

添付表 4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (1/2)

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

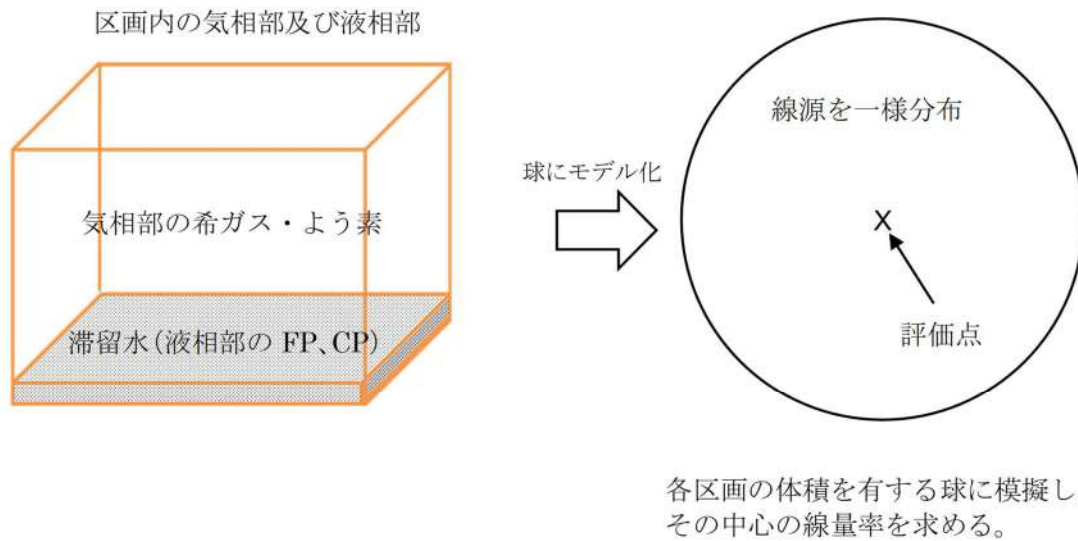
添付表 4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (2/2)

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

2. 各被ばく経路での線量評価

(1) 評価モデル

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



添付図2 評価モデルのイメージ図

球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。

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

ここで、

D_{γ} : ガンマ線による線量率 (mSv/h)

K : 線量率換算係数 $0.5\text{MeV}:8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(g/cm²/s))

A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV ガンマ線)

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

μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5MeV ガンマ線)

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

V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³)

E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

A_{CT} : 区画内放射能濃度 (γ 線 0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³)

*Gross 値 (Bq/cm³) $\times \gamma$ 線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)

(2) 遮へいによる減衰率

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

添付表5 遮へい厚さ及び減衰率

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

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

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

R : コンクリートの減衰率

A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線)

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

μ : 線減衰係数 0.08536 (cm⁻¹) (2.5MeV ガンマ線) (泊3号炉)

t : 遮蔽厚さ (cm)

(3) 各経路からの線量評価

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

線量率結果 (泊3号炉)

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

燃料被覆管欠陥率について

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

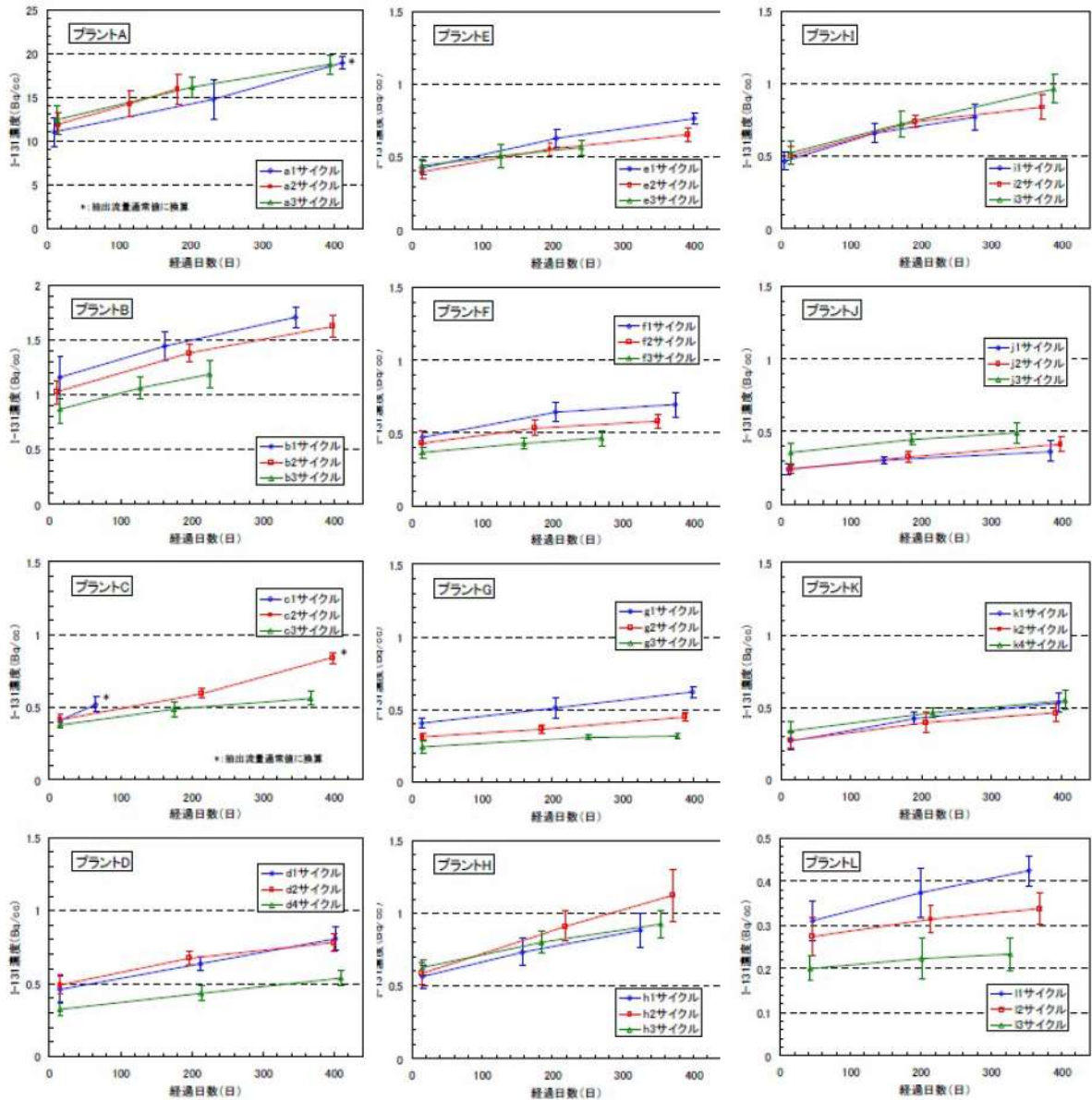
なお、本設定は、国内PWRプラントでの至近の運転実績^{※1}および泊3号炉の運転実績^{※2}を考慮しても、十分保守的な想定である。

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

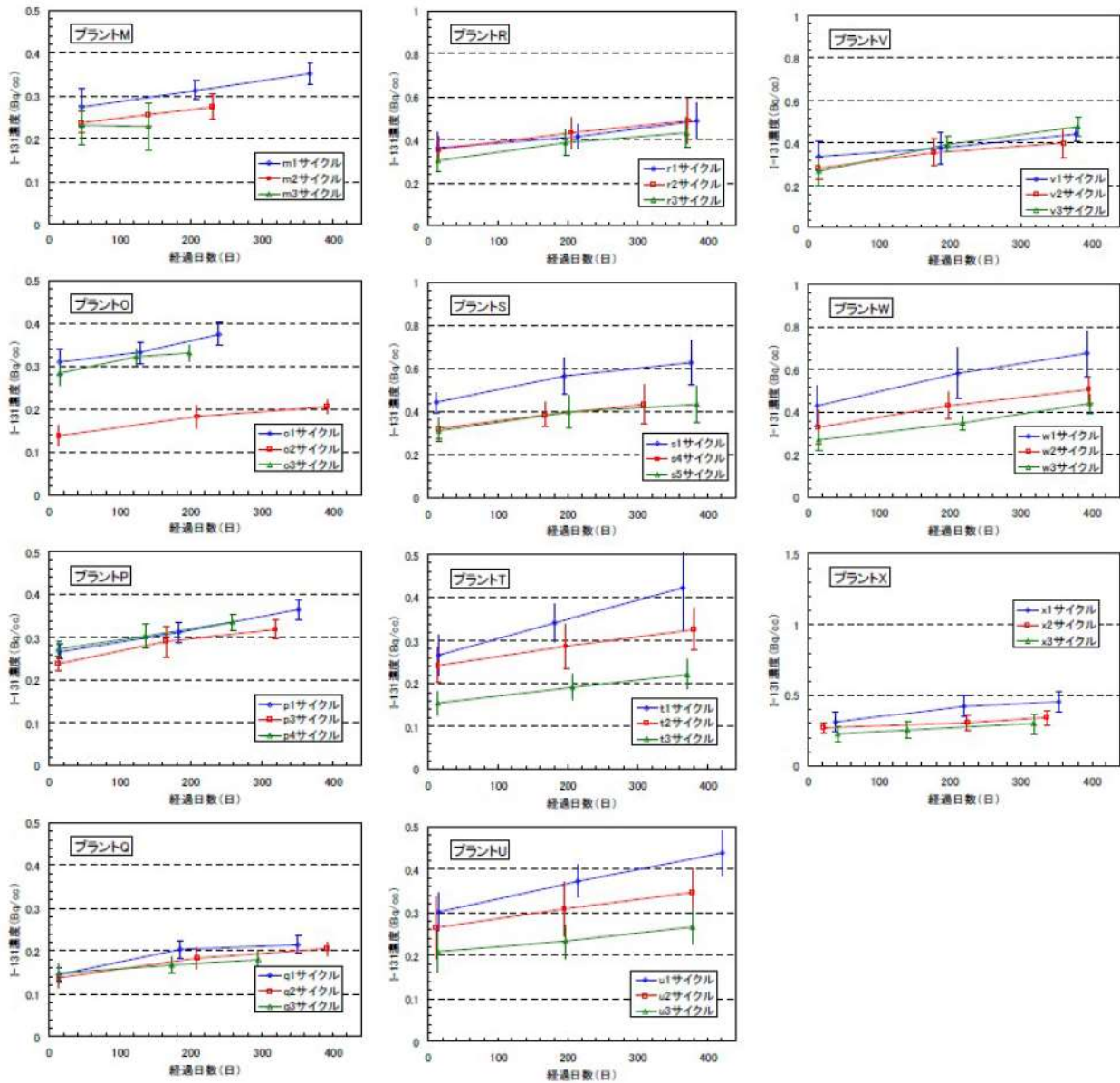
※2：泊3号炉の1次冷却材中のI-131濃度は、 10^{-1} Bq/ccのオーダーと十分低い（添付表6）

添付表6 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績
（サイクル毎最大値）

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



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



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

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

気相中に放出される放射性物質の割合設定

1. よう素の気相中への放出割合

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

(1) 線量目標値評価指針の考え方

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

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

(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方

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

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

ここで、

FF : フラッシング割合

h_{f1} : 系から漏えいする液体のエンタルピー

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

h_{fg} : 100℃での気化熱：約 2257kJ/kg

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

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

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

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

2. 粒子状物質の気相中への放出割合

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

3. よう素の気相中への追加移行

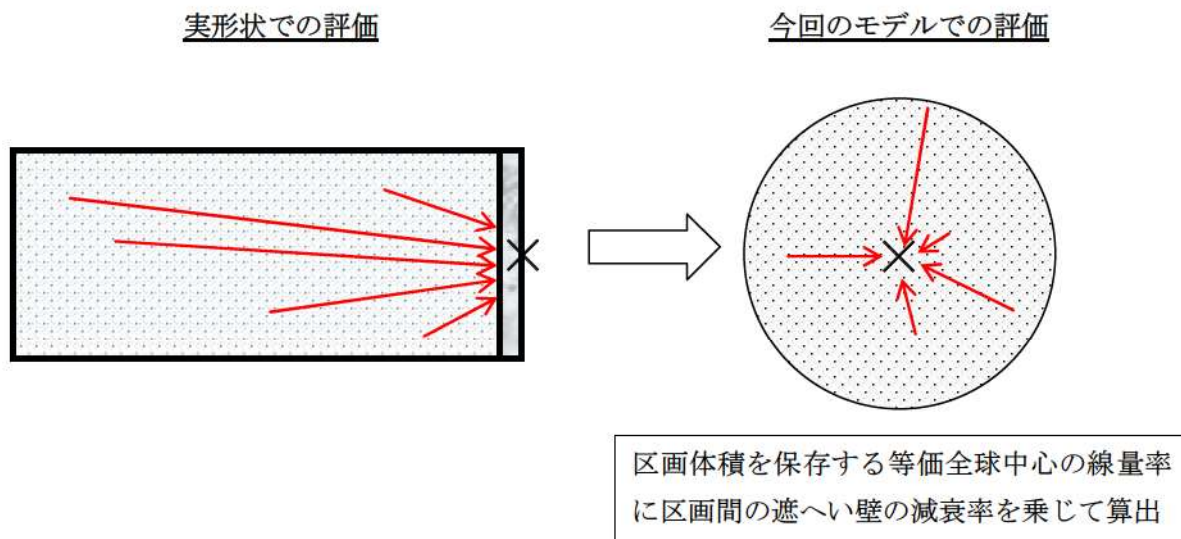
今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射エネルギー及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射エネルギーは、事象初期に全量が瞬時に漏えい水に移行するとしている。さらに漏えい水に含まれる全よう素放射エネルギーのうち10%が気相中へ移行するとして評価している。

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

評価モデルの保守性

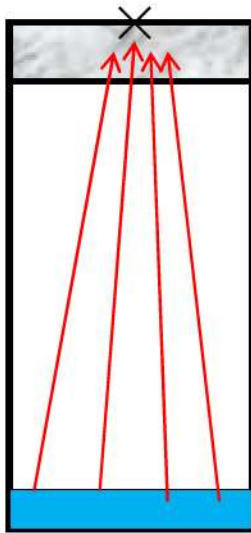
本評価において、気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能による操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。評価イメージは、添付図4及び添付図5に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。

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

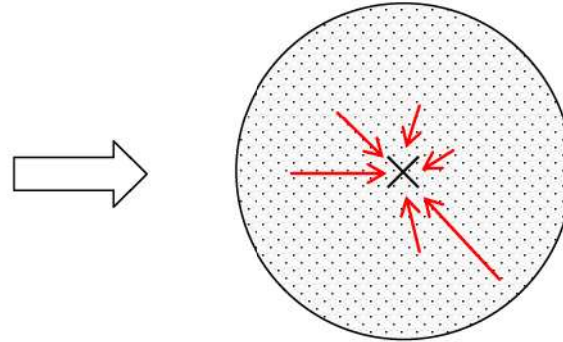


添付図4 評価イメージ（気相部）

実形状での評価



今回のモデルでの評価



区画体積を保存する等価全球中心の線量率に
区画間の遮へい壁の減衰率を乗じて算出

添付図 5 評価イメージ（液相部）

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P r.7.0
提出年月日	令和5年3月2日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和5年3月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

目次

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

添付資料 目次

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

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

7.2 運転中の原子炉における重大事故

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

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

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

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

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

る。

(3) 格納容器破損防止対策

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

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

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

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生3時間までの重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計16名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の

運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が7名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。また、事象発生3時間以降に追加で必要な要員は、可搬型タンクローリーによる燃料補給を行うための参集要員2名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、16名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することに

より、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0 V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

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

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

d. 1次冷却材漏えいの判断

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

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系の機能喪失の判断

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

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

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

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が 350°C 到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

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

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

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

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

i. 炉心損傷の判断

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

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

（添付資料7.2.1.1.1）

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

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

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素

が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

(添付資料7.2.1.1.2)

1. 1次冷却系強制減圧

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

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サン

プ水位（広域）71％）を確保し，格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71％から81％の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお，原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し，代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに，可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い，代替格納容器スプレイを継続する。

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

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

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

（添付資料7.1.2.3，7.2.1.1.3，7.2.4.1）

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時，アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として，現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ボンベ接続）及びダンパの手動開操作を行い，B－アニュラス空気浄化ファンを起動する。

また，中央制御室の作業環境確保のため，現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い，中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

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

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

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

スプレイ注入機能が喪失する事故

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

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

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

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

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化

- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・スプレイ冷却
- ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・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核分裂生成物挙動

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，原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後

のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位，燃料最高温度，原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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

(添付資料7.1.4.3，7.2.1.1.4，7.2.1.1.5)

また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 事故条件

(a) 起回事象

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

の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

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

(d) 水素の発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは，1次冷却材ポンプ電源電圧低信号によるものとする。

(b) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し，解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については，

炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

蓄圧タンク保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンク保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m³/hとする。

(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ

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

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流

冷却開始に伴い、事象発生後の24時間後に停止する。

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

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

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

(添付資料7.2.1.1.7)

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

(添付資料7.2.1.1.8)

- c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を考慮する。

(添付資料7.2.1.1.9, 7.2.1.1.10)

- d. 時間経過とともにCs-137の大气への放出率は減少していく

ことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

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

（添付資料7.2.1.1.11）

- f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

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

（添付資料7.2.1.1.12）

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

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第

7.2.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。

a. 事象進展

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

(添付資料7.2.1.1.5)

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

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

(添付資料7.2.1.1.13)

また、事象発生の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、

原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.14)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.1.9図に示すとおり、事象発生約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を超えない。

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

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約 5.1×10^{-1} TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の

影響評価を行ったところ、事象発生後の30日後（約 5.5×10^{-1} TBq）及び100日後（約 5.5×10^{-1} TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。

（添付資料7.2.1.1.15）

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

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

（添付資料7.2.1.1.16）

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

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シ

一ケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

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

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

(添付資料7.2.1.1.17)

7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操

作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価

する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

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

炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却

材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析等の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって，不確かさを考慮すると，実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原

子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

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

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡が

り、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200°Cに対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料7.2.1.1.18）

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

はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

また，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり，また，原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合，解析条件で設定

している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

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

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.18図から第7.2.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子

炉格納容器圧力の上昇はわずかであり，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.1.19)

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

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

(添付資料7.1.4.7，7.2.1.1.20)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要

因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操作開始時間として事象発生の24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、全交流動力電源喪失の

認知時間、Bーアニュラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うBーアニュラス空気浄化ファンの起動操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

ら、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

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

(3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第

7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示すとおり，原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕があるため，事象発生から60分以上の時間余裕がある。

（添付資料7.2.1.1.21）

操作条件の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり，格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は，代替格納容器スプレイを継続する必要があるが，格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば，格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから，注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ，事象発生の24時間後から17時間以上の時間余裕がある。

（添付資料7.2.1.1.22）

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

の時間余裕がある。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.2.1.1.23)

7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、重大事故等対策時における事象発生3時間までに必要な要員は、「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり16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33名で対処可能である。また、事象発生3時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から3時間以内に参集可能

な要員の2名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ（140m³/h）については、燃料取替用水ピットを水源とし、水量1,700m³の使用が可能であることから、事象発生の約49分後から約12.9時間後までのスプレイ継続が可能である。また、事象発生の11.7時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

b. 燃料

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

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4klの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生の22.6時間後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約10.5klの軽油が必要となる。

使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生の11.7時間後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約11.3kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である（合計使用量約167.3kL）。

c. 電源

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

（添付資料7.2.1.1.24）

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。

7.2.1.1.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至ることが

特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、安定状態に向けた対策として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器除熱が可能である。

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

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

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運

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

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

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプ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の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シナリオに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

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

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

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 	—	—	加圧器水位* 1次冷却材圧力（広域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）*
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> すべての補助給水流量指示の合計が 80m³/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。 	タービン動補助給水ポンプ* 蒸気発生器* 補助給水ピット*	—	補助給水流量* 蒸気発生器水位（狭域）* 蒸気発生器水位（広域）* 補助給水ピット水位*
f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動動作を確認する。 	—	—	高圧注入流量* 低圧注入流量* 燃料取替用水ピット水位* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用）* 格納容器内温度*
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。 	格納容器水素イグナイタ 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプリング冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）*

*：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

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

□：有効性評価上考慮しない操作

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

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側）* 1次冷却材温度（広域－低温側）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側）* 1次冷却材温度（広域－低温側）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイター温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター 原子炉格納容器内水素処理装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンブル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度 アニュラス水素濃度（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
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 □：有効性評価上考慮しない操作

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

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

*：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
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準抵当）
 □：有効性評価上考慮しない操作

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

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

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.2.1.1.2表 「零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	$306.6 + 2.2^\circ\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

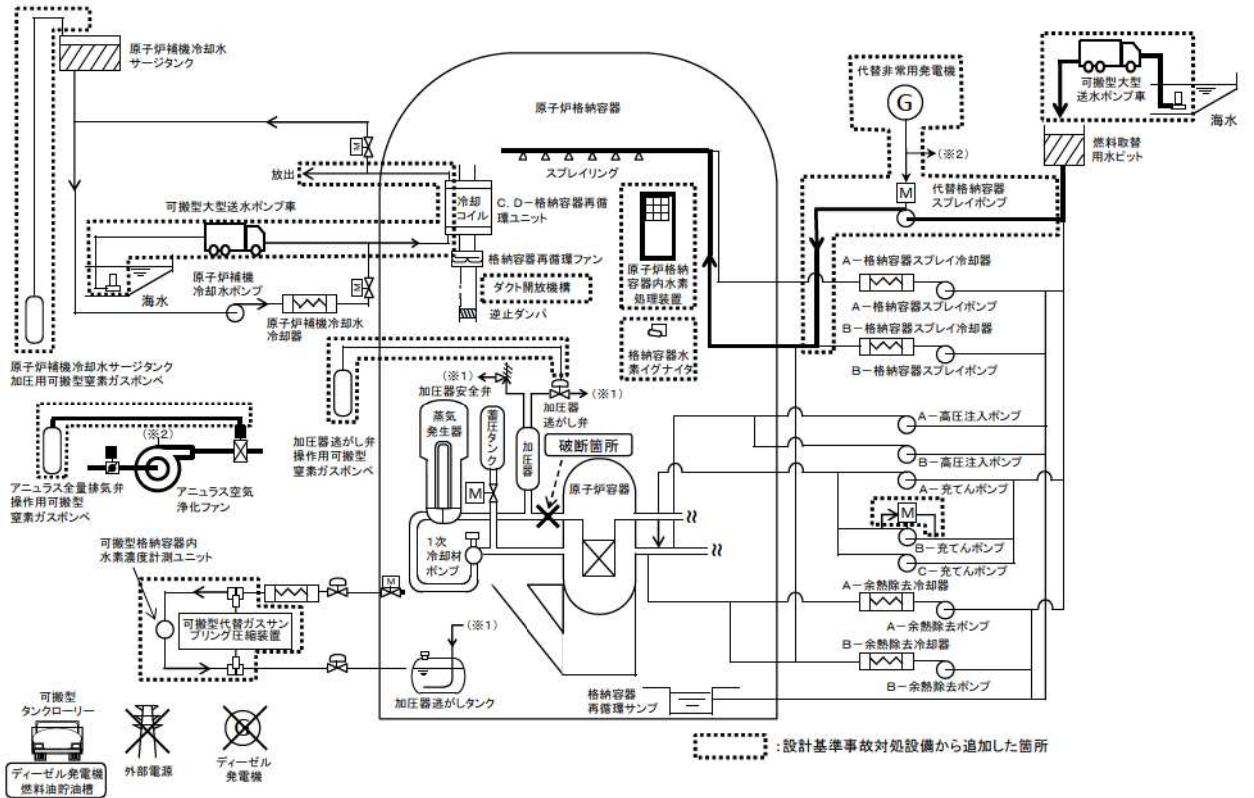
初期条件

第7.2.1.1.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 3）

項目		条件設定の考え方	
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	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。	
	<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非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。	
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

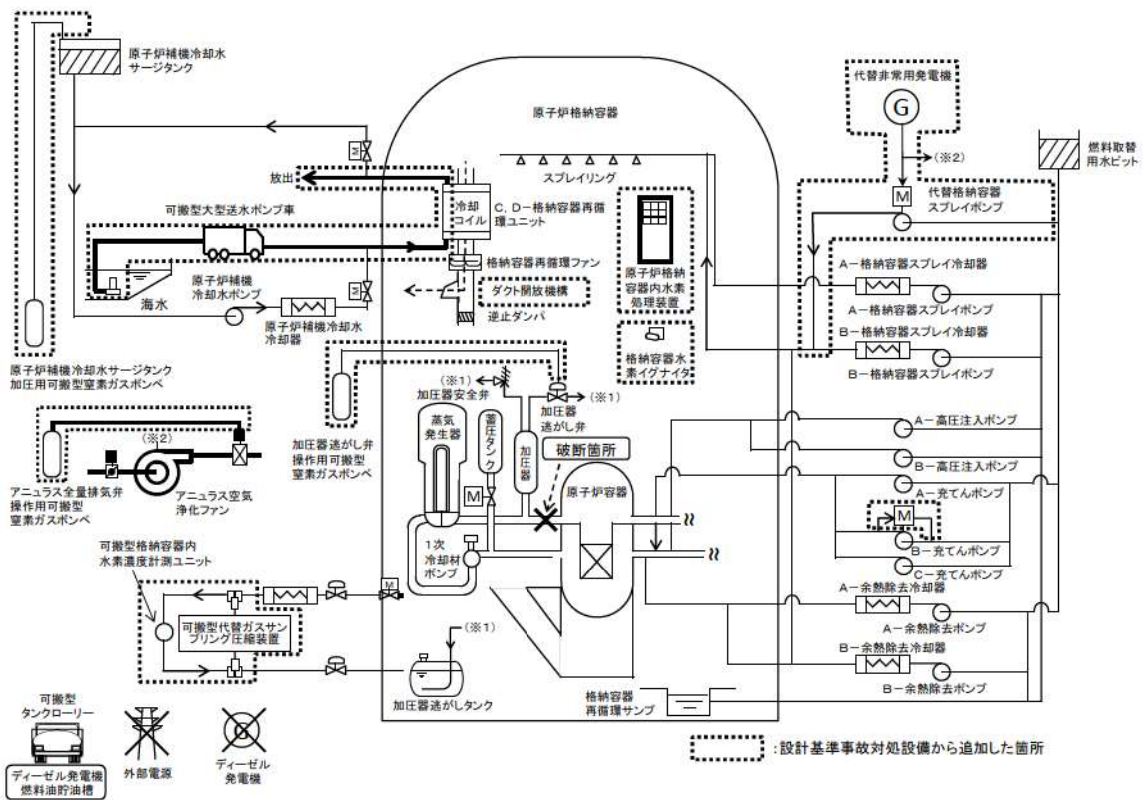
第7.2.1.1.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（3 / 3）

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



第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」

の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）（代替格納容器スプレイ）

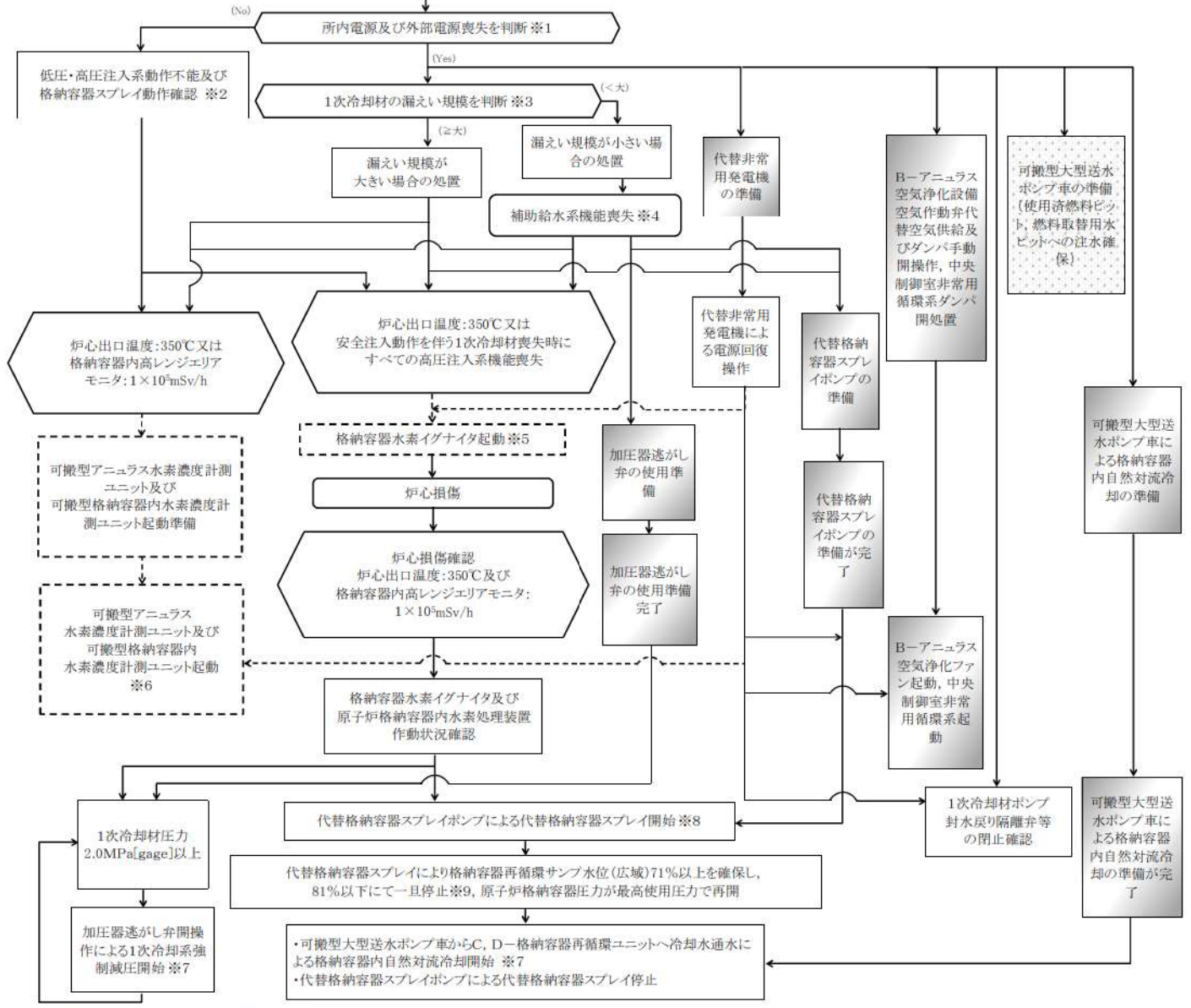


第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」

の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）（格納容器内自然対流冷却）

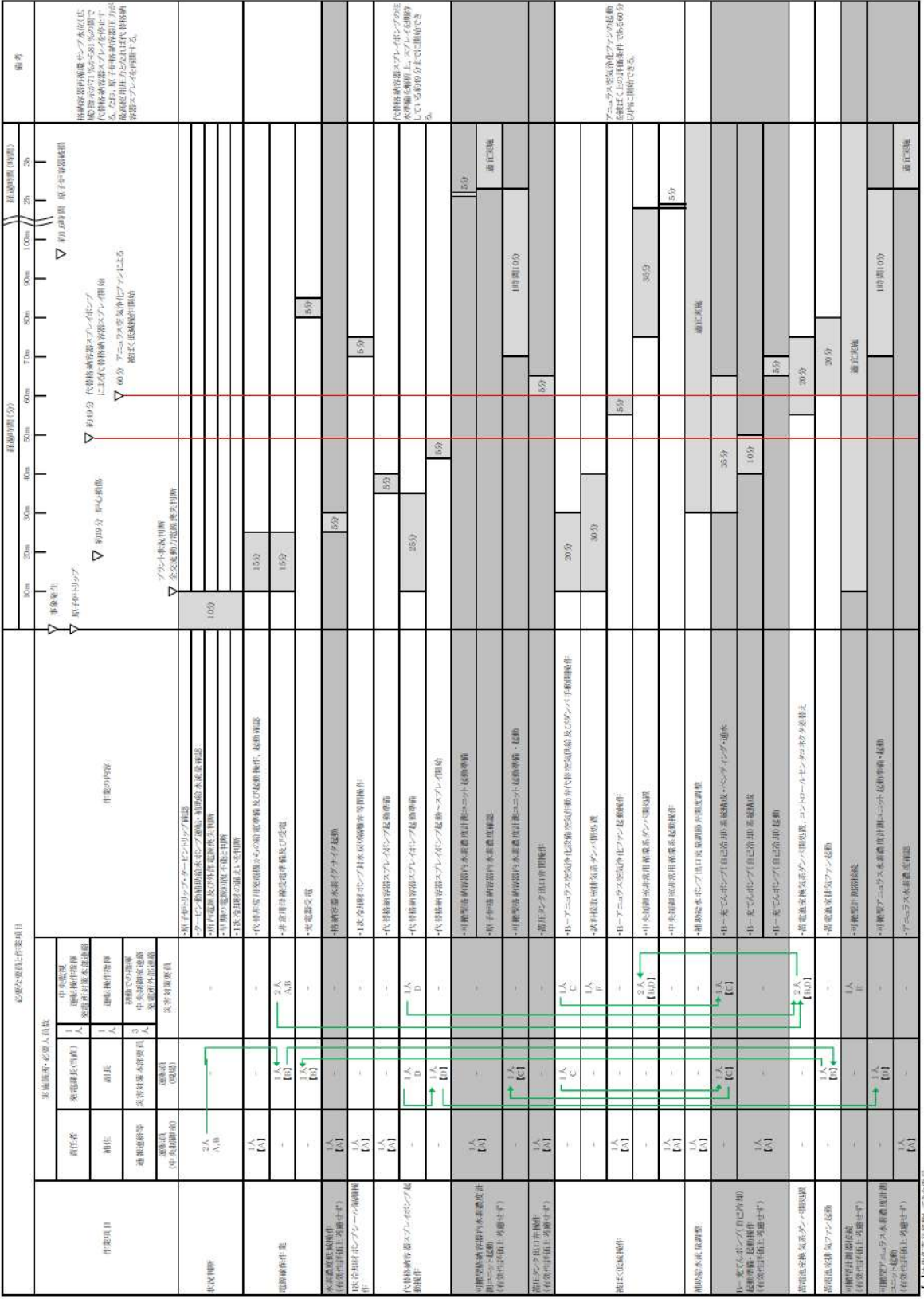
【事象の発生】
 ・過渡事象・1次冷却材喪失・全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 ・原子炉自動停止・非常用炉心冷却設備作動・格納容器スプレイ作動
 【安全機能喪失】
 ・ECCS注水/再循環機能喪失・格納容器スプレイ/再循環機能喪失
 ・補助給水系機能喪失等

