	0.443	0.376
$P'_{cv} - P_{cv}$	圧縮上昇幅(MPa[gage])	0.355	0.362

*1 燃焼後の定容比熱を使用。

*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。

本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。

(参考2)

燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について

燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i C_{v,i}}$$

今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表4及び表5に示すとおり燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した原子炉格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表6及び表7に示すとおりである。

また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表8に計算結果を示す。

$$P_{cv}' = P_{CV} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{CV} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。

表4 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1 (ウェット)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1012	0.411	

表5 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3 (ドライ)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1358	0.354	

表6 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1 (ウェット)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	9.71E+02
	熱容量(J/K)	4.04E+07	1.18E+07	6.91E+06	3.45E+07	9.36E+07
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.72E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	8.06E+02	7.77E+02	1.05E+04	1.64E+03	1.07E+03
	熱容量(J/K)	4.37E+07	1.15E+07	3.51E+06	4.45E+07	1.03E+08
燃焼後	質量(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	3.02E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	8.76E+02	8.33E+02	1.09E+04	1.85E+03	1.17E+03
	熱容量(J/K)	4.74E+07	1.01E+07	0.00E+00	5.57E+07	1.13E+08

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表7 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース3 (ドライ)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0.00E+00	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	7.43E+02	6.62E+02	1.02E+04	1.41E+03	8.11E+02
	熱容量(J/K)	4.02E+07	1.15E+07	6.85E+06	0.00E+00	5.86E+07
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.99E+03	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	8.55E+02	8.18E+02	1.07E+04	1.78E+03	9.31E+02
	熱容量(J/K)	4.63E+07	1.21E+07	3.59E+06	5.32E+06	6.73E+07
燃焼後	質量(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	5.98E+03	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	9.32E+02	8.72E+02	1.16E+04	2.08E+03	1.02E+03
	熱容量(J/K)	5.05E+07	1.06E+07	0.00E+00	1.24E+07	7.35E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表8 AICC 評価の計算結果

	燃焼	気体	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	温度 (K)
		M	28.0134	31.9988	2.01588	18.01528		
ケース1 (ウエット)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	—	359.63
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	1.34E+03	4.15E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	3.02E+04	—	1077
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	1.67E+03	3.99E+03	
ケース3 (ドライ)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0	—	322.15
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	0	2.81E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	5.98E+03	—	1423
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	3.32E+02	2.64E+03	
気体	n' / n	T _{cv'} / T _{cv}	(n' / n) × (T _{cv'} / T _{cv})	P _{cv} (MPa[abs])	P _{cv'} (MPa[abs])	P _{cv} (MPa[gage])	P _{cv'} (MPa[gage])	圧力上昇幅 (MPa)
ケース1 (ウエット)	0.96	2.99	2.87	0.190	0.545	0.088	0.443	0.355
ケース3 (ドライ)	0.94	4.42	4.16	0.115	0.478	0.014	0.376	0.362

注：M(分子量)、m(質量 kg)、m/M(モル数)

安定状態について

水素燃焼（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事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、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、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】

原子炉格納容器安定状態の確立について

【格納容器スプレイ再循環運転が可能な場合】

第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図の解析結果より、格納容器スプレイ再循環運転を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度が低下に転じる、事象発生の約 3 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

【格納容器スプレイ再循環運転が不可能な場合】

事象発生から格納容器内自然対流冷却を開始するまでの時間（約 2 時間）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を開始後、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じるまでの時間（約 25 時間^{*}）を足した事象発生の約 27 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

※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」を参考として、第 7.2.1.1.9 図及び第 7.2.1.1.10 図の原子炉格納容器圧力及び温度の解析結果より、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から原子炉格納容器圧力及び温度が安定し、低下に転じる時間。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、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】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の 原子炉格納容器内水素濃度について

1. はじめに

溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるコンクリート侵食及びそれに伴う水素の追加発生を考慮した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、有効性評価で示す評価結果を上回る可能性があると考えられる。

したがって、以下のとおり MCCI の現象の不確かさを考察した上で、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり面積を小さく設定した極端な解析条件における感度解析を実施し、有効性評価結果への影響を確認した。

その結果、ドライ条件に換算した水素濃度は、有効性評価において約 11.7vol%以下であるのに対して、MCCI による追加水素を考慮した場合においても約 12.5vol%以下となり、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確認した。

2. MCCI の現象の不確かさについて

コンクリート侵食に至る過程は、

- ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 溶融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

のように段階的に進展する。それぞれの現象の不確かさによる影響と、解析上の取り扱いは、以下のとおりである。

① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

溶融炉心の拡がり面積により、水・コンクリートへの伝熱面積に影響が生じる。

解析上の溶融炉心の拡がり面積は、PULiMS 実験により得られた知見に基づいて設定している。

実機条件においては、溶融炉心の落下過程において細粒化する溶融炉心の量はわずかであるため、相当量の溶融炉心が固化されないまま原子炉下部キャビティ床に堆積する。このため、PULiMS 実験による知見から、実機条件においては溶融炉心の拡がり面積は大きくなると考えられるが、MCCI の観点で厳しくなるように拡がり面積を極端に小さく設定した場合の感度解析を 3 項において実施する。

② 溶融炉心の冷却過程

水-溶融炉心間の冷却により、コンクリートへの伝熱量に影響が生じる。

実現象としては、クラスト表面に亀裂が生じることによるクラストへの浸水及びクラストの表面形状の凹凸による伝熱面積の増加により、溶融炉心の冷却は促進されるが、解析上は、これらの現象を取り扱っていない保守的なモデルとなっており、発熱体を平板状と模擬し、Kutateladze の相関式によって伝熱量を評価したモデルとなっている。

3項において、水-溶融炉心間の熱流束の影響を考慮した条件も組み合わせて感度解析を実施する。

③ コンクリートの侵食過程

コンクリートの侵食により、追加水素の発生量に影響が生じる。

溶融炉心とコンクリートの伝熱については、実現象としては、溶融炉心の表面形状により発熱体とコンクリートの接触面積の不確かさが存在するが、解析上は、平板状の発熱体がコンクリートと密着した保守的なモデルになっている。

また、溶融炉心からの伝熱によるコンクリート侵食量については、コンクリートの組成、融点等の物性値が把握されていることから、評価上の不確かさは存在しない。さらに、コンクリート溶融により発生する水蒸気等のガスの全量が、溶融炉心に侵入するように保守的なモデルとなっており、溶融炉心内におけるガスと金属との化学反応による水素発生量を化学平衡計算により評価している。

3. 追加水素発生による影響評価

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「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事故 (AEI)」は、原子炉下部キャビティ水位が高く、かつ、水温が低くキャビティ水の密度が大きいことから、溶融炉心の冷却が促進され、MCCI の観点では厳しくならない。

一方、MCCI の観点で厳しい評価事故シーケンスは、「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 (AED)」である。

このため、水素濃度をより厳しい条件で評価する観点から、表 1 のとおり、AED において原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件で感度解析を実施し、そこで得られた水素発生量を AEI による水素濃度評価に足し合わせることで原子炉格納容器内水素濃度評価を実施した。なお、MAAP コードによる解析で考慮しているコンク

リート含有成分及びその比率は、表 2 に示すとおりである。

感度解析の結果を図 1、図 2 及び図 3 に示す。床面で約 18cm、壁面で約 18cm のコンクリート侵食が生じ、水素が生成されるが、コンクリート侵食の停止に伴い水素の発生が停止している。水素発生量は表 3 のとおり、ジルコニウムに起因するものであり、全炉心内のジルコニウム量の約 6 % が反応している。

この MCCI による追加水素発生量を加えた場合においても、図 4 に示すとおり、ドライ条件に換算した水素濃度は約 12.5vol% 以下となり、13vol% を下回ることを確認した。

以上

表1 感度ケースの解析条件

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
基本 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 (注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 (注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

(注) 大気圧条件

: 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 MAAP コードによる解析で考慮している
コンクリート含有成分及びその比率

成分	比率
SiO ₂	0.67
CaO	0.10
Al ₂ O ₃	0.06
K ₂ O	0.04
MgO, MnO, TiO ₂	0.01
Fe ₂ O ₃	0.03
H ₂ O	0.08
CO ₂	0.01

表3 MCCIによる水素発生量の推移

時刻		RV 破損前	RV 破損後 30 分	RV 破損後後期
		1.6 時間	2.1 時間	10 時間
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小 計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)

※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合

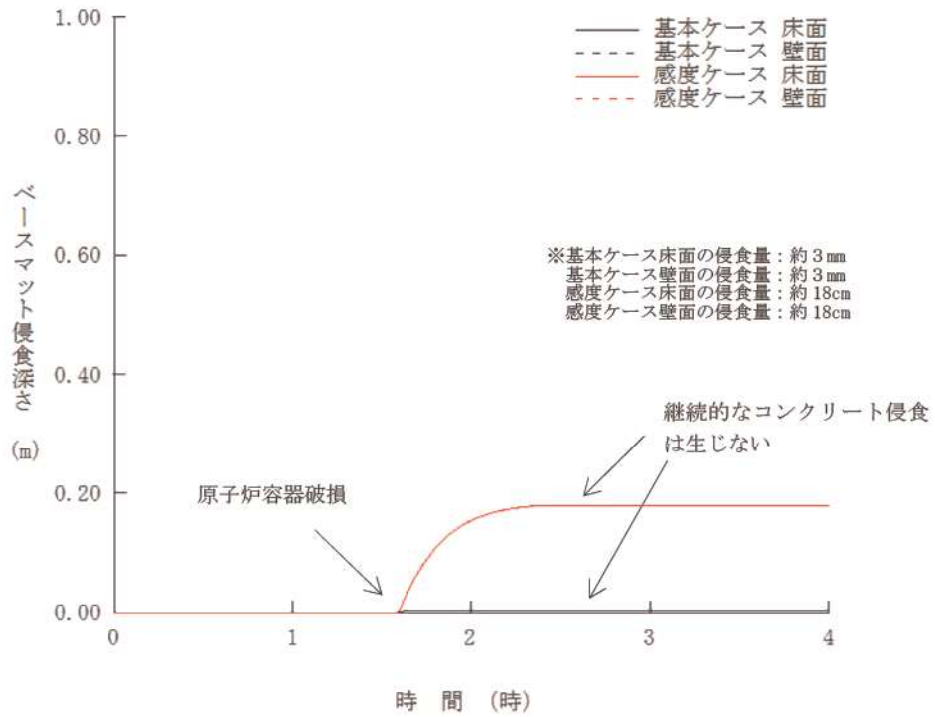


図1 ベースマット侵食深さの推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

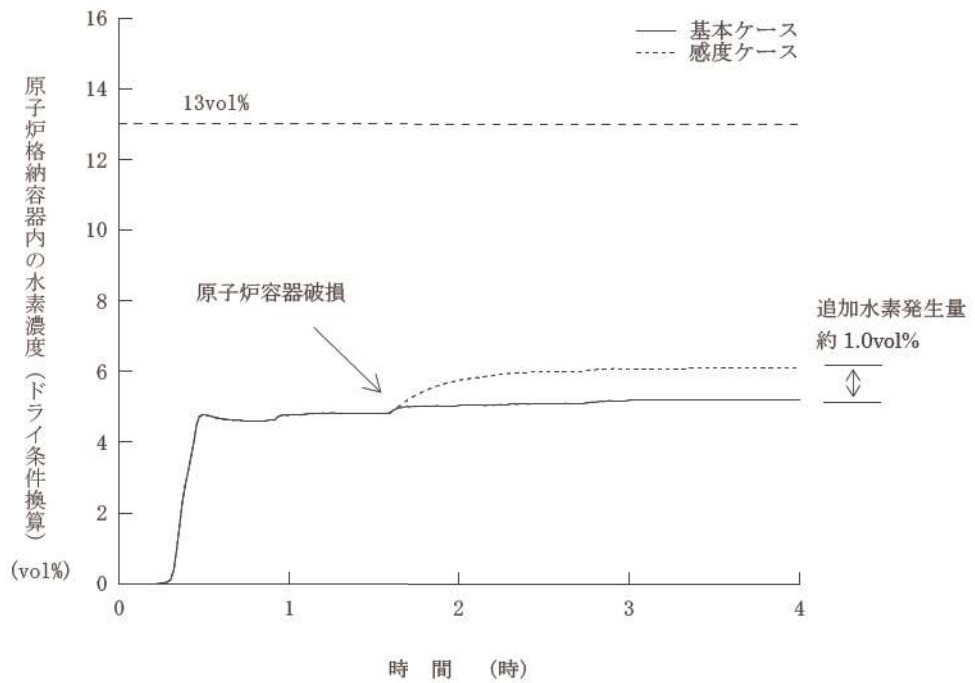


図2 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

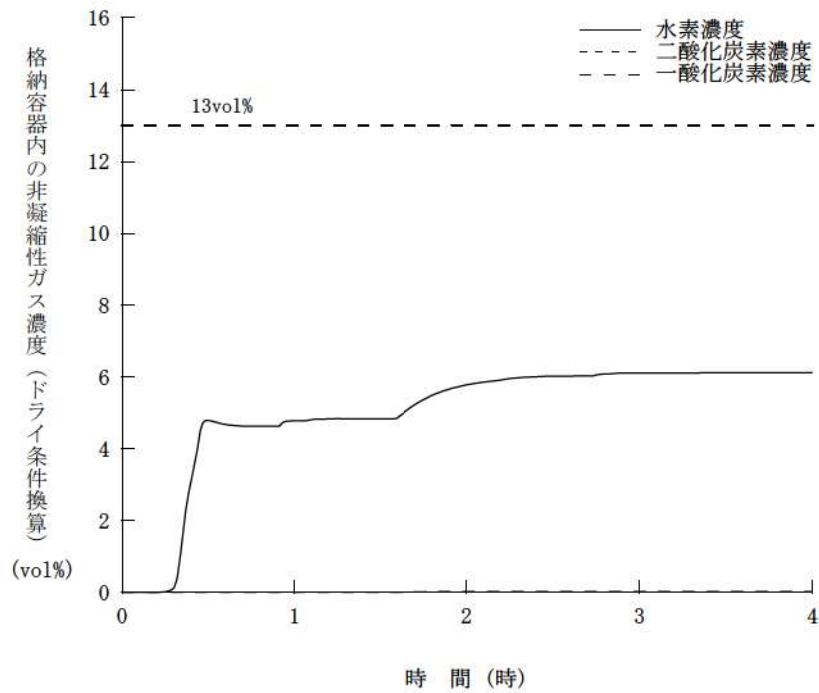


図3 非凝縮性ガスの濃度の推移 (MCCI の観点で厳しくなる感度ケース)

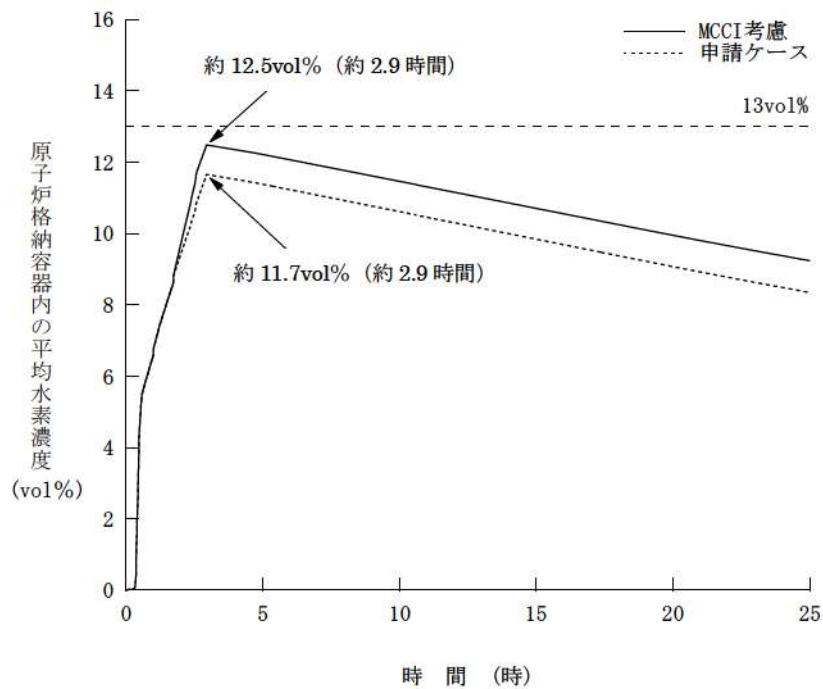


図4 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移

※保守的に、MCCIによる追加発生分に対する水素処理は考慮していない。

溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合の
コンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって
発生する非凝縮性ガスの影響評価

1. はじめに

事前水張された原子炉下部キャビティのプール水中に落下する溶融炉心は、一部が細粒化し、残りは連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積する。溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学（KTH）の解析研究により得られた凝集モードマップ^[1]に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心が連続層として堆積（ケーキ状）する。

一方、細粒化及び堆積挙動には不確かさがあることから、連続層表面に粒子状デブリが形成する可能性はある。粒子状デブリは連続層に比べて空隙が大きく、冷却材を浸透しやすいため、冷却の観点で有利と考えられるが、仮に空隙が小さいと、冷却材の浸透性が悪くなる恐れもある。

以上を踏まえ、原子炉下部キャビティ床に溶融炉心が落下した時点から、連続層上部に粒子状ベッドが形成した条件にて影響を確認する。

2. 評価条件

基本ケースの評価条件に対する変更点を表1にまとめる。粒子状ベッドのドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski 0-D モデル^{[2][3]}が広く使われている。ここでは、Lipinski 0-D モデルにより粒子状ベッドのドライアウト熱流束を保守的に評価し、その結果を参考に Kutateladze 係数を 0.05 と設定することで、保守的な評価条件とした。詳細は以下の通り。

Lipinski 0-D モデルでは主なパラメータは粒子径、空隙率、堆積高さ、圧力があり、ドライアウト熱流束を保守的に予測する観点から、各パラメータを以下のように想定した。

- ・粒子径は、これまでの実験等の知見により 3～7 mm と報告されており^[4]、小さい方が保守的であるため 3 mm を想定する。
- ・空隙率は、おおむね 0.3 以上が報告されているが^[4]、小さい方が保守的であるため、粒子の充填状態の幅を考慮して 0.26（面心立方格子、最稠密）を想定する。
- ・粒子状ベッドの堆積高さは、空隙率とデブリ総量に依存する。基本ケースに

において、原子炉容器から溶融炉心の流出は約 2.8 時間で停止し、その時点で流出総量は約 t である。堆積高さは高いほど保守的であるため、ここでは全量の細粒化を想定し、上記で設定した空隙率を用いて堆積高さを m と想定する。

- ・ 圧力は、事象進展により変化することからパラメータとする。

上記の保守的な粒子状ベッド条件において Lipinski 0-D モデルによりドライアウト熱流束を評価し、MAAP に適用されている Kutateladze 型の水平平板限界熱流束と比較した結果を図 1 に示す。Lipinski 0-D モデルにより評価された保守的なドライアウト熱流束は、Kutateladze 係数 0.05～0.06 に相当する。このため、本感度解析では Kutateladze 係数を 0.05 と設定した。

表 1 上面熱流束係数の基本ケースと感度解析ケース

パラメータ	基本ケース	感度解析ケース	設定根拠
Kutateladze 係数 (Ck)	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	0.05 (0.4 MW/m ² 相当 ^(注))	Lipinski 0-D モデルによる評価において、粒子径 3mm、空隙率 0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> m とした場合のドライアウト熱流束よりも保守的な設定

(注) 大気圧条件

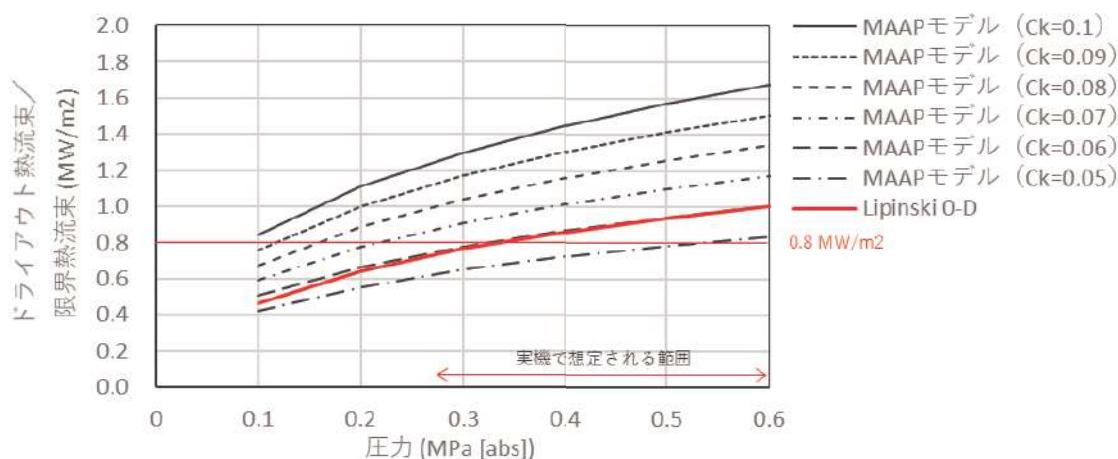


図 1 Lipinski 0-D モデルによるドライアウト熱流束評価結果 (粒子径 3 mm、空隙率 0.26、ベッド堆積高さ m)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 評価結果

評価結果を図2に示す。感度解析では、基本ケースに比べて溶融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、溶融炉心が十分冷えるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、本感度解析では、コンクリート侵食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、その値は、床面で約1.4cm、壁面で約1.4cmにとどまる。

なお、コンクリート侵食に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても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0.2vol%程度にとどまる。

以上のことから、溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合でも、コンクリート侵食量及びMCCIによって発生する非凝縮性ガスの影響は小さい。

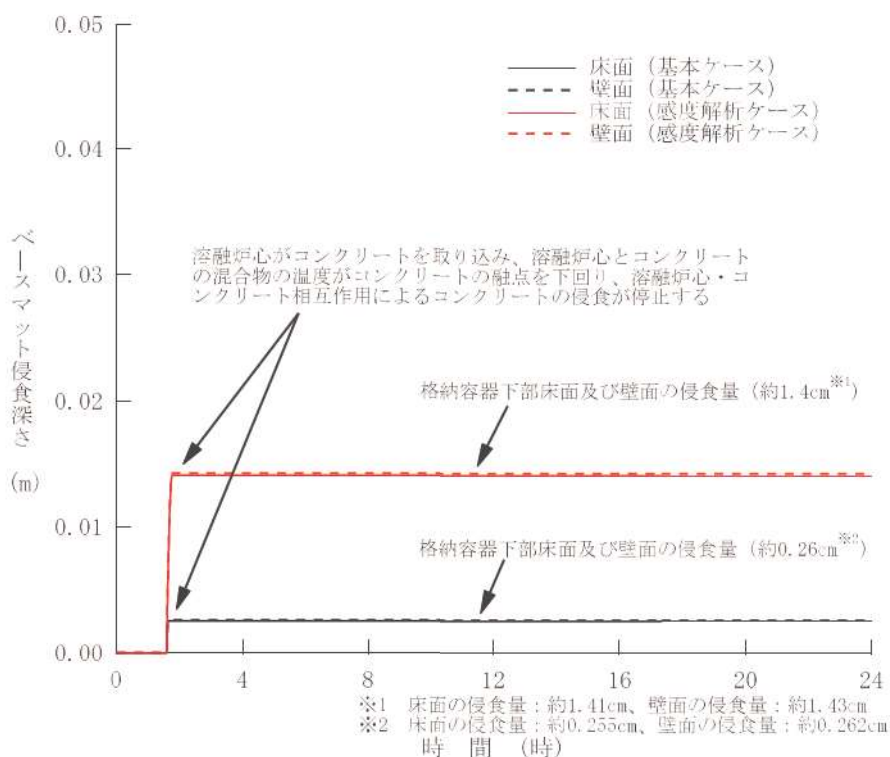


図2 ベースマット侵食深さの比較

参考文献：

- [1] P. Kudinov and M. Davydov “PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT”, NURETH14-543
- [2] R. J. Lipinski, “A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds”, NUREG/CR-2646, SAND82-0765, R7 (1982), Sandia National Laboratory.
- [3] R. J. Lipinski, “A Particle-Bed Dryout Model with Upward and Downward Boiling,” Trans. Amer. Nucl. Soc., 35, 358 (1980).
- [4] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月

事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合の
ドライ水素濃度について

水素燃焼に係る有効性評価においては、審査ガイドにおいて「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする」とされている。このため、MAAPの評価結果のジルコニウム-水反応による水素生成期間において、一定速度でジルコニウム-水反応量が増加すると仮定して全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正し、GOTHICにて原子炉格納容器内の水素混合気の挙動を計算している。

ここでは、気体の状態方程式を用い、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の原子炉格納容器内のドライ換算水素濃度を以下のとおり計算した。

ジルコニウムの水による酸化反応は次の式で表される。



従って、ジルコニウム-水反応により生成される水素のモル数は次の式のとおりである。

$$n_{\text{H}_2} = 2m_{\text{Zr}} / M_{\text{Zr}} \quad (W_{\text{H}_2} = 2 n_{\text{H}_2}) \quad (2)$$

ここで、

- m_{Zr} : Zr質量 約15.15 t (全炉心ジルコニウム量の75%)
- M_{Zr} : Zr原子量 91.224 g/mol
- n_{H_2} : 生成される水素のモル数
- W_{H_2} : 生成される水素の重量

また、原子炉格納容器内の空気のモル数は空気を理想気体として扱くと次の式で表される。

$$n_{\text{Air}} = P_{\text{cv}}V_{\text{cv}} / RT_{\text{cv}} \quad (3)$$

ここで、

- R : 気体定数 8.314 J/(K・mol)
- T_{cv} : 原子炉格納容器内温度 49°C
(通常運転時の原子炉格納容器内温度の最大値を使用)
- P_{cv} : 原子炉格納容器内圧力 約 1.01×10^5 Pa (大気圧: 1atm)
- V_{cv} : 原子炉格納容器自由体積 65,500m³
- n_{Air} : 原子炉格納容器内の空気のモル数

従って、保守的に水蒸気を考慮しない原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は(2)、(3)式の空気及び水素のモル数から次の式で表される。

$$C_{\text{H}_2, \text{dry}} = (n_{\text{H}_2} / (n_{\text{Air}} + n_{\text{H}_2})) \times 100 = \text{約}11.82\text{vol}\%$$

ここで、

$C_{\text{H}_2, \text{dry}}$: 原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度

以上のおり、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合においても、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。なお、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) の効果により減少する。

以 上

格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について

炉心損傷時に溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮し全炉心内のジルコニウムの 81%が水と反応とした場合の原子炉格納容器内の水素発生挙動解析 (MAAP/GOTHIC 解析) より、原子炉格納容器内の水素濃度を 8 vol% (ウェット換算) 程度に抑えることができることを確認している。

図 1 に格納容器水素イグナイタ (以下、「イグナイタ」という。) を設置した場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、図 2 にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のドライ換算した水素濃度の推移を示す。同図より、イグナイタにより初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果のあることが確認できる。

【評価条件】

- ・ 全炉心 81%ジルコニウム-水反応 (溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮) を仮定、水の放射線分解、金属腐食、ヒドラジンの放射線分解を考慮
- ・ 大 LOCA+ECCS 注入失敗のケース
- ・ 原子炉格納容器内水素処理装置 5 個、イグナイタ 12 個設置
- ・ 水素濃度 8 vol% (ウェット換算) で着火するとした。

水素濃度が 8 vol% に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。

長期的に原子炉格納容器内水素処理装置での再結合により水素濃度が低下している。

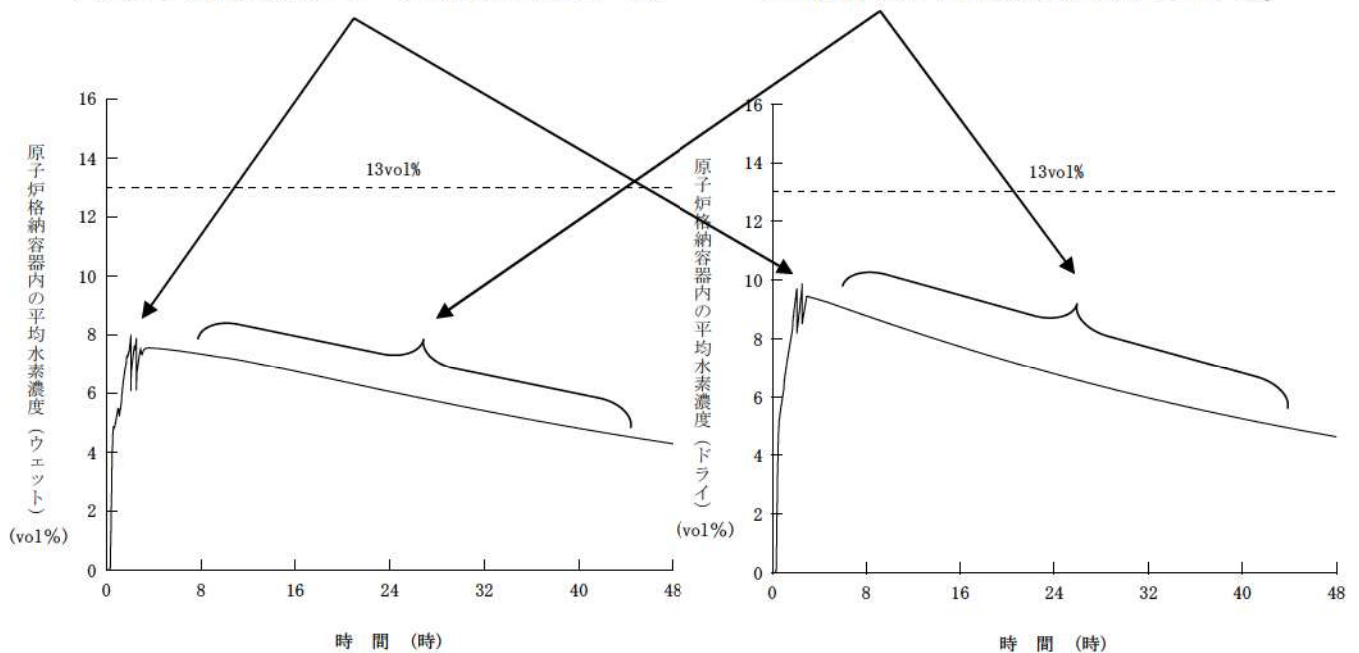


図 1 原子炉格納容器平均ウェット水素濃度

図 2 原子炉格納容器平均ドライ水素濃度

格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置

1. 原子炉格納容器内の水素混合について

重大事故時に発生する原子炉格納容器内の水素の混合挙動については、原子炉格納容器内に発生する循環流によって原子炉格納容器内の水素濃度は均一化し、格納容器スプレイ等により水素の混合が促進され则认为している。

格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として、①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や②格納容器内自然対流冷却を整備 (NUPEC 報告書^{*1}でも提言) しており、原子炉格納容器内の上下区画において水素の濃度差が生じる水素の成層化が起こる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置 (以下、「PAR」という。) の発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素の濃度成層化が起こることはないとする (表 1)。

表 1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1} 、 有効性評価
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析 (H18) ^{*2}
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1}
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与	

* 1 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書 (平成 15 年 3 月)

* 2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書 (平成 18 年 8 月)

2. 炉心損傷時に発生する水素への対応

泊 3 号炉は、炉心の著しい損傷時の原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るために、水素濃度制御装置として PAR 及び格納容器水素イグナイタ (以下、「イグナイタ」という。) の両者を原子炉格納容器内に設置している。

PAR 及びイグナイタは、炉心損傷時に発生する水素が原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果を踏まえ、水素の放出される位置や、主要な通過経路等を考慮した位置に設置し、原子炉格納容器内に発生した水素の効果的な除去ができるようにしている。

その上で、さらなる安全性向上の観点から、万一、原子炉格納容器ドーム部に水素が滞留もしくは成層化した場合においても、確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち予備1個）を追加設置する。（図1）

3. イグナイタの追加設置による効果について

原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。

具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する（図1）。

イグナイタはウェット水素濃度8 vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4 vol%から可燃領域に入り、約4 vol%から6 vol%では上方伝播のみ、約6 vol%から8 vol%では上方と水平方向に伝播、約8 vol%以上で下方へも伝播するようになる。

追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8 vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。

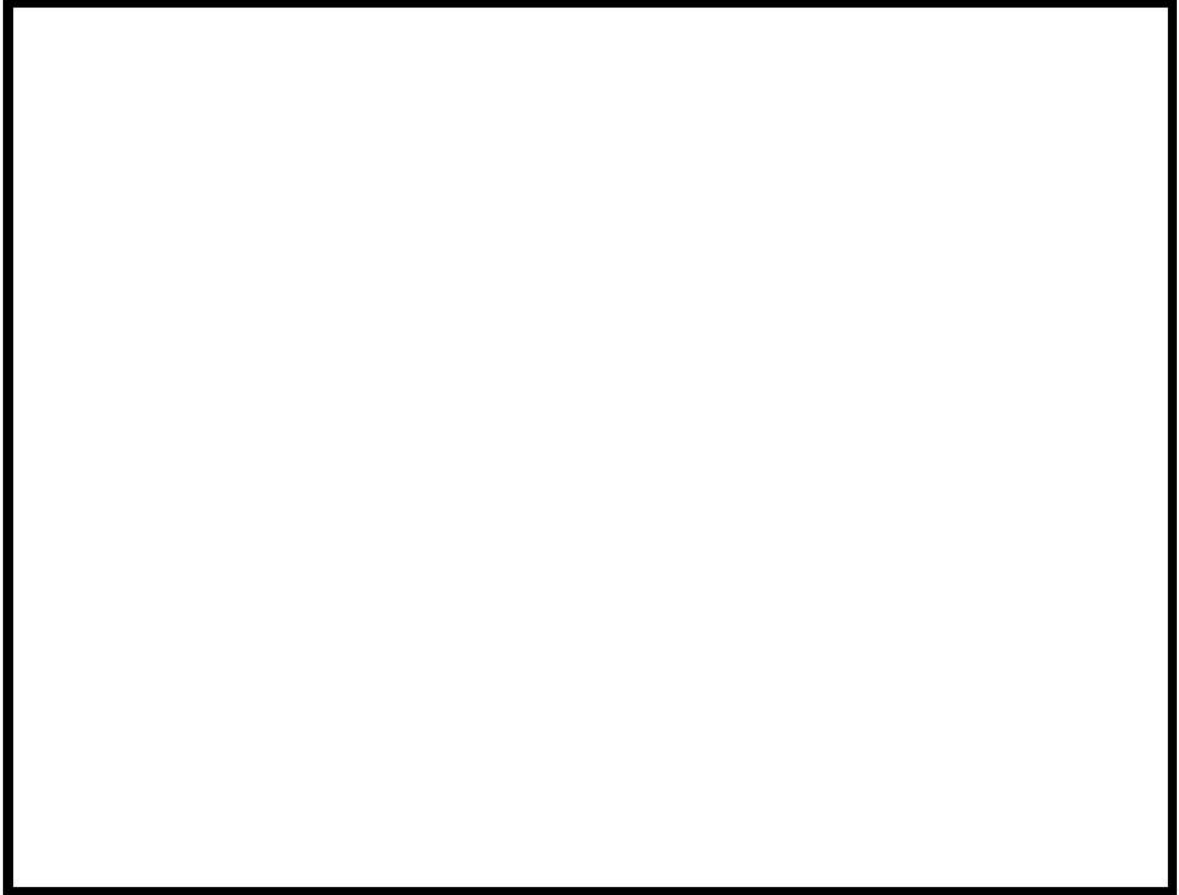
なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。

表2 イグナイタの設置場所及び水素放出等の想定

イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置 個数
	放出※1	隣接部又は 通過経路※1	想定事項	
加圧器逃がしタンク 近傍	○		加圧器逃がしタンクラブチャーデ ィスクからの水素放出	1
ループ基礎室及びル ープ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水 素の流入	3
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放 出	1
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1
各ループ室	○		RCS 配管の破断口からの水素放出	3
ICIS シンプル配管室 入口扉近傍	○	○	ICIS シンプル配管室入口扉から の水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水 素の流入	1
ICIS シンプル配管の CV 一般部から ICIS シ ンプル配管室への床 貫通近傍	○		ICIS コンジット床面貫通部から の水素放出	1
原子炉格納容器ドー ム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成 層化することを想定	2※2

※1：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後に水素が拡散すると想定される箇所を示す。

※2：2個のうち1個予備



: 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。

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
(水素燃焼)

評価事故シーケンス「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事故」における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となるパラメータに与える影響 (1 / 3) (MAAP)

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	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員操作を介すことなく格納容器内の水素濃度制御を行う。	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。	
	燃料棒内温度変化		○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒートアップ速度 (被覆管酸化が促進される場合) が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約 30 秒早まる	解析コードにおける炉心ヒートアップに関する基本的なモデルについては、TMI 事故の再現性が確認されており、一定の妥当性がある。また、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融の時間に対する感度は小さく、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度が 350℃ を超過しており、炉心損傷を起点とする運転員操作への影響は小さい。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	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約 30 秒早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価していることから、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。	
	燃料棒被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
沸騰・ポイド率変化 気液分離 (炉心水位)・対向流		炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器 1 次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器 1 次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。	
	スプレー冷却	安全系モデル (格納容器スプレーモデル)	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。	
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75% が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75% が反応するように補正して評価していることから、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ない。	

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評価項目となるパラメータに与える影響 (3 / 3) (MAAP)

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	
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キャピティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャピティでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の現象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャピティ水深」及び「Ricour-Spalding のエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分が全て原子炉下部キャピティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積として原子炉下部キャピティ床面積の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmであった。さらに、これらのパラメータについてね合させた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食が発生しないことを確認した。MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は13vol%を下回り、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認した。 	<p>感度解析より、原子炉下部キャピティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことが確認されていること、また、上記の重要現象を起点に操作開始する運転員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。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャピ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ピティ水の伝熱、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影響する解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「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ッド注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に追加して、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。したがって、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。</p> <p>なお、追加発生となる水素については、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により処理が可能である。</p>	
	溶融炉心と原子炉下部キャピティ水の伝熱					
	溶融炉心とコンクリートの伝熱					
原子炉格納容器内FP挙動	原子炉格納容器内FP挙動	FP 挙動モデル	<p>ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係る FP 挙動モデルについては、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着挙動について適正に評価できることから、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ない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動に係る FP 挙動モデルについては、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着挙動について適正に評価できることから、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ない。</p>	

表2 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となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

