

## 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

### 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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」では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンス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開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：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

【事象発生+49分（炉心溶融開始19分+30分）】

⇒【事象発生+60分】

### 2. 影響確認

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図1～図6から、以下のことを確認した。

- ・図1及び図2の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。
- ・図3～図6の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、溶融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。

### 3. 結論

2. を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、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時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2°C	←
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)	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	←
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	←
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	炉心溶融開始の30分 (事象発生約49分後)	事象発生約60分後
代替格納容器スプレイポンプ停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100°C～約155°C、約3.6MW～約6.5MW)	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
原子炉格納容器自由体積	65,500 m <sup>3</sup>	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.6時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.360MPa [gage]	約0.361MPa [gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.5m	約1.4m

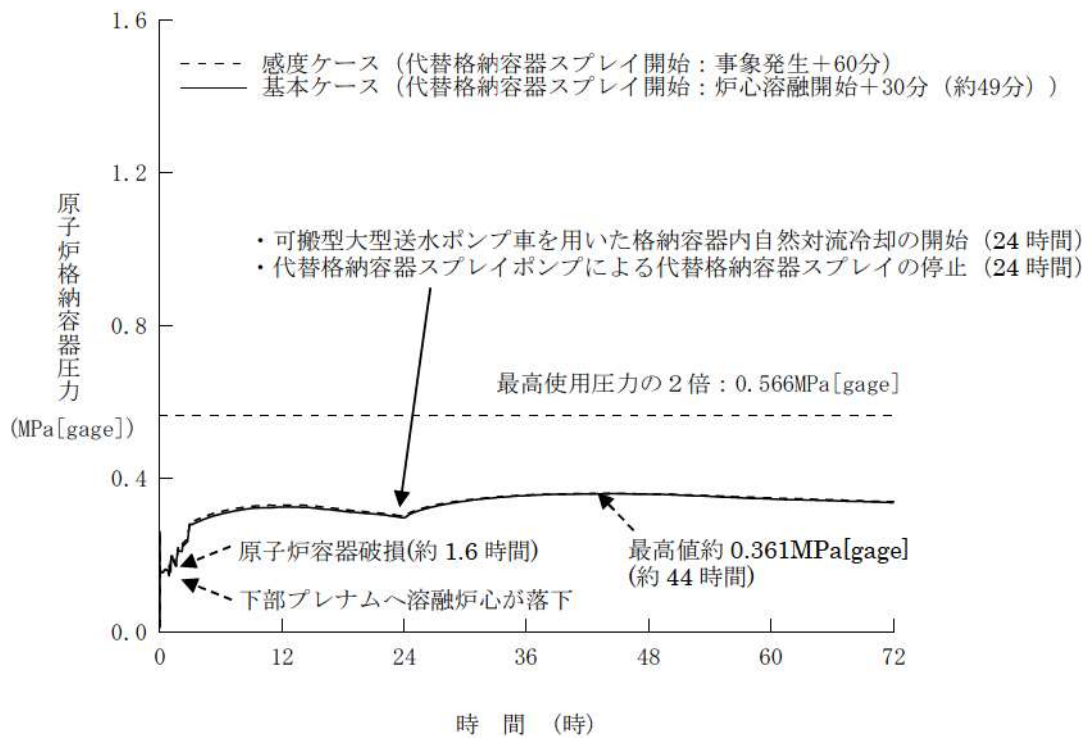


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

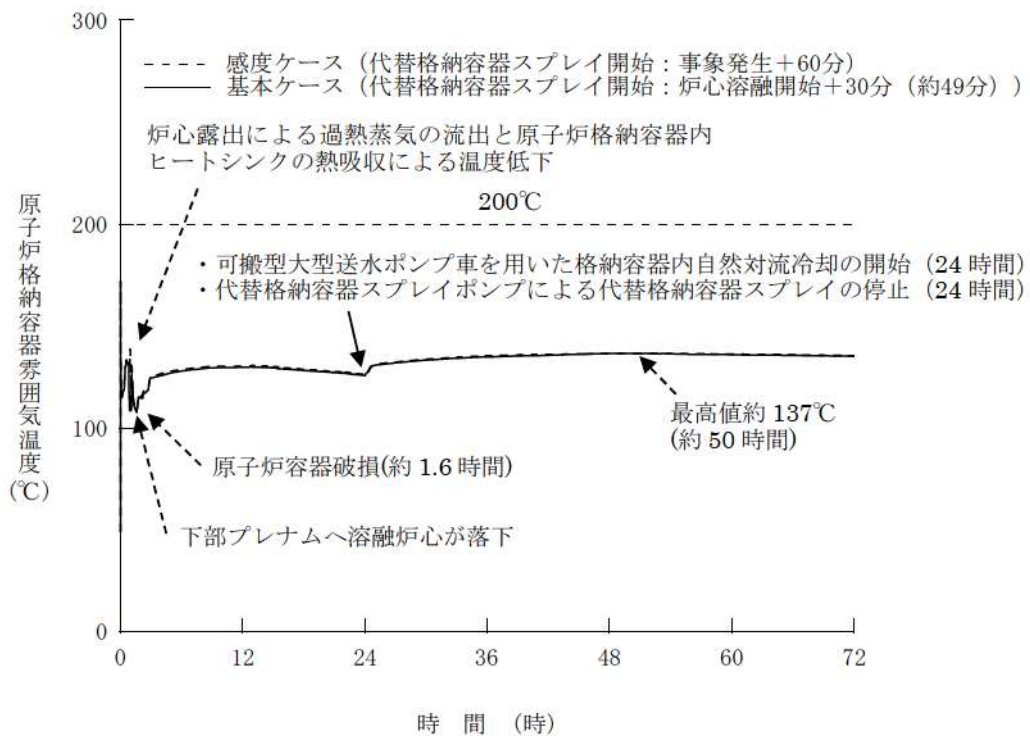


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



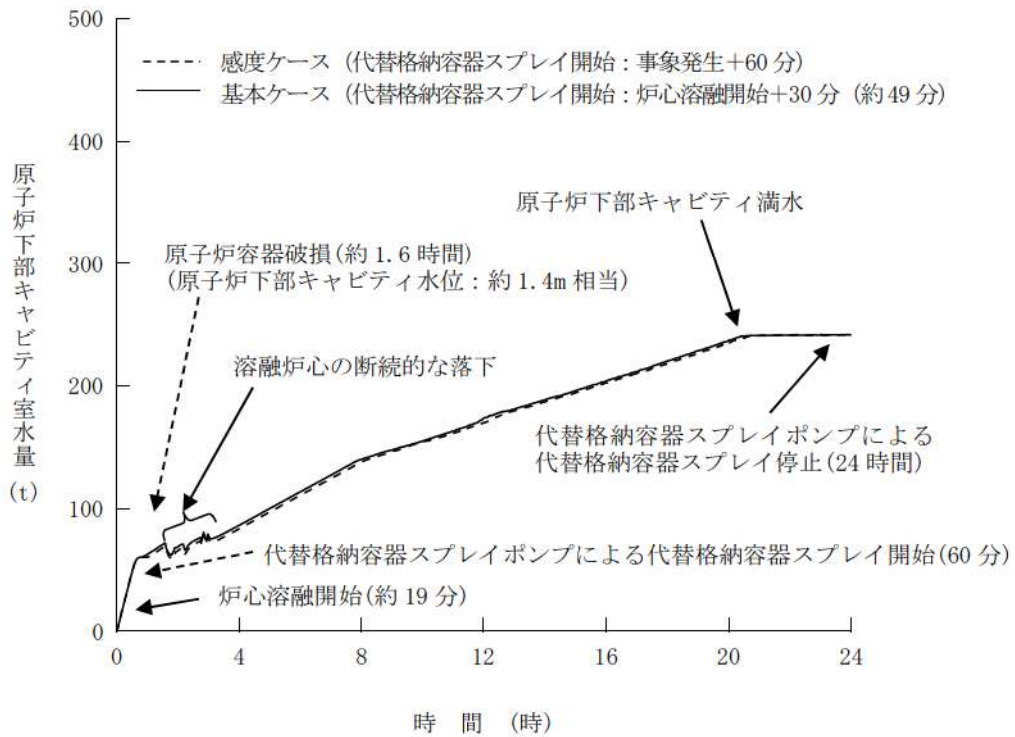


図3 原子炉下部キャビティ室水量の推移  
(代替格納容器スプレィ操作時間余裕確認)

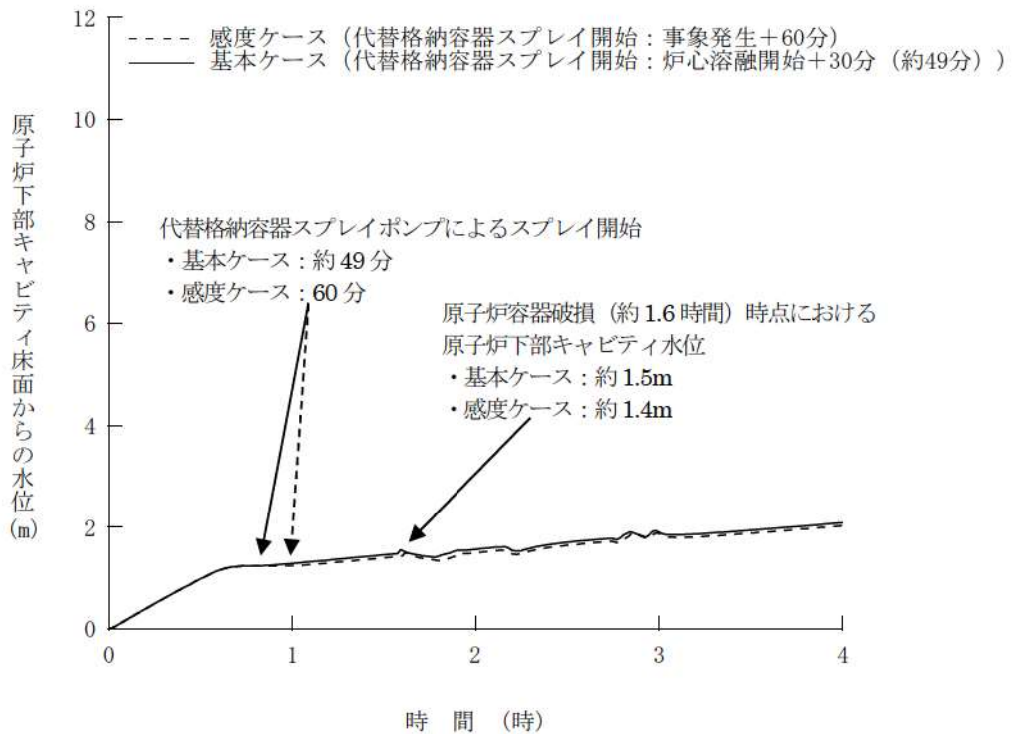


図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移  
(代替格納容器スプレィ操作時間余裕確認)