凡例
 [] : 操作・確認 (運転員のみ) の操作
 [] : プラント状態
 [] : 判断
 [] : 災害対策要員のみの作業
 [] : 運転員と災害対策要員の共同作業
 - - - : 有効性評価上考慮しない操作・判断結果



- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ動作を考慮する。
- ※3 漏えい及び漏えい規模は以下で判断。
 加圧器圧力・水位、原子炉格納容器圧力・温度、格納容器サンブ水位・格納容器再循環サンブ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力
- ※4 補助給水系機能喪失は以下で確認。
 ・すべての補助給水流指示の合計が80m³/h未満
- ※5 代替非常用発電機による電源回復後起動する。
- ※6 可搬型アンニラス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し、アンニラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
- ※7 準備が完了すれば、その段階で実施する。
- ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては、炉心への注水をまず行うこととしているが、短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。実際の操作では、準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば、その段階で実施する。
 また、代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する。
 なお、格納容器スプレイが動作している状態において、燃料取替用水ビット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンブ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。
- ※9 ただちにポンプを停止するのではなく、原子炉格納容器圧力の状況を加味し、決定する。

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

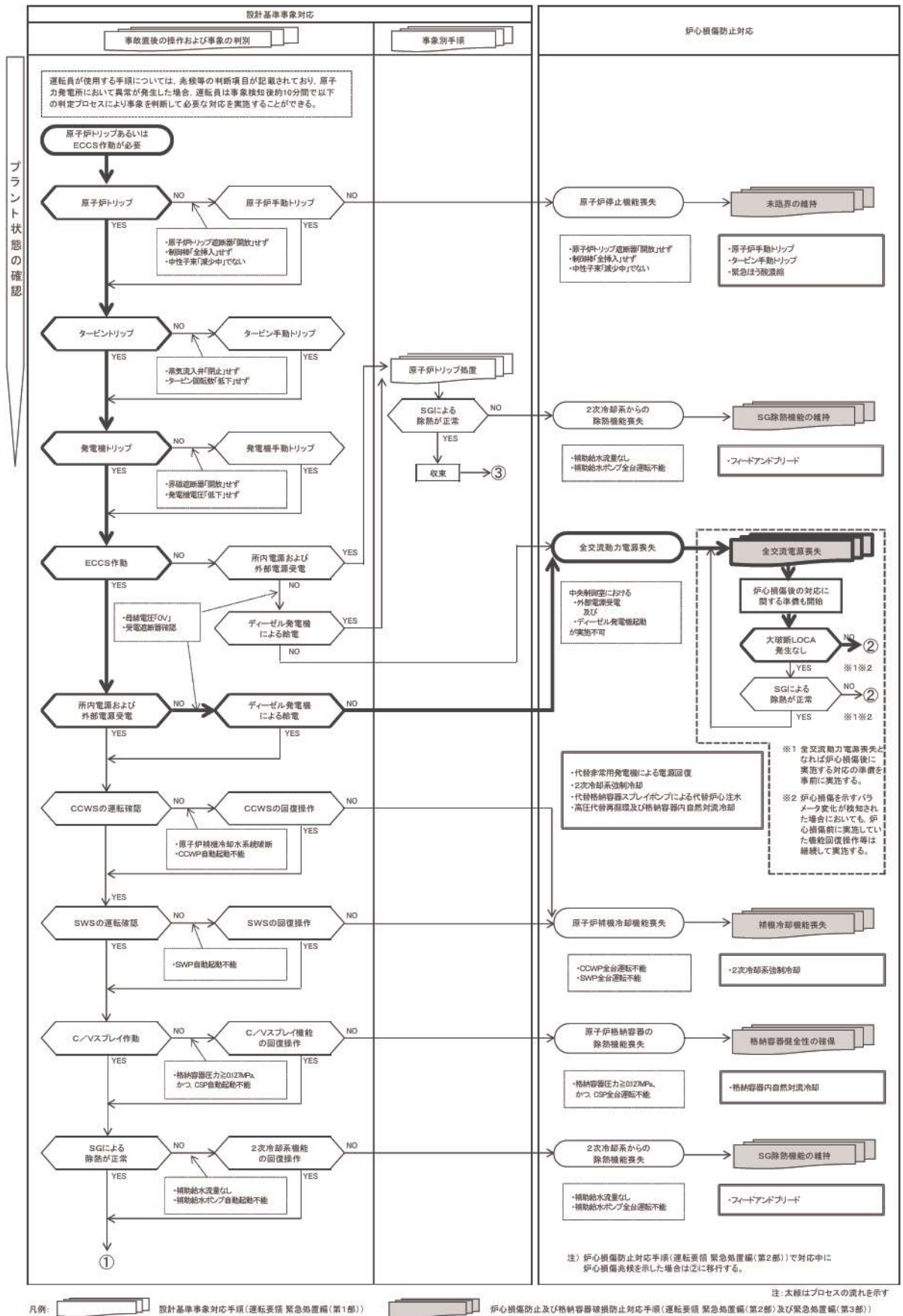


第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレインジェクション機能喪失する事故) (1/2)

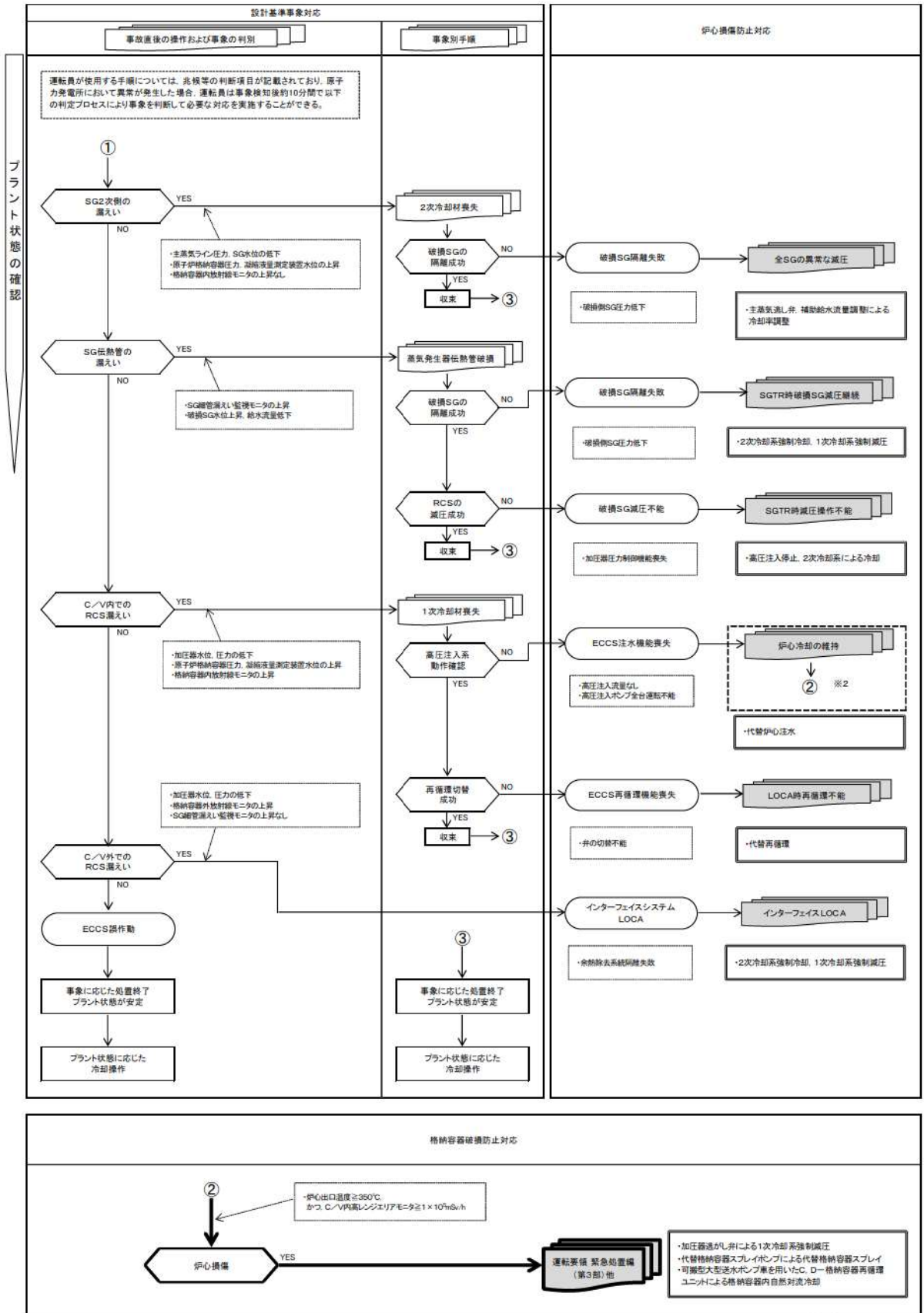
作業項目	実施順序・必要人員数					作業の内容	経過時間(分)												備考							
	責任者	監督(長)等(名)	1名	中央監視室 運転操作員 監視員(当直)等(名)	2名		34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45		46	47	48	49	50	51	52
燃料取替用温水ポンプへの補給(低水)	主任	1名	3名	1名	3名	約2.90時間	約2.90時間	可搬型大形送水ポンプ車による燃料取替用温水ポンプへの補給開始	燃料取替用温水ポンプへの補給開始	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間	約2.90時間
	副主任	1名	3名	1名	3名	約2.90時間																				
燃料取替用温水ポンプへの補給(高水)	主任	1名	3名	1名	3名	約3.00時間	約3.00時間	可搬型大形送水ポンプ車による燃料取替用温水ポンプへの補給開始	燃料取替用温水ポンプへの補給開始	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間	約3.00時間
	副主任	1名	3名	1名	3名	約3.00時間																				
燃料補給	主任	1名	3名	1名	3名	約3.10時間	約3.10時間	可搬型大形送水ポンプ車による燃料取替用温水ポンプへの補給開始	燃料取替用温水ポンプへの補給開始	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間	約3.10時間
副主任	1名	3名	1名	3名	約3.10時間	約3.10時間																				
燃料取替用温水ポンプへの補給(低水)	主任	1名	3名	1名	3名	約3.20時間	約3.20時間	可搬型大形送水ポンプ車による燃料取替用温水ポンプへの補給開始	燃料取替用温水ポンプへの補給開始	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間	約3.20時間
副主任	1名	3名	1名	3名	約3.20時間	約3.20時間																				

【注】1は作業者を移動させた人員
-1は作業者を移動させた人員
-1は作業者を移動させた人員

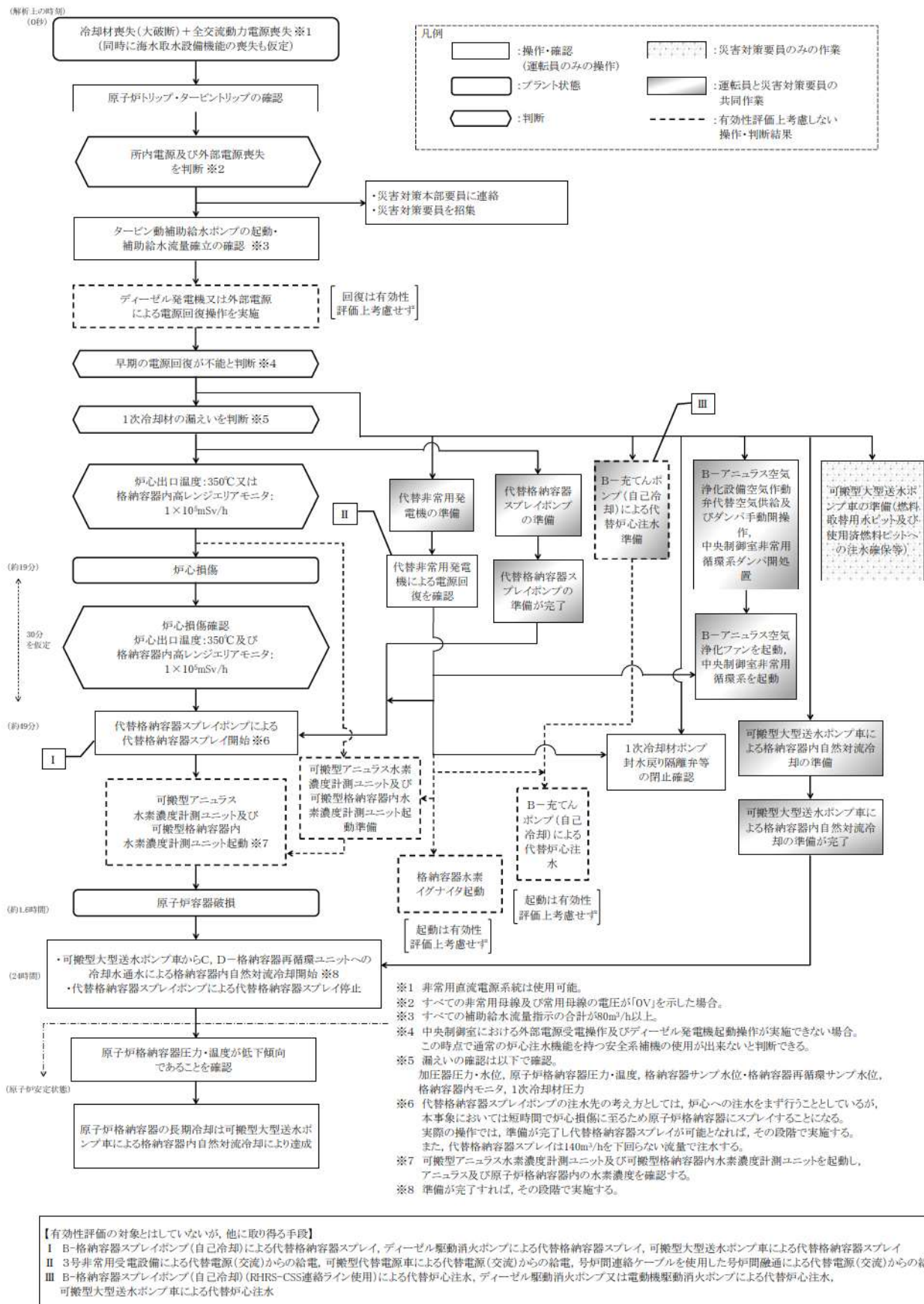
第 7.2.1.1.3 図 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間
（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）



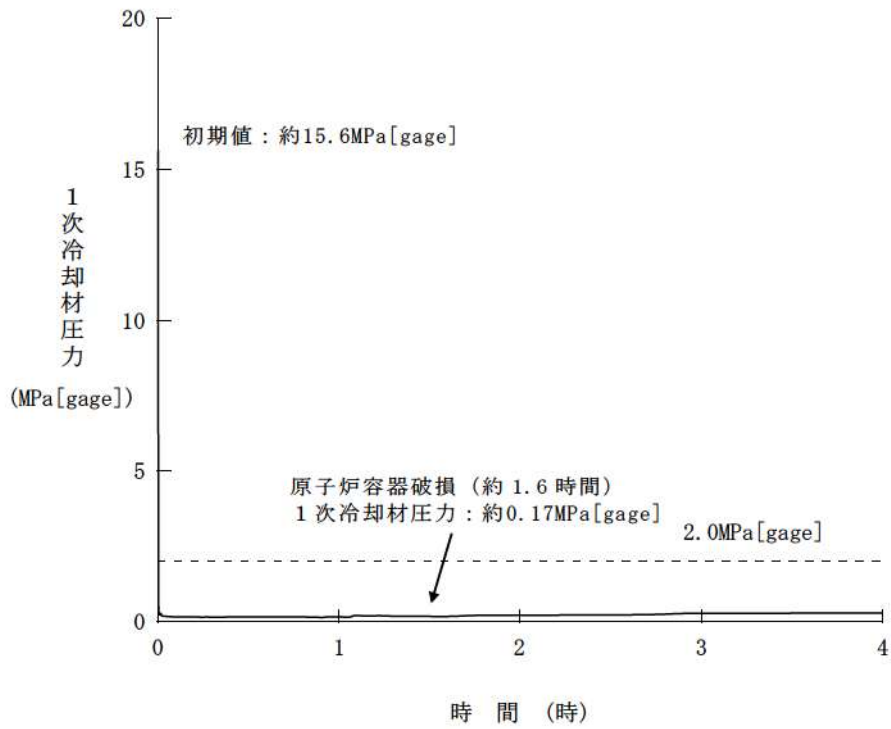
第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 の事象進展（判定プロセス）
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び
 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）



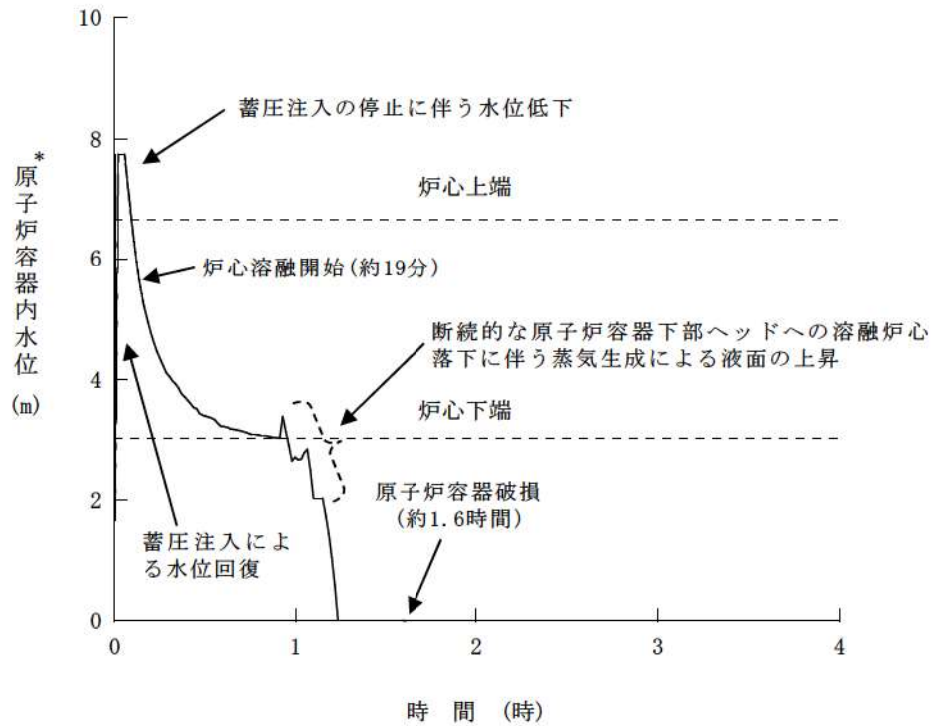
第 7. 2. 1. 1. 4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（判定プロセス）
（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び
格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 2）



第 7. 2. 1. 1. 5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)の事象進展(対応手順の概要)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

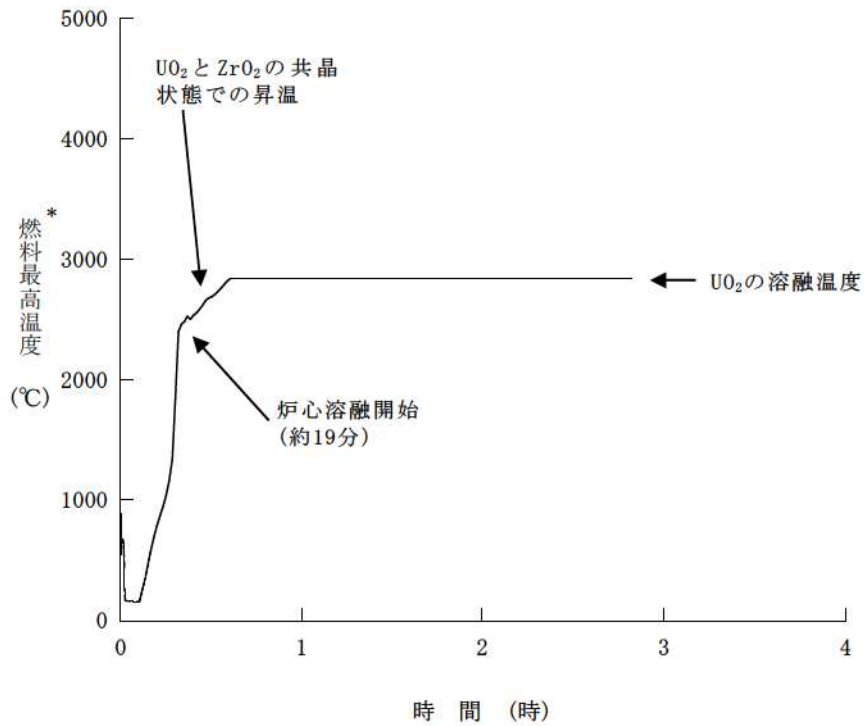


第 7.2.1.1.6 図 1 次冷却材圧力の推移



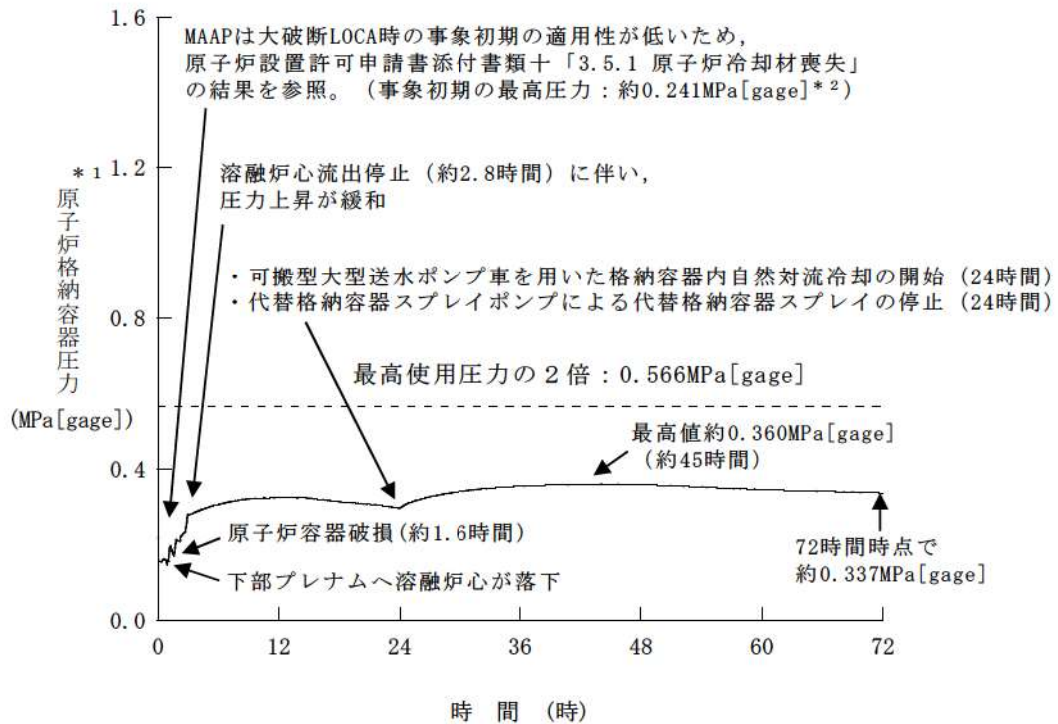
* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移



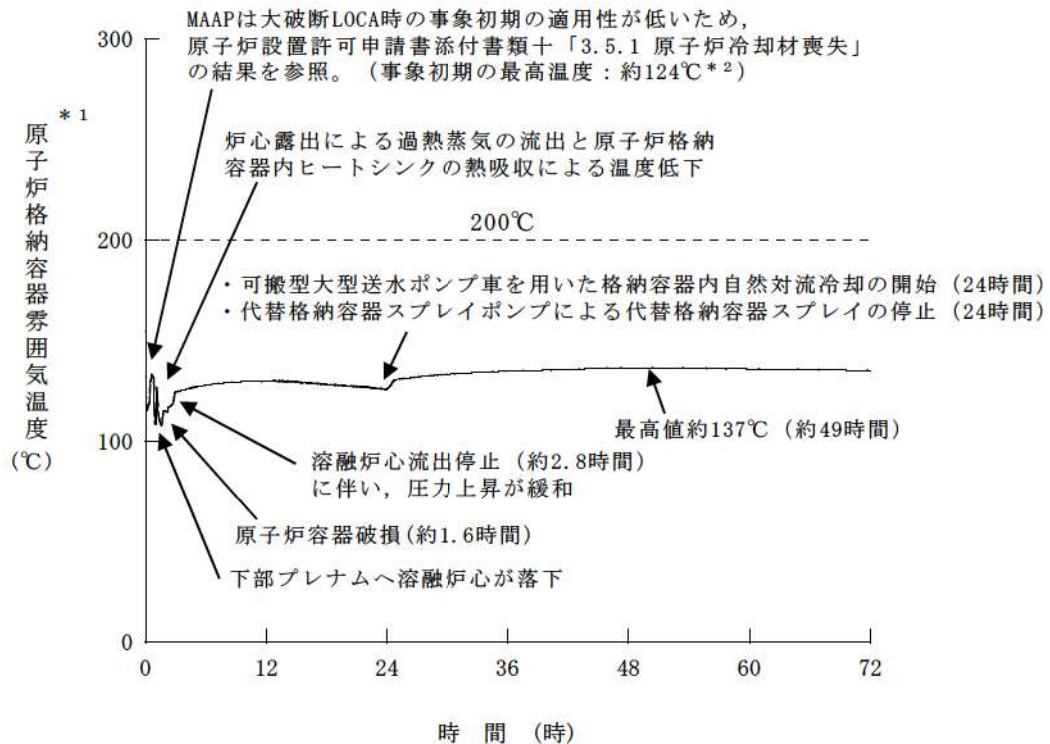
* : 炉心ノードにおける最高の燃料温度

第 7.2.1.1.8 図 燃料最高温度の推移



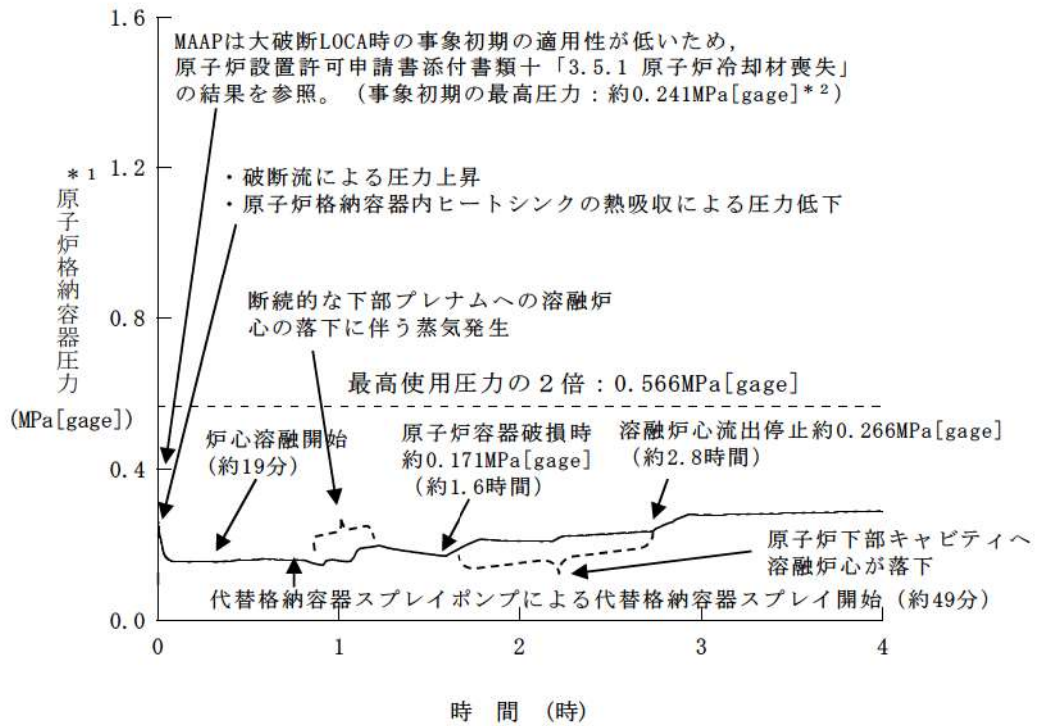
* 1：原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2：原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移



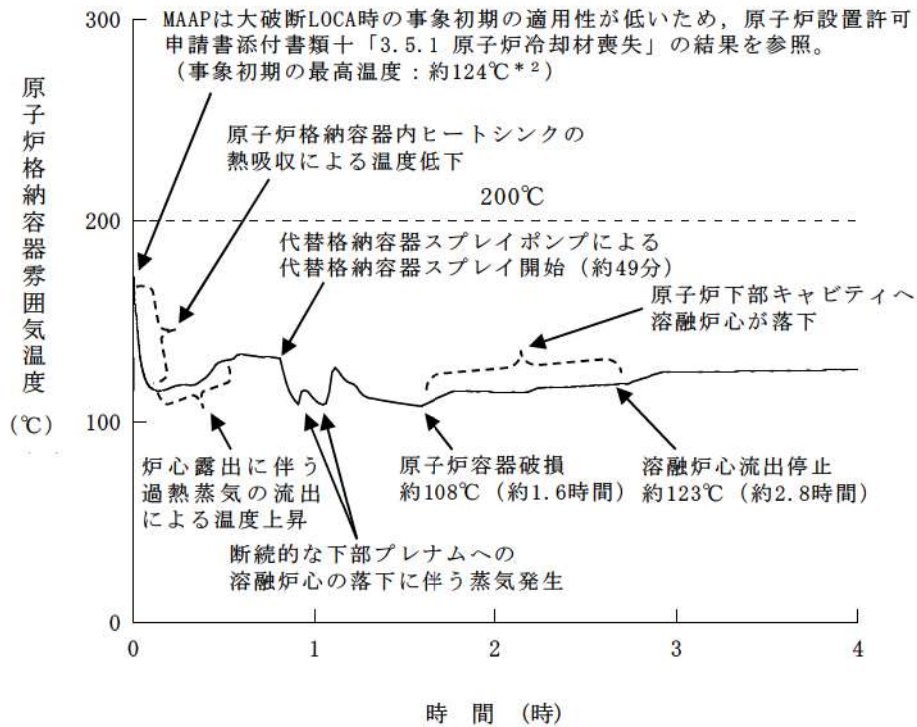
* 1：原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2：原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



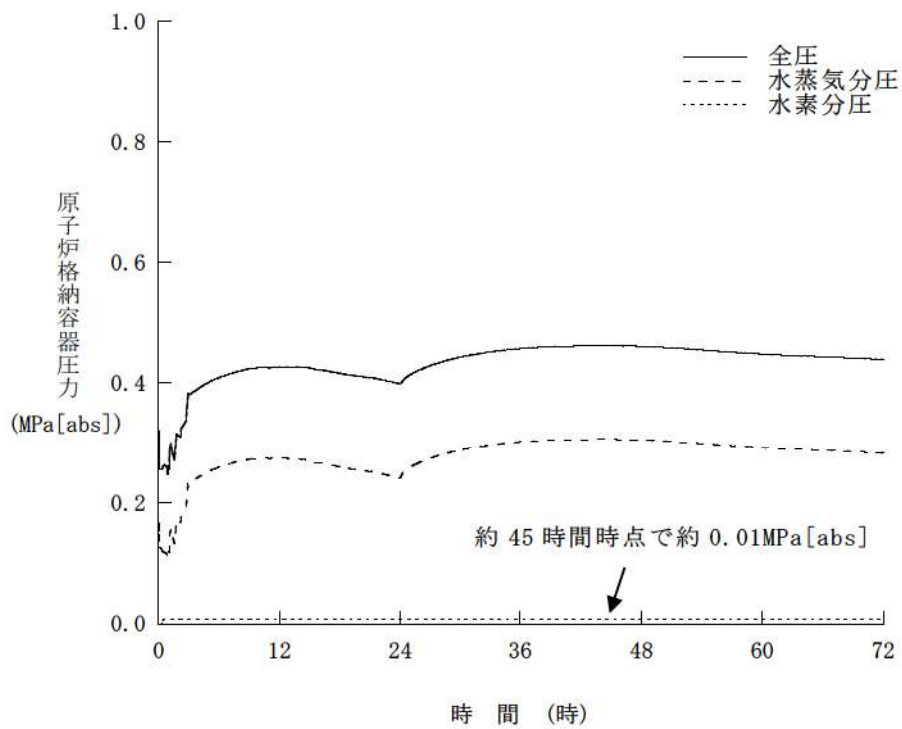
* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）