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
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構造式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、水素濃度に与える影響を推定したところ各区画の水素濃度予測に与える影響はピーク値に対し約 2.4%と推定	爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレイ冷却に影響する解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シナリオにおいては、[7.2.4.2(3) 有効性評価の結果]に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異が生じな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。
		非凝縮性ガスの輸送モデル			
		ノーディングスキーム			
		多相流モデル			
	スプレイ冷却	界面積モデル	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。	爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。
		界面伝達モデル			
		多相流モデル			
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40%程度	有効性評価に用いた構造材凝縮熱伝達モデルを用いると凝縮熱伝達係数については±40%程度の不確かさがある。しかし、最適評価性の高い構造材凝縮熱伝達モデル (DLM-FW) を用いて実機プラント解析を実施した場合と比較しても、水素濃度への影響は無視できる程度に小さいことを確認しているため、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	有効性評価に用いた構造材凝縮熱伝達モデルを用いると凝縮熱伝達係数については±40%程度の不確かさがある。しかし、最適評価性の高い構造材凝縮熱伝達モデル (DLM-FW) を用いて実機プラント解析を実施した場合と比較しても、水素濃度への影響は無視できる程度に小さいことを確認しているため、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。
		熱伝導モデル			
		熱伝導モデル			
水素処理	PAR 特性モデル	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）	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。	
		熱伝導モデル	熱伝導モデルは解析解と一致していることから、不確かさを考慮する必要はなく、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。	熱伝導モデルは解析解と一致していることから、不確かさを考慮する必要はなく、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。	

表3 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 (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に与える影響
	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より、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。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、溶解炉心の持つエネルギーが大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。 ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器への観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、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。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [Gage]	15.41MPa [Gage]	評価結果を厳しくするようにより、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。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きくなり、1次冷却材圧力の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、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。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするようにより、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。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きくなり、1次冷却材温度の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、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。
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型燃料集合体を装着した3ルーブプラットフォーム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。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなること、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかしながら、MARFによる解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
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。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	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。

初期条件

表3 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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の完全両端破断	-	1次冷却系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の 75% と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 11.8vol% であり、13vol% を下回る。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。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の 75% と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 11.8vol% であり、13vol% を下回る。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。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失するものとして設定。	運転員等操作時間を与える影響 高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータを与える影響 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。
		外部電源あり	外部電源はあるものとする。 水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。 ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。		
外部電源	外部電源あり	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	外部電源あり	運転員等操作時間を与える影響 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。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	評価項目となるパラメータを与える影響 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。
		外部電源あり	外部電源あり		
水素の発生	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	運転員等操作時間を与える影響 高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	評価項目となるパラメータを与える影響 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。

事故条件

表3 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 (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			
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	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、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保持圧力を用いた場合、解析で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミミングが早くなり、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保有水量を用いた場合、解析で設定している保有水量より多くなるため、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉格納容器 内水素処理装置 性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%、 圧力 0.15MPa)	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%、 圧力 0.15MPa)	設計値に基づき設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器内水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。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。
原子炉格納容器 内水素処理装置 個数	5個	5個	配備個数を設定。	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。
格納容器水素 イグナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。	格納容器水素イグナイタの効果は期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、運転員等操作時間に与える影響はない。	格納容器水素イグナイタの効果は期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件

表3 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 (4 / 4)

項目	解析条件 (その他) 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			
格納容器 スプレイ容量	<input type="checkbox"/> m ³ /h/台	<input type="checkbox"/> m ³ /h/台	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。		最確条件の容量を用いた場合、解析条件で使用している容量より小さいため、水蒸気の凝縮に伴う水素濃度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
水の 放射線分解	水素生成割合 ・炉心水 0.4 分子/100eV ・サブ水 0.3 分子/100eV	—	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。最確条件の水素の生成割合を用いた場合、解析条件で使用している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
金属腐食	アルミニウム 重量 表面積 面鉛 重量 表面積 kg m ² kg m ²	アルミニウム 重量 表面積 面鉛 重量 表面積 kg以下 m ² 以下 kg以下 m ² 以下	金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。		金属腐食量は、最確条件の金属腐食量を用いた場合、解析条件で使用している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
ヒドラジンの放射線分解	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 700kg	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 <input type="checkbox"/> kg	ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は標準値として設定。ヒドラジン重量は設備設計値を基に設定。		最確条件のヒドラジン重量を用いた場合、解析条件で設定しているヒドラジン重量より小さいため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
その他					

: 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。

燃料、電源負荷評価結果について
(水素燃焼)

1. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【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事故】

事象：仮に外部電源が喪失して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

}

また、仮に全交流動力電源喪失の重量を考慮した場合、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様に代替非常用発電機及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応となるが、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、7日間の継続が可能である（合計使用量約 182.3kL）。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後 7 日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2 台起動 (代替非常用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約 411L/h×2 台×24h×7 日間=約 138,096L=約 138.1kL
		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 =約 19,185.6L=約 19.2kL
		<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1 台×24h×7 日間=約 12,432L=約 12.5kL
		<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1 台×24h×7 日間=約 12,432L=約 12.5kL
合計	7 日間で消費する軽油量の合計 約 182.3kL	
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	

2. 電源に関する評価

評価事故シーケンス【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事故】

事象：本評価事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合を想定する。

評価結果：本評価事故シーケンスでは低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとすることから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち高圧注入ポンプ及び余熱除去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。

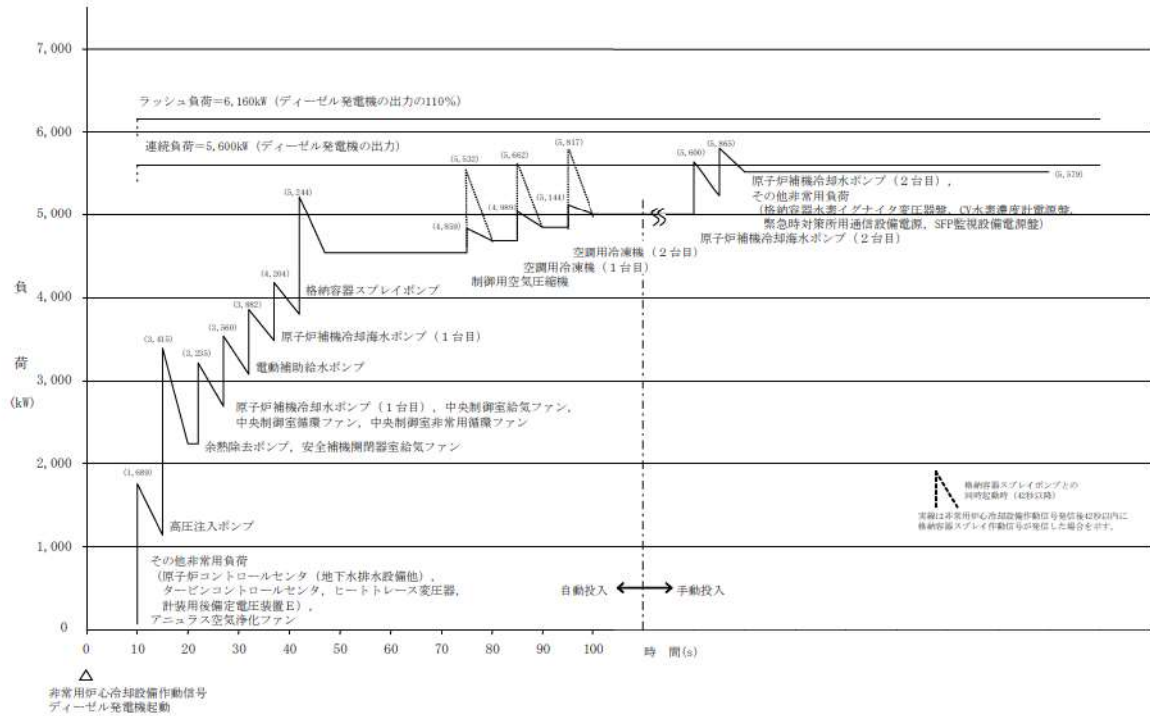


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※

※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

また、仮に全交流動力電源喪失の重畳を考慮した場合、「喫煙気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様の対応となる。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）未滿となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

表 主要負荷リスト

負荷名称	負荷容量
充電器 (A, B)	113kW
計表用電源 (安全系) (A, B, C, D)	113kW 22kW (A充電器を含む) 22kW (B充電器を含む) 22kW (A充電器を含む) 22kW (B充電器を含む)
代替格納容器スプレイポンプ	200kW
アニュラス空気浄化ファン	39kW
中央制御室給気ファン	21kW
中央制御室循環ファン	13kW
中央制御室非常用循環ファン	5kW
中央制御室照明等	23kW
中央制御室非常用循環フィルター用電気ヒータ	13kW
CV水素濃度計電源盤	6kW
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*	7kW
合計 (連続負荷)	553kW
(最大負荷)	657kW

*1：事故シナークエンス上の最大負荷としては考慮していないが、代替非常用発電機の出力決定に際しては最大負荷に含める。

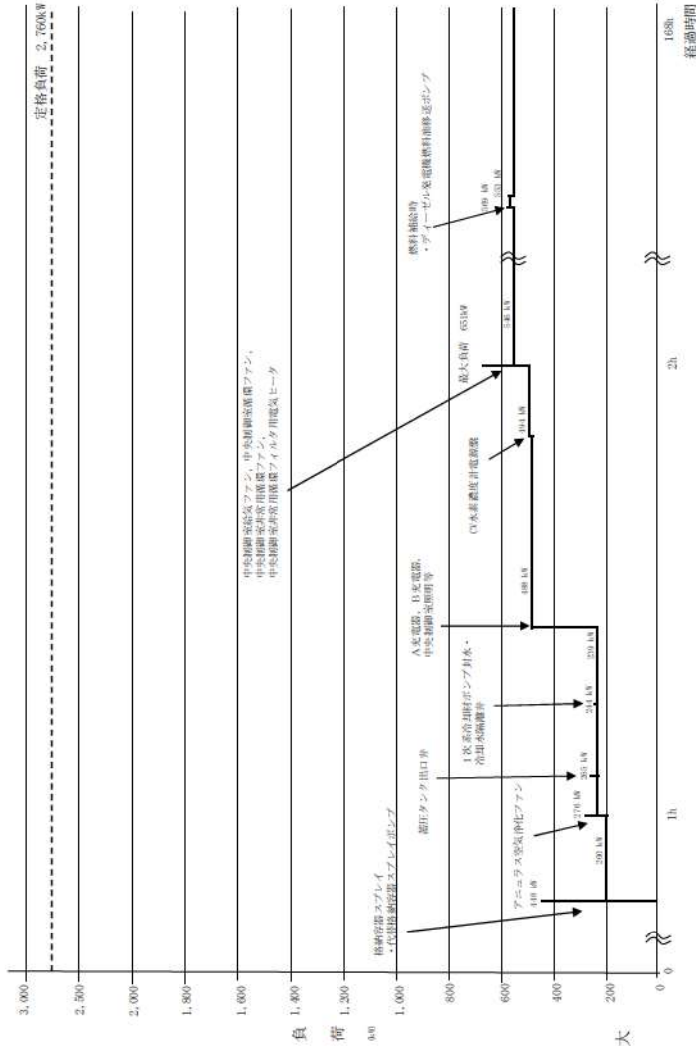


図 負荷積算イメージ

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725 r.14.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和5年10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. 重大事故
 - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用

添付資料 目次

- 添付資料7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料7.2.5.2 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（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について
- 添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプルの影響について
- 添付資料7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
- 添付資料7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について
- 添付資料7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，TEI，TED，SED，TEW，AED，AEI，SEI，SLW，AEW，SLI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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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，原子炉容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって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とともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D-格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、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の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉下部キャビティの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ポンプを用いた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。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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。

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。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.2 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、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。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、コンクリート侵食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事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断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。

したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用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

- ・ スpray冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 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 ベースマット侵食深さ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の有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.5.1図及び第7.2.5.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生
の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に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ことで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

(添付資料7.2.1.1.13, 7.2.5.1)

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイ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することで、ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

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(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマット侵食深さをパラメータとし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」に示す(1), (2), (3), (4), (5)及び(7)の評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと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」に示す

(6)の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。

7.2.5.3 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下してコンクリートを侵食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られられる操作として、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・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、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。本評価事故シーケンスでは、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力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下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャ

ビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱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。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生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。

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・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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における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，原子炉下部キャビティに十分に注水されており，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，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おり，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挙動の不確かさとして，1次系内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIの不確かさとして，原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により，細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食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

一々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及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ壁面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ壁面に接触する可能性がある。解析上では、壁面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ壁面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

(添付資料7.2.4.11)

一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると

考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。

なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさ及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。

いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、壁面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ壁面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる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ない。

(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7.2.5.1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ると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量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、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と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「7.2.5.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」

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。

(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、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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である大破断LOCA時と同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十

分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、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確認した。

(添付資料7.2.1.1.19)

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

本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(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容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の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。

(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操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、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)

(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、炉心損傷後の原子炉格納容器における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の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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7.2.5.2, 7.2.5.3, 7.2.5.4, 7.2.5.5, 7.2.5.6, 7.2.5.7)

7.2.5.4 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「熔融炉心・コンクリート相互作用」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 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、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、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の

溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，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により原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却，並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマット侵食深さは原子炉下部キャビティの床面で約3mm，壁面で約3mmに抑えられ，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

また，原子炉格納容器圧力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，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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・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」において，それぞれ確認した。

解析コードの不確かさのうち，原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが，原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお，本感度解析では解析条件として極端な設定としており，また，溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから，実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから，原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオ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% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより、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、炉心冷却の観点が厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするようにより、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が厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより、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が厳しい設定。
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 ³	評価結果を厳しくするようにより、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が厳しい設定。
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により、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が厳しい設定。

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (2/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
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	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、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"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 		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畳を考慮。
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。

事故条件

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (3/4)

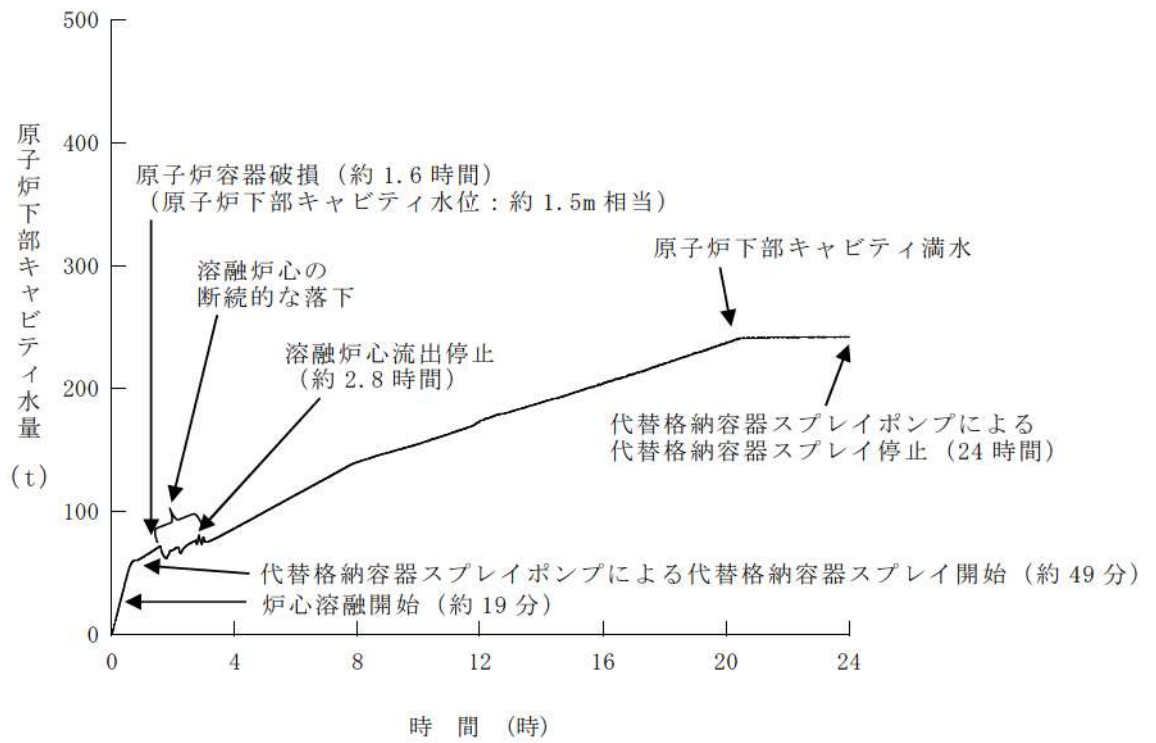
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミ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 ³ (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 ³ /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℃～約155℃、 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	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の効果については期待しない。
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの 伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

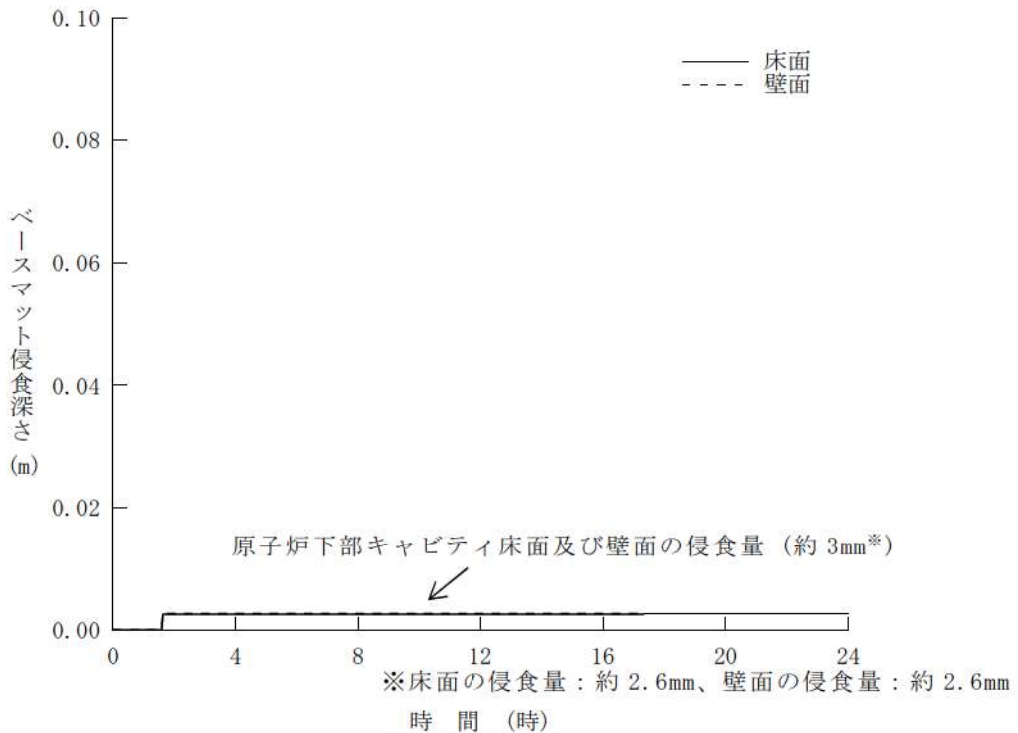
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
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	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

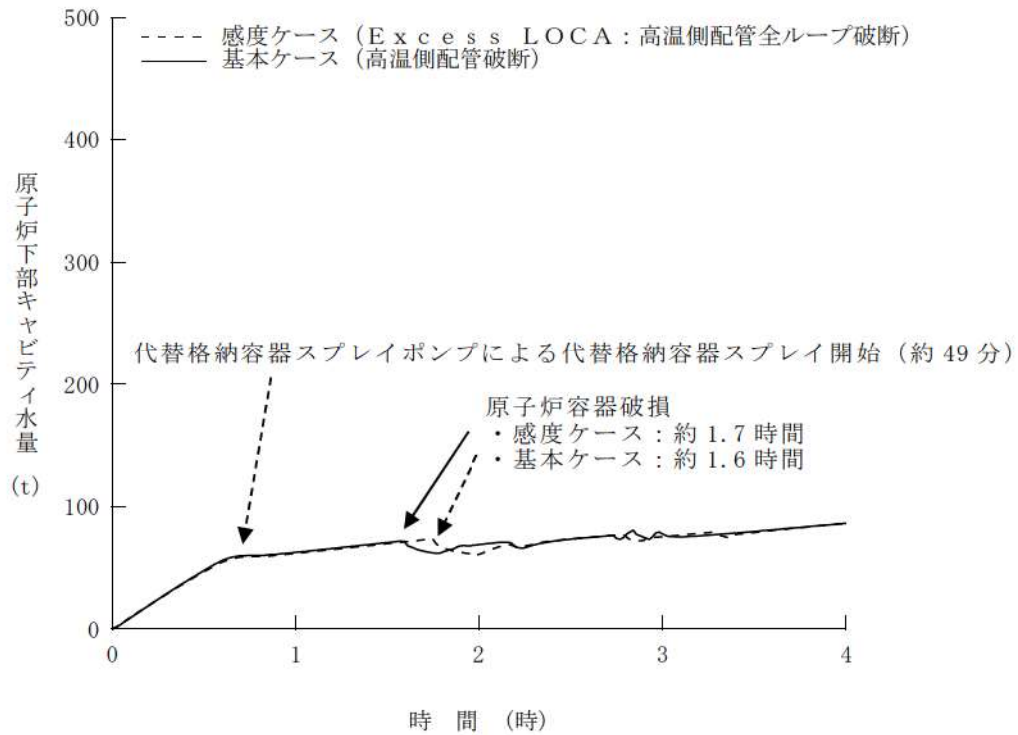
重大事故等対策に
 関連する操作条件



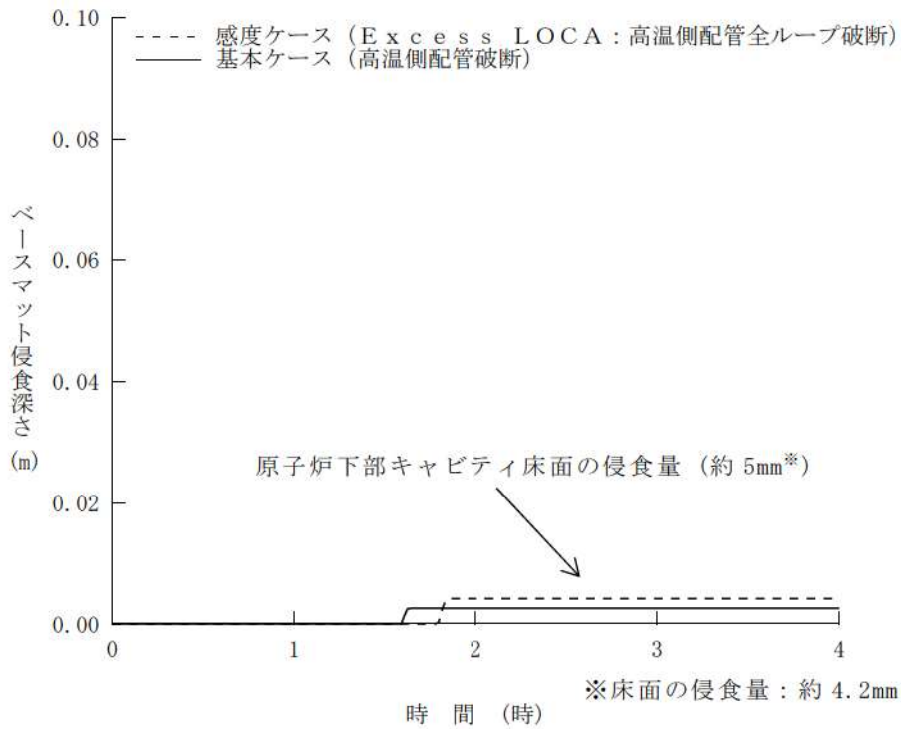
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



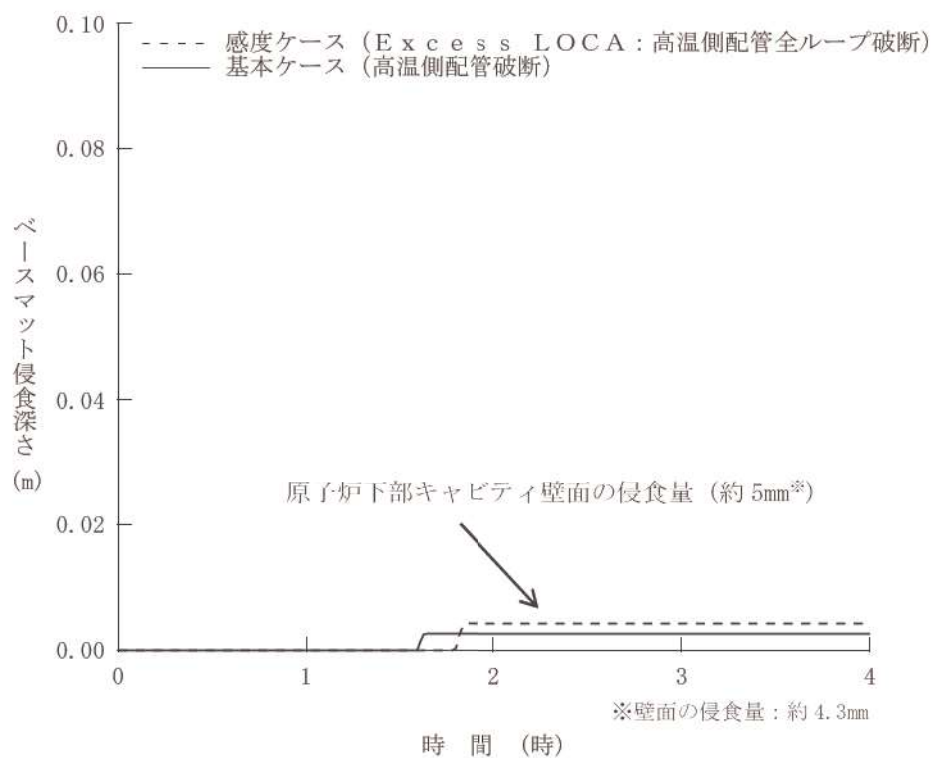
第 7.2.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移



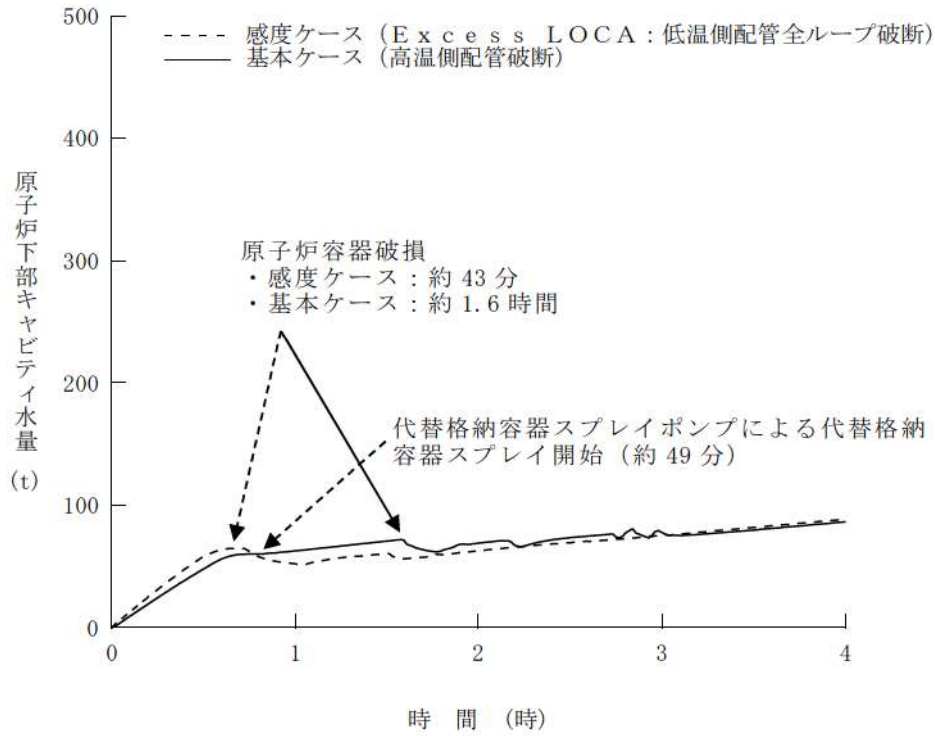
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



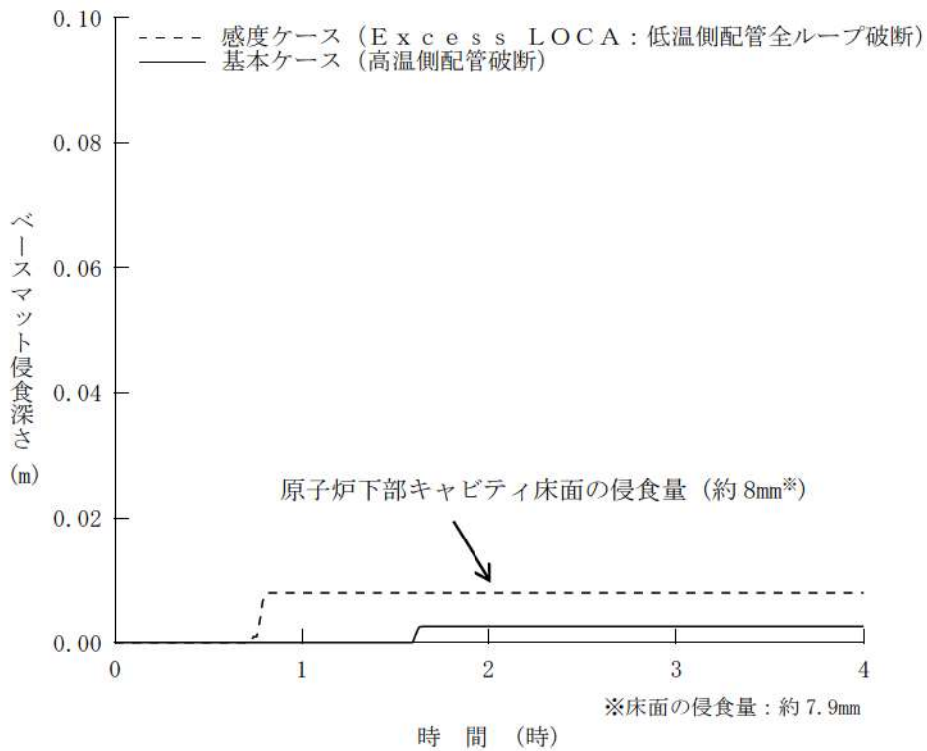
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



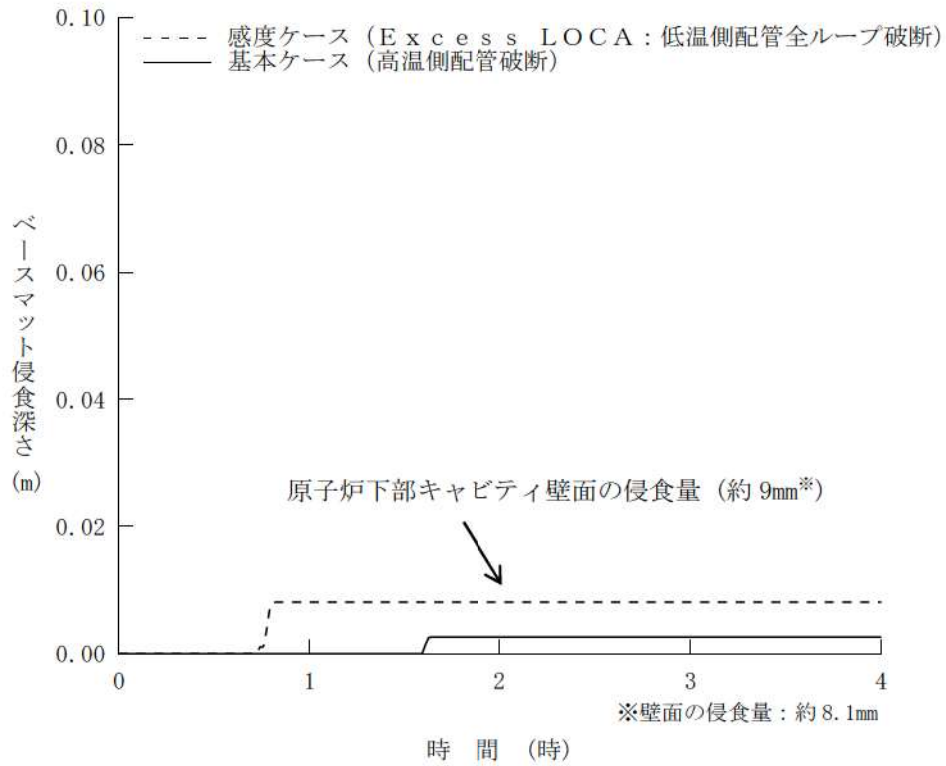
第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



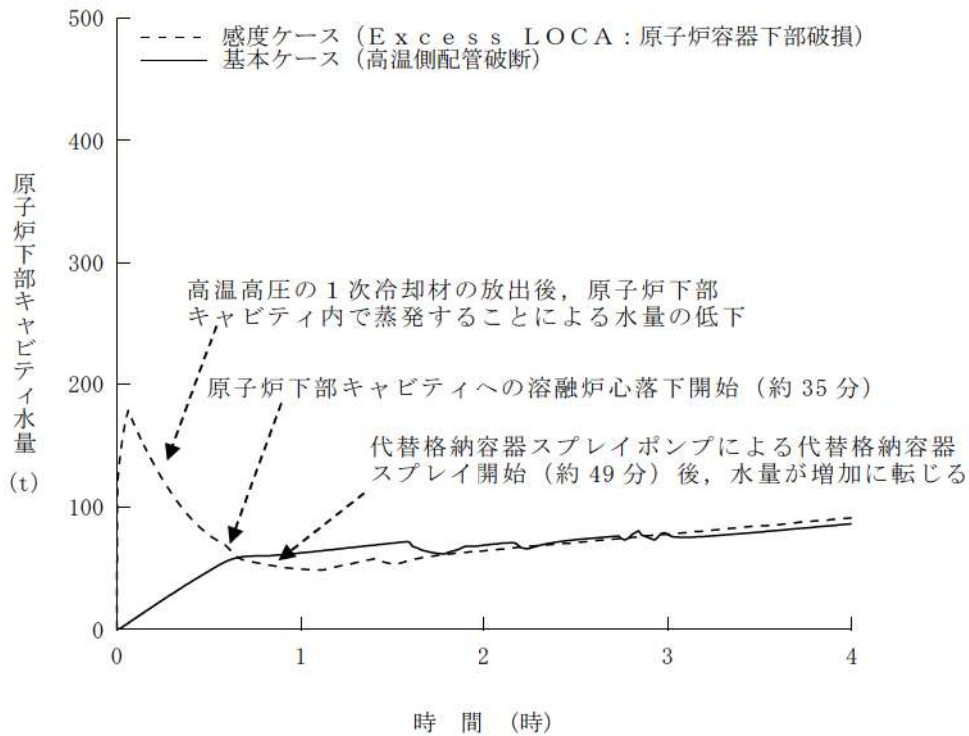
第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



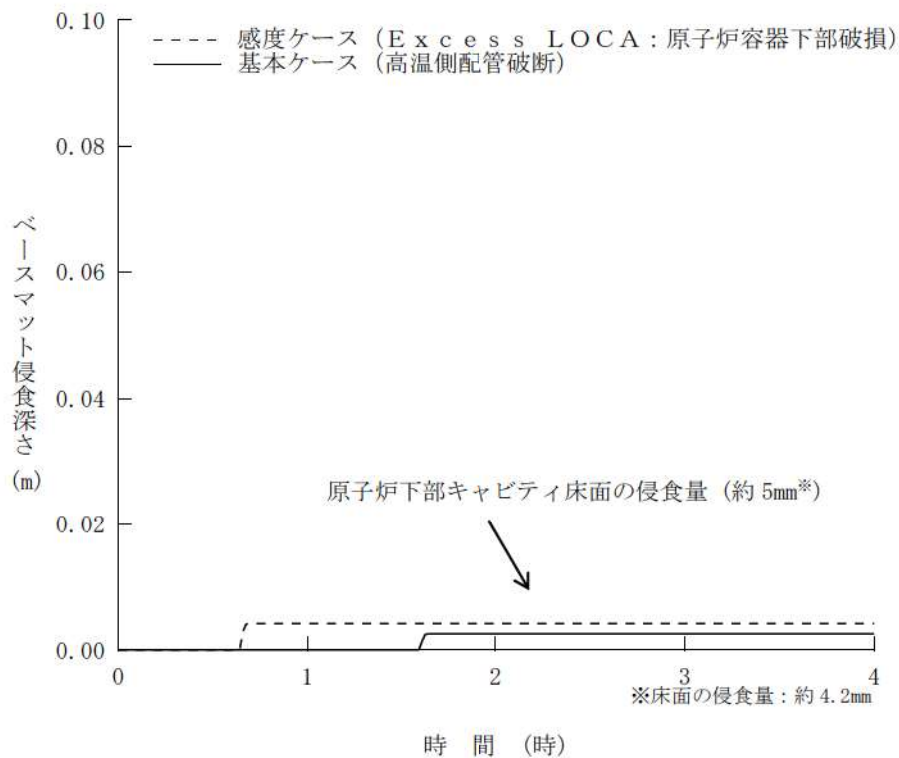
第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ(床面)の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



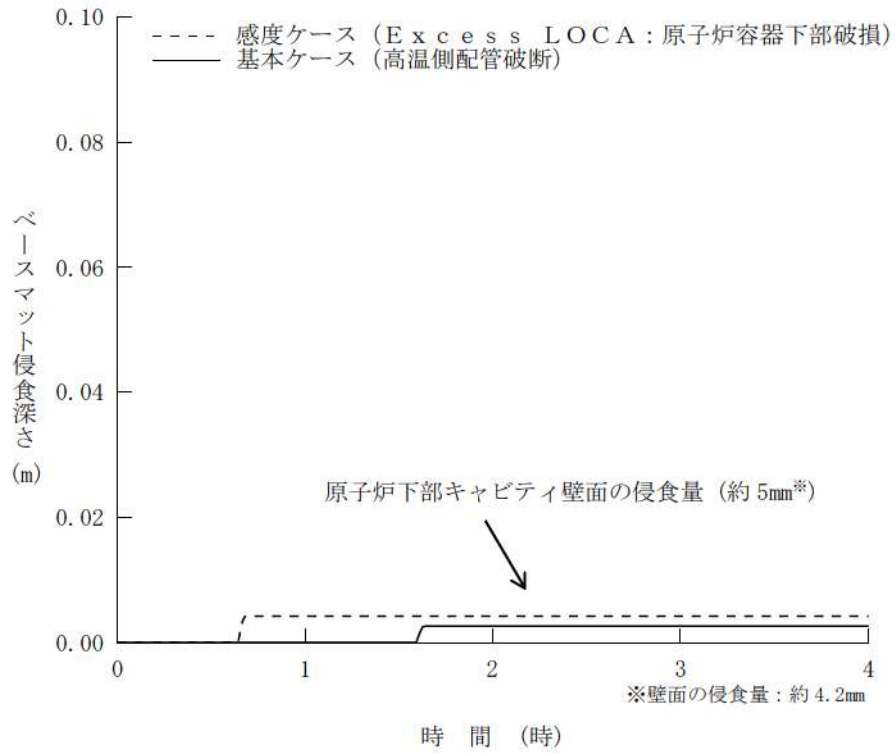
第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