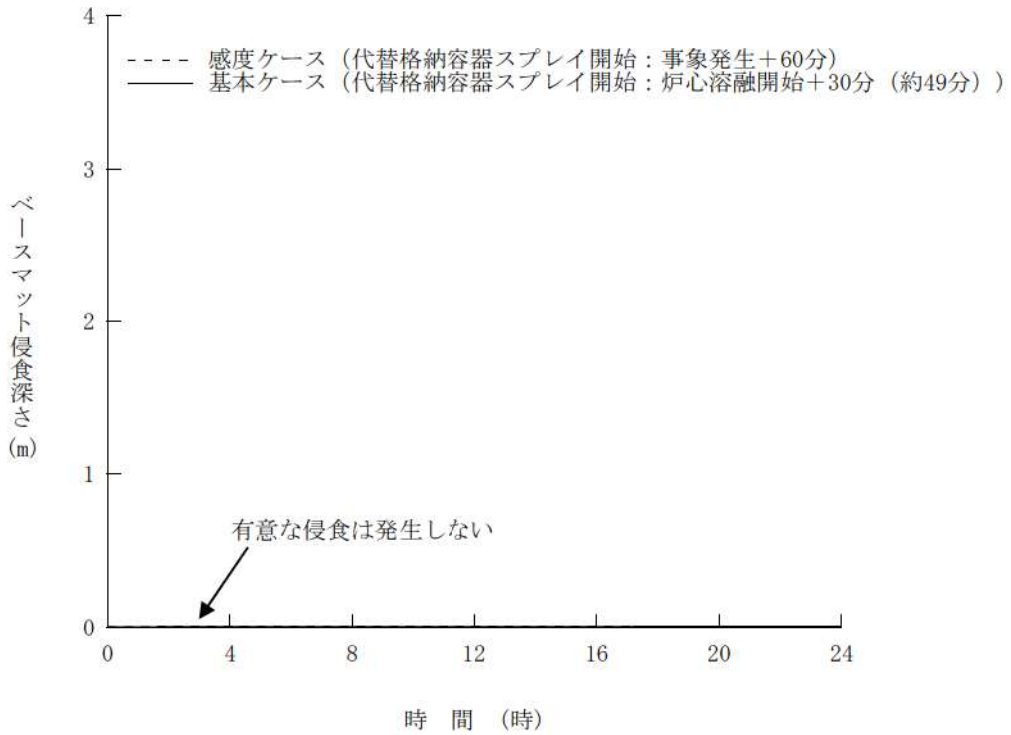


図5 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

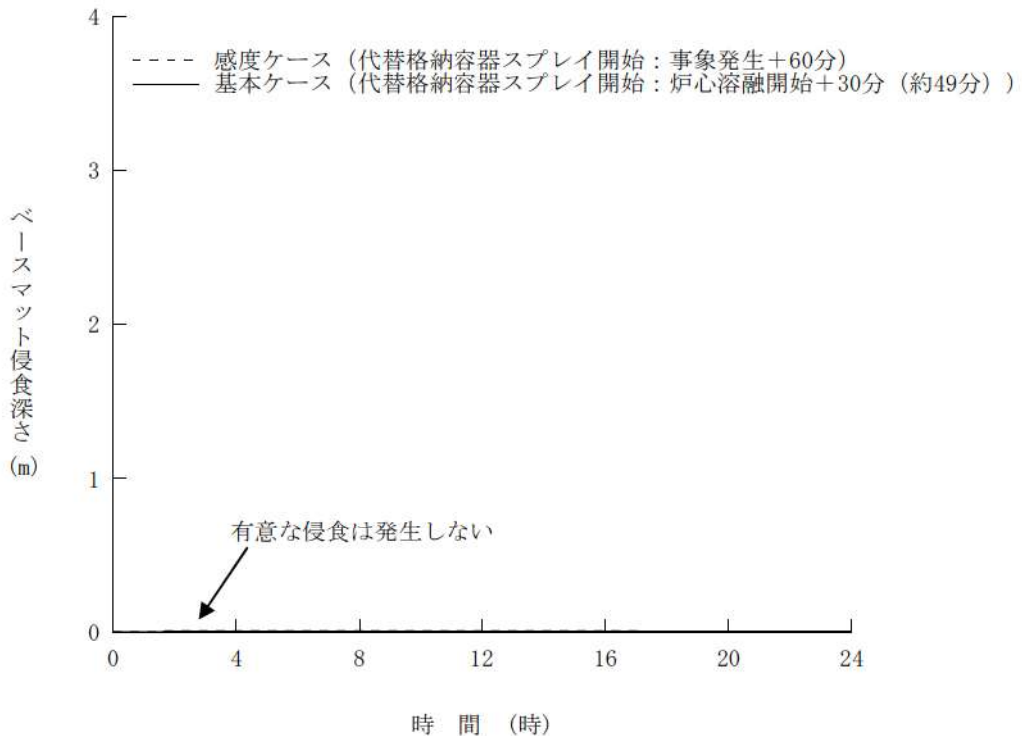


図6 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

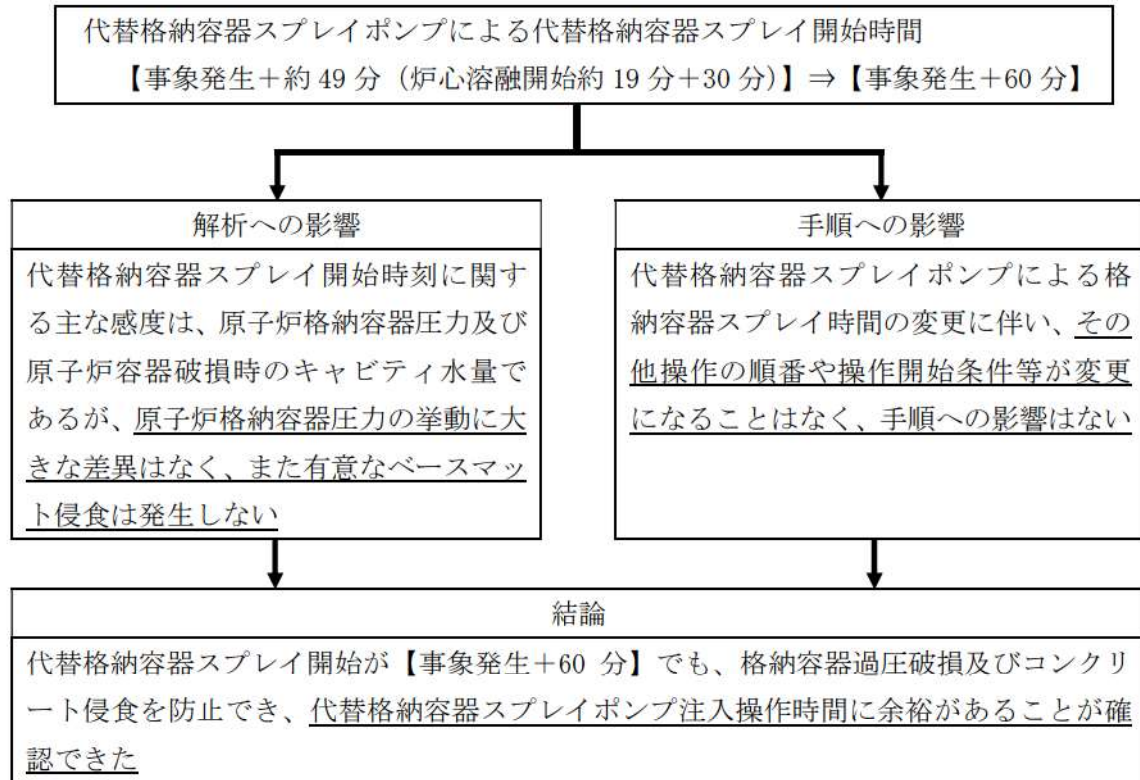


図7 感度ケースの解析、手順への影響確認結果

## 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

## 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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」において、事象発生後の 24 時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。

## 2. 影響確認

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、事象発生後の 24 時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が  $6,100\text{m}^3$  以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が  $6,100\text{m}^3$  に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17 時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

- ・原子炉格納容器注水量： $6,100[\text{m}^3]$
- ・1次冷却系体積： $380[\text{m}^3]$   
蒸気発生器施栓率 0% の体積  $280\text{m}^3$  に蓄圧タンク保有水量 3 基分約  $93\text{m}^3$  を加え、 $10\text{m}^3$  単位で切上げた体積
- ・代替格納容器スプレイ容量： $140[\text{m}^3/\text{h}]$
- ・代替格納容器スプレイポンプ起動： $0.8[\text{時間}]$  (=約 49 分)
- ・24 時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量  
( $24[\text{時間}] - 0.8[\text{時間}]$ )  $\times 140[\text{m}^3/\text{h}] = 3,248[\text{m}^3]$
- ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕  
( $6,100[\text{m}^3] - 380[\text{m}^3] - 3,248[\text{m}^3]$ )  $\div 140[\text{m}^3/\text{h}] = \underline{\text{約 } 17.6[\text{時間}]}$

以上



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））

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	
炉心	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	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約30秒早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	
		炉心モデル (炉心熱水力モデル)				
		溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
		沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
		気液分離・対向流				
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	○HDR実験解析及びCSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	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実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。余裕は大きくなる。	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実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。余裕は大きくなる。	
		安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	
	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	再循環ユニットモデル	・格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ・水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の約75%が反応するように修正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の約75%が反応するように修正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・リロケーションの進捗が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	<p>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仮想的に厳しい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。</p>	<p>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、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。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	<p>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、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。</p>	<p>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。</p>
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし、「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>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仮想的に厳しい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。</p>	<p>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仮想的に厳しい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ヤ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。</p>
	1次系内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>PPHIS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のPP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PPHIS-PP実験解析において、燃料破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めることが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PPHIS-PP実験解析において燃料破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めることが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ri cou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に關して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外への溶融燃料-冷却材相互作用」の現象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-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力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作時間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力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、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 (炉心損傷後)	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	OACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート浸食挙動について妥当に評価できることを確認。 OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Ri cou-Spalding のエントレインメント係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水-溶融炉心間の熱伝達係数	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されているが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されているが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉格納容器内 PP 挙動	原子炉格納容器内 PP 挙動	核分裂生成物 (PP) 挙動モデル	ABCVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 PP 挙動に係る核分裂生成物放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 PP 挙動に係る核分裂生成物放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt) × 1.02	100% (2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅く、運転員等操作時間に与える影響はない。
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)	装荷炉心毎	17×17 燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的値を設定。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燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65, 500m <sup>3</sup>	66, 000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、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いため、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、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いため、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、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いため、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、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いため、原子炉格納容器の圧力及び温度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が大きくなる。



表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (2 / 3)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の 完全両端破断	-	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	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) その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいことを確認した。	
		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 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	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徹底的に検討し、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非正常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却水機能喪失を考慮。	運転員等操作時間を与える影響は、解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「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。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
		ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生度となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	



表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (3 / 3)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1 次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	1 次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の 70%) (応答時間 1.8 秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補給水ポンプ 給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に 給水開始	事象発生 35 秒後に 給水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。	最確条件のタービン動補給水ポンプの条件を用いた場合、解析条件で設定しているタービン動補給水ポンプの作動時間より早くなるため炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、運転員等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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	4. 04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約 4. 4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	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。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミングが早くなり炉心損傷開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点に操作開始する代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	蓄圧タンク 保有水量	29. 0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器圧力の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入のタイミングが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
代替格納容器スプレイ ポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	格納容器再循環 ユニット	2 基 1 基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 3. 6MW～約 6. 5MW)	2 基 1 基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 4. 4MW～約 7. 6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタを取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、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み、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合は、除熱性能が低下する。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかにあり、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
原子炉格納容器 内水素処理装置 及び 格納容器水素イ グナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作時間を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩み、評価項目となるパラメータと与える影響はない。



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1 / 3)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件 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ポンプの起動開始 の30分後 (事象発生の49分後)	運転員等操作時間として、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ポンプの起動開始操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	【認知】 中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼルの発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電源喪失)と判断、及び1次冷却材喪失事象が発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下していることを判断した場合、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。 【要員配置】 代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は現場操作盤の操作器および手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。 中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実際の操作において、炉心損傷の判断は、準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性が大きい。また、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る影響も、他の運転員等の操作時間には与えない。	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ポンプの起動準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。また、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る影響も、他の運転員等の操作時間には与えない。	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ポンプの起動準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。また、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る影響も、他の運転員等の操作時間には与えない。	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ポンプの起動準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。また、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る影響も、他の運転員等の操作時間には与えない。	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ポンプの起動準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。また、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る影響も、他の運転員等の操作時間には与えない。	中央制御室におけるレタタにて訓練実績を取得、訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は22分。



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 ( 2 / 3 )

項目	解析条件 ( 操作条件 ) の不確か		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件			<p>中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能 ( 全交流動力電源喪失 ) と判断する。これにより格納容器内自然対流冷却の準備を開始する手順としている。格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生後の24時間後であり、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>格納容器内自然対流冷却操作は、現場にて可搬型ホース敷設等の準備を行う災害対策要員、格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員 ( 現場 ) と、中央制御室にて格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員 ( 現場 ) 及び災害対策要員は、可搬型ホース敷設等の準備及び格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常9分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して所要時間を想定している。また、アクセスマートル上にアクセスマートルを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車は車両であることから自走で作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合にアクセスマートルの被害があっても、ホイールローダに必要となるアクセスマートルを復旧できる常駐体制としており、復旧作業として2時間40分を想定している。</p> <p>可搬型ホース敷設等の準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計4時間10分を想定している ( 作業は並行して実施 )。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【可搬型ホース敷設等の準備：2時間55分 ( 余裕含む )】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型ホース敷設、原子炉補機冷却水系統のホース接続口と接続、ホース延長・回収車 ( 送水車用 ) による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置に4時間10分を想定</li> </ul> <p>また、現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>現場で実施する可搬型ホース敷設等の準備及び格納容器内自然対流冷却系統構成操作時に、当該操作に対応する運転員 ( 現場 ) 及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、可搬型ホース敷設等の準備及び格納容器内自然対流冷却系統構成操作は容易なホース敷設及び手動ハンドルによる簡易な操作であることから該操作は起こりにくく、該操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、該操作は起こりにくく、該操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	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訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作開始と同時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までには、原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作はそれぞれ1時間、50分を想定していること、訓練実績は35分、31分、29分、17時間以上の時間余裕がある。資料 ( 添付資料 7.2.1.1.22 )		
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			<p>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、より原子炉格納容器の除熱機を停止する必要があること、原子炉格納容器の除熱機を停止することから、操作開始時間に与える影響は小さいこと、操作開始時間に与える影響も小さい。</p>	<p>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、より原子炉格納容器の除熱機を停止する必要があること、原子炉格納容器の除熱機を停止することから、操作開始時間に与える影響は小さいこと、操作開始時間に与える影響も小さい。</p>	<p>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訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作開始と同時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までには、原子炉格納容器の注水量が6,100m<sup>3</sup>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、現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作はそれぞれ1時間、50分を想定していること、訓練実績は35分、31分、29分、17時間以上の時間余裕がある。資料 ( 添付資料 7.2.1.1.22 )</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作開始と同時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までには、原子炉格納容器の注水量が6,100m<sup>3</sup>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、現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作はそれぞれ1時間、50分を想定していること、訓練実績は35分、31分、29分、17時間以上の時間余裕がある。資料 ( 添付資料 7.2.1.1.22 )</p>



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (3/3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確か		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目となる パラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の 操作開始時間	解析上の 条件設定の 考え方					
アニュウラス 空気浄化設 備 (B-ア二 ユラス空 気浄化フ ァン) の起 動	運転員等操 作時間として、 60分を想定し て設定。	運転員等操 作時間として、 60分後	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能 (全交流動力電源喪失) と判断する。これにより B-アニュウラス空気浄化ファンの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】</p> <p>B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作は、現場にて B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及び試料採取室排気系ダンパ閉処置を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員と、中央制御室にて B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員は、B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及び試料採取室排気系ダンパ閉処置を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>現場で実施する B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及びダンパ手動開操作及び試料採取室排気系ダンパ閉処置は、中央制御室から機器操作場所まで通常 11 分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>現場で実施する B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及びダンパ手動開操作及び試料採取室排気系ダンパ閉処置は、手動ハンドル等による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>現場で実施する B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及びダンパ手動開操作及び試料採取室排気系ダンパ閉処置時に、当該操作に対応する運転員 (現場) 及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する B-アニュウラス空気浄化ファンの起動操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及びダンパ手動開操作及び試料採取室排気系ダンパ閉処置は、手動ハンドル等による簡易な操作であることから該操作は起こりにくく、該操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、該操作は起こりにくく、該操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>全交流動力電源喪失の認知時間、B-アニュウ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から、その後に行う B-アニュウ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はある。そのため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>アニュウラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の総放出量が約 <math>5.1 \times 10^{14} \text{TBq}</math> であり、10 分～20 分の操作遅れに対し放出放射量は約 10% 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。</p>	<p>アニュウラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の総放出量が約 <math>5.1 \times 10^{14} \text{TBq}</math> であり、10 分～20 分の操作遅れに対し放出放射量は約 10% 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。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する B-アニュウラス空気浄化ファン起動操作は所要時間 5 分を想定しているところ、訓練実績は 2 分。現場で実施する B-アニュウラス空気浄化設備空気が動作弁代替空気供給及びダンパ手動開操作は 20 分を想定しているところ、訓練実績は 17 分。現場で実施する試料採取室排気系ダンパ閉処置は 30 分を想定しているところ、訓練実績は 23 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）

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】

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m<sup>3</sup>（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：140m<sup>3</sup>/h

事象発生後約 49 分（0.81 時間）以降運転

○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価）

燃料取替用水ピット水量 1,700m<sup>3</sup> ÷ 代替格納容器スプレイ流量 140m<sup>3</sup>/h

+ 0.81 時間 = 事象発生後約 12.9 時間

<補給可能時間>

可搬型大型送水ポンプ車による補給開始可能時間：事象発生後の 11.7 時間後

○水源評価結果

燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、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。