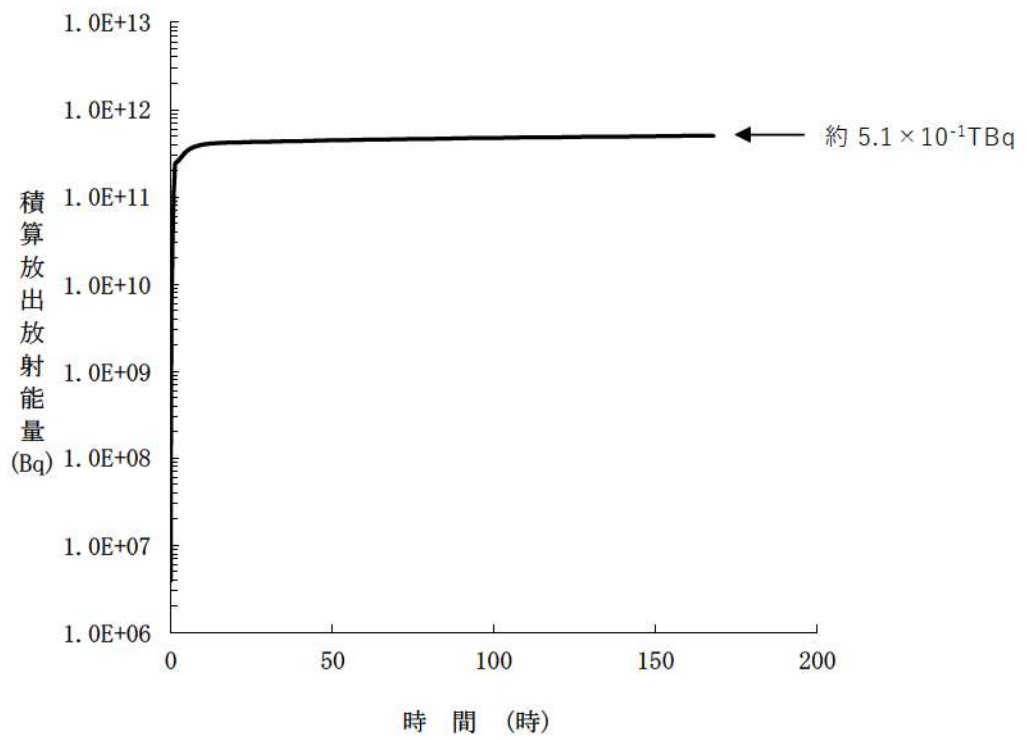


* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）

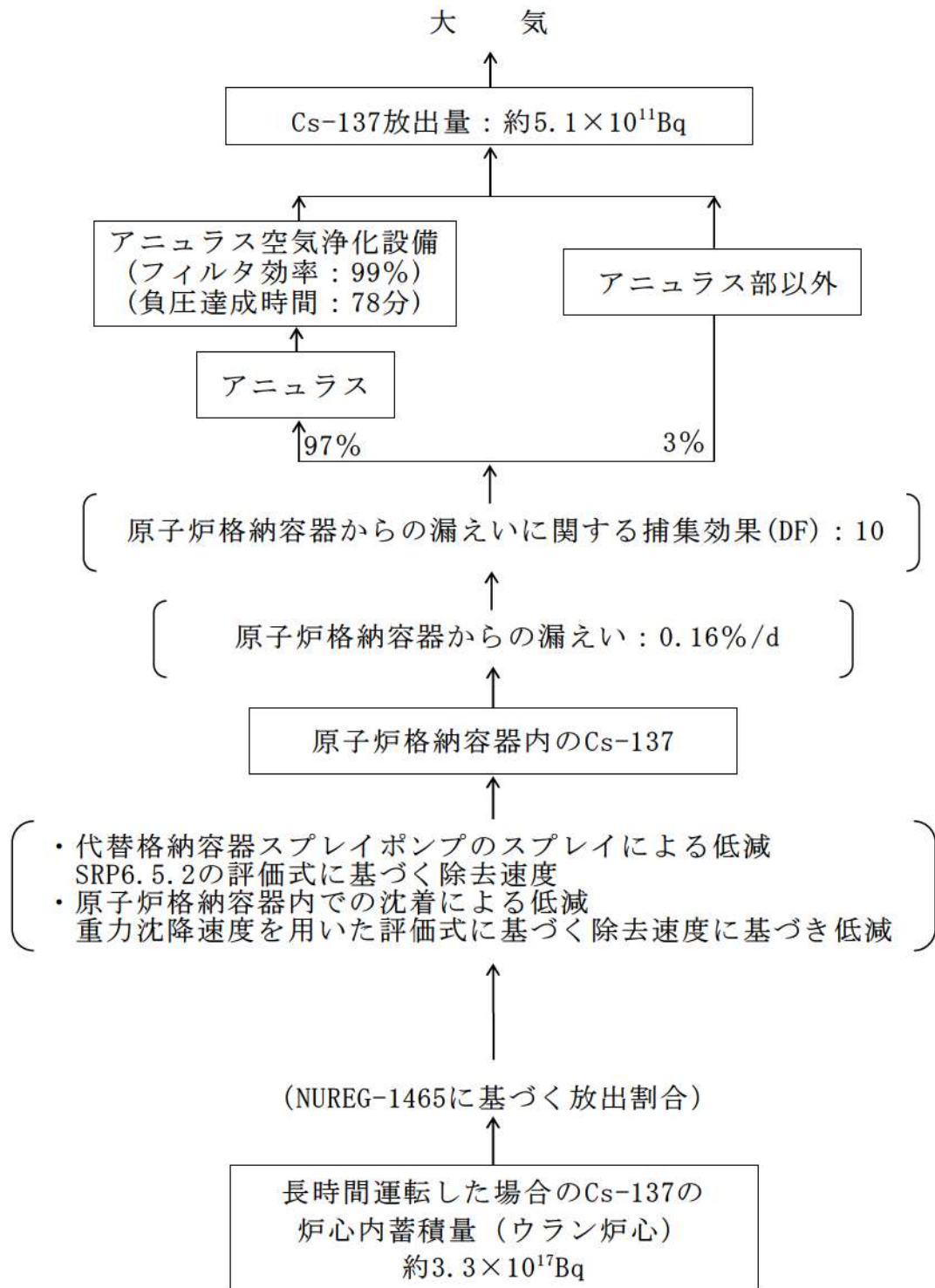


第 7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧) の推移

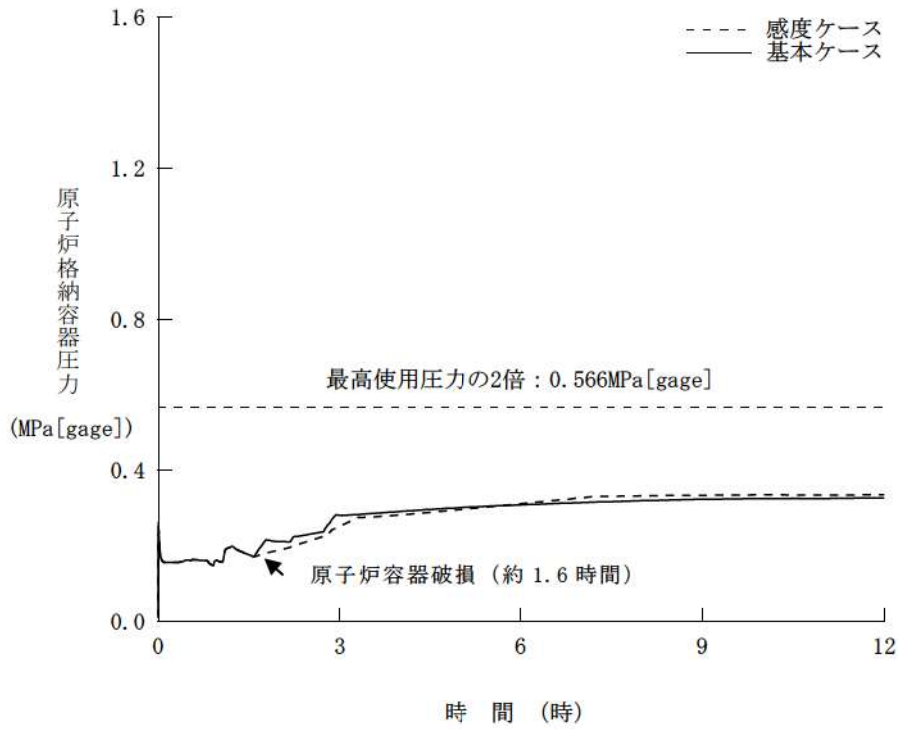


第 7. 2. 1. 1. 14 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移

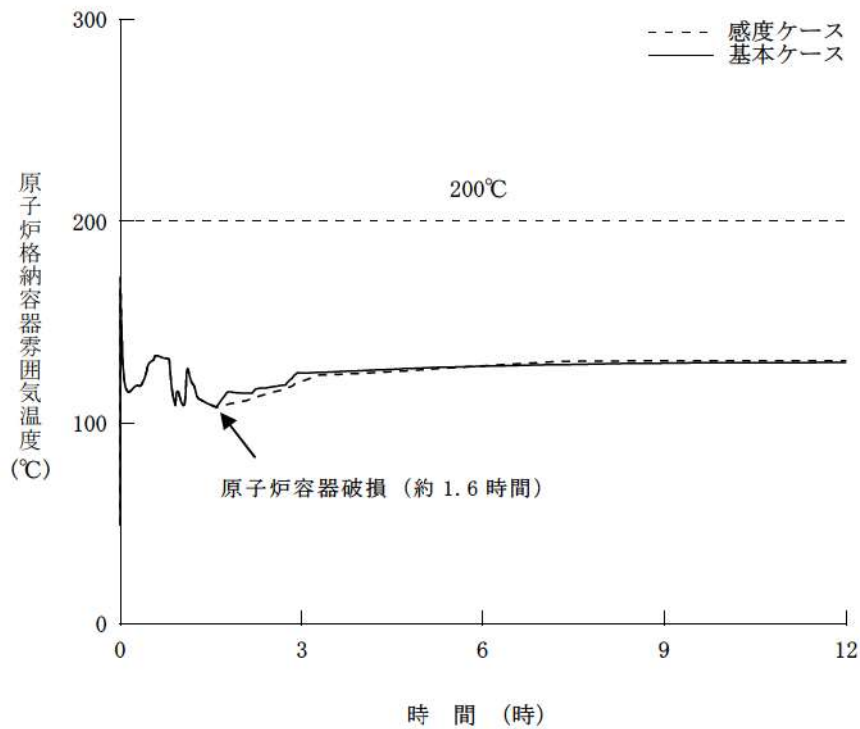
単位：Bq (GROSS値)



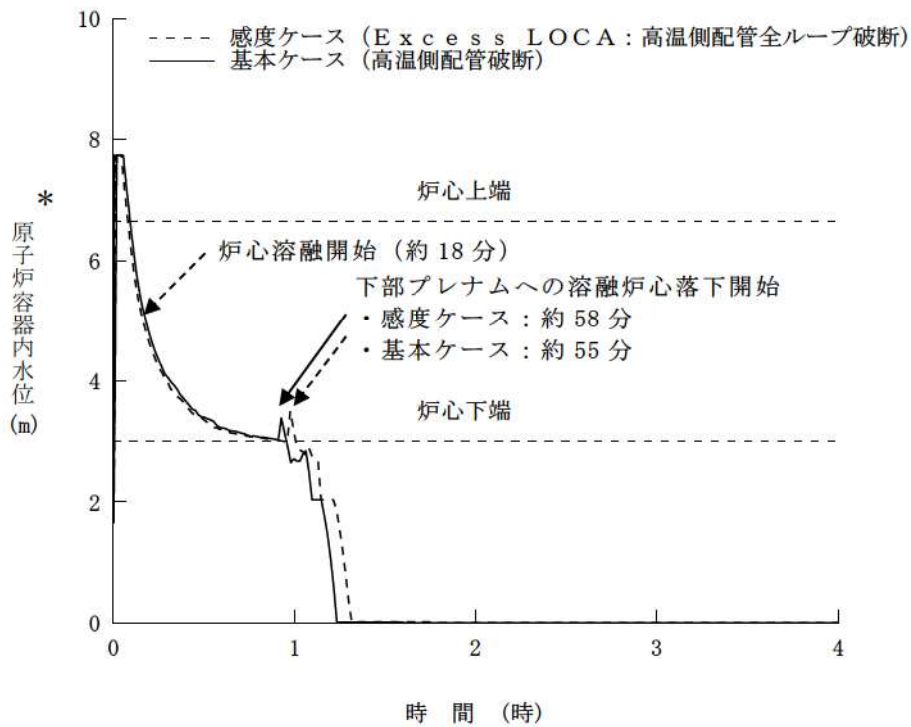
第7.2.1.1.15図 Cs-137の大気放出過程



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

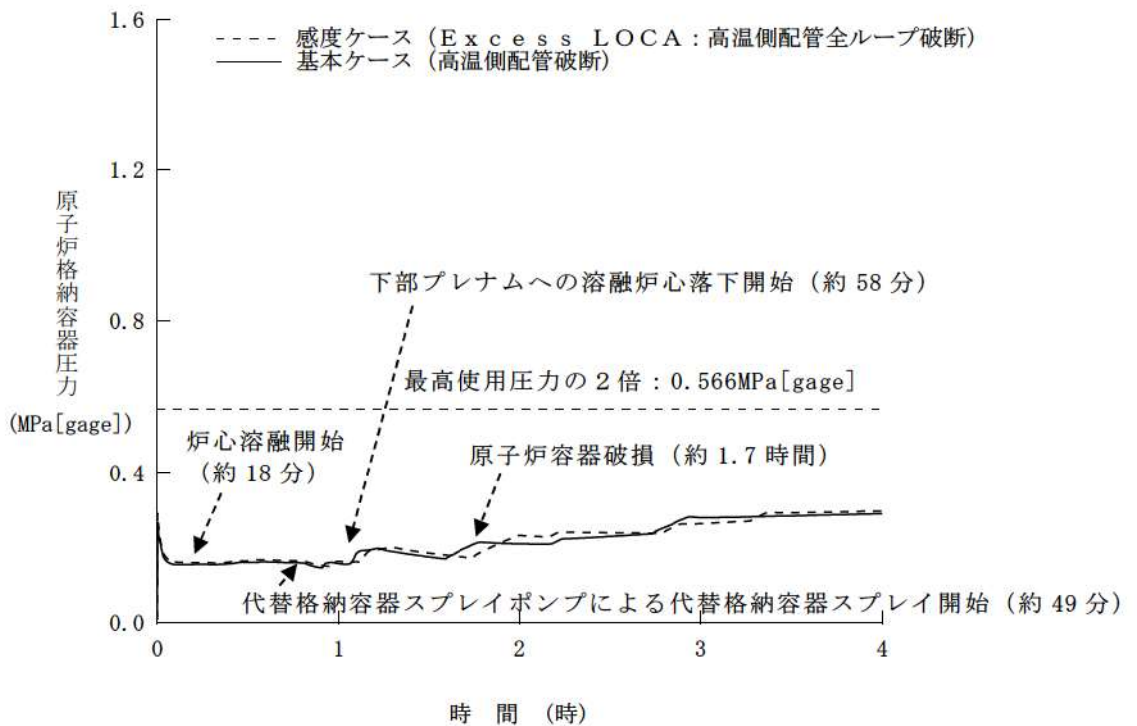


第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

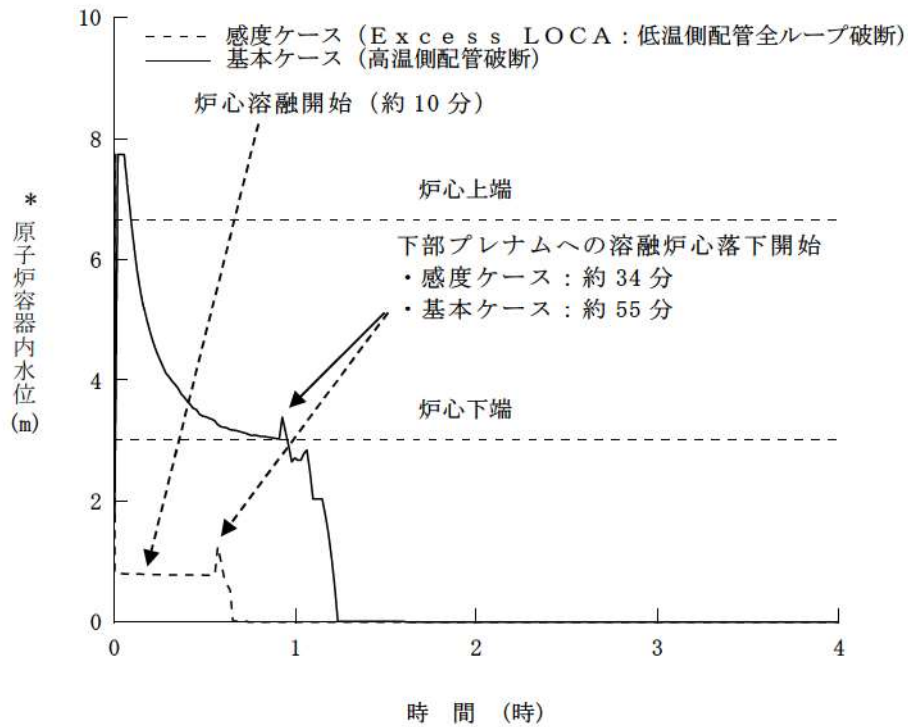


* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

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



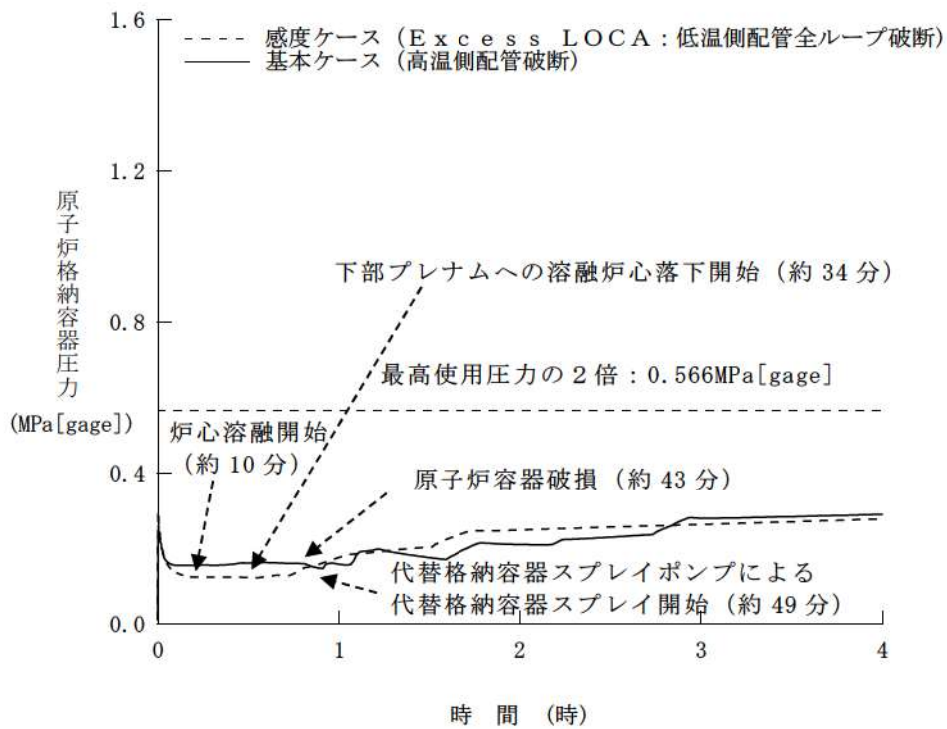
第 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

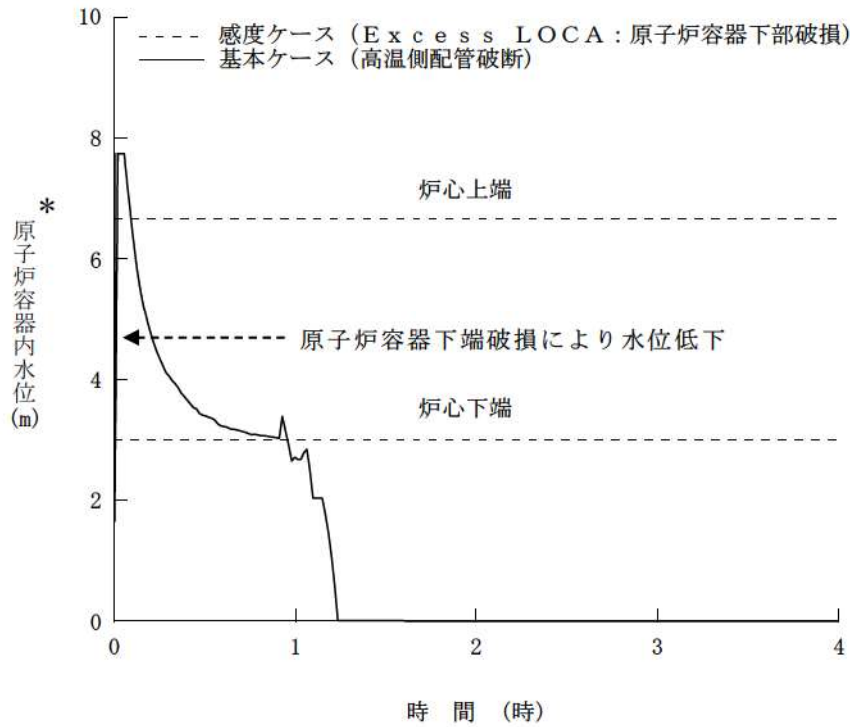
第 7.2.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移

(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移

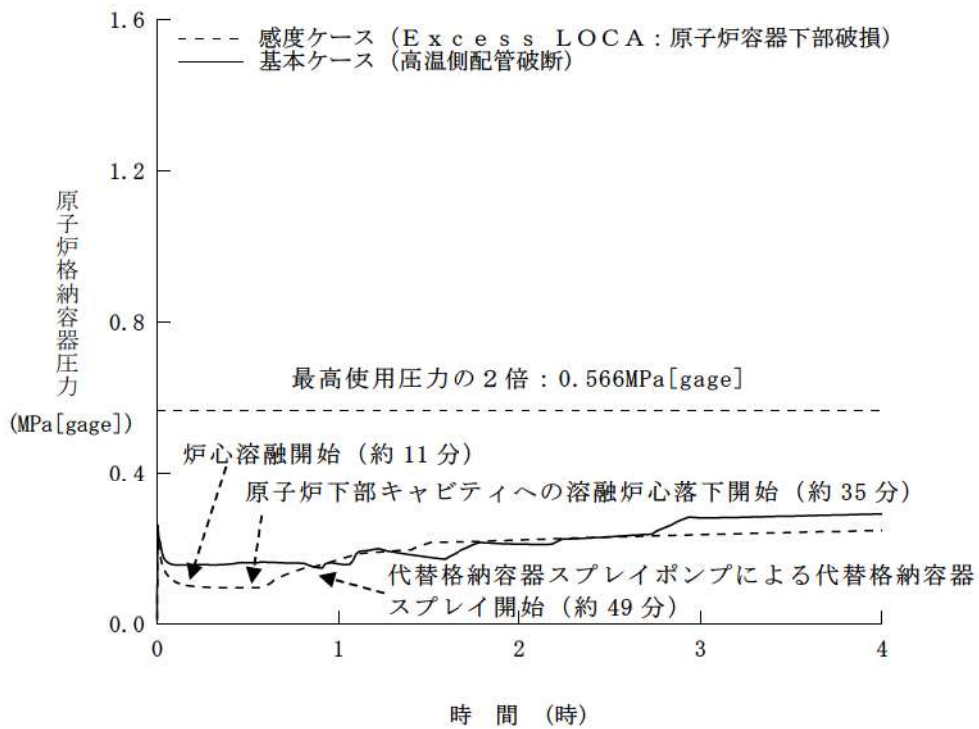
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

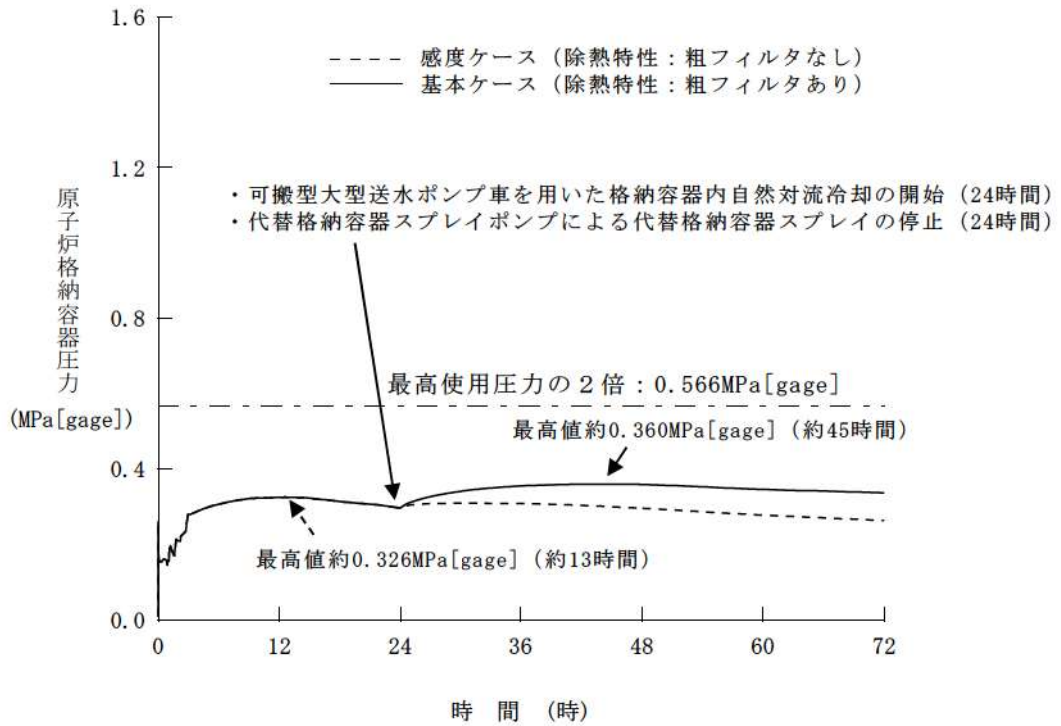
第 7.2.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移

(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

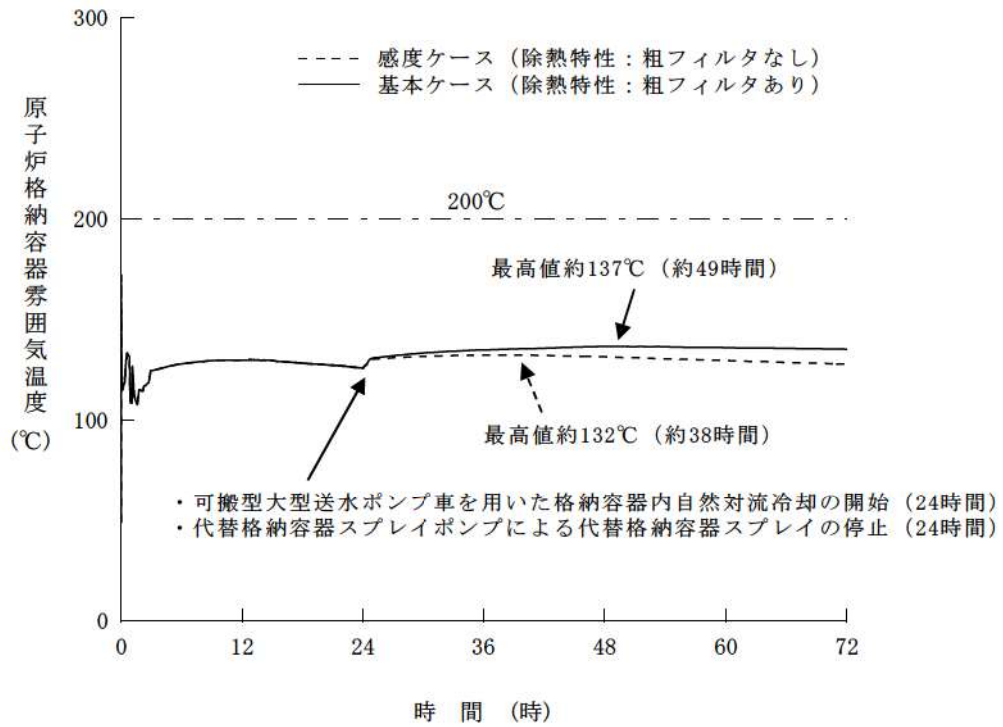


第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移

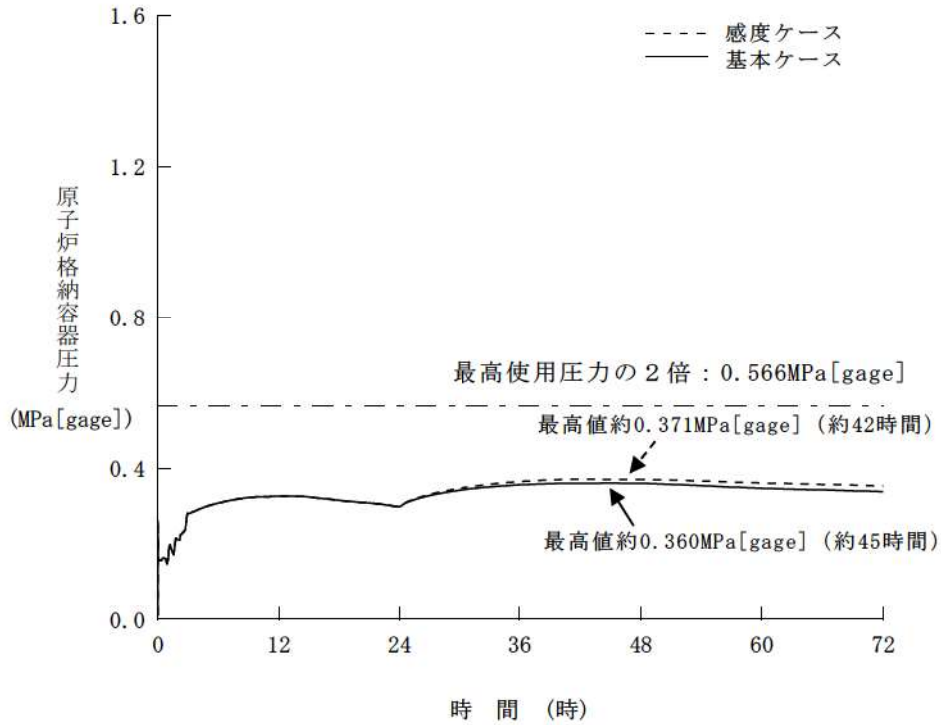
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



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

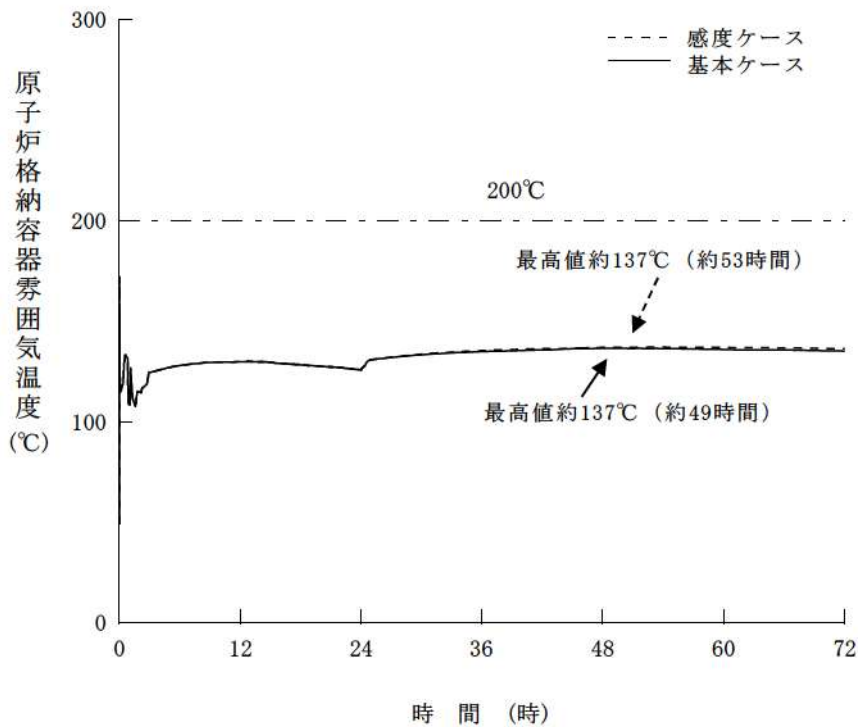


第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



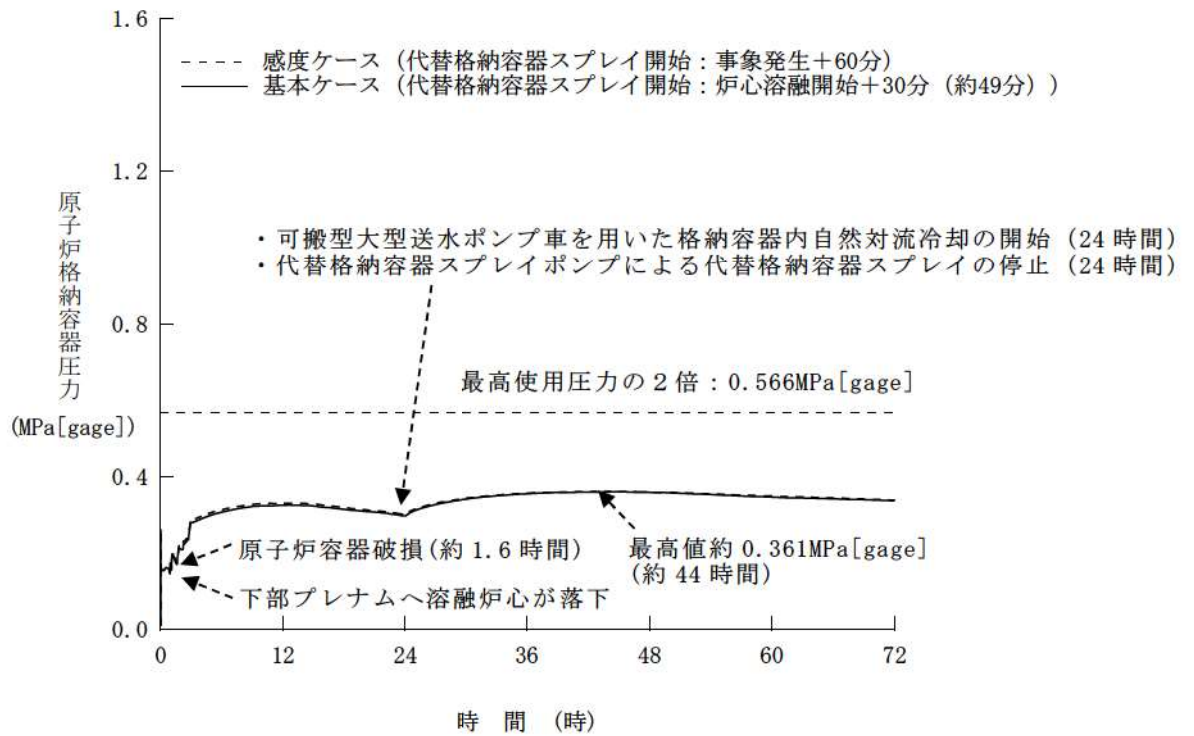
第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



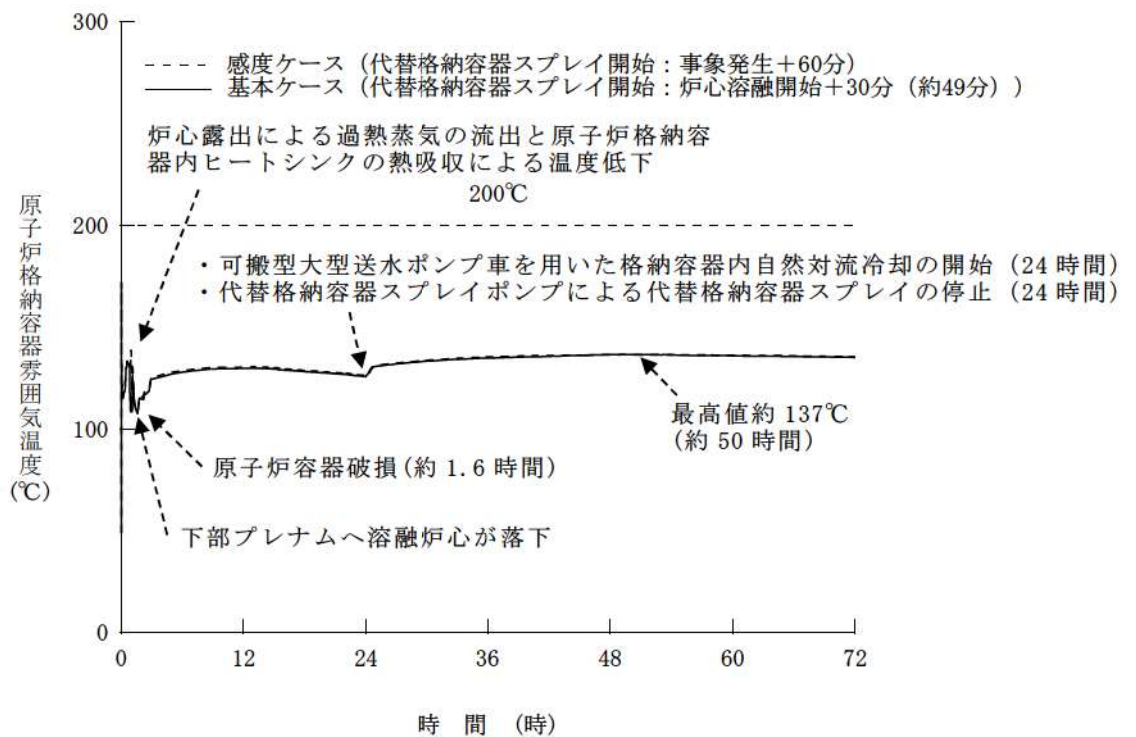
第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