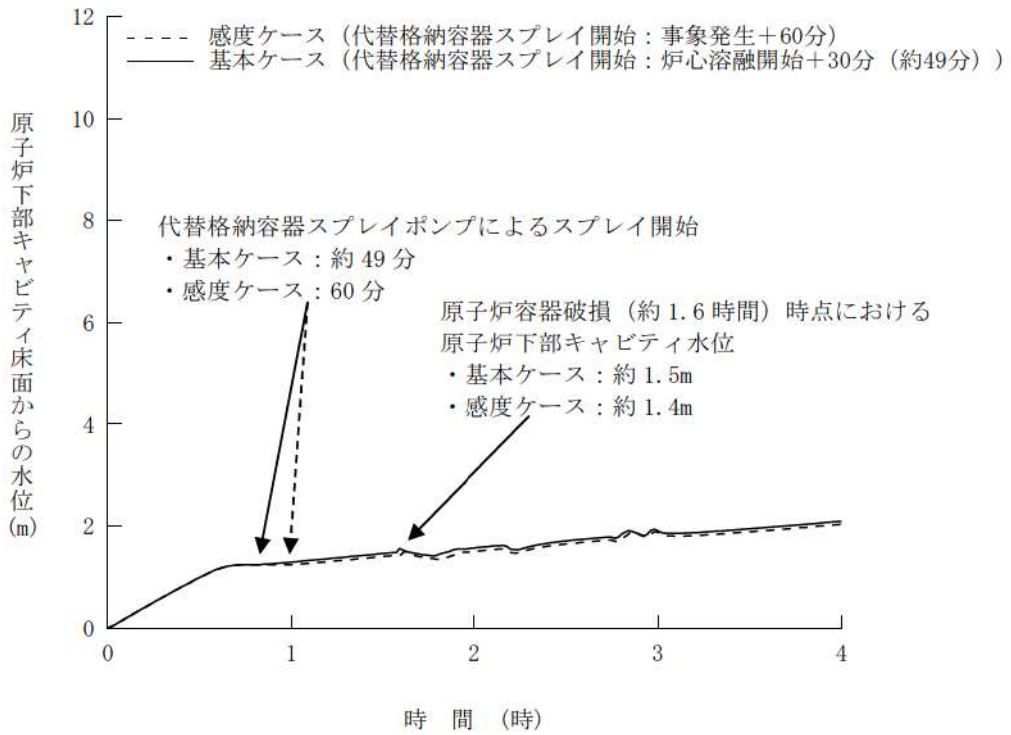
第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



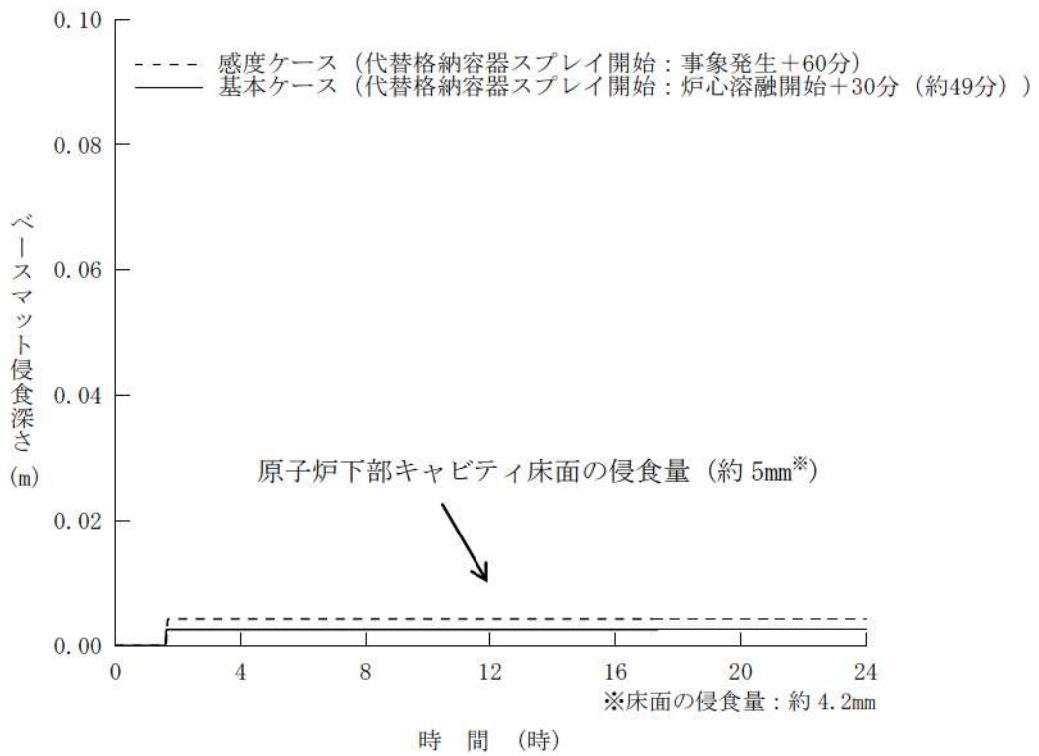
第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



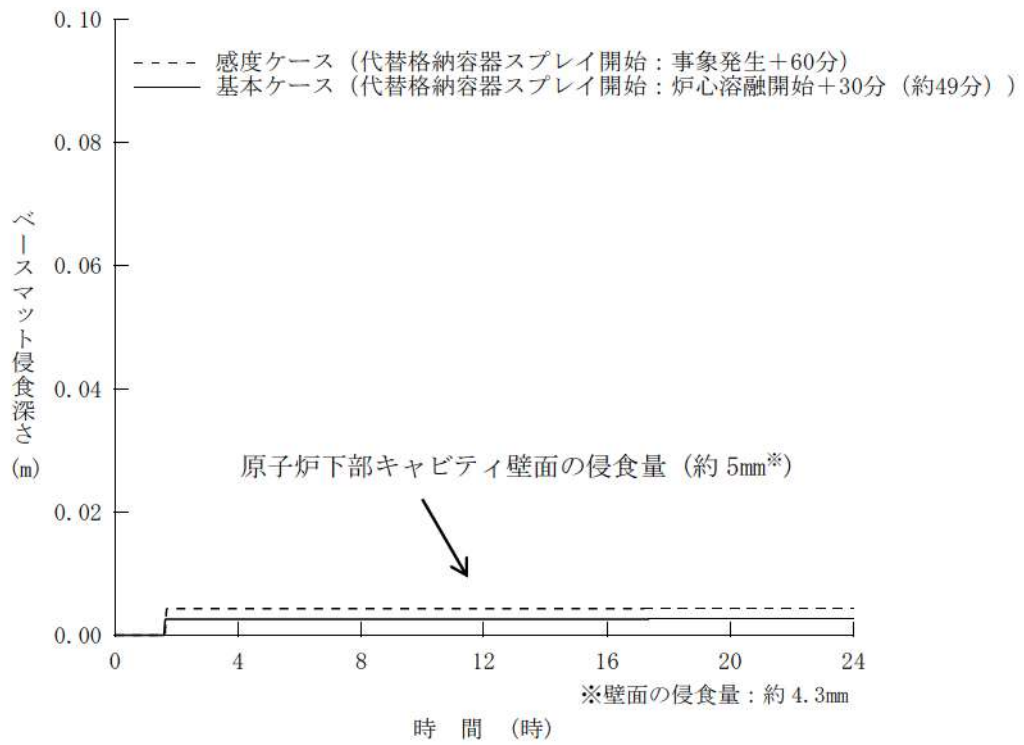
第 7.2.5.11 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.12 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.13 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.14 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

格納容器破損防止対策の有効性評価における
原子炉下部キャビティ水量及び水位について

- (1) 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（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料－冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）

図 1～図 4 にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、事象発生直後から 1 次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、最下階部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。

約 49 分以降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注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約 1.6 時間後における水位は約 1.5m となっている。

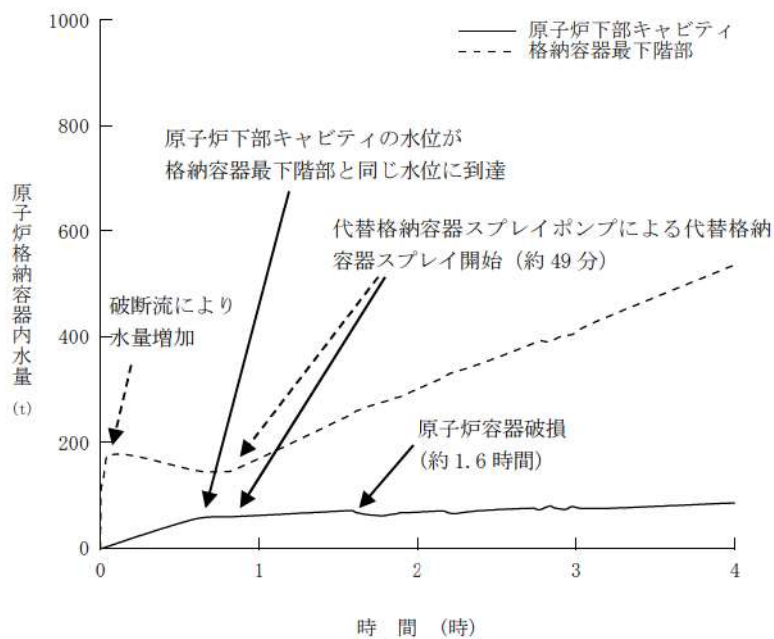


図1 原子炉格納容器内水量の推移

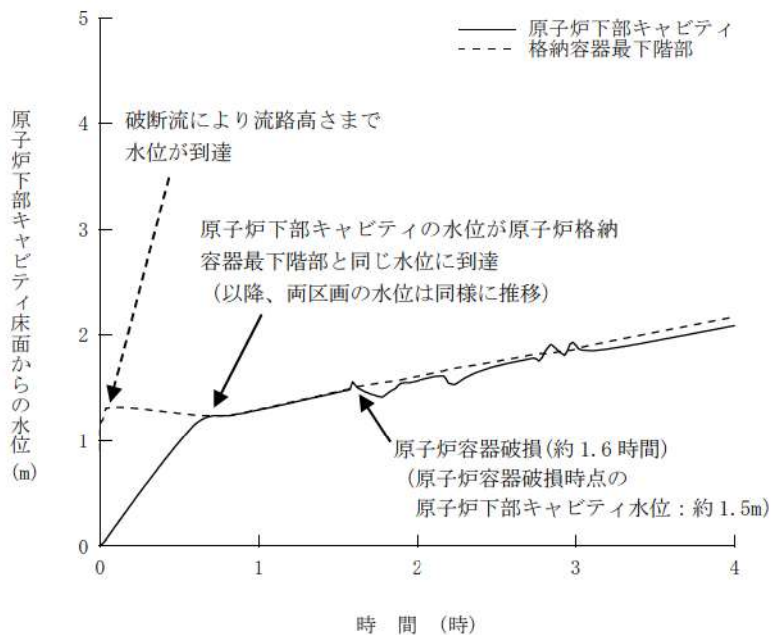


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

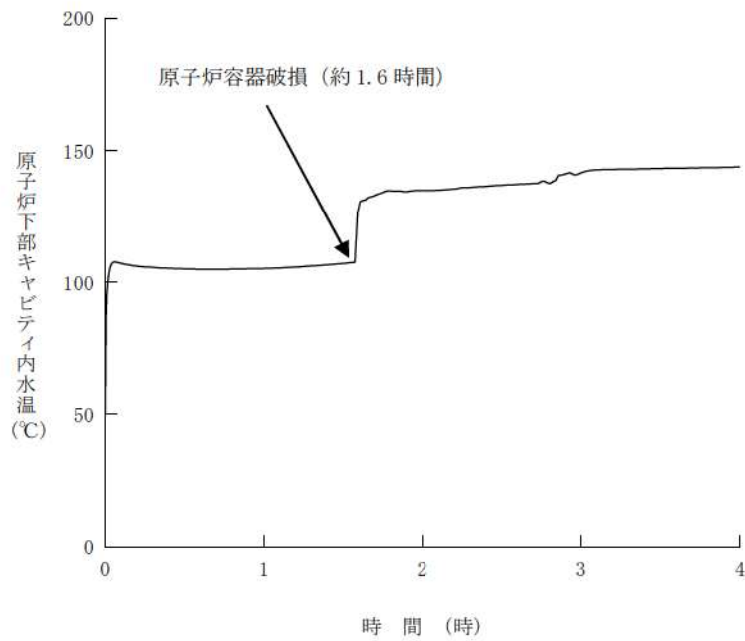


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

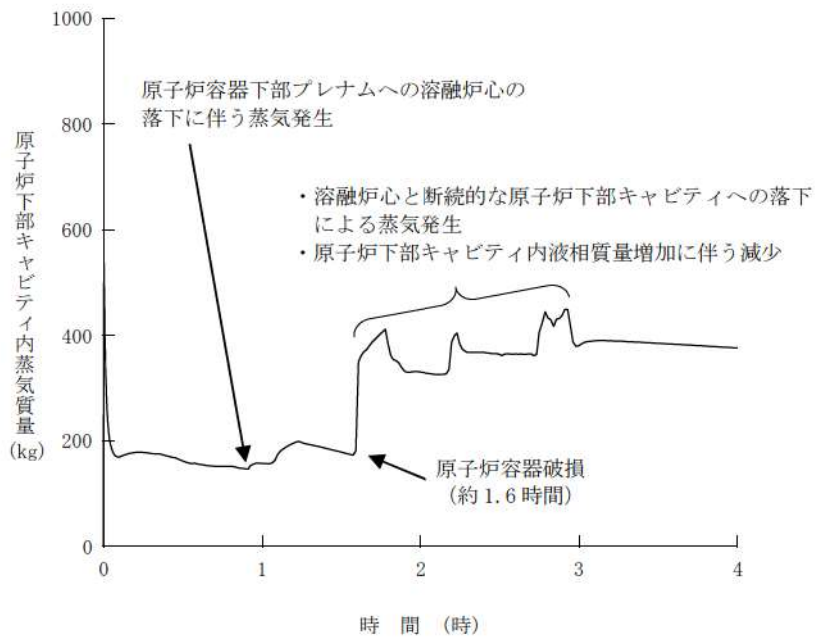


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移

- (2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

図5にそれぞれの区画の保有水量を、図6に水位の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、約1.7時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降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の効果によりさらに水量が増加する。また、図6に示すとおり、約2.5時間後に最下階部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は最下階部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。

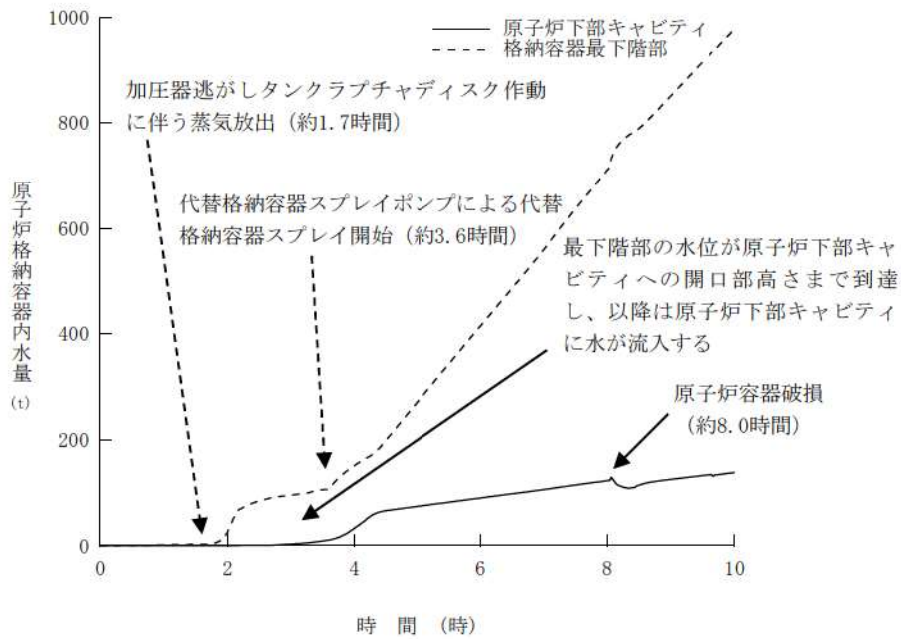


図5 原子炉格納容器内水量の推移

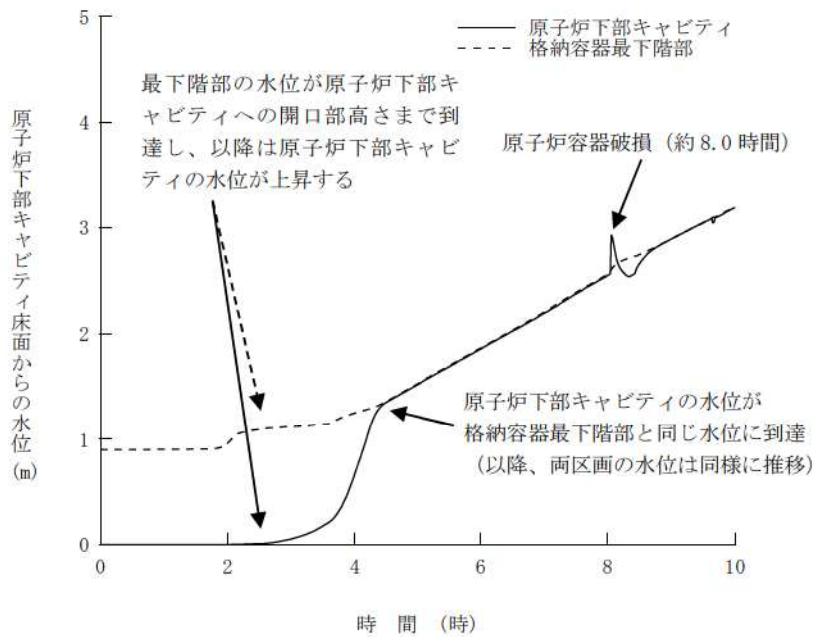


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

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
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

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 (1/3)

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	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	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。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	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、炉心溶融開始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ングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	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約30秒早まるが、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。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。		
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる。		
	燃料被覆管変形				
沸騰・ボイド率変化 気液分離(炉心水位)・対向流	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。
	気液分離(炉心水位)・対向流				

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評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

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
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度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。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	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にて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にて評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故解析結果と一致することを確認。	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の Zr の 75% が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の Zr の 75% が反応するように補正して評価していることから、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ない。
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故解析結果と一致することを確認。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉格納容器の破損時間は、約 3 分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。	炉心損傷後の原子炉格納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 事故について確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納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、原子炉格納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格納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 事故について確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納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、原子炉格納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小さい。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	・TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故解析結果と一致することを確認。 ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水ブールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉格納容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉格納容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉格納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、原子炉格納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、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、原子炉格納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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉格納容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉格納容器破損モデル)	原子炉格納容器破損に与える項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (小さい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉格納容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたためであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	炉心損傷後の原子炉格納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、原子炉格納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仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納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格納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、原子炉格納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仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納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小さい。
1 次系内 FP 挙動		FP 挙動モデル	PHIBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、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考えられる。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る FP 挙動モデルについては、PHIBUS-FP 実験解析において、燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることとが確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、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考えられる。したがって、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る FP 挙動モデルについては、PHIBUS-FP 実験解析において、燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することとが確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、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。

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 (3 / 3)

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
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として 「原子炉下部キャビティ水深」、 「Rico-Spalding のイベントレイメンメント係 数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器 破損口径」に関して格納容器破損防止の「原 子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイク の感度が小さいことを確認。	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力ス 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容器外 FCI の不確かさとして、原子炉下 部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉 心の冷却状態のコンクリート侵食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。
	原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心 の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心挙 動)	OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽 出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Rico-Spalding のイベントレイメンメント 係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水—溶融炉心間の熱伝達係数	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 り及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉 下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析によ り、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビ ティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意な コンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面 のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さいことを 確認した。また、溶融炉心の拡がりを小さくした場合、溶融 炉心の壁面も水と接触するため、壁面からの除熱にも期待で きる。また、拡がり面積が大きい場合は、原子炉下部キャビ ティ壁面に接触しても有意な侵食は起きないことを確認し た。	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 り及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉 下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析によ り、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビ ティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意な コンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面 のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さいことを 確認した。また、溶融炉心の拡がりを小さくした場合、溶融 炉心の壁面も水と接触するため、壁面からの除熱にも期待で きる。また、拡がり面積が大きい場合は、原子炉下部キャビ ティ壁面に接触しても有意な侵食は起きないことを確認し た。
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱		ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積 状態が既知である場合の溶融炉心とコンク リーートの伝熱及びそれに伴うコンクリート 侵食挙動について妥当に評価できることを 確認。	炉心損傷後の溶融炉心とコンクリーートの伝熱及びコンクリー 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 動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析より溶融炉心とコンク リーートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について 妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉 心とコンクリーートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転 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。	炉心損傷後の溶融炉心とコンクリーートの伝熱及びコンクリー 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 動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析より溶融炉心とコンク リーートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥 当に評価できる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な い。
	原子炉格納容器内 FP 挙動	FP 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内 の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。	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 については、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放 出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できるこ 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 については、ABCOVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放 出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できるこ 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 (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			
起因事象	大破断 LOCA		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、炉心損傷、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。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする (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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、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。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。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、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 ・ 原子炉容器下端における破 (開口面積：高温側配管両端破断相当)
	高温側配管の完全両端破断				
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	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	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、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。 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非常用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。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失			
外部電源	外部電源なし	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	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。		

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となるパラメータと評価項目と与える影響 (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	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	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。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	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タービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、最確条件においては炉心損傷後時間及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合は炉心溶融開始を起点とす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) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、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、運転員等操作時間と与える影響はない。
機器条件	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミミングが遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミミングが遅くなる。よって、通常運転時の保圧が小さくなる。よって、通常運転時の圧力を用いた場合は、原子炉格納容器破損時間は遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の保圧が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合は炉心損傷時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点とす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) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。
代替格納容器スプレイ流量	140m ³ /h	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事業進展に与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事業進展に与える影響はない。
格納容器再循環 ユニット	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 3.6MW～約 6.5MW)	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 4.4MW～約 7.6MW)	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。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、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、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、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、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、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、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、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、運転員等操作時間と与える影響はない。
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	効果を期待せず	効果を期待する	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。	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は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、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、運転員等操作時間と与える影響はない。	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は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、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、運転員等操作時間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 (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	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。	
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験 (SWISS 実験) に基づき設定。	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、評価項目となるパラメータに影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	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。

(別紙)

ベースマットについて

ベースマット（基礎版）の範囲は、以下のとおり。原子炉下部キャビティの底面及び壁面（高さ約 2.6m）はベースマットで構成されている。

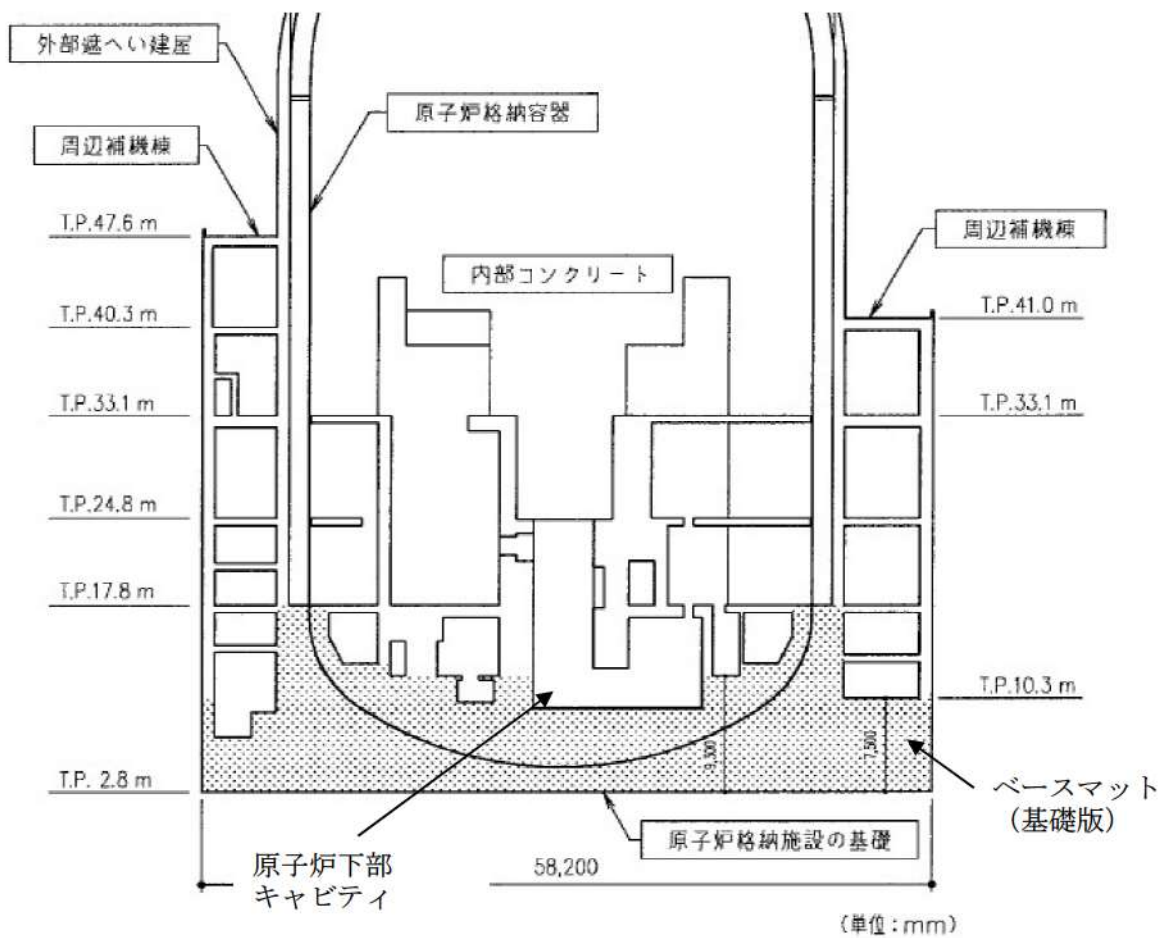


図 ベースマットの範囲

コンクリート侵食の侵食異方性について

OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、溶融物の冷却、溶融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と壁面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて壁面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、壁面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の4倍程度とされている¹。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、溶融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている¹が、その詳細については明らかではない。

実機解析条件では、溶融炉心は冠水した原子炉下部キャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件※において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。

前述のとおり、溶融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、泊3号炉に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約3mm、壁面方向の侵食深さは約3mmである。壁面方向の侵食速度が4倍大きいと仮定すると、壁面方向の侵食深さは約1.2cmになるが、これは、泊3号炉に対する MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（壁面方向の侵食深さ：約18cm）で包絡される。

次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では壁面方向の熱流束の積算値は $5.4 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に壁面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の4倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($9.2 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。

以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定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確認した。また、泊3号炉の原子炉下部キャビティの壁面は厚さ□程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。

※ 泊3号炉の原子炉下部キャビティの床面は厚さ□程度、壁面は厚さ□程度（原子炉容器周りでは□以上、一番薄い箇所では□以上）のコンクリートで覆われている。

□：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。

¹ ” OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへの溶融炉心の流入について

1. はじめに

泊3号炉において、原子炉格納容器内で発生した水を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するために格納容器サンプが図1及び図2のとおり配置されている。また、原子炉下部キャビティと格納容器サンプはドレン配管にて接続されている。

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合には、代替格納容器スプレイにより水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約8mの長さがあることから、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が格納容器サンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉容器破損によって原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が格納容器サンプへ流入することは考慮していない。

ただし、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面までの距離が十分に確保されていることから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉容器の支持機能が損なわれるおそれは低いと考えられる。

ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。

2. 溶融炉心の凝固評価

(1) EPRI/FAI 試験の概要^[1]

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FAUSKE & ASSOCIATES, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、泊3号炉のドレン配管に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。

図3に試験装置概要を示す。 Fe_2O_3 と Al によるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融した Al_2O_3 が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により Fe と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は Fe より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが溶融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)は0.79mであった。

(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は、流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管径に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。

表1に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。EPRI/FAI 試験の模擬溶融炉心である Al_2O_3 の溶融潜熱 ($h_{fs}=1.16 \times 10^6 J/kg$) に密度 ($\rho=3,800 kg/m^3$) を乗じると、流動停止までの保有熱量は $4,408 MJ/m^3$ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、 h_{ab} : 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J/kg)、 T_{sh} : 溶融炉心過熱度 (K)、 T_{liq} : 溶融炉心液相線温度 (K)、 T_{sol} : 溶融炉心固相線温度 (K)、 C_p : 溶融

炉心比熱 (J/kgK)、 h_{fs} : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。

このとき、 h_{ab} は約 [] J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] MJ/m³ となり、Al₂O₃ の約 [] 倍となる。

また、ドレン配管の配管直径 (d_f) は [] cm、EPRI/FAI 試験のドレンラインの配管直径 (d_{tes}) は 5 cm のため、配管直径の比は [] 倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離) を次式のように評価する。

$$L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

ここで、 L : ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離)、 L_{tes} : EPRI/FAI 試験の流動距離、 d_f/d_{tes} : 配管直径比、 $(h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$: 流動停止までの保有熱量比である。

EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約 [] m となる。

原子炉下部キャビティから格納容器サンプまでのドレン配管長は、約 8m あることから、溶融炉心はドレン配管内で凝固するため、格納容器サンプ内に到達することはないと考えられる。

3. 結論

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへと繋がるドレン配管は、全長約 8 m (水平部分は約 6.2m) の配管長を有しており、かつ 2. 及び別紙 1 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも 2.6m と、格納容器サンプに溶融炉心が流入することはない。なお、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器バウンダリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994

[] : 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。

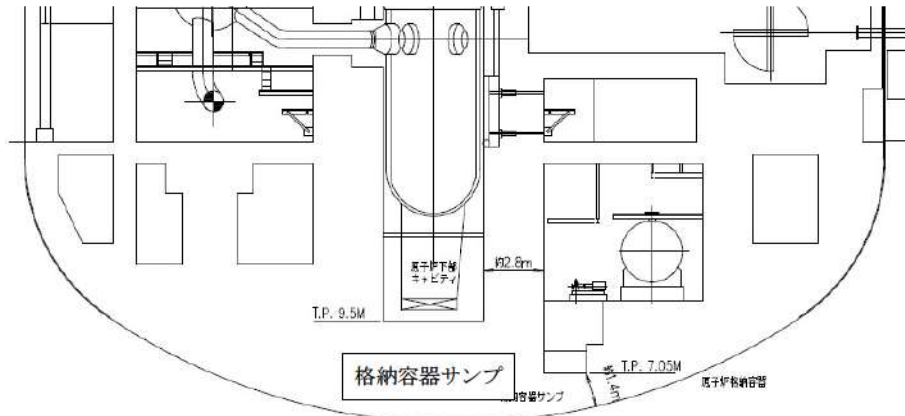


図1 原子炉格納容器の構造図

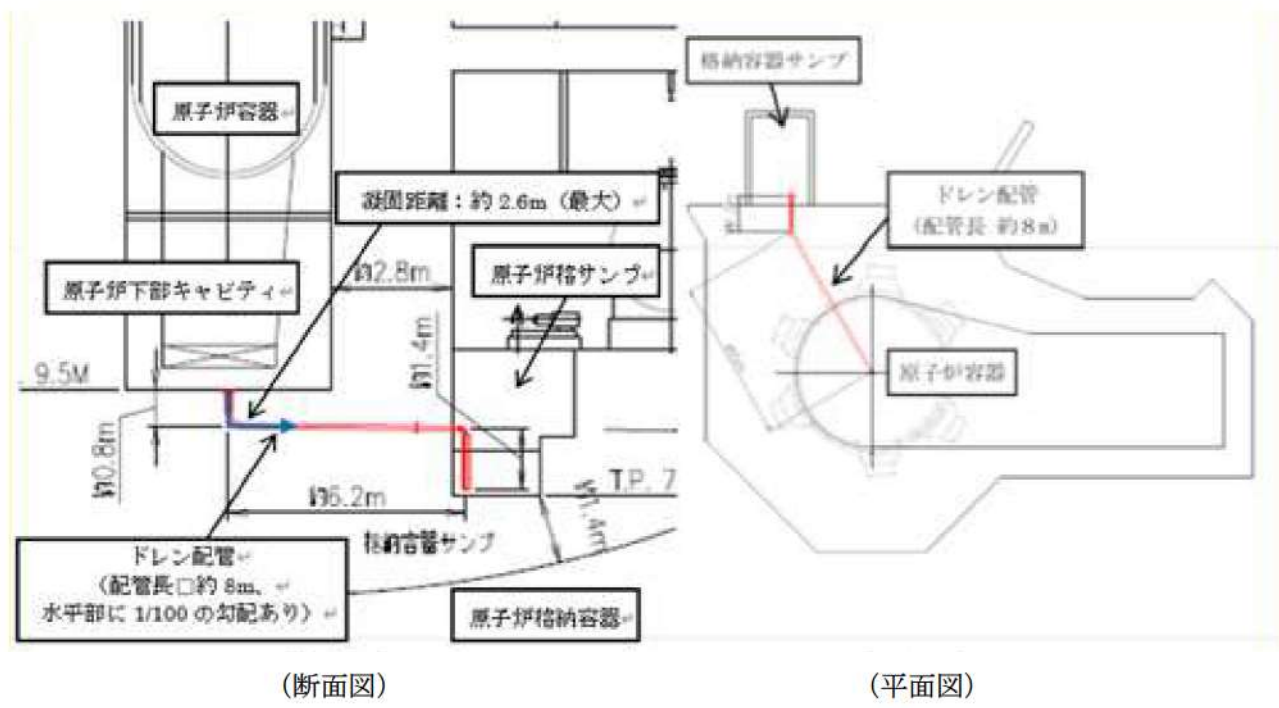
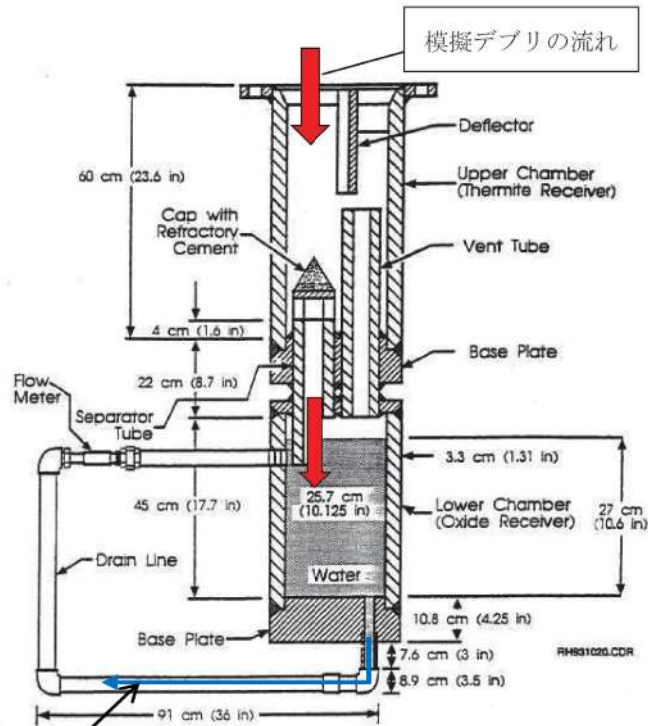


図2 格納容器サンプの配置及びドレン配管形状



最大流動距離：約 79cm

図 3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]

表 1 評価に使用する溶融炉心物性値^{*}

項目	物性値
溶融炉心過熱度	[Redacted]
溶融炉心液相線温度	
溶融炉心固相線温度	
溶融炉心比熱	
溶融炉心密度	
溶融炉心溶融潜熱	

^{*}溶融炉心物性値については、MAAP 解析（格納容器過圧破損/FCI/MCCI）における原子炉格納容器破損直前の下部プレナム内溶融炉心の物性値を使用した。

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。

ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について

1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較

EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、泊 3 号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表 1 に、流路構造を表 2 に比較する。

表 1 の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度及び動粘度が異なるものの、熱伝導率、配管内での溶融物凝固及び流動特性に影響する凝固までの蓄熱量は近い値になっている。なお、密度は、凝固までの蓄熱量及び動粘性係数の計算に用いており、動粘性係数については、EPRI 試験値よりも泊 3 号炉の値の方が大きいいため、泊 3 号炉の方が大きい摩擦応力が伝わりやすいと考えられる。

表 2 に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、泊 3 号炉のドレン配管の口径は 108mm であり、配管断面積比は泊 3 号炉のドレン配管の方が約 4.67 倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 0.75 倍、限界固相率 0.70 のとき約 0.46 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積（表面積）も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は泊 3 号炉の方が約 2.16 倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m（試験後の観察結果）であり、泊 3 号炉では約 0.25m（MAAP 結果）である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、泊 3 号炉で約 1.1m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、泊 3 号炉で約 4.6m/s となる。

2. EPRI/FAI 試験の適用性

EPRI/FAI 試験を泊 3 号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と泊 3 号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を泊 3 号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。

この場合、泊 3 号炉のドレン配管でのデブリの流動距離 (L_{t3}) は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{t3} = L_{FAI} \times \frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{t3}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$$\frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \quad : \quad \text{配管直径比}$$

$$\frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \quad : \quad \text{凝固までの蓄熱量比}$$

$$\frac{v_{t3}}{v_{FAI}} \quad : \quad \text{デブリの速度比}$$

であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{t3}) を求めると、

$$\begin{aligned}L_{t3} &= 0.79 \times 2.16 \times 0.75 \times 2 \\ &= 2.6 \text{ (m)}\end{aligned}$$

となる。

ドレン配管流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.70程度で拡がり停止するという知見がある等^[2]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。

EPRI/FAI 試験と泊3号炉で考慮した熔融物の条件では、熔融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、泊3号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、熔融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では熔融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を泊3号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなると考える。

以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。

- [2] C. Journeau, et al., "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests," Nuclear Engineering and Design vol.223 (2003) 75-102

以上

表 1 溶融物条件の比較

項目	EPRI/FAI 試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
過熱度 (K)	100	
融点 (°C)	2047	
密度 (kg/m ³)	3800	
比熱 (kJ/kgK)	1.3	
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	
熱伝導率 (W/mK)	7.5	
粘性係数 (Pa·s)	0.003	11
動粘性係数 (m ² /s)	7.89×10^{-7}	1.20×10^{-3}
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	3671
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—	2259
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	0.75
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.46

表 2 流路構造の比較

項目	EPRI/FAI試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
流路構造比較	円管	
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108
断面積比	1	4.67
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1)	1	3.49
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	1	2.15
単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.8
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.25
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	4.6
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	—
デブリの流動距離 (m)	~0.79	2.6