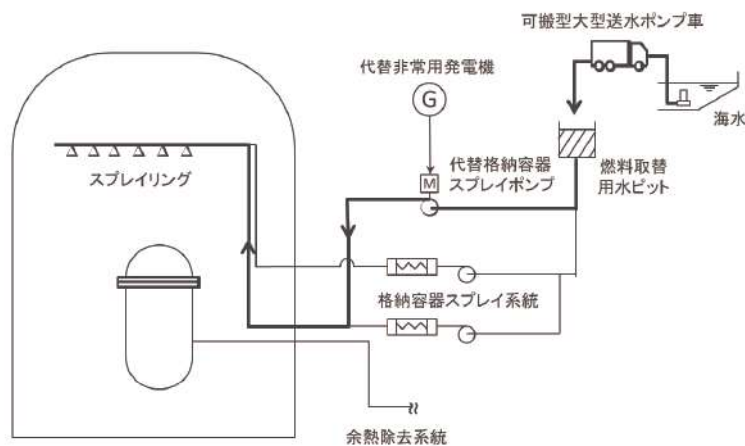


図 1 概略系統図



## 2. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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】

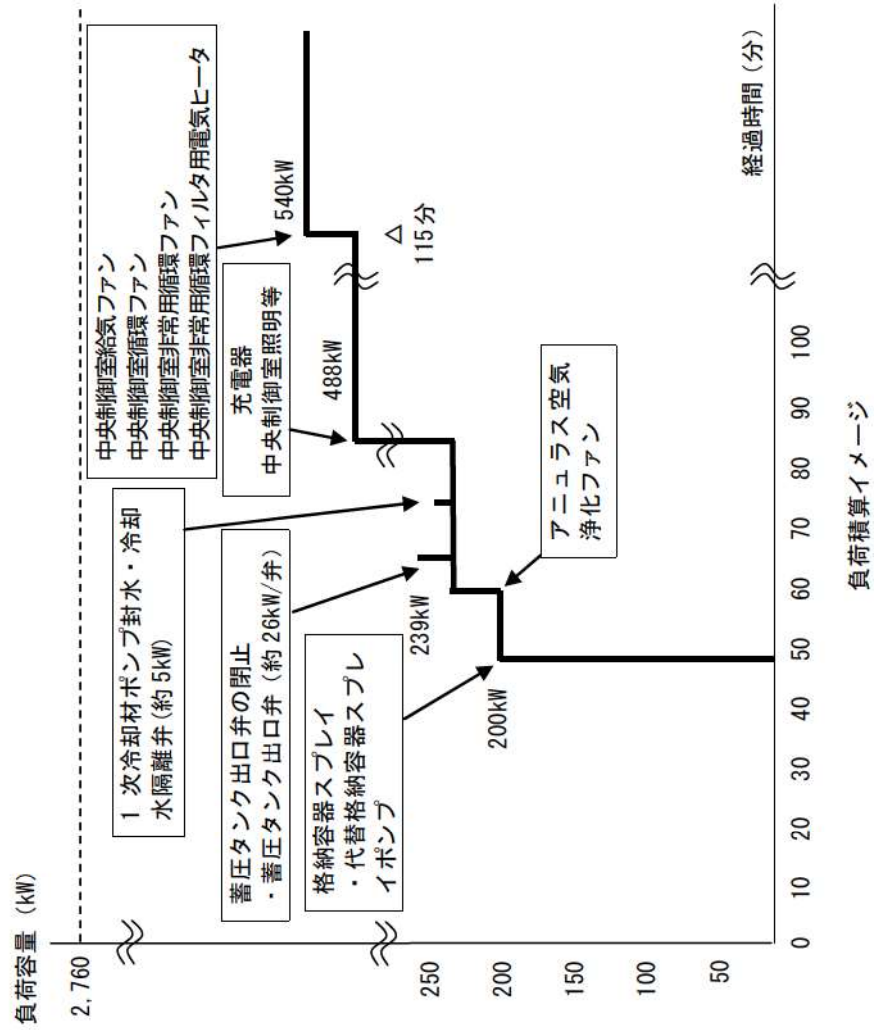
燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411L/h (定格負荷) ×2台×24h×7日間=約 138.1kL
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台)起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(24.4L/h×1台+19.3L/h×1台)(定格負荷) ×24h×7日間=7,342L = 約7.4kL
	事象発生 22.6h 後～7日間 (=145.4h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72L/h (最大負荷) ×1台×145.4h = 約 10.5kL
	事象発生 11.7h 後～7日間 (=156.3h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72L/h (最大負荷) ×1台×156.3h = 約 11.3kL
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 167.3kL	
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能	

### 3. 電源に関する評価

評価事故シナケンス【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】

負荷リスト 代替非常用発電機 (1, 725kVA × 2 台 (給電容量 : 2, 760kW))

主要機器名称	容量 (kVA/kW)
充電器 (A, B)	131/113
計装用電源 (安全系) (A, B, C, D)	131/113
充電器 A に含む (27/22)	
充電器 B に含む (27/22)	
充電器 A に含む (27/22)	
充電器 B に含む (27/22)	
代替格納容器スプレイポンプ	209/200
アニュラス空気浄化ファン	45/39
中央制御室給気ファン	27/21
中央制御室循環ファン	15/13
中央制御室非常用循環ファン	6/5
中央制御室照明等	23/23
中央制御室非常用循環フィルタ用電気ヒータ	13/13
合計 (kVA/kW)	600/540



主要負荷リスト



泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE723 r. 6. 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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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. 重大事故
    - 7.2.3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

## 添付資料 目次

- 添付資料7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料7.2.3.3 JASMINE による格納容器破損確率の評価について



## 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

### 7.2.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，AEW，AEI，SEI，SLW，SLI及びSEWがある。

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

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，LOCA時にECCS注水機能，格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉下部キャビティ水は準静的であり，

外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

(添付資料7.2.3.1, 7.2.3.3)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇についてその影響を評価する。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレーによって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器冷却を実施する。その後、格納容器内自然対流冷却によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納



容器スプレイを整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

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。

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

### 7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「\*\*W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。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、格

納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」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時に低圧再循環機能，高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能，高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄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
- ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・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
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄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時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環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容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「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再循環機能が喪失する事故」である。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、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よる注水を想定する。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は、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

なお、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を用いた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も考慮する。

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

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動
- ・スプレイ冷却
- ・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により原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

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

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同じである。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

### a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径  
計装用案内管の径と同等とする。

(b) エントレインメント係数

Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から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、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.13)

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

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

### 7.2.3.3 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生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とする。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

#### (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操作開始の起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

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，原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

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、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動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、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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、原子炉格納容器圧力の上昇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。

#### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### (3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### (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



落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.2.3.2)

#### 7.2.3.4 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### 7.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子

炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水，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，溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。また，安定状態を維持できる。

その結果，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により，原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの，原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく，評価項目を満足している。

また，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，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，並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，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ーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

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

初期条件



第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・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	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。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値 115m <sup>3</sup> /h から、ミニフロー流量 35m <sup>3</sup> /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水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。 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。
事故条件		
重大事故等対策に関連する機器条件		

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	代替格納容器スプレイポンプ によるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置 及び 格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時の デブリジェットの 初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおける エントレインメント係数の 最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却 材相互作用の大規模実験のベン チマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。
	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。



## 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について

### 1. 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用により発生する事象について

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

水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP\*<sup>1</sup>を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）

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

ただし、後述するように、水蒸気爆発に係る一般的な知見では、溶融物の過熱度が高く、冷却水のサブクール度が高いと水蒸気爆発が発生しやすいとされているが、各種実験において、PWRで想定される過熱度、冷却水条件では、水蒸気爆発の発生は観測されていない。加えて、これら実験で、外部トリガー等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観測されていない。PWRに対するシビアアクシデント条件下では溶融物の過熱度は限定的であり、冷却水サブクール度は低くなる。かつ水蒸気爆発に寄与する外部トリガーが発生する可能性は極めて低いため、現実的には水蒸気爆発による格納容器への直接的な脅威は無いものと考えられる。

しかしながら、念のため仮に水蒸気爆発が起こったとしても、その影響が著しく小さいことを定量的に示す。

### 2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。



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

近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo. 10, 12, 13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No. 10, 12, 13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなるNo. 13で約0.4%、外部トリガーがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。

上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN 1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。

外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約30Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K以上の場合に限られる。また、TROI実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35のように低過熱度/低サブクール



度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。

その他に近年実施された水蒸気爆発実験としてOECD/NEAのSERENAプロジェクトがあり、Phase1では既存の実験に対する再現解析が、Phase2ではKROTOS及びTROI装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。Phase2での両実験ともに外部トリガーを与え、共通の組成を用いた各6ケースの実験を行うことにより、過熱度、初期圧力、溶融物組成の効果だけでなく、空間幾何形状効果を含む知見を得ることを目的としている。その中で得られた主な知見は、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成される溶融物は、アルミナと比べて爆発エネルギーは小さいということであり、 $UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成される溶融物でも $UO_2$ 割合が高い方がやや爆発エネルギーが大きかったが、これはPhase1の結果と逆の傾向でありさらに考察が必要である。また、全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に比較的小さい結果であった。これは $UO_2$ の密度が高いために溶融物の粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。

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

### 3. 水蒸気爆発の影響評価について

上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。

具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。

以上

\*1 MAAPコードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル

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

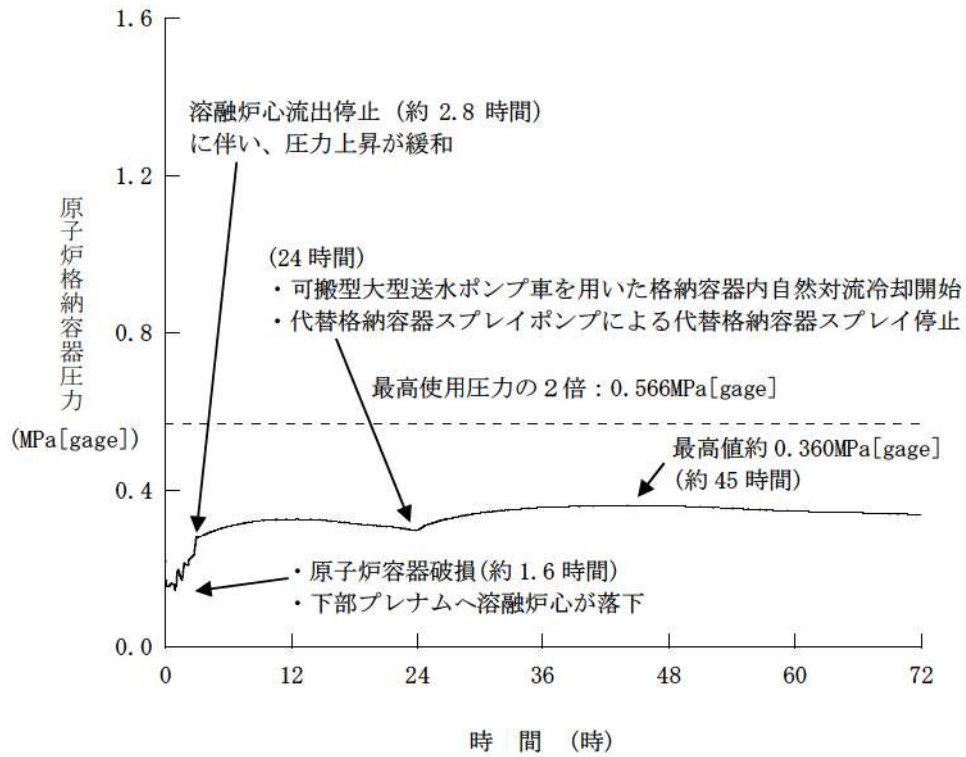


図 1 原子炉格納容器圧力の推移 (～72時間)

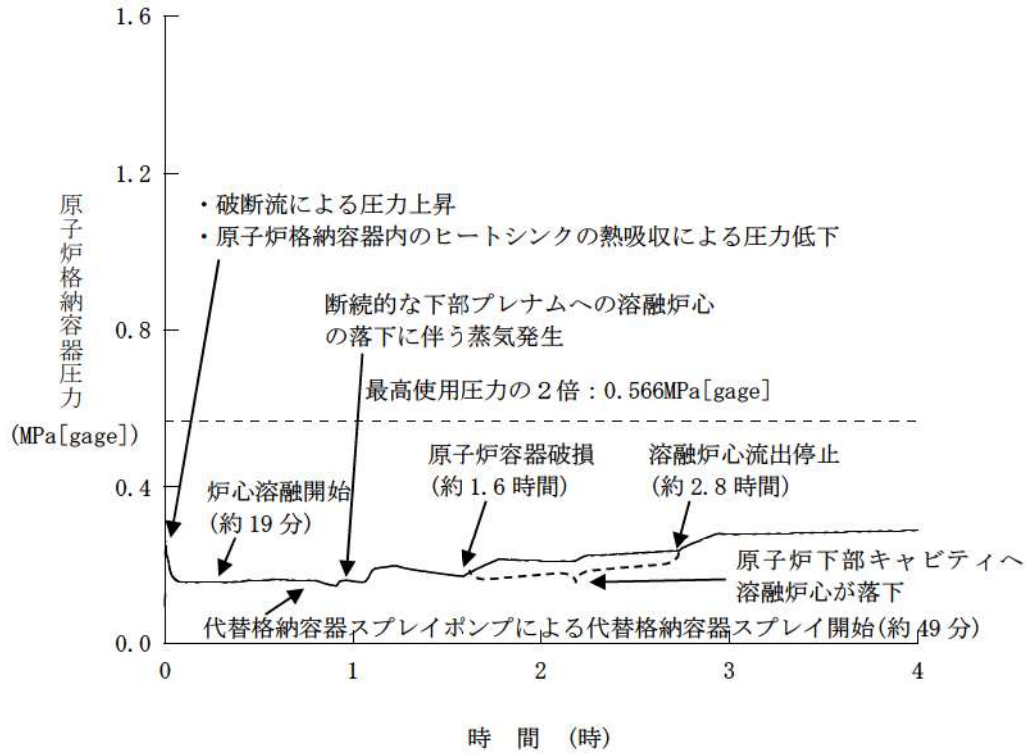


図 2 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)