第7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第7.2.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

(1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

炉心損傷の判断基準「炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。

	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
設定 根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される 1 次冷却系の最大飽和蒸気温度は約 350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ については、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。(添付 1)
検出器 種類	熱電対	電離箱
測定 範囲	40～1,300℃	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$
個数	39 個	2 個
設置 箇所	原子炉格納容器内上部炉心構造物 (添付 2)	原子炉格納容器内 T.P. 40.2m (添付 3)

(2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について

「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」事象発生時は、炉心露出（約 6 分）から炉心溶融（約 19 分）に至る約 13 分間で、原子炉格納容器内線量率は 100 倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心損傷を判断することができる。

原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。

- 原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。
- 炉心露出時は、設置許可添付書類十の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料バーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の 1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。

○炉心溶融時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。

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

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

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

(4) 炉心損傷の検知について

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

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

以上のように、燃料露出から炉心溶融の過程においては、通常時の原子炉格納容器内の空間線量（ 1mSv/h 以下）から $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 程度まで極めて短時間

で上昇する。

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

以 上

炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率
(アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果)

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

(各解析結果を図 1～4 に示す。)

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

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

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

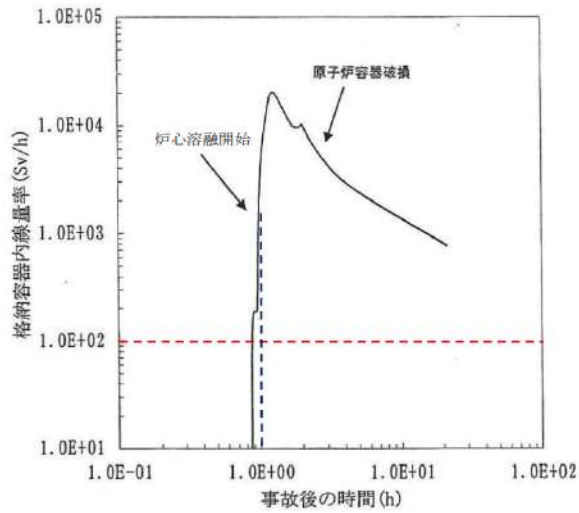


図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

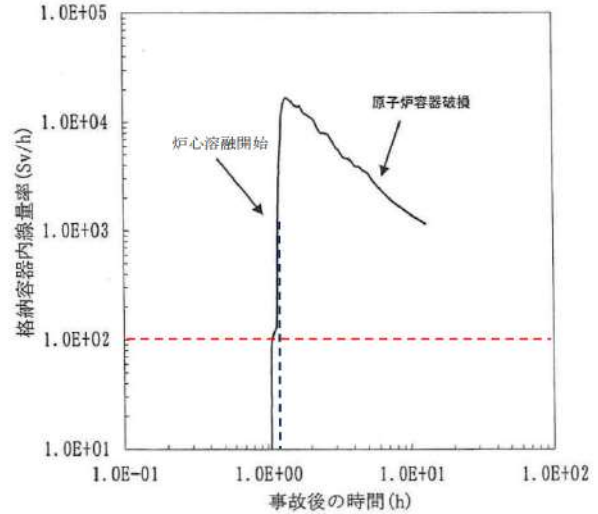


図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレィ注入失敗」時の格納容器内の線量率

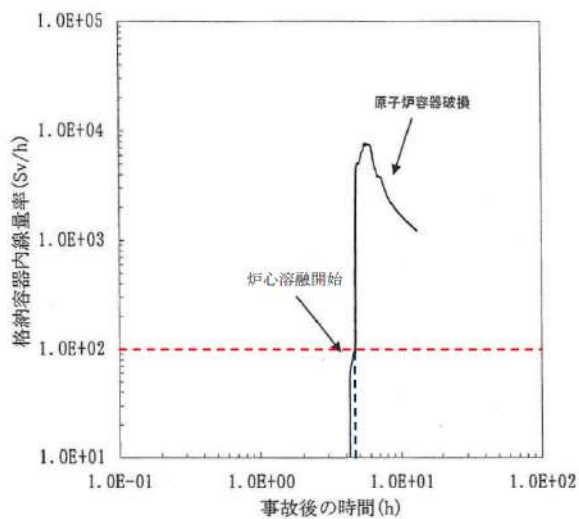


図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

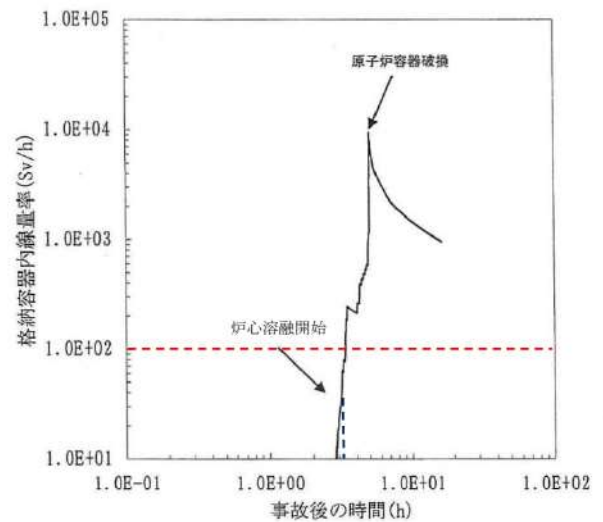
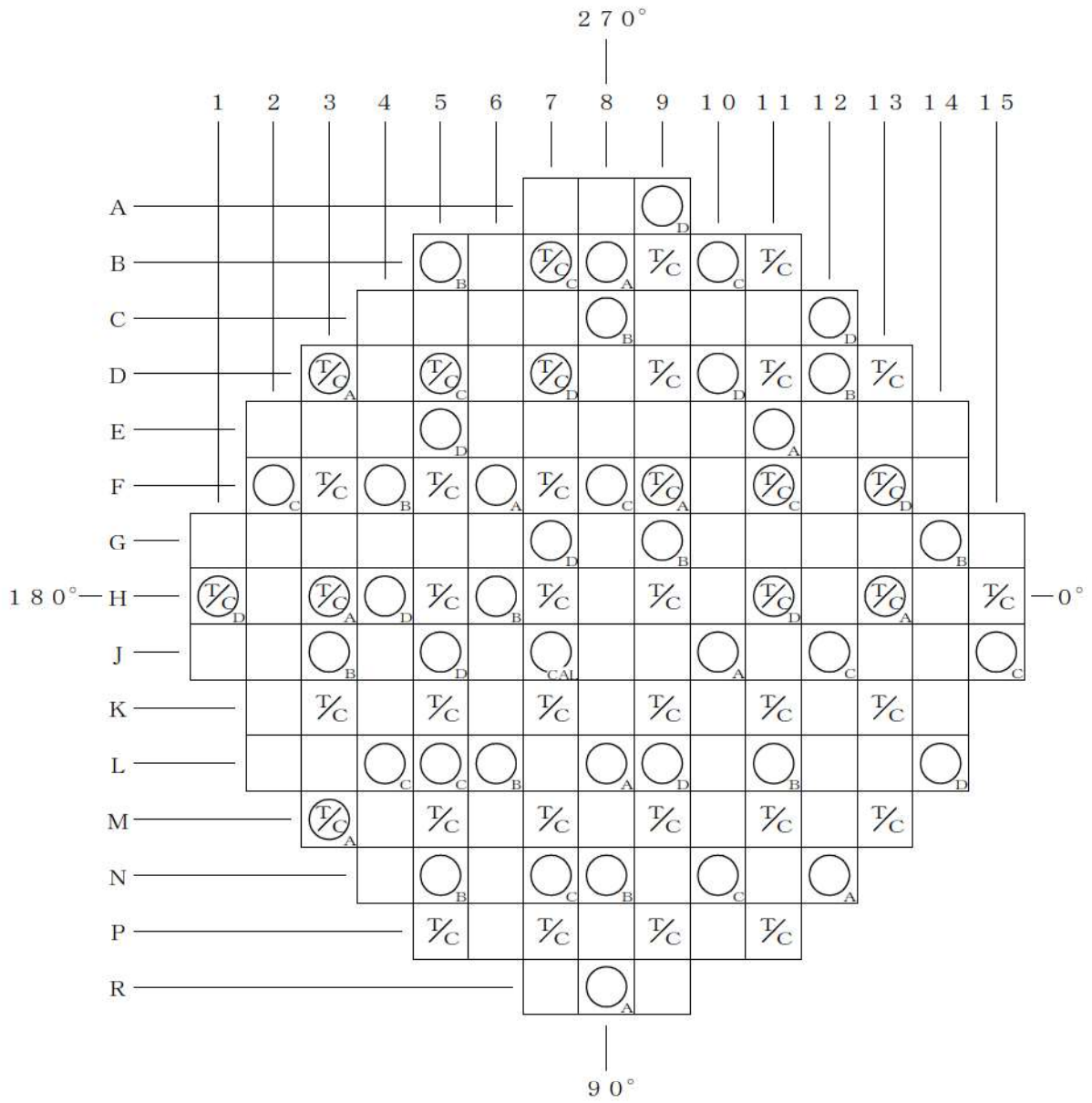


図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率

炉心出口温度計の設置箇所 (泊3号炉)

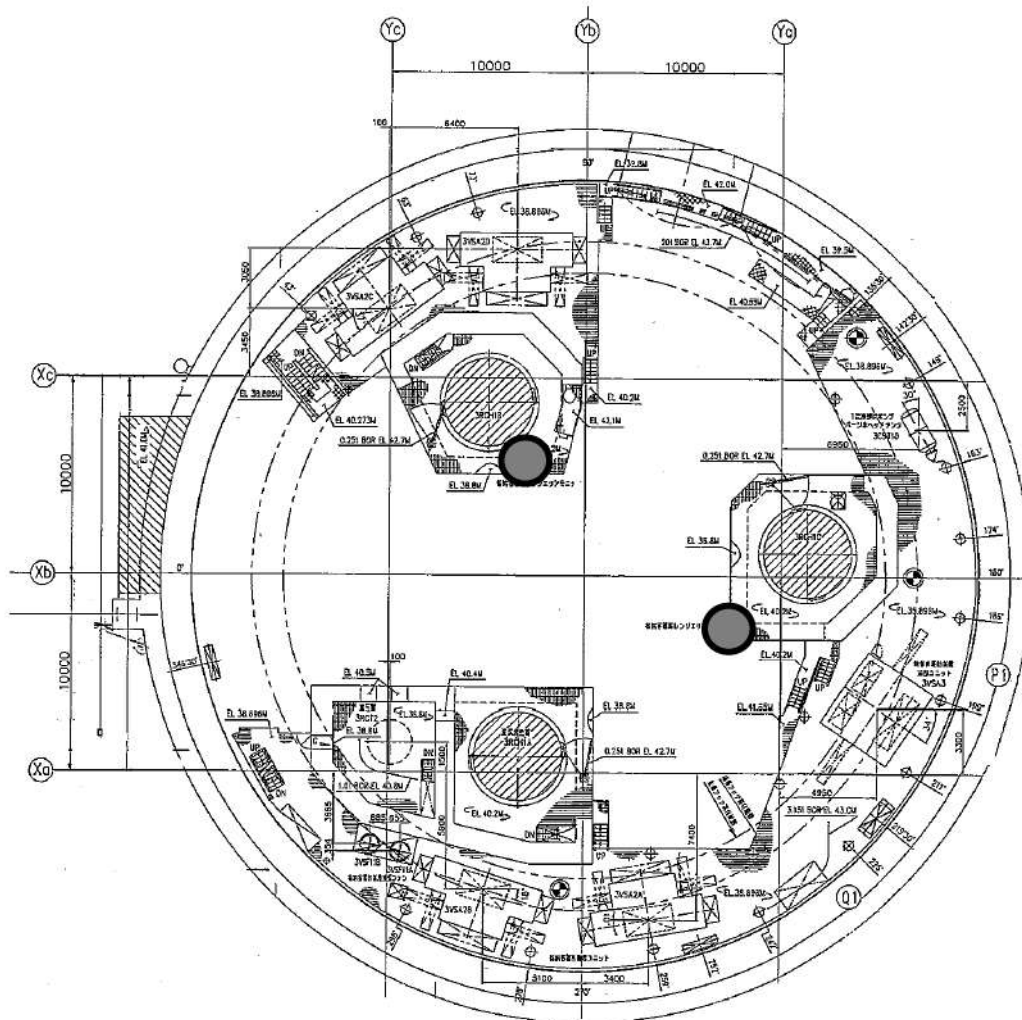


T/C : 炉内熱電対 39点

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

O_{CAL} : 炉内中性子束検出器校正用 1点

格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所 (泊3号炉)



● : 格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所 (2箇所)

注記

階高表示「EL 00.0M」は「T.P. 00.0m」と読み替えること。

例 : EL 40.2M = T.P. 40.2m

原子炉格納容器の水素濃度測定について

(1) はじめに

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

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

(2) 水素濃度の挙動と監視の目的

a. 水素濃度の挙動

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

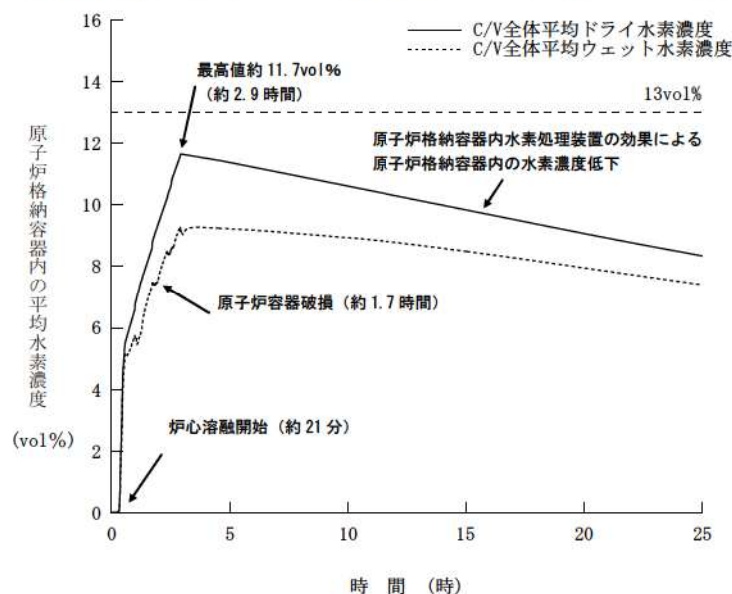


図1 C/V内水素濃度の推移（ウェット／ドライ換算）

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

b. 水素濃度監視の目的

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

また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。

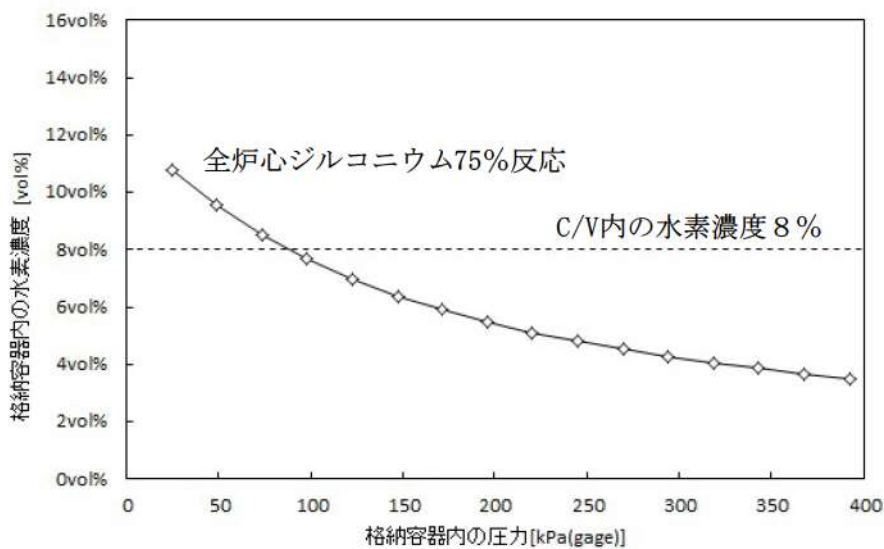


図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係

(3) 設備概要

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

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

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

検出器 : 熱伝導度測定方式

測定範囲 : 水素濃度0～20vol%

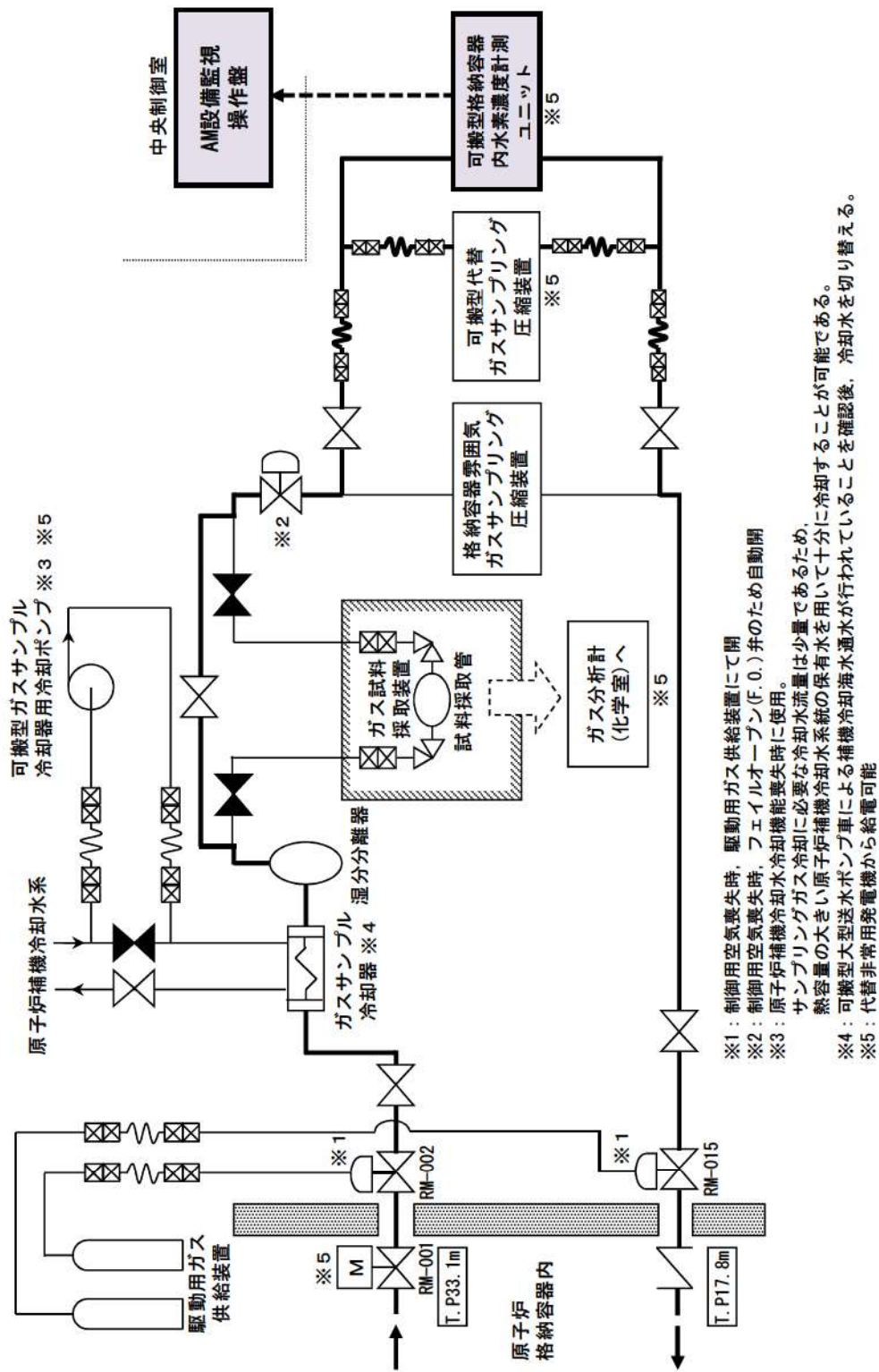


図3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いた格納容器水素濃度計測の系統概要

炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について

1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について

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

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

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

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

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

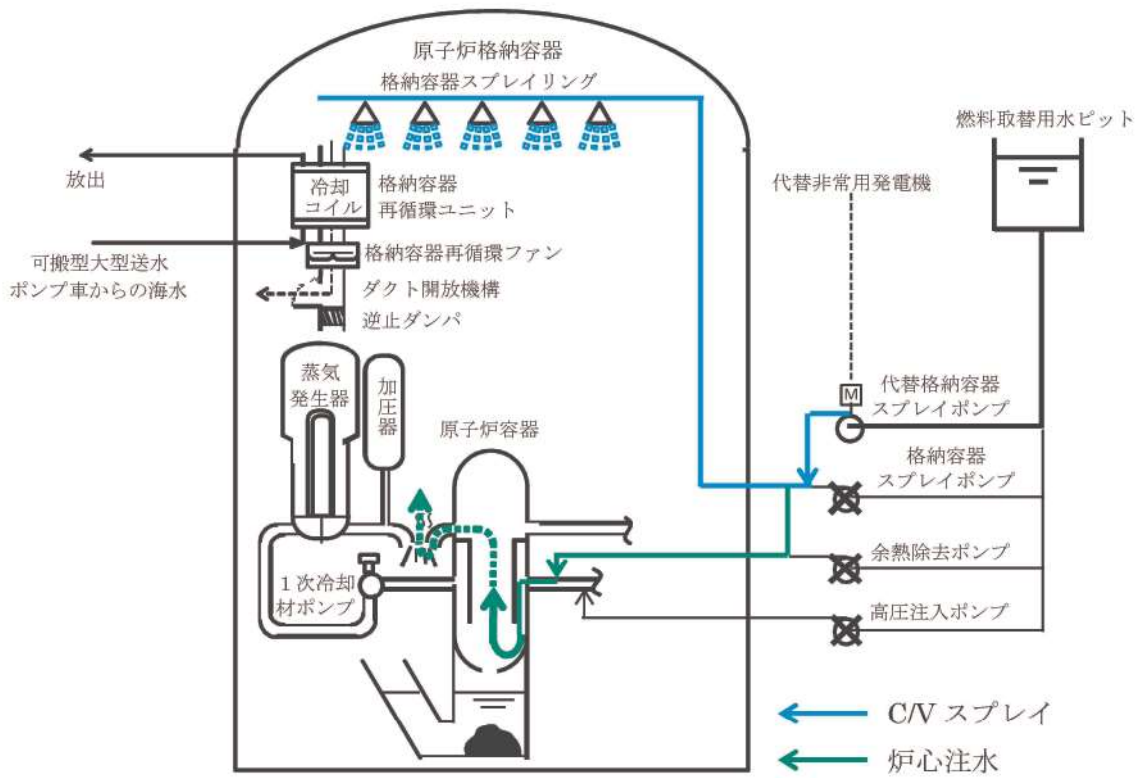


図 概略系統図

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

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

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

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

以上

MAAP での原子炉格納容器モデルについて

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

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

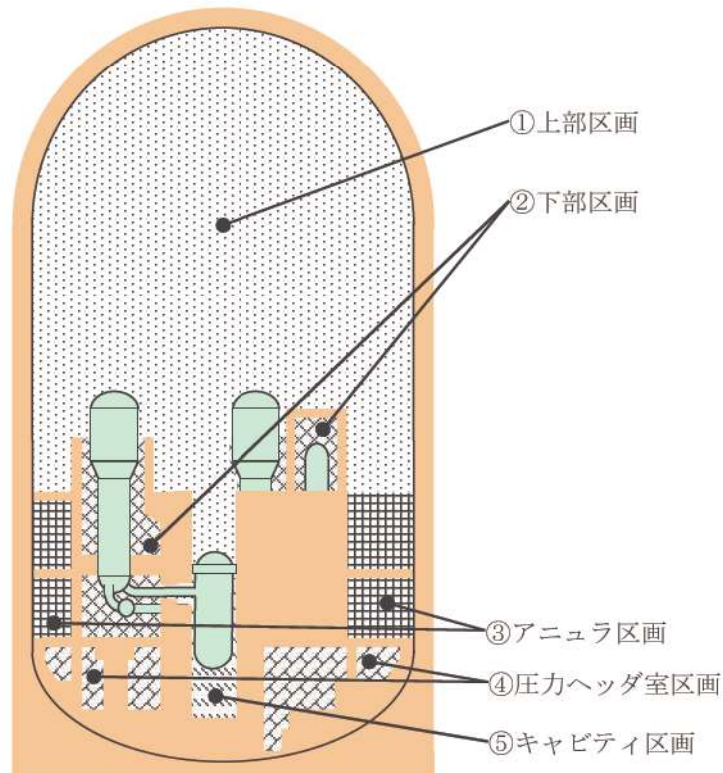


図1 MAAPのノード分割図

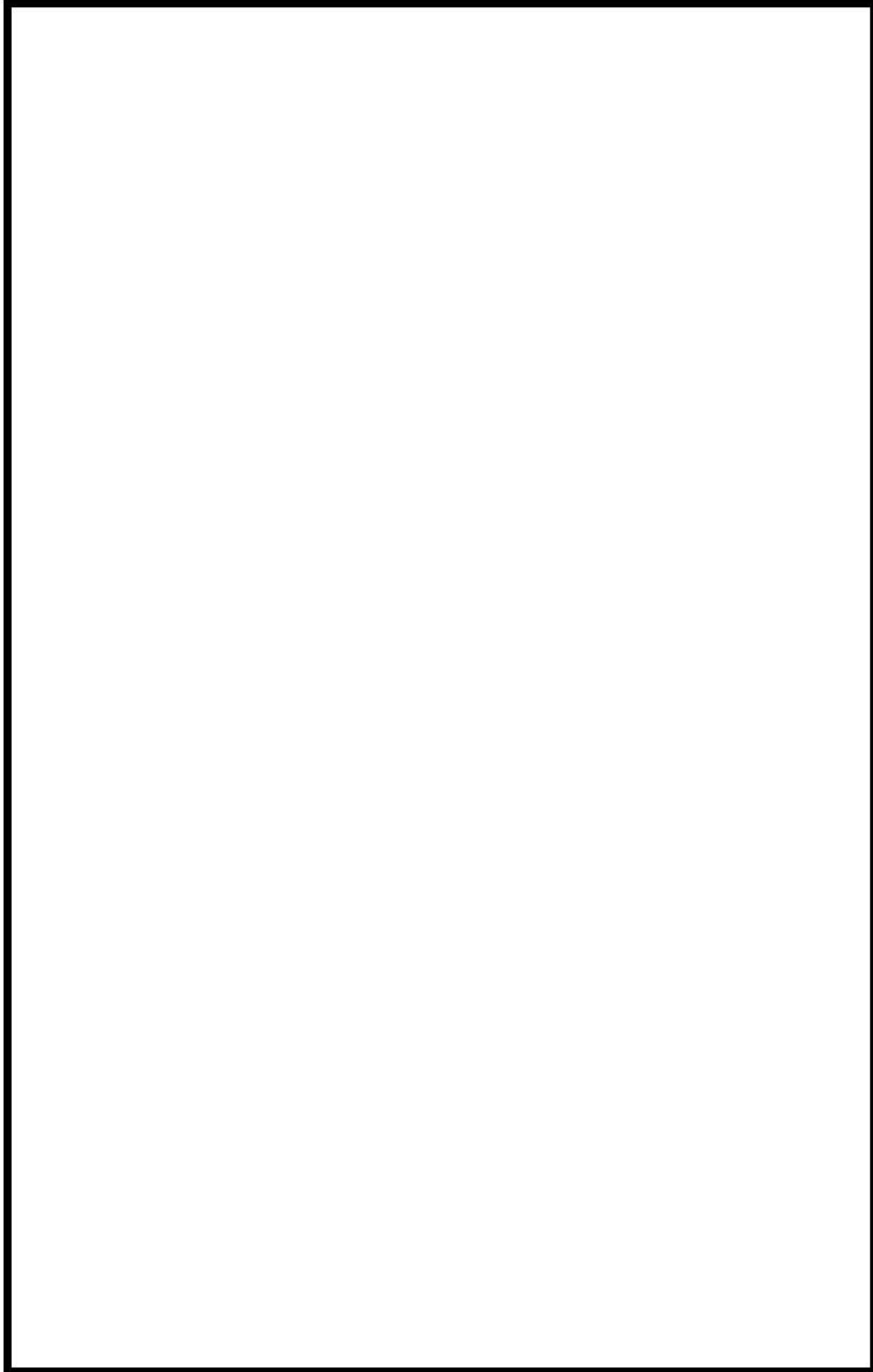



図2 原子炉格納容器ノーディング図

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

炉心溶融開始の燃料温度の根拠について

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

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

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

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

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

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

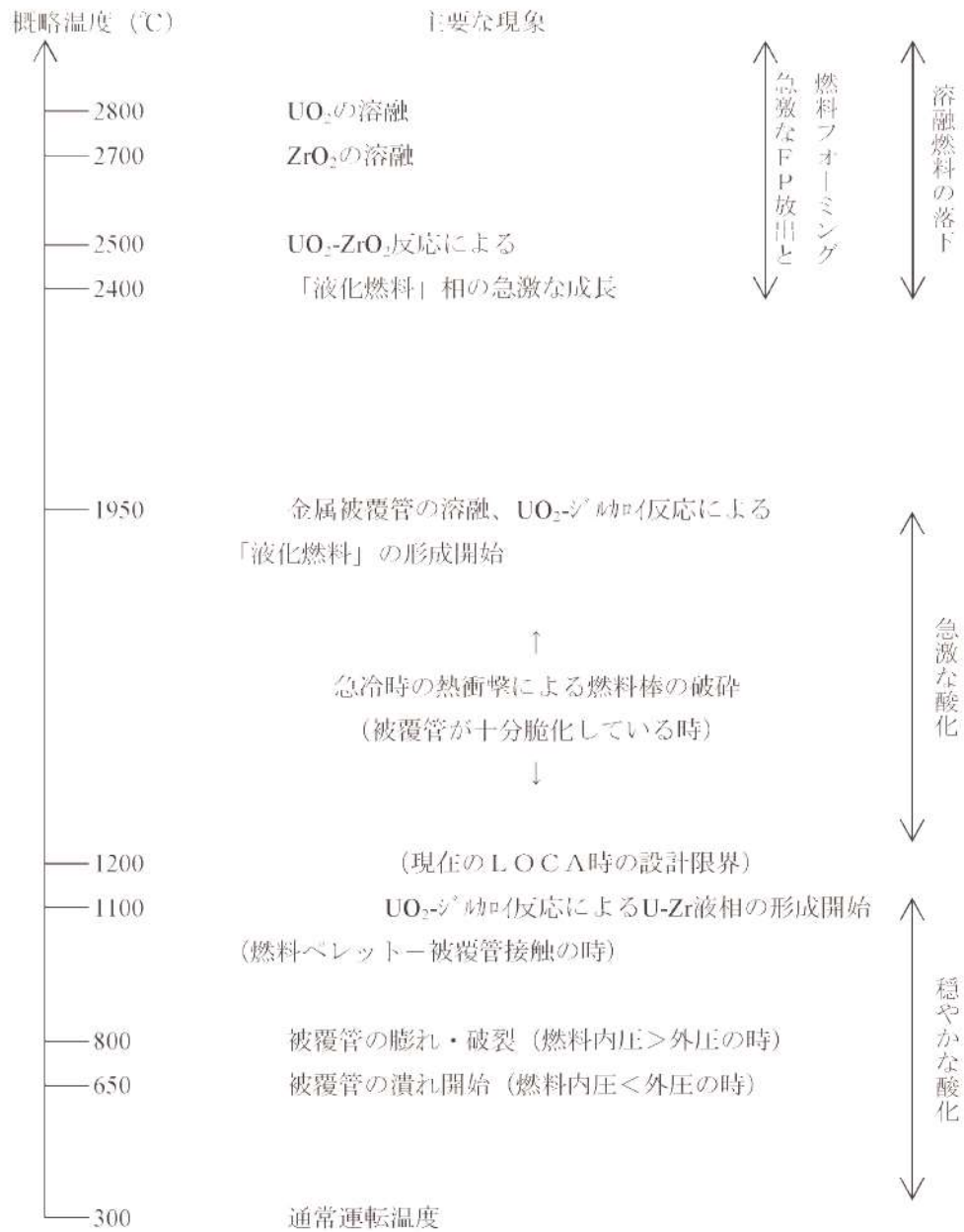


図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]

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

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

表1 システム熱水力解析用データ
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

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

Cs-137 の大気中への放出放射エネルギー評価について

1. 評価事象

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

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

2. 評価条件

2. 1 評価のプロセス

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

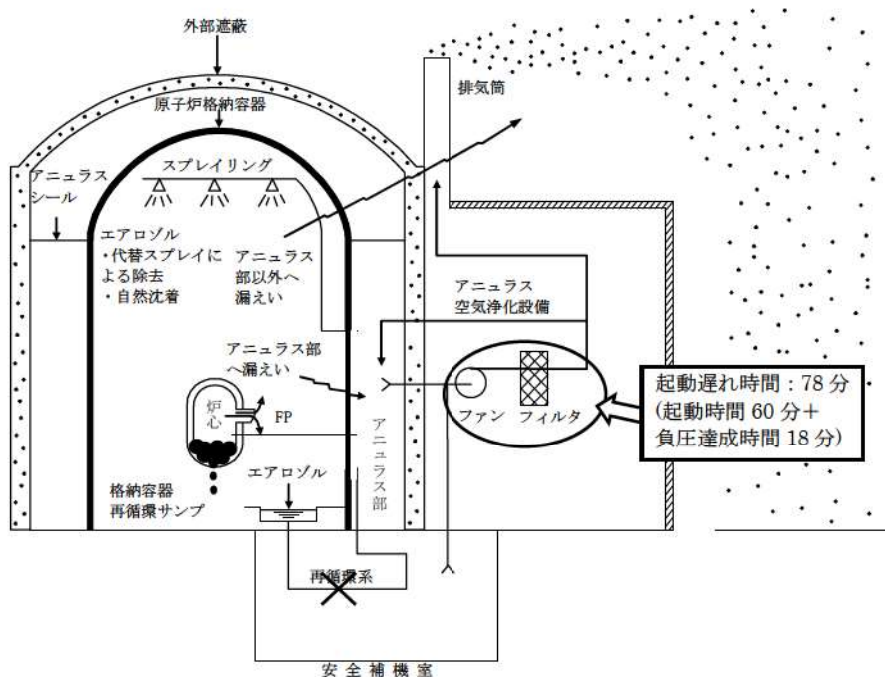


図 1 評価イメージ

図2に示す過程にしたがって、大気中への Cs-137 放出放射エネルギーを算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニュラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射エネルギーを評価する。なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は 10）を考慮する。