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。

熔融炉心流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価

原子炉下部キャビティの床面に目皿が設置されており、床下にドレン配管が設置されている。このため、以下の評価を実施した。

a. 評価体系

- ・ドレン配管内に流入した熔融炉心を円柱で模擬し、熔融炉心から周囲のコンクリートへの熱伝導が配管内面の全周で均一に生じるものとし、両端が水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・熔融炉心の流動距離（円柱の高さ）は、別紙 1 の評価結果を踏まえ、保守的に目皿から 3.0m とした。
- ・崩壊熱は事象発生から 1.5 時間後の値とした。
- ・水への熱流束は 800kW/m^2 一定とし、有効性評価に比べ、保守的な値を用いている。

c. 評価結果

- ・管壁の侵食量は約 0.008m となった。ドレン配管から原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離が約 3.3m であることから、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無いことを確認した。（別図 2-1 参照）

d. 評価の保守性について

本評価では、種々の不確かさを包絡する観点で b. の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b. の評価には保守性があるものとする。なお、c. のとおり b. の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無い。（別図 2-2 参照）

・流入量、流入距離の観点

流入量については別紙 1 に示すとおり、保守的に流動限界固相率を 1 とした場合の評価においても流動距離は約 2.6m であり、流動限界固相率を $0.7^{[3]}$ として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。（別図 2-2 中②参照）

・流入経路の影響

原子炉容器下部から落下した熔融炉心がドレン配管に流入する際には目皿が流入を妨げる要因となりえるが、不確かさがあるものとする。（別図 2-2 中①参照）

・崩壊熱

崩壊熱については事象発生から 1.5 時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの熔融炉心落下時刻は事象発生の約 1.6 時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心が目皿を介してドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。（別図 2-2 中③参照）

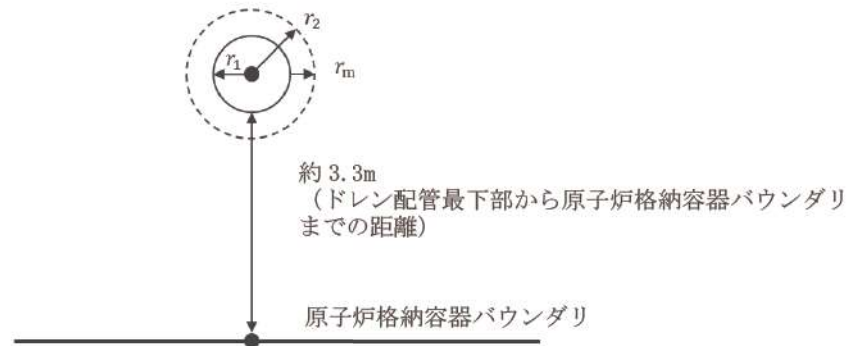
・除熱の形態

水への熱流束については、保守的に 800kW/m^2 一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。（別図 2-2 中④参照）

また、ドレン配管に侵入した熔融炉心の冷却材への伝熱は両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進展した場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管の格納容器サンプ側からは代替格納容器スプレイにより熔融炉心落下後も水が供給されるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる熔融炉心からの除熱に期待できるものとする。（別図 2-2 中⑤参照）

・ 更なる感度解析の確認結果

目皿からのドレン配管の全長は約8mであるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.05mに留まり、原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離（約3.3m）には余裕があることを確認している。



別図2-1 原子炉下部キャビティドレン配管評価のイメージ

e. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動

- ・ 管壁の侵食量が約 0.008m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管へのデブリ侵入距離を 3.0m とした場合、

$$3.0 \times (0.062^2 - 0.054^2) \times \pi = 0.009 \text{ m}^3$$

となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、

$$\begin{aligned} \text{質量} &: 0.009 \times \square \times \square = \text{約}0.24\text{kg} \\ \text{体積} &: 0.24/44 \times 22.4 = \text{約}0.12\text{Nm}^3 \end{aligned}$$

となる。また、上記の体積のコンクリートに対して MCCI が生じた場合、約 0.17kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。

これらの非凝縮性ガスについては、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析では、ジルコニウム-水反応によって約 53.5kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数百 g 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果に包絡されており、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。

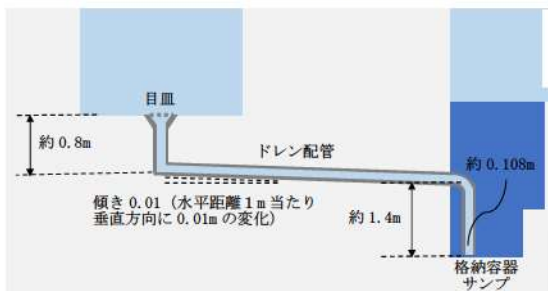
以上

参考文献：

- [3] C. Journeau, et al., “Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests,” Nuclear Engineering and Design, vol.223 (2003) 75-102

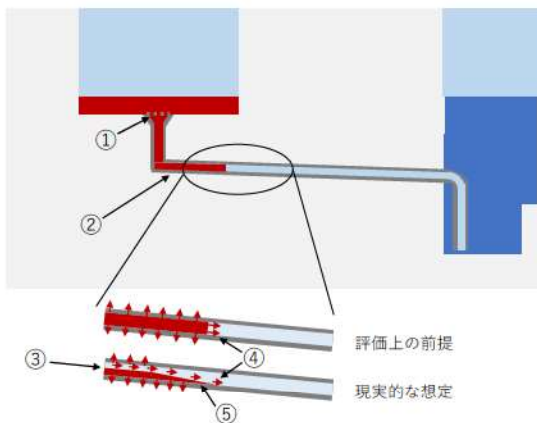
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

○溶融炉心落下に備えて水張りされた原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下に備えた水張りにより、目皿及びドレン配管内含め、水で満たされた状態

○溶融炉心落下後の原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下後、溶融炉心が目皿からドレン配管内に侵入したと仮定した状態
 - ・ 評価に対し、以下の不確かさ又は保守性があると考え
- ① ドレン配管へ溶融炉心が進入するには、目皿が流入を妨げる要因となりえる
 - ② 流動限界固相率を 1 とした場合、流動距離は約 2.6m であるが、当該係数を 0.7 として考慮すると流入距離及び流入量は更に低減される可能性があること
 - ③ 溶融炉心の崩壊熱については事象発生から 1.5 時間後の値を用いたが、ベースケースでの格納容器下部への溶融炉心落下は事象発生から約 1.6 時間後であり、溶融炉心落下後にドレン配管に流入するまでの時間もあることから、崩壊熱の設定には保守性があること
 - ④ 評価では水への除熱量を保守的な値として 800kW/m^2 としているが、現実的には圧力依存に期待でき、かつ、水と接する面の表面積も現実的にはより大きいと考えられることから、更なる除熱効果が得られると考えられること
 - ⑤ 溶融炉心によるドレン配管の侵食により管壁と溶融炉心の間に空隙部が生じ、侵食に伴う非凝縮性ガスの流出又は冷却材の侵入による更なる除熱に期待できる可能性があること

別図 2-2 原子炉下部キャビティドレン配管への溶融炉心の流入のイメージ

原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と 落下後の堆積に関する考慮

1. 溶融デブリの評価条件

泊3号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉下部キャビティに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。

2. 泊3号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ

泊3号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が原子炉下部キャビティに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは□mとなる。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と原子炉下部キャビティの位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）までは、□m以上あることから、仮に溶融炉心が全量落下しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ

(1) 原子炉下部キャビティの構造物等の影響

原子炉下部キャビティには、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。

したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当の UO_2 及びZr等のデブリ容積に加えて、原子炉下部キャビティの構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉下部キャビティの構造物として、原子炉容器下部の計装案内管及びサポート等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは、□mとなり、増加分は□mであることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

(2) 溶融炉心の細粒化に伴う影響

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合、予め原子炉下部キャビティへ水張りを実施していることから、溶融炉心の一部は水中で細粒化すると考えられる。この時、細粒化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。

□：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。

もっとも厳しい条件として、全量が細粒化した際の堆積高さを評価する。例えば、空隙率が最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、空隙率は 0.48 であり、堆積高さは (1) で考慮した堆積高さ m に対し、デブリ堆積高さは m となるが、原子炉下部キャビティ床面から原子炉下部キャビティの開口部までは、 m 以上あることから、細粒化に伴う堆積高さの増加を考慮しても原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

なお、熔融炉心落下前の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m である。そのため、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）から細粒化した熔融炉心が流れ出ること懸念されるが、代替格納容器スプレイは継続しており、また代替格納容器スプレイ停止時にも熔融炉心冷却により蒸散した冷却水を補うよう、開口部を通じて原子炉下部キャビティへ流入が続くことから、熔融炉心が流出することはないと考える。

(3) 熔融デブリの落下の位置及び拡がりの影響

原子炉容器から原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の経路については、計装案内管破損に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉容器の構造からは、原子炉容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考える。

泊 3 号炉では、図 3 に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部があるのは、原子炉容器下部ではないため、原子炉容器直下ではない場所に熔融炉心が偏って堆積し、熔融炉心が原子炉下部キャビティの側面の開口部の高さまで到達する状況は考え難い。一方、原子炉下部キャビティの入口扉は、原子炉下部キャビティの端に繋がる通路の奥にあるものの（図 3）、原子炉下部キャビティの床には段差もないことから、熔融炉心が入口扉まで広がる可能性はある。入口扉は金属製であり、熔融炉心の接触により損傷することも想定されるが、入口扉の先は上り階段になっており、階段の先の床上まで約 2.6m の高さがあることから、原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

以上

: 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 溶融炉心の拡がりに関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% [] t)	保守的に全炉心相当量が 落下するものとして設定
溶融炉心の組成	図2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)
原子炉下部キャビティ床面積	[] m ²	設計値 ^(注)

(注) 通路部を除く

表2 原子炉下部キャビティにおいて溶融対象となる構造物の質量及び体積

項目	質量/体積 ^(注1)	備考
燃料 (UO ₂)	[]	[]
被覆管 (Zr)	[]	
制御棒/BP 集合体/ シンプルプラグ (SUS)	[]	制御棒, BP 集合体, シンプルプラグ の合計
制御棒 (その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒における Ag, Cd, In の質量
下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱 (SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []
原子炉下部キャビティの サポート等 (SUS)	[]	
合計 ^(注3)	[]	

(注1) 質量から体積への換算は以下の密度 (密度は温度によって変化するが、常温での値で代表) を用いているため、体積は参考値扱いである。

UO₂ : 10100 (kg/m³)
 Zr : 6500 (kg/m³)
 SUS : 7860 (kg/m³)
 Ag : 10500 (kg/m³)

(注2) 体積については、制御棒の SUS 以外の金属は割合の多い Ag で代表する。

(注3) MAAP における、原子炉下部キャビティへの落下量は [] であるが、評価では合計値より保守的に設定した数値を使用する。

[] : 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。

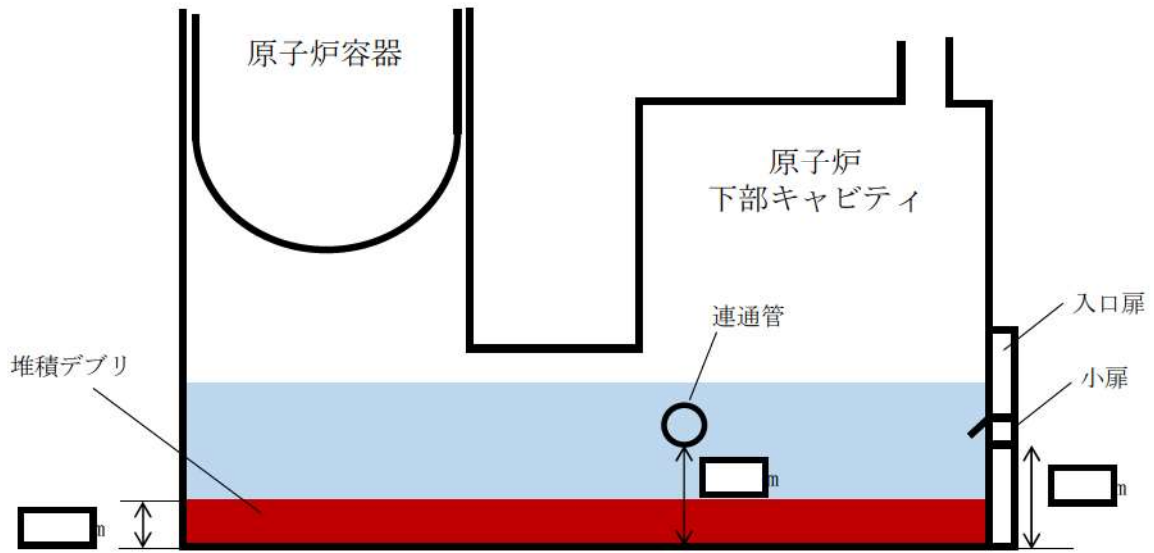


図1 原子炉下部キャビティ堆積デブリ状況



図2 溶融炉心の組成の推移

□ : 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。

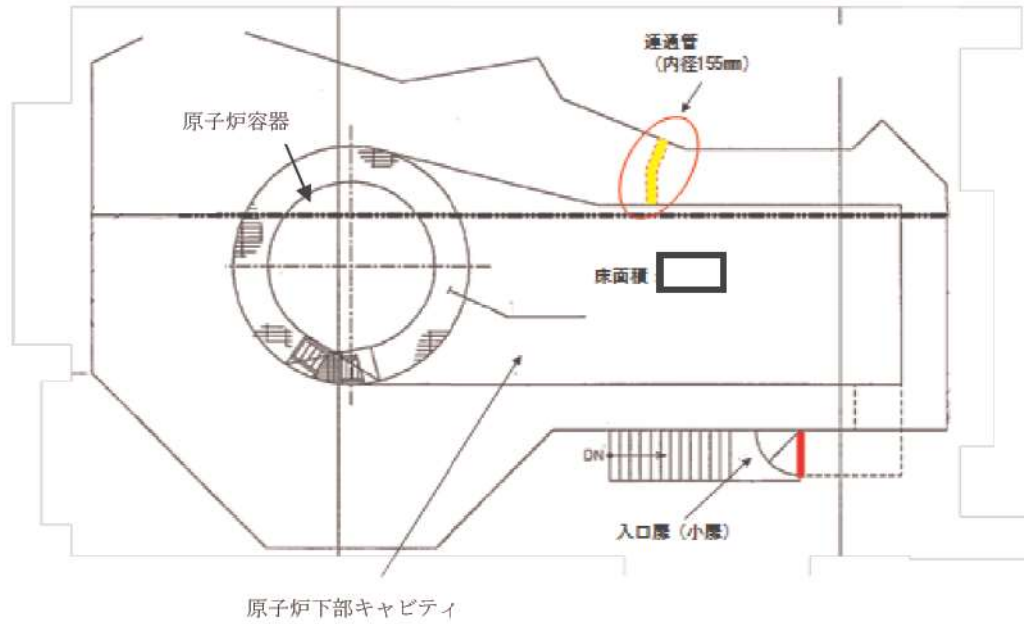


図3 原子炉下部キャビティ内の連通管及び小扉の設置状況

□ : 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。

溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について

溶融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物（コリウム）の考え方について以下に示す。

○原子炉容器内 t

原子炉容器内に存在するコリウムの総量については、原子炉容器内に存在する以下の構造物を考慮した。

- ・燃料集合体 : 157 体全て溶融すると想定
- ・制御棒 : 48 体全て溶融すると想定
- ・BP 集合体・シンプルプラグ : 全て溶融すると想定
- ・炉内構造物 : 炉心よりも下部に存在するものは全て溶融すると想定

○原子炉容器外

原子炉容器外に存在する構造物として、原子炉下部キャビティに存在する炉内計装案内管及びサポート等を考慮した（別紙 1 参照）。

- ・炉内計装案内管及びサポート等 : 全て溶融すると想定（約 t）

上述の考え方に基づき、溶融炉心の堆積高さを算出した。

以上

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティ内の溶融対象となる構造物について

溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり，原子炉容器から溶出したコリウムにより溶融すると推定した原子炉下部キャビティの構造物について以下に示す（図1）。なお，原子炉下部キャビティ水位の計算においては，炉内計装案内管及びサポート等を考慮せず，原子炉下部キャビティ水量とキャビティ幾何形状から水位を算出している。



図1 原子炉下部キャビティの溶融対象となる構造物

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。

(1) 溶融炉心の堆積高さ

溶融炉心の堆積形状を図1に示す。空隙率を考慮したデブリ堆積高さは、 H_{corium} は式(1)で評価する。

$$H_{\text{corium}} = (V_m * (1 - \phi_{\text{ent}}) + V_m * \phi_{\text{ent}} / (1 - \varepsilon)) / S_{\text{cv}} \quad (1)$$

ここで、

V_m : 溶融物体積 (約 17m³)

ϕ_{ent} : 細粒化割合 (約 0.68) (別紙参照)

ε : 空隙率 (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値)

S_{cv} : 原子炉下部キャビティ床面積 (m²)

式(1)から溶融炉心体積高さは、 m となる。原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m であるため、細粒化を考慮した場合においても冠水することが確認できた。

(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価

溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと拮がり距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。

(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状ととして、図2のように連続層については、原子炉下部キャビティの原子炉容器直下の円形部に円柱上に円錐が堆積した形状とする。粒子状デブリは、連続層の上から堆積するものとし、原子炉下部キャビティ全面に一様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1:16 を想定する*。これを元に、原子炉容器破損直後における溶融炉心の堆積高さを計算した結果、堆積高さは m となる。計算方法は以下のとおりである。

: 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。

- ・連続層は、原子炉下部キャビティのうち原子炉容器直下の円形部分に堆積するものとする。
- ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは円形部分全面に拡がった場合であることから、原子炉下部キャビティ円形部分の直径 m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の高さは m となる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の堆積を除いたものとして求める。
- ・粒子状デブリについては、原子炉下部キャビティ床面に連続層の上から一様に堆積すると仮定して求める。
- ・熔融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。

なお、熔融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して熔融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による原子炉下部キャビティ水位変化への影響は小さく、熔融炉心露出までの時間への影響は小さい。

※PULiMS 実験のうち、熔融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740 mm×560 mm となっている(表 1, 図 3)。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、空隙率や炉内及び原子炉下部キャビティ内の構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

PULiMS 実験は熔融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。本評価では、デブリ堆積高さを高くするため、連続層は原子炉下部キャビティ床面のうち、原子炉容器直下の円形部に、円柱状の上にアスペクト比 1:16 の円錐が堆積し、その上に粒子状デブリが原子炉下部キャビティ床面全面に堆積する形状を仮定する。

: 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。

溶融炉心の堆積形状については不確かさが大きいので、粒子状デブリの堆積の偏り等により、溶融炉心の一部が露出する可能性は否定できない。また、溶融炉心が落下する際に原子炉容器下部にある計装案内管及びサポート等の構造物が溶融せずに、溶融炉心がこれらに堆積し一部が露出する可能性もある。

ここでサンプルケースとして、溶融炉心が仮に偏心して堆積した場合を考慮するために、原子炉容器中心部直下ではなく、原子炉容器中心部直下と壁面との中間地点を円錐の頂点にしたケース（図4）及び壁面を円錐の頂点にしたケース（図5）の堆積高さを算出した。

堆積高さは中間地点を円錐の頂点にしたケースは□ m、壁面を円錐の頂点にしたケースは□ m となり、どちらのケースでも溶融炉心は冠水している。（図2のケースは□ m）

次に仮想的に原子炉下部キャビティ水面から溶融炉心を露出させる条件として、粒子状デブリが連続層の上にしか積もらない想定で堆積高さを算出する。堆積高さが最も高くなる壁面に偏心して堆積するケースで算出した結果、堆積高さは□ m であり、原子炉容器破損直後の原子炉容器下部キャビティ水位が約 1.5m であるため、□ m 露出し、露出した溶融炉心の体積を計算すると約 1.2m³ となった。

この露出した溶融炉心が過熱蒸気を生成すると仮定し、その場合に露出した溶融炉心から飽和蒸気に与えられる熱量 Q_A は、

$$Q_A = Q_{\text{decay}} \times (\text{露出した溶融炉心体積}) / (\text{全溶融炉心体積})$$

Q_{decay} : 原子炉容器破損直後の崩壊熱 (MW)

この熱量 Q_A を除熱するために必要なスプレー流量 W_A は、

$$W_A = Q_A / (h_g - h_{sp})$$

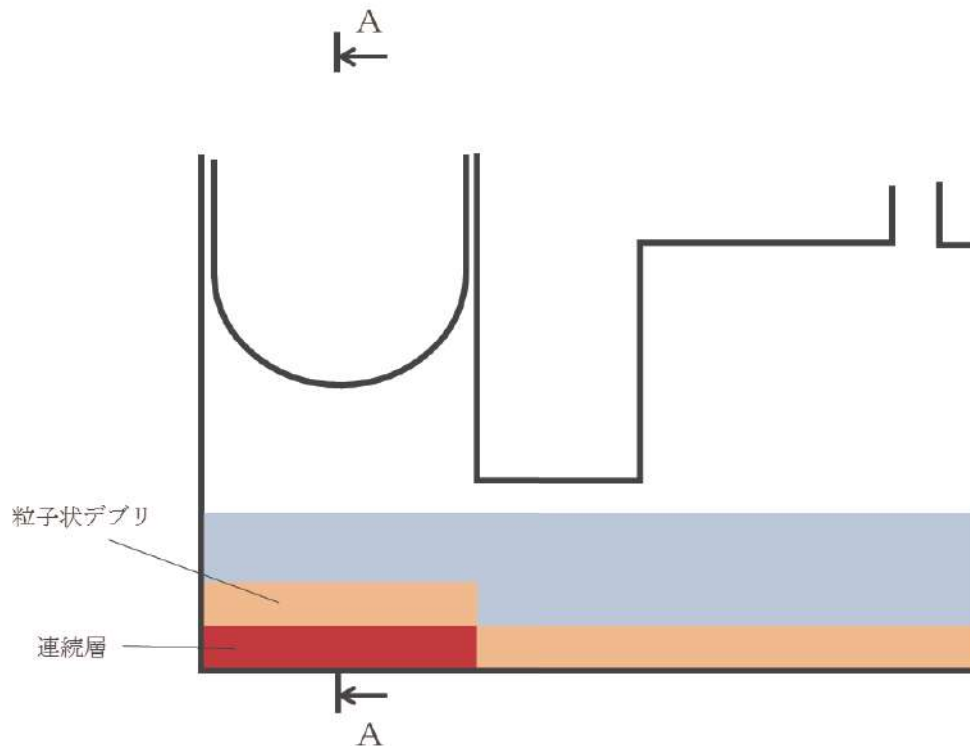
W_A : 熱量 Q_A を除熱するために必要なスプレー流量 (kg/s)
 h_g : 飽和蒸気エンタルピー (kJ/kg)
 h_{sp} : スプレー水エンタルピー (kJ/kg)

□ : 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。

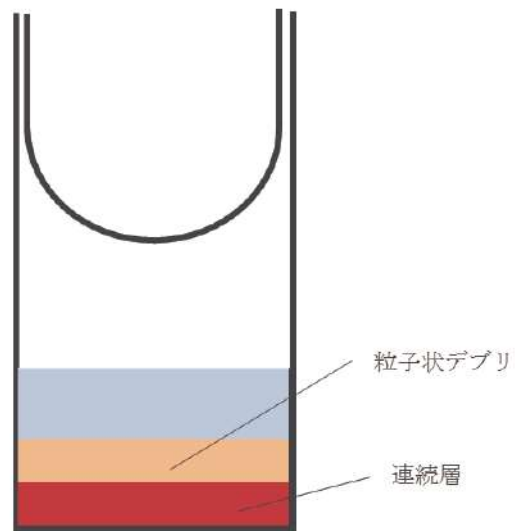
露出した溶融炉心が発生させる過熱蒸気を除熱するために必要なスプレイ流量は約 $3.3\text{m}^3/\text{h}$ であり、代替格納容器スプレイ流量 $140\text{m}^3/\text{h}$ に対して約 2.4%であるため、仮に原子炉下部キャビティで過熱蒸気が発生した場合でも十分に除熱することが可能と考える。

なお、本評価では原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位（約 1.5m）にて評価を実施しているが、代替格納容器スプレイは継続するため原子炉下部キャビティ水位は上昇し、仮に原子炉容器破損時に一部の溶融炉心が露出したとしても時間とともに冠水する。また、原子炉下部キャビティ水中に落下した溶融炉心により水蒸気が発生し、露出している溶融炉心は水蒸気により冷却される。このため、溶融炉心の一部が露出したとしても原子炉格納容器の健全性には影響はないと考えられる。

- [1] A. Konovalenko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

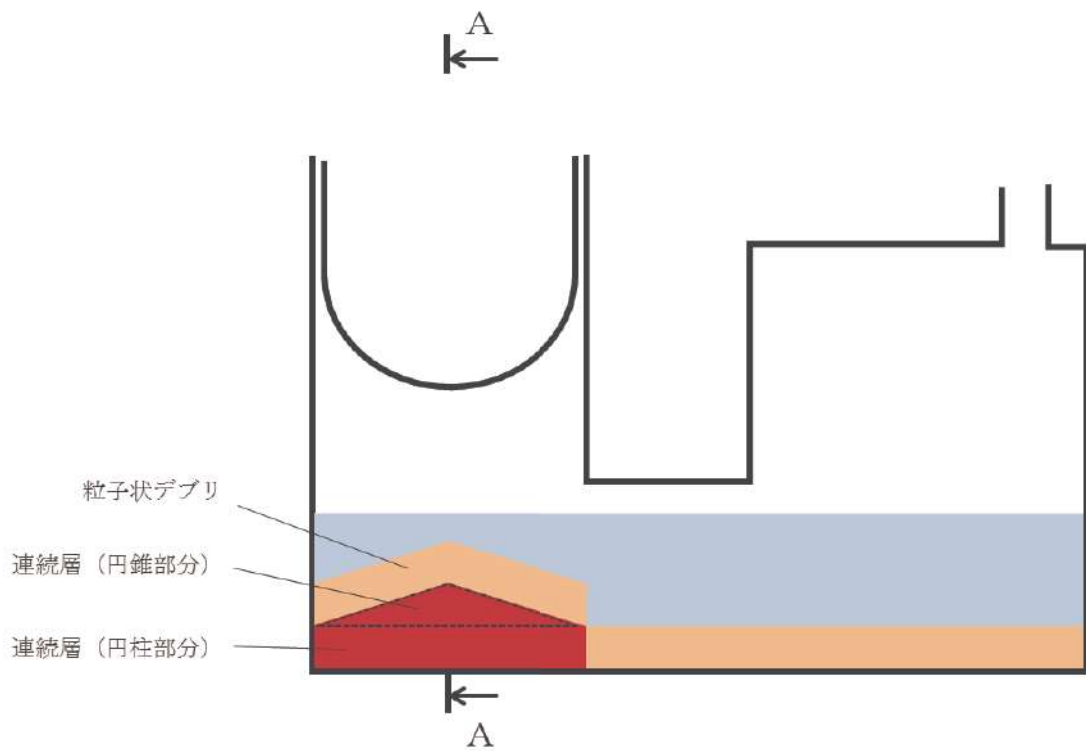


断面図

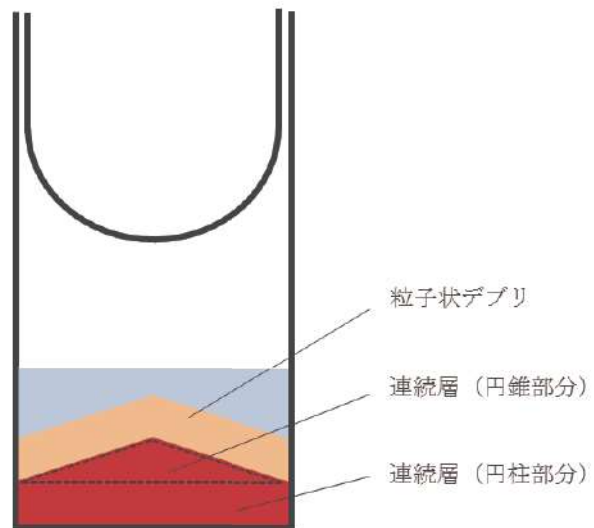


A-A

図1 熔融炉心堆積形状



断面図



A-A

図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)

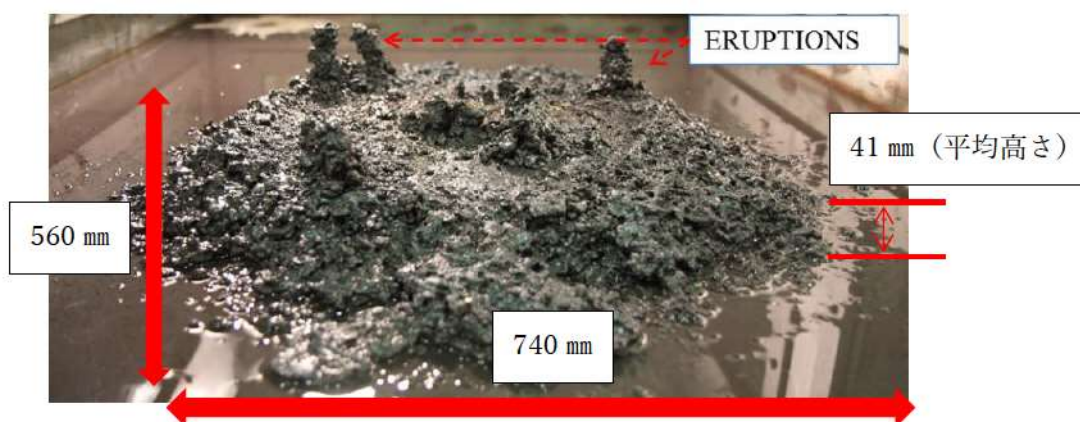


図3 PULiMS 実験結果 (E4) ^[1]

表1 PULiMS 実験条件と結果^[1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol.} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq.} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

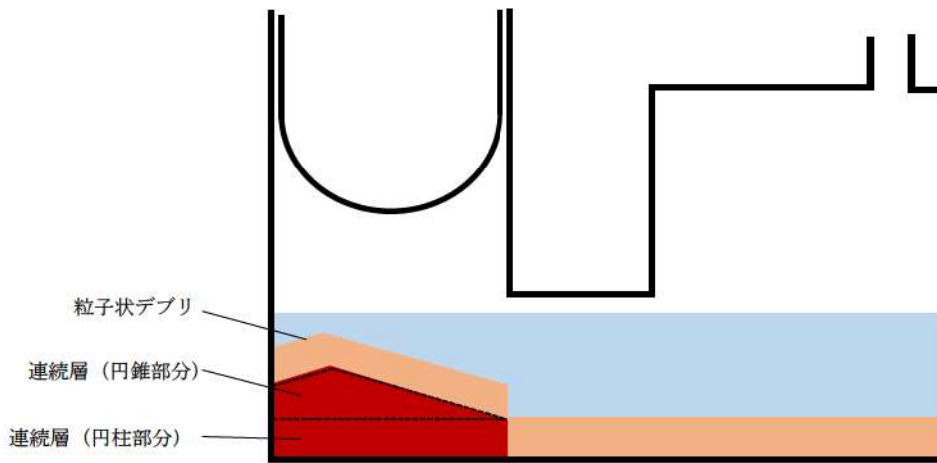


図4 原子炉容器と原子炉下部キャビティ壁の間を中心に堆積するケース

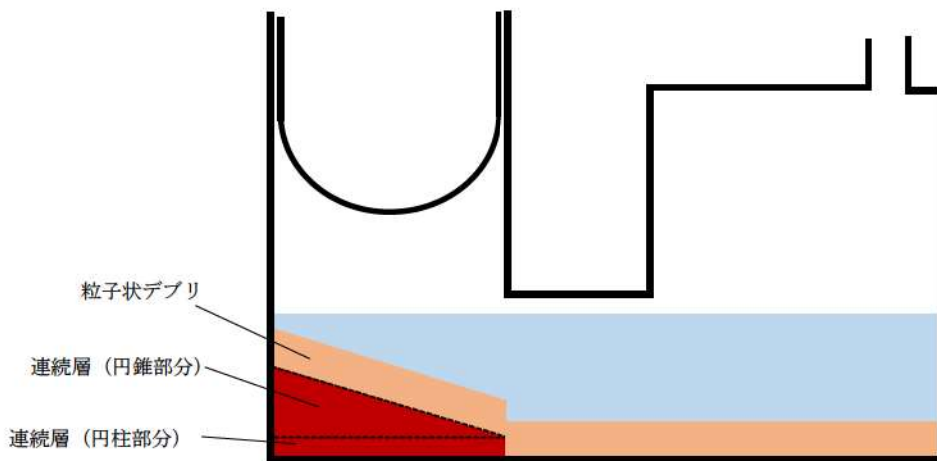


図5 原子炉下部キャビティ壁を中心に堆積するケース

細粒化割合の評価

溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学 (KTH) の解析研究により得られた凝集モードマップ^[1]に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心がケーキ状に堆積する。

ここでは、細粒化に伴い発生した粒子が堆積することを想定し、原子炉容器破損時に流出する溶融炉心の冷却材中での細粒化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

ここで、

Φ_{ent} : 細粒化割合

E_0 : エントレイメント係数

ΔH_{pool} : プール水深 (m)

d_{dj} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m)

$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m)

ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³)

ρ_w : 水密度 (kg/m³)

評価条件は以下のとおりである。

- 原子炉下部キャビティ水位：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 1.5m）
- 溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 8800kg/m³）
- 気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 3.4m）
- エントレイメント係数：MAAP 推奨値である

以上より評価した結果、細粒化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 68% となる（図 1 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。

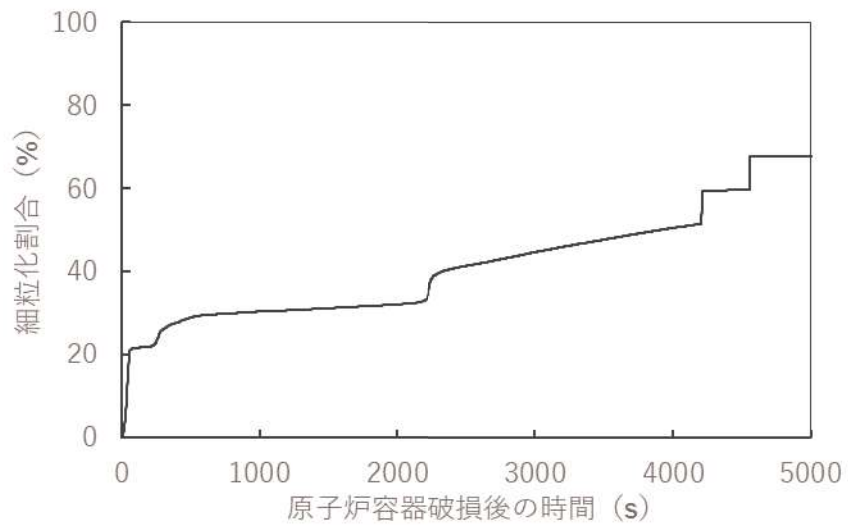


図1 溶融炉心細粒化割合の変化

<参考文献>

- [1] P. Kudinov and M. Davydov “PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT” , NURETH14-543

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE731 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.3.1 想定事故1

令和5年10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
 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故 1

添付資料 目次

- 添付資料7.3.1.1 想定事故 1 での重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故 1）
- 添付資料7.3.1.5 燃料、電源負荷評価結果について（想定事故 1）
- 添付資料7.3.1.6 使用済燃料ピットの状態監視について

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

7.3.1 想定事故 1

7.3.1.1 想定事故 1 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 1 として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため，使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し，やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下することから，緩和措置がとられない場合には，使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料ピットの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，想定事故 1 では，可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水することによって，燃料損傷の防止を図る。また，可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.1.1図に、手順の概要を第7.3.1.2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操作手順の関係を第7.3.1.1表に示す。

想定事故1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20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3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は4名である。必要な要員と作業項目について第7.3.1.3図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水温及び水位を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

使用済燃料ピットの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料ピット水の温度上昇による蒸発により使用済燃料ピット水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

（添付資料7.3.1.6）

d. 使用済燃料ピット注水操作

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用

いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端以下とならないよう水位を維持する。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故1で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の使用済燃料ピットを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料ピットは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料ピットに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料6.5.7)

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、燃料頂部より7.55mとする。

(b) 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃とする。

(c) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後7.5日）で取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵さ

れる場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19.16m³/hである。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 可搬型大型送水ポンプ車

使用済燃料ピットへの注水は、可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発量を上回る25m³/hの流量で注水する。

d. 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) 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操

作は、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生から4.4時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第7.3.1.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約6.6時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのは、第7.3.1.4図に示すとおり事象発生から約1.6日後である。

事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始できる時間は、事象発生から4.4時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生から約1.6日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車により、蒸発量に応じた量を使用済燃料ピットに注水することで、使用済燃料ピット水位を維持する。

(添付資料7.3.1.1)

b. 評価項目等

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生の4.4時間後から可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を行うことで使用済燃料ピット水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料ピットへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料7.3.1.2, 7.3.1.3)

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故1は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作とする。

(1) 評価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7.3.1.2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、評価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ると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、初期水位及び初期水温、初期の地震起因のスロッシング発生並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位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。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温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。

初期条件の初期水位は、評価条件の燃料頂部より7.55mに対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水位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。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、評価条件で設定している初期水位よりも使用済燃料ピット水位が低くなるが、使用済燃料ピット水位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。

初期条件の使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、使用済燃料ピット水位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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より水温が高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約1.6日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.1日短い約1.5日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の初期水位は、評価条件の燃料頂部より7.55mに対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

追而【地震津波側審査の反映】

(新たに設定した基準地震動による SFP スロッシングの溢水量
評価結果を受けて反映のため)

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水位が燃料頂部より 7.55m の場合と比較して約 0.1 日短い約 1.5 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットを切り離した状態として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約 0.2 日短い約 1.4 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、自然蒸発、使用済燃料ピット水温及び温度の上昇の非

一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料ピット水位低下開始時間より早く使用済燃料ピット水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料ピット水は冷却される。さらに、使用済燃料ピット水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に事象発生直後から沸騰による使用済燃料ピット水位の低下が開始すると想定し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.3日短い約1.3日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生の4.4

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、注水準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料ピット水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 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。

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事象発生の4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。

(3) まとめ

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

間余裕を確認した。その結果、評価条件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、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7.3.1.4)

7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり20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34名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料ピット水が100℃に到達するまで最低でも半日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、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）により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1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

海水を取水源として、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水（25m³/h）を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kL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使用済燃料ピットへの海水注水については、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、ディーゼル発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給及び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について、7日間の継続が可能である（合計使用量約558.8kL）。

c. 電源

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。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計測制御用電源設備等の負荷に含

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。

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7.3.1.5)

7.3.1.5 結論

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、使用済燃料ピットでは燃料が、ボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、燃料有効長頂部が冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価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、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、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について

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. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。 	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ
b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。 	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ
c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料ピット水の温度上昇による蒸発により使用済燃料ピット水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断する。 使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。 	燃料取替用水ピット*	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 燃料取替用水ピット水位*
d. 使用済燃料ピット注水操作	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。 1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。 	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)
		ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 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	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)