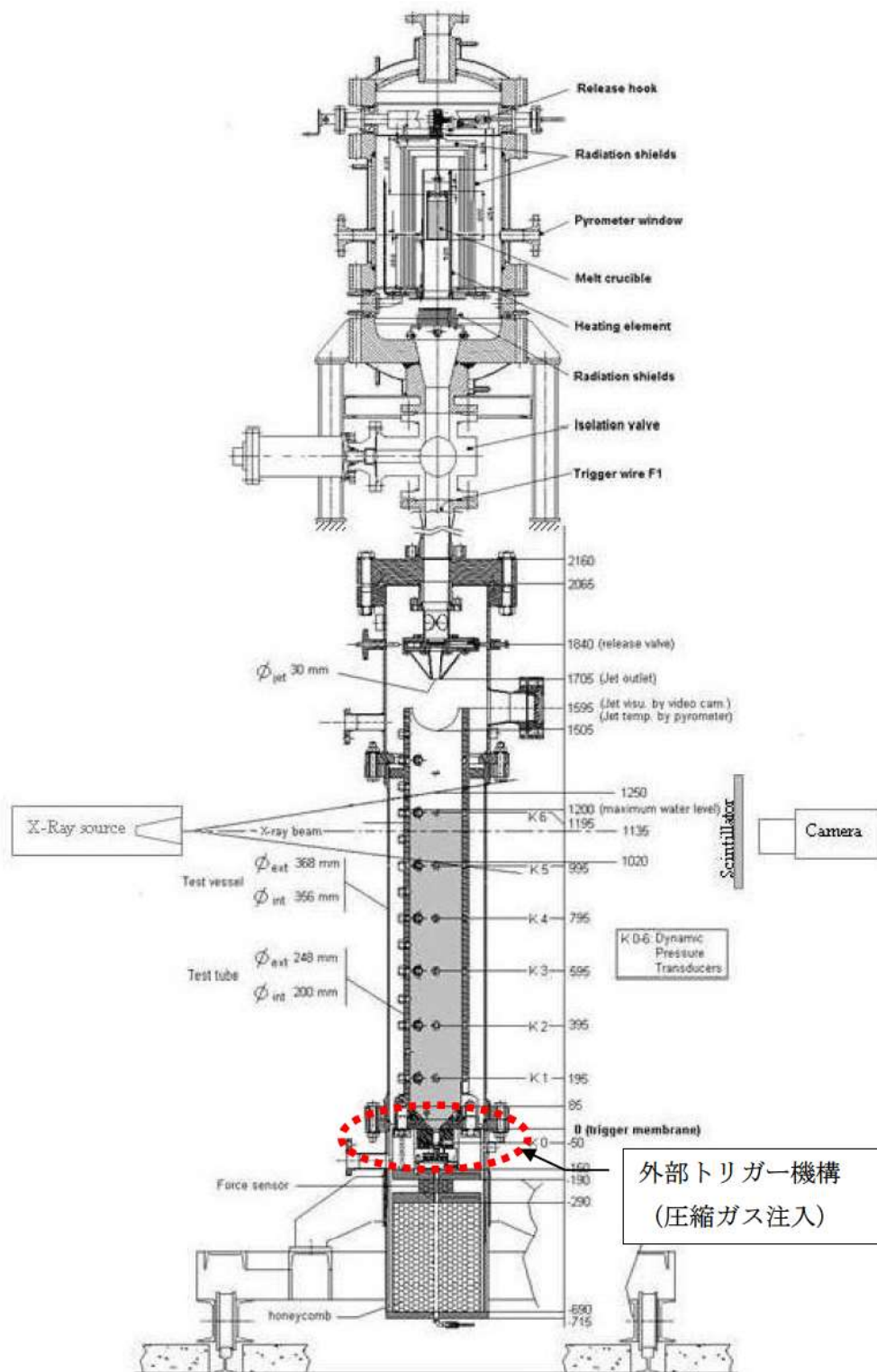


図3 KROTOS実験装置

添 7.2.3.1-5

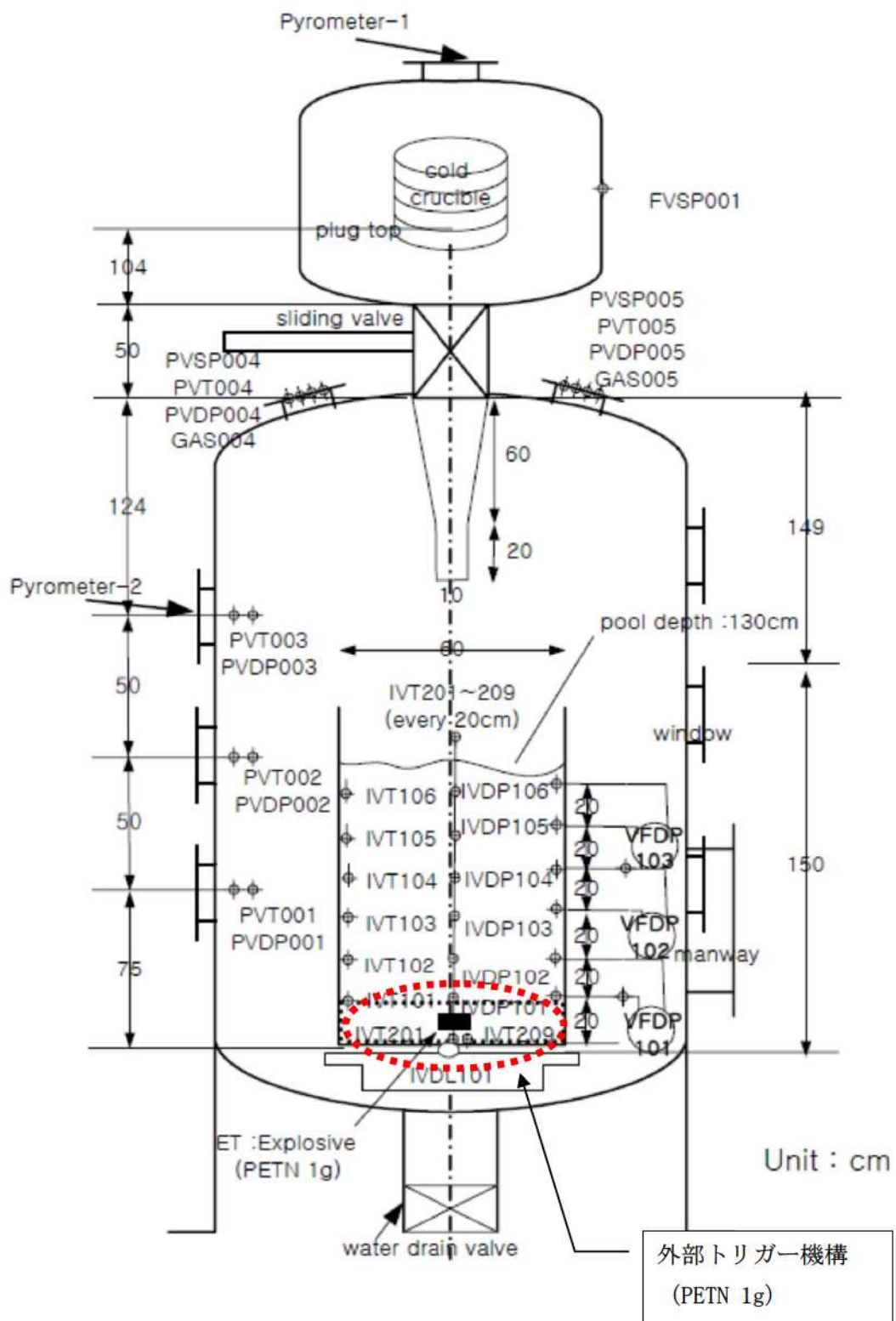


図4 TROI No. 51実験装置

添 7. 2. 3. 1-6



FCIに関する大規模実験結果（実機想定での溶融物を模擬）

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクオリティ K	外部トリプ の有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギー への変換効率 (%)
FARO	1	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	151.00	2823	0	2	-	-	-
	4	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	125.00	3123	283	0	-	-	-
	5	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	157.00	3073	233	1	-	-	-
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	176.00	3023	183	0	-	-	-
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	129.00	3023	183	1	-	-	-
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	175.00	3052	212	1	-	-	-
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	39.00	3070	230	97	-	-	-
	11	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	92.00	2990	150	104	-	-	-
	12	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	230	124	-	-	-
KROTOS	1	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3063	223	22	-	-	-
	2	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3025	185	79	○	-	-
	5	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	5.05	3088	248	83	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	5.15	3023	183	82	○	-	0.01
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	2.62	3023	183	102	○	○	0.02
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	2.62	3023	183	123	○	○	0.05
COTELIS	1	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	2	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	3	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	55.40	3050	210	12	-	-	-
	4	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	5	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	6	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	57.10	3050	210	0	-	-	-
	7	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	55.00	3050	210	21	-	-	-
	8	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	アップグレード K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)	参考文献
TROI*	9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	—	—	—	(1)
	10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3800	989	75	—	○	—	(1)
	11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3800	989	77	—	—	—	(1)
	12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3800	989	80	—	○	—	(1)
	13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3500	689	81	—	○	0.4	(1)
	14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	—	○	—	(1)
	21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.32	3000	167	75	—	—	—	(2)
	22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	2900	67	76	—	—	—	(2)
	23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.385	3600	767	80	—	—	—	(2)
	25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3500	689	86	—	—	—	(2)
	26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	—	—	—	(2)
	34	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
	35	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2990	179	39	○	○	0.21	(3)
	36	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
	37	80%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
	38	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	—	—	—	(4)
	39	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3730	897	88	○	○	—	(4)
	40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	86	—	—	—	(5)
	43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2860	—	77	—	—	—	(6)
	44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2880	—	78	○	○	—	(6)
	46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.734	3590	779	86	○	○	—	(7)
	47	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.736	3030	—	79	—	—	—	(7)
	48	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	13.042	3620	809	38	—	—	—	(7)
51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3420	—	79	○	○	—	(8)	
52	61%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	—	88	○	○	—	(8)	

※ No. 13 及び 14 の溶融物温度は 2600K 及び 3000K との記載もあるが、参考文献(1) 考察より、温度計測の不確かさが大きいことから上記表の数値としている。  
過熱度は、MATPRO より UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=70:30 の場合で 2811K、UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=80:20 の場合で 2833K として評価。

- (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> Mixture, Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
- (2) J. H. Kim et al., The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, ICAPP'04, 2004.
- (3) J. H. Kim et al., Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
- (4) J. H. Kim et al., Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility, KNS, 2005.
- (5) V. Tytyekl, Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism, Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.
- (6) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility, KNS, 2006.
- (7) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility, Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
- (8) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium, J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.



実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度K	サツケル度 K	外部リガ- の有無	水蒸気爆発の有無	機械的エネルギーへの変換効率(%)
SERENA (TRO1/KROTOS)	TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.680	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.710	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO <sub>2</sub> +19.0%ZrO <sub>2</sub>	0.810	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO <sub>2</sub> +18.3%ZrO <sub>2</sub> +5.0%Zr+0.7%U	0.760	17.9	2940	140	57.7	○	—	0.06
	TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +18.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	○	0.66
	KS-1	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	3.9	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70.0%UO <sub>2</sub> +30.0%ZrO <sub>2</sub>	0.700	0.8	2850	—	—	○	— (注1)	—
	KS-4	80.0%UO <sub>2</sub> +20.0%ZrO <sub>2</sub>	0.800	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO <sub>2</sub> +11.4%ZrO <sub>2</sub> +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	— (注2)	—
	KS-6	73.0%UO <sub>2</sub> +20.4%ZrO <sub>2</sub> +4.1%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +2.5%FP	0.730	1.7	2853	182	54	○	○	~0

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗

## 【参考】水蒸気爆発の影響評価について

## 1. 水蒸気爆発の影響評価の目的

実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。

## 2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ

水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。

また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。

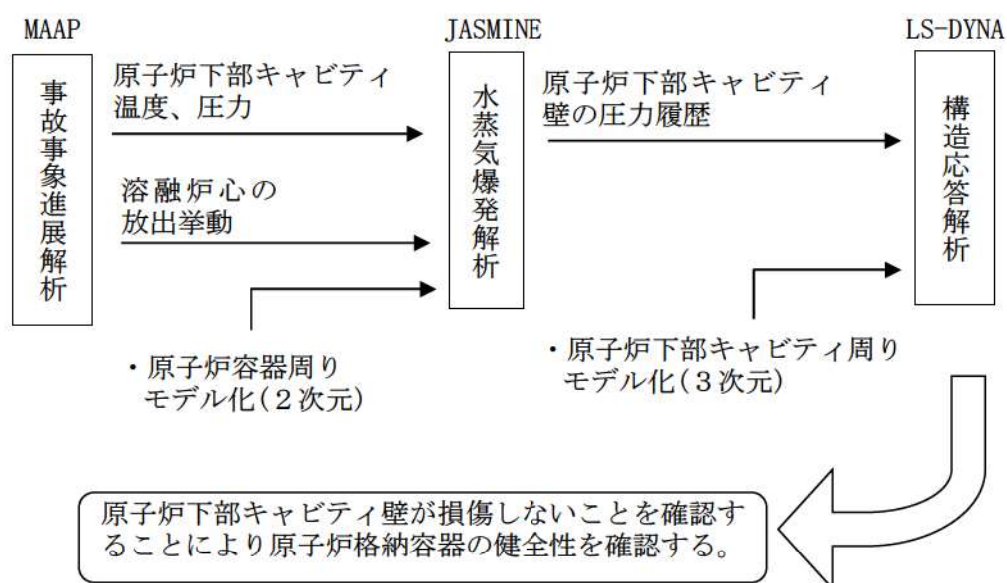


図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ

## 3. 解析条件

## 3. 1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)

水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる



「大 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表 1 に JASMINE 解析の主要解析条件を示す。

JASMINE の解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径 38mm に対し [ ] と設定しており、放出面積としては約 [ ] 倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。

JASMINE にて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNA による構造解析の壁面における圧力条件として付与する。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 主要解析条件

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力	[ ]	[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度	[ ]	[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。
6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO、COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	熔融炉心ジェットの先端	[-]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	$5 \times 10^5$	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
18	フラグメンテーション時間	0.003	[sec]	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
21	トリガ点圧力	$2 \times 10^6$	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。

文献 [1] : K. Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



### 3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)

水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル\*1 を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図1～2及び表2～3に示す。

また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。

\*1 : Karagozian & Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)

表2 コンクリートの材料特性

項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考
質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—
ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による
引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 $0.38 \times \sqrt{F_c}$

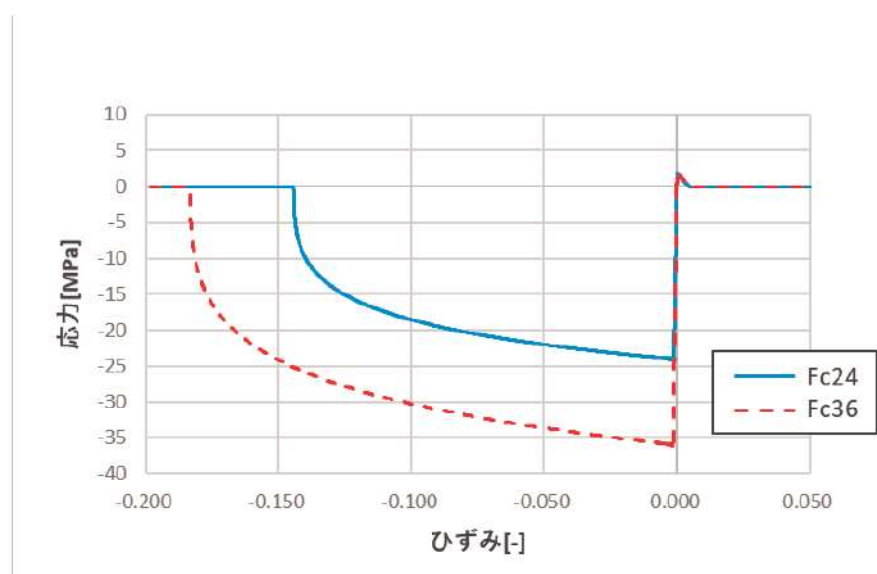


図1 コンクリートの応力ひずみ曲線

表 3 鉄筋の材料特性

項目	単位	SD345	SD390	備考
質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—

\*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン  
(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

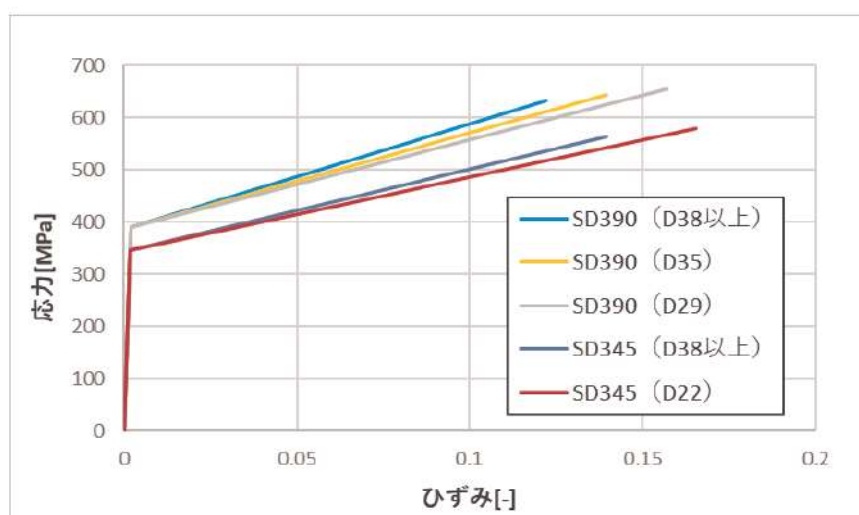


図 2 鉄筋の応力ひずみ曲線



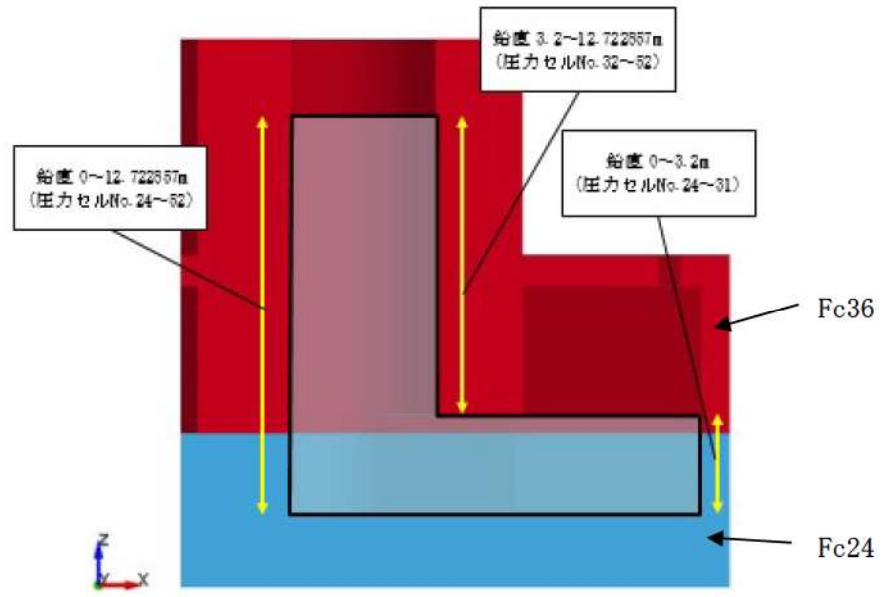


図3 衝撃圧力の適用範囲

## 4. 評価結果

### 4. 1 JASMINE 解析結果

JASMINE 解析結果を図4に示す。図4に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、熔融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力も徐々に減衰していく。