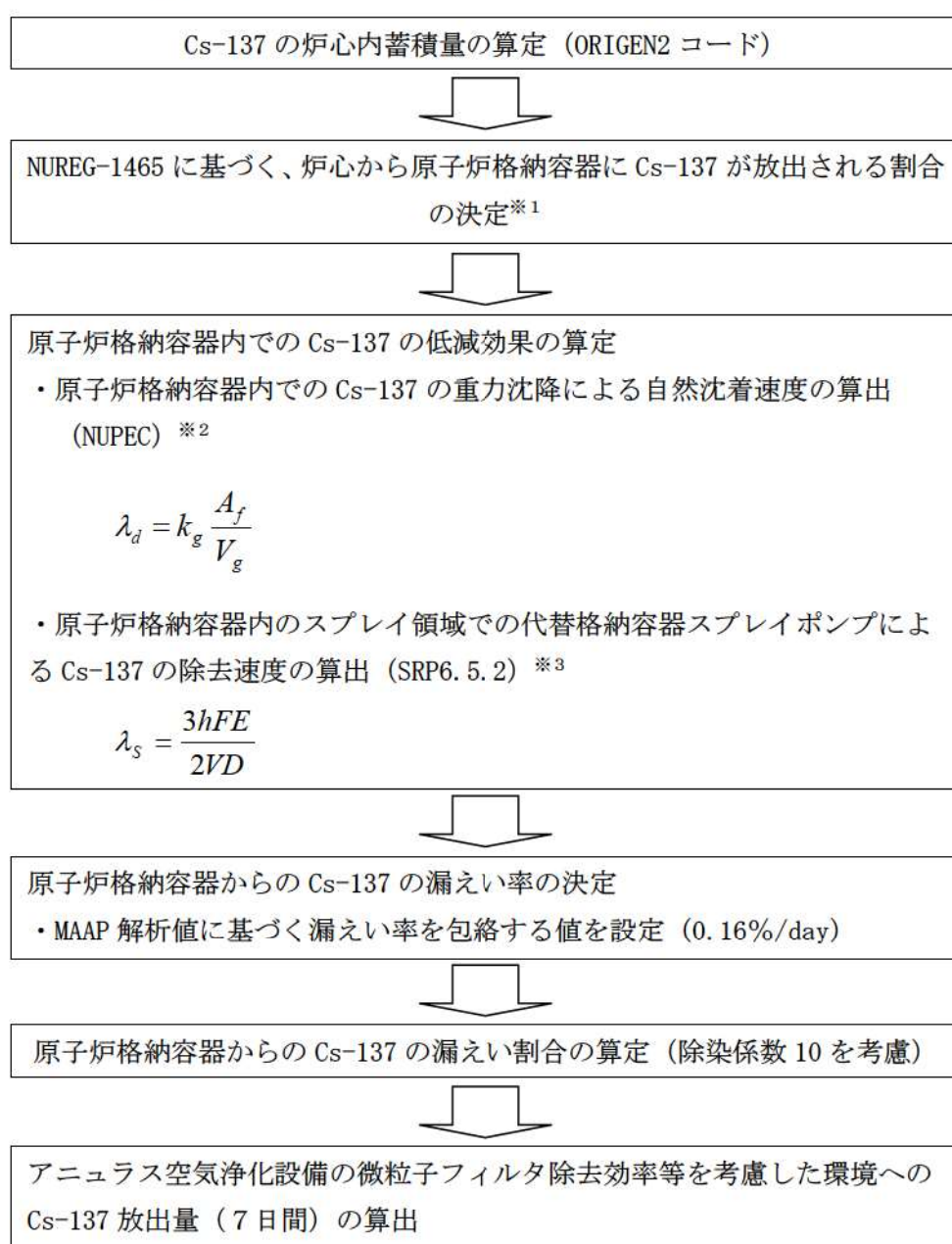


図2 大気中への Cs-137 放出量評価のプロセス

添 7.2.1.1.7-2

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

※2 : 原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPEC による、エアロゾルの重力沈降速度を用いたモデルが検討されており、以下の式から求められる。

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

λ_d : 自然沈着率

k_g : 重力沈降速度

A_f : 原子炉格納容器床面積

V_g : 原子炉格納容器自由体積

※3 : スプレイによる Cs-137 の除去速度を以下の式により算出

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

λ_s : スプレイ除去速度

h : スプレイ液滴落下高さ

V_s : スプレイ領域の体積

F : スプレイ流量

E : 捕集効率

D : スプレイ液滴直径

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

2. 2 評価条件

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

表1 評価条件 (1 / 3)

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

表1 評価条件 (2 / 3)

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

表1 評価条件 (3 / 3) *1

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

*1 ORIGEN2 を用いて算出 *2 Cs-137 の炉心内蓄積量

3. 評価結果

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

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

単位：Bq (GROSS値)

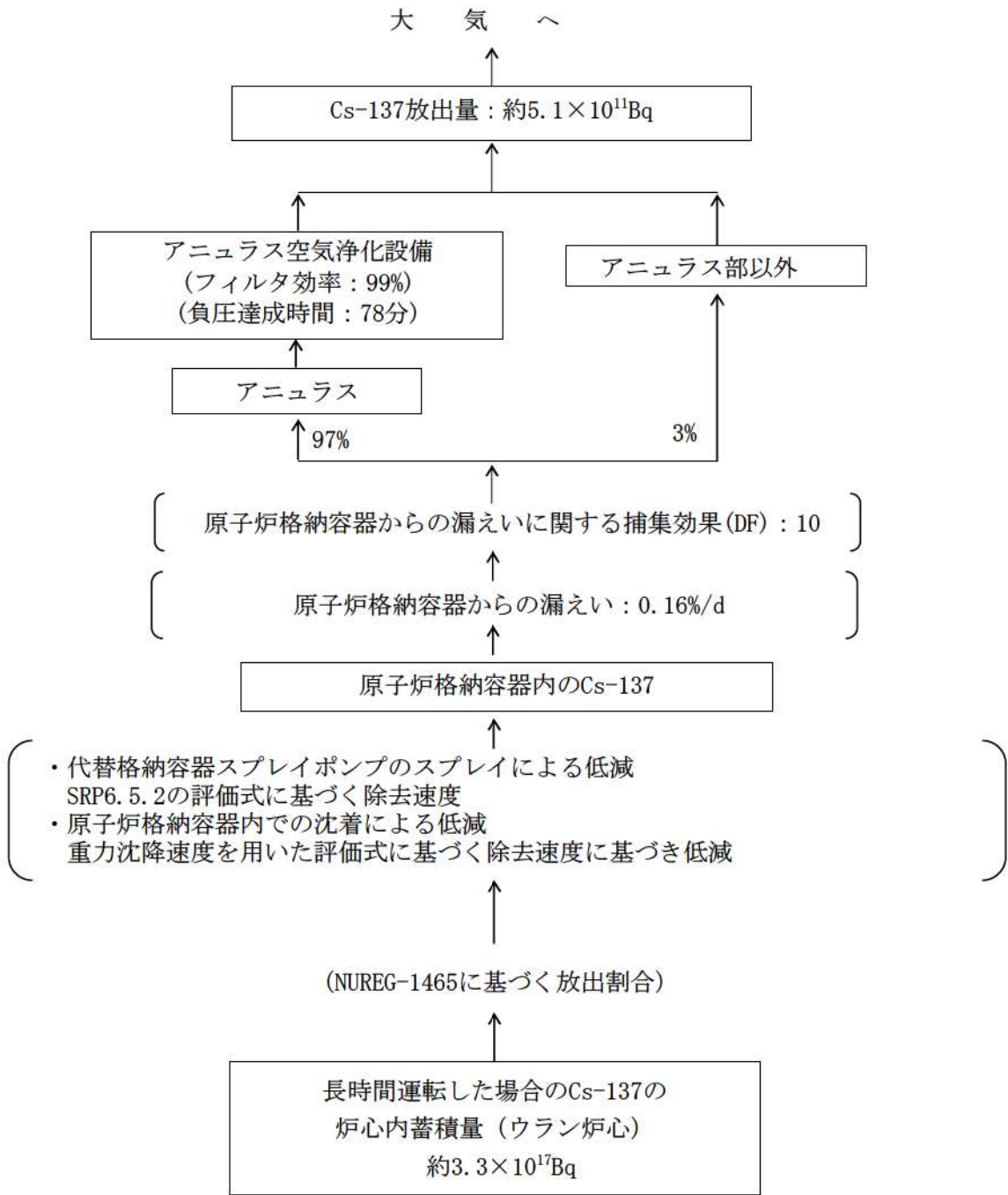


図3 Cs-137の大気放出過程

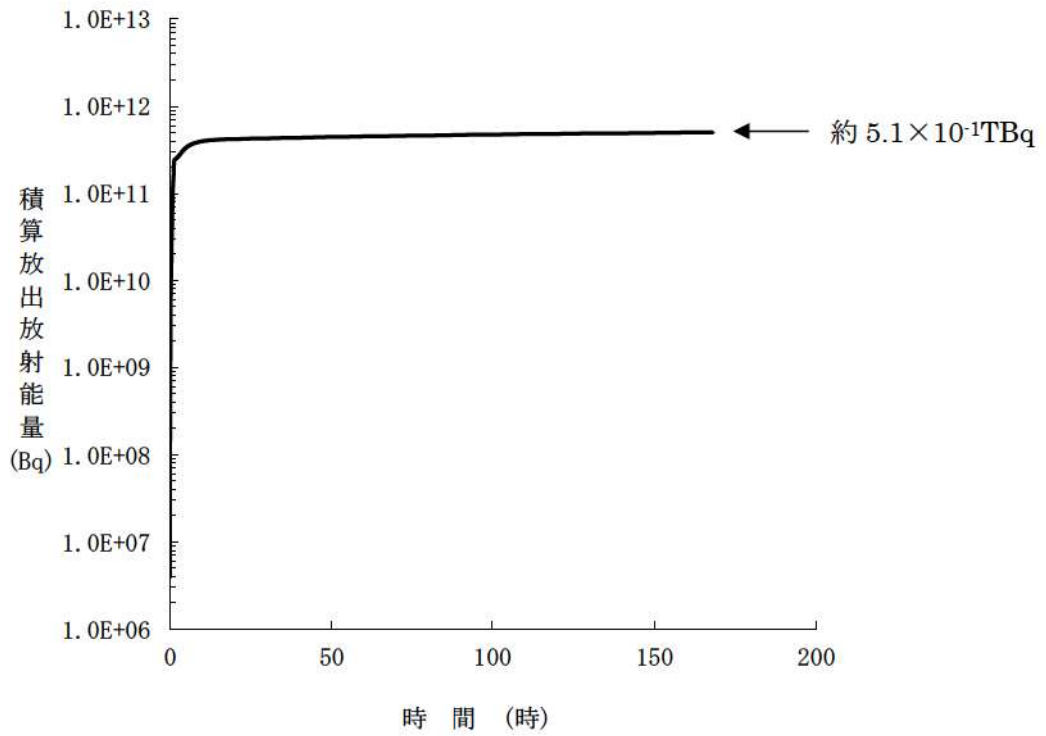


図4 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移 (7日間 (168時間))

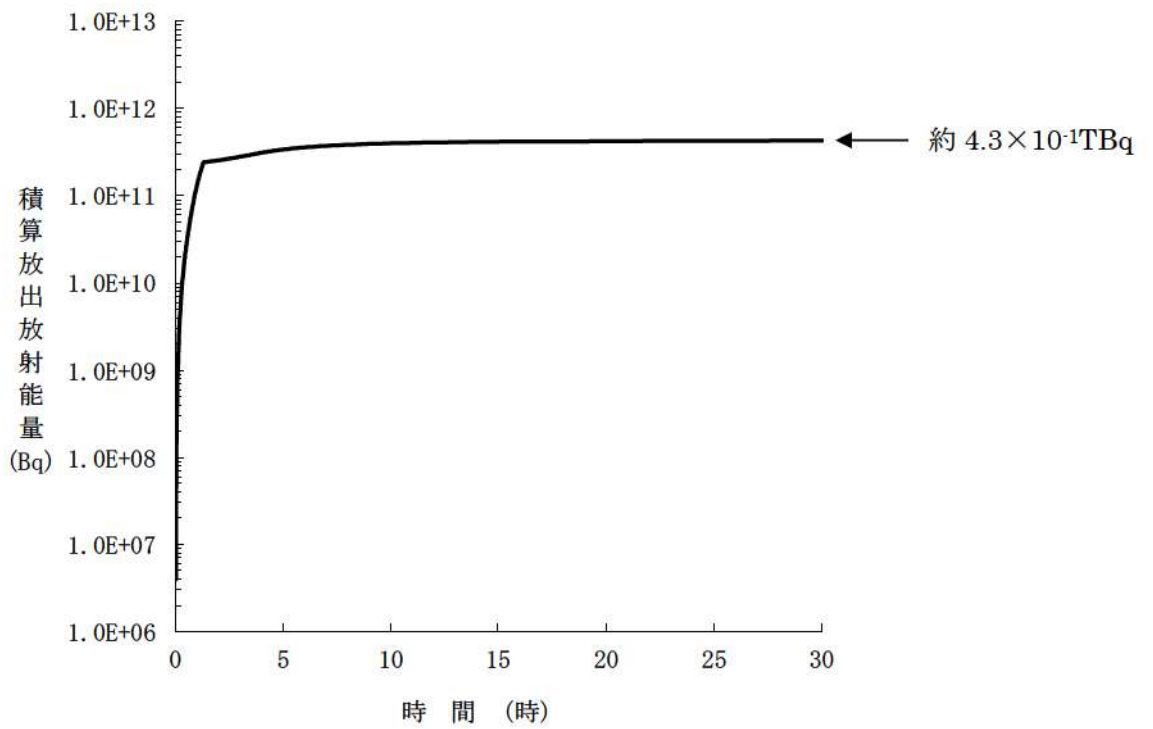


図5 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移 (30時間)

ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較

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

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

表1 主要解析条件

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

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

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

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

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

原子炉運転時間について

(1) 55GWd/t ウラン炉心

55GWd/t ウラン炉心のウラン燃料(取替燃料集合体平均燃焼度 49,000MWd/t) に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。

被ばく評価における原子炉の最高運転時間は、以下の式から求めることができる。

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

(2) 55GWd/t-1/4MOX 炉心

55GWd/t-1/4MOX 炉心のウラン燃料(取替燃料集合体平均燃焼度 48,000MWd/t) に対する Cs-137 放出量評価においては、原子炉の運転時間を最高 40,000 時間とし、燃料を 1/4 ずつ取り替えるため、各領域に対しそれぞれ 10,000 時間、20,000 時間、30,000 時間、40,000 時間とする。

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

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

<ウラン燃料>

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

<MOX 燃料>

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

MOX 燃料からの Cs の放出割合について

MOX 燃料からの Cs の放出挙動については、国内では旧原研の VEGA 実験（添付-1）にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態（約 3,100K）では、燃料ペレットからほぼ全量の Cs が放出されるものとしており、また、ウラン燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている⁽¹⁾⁽²⁾。VEGA 実験にて得られた、PWR 燃料、BWR 燃料、MOX 燃料（ふげん）に対する、燃料ペレットの温度と Cs 放出割合の関係を図 1 に、各ペレットの試験条件を表 1 に示す⁽²⁾。

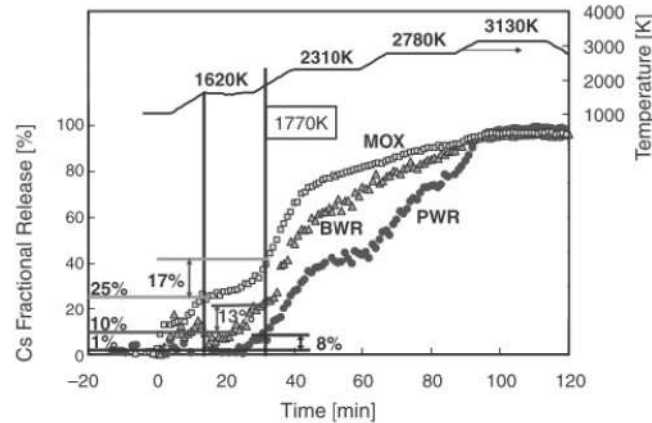


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

図 1 各燃料における Cs の放出挙動

表 1 各燃料ペレットの試験条件

Table 1 Specifications of three types of fuel

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

^aNominal values as fabricated

^bAverage temperature during irradiation

この結果を見ると、約 1,800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が、PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度 (Linear heat rate (Average) [kW/m]) については表 1 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1,800K から約 2,800K までの温度領域では、固体内 Cs 拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2,800K 以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または熔融するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。

従って、 UO_2 燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。

ここで、泊発電所 3 号炉における設置変更許可申請書記載の MOX 炉心の場合、平均線出力密度は MOX 燃料も UO_2 燃料も変わりなく、約 17.1 kW/m であるため、MOX 燃料ペレットの温度についてもほぼ UO_2 燃料ペレットと同等と考えられることから、条件の近い VEGA 実験における PWR- UO_2 燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と UO_2 燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。

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

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

表 2 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、高圧シーケンス)

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

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

表 3 燃料から原子炉容器への放出割合⁽²⁾ (PWR、低圧シーケンス)

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

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

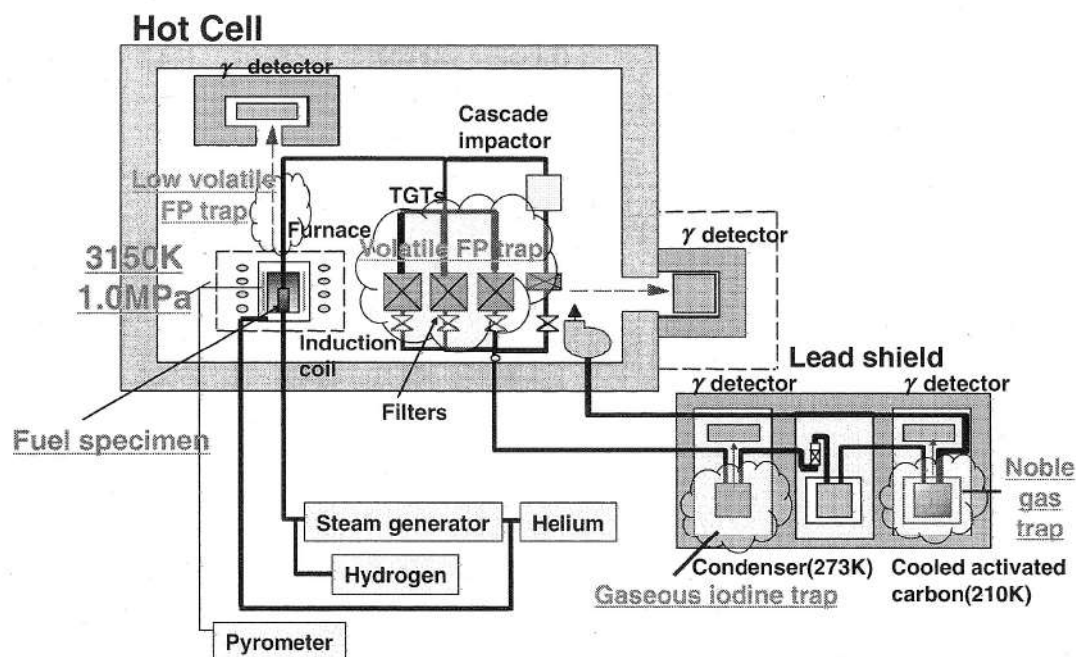
(1)Akihide HIDAHA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)

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

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

VEGA 実験の概要について

実験体系



実験方法

供試体（ペレット）を 2,773K から 3,123K まで加熱し、放出された FP を水蒸気 / He で下流側に送って γ 線計測を実施し、FP 放出割合を算定。

燃料の緒元

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

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを表 1 に示す。

表 1 NUREG-1465で対象としているシーケンス

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D- δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D- β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について表 2 のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

表 2 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

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

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

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、表3のとおりとなる。

表 3 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	0～約19分	約19分～約1.6時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202²(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第4章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心平均燃焼度50GWd/tを対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、参考1の表6及び表7に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けてい

² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

る。

なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128³)

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、参考1の表8及び表9に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。表4にそれらのデータを整理した。

表4 全放出期間での原子炉格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、MOX燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t

³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、燃料棒最高燃焼度はウラン燃焼で61GWd/t、MOX燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の原子炉格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。

2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を表 5 に、また、比較方法を図 1 に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射エネルギー評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。

表5 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較※1

	希ガス類	ヨウ素類 ※2	Cs類※2	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
MAAPコードによる評価	CV内への放出割合	9.6×10^{-1}	9.2×10^{-1}	8.0×10^{-1}	3.4×10^{-2}	7.2×10^{-2}	2.3×10^{-3}	3.9×10^{-4}
	CV外への放出割合	9.6×10^{-3}	1.9×10^{-5}	1.5×10^{-5}	6.9×10^{-7}	1.3×10^{-6}	4.7×10^{-8}	7.4×10^{-9}
今回の評価	CV内への放出割合	1.0×10^0	7.5×10^{-1}	3.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	5.0×10^{-3}	5.5×10^{-3}	5.2×10^{-3}
	CV外への放出割合	1.1×10^{-2}	3.6×10^{-4}	8.0×10^{-5}	3.2×10^{-5}	1.3×10^{-6}	1.4×10^{-6}	1.4×10^{-6}

※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

※2 Csのように複数の化学形態 (CsOH、CsIグループ) を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。

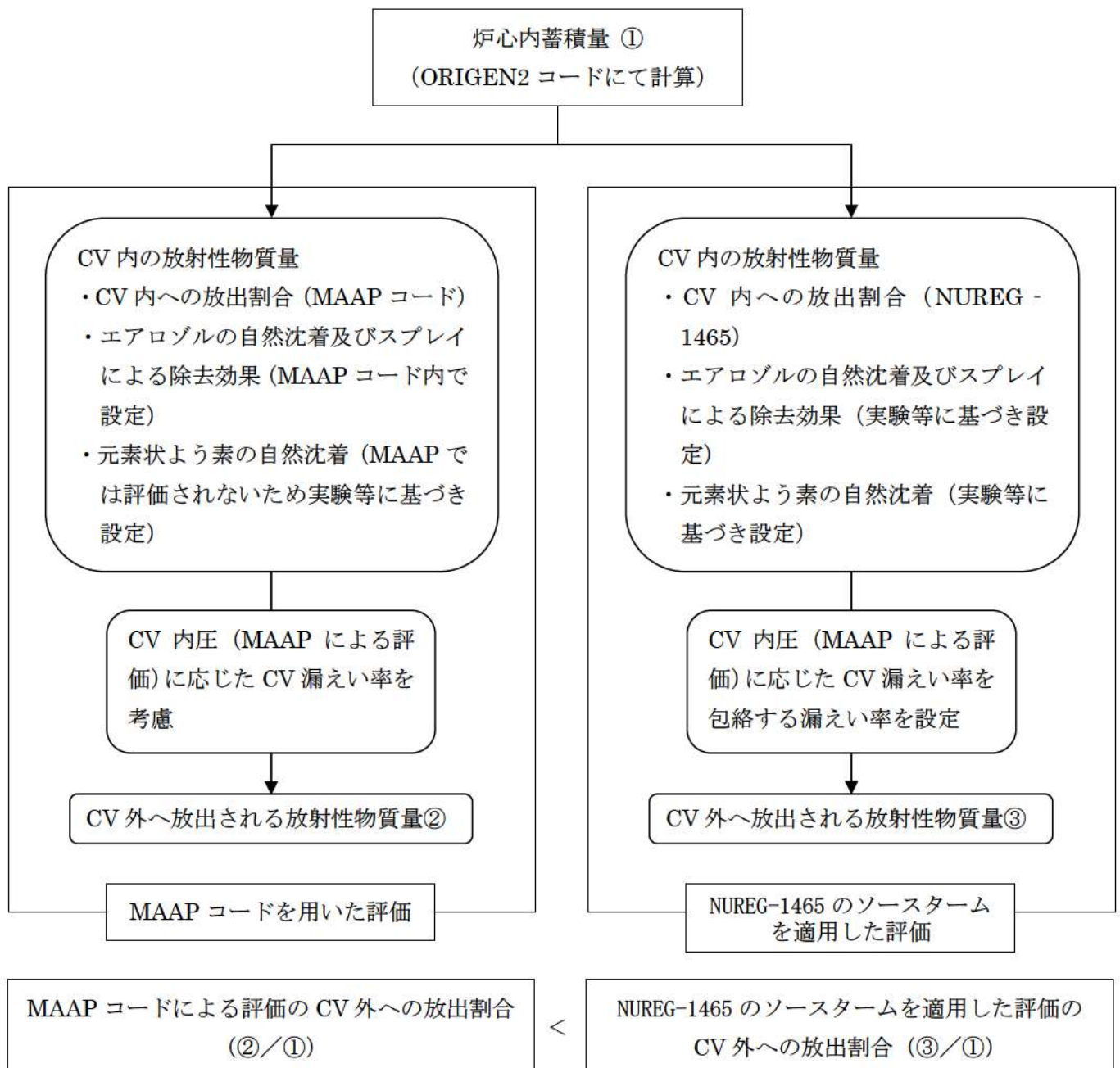


図1 MAAP コードによるソースターム解析をした評価方法と本評価による放出量の比較方法

表6 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)²

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ⁴ NE (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group ⁵)	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

² Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

Footnotes to Table 3.1

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

表7 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment²

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.05; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; NE; 0
Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.001	NE; NE; NE; 0.001; 0.001	NE; NE; NE; NE; 0
Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.02	NE; NE; NE; NE; 0
Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)	NE; NE; NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

表 8 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

表 9 SAND2011-0128 における原子炉格納容器への放出（MOX 燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁶ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を表 10 に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を表 11 に示す。I-131 等価量換算はハロゲン（ヨウ素類）が約 55%、Ce 類が約 15%、Cs 類が約 12%、La 類が約 12%、その他が約 7%となっており、 γ 線エネルギー 0.5MeV 換算は希ガス類が 91%、ハロゲン（ヨウ素類）が 7%、Cs 類が 2%、その他が約 1%となっている。

なお、MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

表 10 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	寄与割合 (%)
Xe 類	0.0E+00	0
I 類	8.2E+13	55
Cs 類	1.7E+13	12
Te 類	3.8E+12	3
Ba 類	6.1E+12	4
Ru 類	5.9E+11	<1
Ce 類	2.2E+13	15
La 類	1.7E+13	12
合計	1.5E+14	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

表 11 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
(ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算)

核種グループ	放出放射能量 ^(注1、2) (Bq)	寄与割合 (%)
Xe 類	8.7E+15	91
I 類	6.7E+14	7
Cs 類	1.7E+14	2
Te 類	3.1E+13	<1
Ba 類	1.7E+13	<1
Ru 類	9.9E+11	<1
Ce 類	1.1E+12	<1
La 類	2.9E+12	<1
合計	9.5E+15	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

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

このモデルの概要を以下に示す。

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

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

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

k_g : 重力沈降速度 (m/s)

A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²)

V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³)

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

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

r_p : エアロゾル半径 (m)

ρ_p : エアロゾル密度 (kg/m³)

ρ_g : 気体の密度 (kg/m³)

g : 重力加速度 (m/s²)

μ_g : 気体の粘度 (Pa・s)

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

表1 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
CV 床面積 (m ²)	1250	設計値
CV 自由体積 (m ³)	65500	設計値
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g (Pa・s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

(参考)

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

(1) 自然沈着

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

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

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

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

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1/s)$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

スプレーによるエアロゾルの除去速度の設定について

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

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

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレー効果の式

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

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

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

λ_s : スプレー除去速度 [h^{-1}]

h : スプレー液滴落下高さ [m]

V : スプレー領域の体積 [m^3]

F : スプレー流量 [m^3/h]

E : 捕集効率 [-]

D : スプレー液滴直径 [m]

2. スプレー効率 (E/D) の設定について

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

今回の評価では、 E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

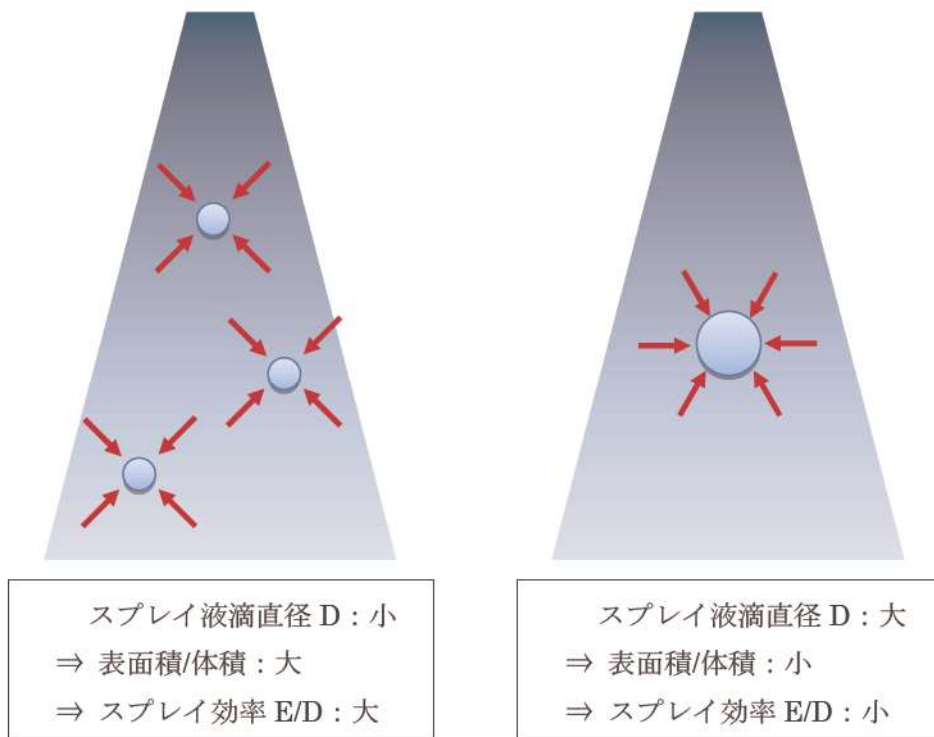


図 スプレー効率について

(1) NUPEC 試験

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

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

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

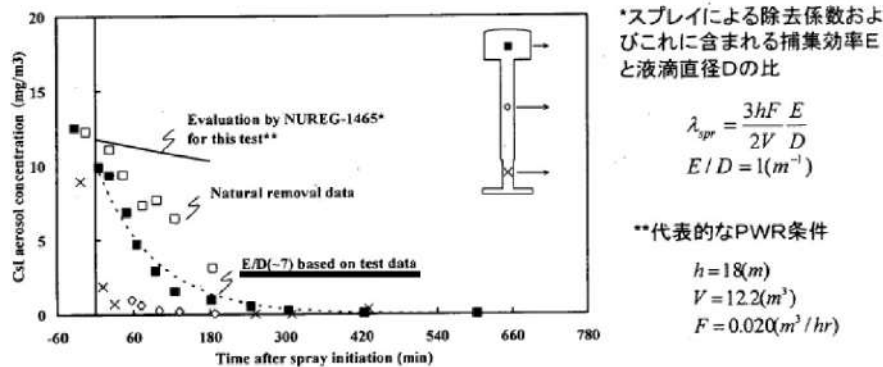


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所3号炉への適用

泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 [m⁻¹]としている。

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

PCCV プラントと泊発電所3号炉では、シビアアクシデント時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレー効率に与える影響は小さいのに対し、スプレー粒径Dは大きく影響を与えることがわかる（添付1参照）。

よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 [m⁻¹]を適用するためには、スプレー粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。

スプレー粒径については、スプレーノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレー粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレーポンプ流量 100m³/h が必要である。今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレー流量 140m³/h (> 100m³/h)であり、スプレー粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7 を適用することは妥当である。

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

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

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

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

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

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

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H_3BO_3 in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H_3BO_3 in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H_3BO_3 in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