*：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

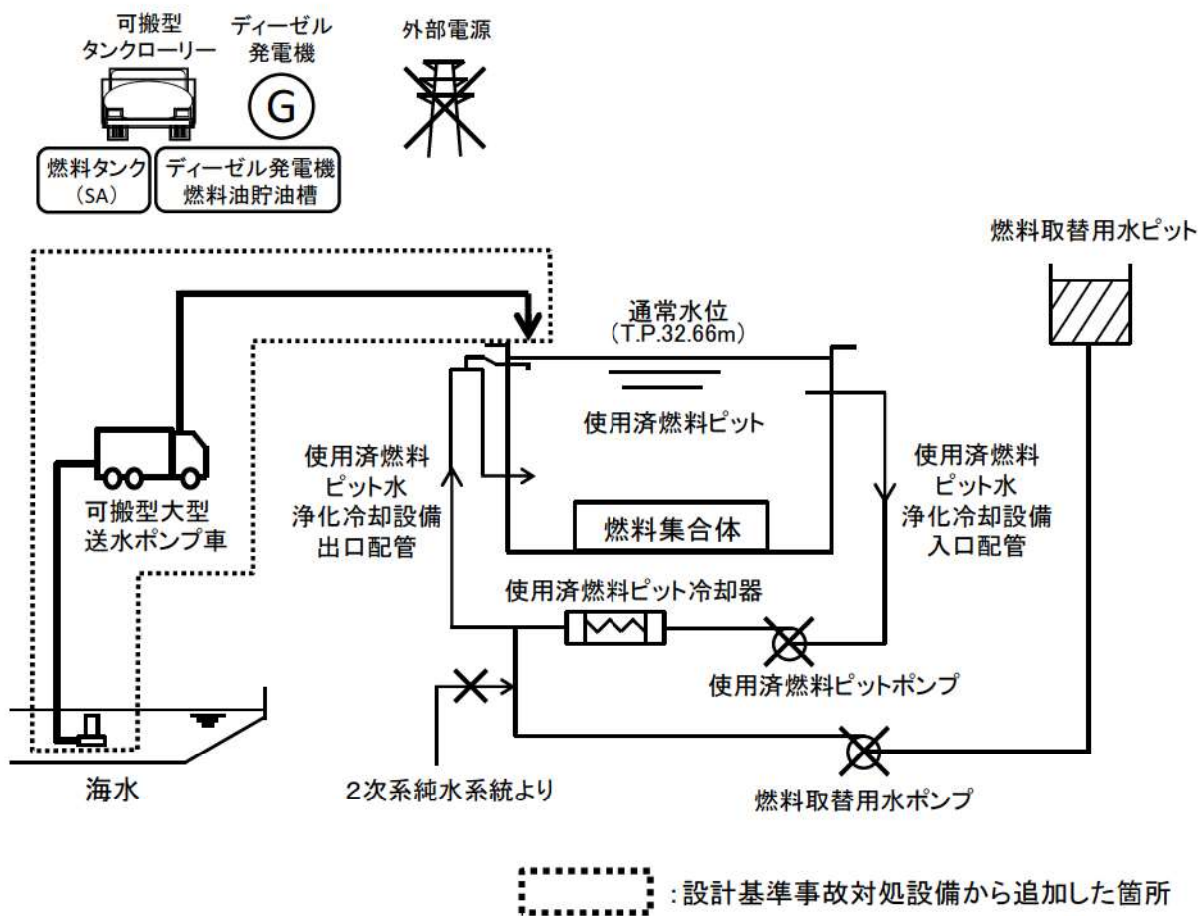
第7.3.1.2表 「想定事故1」の主要評価条件（1/2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後（原子炉停止後7.5日 [※] ）に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1, 2号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮したものとしている。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	燃料頂部より7.55m	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取替建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）以下となるための許容水位低下量は約3.37mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に3.3mとする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約7.62mであるが、初期水位を燃料頂部より7.55mと設定。
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温100℃まで上昇する時間の評価は、B－使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。

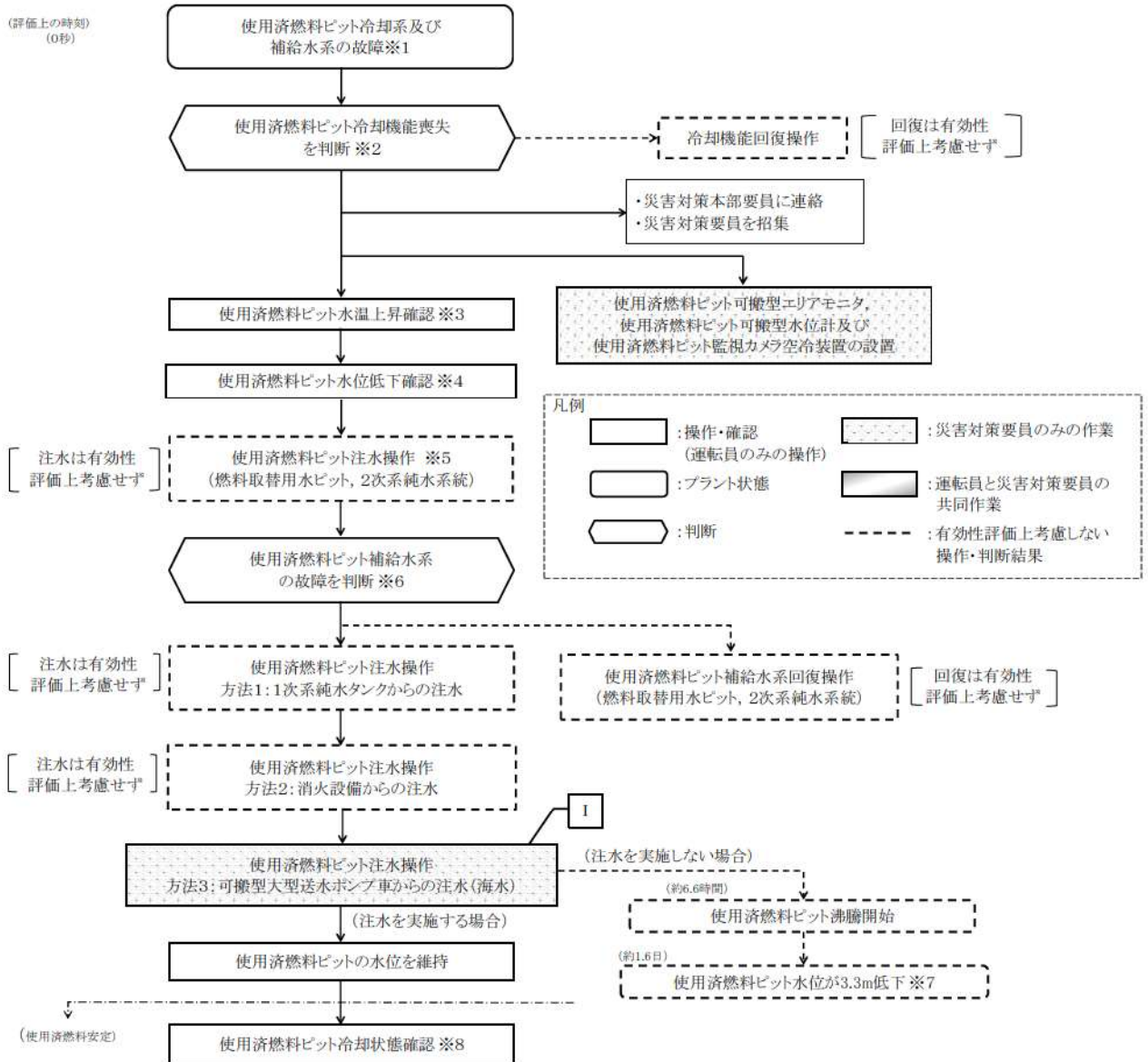
※ 泊3号炉の至近の定期検査における実績（約9日）を踏まえ、原子炉停止後7.5日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はトリップのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第7.3.1.2表 「想定事故1」の主要評価条件（2/2）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が 維持される最低水位	燃料頂部から 4.25m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) と なる水位を設定。
	可搬型大型送水ポンプ車の 使用済燃料ピットへの 注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	可搬型大型送水ポンプ車による 使用済燃料ピットへの 注水操作	事象発生後の 4.4 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される水位に保つ必要があり、放 射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水操作を実施するとし て、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第7.3.1.1図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図



※1 本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「第7.1.2.3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要(「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)」の「可搬型大型送水ポンプ車の準備(使用済燃料ピットへの注水確保等)」の中で対応する。

※2 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。
使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位

※3 使用済燃料ピット温度高警報 60℃。

※4 使用済燃料ピット水位低警報 T. P. 32.58m(通常水位 T. P. 32.66m)。

※5 注水までの所要時間が短い燃料取替用水ピットからの注水を優先する。

※6 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。

燃料取替用水ピットからの注水不能、2次系純水系統からの注水不能

※7 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)を確保できる水位(初期水位から蒸発による低下分)。

※8 使用済燃料ピット冷却状態確認は以下で確認。

使用済燃料ピット水位確保、温度安定

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

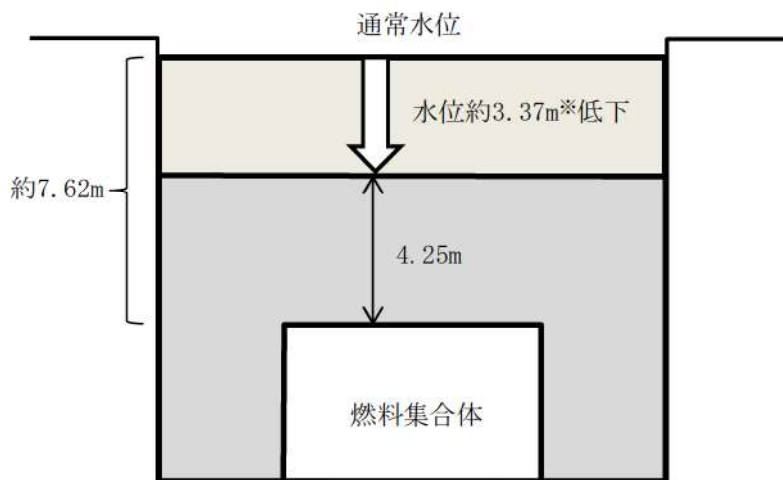
I 可搬型大型送水ポンプ車からの注水(代替給水ピット)、可搬型大型送水ポンプ車からの注水(原水槽)

第7.3.1.2図 「想定事故1」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展)

作業項目	必要な要員と作業項目				経過時間(分)	備考
	責任者	補佐	通報連絡等 (中央制御室)	作業の内容		
状況判断	2人 A,B	-	-	使用済燃料ピット冷卻機組戻失敗判断	10分	通常運転時に使用済燃料ピットへの補給機能として期待している 本系統からの注水機能喪失各種 発生した場合、この補給水系統は注 水機能喪失を伴った状態で使用済 燃料ピット冷卻機組戻の操作を 開始し、注水機能喪失を伴った 状態に注水機能喪失を伴った 状態に注水機能喪失を伴った 状態に注水機能喪失を伴った
	1人 [A]	-	-	使用済燃料ピット水量、水位の監視	約60分 補給水系統運用判断	
使用済燃料ピット冷卻系 回復操作 (有効な群面上考慮せず)	1人 [A]	-	-	使用済燃料ピット冷卻機組戻操作、失敗原因調査	5分	補給水系統からの注水機能喪失 発生した場合、この補給水系統は注 水機能喪失を伴った状態で使用済 燃料ピット冷卻機組戻の操作を 開始し、注水機能喪失を伴った 状態に注水機能喪失を伴った 状態に注水機能喪失を伴った
	-	1人 [B]	-	使用済燃料ピット冷卻機組戻操作、失敗原因調査	10分	
使用済燃料ピット注水操作 (有効な群面上考慮せず)	1人 [A]	-	-	燃料取扱用ホッパーからの注水準備	5分	燃料取扱用ホッパーからの注水準備 燃料取扱用ホッパーからの注水準備 燃料取扱用ホッパーからの注水準備 燃料取扱用ホッパーからの注水準備
	-	1人 [C]	-	燃料取扱用ホッパーからの注水準備	5分	
使用済燃料ピット注水操作 (有効な群面上考慮せず)	-	1人 [C]	-	1次系純水タンクからの注水準備	5分	1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備
	-	1人 [C]	-	燃料取扱用ホッパーからの注水準備、注水操作	35分	
使用済燃料ピット注水操作 (有効な群面上考慮せず)	-	1人 [B]	-	1次系純水タンクからの注水準備	30分	1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備 1次系純水タンクからの注水準備
	-	1人 [C]	-	燃料取扱用ホッパーからの注水準備	30分	
使用済燃料ピット注水操作 (有効な群面上考慮せず)	1人 [A]	-	-	使用済燃料ピット補給水系統回復操作、失敗原因調査	2時間	使用済燃料ピット補給水系統回復操作、失敗原因調査 使用済燃料ピット補給水系統回復操作、失敗原因調査 使用済燃料ピット補給水系統回復操作、失敗原因調査 使用済燃料ピット補給水系統回復操作、失敗原因調査
使用済燃料ピットの監視	-	-	4人 A,B,C,D	使用済燃料ピット可搬型リアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピットの監視カメラの監視範囲の設置	2時間	使用済燃料ピット可搬型リアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピットの監視カメラの監視範囲の設置 使用済燃料ピット可搬型リアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピットの監視カメラの監視範囲の設置

【付】 1)は出作業前後移動して来た要員
 ・機子型運転室側による通常運転手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も開催を行。

第7.3.1.3 図 「想定事故1」の作業と所要時間（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）（1/2）



使用済燃料ピット水位概要図

		評価結果
① 3.3m [*] 分の評価水量 (m ³)		
	A-使用済燃料ピット	約210m ³
	B-使用済燃料ピット	約310m ³
	A, B-使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量		約19.16m ³ /h
③ 3.3m水位低下時間 (①/②)		約32.8時間
④ 水温100℃までの時間		約6.6時間
合計 (③+④)		約1.6日 (約39.4時間)

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるための許容水位低下量は約3.37mであり, 評価に使用する水位低下量を保守的に3.3mとした。

第7.3.1.4図 「想定事故1」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

想定事故 1 での重大事故等対策の概略系統図について

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」のうち、想定事故 1 の「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

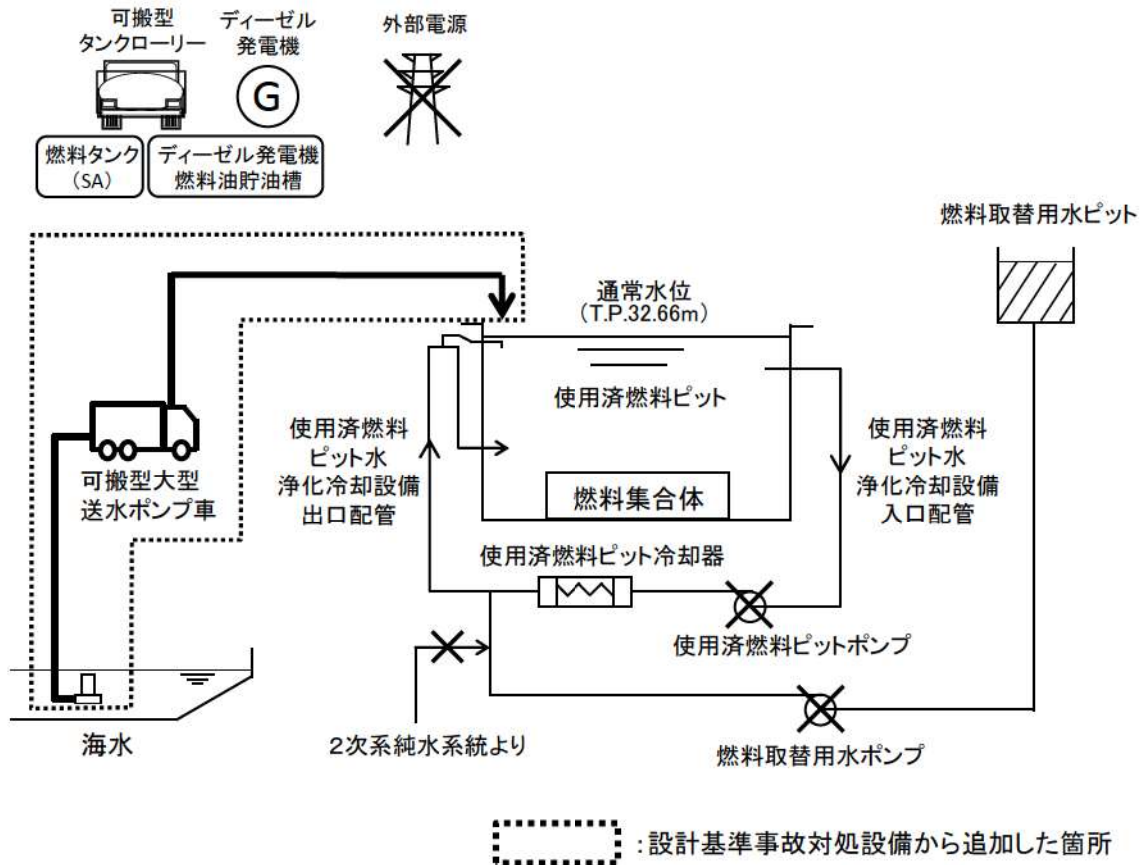


図 1 想定事故 1 の重大事故等対策の概略系統図

使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について

想定事故1においては使用済燃料ピット冷却機能及び補給水系の故障により、想定事故2においては冷却系配管の破断によりそれぞれ使用済燃料ピット水位が徐々に低下する事象を想定している。

本資料では、水位の低下により、遮蔽設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価し、可搬型大型送水ポンプ車による注水までの時間的余裕が確保されていることを示すものである。

本資料における評価内容を下表に示す。

表1 評価内容一覧

運転状態	ピット間の 接続状態	使用済燃料ピット ゲート状態	記載 箇所	評価結果 ^{※2}	
				想定事故1	想定事故2
定期事業者検査中 (燃料取出状態)	キャスクピットのみ 水抜き状態	正常	本文	約1.6日	約1.0日
		外れた場合	参考3	約1.1日	—
運転中 (燃料装荷状態)	燃料検査ピット及び 燃料取替キャナルが 水抜き状態 ^{※1}	正常	参考2	約3.2日	約2.0日
		外れた場合	参考3	約1.6日	—

※1：燃料検査ピット及び燃料取替キャナルとキャスクピットを同時に水抜き状態にすることは
ない。

※2：遮蔽設計基準値に相当する水位に達するまでの時間。

以下、最も厳しい評価として、使用済燃料ピットの燃料の崩壊熱が最大となる定期事業者検査中の燃料取出直後における想定事故1及び想定事故2に対する評価結果を示す。

なお、運転中の大部分の時期についても、ピット間の接続状態が定期事業者検査中と同じであり、崩壊熱はより小さい値となるため、この評価結果に包絡される。

表2 評価における前提条件

号機	泊3号機
燃料仕様	ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%) (3号機) (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%) (1、2号機) MOX燃料 (3号機) (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数/熱負荷 (安全側に燃料取出直後の熱負荷とする) (添付1)	A-使用済燃料ピット： 600体/1.126MW B-使用済燃料ピット： 840体/10.382 MW 合計： 1,440体/熱負荷 11.508 MW
事象発生時のピット水温	40℃ (定期事業者検査に伴う燃料取出中の通常水温)
必要遮蔽厚	4.25m (添付2)
ピット間の接続状態	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット (A、B-使用済燃料ピット^{※1})、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは、定期事業者検査中 (燃料取出状態) 水張り状態である。 沸騰までに要する時間の評価については、安全側にA、B-使用済燃料ピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態として評価する。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB-使用済燃料ピット側に崩壊熱の高い燃料体等を選択的に貯蔵^{※2}した状態を想定する。 水位低下時間の評価においては、A、B-使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットが接続された条件とする。

※1 使用済燃料ラックの耐震性を確保するためにピットを2つに分割している。

※2 保安規定の下部規定において、原子炉から燃料取出時に取り出した全燃料はB-使用済燃料ピットに貯蔵し、燃料装荷完了までA-使用済燃料ピットに移動させないことを記載する。

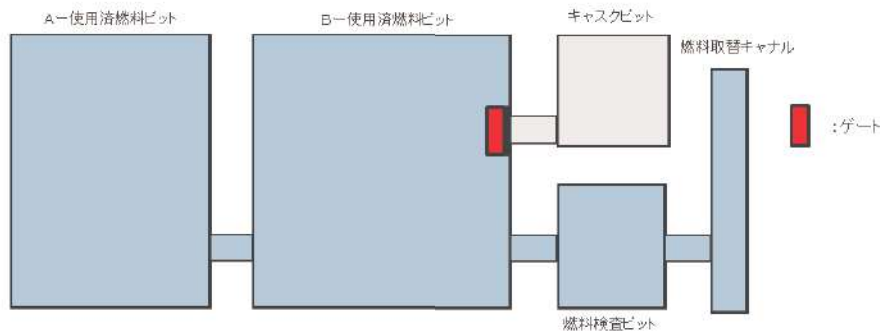


図1 使用済燃料ピット概略図 (平面図)

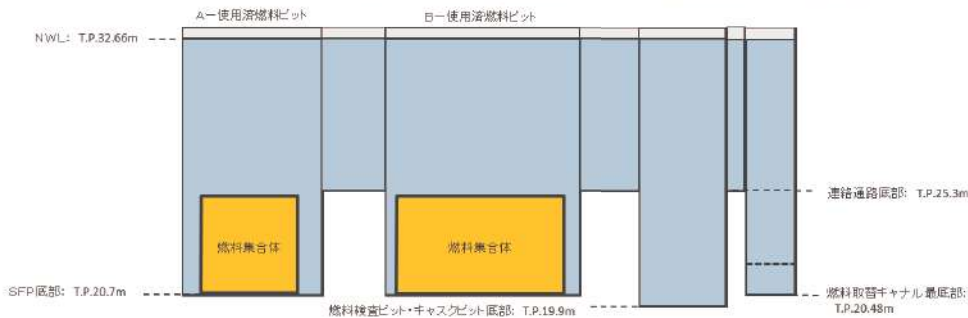


図2 使用済燃料ピット概略図 (断面図)

1. 想定事故1（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失）

(1) 概要

- ・使用済燃料ピットの冷却機能停止後、燃料の崩壊熱により水温が 40℃から 100℃まで上昇し、その後、蒸発により水位低下が生じる。
- ・遮蔽設計基準値に達するまでの水位低下量は、安全側に 3.3m^{*}とする。

- ※ a. NWL から燃料集合体の上端までの値：燃料集合体の上端より約 7.62m 上
 b. 必要遮蔽水厚：4.25m
 a. -b. = 約 3.37m であるが、安全側に 3.3m としている。

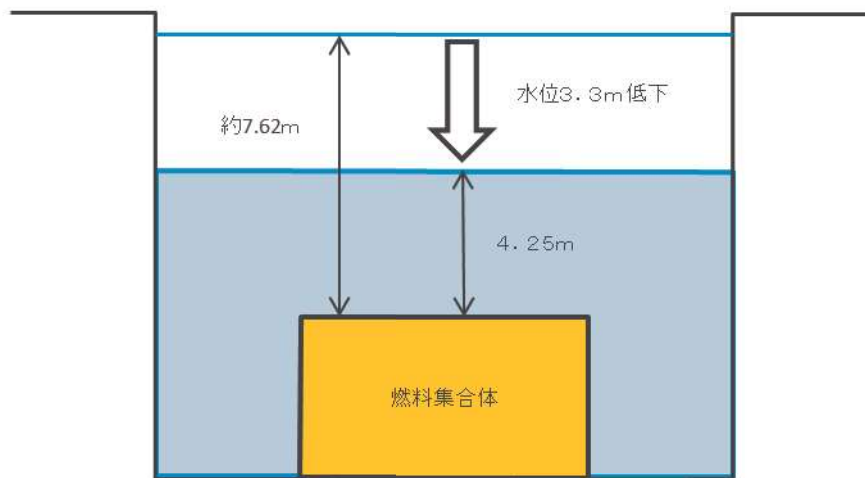


図3 使用済燃料ピット水位量概略図

(2) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 40℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

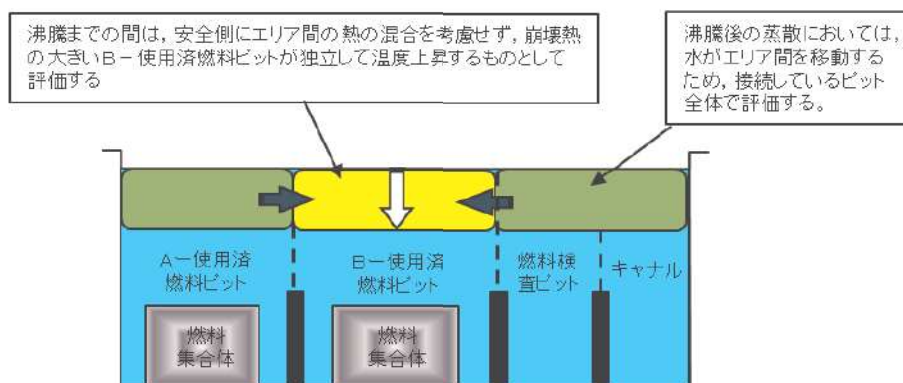


図4 使用済燃料ピット水位低下概要図

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{\text{B-使用済燃料ピット水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピー差[kJ/kg]}}{\text{B-使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

B－使用済燃料ピット : 1030m³
 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 エンタルピ差 : 水温 100℃と水温 40℃における水のエンタルピ差 (251.6kJ/kg)
 B－使用済燃料ピット熱負荷 : 10.382MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(\text{A－使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + \text{B－使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

水位低下量 : 630m³
 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ [kJ/kg]
 (2,256.5kJ/kg)
 熱負荷 : 11.508MW
 (A－使用済燃料ピット熱負荷 1.126MW+B－使用済燃料ピット熱負荷 10.382MW)

表3 水位低下時間評価結果

		評価結果
① 3.3m [*] 分の評価水量 (m ³)	A－使用済燃料ピット	約210m ³
	B－使用済燃料ピット	約310m ³
	A, B－使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
	② 崩壊熱による保有水蒸発水量	約19.16m ³ /h
③ 3.3m水位低下時間 (①/②)	約32.8時間	
④ 水温100℃までの時間	約6.6時間	
合計 (③+④)	約1.6日 (約39.4時間)	

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるための許容水位低下量は約3.37mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に3.3mとした。

(3) 評価結果

表4 各状態での経過時間

①水温 100℃までの時間	②水位低下時間	合計
約 6.6 時間	約 32.8 時間	約 1.6 日 (約 39.4 時間)

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定する。未臨界性評価には SCALE コードを用いており、不確定性 0.020 を考慮してもB-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 0.970 であり、評価基準（不確定性を含めて 0.98 以下）を満足できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率はB-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）は約 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

また、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。

その結果、純水冠水状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 13% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

2. 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）

(1) 評価条件

- ・冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位は、配管の接続高さまで低下するものとする。
- ・ピットの冷却系及び補給系の故障を想定していることから、配管破断による水位低下以降の評価方法は想定事故1と同様である。
- ・遮蔽設計基準値に達するまでの水位低下量は、安全側に2.0m^{*}とする。

※ 配管の接続高さは、燃料集合体の上端より約6.27mであり、必要遮蔽水厚（4.25m）との差が約2.02mであるが、安全側に2.0mとする。

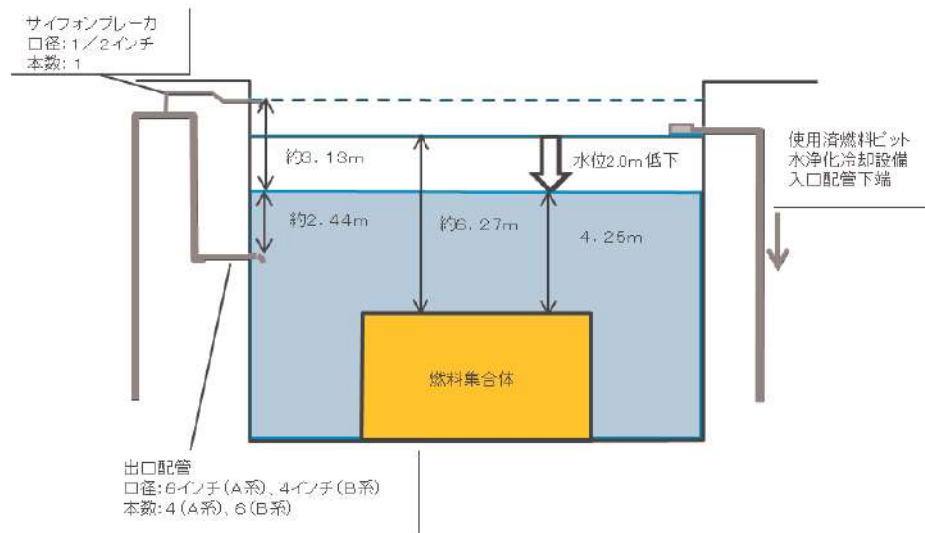


図5 使用済燃料ピット水位概略図

(2) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 40℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

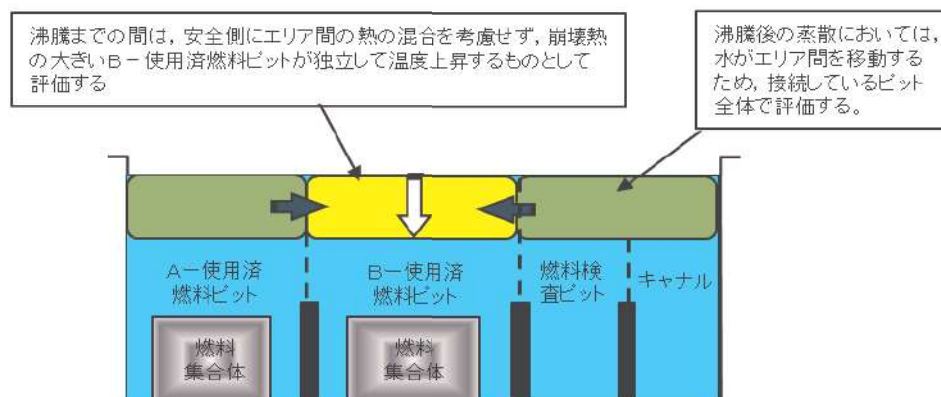


図6 使用済燃料ピット水位低下概要図

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{B - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

B－使用済燃料ピット : 900m³
 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付 4)
 エンタルピ差 : 水温 100℃と水温 40℃における水のエンタルピ差 (251.6kJ/kg)
 B－使用済燃料ピット熱負荷 : 10.382MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

水位低下量 : 362m³
 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付 4)
 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg]
 (2, 256.5kJ/kg)
 熱負荷 : 11.508MW
 (A－使用済燃料ピット熱負荷 1.126MW + B－使用済燃料ピット熱負荷 10.382MW)

表 5 水位低下時間評価結果

	評価結果
① 2.0m分の評価水量 (m ³)	
A－使用済燃料ピット	約120m ³
B－使用済燃料ピット	約180m ³
A, B－使用済燃料ピット間	約3m ³
燃料取替チャンネル	約23m ³
燃料検査ピット	約36m ³
合計	約362m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量	約19.16m ³ /h
③ 2.0m水位低下時間 (①/②)	約18.8時間
④ 水温100℃までの時間	約5.8時間
合計 (③+④)	約1.0日 (約24.6時間)

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるための許容水位低下量は約2.02mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に2.0mとした。

(3) 評価結果

表 6 各状態での経過時間

①水温 100°Cまでの時間	②水位低下時間	合計
約 5.8 時間	約 18.8 時間	約 1.0 日 (約 24.6 時間)

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定する。未臨界性評価には SCALE コードを用いており、不確定性 0.020 を考慮しても B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 0.970 であり、評価基準（不確定性を含めて 0.98 以下）を満足できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊 3 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）は約 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

また、使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。

その結果、純水冠水状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 $13\% \Delta k$ 低下することから、十分に未臨界は維持される。

以上

添付1：燃料取替スキーム

添付2：放射線の遮蔽が維持される水位について

添付3：使用済燃料ピットの水位低下時間評価

添付4：100℃の水密度を用いて評価することの保守性について

表 1 燃料取替スキーム

使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（停止時）

取出燃料	泊 3 号炉燃料						泊 1、2 号炉燃料			
	冷却期間		MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	7.5 日	16 体	0.978	39 体	1.712	—	—	—	—	—
今回取出	7.5 日	16 体	1.110	39 体	1.855	—	—	—	—	—
今回取出	7.5 日	8 体	0.571	39 体	1.988	—	—	—	—	—
1 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 1+7.5 日	※ 1	0.176	39 体	0.234	—	—	—	—	—
2 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 2+7.5 日	※ 1	0.088	39 体	0.127	2 年	40 体 × 2	0.256	—	—
3 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 3+7.5 日	※ 1	0.062	39 体	0.084	(13 ヶ月+30 日) × 1+2 年	40 体 × 2	0.168	—	—
4 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 4+7.5 日	※ 1	0.063	39 体	0.064	—	—	—	—	—
5 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 5+7.5 日	※ 1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 6+7.5 日	※ 1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 7+7.5 日	※ 1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—	—	—
59 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 59+7.5 日	※ 1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 60+7.5 日	※ 1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) × 61+7.5 日	8 体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	1,008 体	5.020	273 体	6.064	—	160 体	0.424	—	—
合計	取出燃料体数※2	1,441 体		崩壊熱		11.508MW				

※ 1：2 回照射 MOX 燃料 8 体、3 回照射 MOX 燃料 8 体 ※ 2：泊発電所 3 号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は 1,440 体

○ 崩壊熱による保有水蒸発量

(1) 評価方法

崩壊熱による使用済燃料ピット水の保有水蒸発量は、使用済燃料ピット保管燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸発水量 $\Delta V / \Delta t$ [m³/h]として、以下の式で計算した。

$$\Delta V / \Delta t \text{ [m}^3/\text{h]} = Q \text{ [MW]} \times 10^3 \times 3,600 / (\rho \text{ [kg/m}^3\text{]} \times \text{hfg [kJ/kg]}) \text{ } ^{*1}$$

ρ (飽和水密度) : 958kg/m³*2

hfg (飽和水蒸発潜熱) : 2,256.5kJ/kg*3

Q (使用済燃料ピット崩壊熱) : 11.508MW*4

*1 : $(\rho \times \Delta V)$ [kg]の飽和水が蒸気になるための熱量は $\text{hfg} \times (\rho \times \Delta V)$ [kJ]で、使用済燃料の Δt 時間あたりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。

なお、保有水は保守的に大気圧下での飽和水 (100℃) として評価している。

*2 : 物性値の典拠 国立天文台編 2011年「理科年表」

*3 : 1999 日本機械学会蒸気表

*4 : 燃料取出スキーム参照

(2) 評価結果

崩壊熱による保有水蒸発量は約 19.16m³/h となる。

○ 使用済燃料ピットにおける貯蔵燃料について

泊3号炉の使用済燃料ピットは、泊1、2号炉で発生した使用済燃料を貯蔵可能としている。(下図は崩壊熱算定上の燃料移動を示す。)

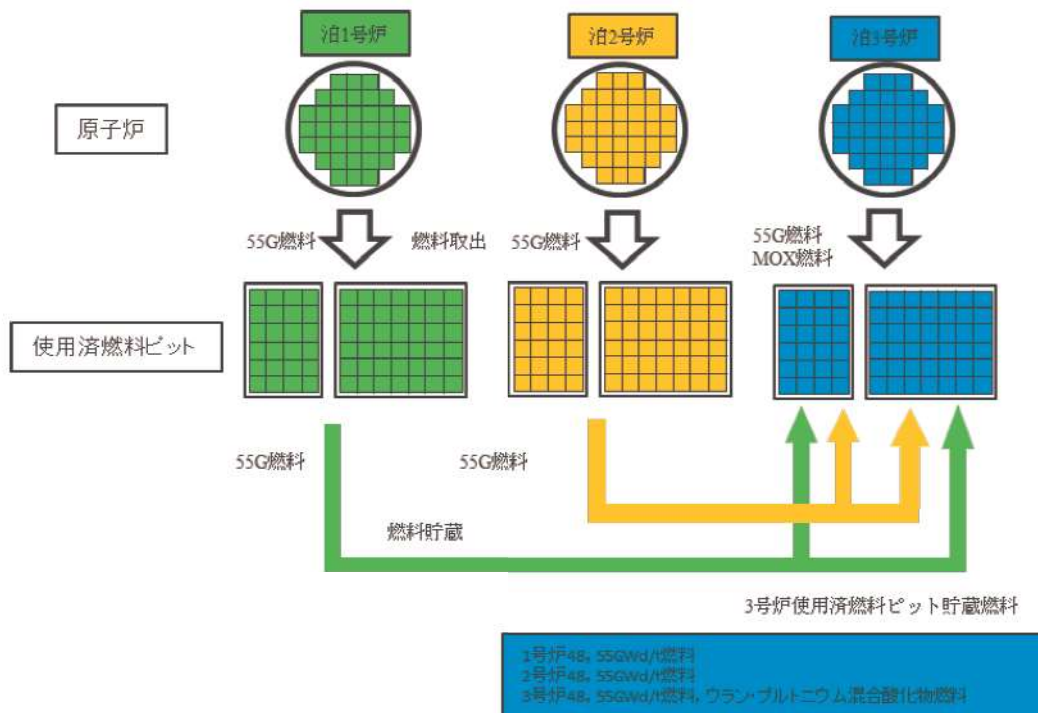


図1 燃料貯蔵概要図

放射線の遮蔽が維持される水位について

1. 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、使用済燃料ピットに貯蔵されているすべての燃料集合体に対して適用している。これは、泊発電所にて使用されている燃料について、ORIGEN2コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。

2. 水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードである SPAN-SLAB コードを用いて計算している。計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = \int_V K(E) \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

D(E) : 線量率 (mSv/h)

S(E) : 線源強度 (MeV/cm³/s)

K(E) : 線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/cm²/s))

B(E) : ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A、α₁、α₂は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm³)

b : 減衰距離

$$b = \sum_i \mu_i \cdot t_i$$

μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$$

(μ/ρ)_i : 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)