また、前述の通り（添付参照）、熔融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも 0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全熔融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメーターとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する熔融物の質量に対して、熔融物の注入速度やプール水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。

図2に示す JASMINE 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した熔融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。



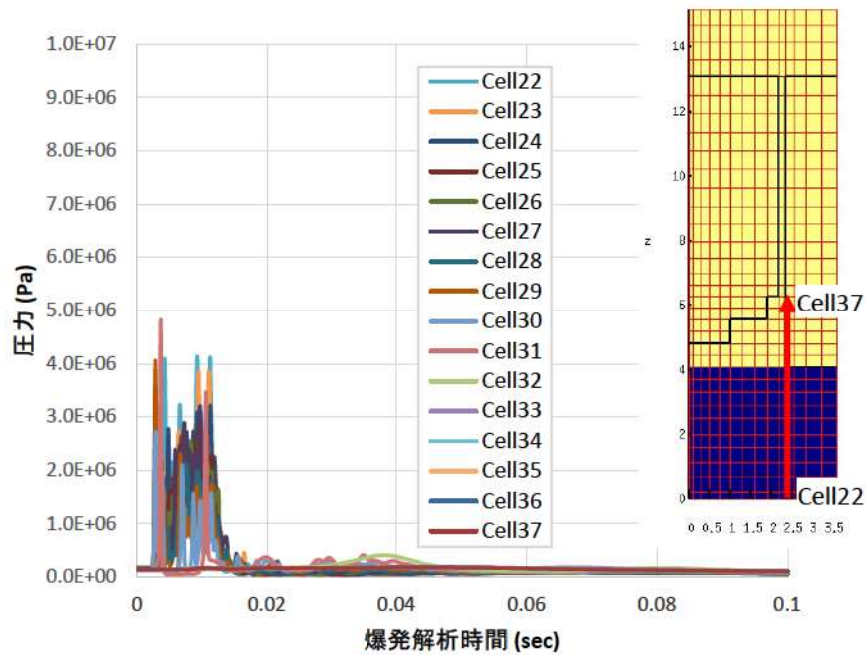


図4 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴

#### 4. 2 LS-DYNA 解析結果

LS-DYNA 解析結果を表4に示す。表4に示す通り、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋については、塑性ひずみは発生していない。また、コンクリートについては、せん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、許容ひずみは 0.5%であり、最大せん断ひずみは許容ひずみを超過していない。最小主ひずみは、下部では最大 1167 $\mu$ に達しており、許容値 1114 $\mu$ を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面においては許容値を超過していない(図5参照)。

以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。

表4 LS-DYNA 解析結果

部位	評価パラメータ	発生値	許容値
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%
	最小主ひずみ (下部(Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び 階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で 1114 $\mu$ 以上とならないこと
	最小主ひずみ (上部(Fc36))	1273 $\mu$	1次遮へい壁全断面で 1349 $\mu$ 以上とならないこと

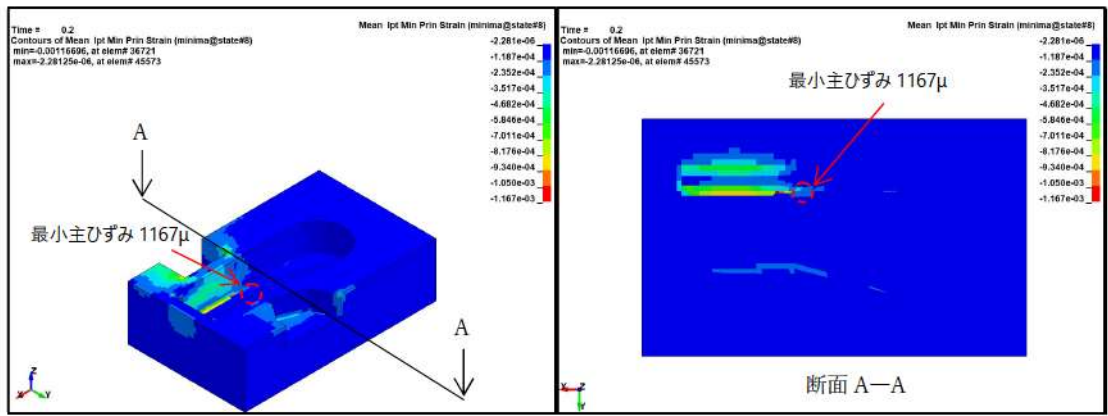


図5 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所



JASMINE コード及び LS-DYNA コードの概要

1. JASMINE

原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。

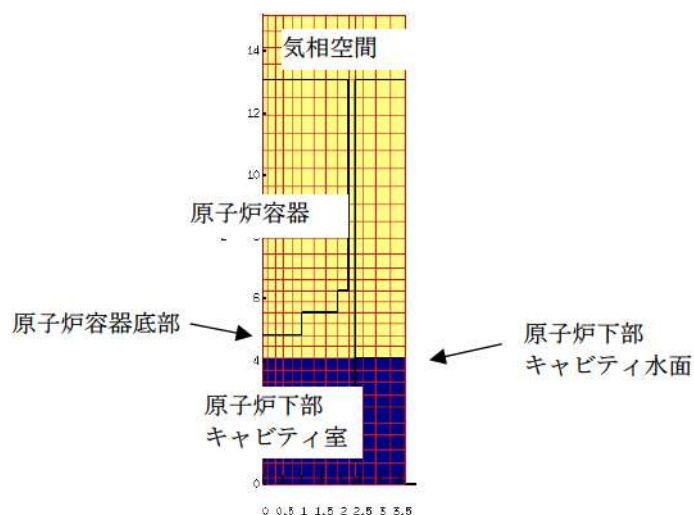


図1 JASMINE 解析モデル

2. LS-DYNA

衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMINE 解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。

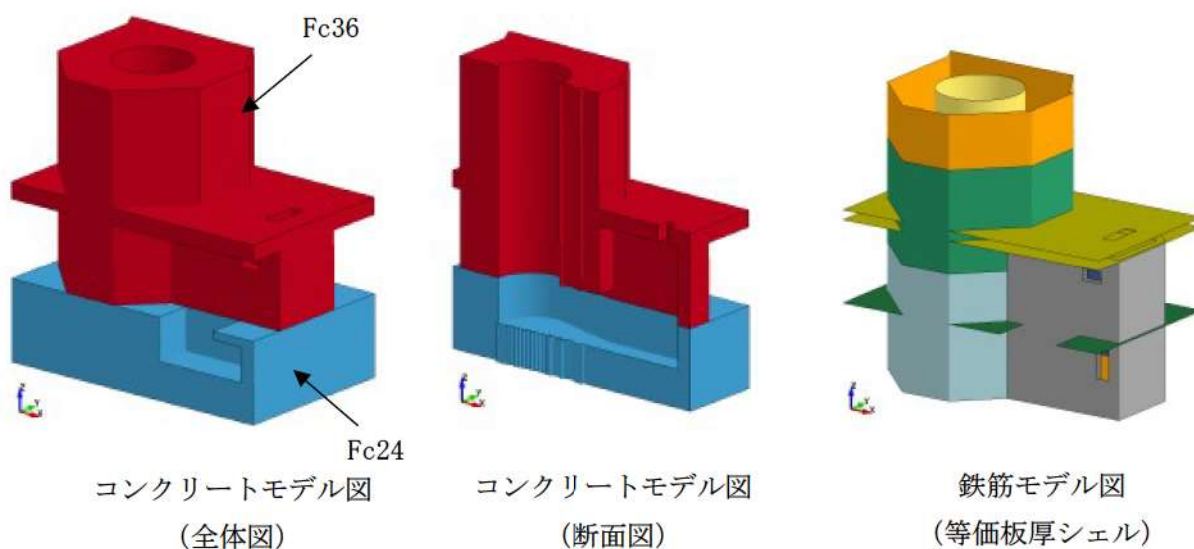


図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）

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  
(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」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融開始に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、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。	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、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約30秒早まるが、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価対象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部ブレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	○HDR実験解析及びCSSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	気液分離・対向流	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状(流路高低差や堰高さ)に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	区画間の流動(蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状(流路高低差や堰高さ)に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器	区画間の流動(液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状(流路高低差や堰高さ)に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。



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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> <li>・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	<p>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仮想的に厳しい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時間には影響はない。</p>	<p>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、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。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	<p>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。</p>	<p>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。</p>
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(小さい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において燃料棒破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>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仮想的に厳しい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と確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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。</p>
	1次系内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>PHIBUS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒破損管温度を高めめに評価し、燃料破損後のPP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の感度解析は小さく考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において燃料棒破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>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仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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。</p>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricoon-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとするとする感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。</p>	<p>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、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率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。</p>	<p>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、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率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。</p>
	原子炉格納容器内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロソールの沈着率について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</p>



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2, 652 MWt) ×1.02	100%(2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きく崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点が厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点が厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。
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ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の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燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレッドによる代替格納容器スプレッド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ッド実施)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、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度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して余裕が大きくなる。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度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して余裕が大きくなる。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65, 500m <sup>3</sup>	66, 000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している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厳しく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度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して余裕が大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度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して余裕が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器の圧力及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度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して余裕が大きくなる。

初期条件



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の 完全両端破断	-	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	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) その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいことを確認した。	
		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 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	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徹底的に検討し、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非正常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却水機能喪失を考慮。	運転員等操作時間を与える影響は、解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「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。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影 響はない。
		ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生度となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるが、その差はわずかで、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定連達成時間に余裕を考慮して設定。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施)に変わりはなく、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3基合計)	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。	最確条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。
	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	約4.4MPa[gage] (通常運転時の 設定圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミミングが早くなり、炉心損傷開始を遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	原子炉格納容器圧力の最高値は約45時間後であり、初期の注入のタイミミングが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
蓄圧タンク 保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷時間は遅くなり、炉心損傷開始を遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	原子炉格納容器圧力の最高値は約45時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	140t/h	140t/h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。
代替格納容器スプレイ ポンプによるスプレイ 流量	2基	2基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フィルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フィルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、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の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対しては余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合は感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかにあり、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約4.4MW～約7.6MW)	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。
原子炉格納容器 内水素処理装置 及び 格納容器水素イ グナイタ	効果を期待せず	効果を期待する			

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4 / 4)

項目	解析条件 (機器条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	計装用案内管溶接部破損における破損口径を複数 の破損形態のうち、最も早く判定される設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。		
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。		







表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (2 / 3)

項目	解析条件(操作条件)の不確か		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	解析上の条件設定の考え方				
操作条件 格納容器再循環ユニット格納容器内自然対流冷却開始	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却の開始操作は、現場にて可搬型ホース敷設等の準備を行う災害対策要員、格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員(現場)と、中央制御室にて格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、可搬型ホース敷設等の準備及び格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常9分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アークセスルート上にアークセスを阻害する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室の運転員による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 可搬型大型送水ポンプ車は車両であることから自走で作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合にアークセスルートの被害があっても、ホイールローダに必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生から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より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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器内自然対流冷却の開始とともにより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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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開始とともにより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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作(通水準備)は所要時間20分を想定しているところ、格納容器内自然対流冷却系統構成操作(通水準備)は所要時間20分を想定しているところ、訓練実績は5分。現場で実施する可搬型ホース敷設等の準備は4時間10分を想定しているところ、訓練実績は2時間55分。現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作はそれぞれ1時間、1時間、50分を想定しているところ、訓練実績は35分、31分、29分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
操作条件 格納容器再循環ユニット格納容器内自然対流冷却開始	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却の開始操作は、現場にて可搬型ホース敷設等の準備を行う災害対策要員、格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員(現場)と、中央制御室にて格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、可搬型ホース敷設等の準備及び格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は格納容器内自然対流冷却系統構成操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常9分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アークセスルート上にアークセスを阻害する格納容器内自然対流冷却系統構成操作は、中央制御室の運転員による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 可搬型大型送水ポンプ車は車両であることから自走で作業場所へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合にアークセスルートの被害があっても、ホイールローダに必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生から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より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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器内自然対流冷却の開始とともにより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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	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開始とともにより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までに水位に到達するまで停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作(通水準備)は所要時間20分を想定しているところ、格納容器内自然対流冷却系統構成操作(通水準備)は所要時間20分を想定しているところ、訓練実績は5分。現場で実施する可搬型ホース敷設等の準備は4時間10分を想定しているところ、訓練実績は2時間55分。現場で実施する格納容器内自然対流冷却系統構成操作はそれぞれ1時間、1時間、50分を想定しているところ、訓練実績は35分、31分、29分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。







## JASMINE による格納容器破損確率の評価について

炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEA において、JASMINE<sup>\*1</sup>を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。<sup>i</sup>

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。

これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布<sup>\*2</sup>については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは 200MJ 以上の領域となる。また、JASMINE におけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径<sup>\*3</sup>の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWR に対する評価結果として  $6.8 \times 10^{-2}$ （平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格



納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

- ※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード
- ※2 構造物の耐力の確率分布であり，耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。
- ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し，溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径

---

<sup>i</sup> JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725 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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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. 重大事故
  - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用

## 添付資料 目次

- 添付資料7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について
- 添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプルの影響について

## 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

### 7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

#### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI, TED, SED, TEW, AED, AEI, SEI, SLW, AEW, SLI及びSEWがある。

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，原子炉格納容器内の溶融炉心が原子炉容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却することにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。

また，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融



炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器冷却を実施する。その後、格納容器内自然対流冷却によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

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

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

## 7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

### (1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含ま

れるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

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

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



ある。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

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

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

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

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動
- ・スプレイ冷却
- ・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
- ・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡が

り

- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

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 ベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。

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

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

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

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同じである。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期



条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

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

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

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

(3) 有効性評価の結果

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

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビ

ティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており，溶融炉心からの崩壊熱は除去され，ベースマツトに有意な侵食は発生しない。

(添付資料7.2.1.1.13, 7.2.5.1)

#### b. 評価項目等

ベースマツト侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり，代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで，ベースマツト侵食深さは床面で約3mm，壁面で約3mmにとどまることから，ベースマツトに有意な侵食は発生していない。

本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について，原子炉格納容器下部床面及び壁面のベースマツト侵食深さをパラメータとして対策の有効性を確認した。「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)，(2)，(3)，(4)，(5)及び(7)の評価項目については，「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから，それぞれにおいて，評価項目を満足することを確認している。

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



### 7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するもの

としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

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

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



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

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により，感度解析ケースの組合せのうち，原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に，有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが，原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること，また，溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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

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

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，原子炉下部キャビティに十分に注水されており，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により，原



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

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m<sup>2</sup>となり、原子炉容器破損位置が原子炉

下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

(添付資料7.2.4.11)

一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。

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

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

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より溶融炉



心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

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

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

- ・ 1 次冷却材高温側配管 全ループ破断



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

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

（添付資料7.2.1.1.19）

#### b. 操作条件

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

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

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

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件

で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 操作時間余裕の把握

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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約49分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.1.21)

### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子



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

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

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

(添付資料7.2.5.2, 7.2.5.3)

#### 7.2.5.4 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」におい

て、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### 7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマット



侵食深さは原子炉格納容器下部の床面で約 3 mm，壁面で約 3 mmに抑えられ，原子炉格納容器の構造材の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量，原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力，水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において，それぞれ確認した。

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

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

重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策

本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプ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ーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

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

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/4)

項目		条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。
	外部電源	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。



第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの 伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

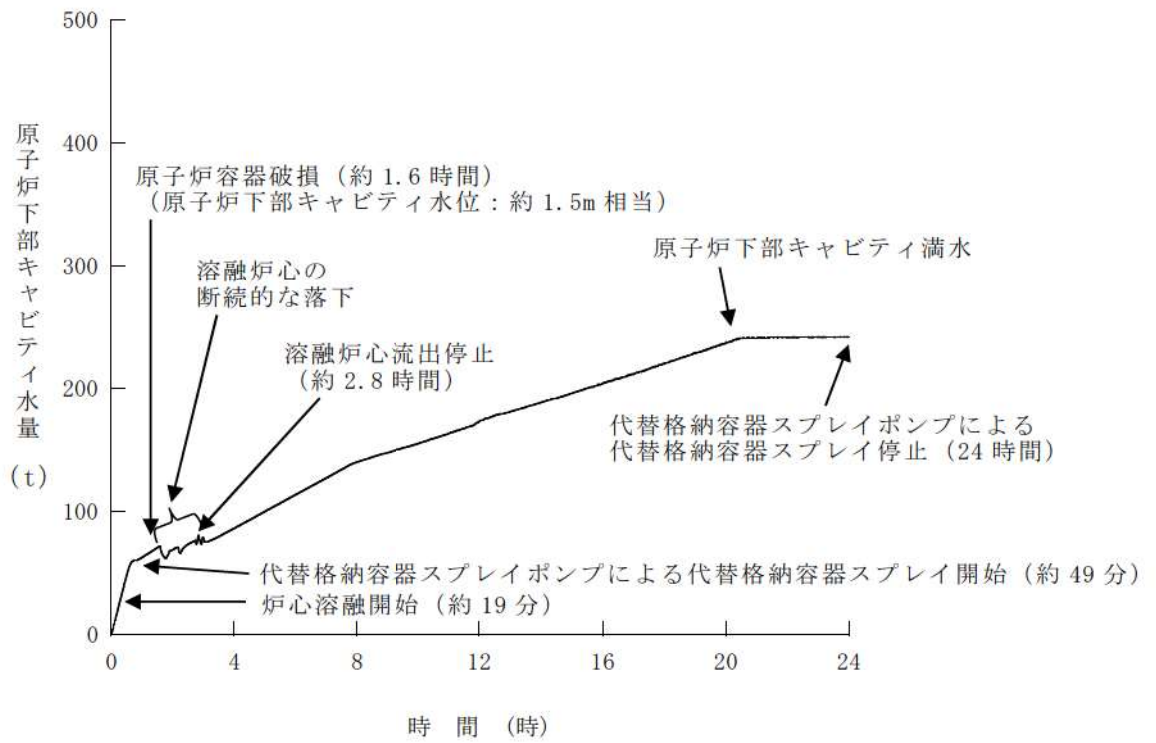
重大事故等対策に関連する機器条件

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

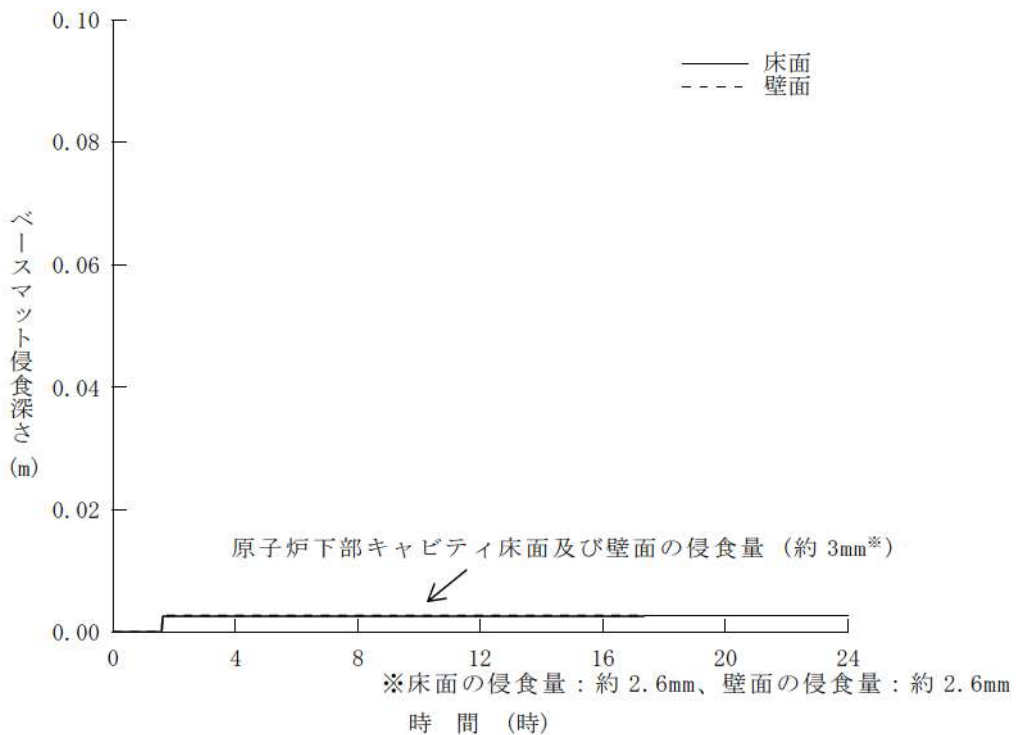
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

重大事故等対策に  
 関連する操作条件

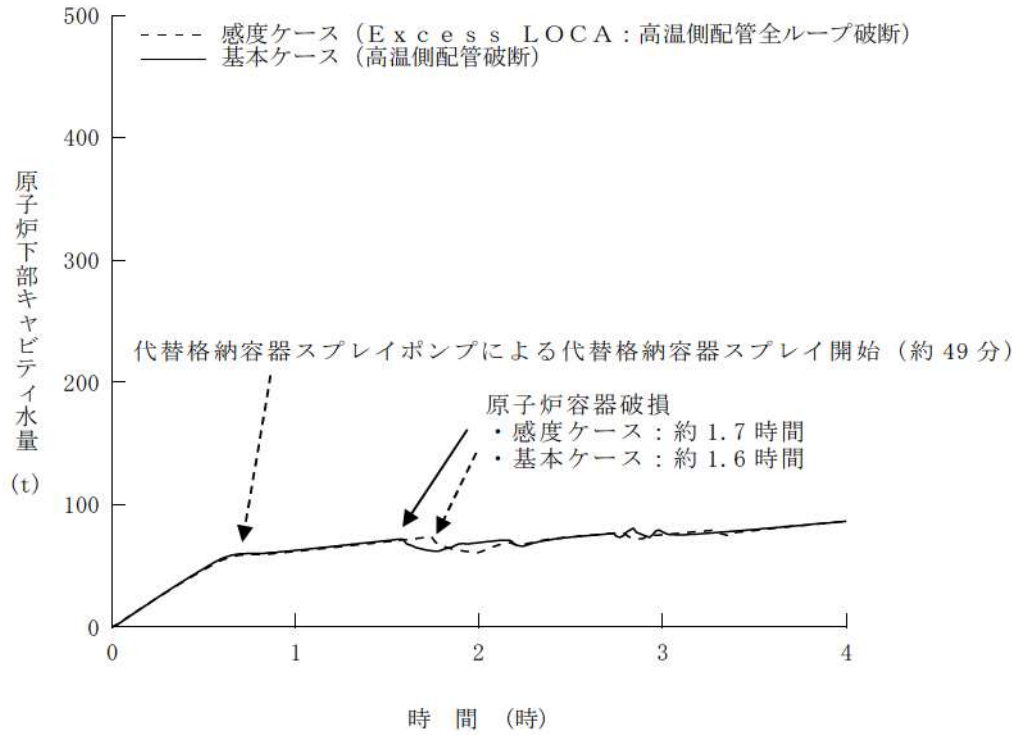




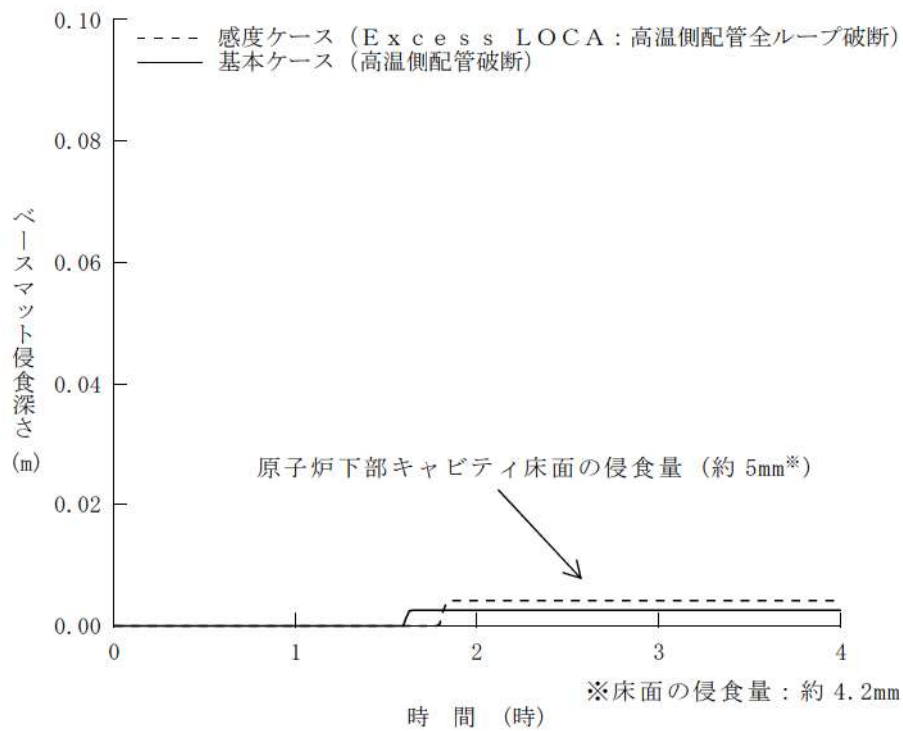
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移