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

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

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

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

原子炉格納容器漏えい率の設定について

Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

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

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

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

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

L: 漏えい率

Ld: 設計漏えい率

ΔP: 原子炉格納容器内外差圧

ρ: 原子炉格納容器内密度

d: 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す

t: 添え字“t”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

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

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

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

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

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

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

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

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

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

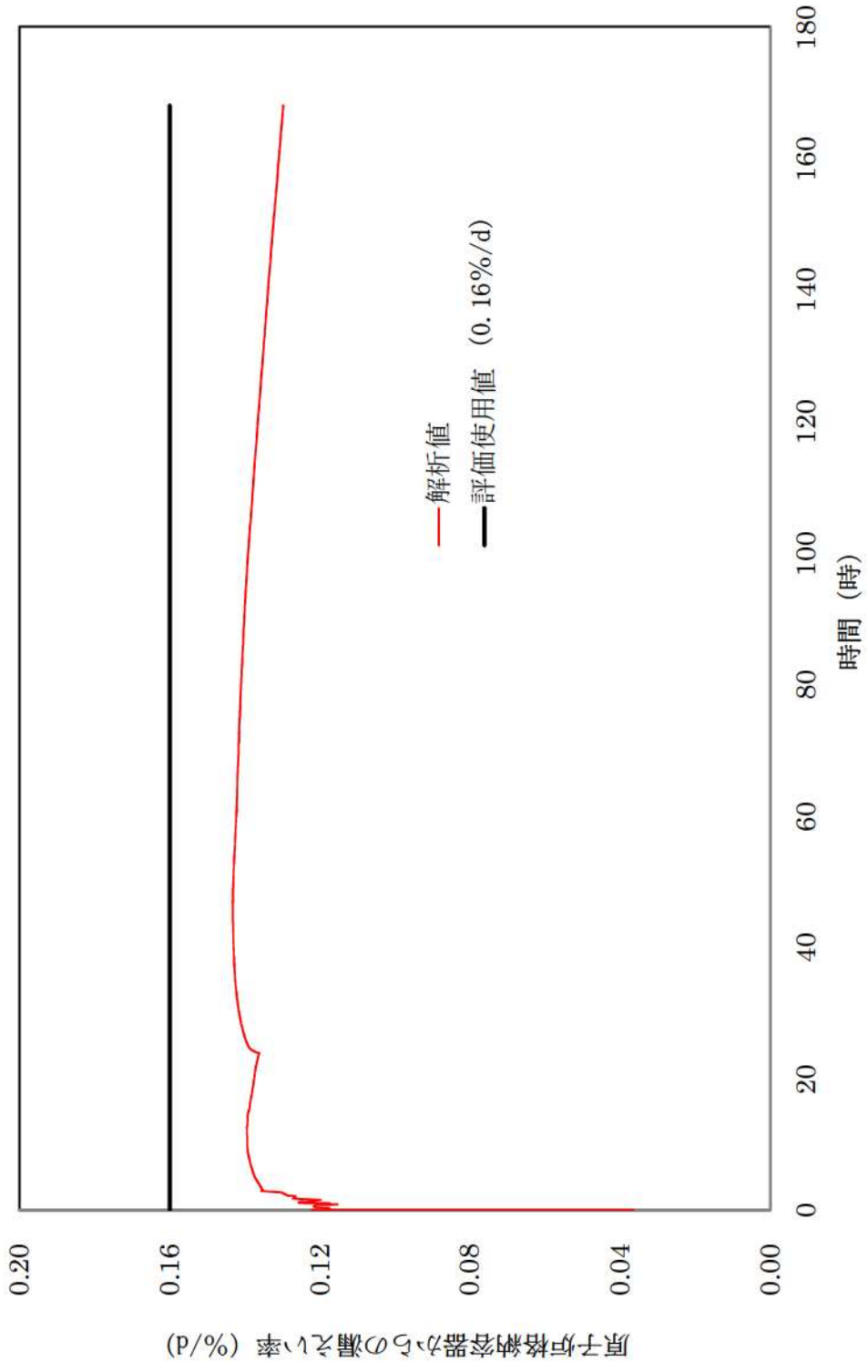
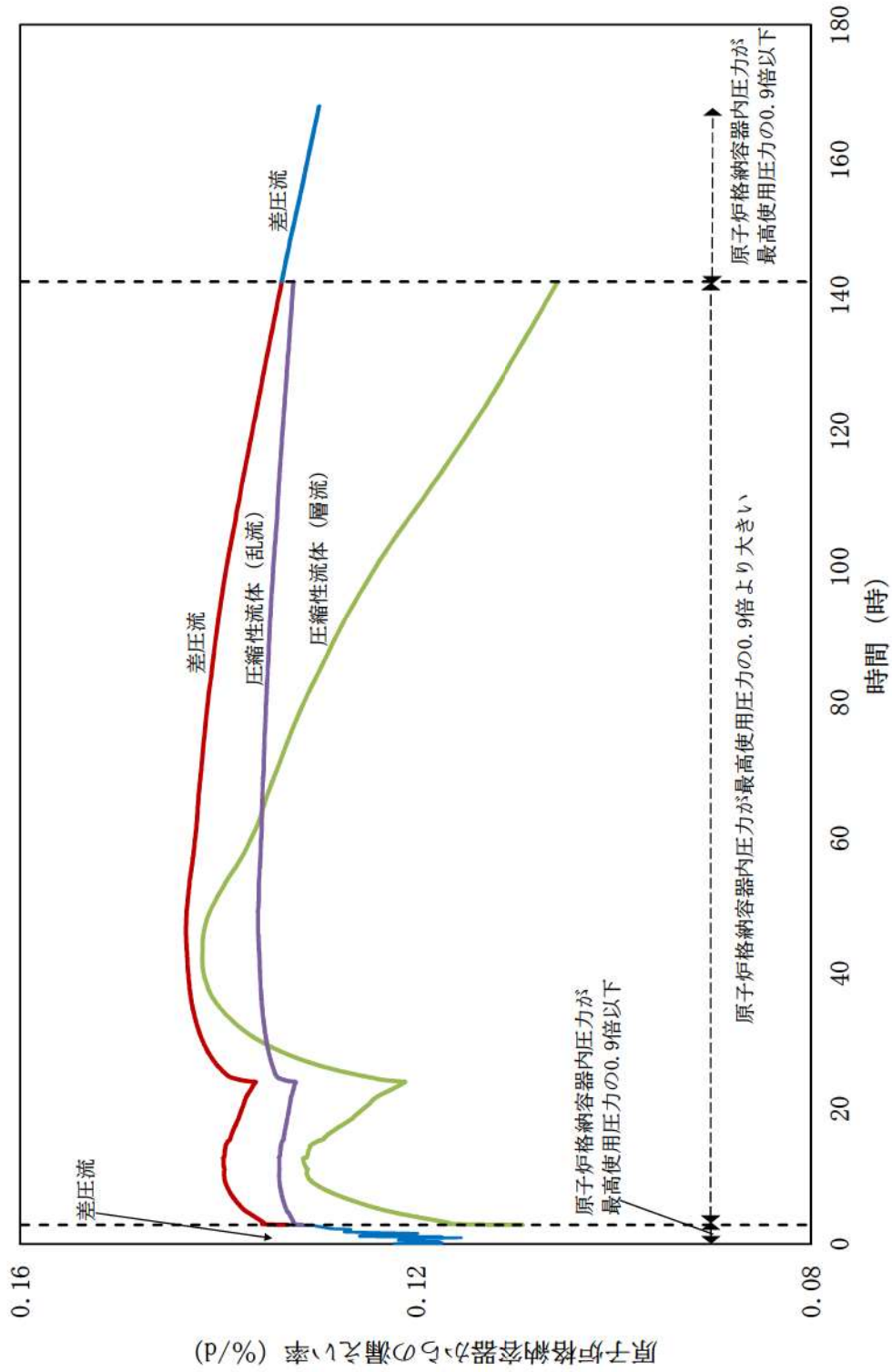


図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



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

図2 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)

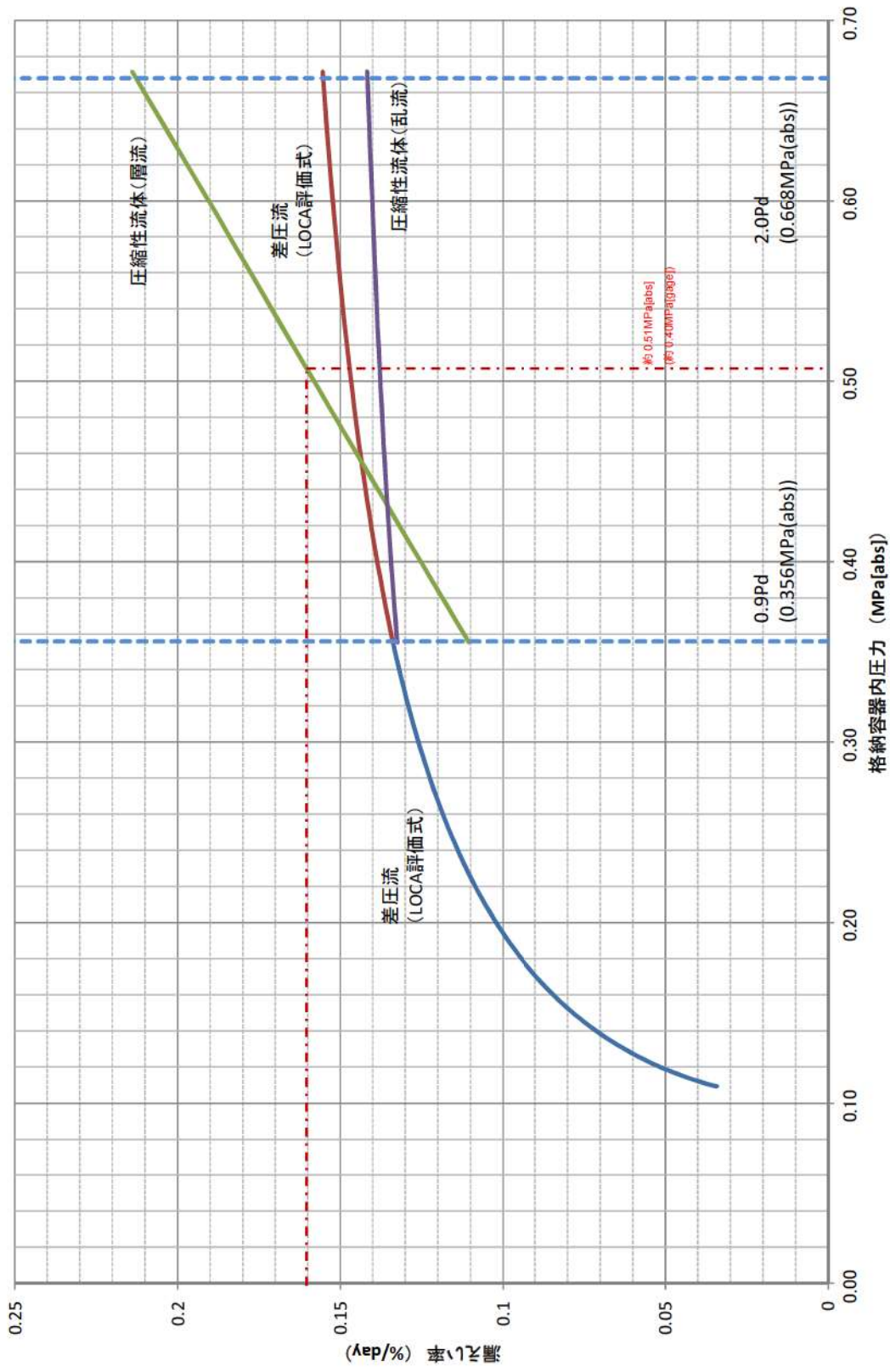


図3 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が99.97%以上であることを確認している。

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

a. 温度及び湿度条件について

放出放射エネルギー評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内温度は最高で120℃程度までの上昇であるため、アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

b. 保持容量について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kg/台（6枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。（表1参照）

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（表2及び図1参照）

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

表1 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

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

表2 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

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

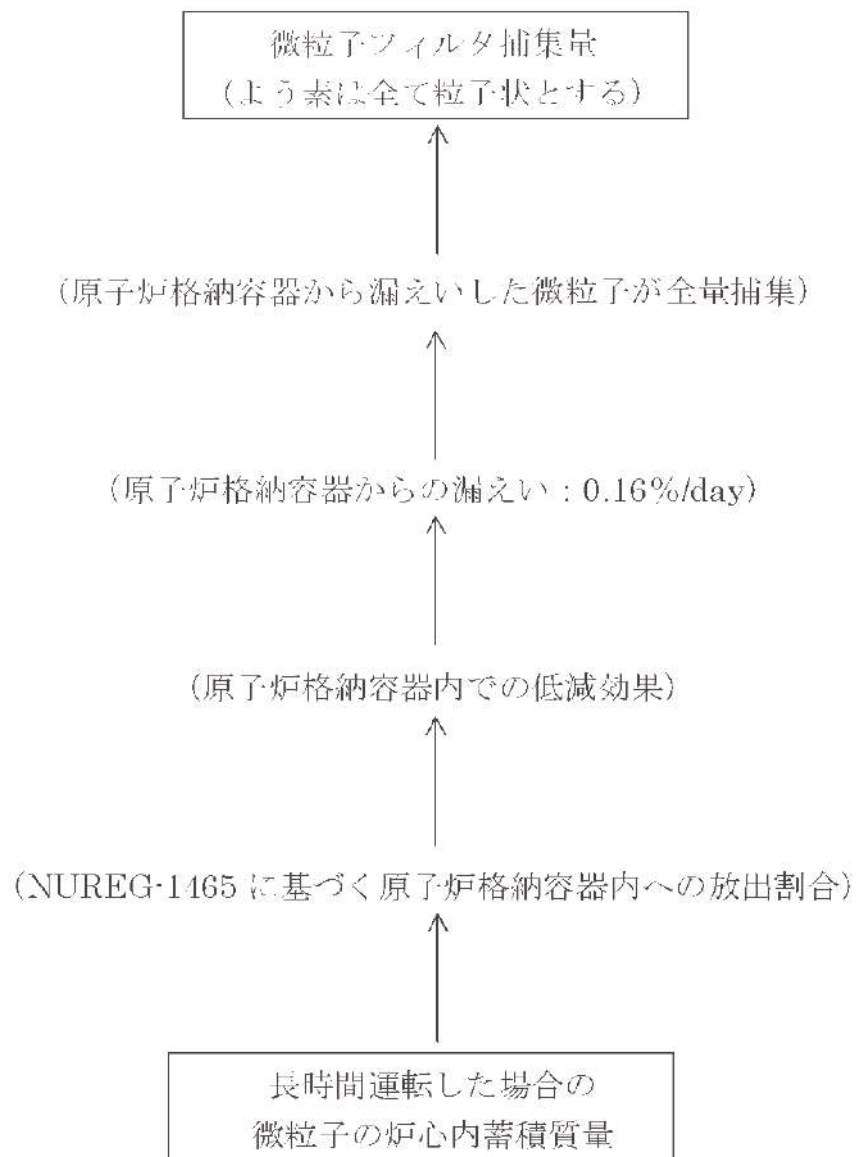
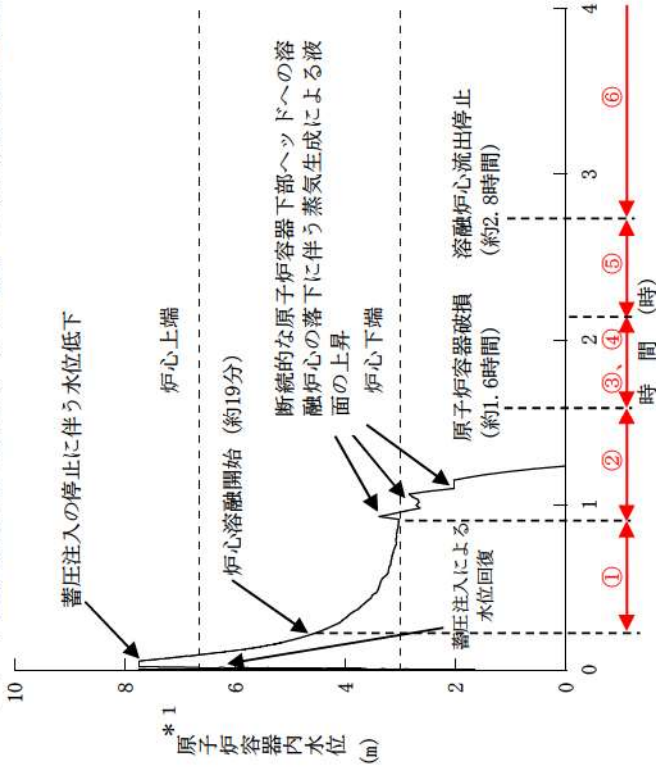


図1 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果に
おける燃料挙動について

格納容器過圧破損（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）及び格納容器過温破損（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）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。

1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動



添 7. 2. 1. 1. 13-2

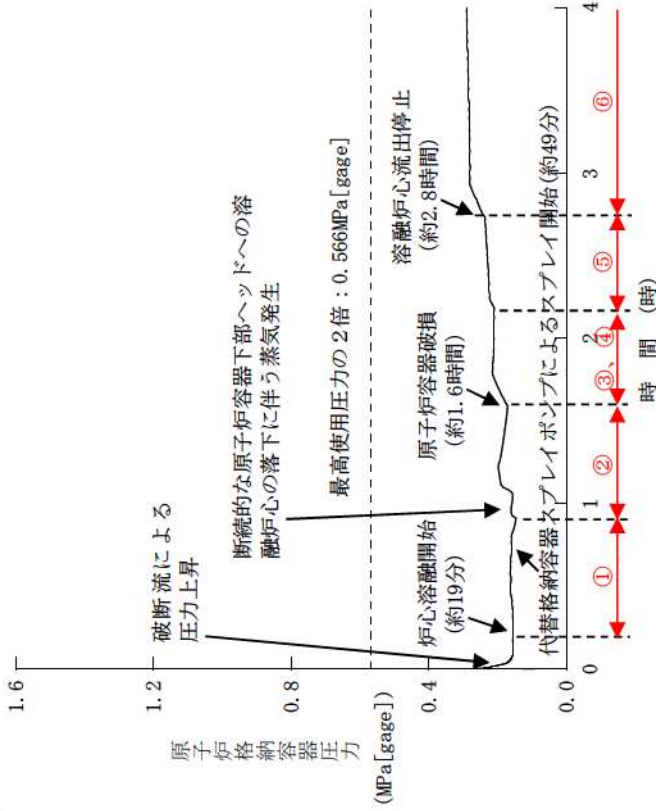


図 2 原子炉格納容器圧力の推移

図 1 原子炉容器内水位の推移

* 1 : 1 次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

<p>① 中央部分から炉心溶融が始まり、クラスタの形成・消滅を繰り返しながら、下方向・横方向にリロケーションが起こる。溶融部上部の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p>	<p>② 炉心溶融が進み、炉心支持板の隙間から下部ブレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は水との反応によりエントレイン*2され、大部分は下部ブレナムに堆積し、溶融プールを形成する。</p>	<p>③ 原子炉容器の破損により原子炉下部キャビティへのデブリが落下する。落下するデブリの表面はエントレイン*2され、残りは原子炉下部キャビティ床面に堆積する。</p>	<p>④ 溶融炉心は計装案内管より低い下部ブレナム部分に堆積し、残りはキャビティ床に平板状に堆積し、溶融プールを形成する。</p>	<p>⑤ 下部ブレナム底部の破損が発生し、原子炉下部キャビティ床面への落下量が増加する。</p>	<p>⑥ 最終的に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下する。</p>
---	---	--	---	--	---------------------------------------

* 2 : 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと

2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「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」の解析結果における燃料挙動

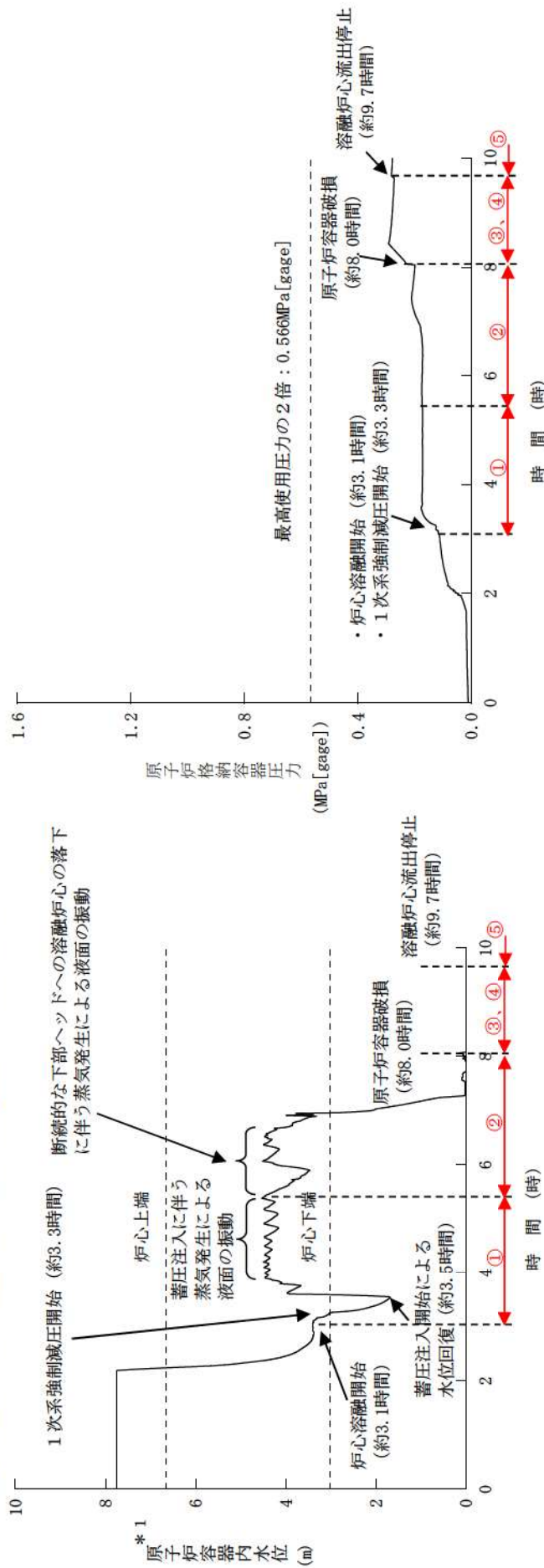
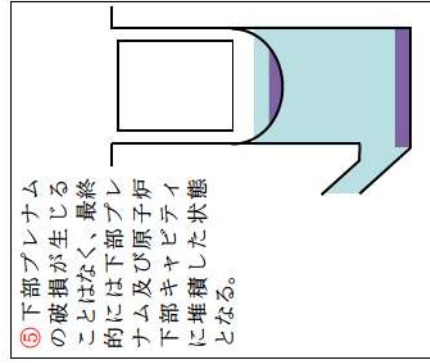
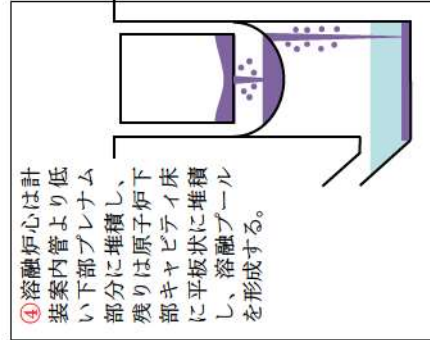
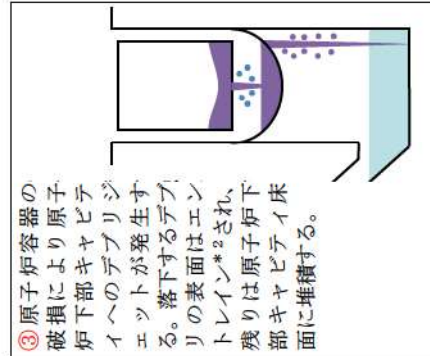
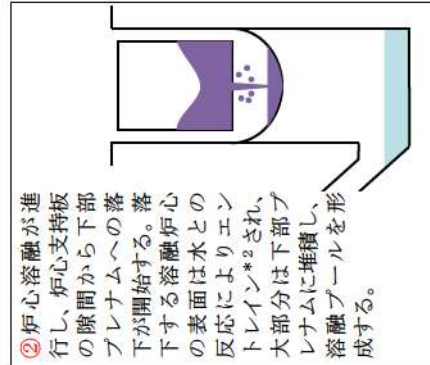
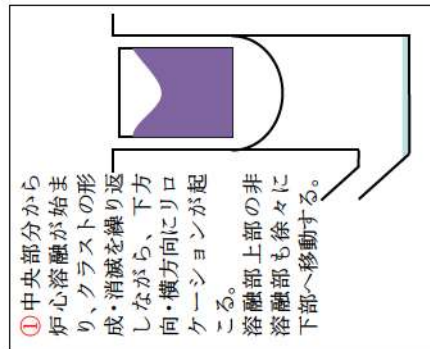


図3 原子炉容器内水位の推移

*1: 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示



*2: 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと

3. MAAP 上の燃料のリロケーションモデルについて

MAAP の溶融燃料挙動モデルについては、TMI 事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、泊 3 号炉についても適用できる。

MAAP では、炉心を R-Z の 2 次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。

まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。膜流は、円柱状の燃料棒の外側の膜状の流れであり、溶融炉心の膜流の厚さ・膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。管流の場合は、当該ノードの溶融炉心の縦方向の厚さ、溶融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。

次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、溶融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。

リロケーション後は、各ノードについて溶融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、溶融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。

溶融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の溶融炉心の堆積厚さから計算する。落下する溶融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。

さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「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」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。

4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について

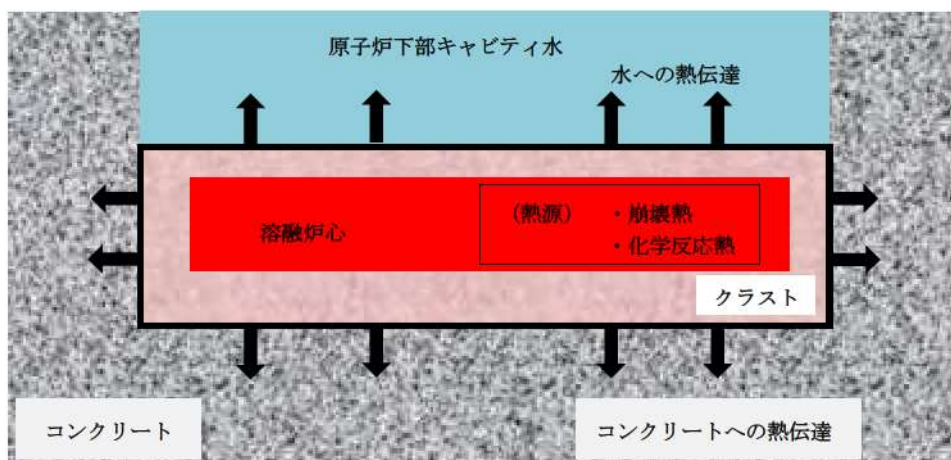
下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。

溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。

溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。

このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。

ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。



(参考) 溶融炉心の熱伝達イメージ図

5. 原子炉容器に残存した溶融燃料の冷却について

格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の溶融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティ室へ落下する。溶融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティ室へ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の溶融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。

今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の原子炉格納容器内への放出に伴い原子炉格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心溶融開始後30分の時点から開始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及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、溶融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。

(1) 溶融炉心の移行挙動

図5～7の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、溶融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティ室へ落下している。

また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図6に示すとおり、事象後期においても一部の溶融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。

(2) 溶融燃料の冷却及び原子炉格納容器の状況

・溶融燃料が原子炉容器内に保持されている期間

炉心部或いは下部プレナムにおける溶融炉心と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が原子炉格納容器内に放出される。これにより、原子炉格納容器圧力は上昇するが、原子炉格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。

・原子炉容器破損（溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下）後

溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティ室へ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティ室に形成された水プールにおいて溶融炉心は冷却される。このため、原子炉下部キャビティ室の雰囲気は飽和蒸気状態となっている。

原子炉下部キャビティ室水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティ室において発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の溶融燃料は冷却される（図9, 10）。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持さ

れる（図 11）。

また、原子炉下部キャビティ室の水位が原子炉容器下部に到達（図 8）することにより、炉内の残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。

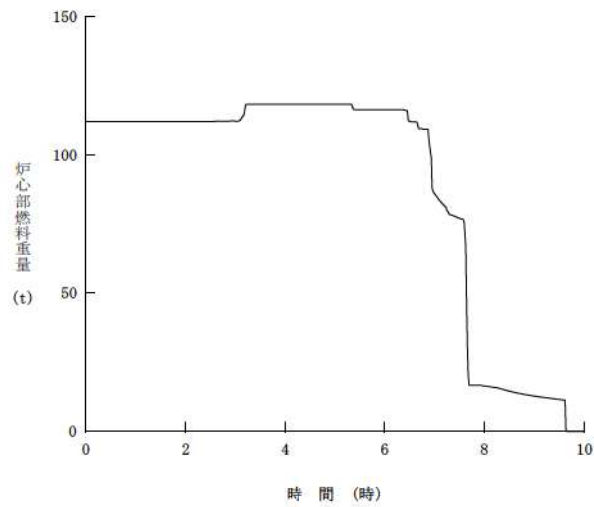


図5 炉心部燃料重量の変化（格納容器過温破損）

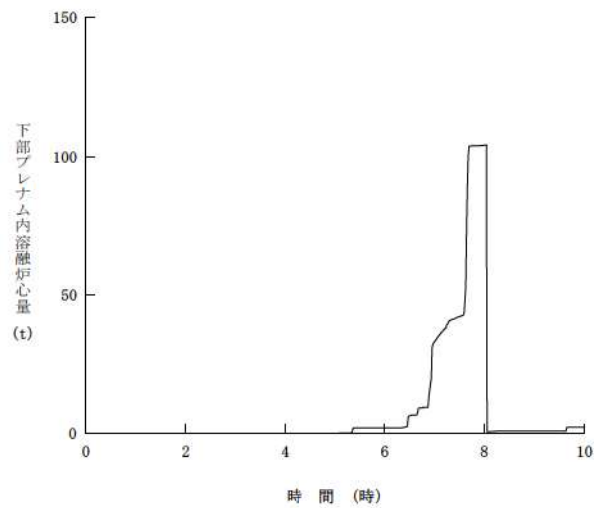


図6 下部プレナム内容融炉心量の変化（格納容器過温破損）

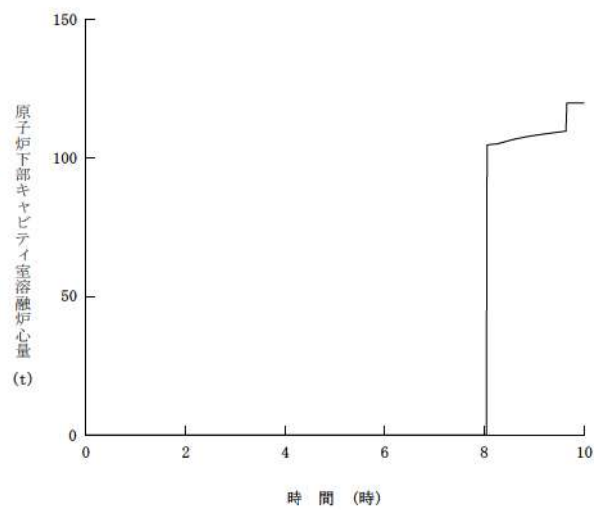


図7 原子炉下部キャビティ室溶融炉心量の変化（格納容器過温破損）

添 7.2.1.1.13-8

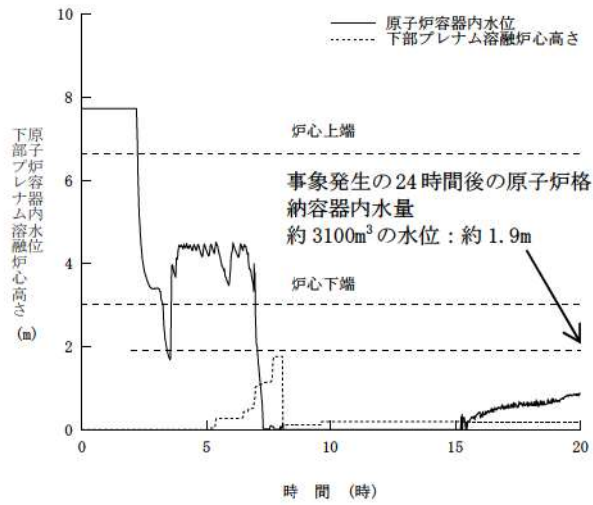


図8 原子炉容器内水位と下部プレナム溶融炉心高さの関係 (格納容器過温破損)

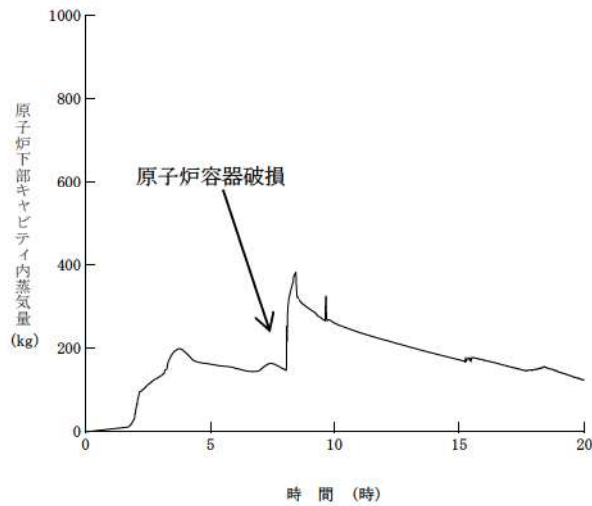


図9 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移 (格納容器過温破損)

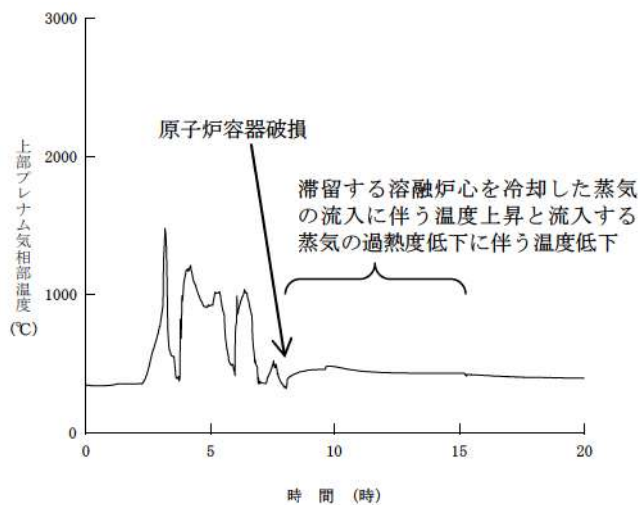


図10 上部プレナム気相部温度 (格納容器過温破損)

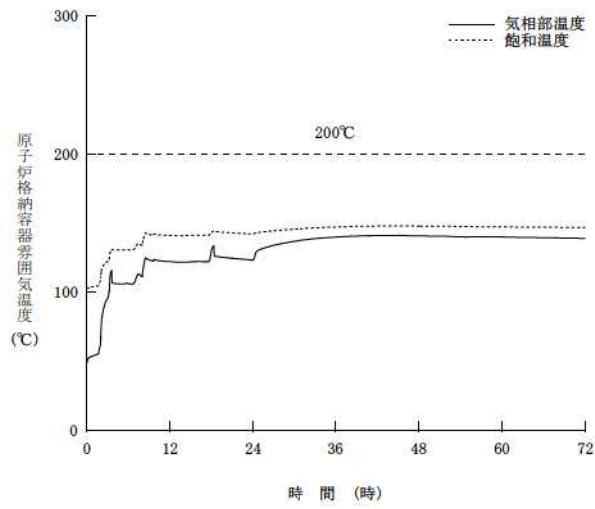


図 11 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較 (格納容器過温破損)

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モード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、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