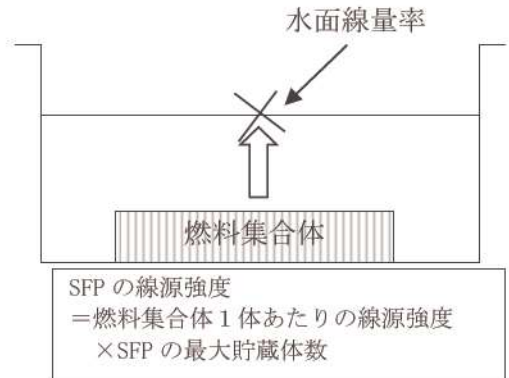


図 1 使用済燃料ピットの線源強度概要

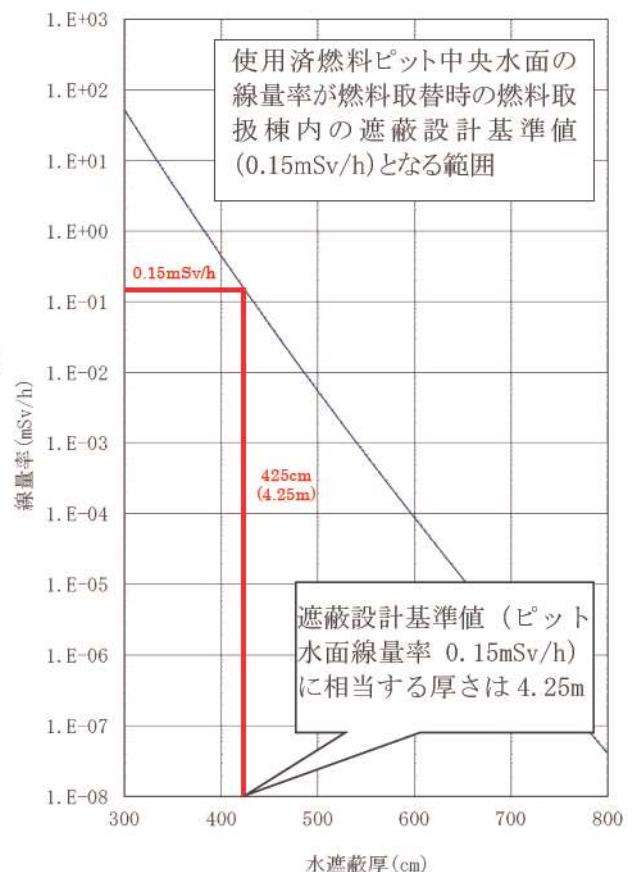


図 2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率

※水温 52℃、燃料有効部からの評価値
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は約 11cm 増加するが、本評価では燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

[] : 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。

必要遮蔽水厚の設定について

前項のグラフは水温 52℃、燃料有効部からの評価値であるが、仮に 100℃の水を想定した場合、必要遮蔽水厚は約 11cm 増加する。

しかし、水の密度は温度上昇により低下（水 52℃ : 0.987g/cm³、水 100℃ : 0.958g/cm³）し体積は増加するため、52℃の使用済燃料ピット水が 100℃となった場合は使用済燃料ピット水位は約 30cm 増加する。よって、必要遮蔽水厚の増加分（11cm）は、温度上昇に伴う水位増加分に包含される。

なお、下図に示すとおり、有効性評価における必要遮蔽水厚は燃料上部ノズル上端からの水厚としている。遮蔽評価上は燃料有効部からの必要遮蔽水厚を評価するため、上部ノズル上端から燃料有効部までの上部非有効部は が余裕となる。

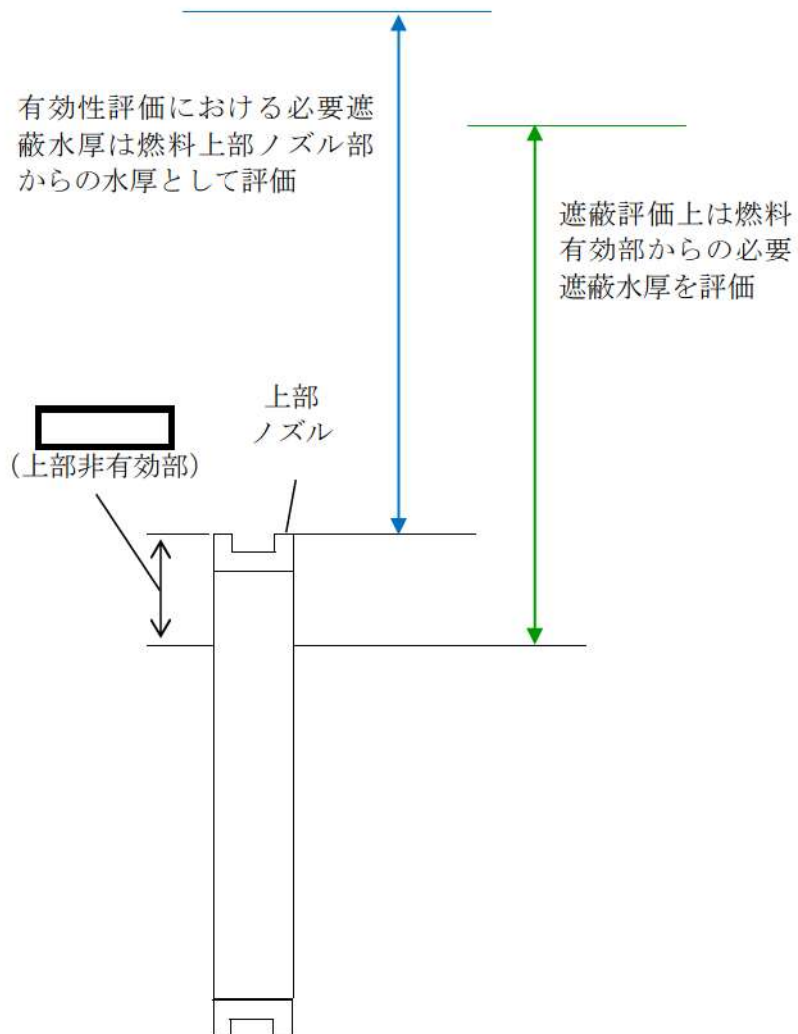


図3 燃料集合体および必要遮蔽水厚の寸法概略図

: 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。

使用済燃料ピットの水位低下時間の詳細評価について

泊 3 号炉の使用済燃料ピット水位がNWL-3.3mに低下するまでの時間は、①水が沸騰するまでの時間と、②水の蒸発時間の合計であり、以下の式で計算する。

$$\text{①又は②の時間[h]} = \frac{\text{水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピー差[kJ/kg]}}{\text{崩壊熱[MW]} \times 1000 \times 3600}$$

①又は②の時間は下記の条件で評価する。

- ・ ①の時間評価は、A－使用済燃料ピット、B－使用済燃料ピット、さらに燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しない。したがって、沸騰までの評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定する。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB－使用済燃料ピット側に崩壊熱の高い燃料体等を選択的に貯蔵した状態を想定する。
- ・ ②の時間評価は、以下の②－1と②－2の合計の時間を想定する。
 - ②－1：B－使用済燃料ピットが蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下する時間
 - ②－2：B－使用済燃料ピットとつながる他ピットから水が流れ込み、温度が上昇・沸騰して蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下する時間。なお、他ピットから流れ込む水の水温は、B－使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間に、もう一方のピットに貯蔵される燃料の崩壊熱による水温上昇を考慮して設定する。

(1) ①の時間評価について

表 1 評価条件

		A－使用済燃料ピット	B－使用済燃料ピット
水量	想定事故 1	720m ³ (図 1 の領域 1-1、1-2、1-3 の合計)	1,030m ³ (図 1 の領域 3-1、3-2、3-3 の合計)
	想定事故 2	630m ³ (図 2 の領域 1-1、1-2、1-3 の合計)	900m ³ (図 2 の領域 3-1、3-2、3-3 の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー差		251.6kJ/kg ^{※1}	
崩壊熱		1.126MW ^{※2}	10.382MW ^{※2}

※ 1：100℃の飽和水エンタルピーと 40℃の飽和水エンタルピーの差

※ 2：B－使用済燃料ピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

表 2 評価結果

	B－使用済燃料ピット
想定事故 1	約 6.6 時間
想定事故 2	約 5.8 時間

(2) ②-1、②-2の時間評価について

表3 評価条件

		②-1 (B-使用済燃料ピット)	②-2 (他ピット)
水量	想定事故1	310m ³ (図1の領域3-1)	320m ³ (図1の領域1-1、2-1、4-1、5-1の合計)
	想定事故2	180m ³ (図2の領域3-1)	182m ³ (図2の領域1-1、2-1、4-1、5-1の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー差		2,256.5kJ/kg ^{※3}	(100℃到達まで) 209.8kJ/kg ^{※4} (100℃～蒸発まで) 2,256.5kJ/kg ^{※3}
崩壊熱		11.508MW ^{※5}	

※3：100℃の飽和蒸気エンタルピーと100℃の飽和水エンタルピーの差 (B-使用済燃料ピット水)

※4：100℃の飽和水エンタルピーと50℃ (注1参照)の飽和水エンタルピーの差 (他ピット水)

※5：A、B-使用済燃料ピット合計の崩壊熱

注1：B-使用済燃料ピットに流れ込む他ピット水の水温について

(1)のB-使用済燃料ピット100℃到達時間におけるA-使用済燃料ピット水の水温は、この場合のA-使用済燃料ピットの崩壊熱 11.508MW-10.382MW=1.126MW 及びA-使用済燃料ピット水量より、以下に示すとおり想定事故1および想定事故2共に約49℃となる。

表4 想定事故1、2における各値

	想定事故1	想定事故2
B-使用済燃料ピット100℃到達時間	約6.6時間	約5.8時間
A-使用済燃料ピット水量	720m ³	630m ³
崩壊熱	1.126MW	
水密度 (100℃)	958kg/m ³	

エンタルピー差	約38.8kJ/kg	約39.0kJ/kg
B-使用済燃料ピット100℃到達時の A-使用済燃料ピット水温	約49℃	約49℃

よって、(2)の蒸発時間評価において他ピットから流れ込む水の水温は、約49℃に余裕をみて評価上50℃と設定した。

【想定事故1】

表5 ②-1 水位低下時間 (B-使用済燃料ピット)

	評価結果
①3.3m分の評価水量 (B-使用済燃料ピット)	約 310m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
③3.3m 水位低下時間 (①/②)	約 16.1 時間

表6 ②-2 水位低下時間 (他ピット)

	評価結果
④3.3m分の評価水量 (他ピット)	約 320m ³
A-使用済燃料ピット	約 210m ³
A、B-使用済燃料ピット間	約 5m ³
燃料取替チャンネル	約 45m ³
燃料検査ピット	約 60m ³
⑤評価水量が 100℃に達する時間	約 1.5 時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
⑦3.3m 水位低下時間 (④/⑥)	約 16.6 時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約 18.1 時間

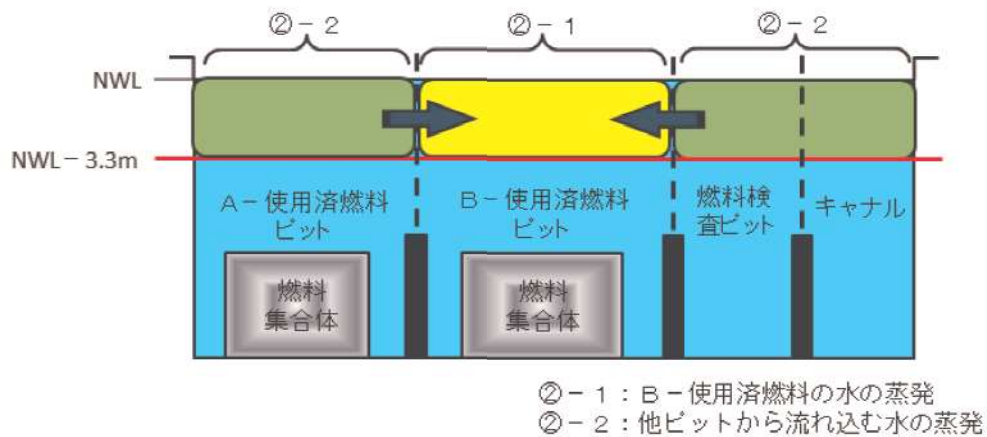


図1 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

【想定事故 2】

表 7 ②-1 水位低下時間 (B-使用済燃料ピット)

	評価結果
①2.0m 分の評価水量 (B-使用済燃料ピット)	約 180m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
③2.0m 水位低下時間 (①/②)	約 9.3 時間

表 8 ②-2 水位低下時間 (他ピット)

	評価結果
④2.0m 分の評価水量 (他ピット)	約 182m ³
A-使用済燃料ピット	約 120m ³
A、B-使用済燃料ピット間	約 3m ³
燃料取替チャンネル	約 23m ³
燃料検査ピット	約 36m ³
⑤評価水量が 100℃に達する時間	約 0.8 時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
⑦2.0m 水位低下時間 (④/⑥)	約 9.4 時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約 10.2 時間

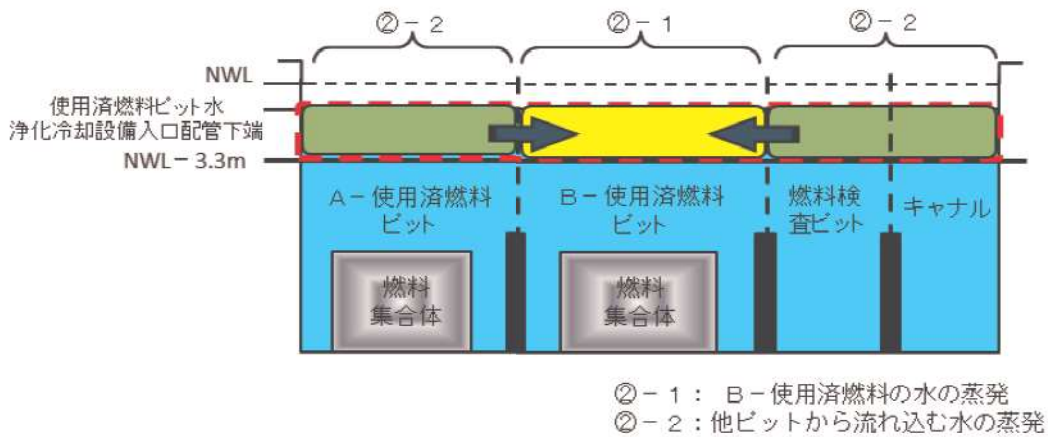
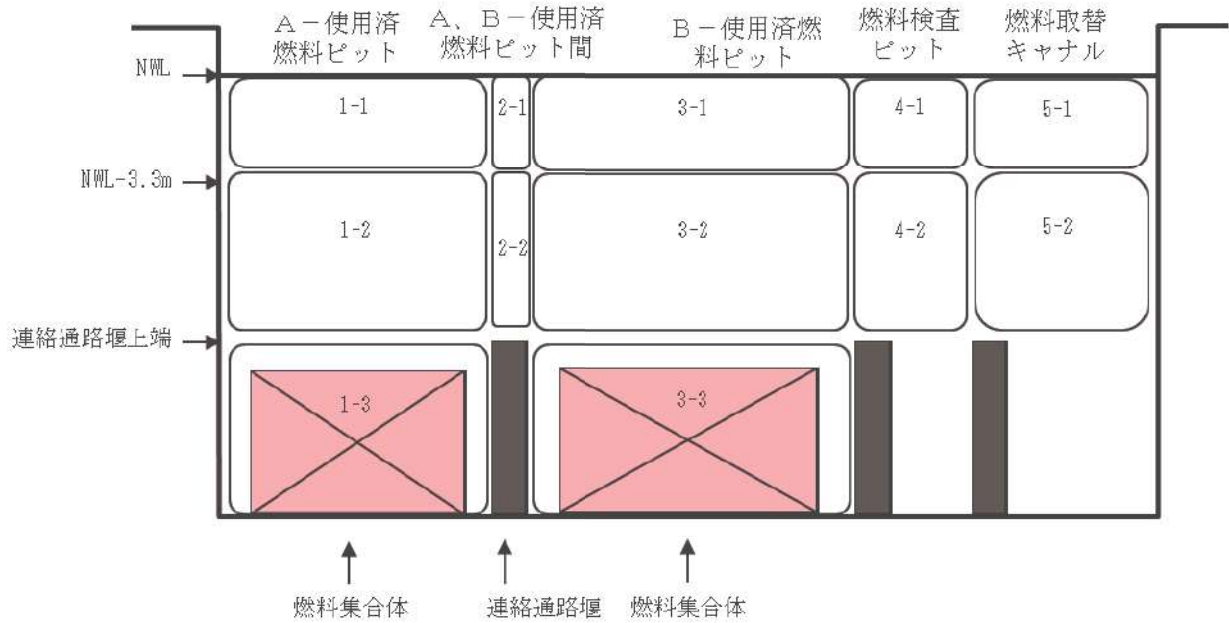


図 2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

(3) 水位低下時間評価結果

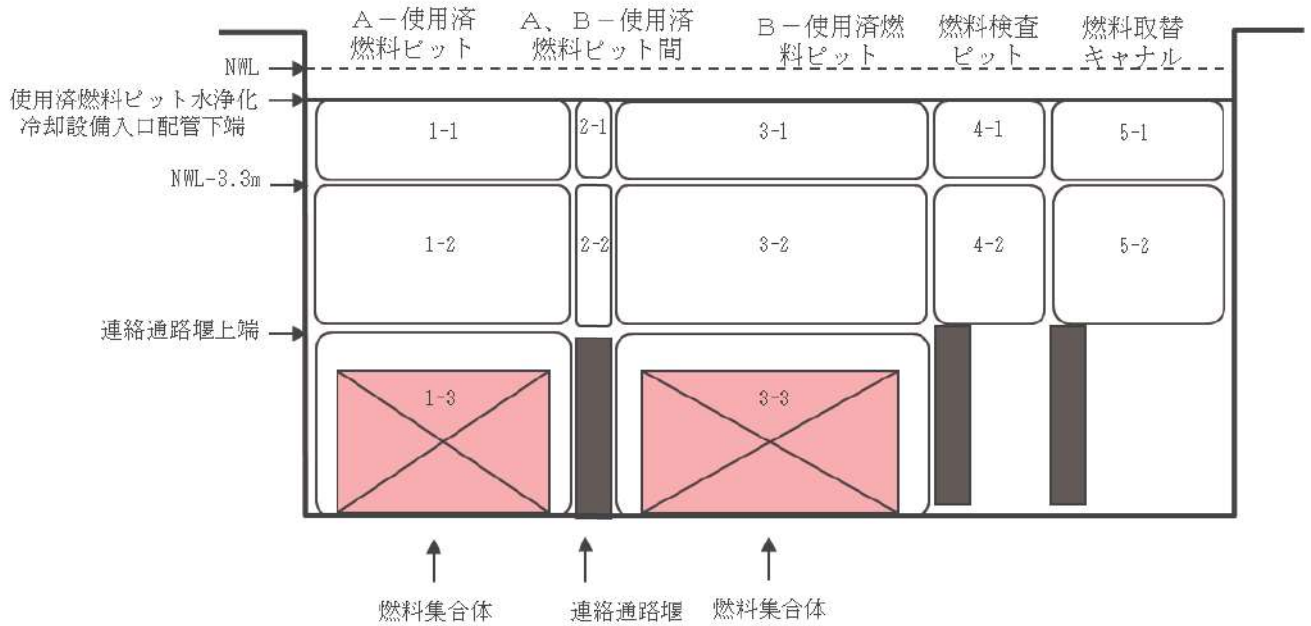
表9 想定事故1、2の水位低下時間

	NWL-3.3mまでの水位低下時間
想定事故1	約40.8時間
想定事故2	約25.3時間



A-使用済燃料ピット		A、B-使用済燃料ピット間		B-使用済燃料ピット		燃料検査ピット		燃料取替チャンネル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	210m ³	2-1	5m ³	3-1	310m ³	4-1	60m ³	5-1	45m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図3 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量(想定事故1)



A-使用済燃料ピット		A、B-使用済燃料ピット間		B-使用済燃料ピット		燃料検査ピット		燃料取替チャンネル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	120m ³	2-1	3m ³	3-1	180m ³	4-1	36m ³	5-1	23m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図4 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故2）

（参考）計算条件の保守性について

本計算においては、燃料損傷防止対策の有効性を確認するにあたり、水位低下の時間評価では評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、使用済燃料からの崩壊熱については、すべて使用済燃料ピット水の温度上昇及び蒸発に寄与するとして評価結果が厳しくなるような条件設定としている。

100℃まで温度上昇する過程においては、ピット水温度の不均一が生じることも考えられるが、崩壊熱は最終的に全て水の温度上昇及び蒸発に費やされるエネルギーとなることから、トータルの水位低下時間には影響しない。

また、計算に使用する崩壊熱は、保守的に発熱の大きい MOX 燃料が支配的になる貯蔵条件を想定し、時間の経過による崩壊熱の減衰は考慮していない。

更に、事象発生から可搬型大型送水ポンプ車による SFP への注水準備完了までは 4.4 時間であり、本評価結果と比較して十分な余裕があることから、本想定事故に係る燃料損傷防止対策の有効性は十分確認できる。

100℃の水密度を用いて評価することの保守性について

使用済燃料ピット水の温度は40℃から100℃まで上昇するが、評価においては水密度として100℃の値を使用している。

温度上昇に伴い使用済燃料ピット水が膨張するため水位は上昇するが、評価ではこの水位上昇を考慮せずに水密度は膨張後の値を使用しているため、安全側の評価となる。

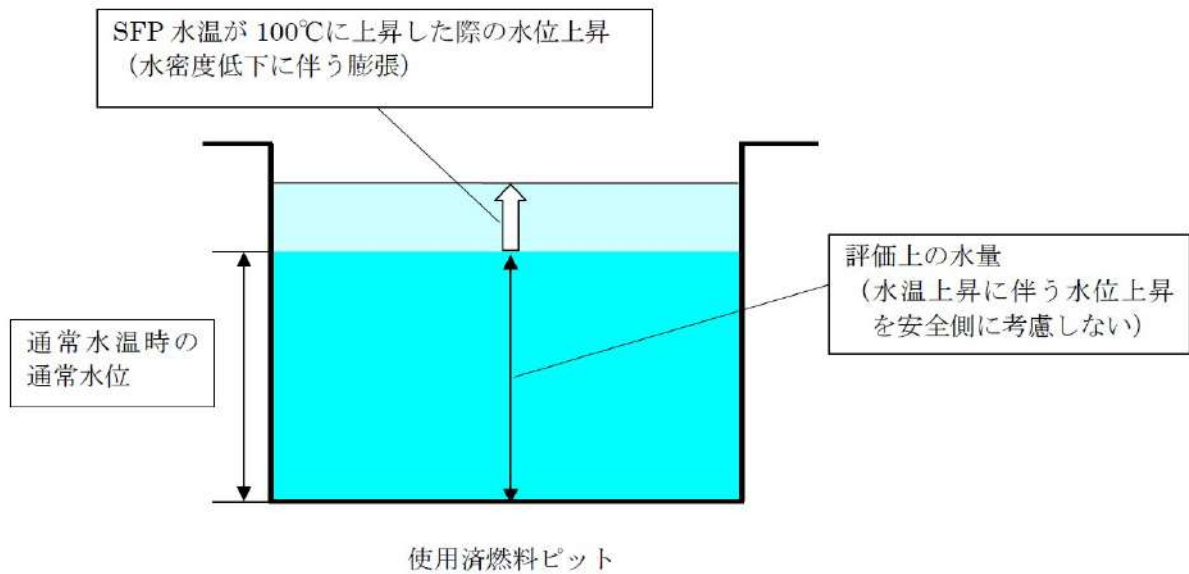


図1 使用済燃料ピットの水密度の概要

燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット水抜き時の水位低下時間評価について

A、B一使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは、定期事業者検査中は水張り状態であるが、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検等のために、炉心に燃料がある期間のうちの一時期のみ燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの水を抜く運用としている。なお、運転中の場合、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは水抜き状態である。

この期間において、想定事故が発生した場合の遮蔽設計基準値（使用済燃料ピット水面線量率 0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価する。

表 1 評価における前提条件

号機	泊 3 号機
燃料仕様	ウラン燃料 （最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%）（3号機） （最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度：4.8wt%）（1、2号機） MOX燃料（3号機） （最高燃焼度：45GWd/t）
貯蔵体数／熱負荷 （安全側に燃料取出直後の熱負荷とする）（表 6）	A一使用済燃料ピット： 600 体／3.433MW B一使用済燃料ピット： 840 体／1.689MW 合 計：1,440 体／熱負荷 5.122MW
事象発生時のピット水温	30℃（原子炉運転中の使用済燃料ピットの通常水温）
必要遮蔽厚	4.25m（添付 2）
ピット間の接続状態	<ul style="list-style-type: none"> ・ A、B一使用済燃料ピットは水張り状態、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは水抜き状態とする。 ・ 沸騰までに要する時間の評価については、安全側に A、B一使用済燃料ピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態として評価する。その際、運転中は実運用上 A、B一使用済燃料ピットのどちらにも保管が可能のため、保守的に厳しくなる A一使用済燃料ピットで評価した。 ・ 水位低下時間の評価においては、A、B一使用済燃料ピットが接続された条件とする。

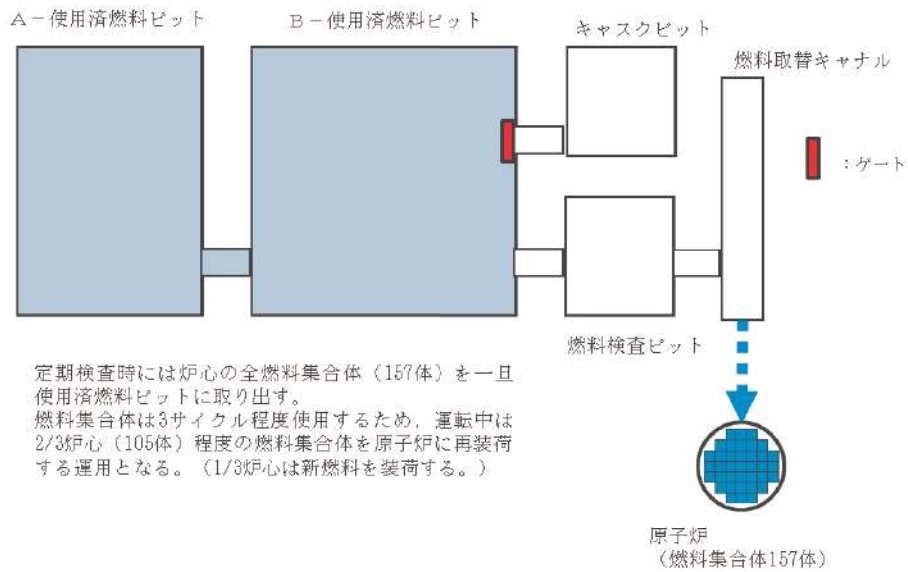


図1 運転中の使用済燃料ピット概要図

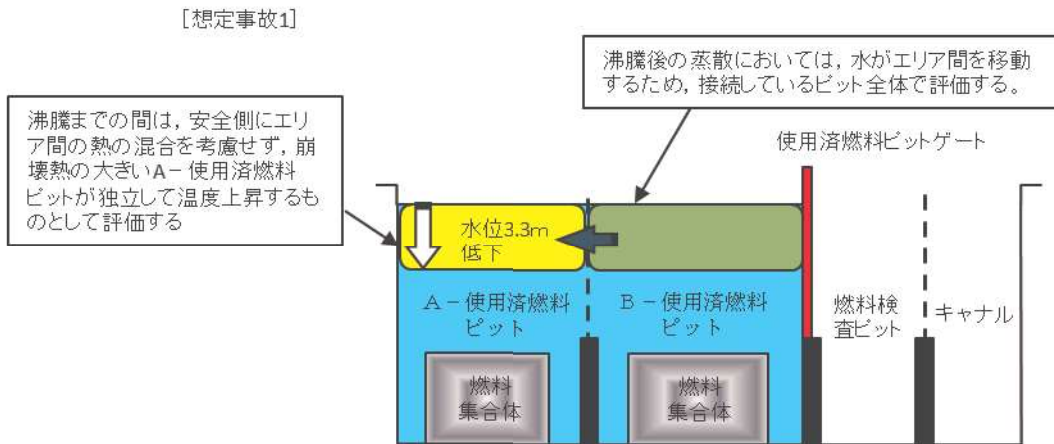


図2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故1）

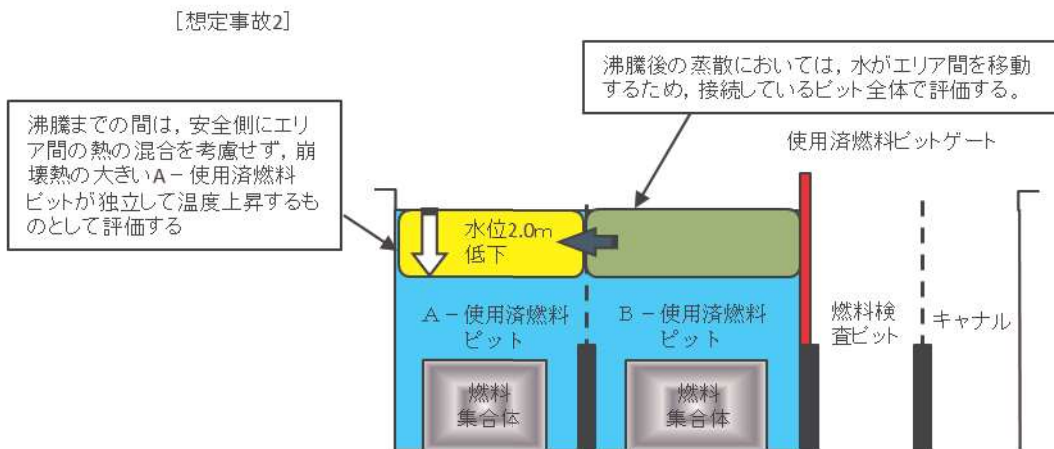


図3 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故2）

1. 想定事故1（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失）

(1) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 30℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{A - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

- A－使用済燃料ピット水量 : 720m³
- 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- エンタルピ差 : 水温 100℃と水温 30℃における水のエンタルピ差 (293.4kJ/kg)
- A－使用済燃料ピット熱負荷 : 3.433MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

- 水位低下量 : 525m³
- 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg] (2,256.5kJ/kg)
- 熱負荷 : 5.122MW
(A－使用済燃料ピット熱負荷 1.689MW + B－使用済燃料ピット熱負荷 3.998MW)

表1 水位低下量の内訳（想定事故1）

A－使用済燃料ピット	B－使用済燃料ピット	A、B－使用済燃料ピット間	燃料取替チャンネル	燃料検査ピット	合計
約 210m ³	約 310m ³	約 5m ³	約 0m ³	約 0m ³	約 525m ³

(2) 評価結果

表2 各状態での水位低下時間（想定事故1）

①水温 100℃までの時間	②水位低下時間	合計
約 16.3 時間	約 61.5 時間	約 3.2 日 (約 77.8 時間)

2. 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）

(1) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 30°Cの使用済燃料ピット水が 100°Cに達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{A - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

A－使用済燃料ピット : 630m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
 エンタルピ差 : 水温 100°Cと水温 30°Cにおける水のエンタルピ差 (293.4kJ/kg)
 A－使用済燃料ピット熱負荷 : 3.433MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

$$\text{水位低下時間[h]} = \frac{\text{水位低下量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

水位低下量 : 303m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg] (2,256.5kJ/kg)
 熱負荷 : 5.122MW
 (A－使用済燃料ピット熱負荷 1.124MW + B－使用済燃料ピット熱負荷 3.998MW)

表3 水位低下量の内訳（想定事故2）

A－使用済燃料ピット	B－使用済燃料ピット	A、B－使用済燃料ピット間	燃料取替チャンネル	燃料検査ピット	合計
約 120m ³	約 180m ³	約 3 m ³	約 0 m ³	約 0 m ³	約 303m ³

(2) 評価結果

表4 各状態での水位低下時間（想定事故2）

①水温 100°Cまでの時間	②水位低下時間	合計
約 14.3 時間	約 35.5 時間	約 2.0 日 (約 49.8 時間)

3. 評価結果まとめ

表5 水位低下時間のまとめ（想定事故1、2）

想定事故	沸騰評価対象 使用済燃料ピット	①水温 100℃まで の時間	②水位低下時間	合計
1	A	約 16.3 時間	約 61.5 時間	約 3.2 日 (約 77.8 時間)
2	A	約 14.3 時間	約 35.5 時間	約 2.0 日 (約 49.8 時間)

表6 燃料取替スキーム
泊3号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷(運転時)

取出燃料	泊3号炉燃料						泊1、2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料		
		取出燃料数	崩壊熱(MW)	取出燃料数	崩壊熱(MW)		取出燃料数	崩壊熱(MW)	
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256	
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168	
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424	
合計	取出燃料体数※2	1,339体		崩壊熱		5,122MW			

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1,440体

以上

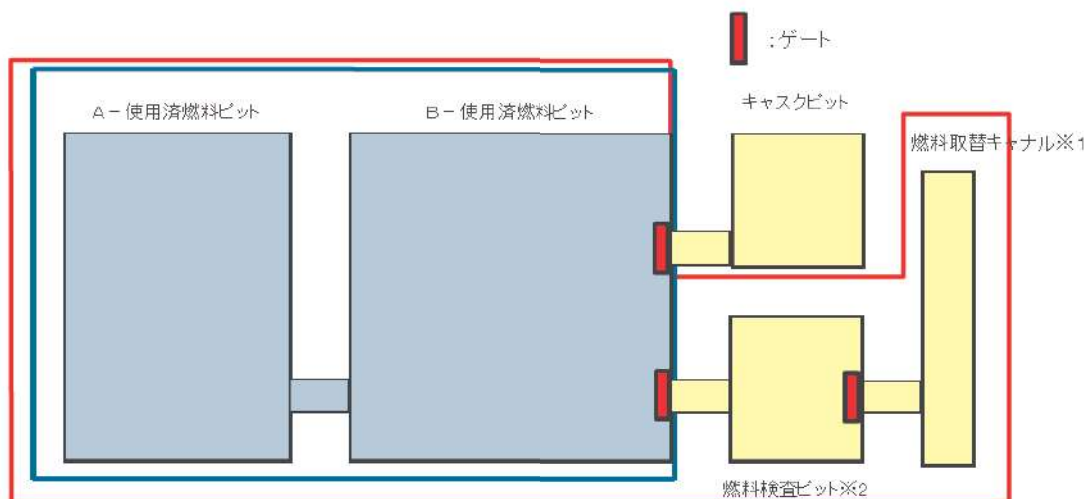
使用済燃料ピットに接続されるピットについて

A、B-使用済燃料ピットは、連通堰により常時接続された状態である。B-使用済燃料ピットは燃料検査ピット（燃料検査ピットはさらに燃料取替チャンネルと接続）及びキャスクピットと連通堰により繋がっており、使用済燃料ピットゲートによりこれらのピットと仕切ることが可能である。

有効性評価においては、燃料取出中を想定し、A、B-使用済燃料ピットに燃料検査ピットと燃料取替チャンネルが接続され、キャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。一方、運転中（燃料装荷後）においては、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検のため燃料検査ピットと燃料取替チャンネルの水を抜く場合もある（なお、キャスクピットと燃料検査ピットを同時に水抜き状態にすることはない）ため、運転中は保守的にA、B-使用済燃料ピットのみ接続し、燃料検査ピット、燃料取替チャンネル及びキャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。

この期間において想定事故が発生した場合の遮蔽設計基準値（ピット水面線量率0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価する。

- : 運転中（A、B-使用済燃料ピット）
- : 停止中（A、B-使用済燃料ピット, 燃料検査ピット, 燃料取替チャンネル）



※1: 定検中は燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルのゲートを外し、使用済燃料ピットに接続(水張り)状態となる
 ※2: 運転中に燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルを水抜きする場合、キャスクピットは使用済燃料ピットに接続(水張り)状態とする。

図1 泊3号機使用済燃料ピット周辺レイアウト

今回の有効性評価の条件として想定した定期事業者検査中の状態と、運転中の状態に対し、それぞれ表1の条件に基づき評価した結果を表2に示す。使用済燃料ピット水位低下時間評価結果は、今回の評価に用いた定期事業者検査中の状態の方が、運転中に比べて厳しい。

表1 SFP水位低下時間評価条件

	定期事業者検査中	運転中
SFP 崩壊熱	11.508MW <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止からの期間：7.5日 原子炉から一時的に取り出された燃料全てをSFPに保管 	5.122MW <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止からの期間：30日 原子炉から一時的に取り出されていた燃料のうち、1回及び2回照射燃料は炉心に再装荷
SFPに接続されるピットの状態	A、B－使用済燃料ピット、燃料検査ピット及びキャナル接続	A、B－使用済燃料ピット接続
蒸発水量	想定事故1：630m ³ 想定事故2：362m ³	想定事故1：525m ³ 想定事故2：303m ³
SFP 初期水温	40℃	30℃

表2 SFP水位時間評価結果

	定期事業者検査中	運転中
想定事故1	約1.6日	約3.2日
想定事故2	約1.0日	約2.0日

なお、定期事業者検査中の崩壊熱及びSFP初期温度に対し、SFPと燃料検査ピット及びキャナルが接続されない状態を想定した場合、SFP水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は、想定事故1で約1.4日、想定事故2で約0.9日となる。事象発生からSFPへの注水開始が可能となるまでの時間は4.4時間であり、十分な裕度がある。

表3 燃料取出スキーム

泊3号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（運転時）

取出燃料	泊3号炉燃料						泊1、2号炉燃料			
	冷却期間		MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間		ウラン燃料	
	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	—	—	—	—
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年	—	—	—	—
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	—	160体	0.424	—
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,339体		崩壊熱		5.122MW				

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1,440体

使用済燃料ピットゲートについて

1. 使用済燃料ピットゲートの概要

A、B－使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは定期事業者検査中、運転中ともに水張り状態であるが、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検等のために、炉心に燃料がある期間のうちの一時期のみ燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの水を抜く運用としている。

その期間中は、B－使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル間に使用済燃料ピットゲートを設置する。

ゲート受金具及びゲート受金物により連通部の使用済燃料ピット壁面に取付け、ピット水からの水圧により使用済燃料ピット壁面に押し付けられ、ゲートパッキンに面圧が発生し遮水機能を発揮する（図1）。

想定事故1及び想定事故2において想定される状況においても以下のとおり遮水機能に問題はない。

① ピット水の温度上昇

ゲートパッキン（図2）の材質は耐熱性に優れたシリコンゴムであり、100℃での耐水試験においても硬さ変化等が規格値を満足している。また沸騰により水が流動する状態になるが、水圧と比較するとその影響は僅かであり、遮水機能に影響はない。

② ピット水の水位低下

水位低下が発生した場合も、ピット水面からの深さ対して発生する水圧は同じであり、シール性には影響はない。

③ 地震発生時の影響

使用済燃料ピットゲートには水圧による大きな力が掛かるが、基準地震動 S_s によりゲートが外れることはない。また、基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮しても、強度上問題ないが念のため使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価を行う。