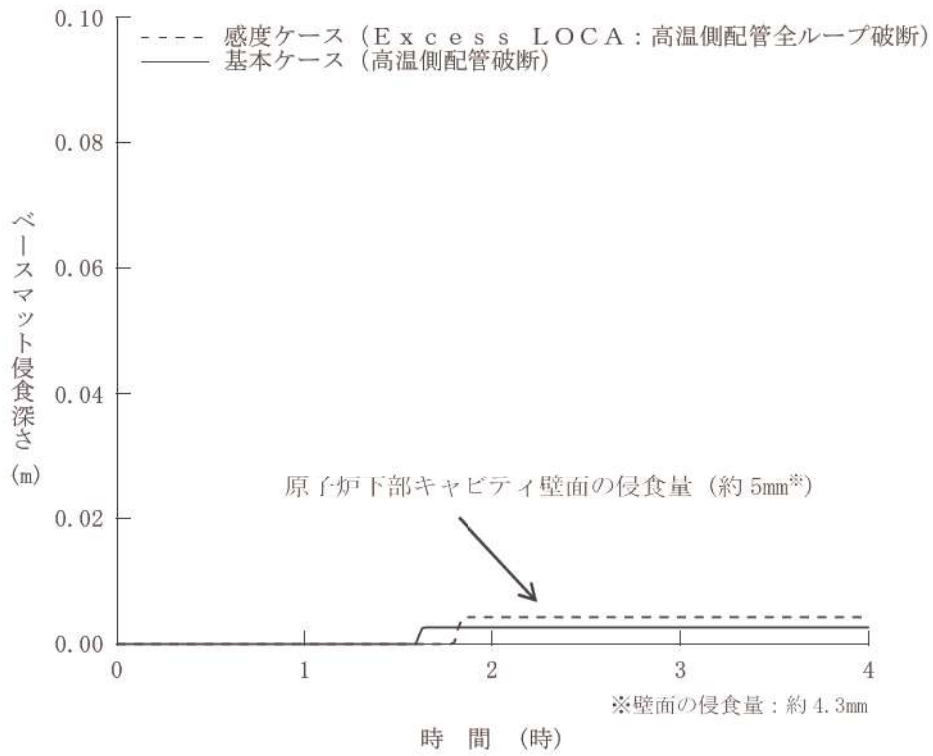


第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

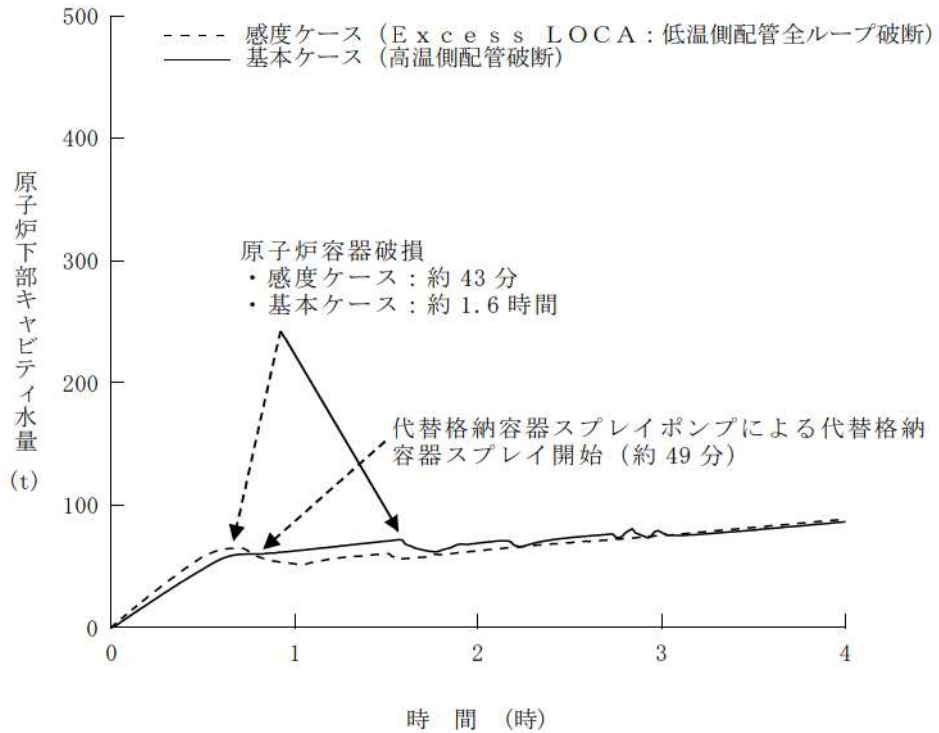


第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

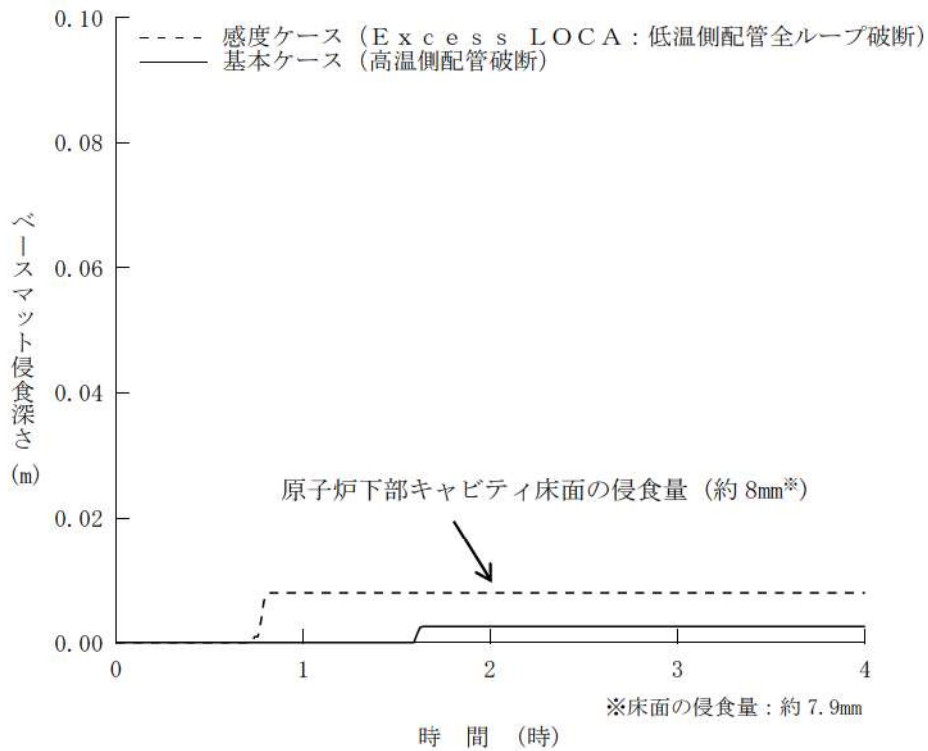




第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

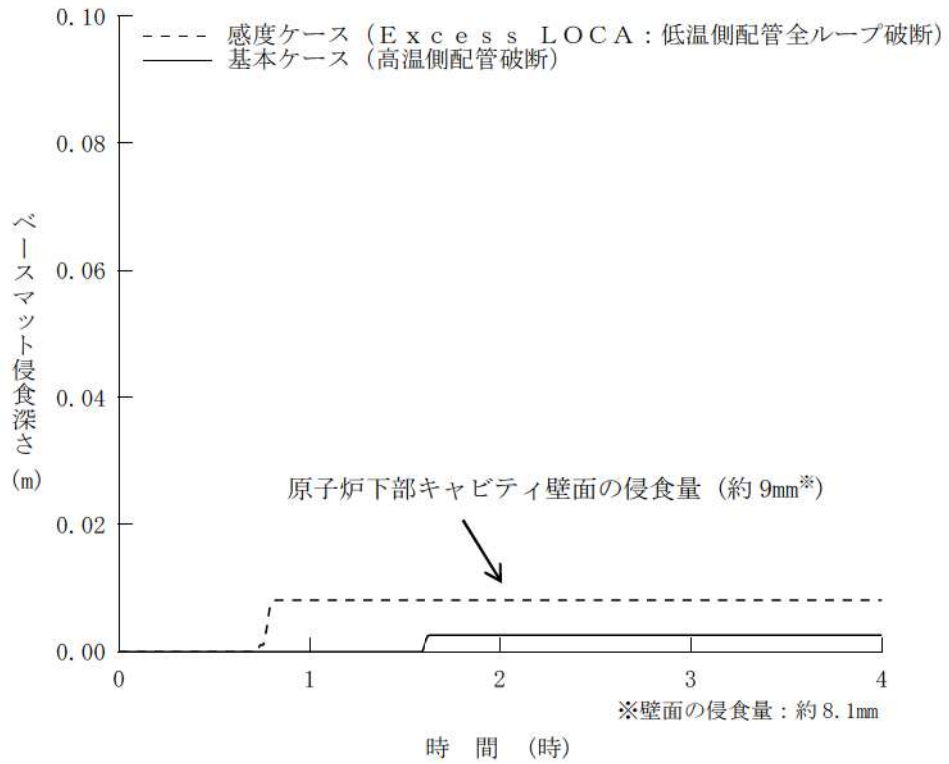


第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

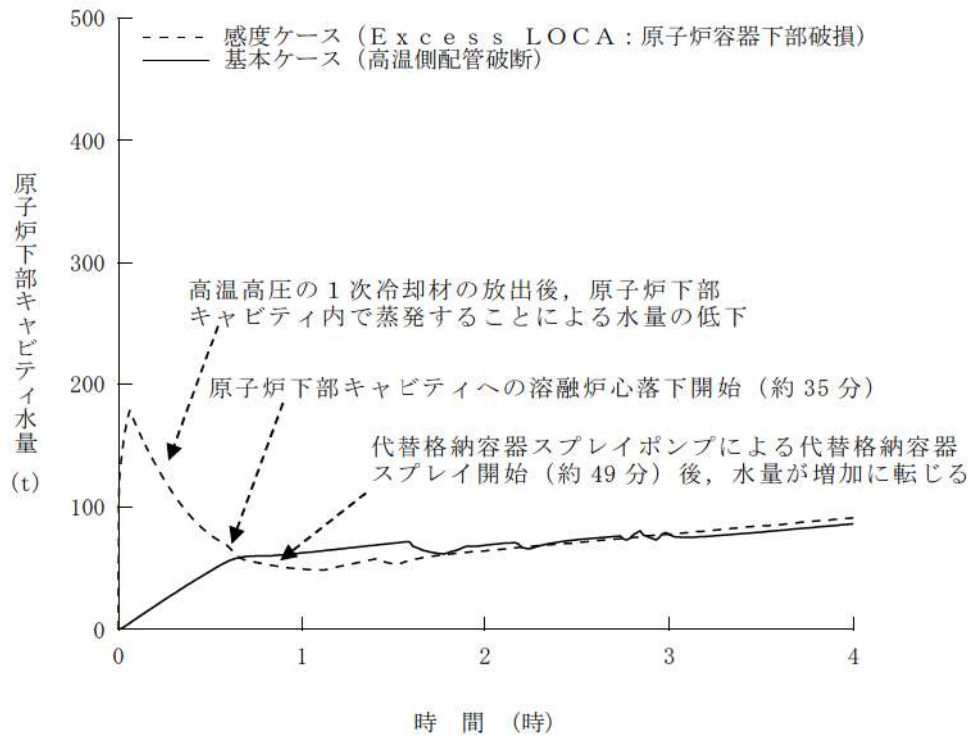


第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ（床面）の推移  
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