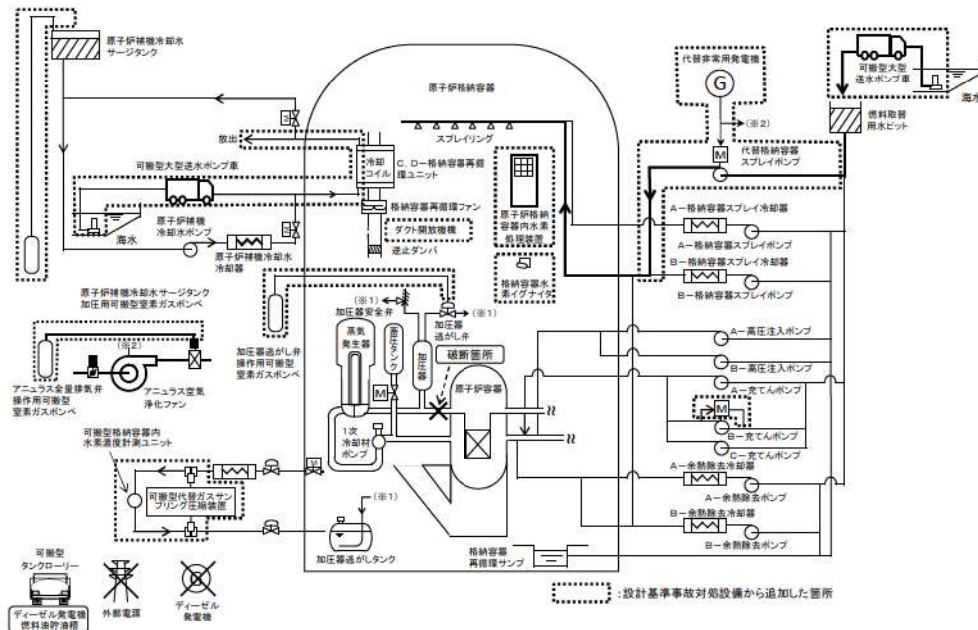


図 1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器スプレイ）

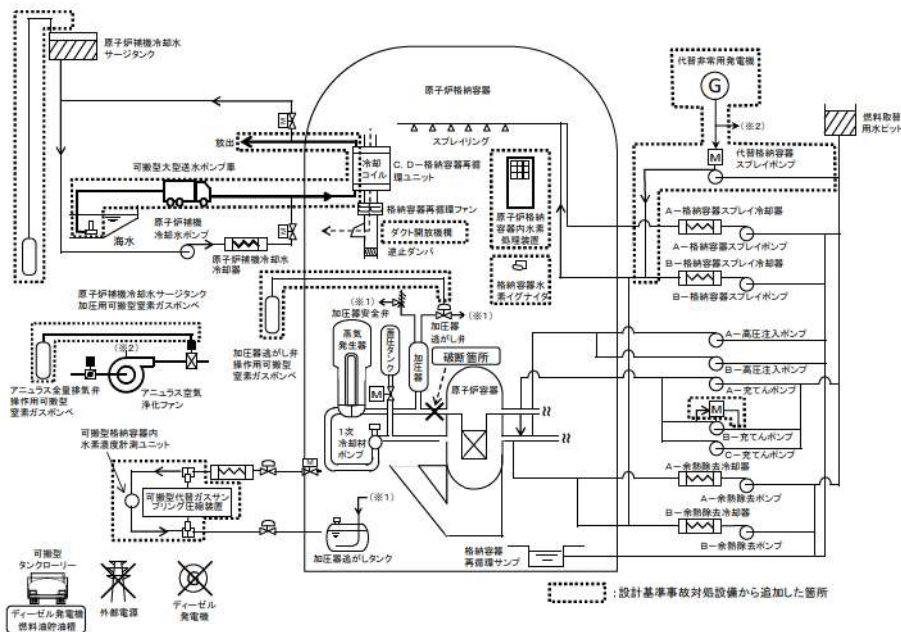


図 2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（格納容器内自然対流冷却）

Cs-137 放出量評価の評価期間について

事故後 7 日間の Cs-137 放出量の推移を図 1 に示す。事故後 78 分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137 の放出率は大きく低下する。

Cs-137 の放出量評価について、事故後 7 日以降の影響を確認するために、事故後 30 日間及び 100 日間の放出量を評価した結果は表 1 のとおりである。評価期間 30 日の Cs-137 の放出量は評価期間 7 日の結果に比べ約 8 % の増加であり、評価期間 100 日としても評価期間 7 日の放出量に比べ約 8 % の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図 2 に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として 7 日まで 0.16%/d、7 日以降を 0.135%/d 一定として評価した。

また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み 0.16%/d で一定としていることから、これを図 3 に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表 2 に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後 7 日間の Cs-137 放出量は約 15% 低減する結果となった。

以上の通り、Cs-137 放出量は、事故発生から 7 日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137 放出量を評価する期間を 7 日とすることは妥当であると考えられる。

表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて

評価期間	Cs-137 放出量 〔 ～7日：0.16%/d一定 7日以降：0.135%/d一定 〕
7日（申請評価）	約 5.1×10^{-1} TBq
30日	約 5.5×10^{-1} TBq (約 1.08 倍) *1
100日	約 5.5×10^{-1} TBq (約 1.08 倍) *1

*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。

表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）

漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d一定 (申請評価)	比(①/②)
Cs-137 放出量	約 4.3×10^{-1} TBq	約 5.1×10^{-1} TBq	0.85

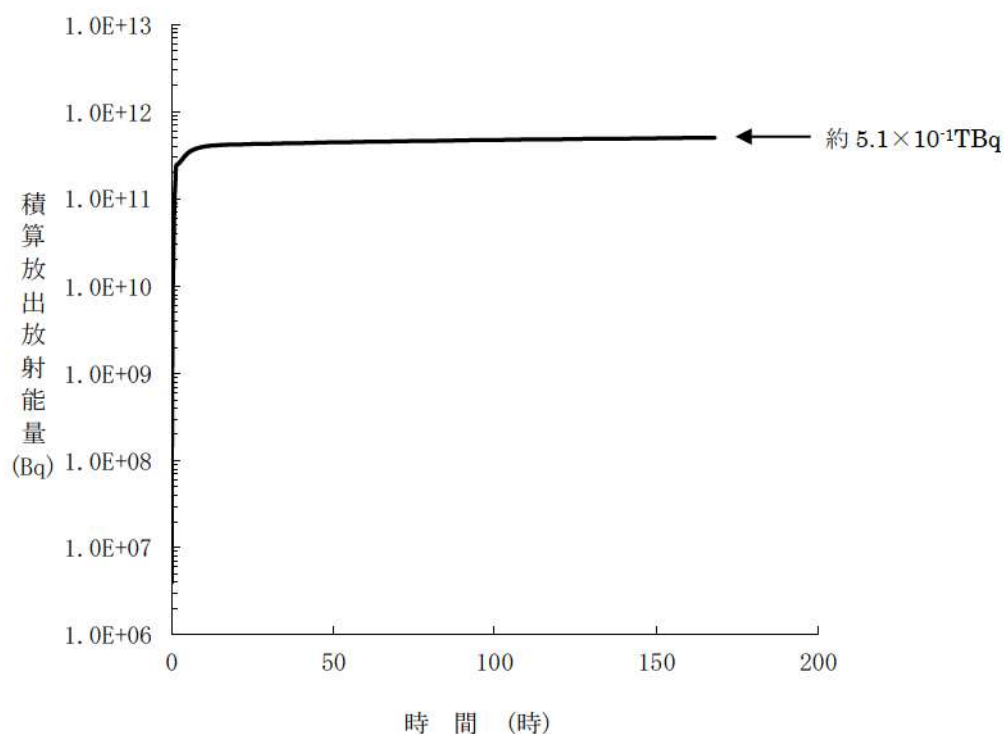


図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）

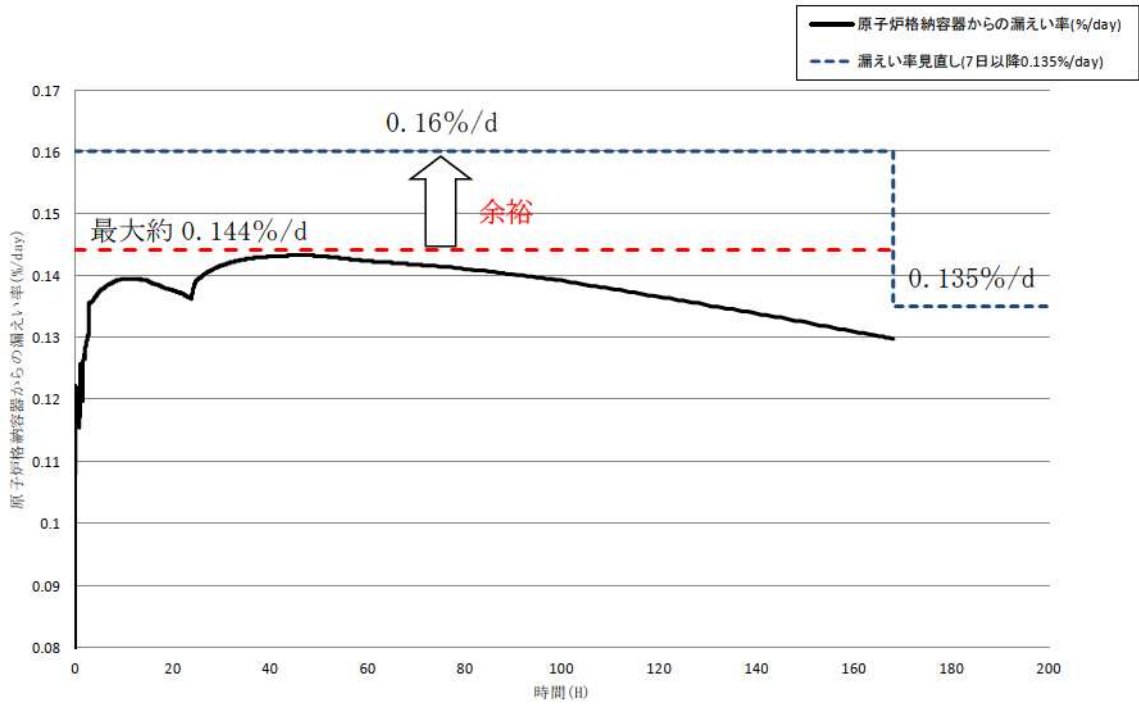


図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)

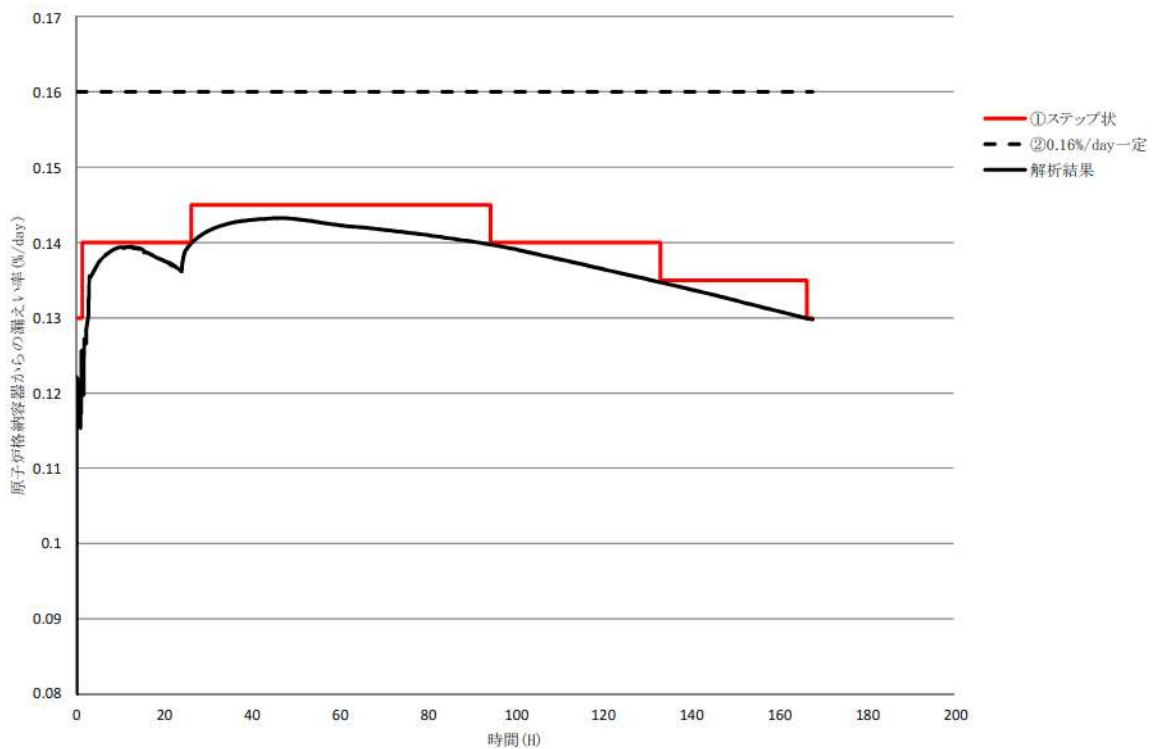


図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)

原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する
原子炉格納容器圧力及び温度への影響について

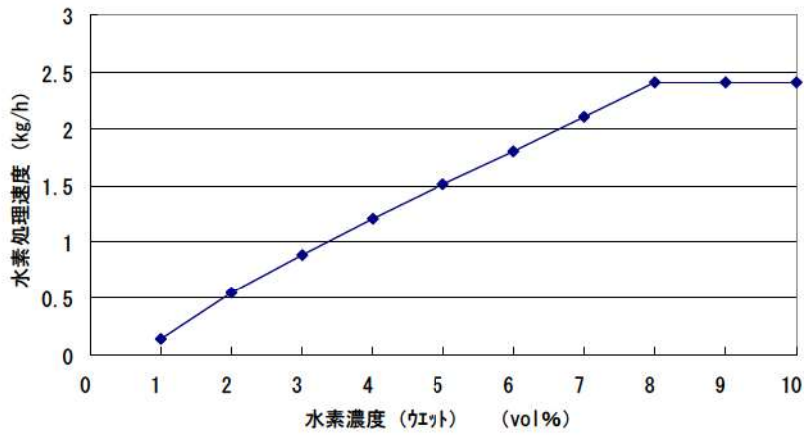
原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度 α [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H₂]となることから、原子炉格納容器内のPAR 5個分による水素処理に伴う発熱量は、以下の通りである。

$$\text{発熱量} = 5 \text{ 個} \times \alpha \text{ g/s} \times 286 \text{ kJ/mol} \div 2.01588 \text{ g/mol} \quad \text{①}$$

水素発生の観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「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（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR 5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR 5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR 5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を表1及び図4に示す。

上記のシナリオでは、事故の約2.9時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR 5個の水素処理の発熱量は約497kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約50時間後においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。

有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR 5個による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.205MPa（格納容器過圧破損）、約44℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.004MPa[gage]、原子炉格納容器雰囲気温度の増分は約0.9℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す。



原子炉格納容器内水素処理装置 1 個の水素除去性能 (圧力1.5bar)

図 1 PARの水素処理性能

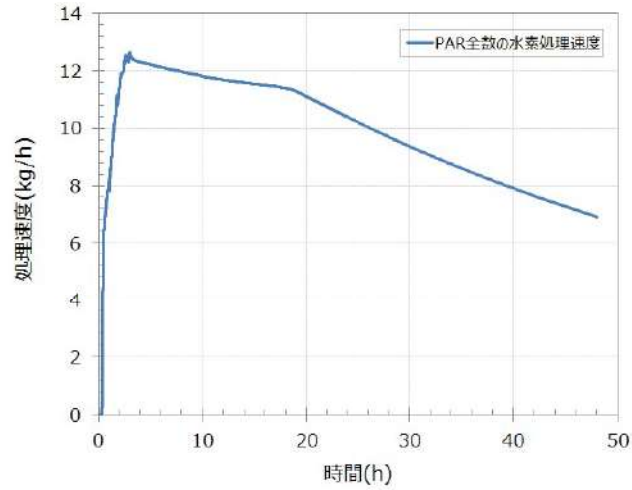


図 2 PAR 5 個による水素処理速度の推移

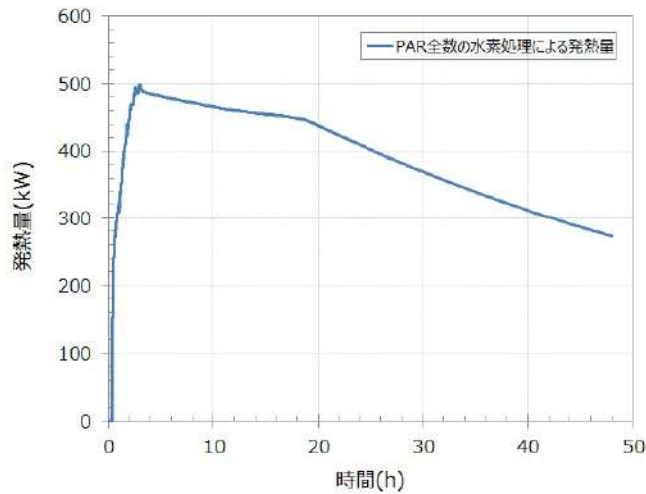


図 3 PAR 5 個の水素処理による発熱量の推移

表 1 PAR 5 個の水素処理発熱と炉心崩壊熱の比較

時間 (h)	発熱			全発生熱量(時間積算)		
	PAR発熱 (kW)	崩壊熱 (kW)	PAR発熱/ 崩壊熱	PAR発熱 (MJ)	崩壊熱 (MJ)	PAR発熱/ 崩壊熱
3	497	28,067	1.77%	3,721	418,911	0.89%
5	481	24,797	1.94%	7,214	607,256	1.19%
10	465	20,956	2.22%	15,723	1,012,463	1.55%
20	437	17,536	2.49%	32,059	1,690,108	1.90%
30	369	15,653	2.36%	46,548	2,283,161	2.04%
40	312	14,579	2.14%	58,781	2,801,571	2.10%

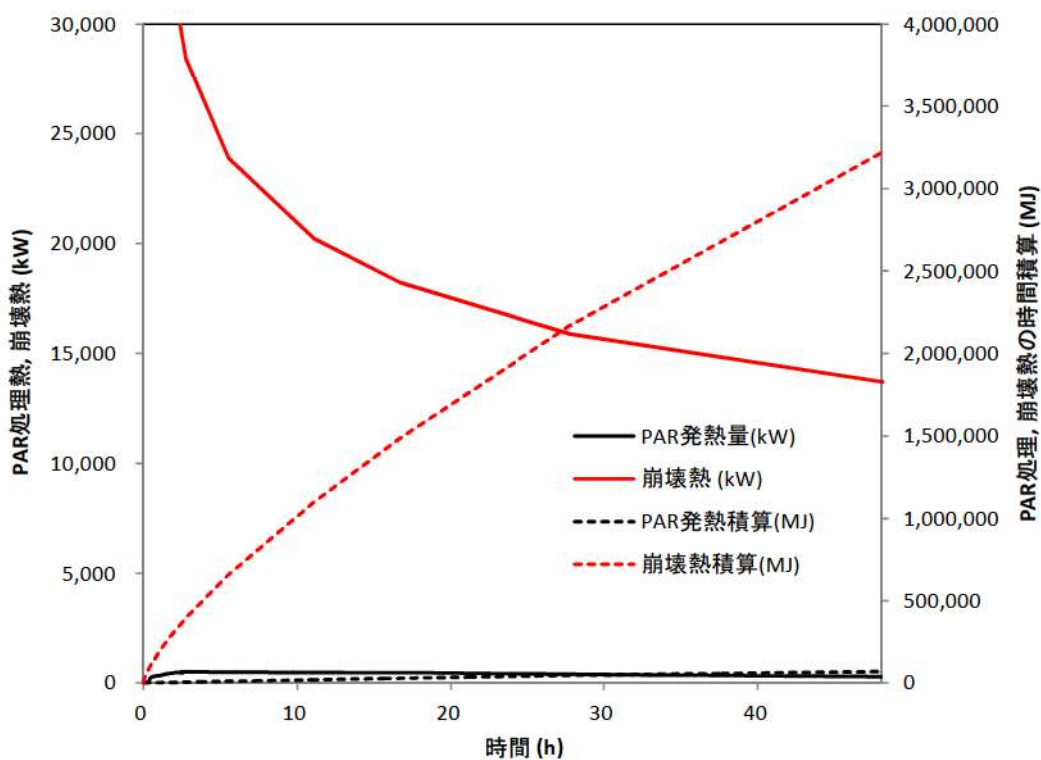


図 4 PAR 5 個の水素処理発熱と崩壊熱の比較

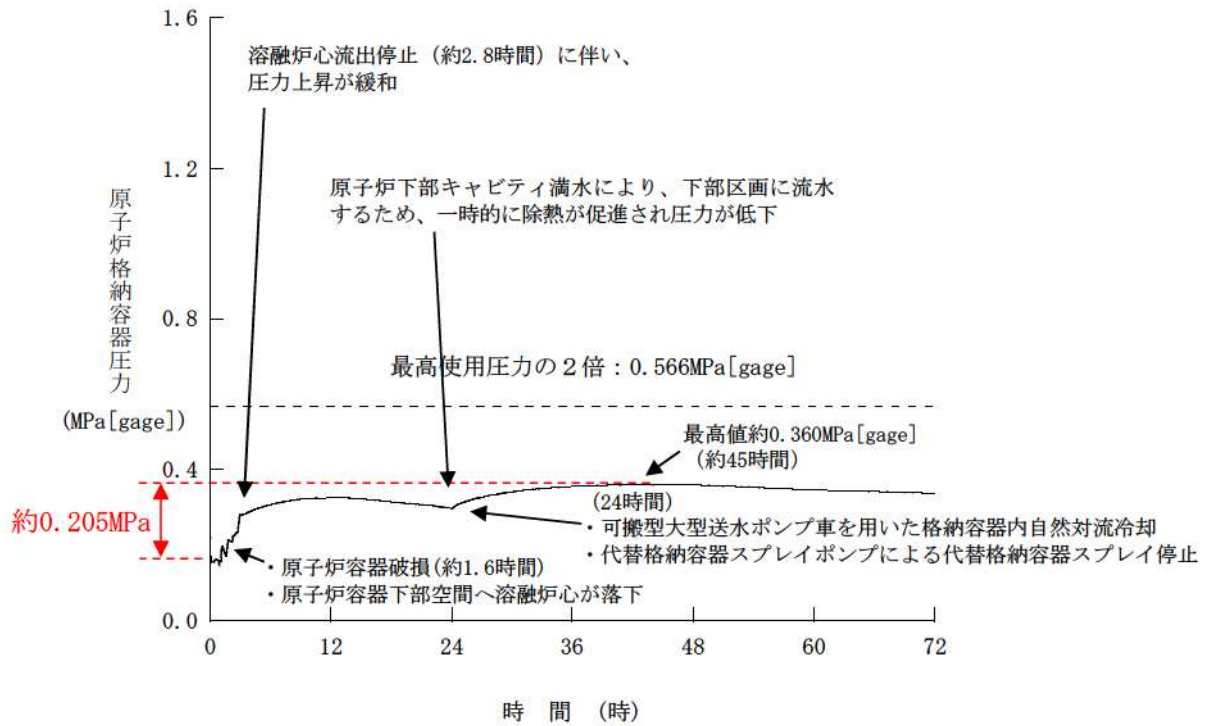


図5 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器過圧破損)

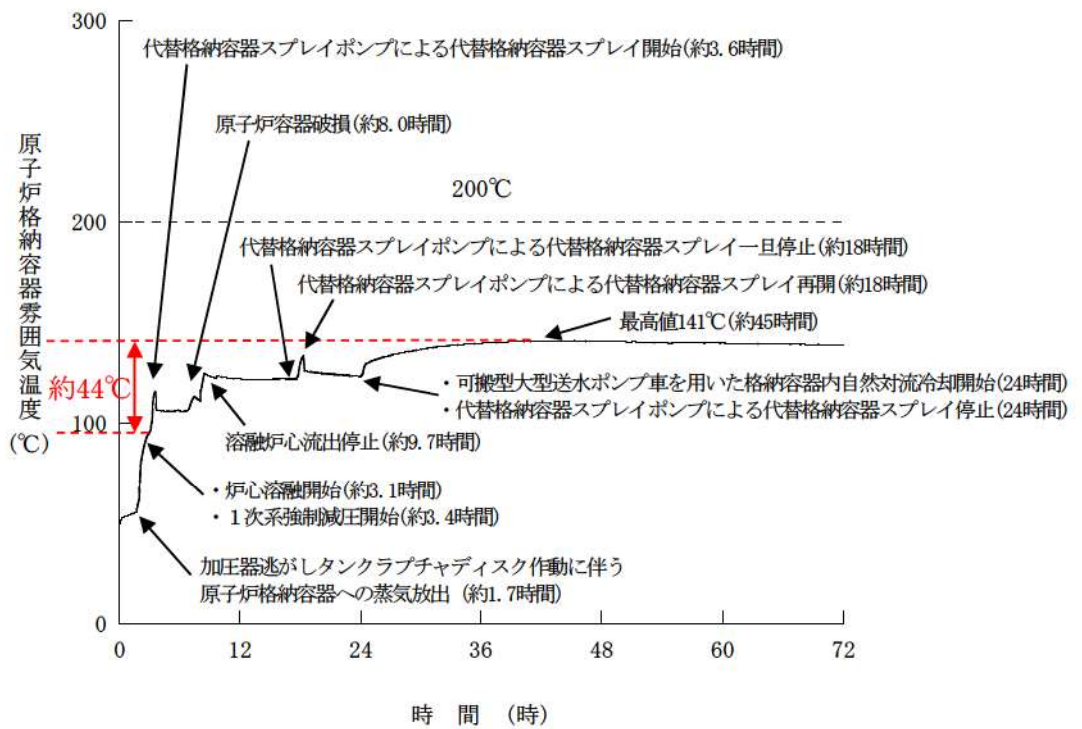


図6 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器過温破損)

安定状態について

格納容器過圧破損（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）時の安定状態については以下のとおり。

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

原子炉格納容器安定状態：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】

原子炉安定状態の確立について

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の 24 時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。

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が発生した場合の
原子炉格納容器圧力及び温度への影響について

1. はじめに

格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、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く、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。

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	運転員操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最確 値
	溶融炉心の拡 がり面積	キャビティ 床面積の 1/1	キャビティ区画床全面と する
	Kutataladze 係 数	0.1 (0.8MW/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	運転員操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最大 値
	溶融炉心の拡 がり面積	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
	Kutataladze 係 数	溶融物存在時 0.1 (0.8MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125MW/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。

2. 影響評価

評価の結果、感度ケースではコンクリート侵食は約 18cm となり、基本ケース及び感度ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図 1 及び図 2 に示す。

感度ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び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、溶融炉心が十分に冷却されるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、感度ケースでは、溶融炉心からの熱移行が基本ケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、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、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器雰囲気温度 200°C に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、コンクリート侵食等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、感度ケース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 1 vol% 程度にとどまる。

以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

以 上

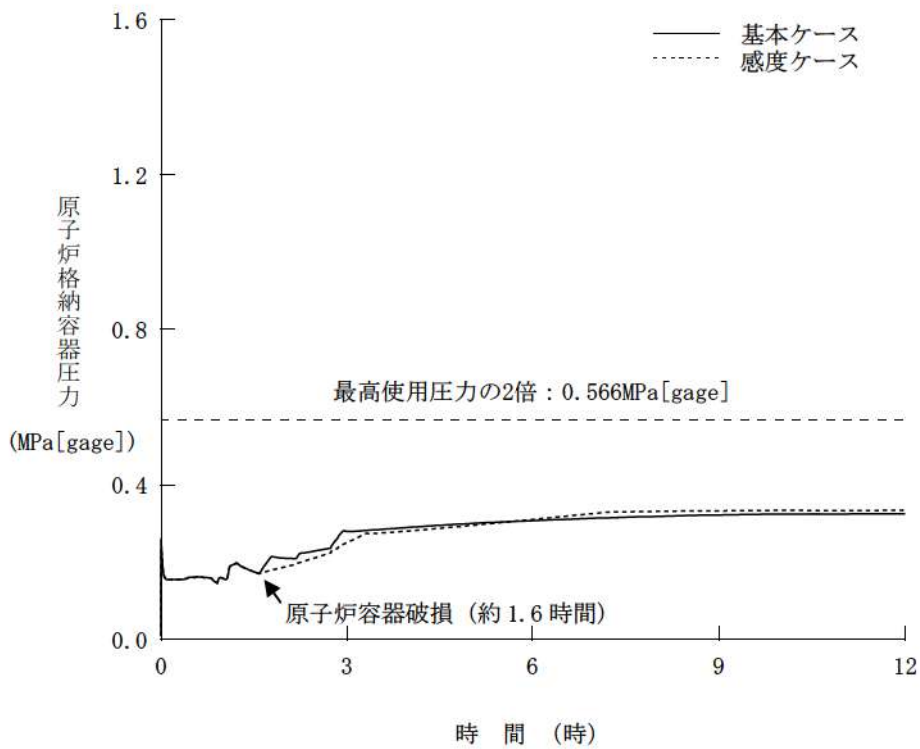


図1 原子炉格納容器圧力の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

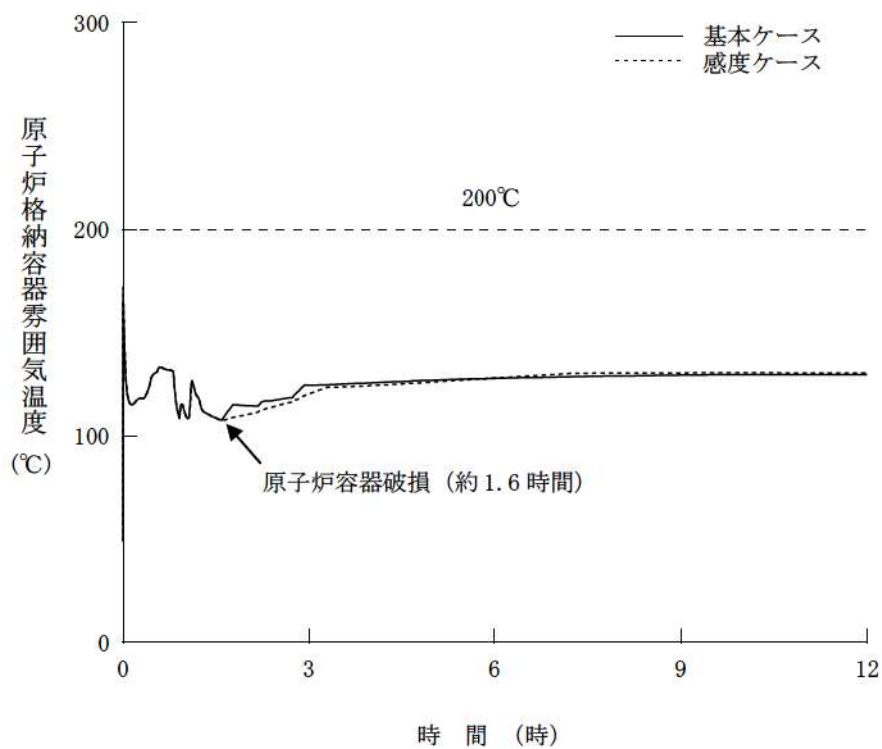


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

一方、Excess LOCAについては、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。

- ・ RCS高温側配管
事象初期の原子炉格納容器内圧の上昇が厳しくなる。
- ・ RCS低温側配管
蓄圧注入系も含めてECCS注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。
- ・ 原子炉容器下部
炉内で冷却水が保持できず、ECCS注水も無効となり、炉心損傷が早まる。

以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、「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」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excess 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」について、大破断LOCAで講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCAにおける挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。

- ・ RCS高温側配管：高温側配管全ループ破断
- ・ RCS低温側配管：低温側配管全ループ破断
- ・ 原子炉容器下部：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）

なお、ここで扱うExcess LOCAは、LOCAの発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・構造物の損壊によりExcess LOCAが発生することも考えられ、大破断LOCAで講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

1. 感度解析結果について

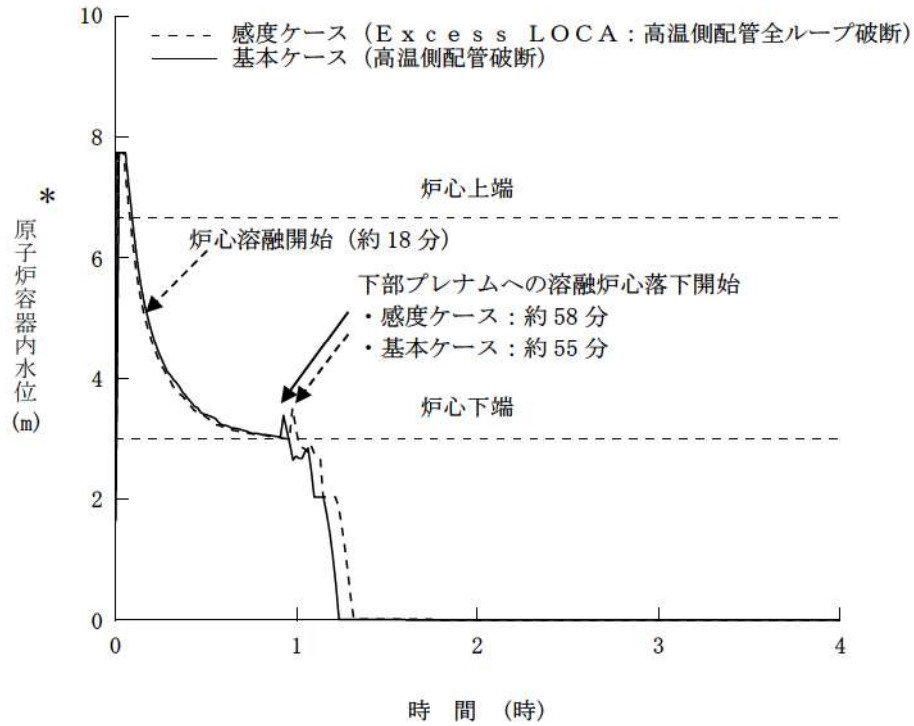
Excess LOCAの想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャビティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。

なお、代替格納容器スプレイ開始時刻については、Excess LOCAの場合も大破断LOCAと同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約49分とした。

【RCS高温側配管破断の場合】(図1～図5)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間(数十秒以内)に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCAの方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。

原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマツト侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。



* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図1 原子炉容器内水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