ゲートの設置状況



ゲートパッキンの装着状況

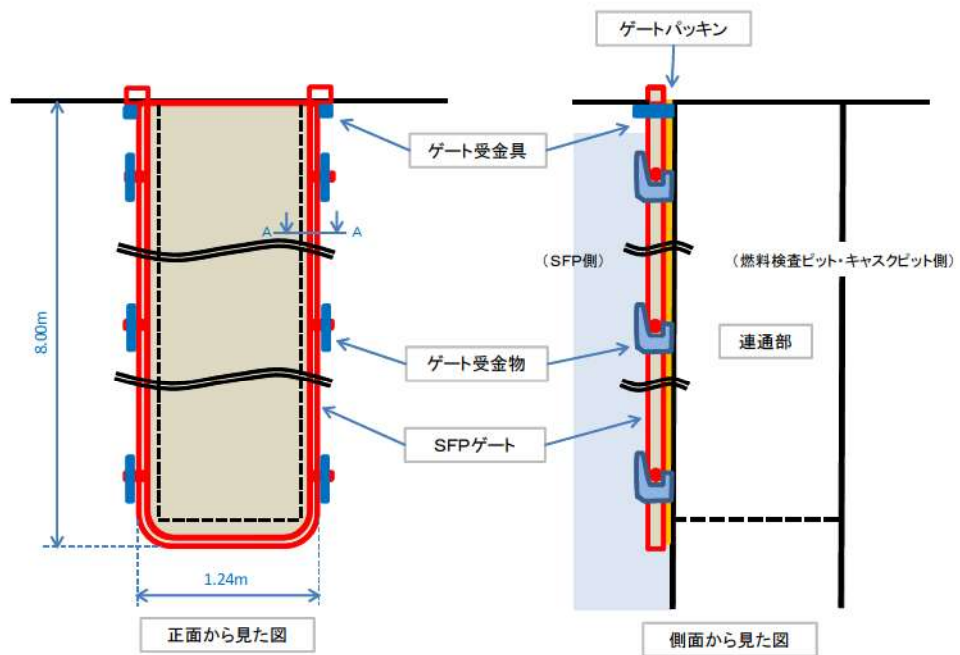


図1 SFPゲートの概要



ゲート吊上げ作業
(写真は2号機)



ゲートパッキン点検作業
(写真は2号機)

< SFPゲートパッキンについて >

- ・材質：シリコンゴム
⇒耐熱性，耐候性に優れた合成ゴム
 - ・100℃での耐水試験において健全性を確認
 - ・購入時に，ゴム材質試験，圧縮永久ひずみ試験等により健全性を確認
 - ・定期検査時に外観点検，ゴム硬度確認，漏えい点検により健全性を確認
- (ゲート本体材質：アルミニウム)

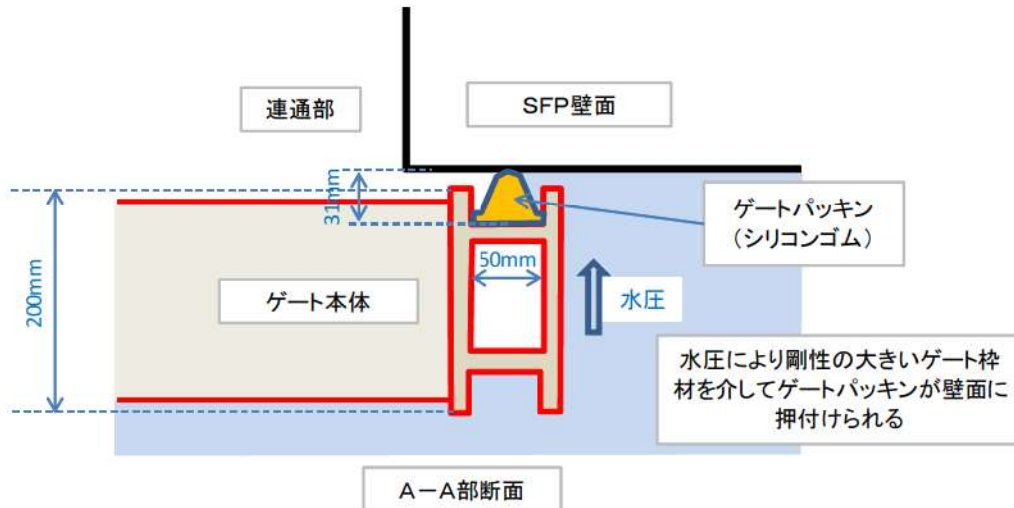


図2 ゲートパッキンの概要

2. ゲートパッキンの構造、材質、信頼性等について

- ・構造：ゲートパッキンの構造について次頁に示す。
- ・材質：シリコンゴム
- ・信頼性等：

ゲートパッキンの保全状況

- (1) 毎定期検査、FH/Bゲート点検において、ゲート使用前に外観目視点検・パッキン硬度測定及び、ピットの水張、水抜き時に漏えい確認を実施し、ゲート及びパッキンの健全性を確認、信頼性を担保している。
- (2) 点検にて劣化の兆候が見られれば取替を行うこととしている。
- (3) ゲートパッキンの点検頻度及び取替実績

現在の原子炉長期停止状態においては、使用済燃料ピットゲート使用の都度点検を行っている。
 また、泊3号炉におけるゲートパッキンの取替実績はなし。

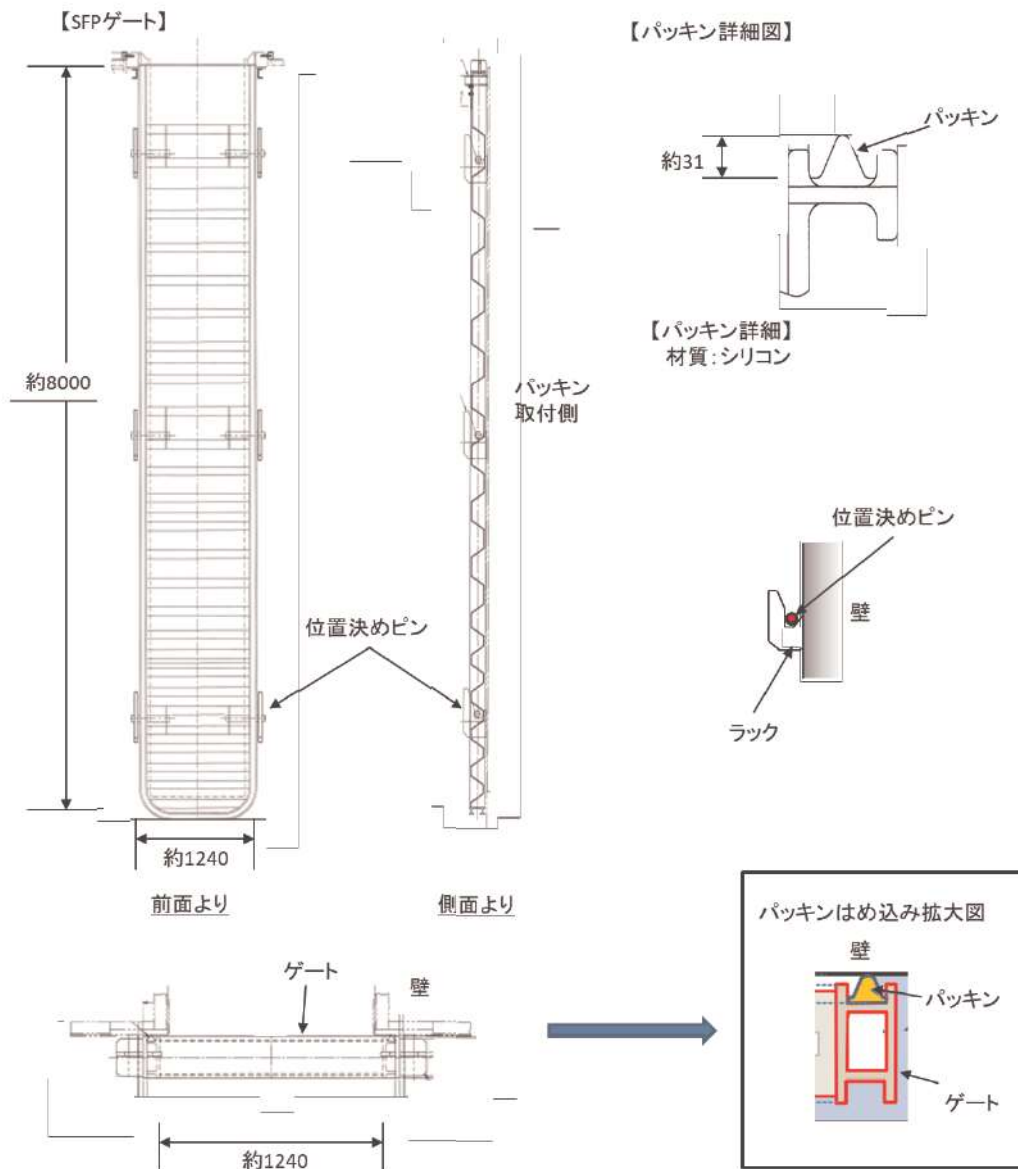


図3 使用済燃料ピットゲートパッキンの構造、材質

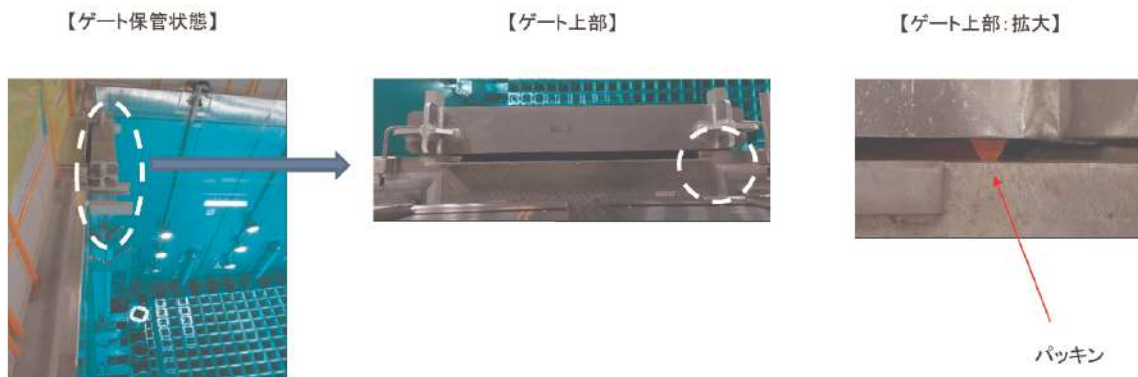


図4 パッキンの写真

2. 使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価

使用済燃料ピットゲートについては、使用済燃料ピットから燃料検査ピットへの流路に設けられたラックに収めるタイプであり、地震発生時でも外れることはないが、万一、使用済燃料ピットゲートが外れることにより使用済燃料ピット水が燃料検査ピット側に流出した場合の水位の評価を参考に実施した。

(1) 使用済燃料ピット水位低下量

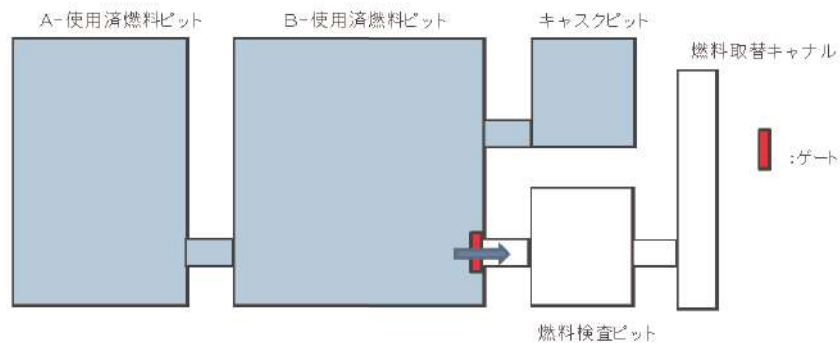


図5 使用済燃料ピットの平面図

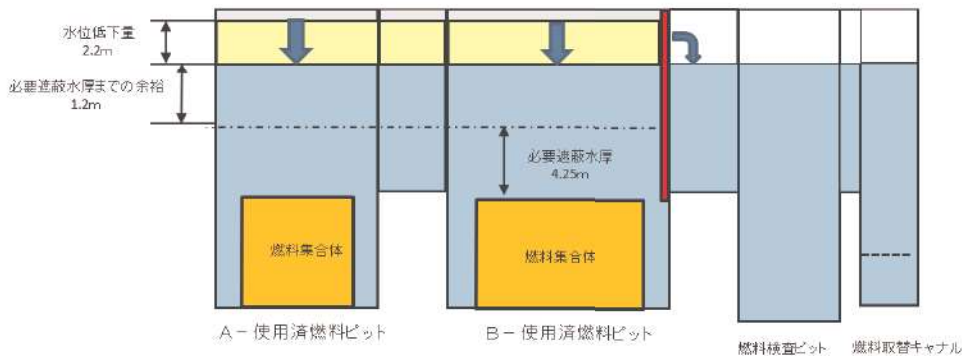


図6 使用済燃料ピットの断面図

(2) 評価結果

使用済燃料ピットから原子炉補助建屋チャンネル側へ流れ込んだ場合、水位が 2.2m 低下するが、必要遮蔽水厚を確保できることから、線量率は十分低く維持され、燃料集合体の健全性も問題ない。

また、燃料ピットゲートが外れた後、冷却機能が停止した場合の沸騰までの時間は約 13 時間、水位が 1.2m[※]低下するまでの時間は約 1.1 日間であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水までの時間的余裕は確保されている。

※ 使用済燃料ピットゲートが外れ 2.2m 水位が低下した後から必要遮蔽水厚までに、水位は約 1.17m 低下するが、安全側に 1.2m の低下とする。

以上

サイフォンブレーカの閉塞の可能性について

泊 3 号炉使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されたサイフォンブレーカの設置場所及び写真を添 7.3.1.2-40 に示す。当該サイフォンブレーカは、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置された管であり、以下に示すとおり耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレーカであることから、その効果を考慮できる。

1. 地震による影響

サイフォンブレーカが取り付けられている使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管は十分な耐震性を有しており、地震による影響はない。

泊 3 号炉 A、B ー使用済燃料ピットのサイフォンブレーカの耐震性確認結果を以下に示す。

[配管仕様]

- ・ 外径 21.7mm、肉厚 2.5mm (SUS304TP-S)
- ・ 配管長 (A、B ー使用済燃料ピット) : 210mm
- ・ 質量 : $1.21\text{kg/m} \times 210 \times 10^{-3}\text{m} = 0.3\text{kg}$

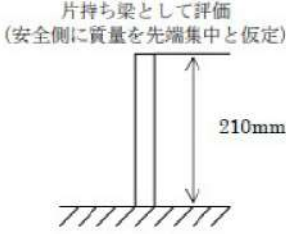


図 1 配管長について

[付加質量]

水中での運動であるため、その運動に伴って周囲の水も移動することから付加質量を考慮する。

・ 付加質量 : $\pi \times \rho \times (d_2/2)^2 \times 210$ (機械工学便覧による)

$$= \pi \times 1 \times 10^{-6} \times (21.7/2)^2 \times 210 = 0.078\text{kg}$$

(ρ : 水の密度)

・ 配管内の水質量 : $\rho (1 \times 10^{-6}\text{kg/mm}^3) \times \pi (16.7/2)^2 \times 210$

$$= 0.046\text{kg}$$

(ρ : 水の密度)

・ 合計 : $0.078 + 0.046 = 0.114 \rightarrow 0.2\text{kg}$ を配管質量に付加する。

よって、配管質量を $0.3 + 0.2 = 0.5\text{kg}$ として評価する。

[加速度]

- ・ Ss 地震動のうち (Ss1、Ss3-1、Ss3-2、Ss3-3、Ss3-4) の最大床応答加速度 = 1.19G (T.P. 33.1m)

[自重+付加質量+Ss 地震による発生応力]

$$\bullet \text{ 荷重}(F) = 0.5\text{kg} \times 9.80665 \text{ (重力加速度)} \times (1.0G + 1.19G)$$

$$= 10.8\text{N}$$

$$\bullet \text{ モーメント}(M) = 10.8\text{N} \times 210\text{mm}$$

$$= 2,268.0\text{N}\cdot\text{mm}$$

$$\bullet \text{ 断面係数}(Z) = \pi (d_2^4 - d_1^4) / 32d_2 = \pi (21.7^4 - 16.7^4) / (32 \times 21.7)$$

$$= 651.2\text{mm}^3$$

$$\bullet \text{ 発生応力}(\sigma) = M / Z = 2,268.0 / 651.2 = 3.5\text{MPa}$$

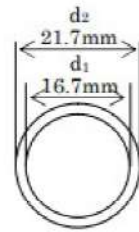


図2 配管断面図

[許容引張応力]

$$\bullet 122\text{MPa} \text{ (設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 5, } 100^\circ\text{Cの値)}$$

サイフォンブレイカの許容引張応力が 122MPa であるのに対して、Ss 地震動による発生応力は 3.5MPa であるため、サイフォンブレイカは Ss 地震動に対して十分な余裕を持った耐震性を有する。

なお、現実的には水中では抵抗により加速度の減衰効果があるため、上記評価は安全側の評価となる。(添 7.3.1.2-38～添 7.3.1.2-39 参照)

2. 人的過誤、故障による影響

サイフォンブレイカの構成機器は管のみであり、弁類等は設置していないことから、人的過誤や故障によりその機能を喪失することはない。使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管のサイフォン現象による漏洩が発生した場合にも、運転員による操作は不要であり、使用済燃料ピットの水位がサイフォンブレイカ開口部高さまで低下すればその効果を発揮する。

3. 異物による閉塞

サイフォンブレイカには通常時には母管側から使用済燃料ピット側に向けて冷却水が常時流れていること、及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管吸込部にはサイフォンブレイカ内径 16.7mm より細かいメッシュ間隔 約 4.7mm のストレーナが設置されていることから、異物により閉塞することはない。なお、使用済燃料ピットエリアについては、異物管理実施要領に基づき、異物の発生、混入を防止するための管理を適切に実施しているため、異物の混入はない。

4. 落下物による影響

サイフォンブレーカは大部分が使用済燃料ピットの躯体コンクリートに埋設され、外部に露出しているのは出口端部の使用済燃料ピット壁面から約 15cm のわずかな部分であり、落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

仮に上部からの落下物により曲げ変形が生じた場合を想定しても、一定の剛性を有する鋼管に曲げ変形が生じる場合、断面は楕円形状を保持したまま変形するため、極端に座屈変形して流路が完全に閉塞することはないと考える。空気の通り道がわずかにでもあればサイフォンブレーカは機能する。

なお、周辺設備は自らの損傷、転倒、落下等により使用済燃料ピットの安全機能が損なわれないうような離隔をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、S クラス相当の構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止していることから、落下物による影響は考えられない。

5. 通水状況の確認

上記のとおりサイフォンブレーカは閉塞することはないと考えられるが、念のため、通常運転時においても定期的に（1 週間に 1 回）閉塞していないことを確認することとする。使用済燃料ピットは常時冷却されており、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管から使用済燃料ピットに水が流入すると同時にサイフォンブレーカからも使用済燃料ピットに水が流入する。サイフォンブレーカから水が出ていることは、目視による確認によりサイフォンブレーカの閉塞が疑われる場合、図 4 に示すとおり器具を用いて閉塞していないことを確認する。

サイフォンブレーカの応力評価における気中と水中での減衰定数の違いについて

添 7.3.1.2-35～添 7.3.1.2-36 において、サイフォンブレーカ（配管）の Ss 地震動に対する耐震強度を評価し、許容応力以内であることを確認している。

この評価では、片持ち梁モデルの先端に集中質量を仮定し、Ss 地震動での最大床応答加速度 1.19G (T.P. 33.1m) が加わった場合の配管固定部のモーメントによる最大発生応力を評価しており、評価質量については、水中であることを考慮して、配管自身の質量に内包する水の質量と水中での振動時に考慮する付加質量分を加えたものとしている。

ここで、地震時の水中での振動挙動においては、水の抵抗に係る流体減衰の効果が考えられるが、本評価では、保守的にこれを考慮していない。

静止流体中の物体の流体減衰評価における減衰効果付与分については、以下のとおりとなる。

サイフォンブレーカを水中における円柱構造物と仮定し、一般的に静止流体中で物体が振動するときを仮定する（図 3）。このとき、物体は流体から力を受けるため、運動方程式は式（1）で示すことができる。

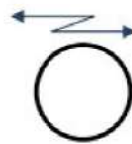


図 3 水中での円柱構造物の振動イメージ
(上から見た図)

$$m\ddot{y} + c\dot{y} + ky = F \dots \dots \dots (1)$$

- ここで、m：構造物の質量
- c：構造物の減衰定数
- k：構造物の剛性
- F：構造物が流体から受ける力

一方、F は円柱の場合式（2）のように表される。

$$F = \frac{1}{2} \rho C_D D (-\dot{y}) |-\dot{y}| + \rho C_m S (-\ddot{y}) \dots \dots \dots (2)$$

- ここで、C_D：抗力係数
- D：円柱直径
- C_m：付加質量係数
- S：円柱断面積

ここで、 $(-\rho C_m S \dot{y})$ を $(-m' \ddot{y})$ と書き表すと、 m' は円柱の付加質量となる。 $m' = \rho C_m S$ とおくと、式 (1)、式 (2) より、

$$(m+m') \ddot{y} + (c + \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|) \dot{y} + ky = 0 \dots\dots\dots (3)$$

となる。気中における振動に比較し、水中での振動では、“ $\frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|$ ” 分の減衰効果が付与されることになる。(JSME S012 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針)

(流体減衰効果の概略評価)

サイフォンブレイカの流体減衰のおよその効果の程度を以下のとおり概略評価した。

サイフォンブレイカの配管質量を先端に集中させた片持ち梁と仮定すると、構造物の減衰定数を次のとおり算出することができる。

構造物の減衰定数 : $c = 2\sqrt{m \cdot k} \cdot h = 9.33 \text{Ns/m}$

質量 m : 0.5kg

剛性 (片持ち梁剛性) $k = \frac{3EI}{l^3}$: 435,147N/m

ヤング率 E : $1.90 \times 10^{11} \text{N/m}^2$

断面二次モーメント I : $7.07 \times 10^{-9} \text{m}^4$

梁の長さ : 0.210m

減衰比 h : 0.01 (1%と仮定)

一方、振動速度を仮定して、流体による減衰定数を評価すると次のとおり算出される。

流体による減衰定数 : $c_w = \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}| = 0.67 \text{Ns/m}$

水の密度 ρ : $1,000 \text{kg/m}^3$

抗力係数 C_D : 1.0 (機械工学便覧による)

配管外径 D : 0.0217m

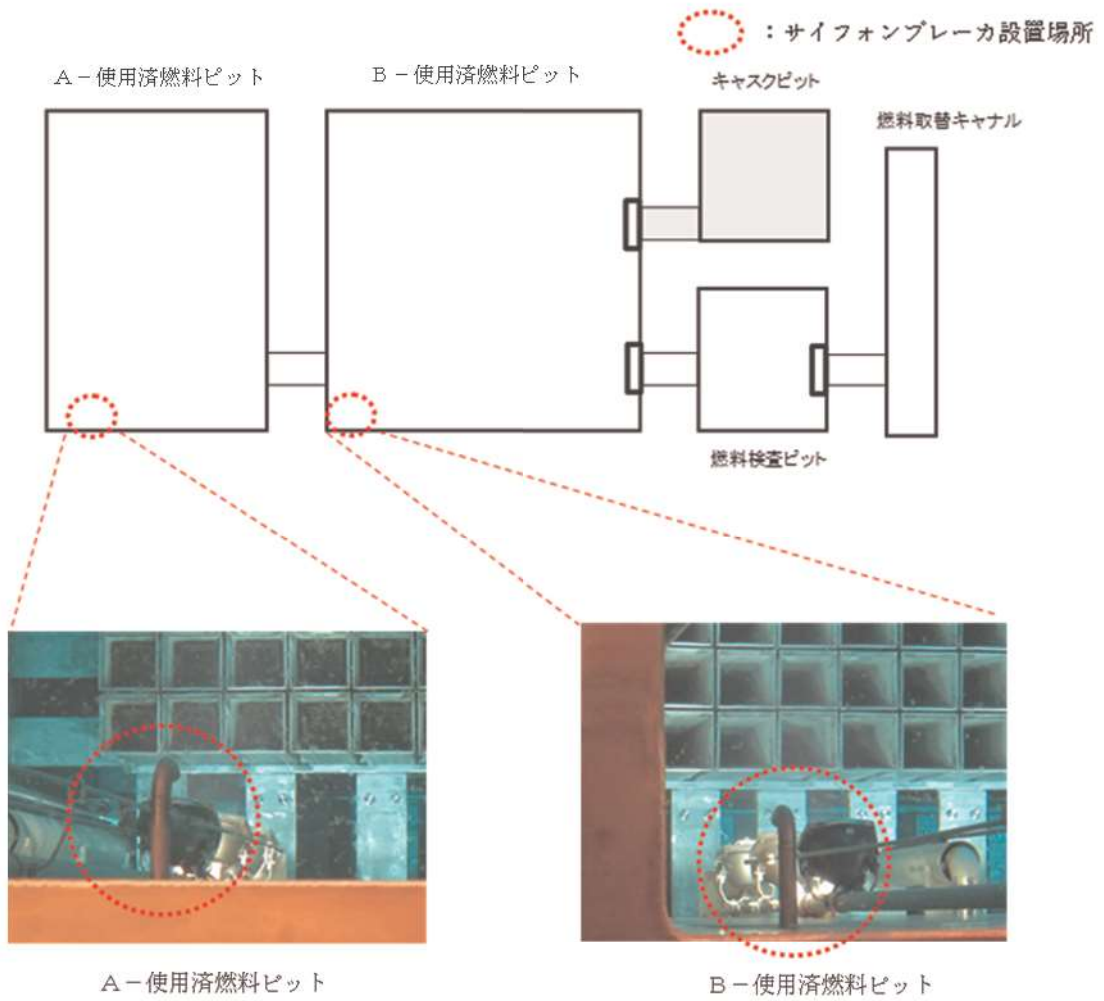
振動速度 $|\dot{y}|$: 振動数 30Hz で梁の先端が最大加振加速度 1.19G で振動すると仮定 する

と、最大振動速度 $v = 1.19 \times 9.80665 / (2\pi \times 30) = 0.062 \text{m/s}$

流体による抵抗力 F_w は、上記の最大振動速度のときとすると次のとおり算出できる。

$F_w = c_w v = 0.042 \text{N}$

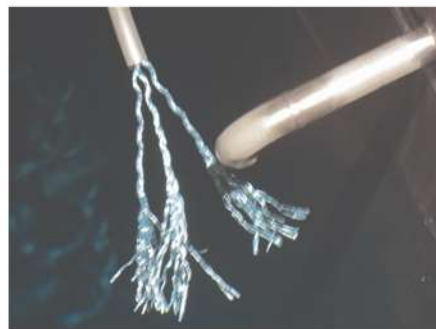
以上のことから、構造減衰に対して流体減衰の影響が有意 ($c_w/c \times 100 = 7.2\%$) であることが確認できる。



サイフォンブレーカ仕様 配管材質 : SUS304TP サイズ : 外径 ϕ 21.7mm, 内径 ϕ 16.7mm, 厚さ 2.5mm
--



水流確認器具



水流の確認

図4 泊3号機 使用済燃料ピット概略図

以上

使用済燃料ピットの初期水位、初期水温設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用及び実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

1. 初期水位

使用済燃料ピット水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P. 32.58m) を下回らないよう、通常は NWL±0.05m を目安に運用管理している。

よって、評価上は安全側の評価として、初期水位を運用管理値下限 (NWL-0.05m) より約 0.02m 低い T.P. 32.59m として評価している。

2. 初期水温

使用済燃料ピットの初期水温は、燃料取出完了後の使用済燃料ピット水温の実測値に基づき設定した。至近の泊 1、2、3 号炉における燃料取出完了後の水温実測値の最高値を以下に示す。

表 1 各号機の SFP 水温 (運転中、定期検査中)

a. 泊発電所 3 号機 (定期検査中)

(運転中 (参考))

定期検査回数 (年度)	1 回 (2011)	2 回 (2012)
SFP 水温	21.8	29.5

年	2009	2010	2011	2012
SFP 水温	25.1	25.9	26.3	12.2

b. 泊発電所 1 号機 (定期検査中)

(運転中 (参考))

定期検査回数 (年度)	14 回 (2007)	15 回 (2008)	16 回 (2009)	17 回 (2011)
SFP 水温	25.0	35.0	23.5	31.8

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0

c. 泊発電所 2 号機 (定期検査中)

(運転中 (参考))

定期検査回数 (年度)	13 回 (2008)	14 回 (2009)	15 回 (2010)	16 回 (2011)
SFP 水温	31.5	24.5	29.0	43.0

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0

以上に示すとおり、燃料取出完了後の使用済燃料ピット水温の最高値は約 21℃～約 43℃の間で分布しており、初期温度を 40℃とすることは妥当である。

また、運転中の SFP 水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、初期温度を 30℃に設定した。なお、使用済燃料ピット温度の測定点は使用済燃料ピット上部であるが、作業環境等が維持されていることを確認するために適した測定点として設定している。使用済燃料ピット冷却器によって冷却された水が使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管により使用済燃料ピット下部に導入されること、ラック上端よりも上部の使用済燃料ピット保有水が全体の保有水量の大部分を占めること等を考慮すると、使用済燃料ピットの水位低下時間における初期水温として、上記水温実績を用いることは妥当であると考えられる。

以上

外部電源の有無の影響について

使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価について、外部電源を喪失した場合の影響を確認した。

1. 使用済燃料ピットの監視機器について

使用済燃料ピットの有効性評価において使用する以下の監視機器等の電源は、(5) 及び (6) を除き計装用電源に接続されている。

- (1) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) (2 個)
- (2) 使用済燃料ピット温度 (AM 用) (2 個)
- (3) 使用済燃料ピット監視カメラ (1 個)
- (4) 使用済燃料ピットエリアモニタ (1 個)
- (5) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (1 個)
- (6) 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置 (1 台)

外部電源が喪失した場合でも、(1) ~ (4) の監視機器には計装用電源に接続する蓄電池及び自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、監視機器による使用済燃料ピット水位・水温等の継続監視が可能である。また、(5) 可搬型モニタはバッテリー駆動及び自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われ、(6) 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、外部電源喪失の影響はない。

2. 使用済燃料ピットへの給水について

使用済燃料ピットへの給水作業に使用する設備は、可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース延長・回収車 (送水車用) 及び可搬型ホースである。可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホース延長・回収車 (送水車用) は軽油を燃料とするエンジン駆動であり、可搬型ホース敷設・接続作業及び給水作業において、外部電源喪失の影響は無い。

3. 燃料取扱棟の照明について

燃料取扱棟の照明は、外部電源が喪失した場合でも全消灯とはならず、その後ディーゼル発電機の自動起動により照明の約 30%が復旧し、カメラ監視及び給水作業に必要な照度は確保される。

4. 燃料取扱中の外部電源喪失について

使用済燃料ピットで燃料取扱 (吊上げ) 中に外部電源喪失又は全交流動力電源喪失が発生した場合、使用済燃料ピットクレーンのホイストは燃料保持のためロックされ、燃料は吊上げ状態のまま落下することなく安全に保持される。

仮にこの状態で使用済燃料ピットの冷却機能及び補給水機能喪失事象、又は使用済燃料ピット冷却系配管破断が発生した場合、クレーンの電源は常用系のためディーゼル発電機又は代替非常用発電機からの給電は見込めないことから、事前に準備しておく仮設の発電機から使用済燃料ピットクレーンへ電源供給を行い、吊上げ状態の燃料をすみやかにラックへ収容する。

仮設の発電機からクレーン電源盤までのケーブル引き回し・接続及び燃料のラック収容までの作業時間は約 80 分であるが、水位低下時間がより厳しい想定事故2においても事象発生 80 分後のピット水温上昇は 20℃程度であり、吊上げ中の燃料を安全にラックへ収容することが可能である。

以上より、外部電源喪失と同時にピットの冷却機能喪失等の事象が発生した場合においても、使用済燃料ピット水位・水温等の監視及びピットへの給水作業は可能であること、また、仮に燃料取扱中であった場合でも、燃料を安全にラックへ収容できることから、今回の使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価は妥当である。

使用済燃料ピットの水位低下時間評価の保守性について

有効性評価における使用済燃料ピット水位低下時間評価は、沸騰までの評価結果が厳しくなるように片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、A、B-使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しないで評価している。

ここでは、沸騰するまでの評価でA、B-使用済燃料ピットを平均化した場合の沸騰までの時間及び水位がNWL-3.3mまで低下する時間を評価し、有効性評価の水位低下時間の保守性を確認する。

1. 想定事故1

(1) SFPの水（初期水温40℃）が100℃に到達するまでの時間をA、B-使用済燃料ピット合計水量で評価した結果、約10.2時間となる。

表1 100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
A-使用済燃料ピット	約 720m ³	約 1,760m ³	11.508MW	約 10.2 時間
B-使用済燃料ピット	約 1,030m ³			
A、B-使用済燃料ピット間	約 10m ³			

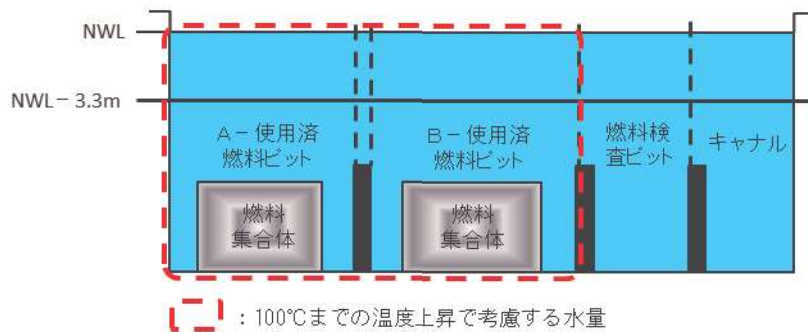


図1 使用済燃料ピット断面図

(2) SFP水の100°C到達後、蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下するまでの時間は、NWL-3.3mまでの水量より評価した結果、約32.8時間となる。

表2 評価結果のまとめ

		評価結果
3.3m分の評価水量		約630m ³
	A-使用済燃料ピット	約210m ³
	B-使用済燃料ピット	約310m ³
	A、B-使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
崩壊熱による蒸発水量		約19.16m ³ /h
3.3m水位低下時間		約32.8時間

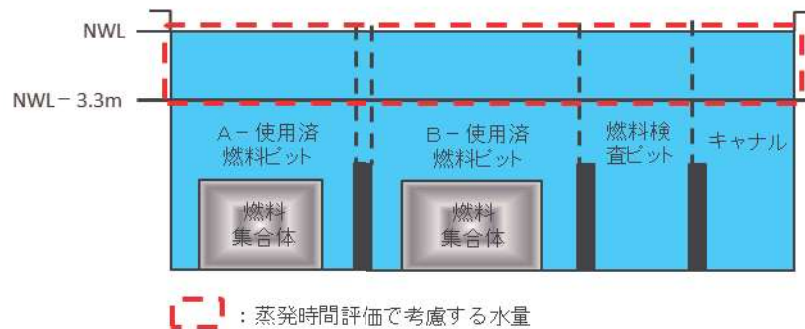


図2 使用済燃料ピット断面図

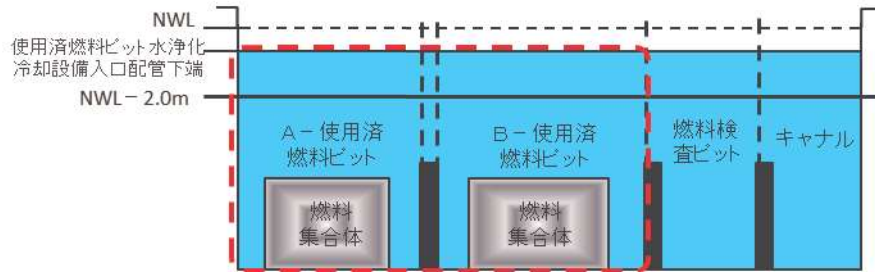
(1)、(2)より事象発生から水位がNWL-3.3mまで低下する時間は約10.2時間+約32.8時間=約43.0時間(約1.7日)となり、想定事故1における評価結果約1.6日に保守性があることを確認した。

2. 想定事故 2

(1) SFP の水（初期水温 40℃）が 100℃に到達するまでの時間を A、B-使用済燃料ピット合計水量で評価した結果、約 8.9 時間となる。

表 3 100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
A-使用済燃料ピット	約 630m ³	約 1,538m ³	11.508MW	約 8.9 時間
B-使用済燃料ピット	約 900m ³			
A、B-使用済燃料ピット間	約 8m ³			



□ : 100℃までの温度上昇で考慮する水量

図 3 使用済燃料ピット断面図

(2) SFP 水の 100℃到達後、蒸発により水位が 2.0m 低下する時間は、約 18.8 時間となる。

表 4 評価結果のまとめ

	評価結果
2.0m 分の評価水量	約 362m ³
A-使用済燃料ピット	約 120m ³
B-使用済燃料ピット	約 180m ³
A、Bピット-使用済燃料間	約 3m ³
燃料取替チャンネル	約 36m ³
燃料検査ピット	約 23m ³
崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
2.0m 水位低下時間	約 18.8 時間

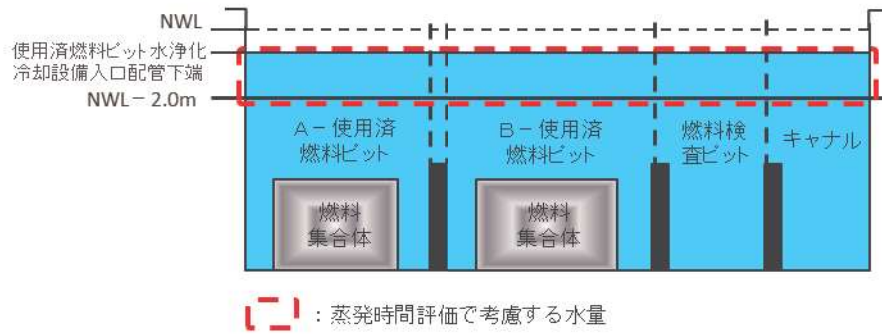


図4 使用済燃料ピット断面図

(1)、(2)よりA、B-使用済燃料ピットを平均化した場合を評価したところ、水位が2.0m低下する時間は約27.7時間(約1.1日)となり、有効性評価の想定事故2における評価結果約1.0日に保守性があることを確認した。

安定状態について

想定事故1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット安定状態：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使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、使用済燃料ピットの保有水の温度が安定し、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】使用済燃料ピットの安定状態の確立について

可搬型大型送水ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの注水を実施することで、使用済燃料ピット水位が回復、維持され、使用済燃料ピットの安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり、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】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を継続し、使用済燃料ピット冷却系を復旧し、復旧後は燃料取替用水系統等により使用済燃料ピットへの補給を実施する。使用済燃料ピットの保有水を使用済燃料ピット冷却系により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

評価条件の不確かさの影響評価について
(想定事故 1)

「想定事故 1」の評価条件の不確かさの影響について、表 1 及び表 2 に示す。

表1 評価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 (1/2)

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	装荷炉心毎	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後 (原子炉停止後 7.5 日) に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料 (1、2 号炉分含む) を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮したものとされている。崩壊熱の計算に当たっては、FP については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。	使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が速くなり、放射線の遮蔽が維持されなくなる。最低水位に到達するまでの時間に對する余裕が大きくなる。評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。	初期水溫の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水溫より水溫が高い場合、使用済燃料ピット水溫の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生時の約 1.6 日後と長時間であることから、初期水溫の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
事象発生前 使用済燃料ピット 水溫 (初期水溫)	40℃	装荷炉心毎	使用済燃料ピット水溫の実測値に基づき、標準的な温度として設定。	初期水溫を最確条件とした場合、使用済燃料ピット水溫が変動するが、使用済燃料ピット水溫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。	初期水溫の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水溫より水溫が高い場合、使用済燃料ピット水溫の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生時の約 1.6 日後と長時間であることから、初期水溫の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
事象発生前 使用済燃料ピット 水位 (初期水位)	燃料頂部より 7.55m	通常水位 (NWL) 付近 (通常は水位 NWL± 0.05m を 目安に管理)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 使用済燃料ピット中央水面の積存量が燃料取替時の燃料取替建屋の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるための許容水位低下量は約 3.37m であり、評価に使用する水位は下層を保守的に 3.3m とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約 7.62m であるが、初期水位を燃料頂部より 7.55m と設定。	初期水位を最確条件とした場合、評価条件で設定している水位より高くなるため、使用済燃料ピット水位の低下が速くなり、放射線の遮蔽が維持されなくなる。最低水位に到達するまでの時間に對する余裕は大きくなる。評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。初期水位が燃料頂部より 7.55m の場合と比較して約 0.1 日短い約 1.5 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生時の 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	初期水位を最確条件とした場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水溫の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が速くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に對する余裕は大きくなる。評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。初期水位が燃料頂部より 7.55m の場合と比較して約 0.1 日短い約 1.5 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生時の 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
初期条件				追而【地震津波観測の反映】 (新たに設定した基準地震動による SPP スロッシングの溢水量評価結果を受けて反映のため)	
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A-使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水溫 100℃ まで上昇する時間の評価は、B-使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態を考慮し、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、使用済燃料ピット水位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。	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替キヤナル及び燃料検査ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替キヤナル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約 0.2 日短い約 1.4 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生時の 4.4 時間後から可能となることから、使用済燃料ピット状態が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表1 評価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を与える影響 (2/2)

項目	評価条件 (事故条件及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件と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を与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の評価の観点で厳しい外部電源なしを設定。	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
機器条件	放射線の遮蔽が維持される最低水位	燃料頂部から4.25m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件と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を与える影響はない。
	可搬型大型送水ポンプ車の使用済燃料ピットへの注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	評価条件で設定している可搬型大型送水ポンプ車による注水流量より大きくなるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水機作開始以降の注水流量であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。

表2 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及び操作時間余裕

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作 操作条件	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される最低に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水操作を実施すると、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される最低に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水操作を実施すると、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>使用済燃料ピット冷却機能の喪失を確認した場合、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、可搬型大型送水ポンプ車の設置、可搬型ホースの敷設等を行う専任の災害対策要員及び災害対策要員(支援)が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 災害対策要員及び災害対策要員(支援)は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 可搬型大型送水ポンプ車は車両であることから自ら自走で作業場所へ移動することをおぼしめながら実施することを想定している。 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計4時間10分を想定している(作業は並行して実施)。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。 【可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備操作: 4時間10分(余裕含む)】 ・ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置に4時間10分を想定 ・可搬型ホース敷設に1時間5分を想定 【他の並列操作有無】 ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置と可搬型ホース敷設操作は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う災害対策要員及び災害対策要員(支援)は、力量管理、教育・訓練を実施しており、可搬型ホースの設置はホース延長・回収車(送水車用)による簡易な作業であり、可搬型ホースはカフプラ等により容易かつ確実に操作できるため認識操作は起こりにくく、認識操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。</p>

燃料、電源負荷評価結果について
(想定事故 1)

1. 燃料消費に関する評価

想定する事故【想定事故 1】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後 7 日間 (=168 h)	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
		可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h × 1 台 × 24h × 7 日間 = 12,432L = 約 12.5kL
合計		7 日間で消費する軽油量の合計 約 558.8kL
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

想定する事故【想定事故1】

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：想定事故1では、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち非常用炉心冷却設備作動信号により作動する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計測制御用電源設備等の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。

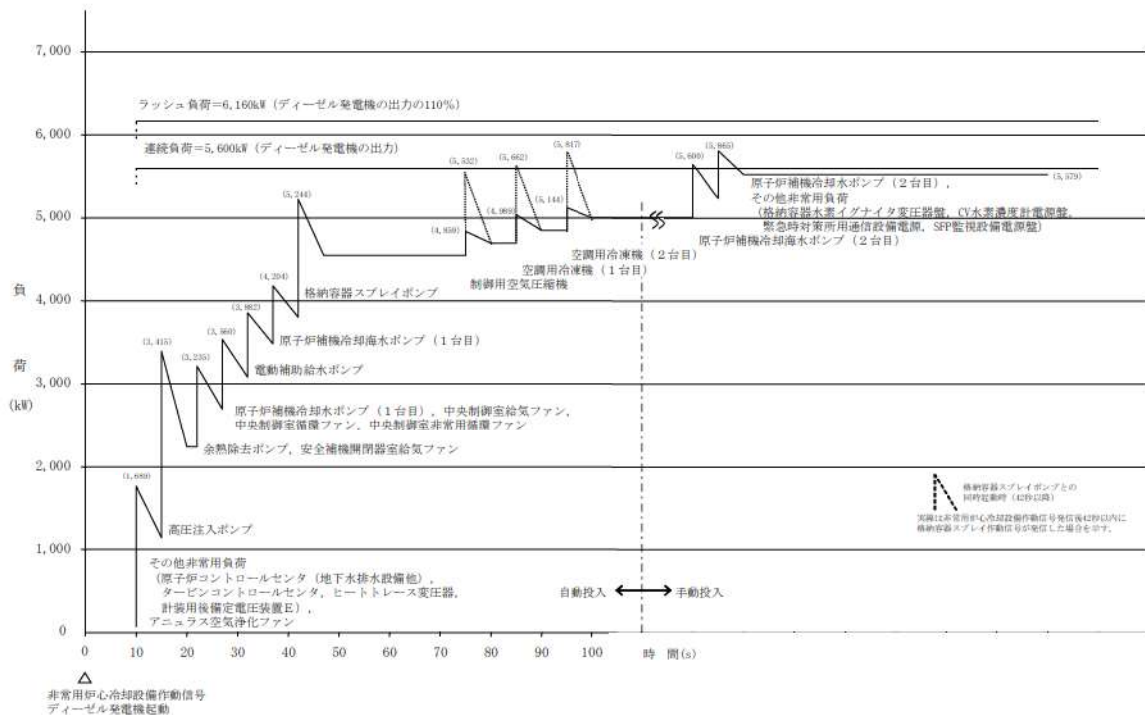


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※

※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

使用済燃料ピットの状態監視について

1. 通常時の監視項目の概要

通常時の使用済燃料ピットの関連パラメータについて監視設備、監視方法及び確認頻度を表1に示す。

2. 有効性評価における事象発生と運転員の認知について

使用済燃料ピットの有効性評価における運転員の事象認知について検討した。

・想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能及び補給水機能の喪失を想定する場合、その機能喪失は各系統の故障警報の発生や、外部電源喪失などの事象発生に伴う中央制御室の変化により、運転員が事象の発生を認知する。

これらの警報が発生せず、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失する状況を想定した場合、使用済燃料ピットポンプが通常どおり運転していて、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の熱交換器が機能を発揮していない場合が考えられる。ただし、これらの場合であっても、表1の「使用済燃料ピット温度」にある計器の警報や運転員による1時間毎のパラメータ確認により異常事象の認知が可能である。また、使用済燃料ピットポンプの運転状態にかかわらず2次系純水系統又は燃料取替用水ピットを用いた使用済燃料ピットへの補給が可能であり、想定事故1で想定する使用済燃料ピットの冷却機能及び補給水機能の喪失には至らない。

・想定事故2

使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生して水位が低下する事象においては、水位低下というパラメータの変化に伴い、表1に示す「使用済燃料ピット水位」、「使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状態」等の複数の警報が発生する。

そのため、想定事故2が発生した場合において運転員の認知が出来ないということは考えにくい。

以上より、有効性評価での運転員の事象認知の想定は妥当であると考えられる。

表 1 通常時の監視項目の概要

項目	監視対象 (下線：重大事故等対処設備)	監視方法	確認頻度	異常発生に伴う警報確認	備考
使用済燃料ピット水位	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット水位(AM用) 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 現場状態確認 	1回/時間(定期事業者検査時) 1回/時間(原子炉運転時) 現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 水位高/低の警報発生時(使用済燃料ピット水位) 	使用済燃料ピット監視カメラによる状態確認も可能
使用済燃料ピット温度	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット温度 使用済燃料ピット温度(AM用) 使用済燃料ピット冷却器出口温度 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 現場状態確認 	1回/時間(定期事業者検査時) 1回/時間(原子炉運転時) 現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 温度高の警報発生時(使用済燃料ピット温度) 	—
使用済燃料ピット冷却系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
補機冷却水系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
補機冷却海水系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
漏えいの有無	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットライニング漏えい検出水位 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット漏えいの警報発生時 	—
使用済燃料ピットエリアの線量率	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットエリアモニタ 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 	1回/時間(定期事業者検査時) 1回/時間(原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットエリアモニタ(R-5)線量当量率注意、線量当量率高の警報発生時 	—

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE732 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.3.2 想定事故2

令和5年10月
北海道電力株式会社

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
 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.2 想定事故 2

添付資料 目次

- 添付資料7.3.2.1 想定事故 2 において想定したサイフォン現象等について
- 添付資料7.3.2.2 想定事故 2 での重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故 2）
- 添付資料7.3.2.5 想定事故 2 において使用済燃料ピット冷却系配管の破断を想定している理由について

7.3.2 想定事故2

7.3.2.1 想定事故2の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故2として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料ピットの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故2では，使用済燃料ピットの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料ピット注水機能が喪失することを想定する。このため，使用済燃料ピット水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，使用済燃料ピット水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料ピットの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。したがって，想定事故2では，可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水によって，燃料損傷の防止を図る。また，可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故2における機能喪失に対して，使用済燃料ピット内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするた

め、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.2.1図に、手順の概要を第7.3.2.2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操作手順の関係を第7.3.2.1表に示す。

想定事故2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20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3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は4名である。必要な要員と作業項目について第7.3.2.3図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。

使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

（添付資料7.3.1.6）

b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

使用済燃料ピットの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温上昇を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として開始する。1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管高さに水位を維持する。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、

可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

なお、使用済燃料ピットの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料ピットには排水口を設けない設計としており、使用済燃料ピットに入る配管にはサイフォンブレーカを設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料ピット水の流出を防止する設計としている。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下した後の使用済燃料ピット水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界に

については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2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。

(添付資料7.3.2.5)

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.2.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の使用済燃料ピットを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料ピットは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料ピットに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料6.5.7)

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40°Cとする。

(b) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後7.5日）で取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、

使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19.16m³/hである。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、燃料頂部より6.25mとする。

評価においては、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮している。

(添付資料7.3.2.1)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 可搬型大型送水ポンプ車

使用済燃料ピットへの注水は、可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発量を上回る25m³/hの流量で注水する。

d. 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) 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生の4.4時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第7.3.2.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約5.8時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのは、第7.3.2.2図に示すとおり事象発生の約1.0日後である。

事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始できる時間は、事象発生の4.4時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに

要する時間である事象発生の約1.0日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車により、蒸発量に応じた量を使用済燃料ピットに注水することで、使用済燃料ピット水位を維持する。

(添付資料7.3.2.2)

b. 評価項目等

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生の4.4時間後から可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を行うことで、使用済燃料ピット水浄化冷

却設備入口配管下端で水位を維持できることから、その後に蒸発量に応じた使用済燃料ピットへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料7.3.1.2, 7.3.2.3)

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故2は、サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下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、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作とする。

(1) 評価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7.3.2.2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、評価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ると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱及び初期水温並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位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。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温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。

初期条件の使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、使用済燃料ピット水位を起点とする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

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生約1.0日後と長時間を要することから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.1日短い約0.9日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットを切り離した状態として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約0.1日短い約0.9日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生約4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメ

一々に与える影響は小さい。

なお、自然蒸発、使用済燃料ピット水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料ピット水位低下開始時間より早く使用済燃料ピット水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料ピット水は冷却される。さらに、使用済燃料ピット水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。

仮に事象発生直後から沸騰による使用済燃料ピット水位の低下が開始すると想定し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.3日短い約0.7日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生後の4.4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、注水準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、注水操作に対して約1.0日と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 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。

操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生後の約1.0日後であり、可搬型大型送水ポンプ車によ

る注水を開始する時間である事象発生後の4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件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、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7.3.2.4)

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり20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34名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料ピット水が100℃に到達するまで最低でも半日以上）、原子炉にお

ける重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、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）により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.3.1 想定事故1」と同様である。

7.3.2.5 結論

想定事故2では、使用済燃料ピットに入る配管からの漏えいが発生した際に、サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料ピットへの水の注水にも失敗して使用済燃料ピット水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。

想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を実施した。上記の場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、使用済燃料ピットでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、燃料有効長頂部が冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。

また、安定状態を維持できる。

評価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、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、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は想定事故2に対して有効である。

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」の重大事故等対策について

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	常設設備	可搬型設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。 使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。 使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始する。	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	
b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	燃料取替用水ピット*	—	使用済燃料ピットの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断する。 使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ 燃料取替用水ピット水位*	
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	—	—	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	
d. 使用済燃料ピット注水操作	—	—	1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として開始する。1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管高さに水位を維持する。 その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー

*：既許可の対象となつ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

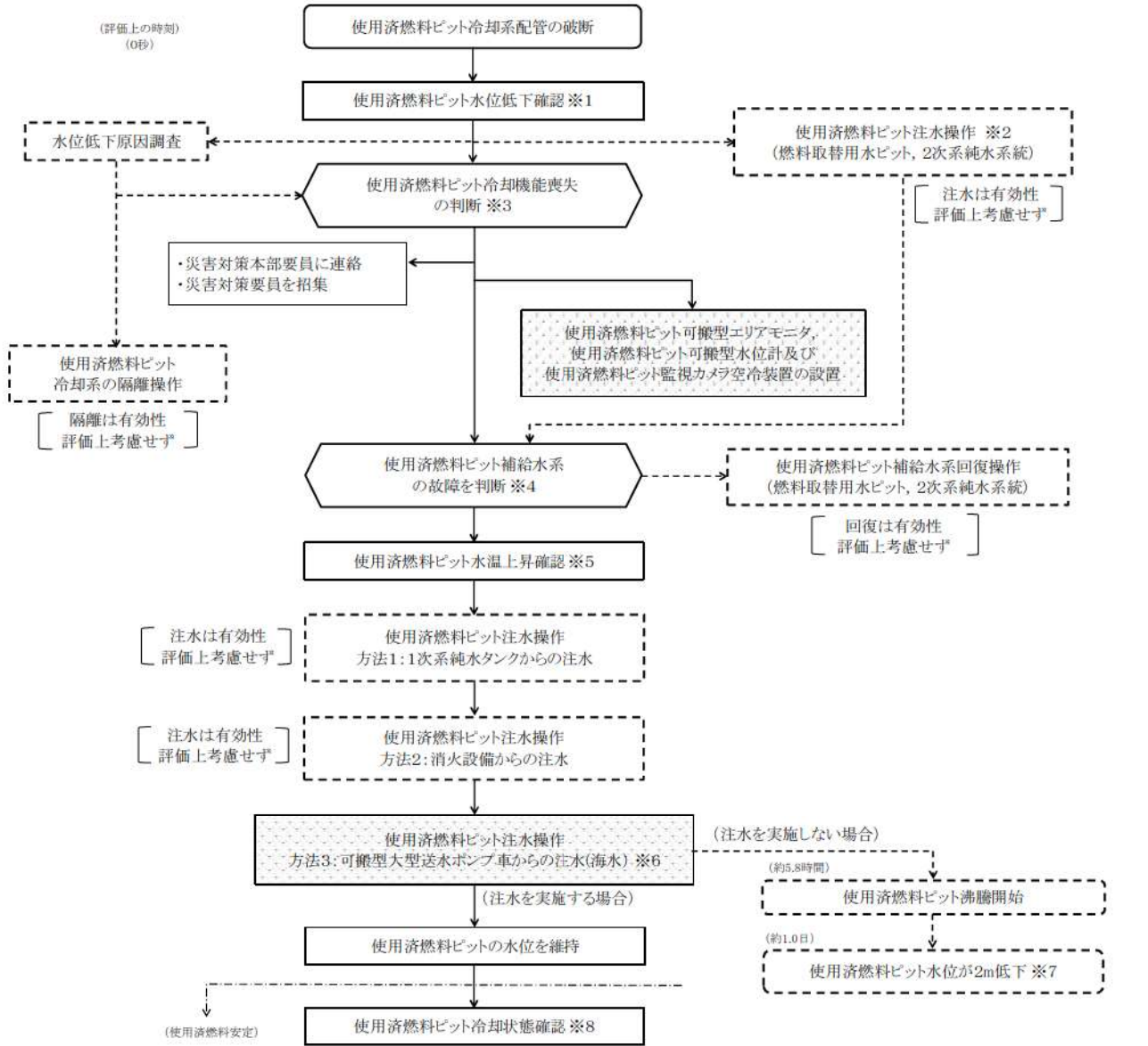
第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（1/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後（原子炉停止後7.5日 [*] ）に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1, 2号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料の使用も考慮したものとしている。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
事故条件	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A-使用済燃料ピット, B-使用済燃料ピット, 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、B-使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	燃料頂部より6.25m	冷却系配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されているサイフオンブレーカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取替建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）以下となるための許容水位低下量は約2.02mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に2.0mとする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約6.27mであるが、初期水位を燃料頂部より6.25mと設定。
	外部電源	外部電源なし	使用済燃料ピット冷却機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとして設定。 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。

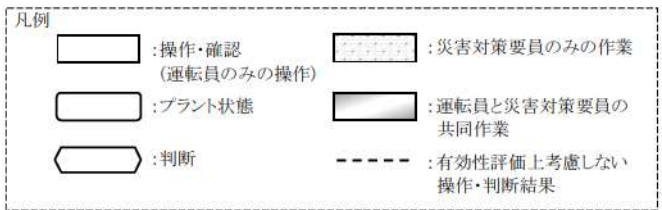
※ 泊3号炉の至近の定期検査における実績（約9日）を踏まえ、原子炉停止後7.5日を設定。原子炉停止後7.5日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はトリップのような瞬間に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（2/2）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が 維持される最低水位	燃料頂部から 4.25m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。
	可搬型大型送水ポンプ車の 使用済燃料ピットへの 注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	可搬型大型送水ポンプ車 による使用済燃料ピット への注水操作	事象発生後の4.4時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される水位に保つ必要があるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

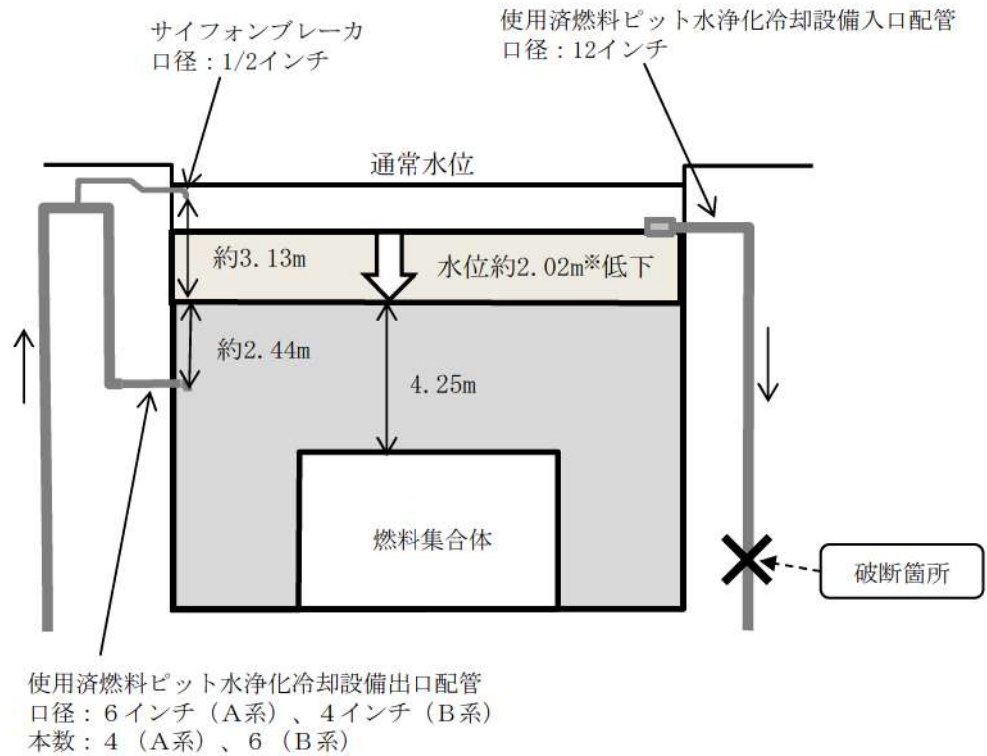


- ※1 使用済燃料ピット水位低警報 T. P. 32.58m(通常水位 T. P. 32.66m)。
- ※2 注水までの所要時間が短い燃料取替用水ピットからの注水を優先する。
- ※3 使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認。
使用済燃料ピット水位、補助建屋サンタンク水位
- ※4 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。
燃料取替用水ピットからの注水不能、2次系純水系統からの注水不能
- ※5 使用済燃料ピット温度高警報 60℃。
- ※6 冷却系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。
- ※7 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)を確保できる水位。
(初期水位から漏えいに伴う水位低下及び蒸発による低下分を考慮した値)
- ※8 使用済燃料ピットの冷却状態確認は以下で確認。
使用済燃料ピット水位確保、温度安定



【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 可搬型大型送水ポンプ車からの注水(代替給水ピット)、可搬型大型送水ポンプ車からの注水(原水槽)

第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要
(「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水水位が低下する事故」の事象進展)



使用済燃料ピット水位概要図

	評価結果
① 2.0m※分の評価水量 (m ³)	
A－使用済燃料ピット	約120m ³
B－使用済燃料ピット	約180m ³
A, B－使用済燃料ピット間	約3m ³
燃料取替チャンネル	約23m ³
燃料検査ピット	約36m ³
合計	約362m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量	約19.16m ³ /h
③ 2.0m水位低下時間 (①/②)	約18.8時間
④ 水温100℃までの時間	約5.8時間
合計 (③+④)	約1.0日 (約24.6時間)

※使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) 以下となるための許容水位低下量は約2.02mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に2.0mとした。

第7.3.2.4図 「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

想定事故2において想定したサイフォン現象等について

「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」（想定事故2）の有効性評価においては、審査ガイドに基づき、使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する必要がある。

泊3号炉使用済燃料ピットには、図1のとおり、以下の2種類の配管が接続されている。

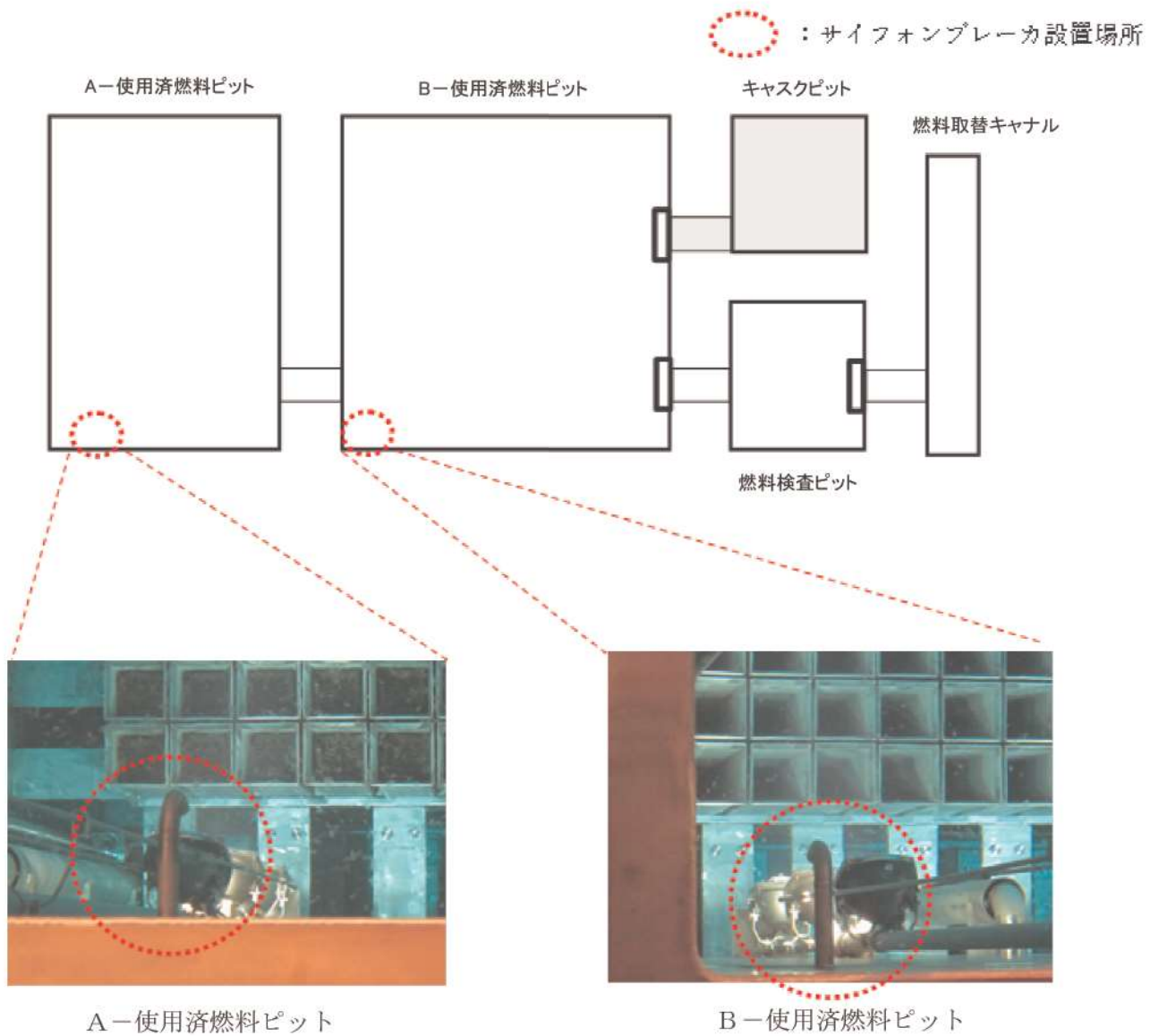
- ① 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管
： A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット各1箇所
 - ② 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管
： A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット各1箇所
- ① 使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管については、放射線の遮蔽が維持できる水位（使用済燃料ピット中央水面の線量率が0.15mSv/hとなる水位）よりも約2.44m下方に開口しているが、当該配管の最上部にサイフォン現象を解除する効果が期待できる配管（サイフォンブレイカ：NWLより約0.2m下方）がA－使用済燃料ピット及び、B－使用済燃料ピットの使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に各1本設置されている。従って、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管の破断等により、当該配管のサイフォン現象による使用済燃料ピット保有水の漏えいが発生した場合においても、使用済燃料ピット水位がサイフォンブレイカ配管高さまで低下すれば、サイフォンブレイカから使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管内に空気が流入することにより使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に生じるサイフォン現象は解除され、当該配管からの漏えいは停止する。
- ② 使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管については、①のようなサイフォンブレイカは設置されていないため、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断により使用済燃料ピット保有水の漏えいが発生した場合は、当該配管と使用済燃料ピットとの接続位置まで使用済燃料ピット水位は低下し、当該配管の下端位置（NWL-1.35m）まで水位が低下すれば、当該配管からの漏えいは停止する。
- 従って、本評価では、使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、②使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断等による漏えいを想定している。

サイフォンブレイカが機能喪失に至るには、流路が完全閉塞される必要がある。使用済燃料ピットエリアには使用済燃料ピットへの落下によりサイフォンブレイカ配管に変形を与えるような物体はないが、ここでは上部からの落下物によって、曲げにより座屈変形する可能性を検討した。当該部の形状はL型形状となっており、90° 以上の変形は生じない。また、一定の剛性を有する鋼管に曲げ変形が生じる場合、断面は楕円形状を保持したまま変形するため、極端に座屈変形して流路が完全に閉塞することはないと考える。

○サイフォンブレイカの保守点検について

サイフォンブレイカは、本想定事故の有効性評価においてその効果を期待されている機器であることを踏まえ、定期的（1回/週）に巡視点検（目視による水面の揺らぎ確認で通水状態を確認）を実施する。

以上



サイフンプレーカ仕様 配管材質 : SUS304TP サイズ : 外径φ21.7mm、内径φ16.7mm、厚さ2.5mm
--

図2 泊3号機 使用済燃料ピット概略図

想定事故2での重大事故等対策の概略系統図について

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」のうち、想定事故2の「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

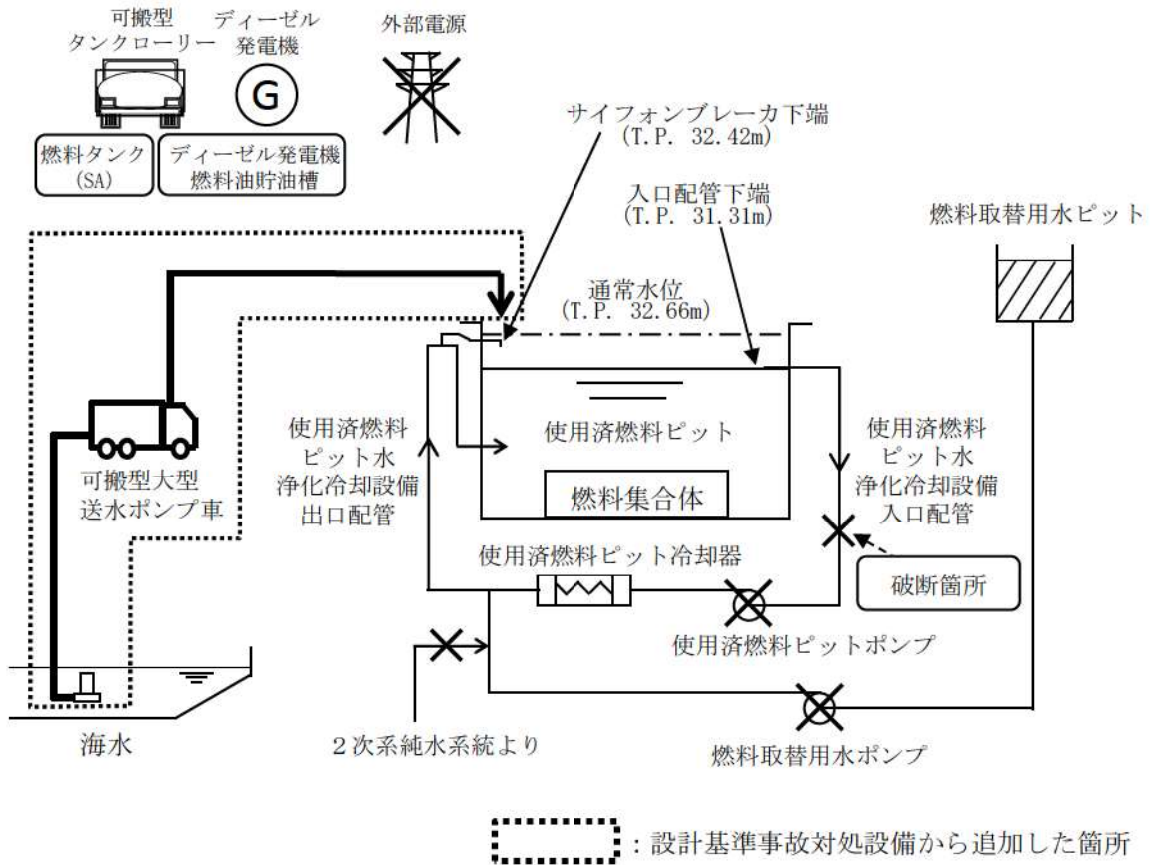


図1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図

安定状態について

想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット安定状態：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使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、使用済燃料ピットの保有水の温度が安定し、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】**使用済燃料ピットの安定状態の確立について**

可搬型大型送水ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの注水を実施することで、使用済燃料ピット水位が回復、維持され、使用済燃料ピットの安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり、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】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を継続し、使用済燃料ピット冷却系を復旧し、復旧後は燃料取替用水系統等により使用済燃料ピットへの補給を実施する。使用済燃料ピットの保有水を使用済燃料ピット冷却系により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

評価条件の不確かさの影響評価について
(想定事故2)

「想定事故2」の評価条件の不確かさの影響について、表1及び表2に示す。

表 1 評価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 (1/2)

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット崩壊熱	11. 508MW	装荷炉心毎	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後 (原子炉停止後 7.5 日) に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料 (1、2 号炉分含む) を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料の使用も考慮したものとされている。崩壊熱の計算に当たっては、FP については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。	使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなる。	初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生時の約 1.0 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	40℃	装荷炉心毎	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。	最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とすると、運転員等操作時間に与える影響はない。	初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生時の約 1.0 日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
事象発生前使用済燃料ピット水温 (初期水温)					
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット及び燃料検査ピット及び燃料取替キヤナール接続	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット、燃料検査ピット及び燃料取替キヤナール接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃まで上昇する時間の評価は、B-使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態を考慮し、使用済燃料ピットの状態として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下が早くなるが、使用済燃料ピット水位を起点とする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。	使用済燃料ピットの状態を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替キヤナール及び燃料検査ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替キヤナール及び燃料検査ピットを接続した状態と比較して約 0.1 日短い約 0.9 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生時の 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表 1 評価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なる影響 (2/2)

項目	評価条件 (事故条件及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
事故条件	冷却系配管の破断 によって 想定される初期水位	燃料頂部より 6.25m	冷却系配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も 低くなる可能性のある使用済燃料ピット水浄化冷 却設備入口配管の破断による流出を想定。 使用済燃料ピット中央水面の換気率を燃料取替時 の燃料取替建屋の遮蔽設計基準値 (0.15msv/h) 以下となるための許容水位低下量は約 2.02mであ り、評価に使用する水位低下量を保守的に 2.0m とす。これにより、使用済燃料ピット水位は燃 料頂部より約 6.27m で設定。 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能として使 用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給 水系の機能を喪失するものとして設定。	冷却系配管の破断によって想定される初期水位を 最確条件とした場合、評価条件で設定している水 位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上 昇が緩やかになる。したがって、使用済燃 料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が 維持される最低水位に到達するまでの時間に対す る余裕が大きくなることから、評価項目となるパ ラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している 初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水 温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃 料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が 維持される最低水位に到達するまでの時間に対す る余裕が大きくなることから、評価項目となるパ ラメータに対する余裕は大きくなる。
	安全機能の喪失 に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	評価条件と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。	評価条件と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。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源の有無は事象進展に影響しないことか ら、資源の評価の観点で厳しい外部電源なしを設 定。	外部電源の有無は事象進展に影響しないことか ら、評価項目となるパラメータに与える影響はな い。
機器条件	放射線の遮蔽が 維持される最低水位	燃料頂部から 4.25m	使用済燃料ピット中央水面の換気率を燃料取替時 の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15msv/h) とし る水位を設定。	評価条件と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。	評価条件と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。
	可搬型大型送水ポン プ車の使用済燃料ピ ットへの注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止が可能 な流量として設定。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 流量を起点に開始する操作ではないことから、 運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している可搬型大型送水ポンプ車 による注水流量より大きくなるが、可搬型大型送 水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作 開始以降の注水流量であることから、評価項目と なるパラメータに与える影響はない。

表2 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

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方						
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作	使用済燃料ピット水位低警報を確認した場合、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、可搬型大型送水ポンプ車の設置、可搬型ホースの敷設等を行う専任の災害対策要員及び災害対策要員（支援）が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。	操作の不確かさ要因 使用済燃料ピット水位低警報を確認した場合、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。 【要員配置】 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、可搬型大型送水ポンプ車の設置、可搬型ホースの敷設等を行う専任の災害対策要員及び災害対策要員（支援）が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 災害対策要員及び災害対策要員（支援）は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 可搬型大型送水ポンプ車は車面であることから自ら自走で作業場所へ移動することを想定しておきながら実施することを想定している。 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計4時間10分を想定している（作業は並行して実施する）。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。 【可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備操作：4時間10分（余裕含む）】 ・ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置に4時間10分を想定 ・可搬型ホース敷設に1時間5分を想定 【他の並列操作有無】 ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置と可搬型ホース敷設操作は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う災害対策要員及び災害対策要員（支援）は、力量管理、教育・訓練を実施しており、可搬型ホースの設置はホース延長・回収車（送水車用）による簡易な作業であり、可搬型ホースはカフプラ等により容易かつ確実に操作できるため誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放熱線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間1.0日であり、事後発生を確認し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事後発生後の4.4時間後に十分余裕がある。	評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放熱線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、注水操作に対して約1.0日と十分余裕があること、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放熱線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間1.0日であり、事後発生を確認し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事後発生後の4.4時間後に十分余裕がある。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放熱線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間1.0日であり、事後発生を確認し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事後発生後の4.4時間後に十分余裕がある。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、放熱線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間1.0日であり、事後発生を確認し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事後発生後の4.4時間後に十分余裕がある。

想定事故2において使用済燃料ピット冷却系配管の破断を想定している理由について

想定事故2では、使用済燃料ピットに接続される配管の破断により、ピット水の小規模な喪失が発生することを想定している。

しかしながら、使用済燃料ピットからの漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、使用済燃料ピット冷却系配管の破断による使用済燃料ピット水の漏えいを想定事故2の想定とした理由について示す。

1. 使用済燃料ピットからの水の漏えいを引き起こす可能性のある事象

使用済燃料ピットから水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。

- ①使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えい
- ②使用済燃料ピットライニング部の破損
- ③使用済燃料ピットゲートの破損
- ④使用済燃料ピットゲート開放時の原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル、キャスクピット及び燃料検査ピットのライニング部の損傷
- ⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

2. 各事象の整理

①使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えい

使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えいは、使用済燃料ピットに接続している冷却系配管が破断した場合において発生し、使用済燃料ピットに接続している冷却系配管には使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管と入口配管がある。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管が破断した場合、当該配管の使用済燃料ピット接続部の開口部の高さはT.P. 26.85mであるが、サイフォンブレイカが設置されており、使用済燃料ピットの水位がサイフォンブレイカの使用済燃料ピット接続部の開口部の高さT.P. 32.42mまで低下すれば、サイフォンブレイカから空気が吸込まれサイフォン現象は解消され、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管からの漏えい及び使用済燃料ピット水位の低下は停止する。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管が破断した場合、当該配管の使用済燃料ピット接続部の開口部の高さ（下端）はT.P. 31.31mであり、この高さまで使用済燃料ピット水位が低下すれば、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管からの漏えい及び使用済燃料ピット水位の低下は停止する。

従って、使用済燃料ピット水位が最も低下するのは、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管が破断するケースであり、その時使用済燃料ピットの水位はT.P. 31.31mで低下する。（遮蔽が維持できる水位の約2メートル上）

配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器や使用