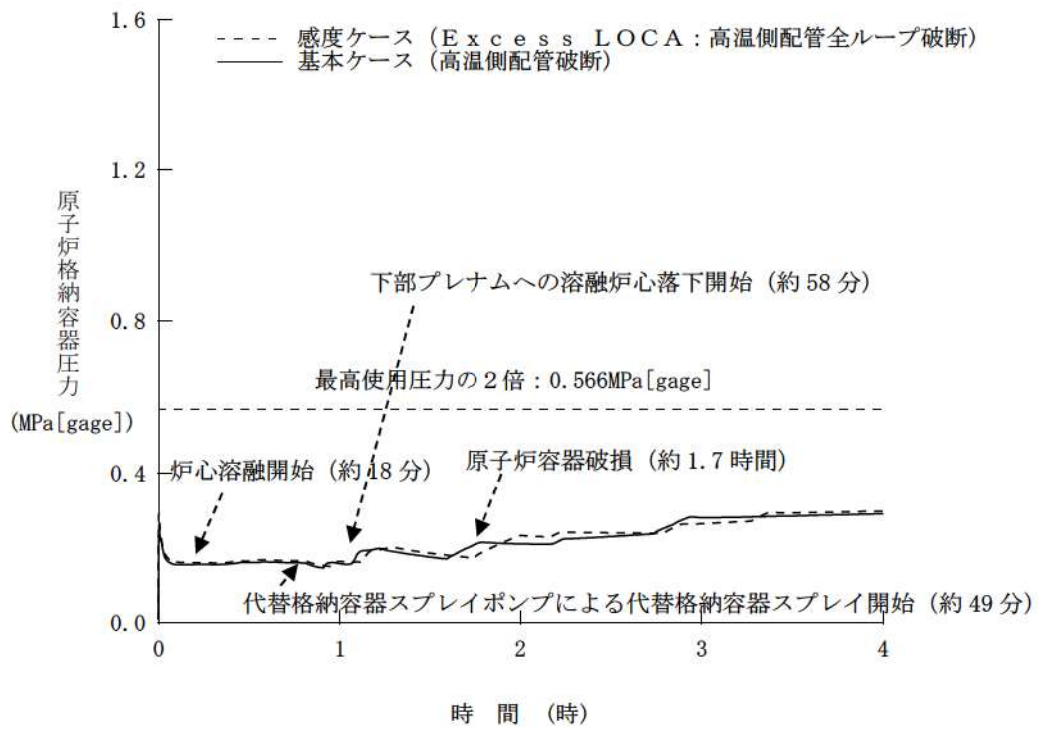


図2 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

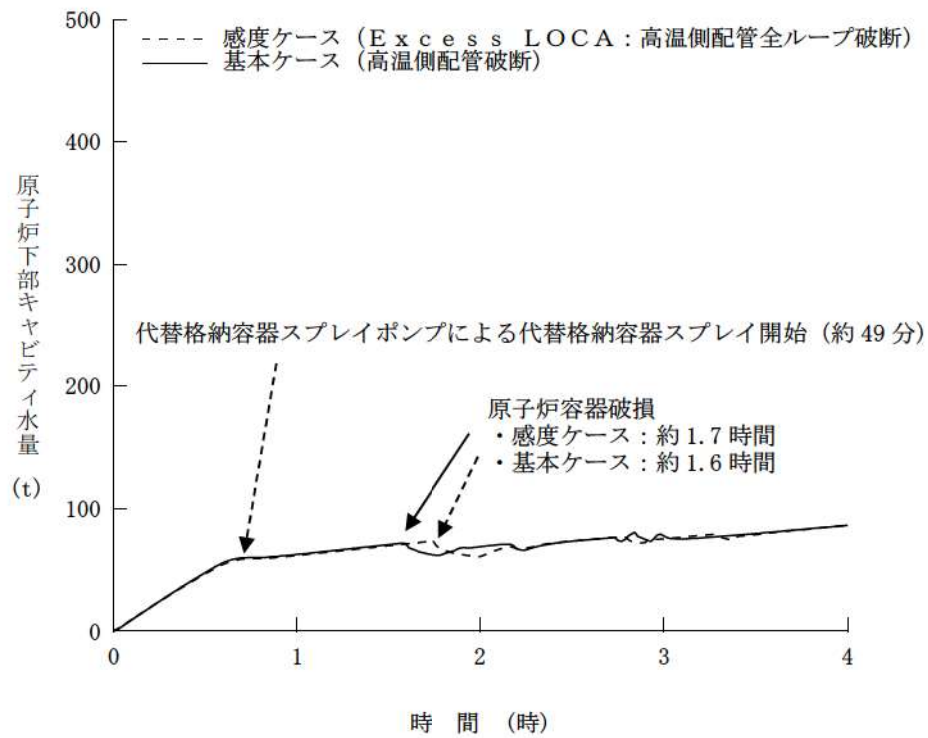


図3 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

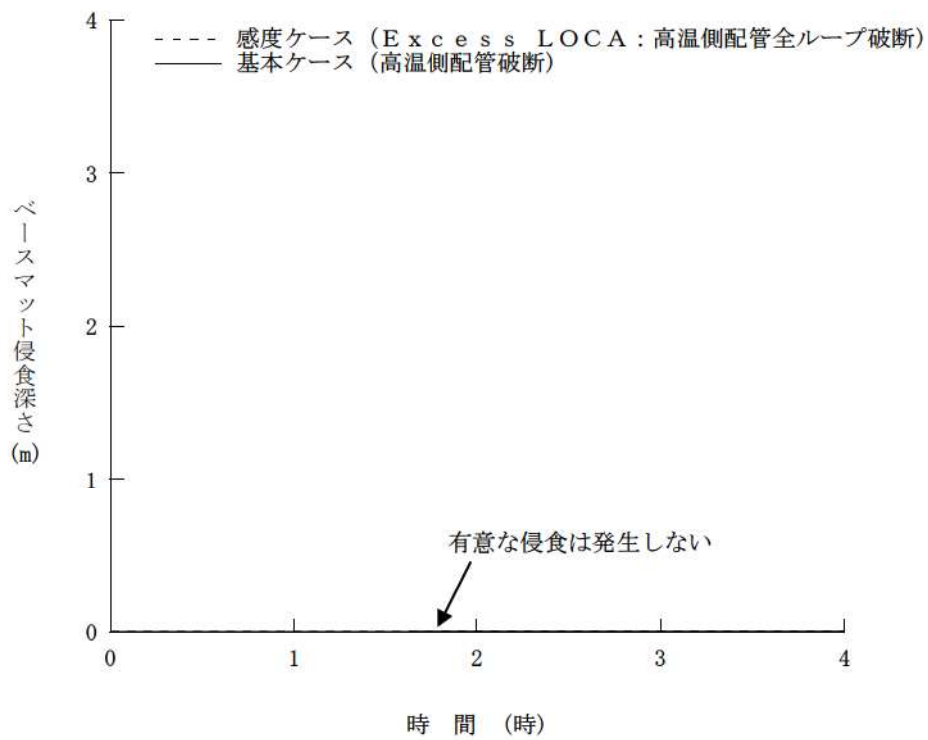


図4 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

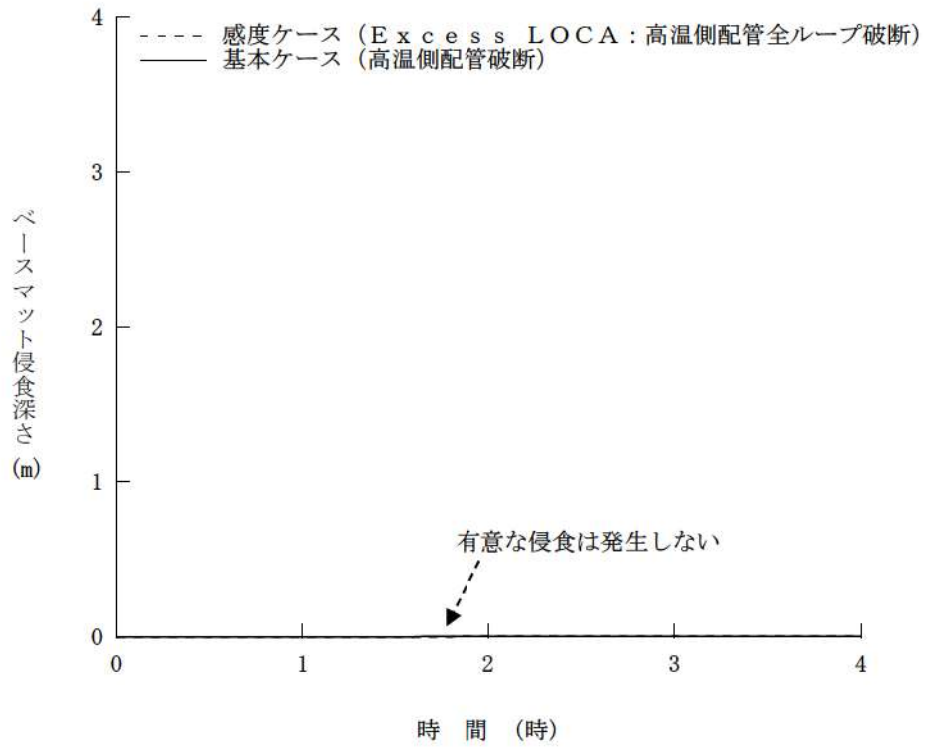
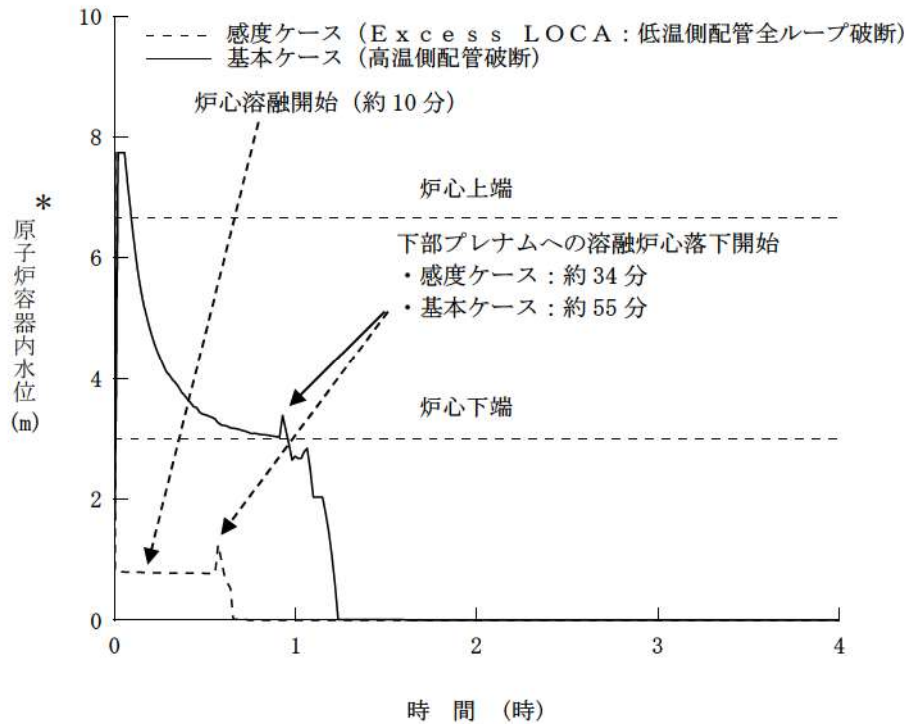


図5 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

【RCS低温側配管破断の場合】(図6～図10)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。

原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断LOCAにおいては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCAの場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このためExcess LOCAの方が炉心溶融は約9分、原子炉容器破損は約50分早まる。一方、Excess LOCAでは蓄圧注入水が原子炉格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断LOCAと同様に有意なベースマット侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。



* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図6 原子炉容器内水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

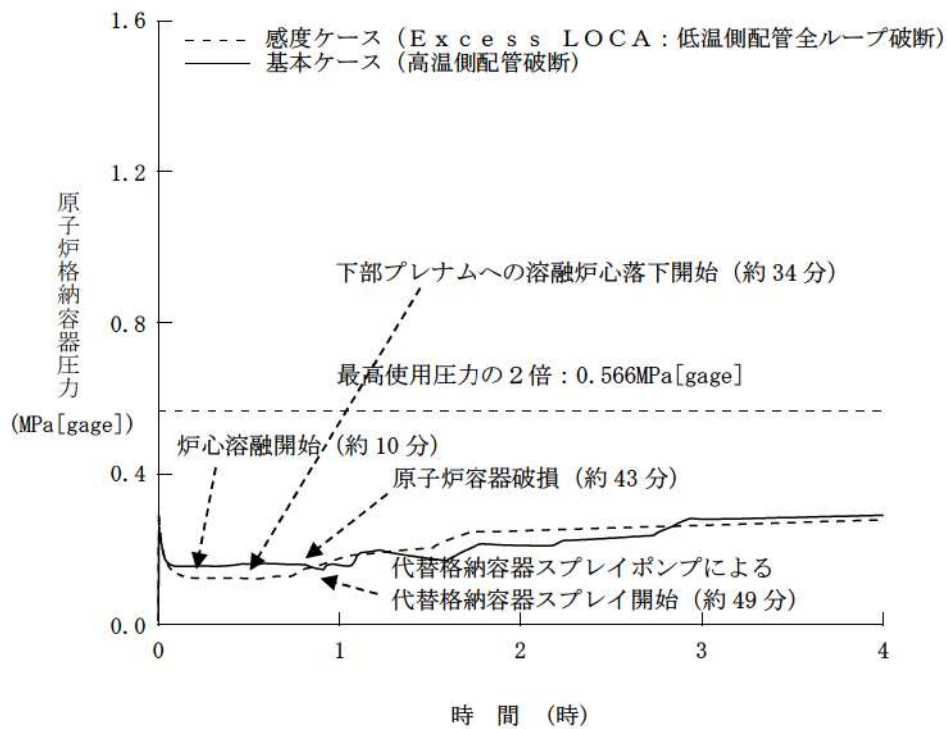


図7 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

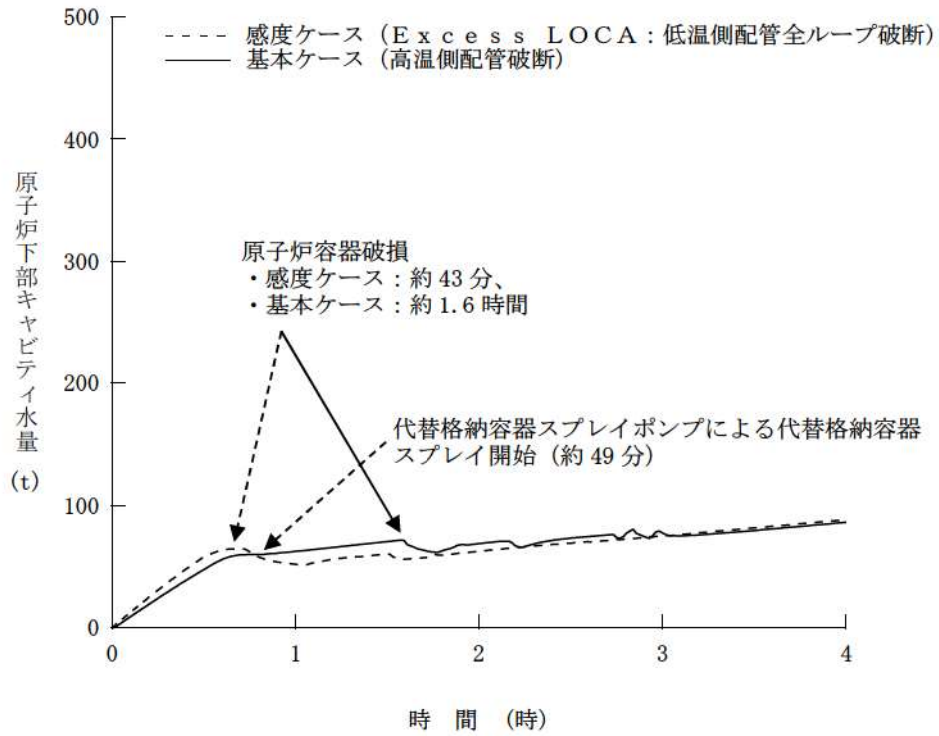


図8 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

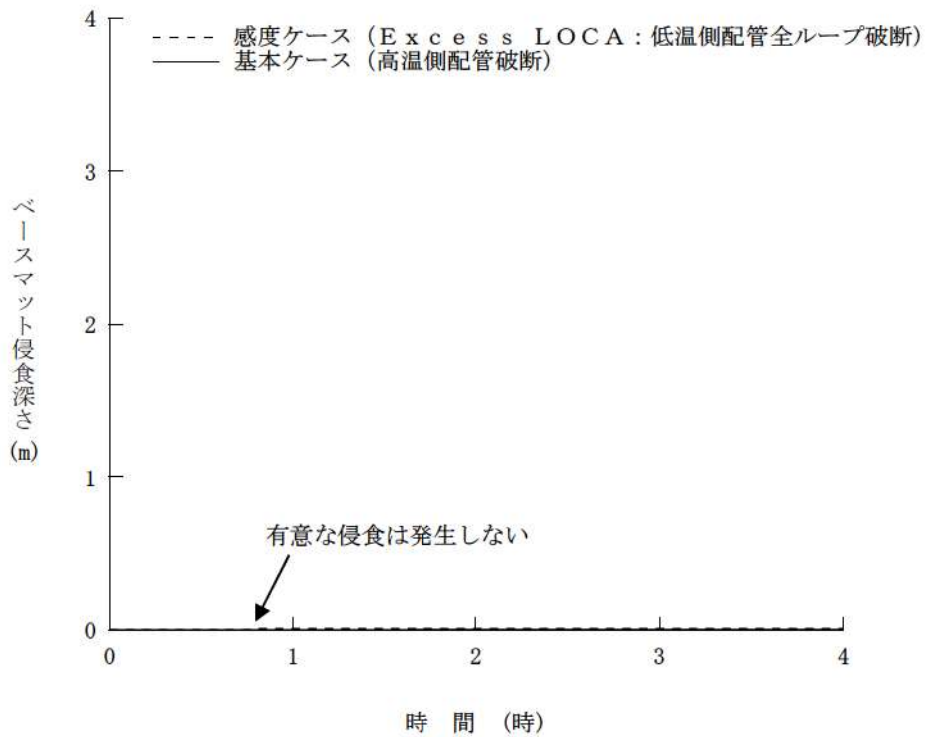


図9 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

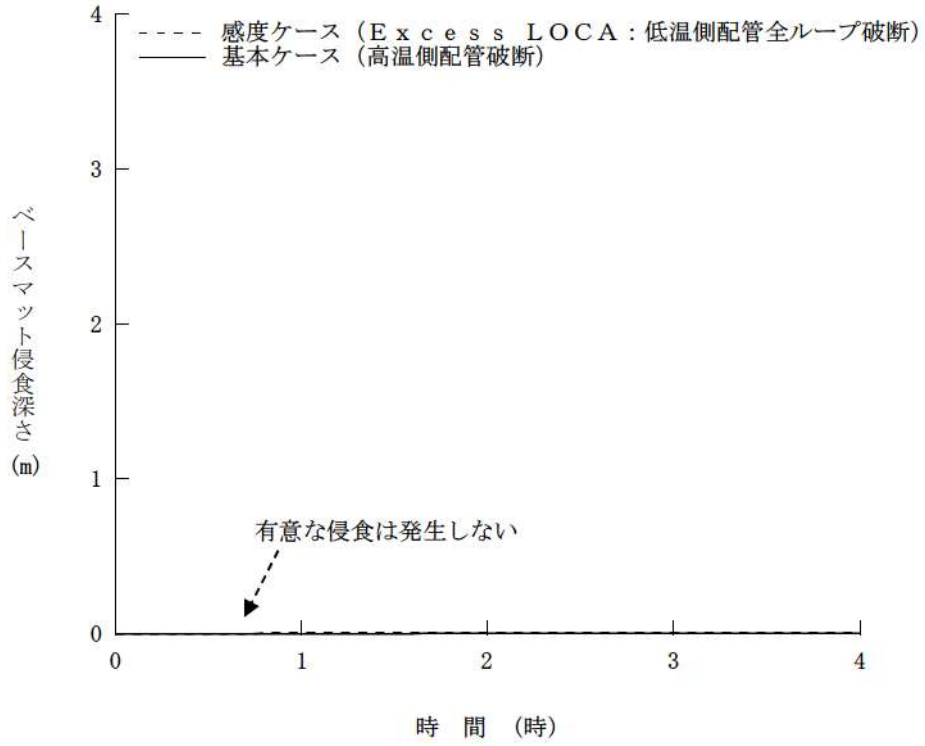
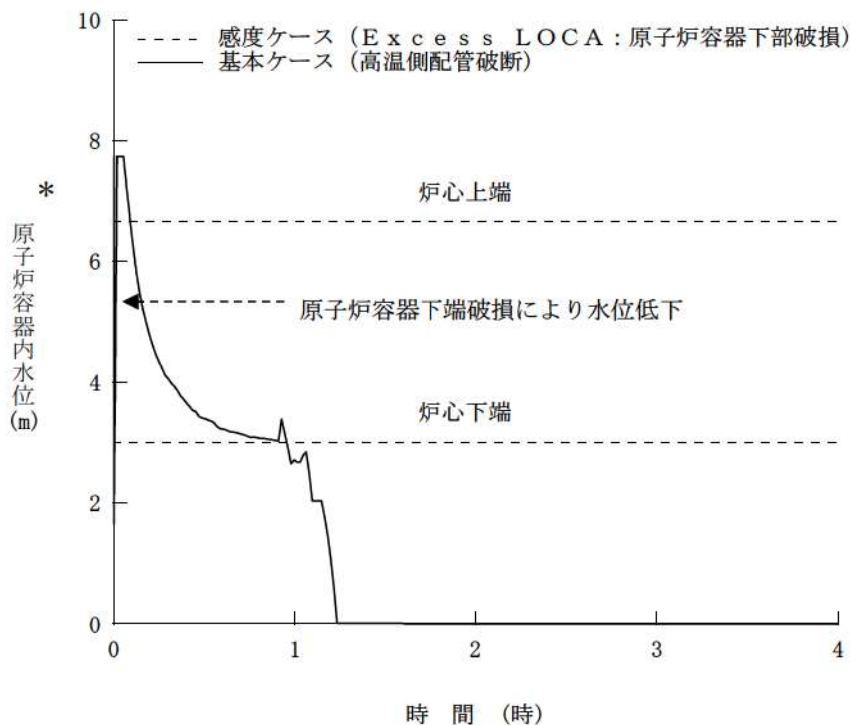


図 10 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

【原子炉容器下部破損の場合】（図11～図15）

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。

その理由は、大破断LOCAにおいてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCAの場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。このため、炉心溶融開始時間は低温側配管破断のExcess LOCAよりも約8分早まっている。Excess LOCAでは原子炉容器下部が破損しているため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約50分早まり、事象発生から約35分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約35分）では十分な量の水が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCAの場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。



* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図 11 原子炉容器内水位の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

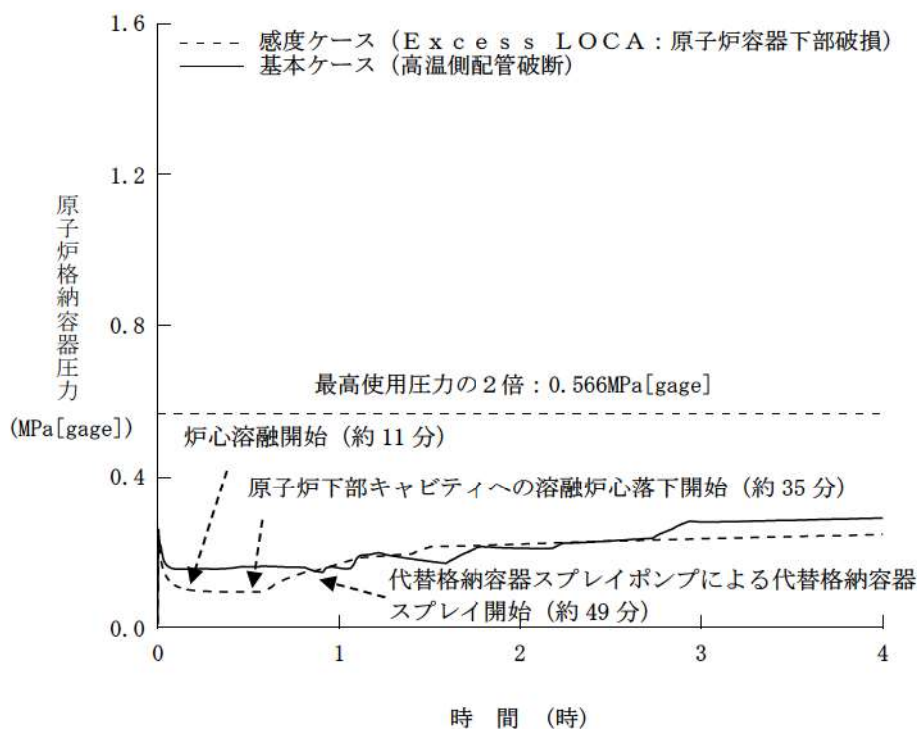


図 12 原子炉格納容器圧力の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

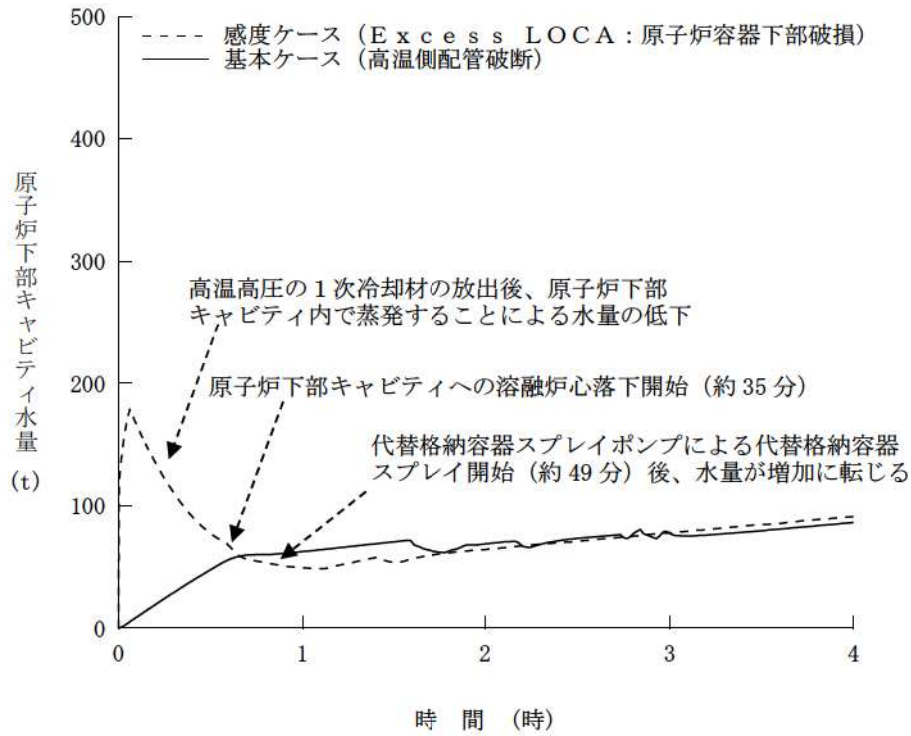


図 13 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

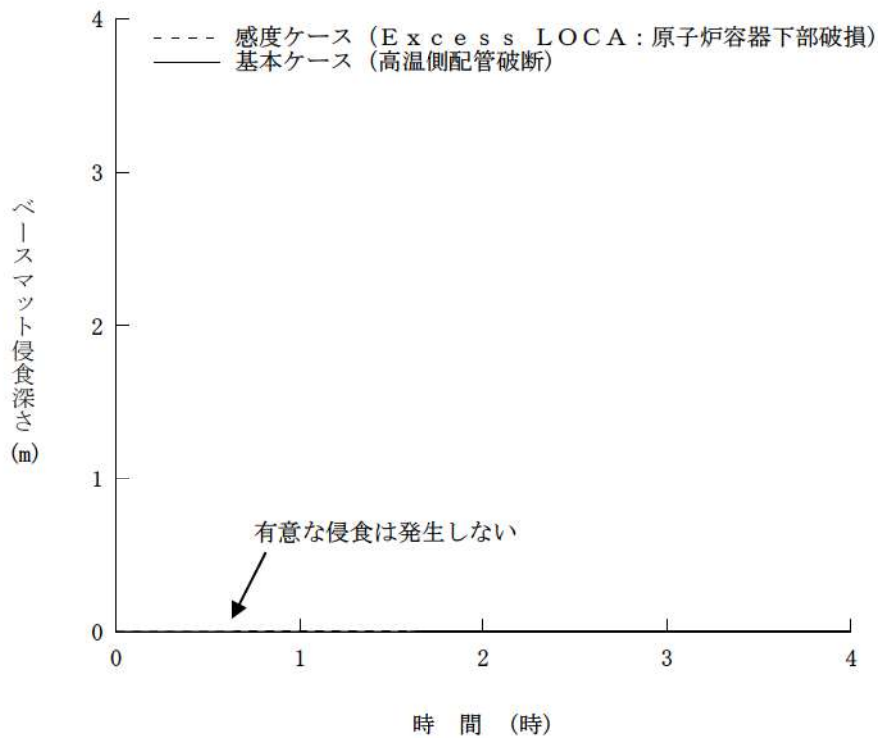


図 14 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

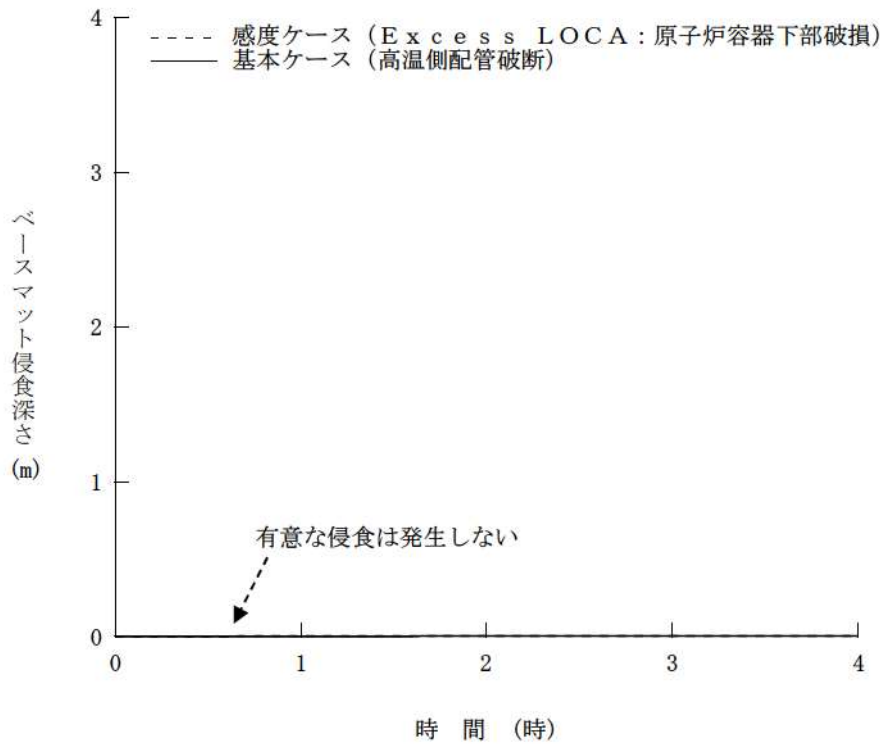


図 15 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

2. 水素燃焼に関する考察

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。

Excess LOCAの想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。

水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断LOCAとExcess LOCAで水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、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を想定した評価においても、原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる13vol%に到達することはないことを確認している、さらに、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により処理できる。

以上から、Excess LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

3. まとめ

感度解析結果から、大破断LOCA起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcess LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

以 上

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の 水素濃度に対する影響について

1. はじめに

原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で 13vol% の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。

2. 影響評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。

ドライ換算で、13vol% の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約 0.011MPa の範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度は 1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに影響は小さいことを確認した。

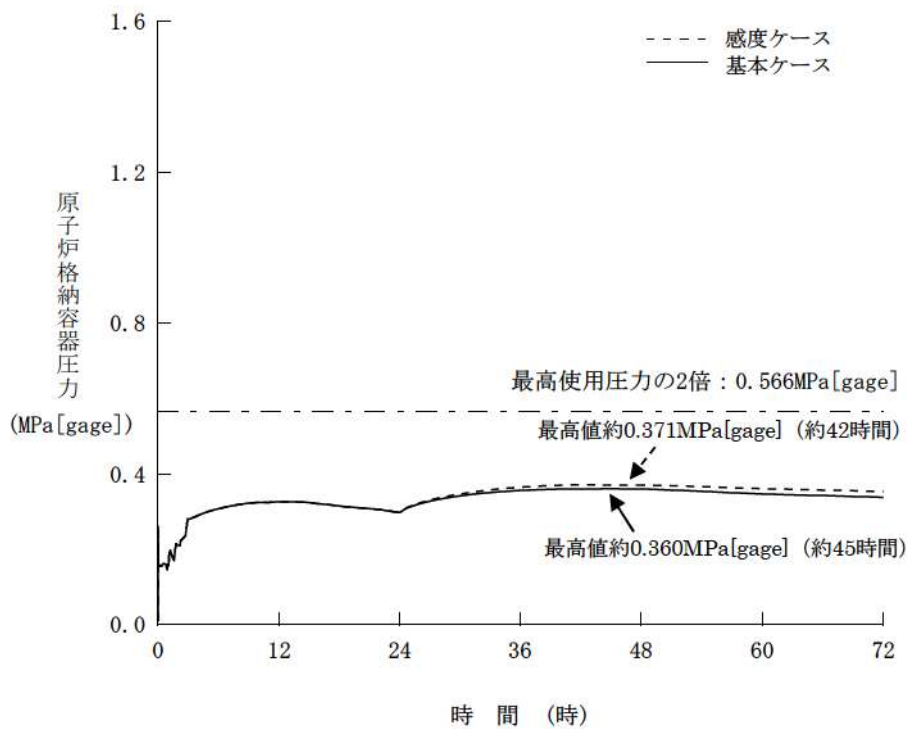


図1 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)

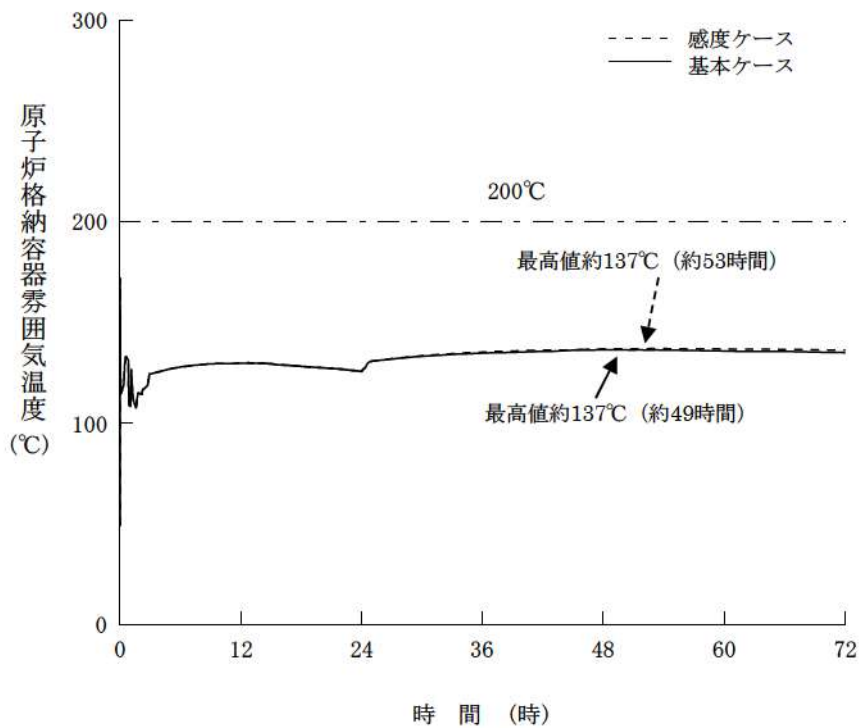


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)