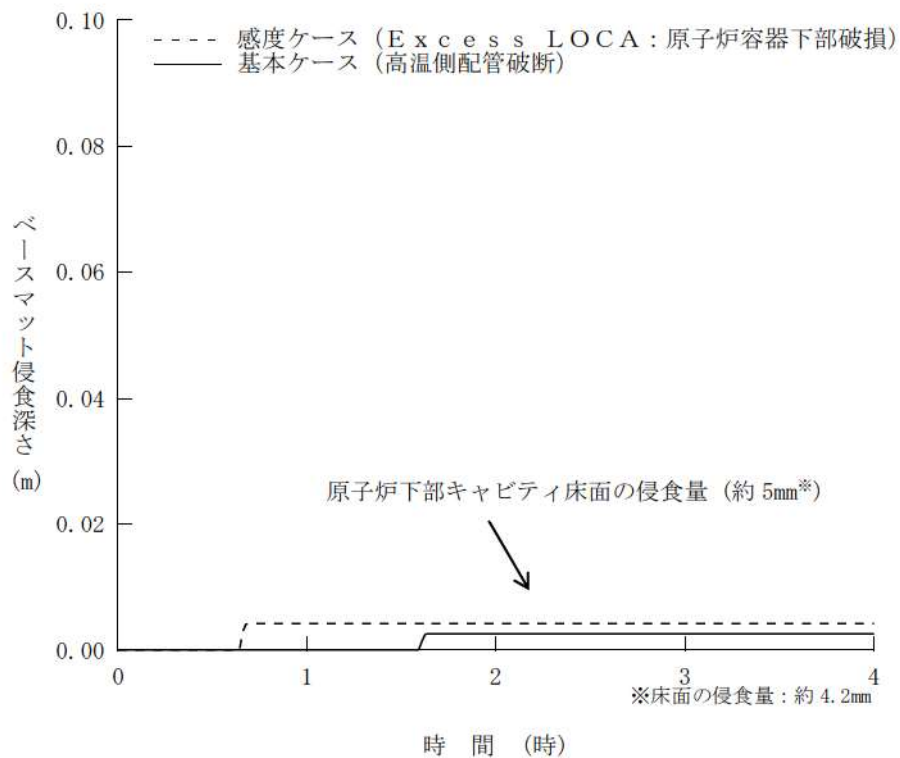




第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

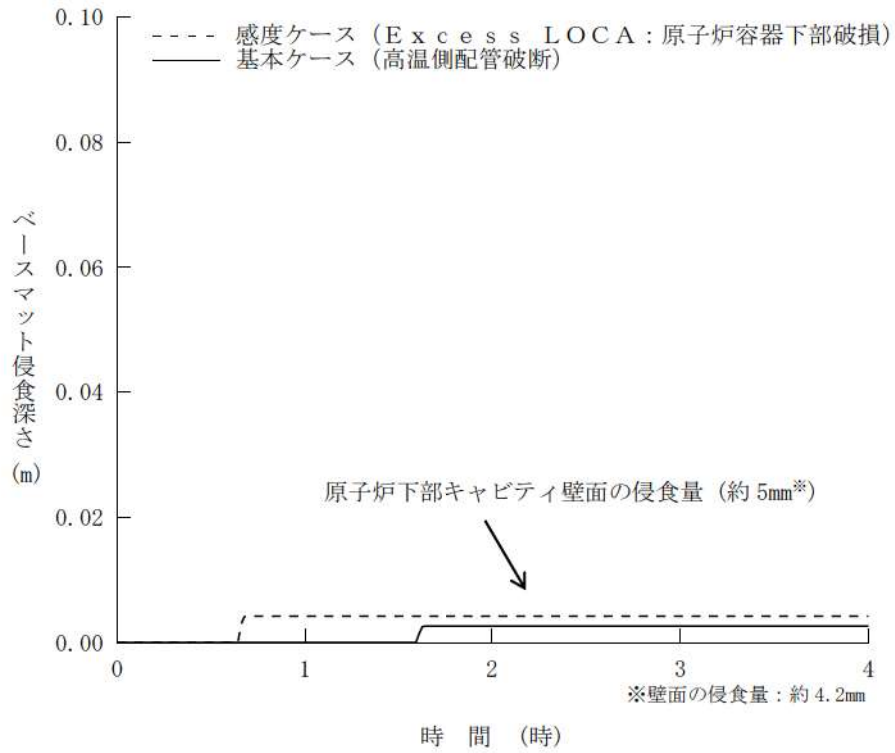


第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

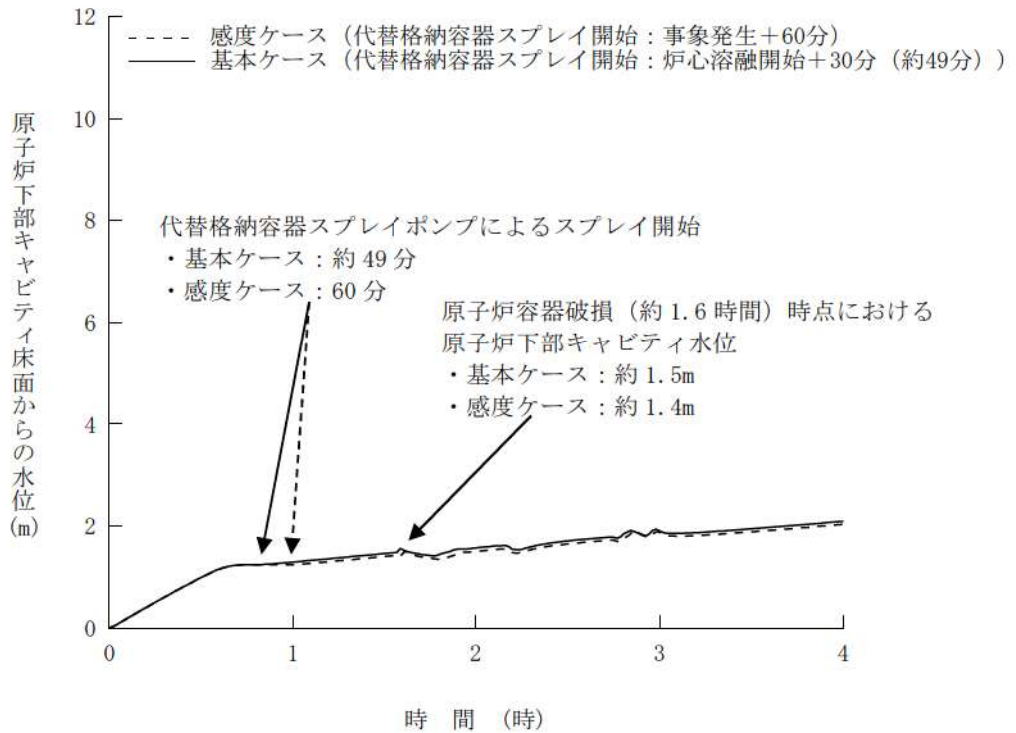


第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

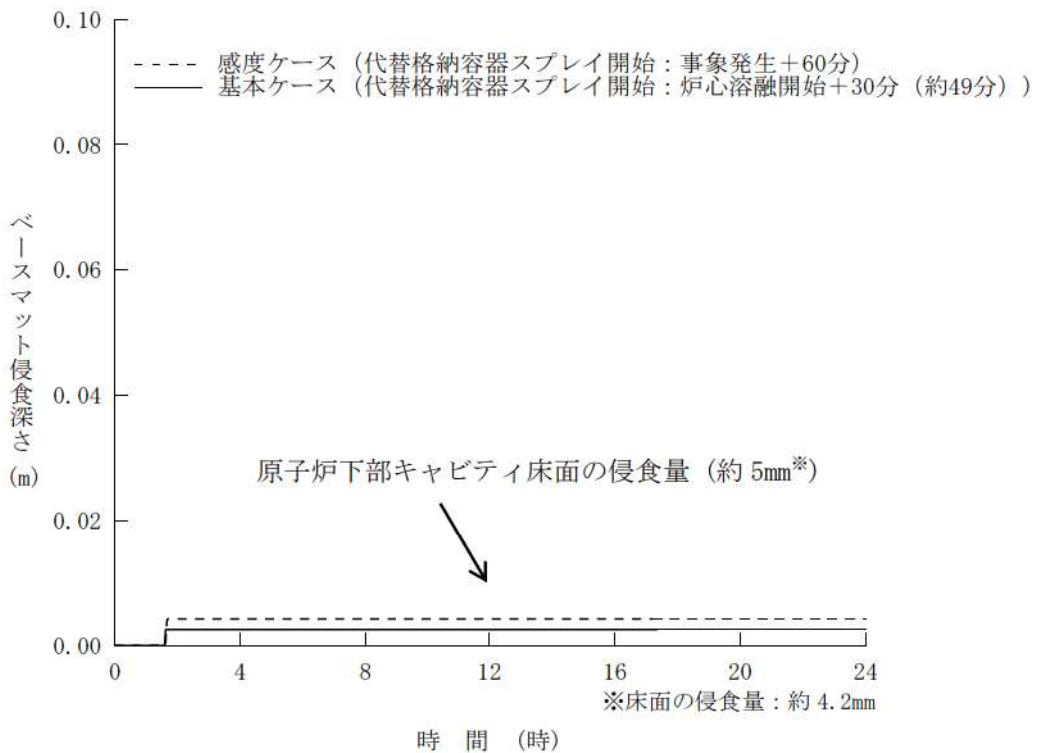




第 7.2.5.11 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

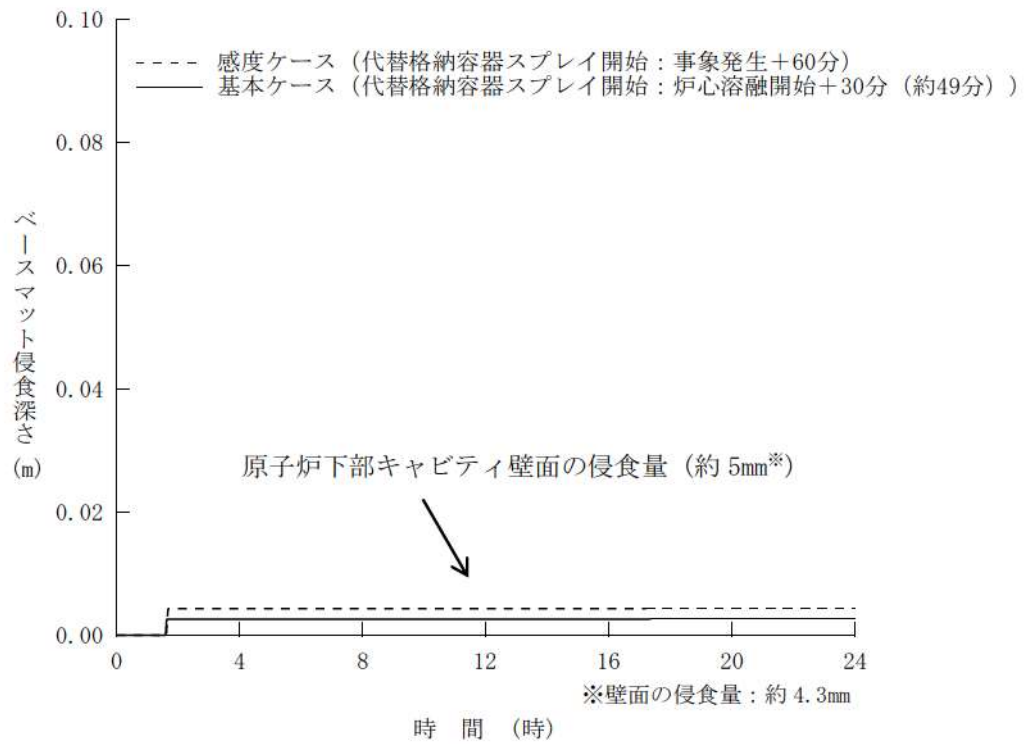


第 7.2.5.12 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



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





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

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

- (1) 大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）

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

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



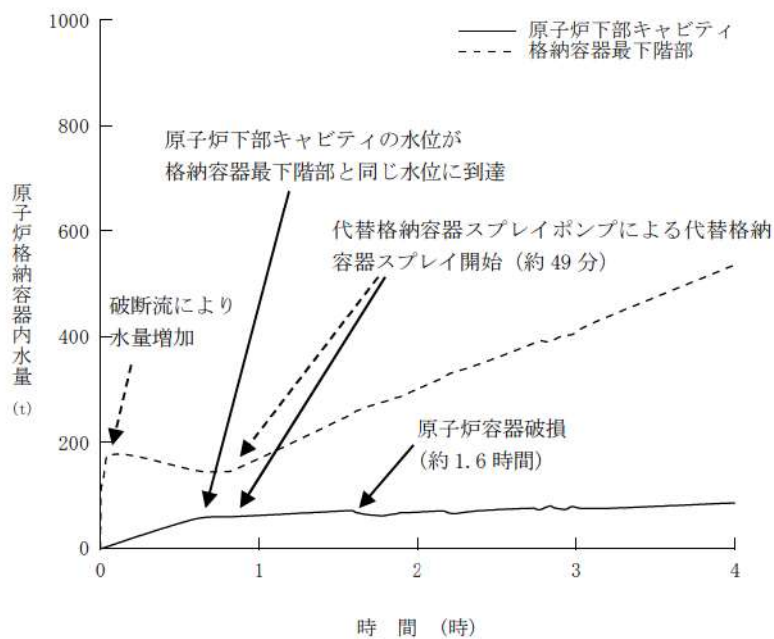


図1 原子炉格納容器内水量の推移

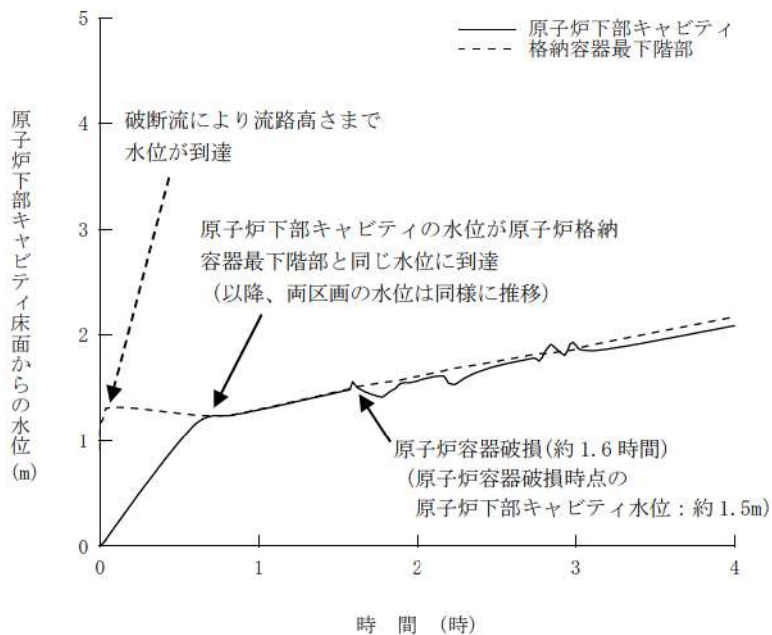


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

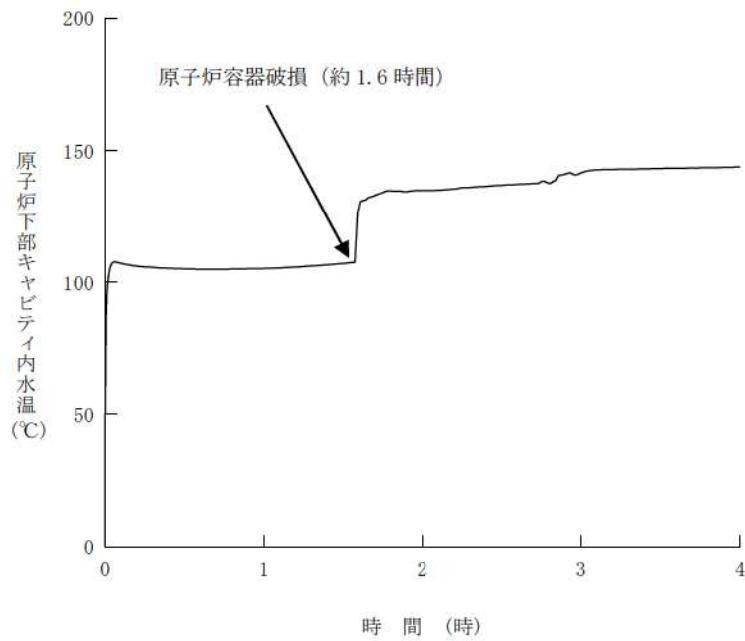


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

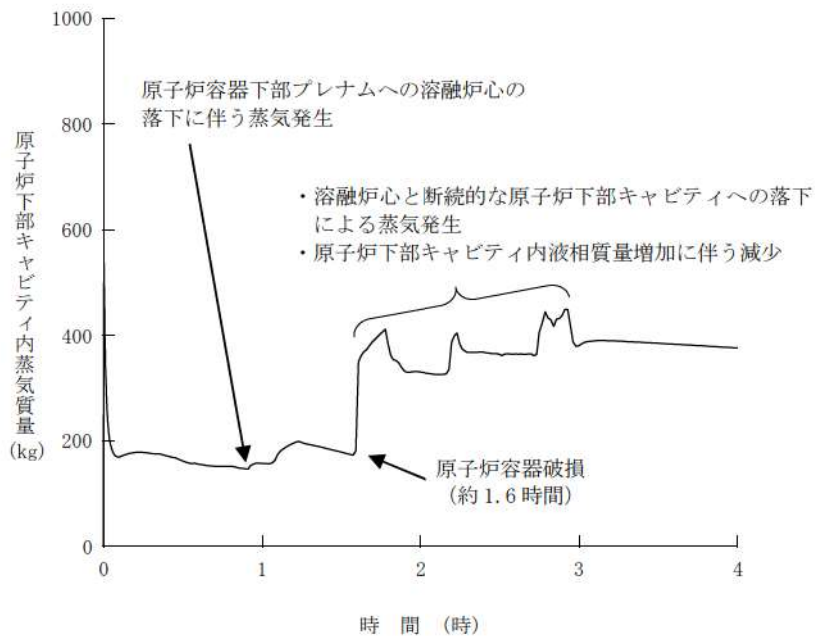


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移



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

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

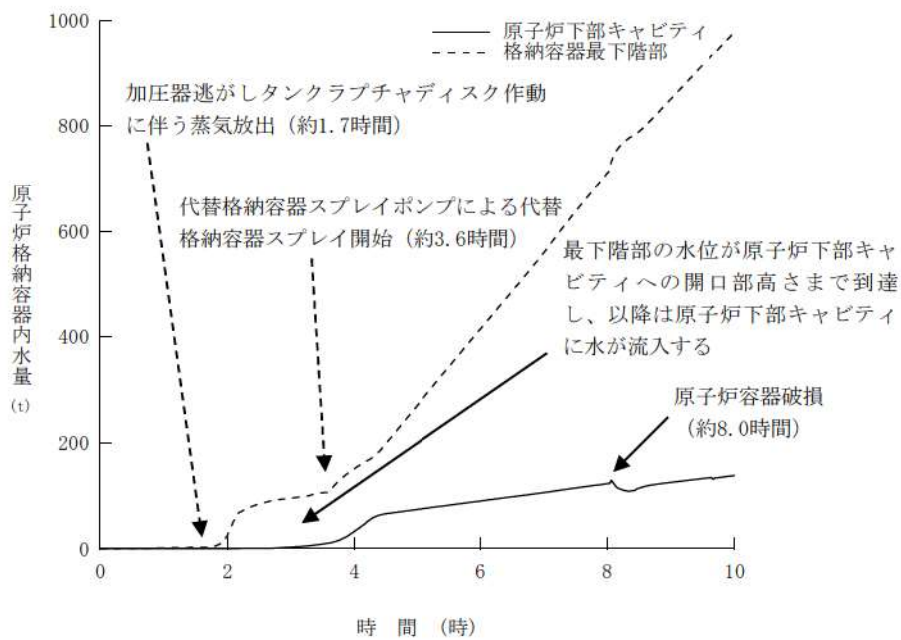


図5 原子炉格納容器内水量の推移

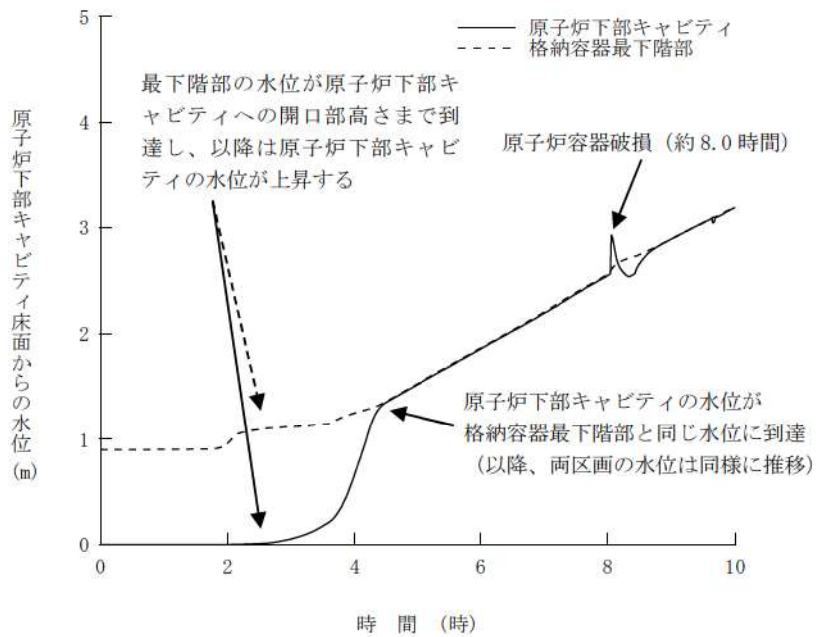


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル	・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	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、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器	区画間の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき静水頭を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	スプレッド冷却	安全モデル (格納容器スプレッドモデル)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75% が反応するように補正して評価していることからは、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75% が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉格納容器の破損時間は、約 3 分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作時間には与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合に十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉格納容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉格納容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について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、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について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、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉格納容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉格納容器破損モデル)	原子炉格納容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉格納容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたためであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損時点で原子炉下部キャビリティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
1 次系内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PIEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイムリミットについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイムリミットも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の機構によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと考慮される。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PIEBUS-FP 実験解析において燃料棒破損後の FP 放出開始のタイムリミット及び放出挙動を早期に評価することが確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希薄ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PIEBUS-FP 実験解析において燃料棒破損後の FP 放出開始のタイムリミット及び放出挙動を早期に評価することが確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希薄ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (3 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ricoiu-Spalding のエントレインメント係 数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器 破損口径」に関して格納容器破損防止の「原 子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スバイ クの感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉容器外の溶融燃 料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビテ ィ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状 態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認され ていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパ ラメータと与える影響は小さい。	
	原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心 の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心挙 動)	OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽 出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Ricoiu-Spalding のエントレインメント 係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水-溶融炉心間の熱伝達係数	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャ ビティ床面との溶融炉心の拡がりによる感度解析により、溶 融炉心と原子炉下部キャビティ床面との溶融炉心の拡がりを テイ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度 解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での 溶融炉心の拡がりを小さくした場合には、有意なコンクリート 侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビ ティ床面での溶融炉心の拡がりが又は溶融炉心と原子炉下部 キャビティ床面の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運 転員等操作時間に与える影響はない。	
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱			炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心と原子炉下部 キャビティ水の伝熱及び非凝縮性ガス発生に係る格納炉 心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組み合わせ のうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを 小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生したが、 原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵 食深さは十分小さいことを確認した。また、溶融炉心の拡が りを小さくした場合、溶融炉心の側面も水と接触するため、 側面からの除熱にも期待できる。また、拡がり面積が大きい 場合は、原子炉下部キャビティ側面に接触しても有意な侵食 は起きないことを確認した。	
	溶融炉心とコンク リートの伝熱		ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積 状態が既知である場合の溶融炉心とコンク リートの伝熱及びそれに伴うコンクリート 侵食挙動について妥当に評価できることを 確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンク リートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係 る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析 により溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンク リート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されてい ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメ ータと与える影響はない。	
原子炉格納容器内 PP 挙動		核分裂生成物 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内 PP 挙動に 係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解析に おいて、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動 について適正に評価できることから、解析コードの不確かさ が評価項目となるパラメータと与える影響はない。	



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652 MWt) ×1.02	100%(2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、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、運転員等操作時間と与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。WCCIの観点では1次冷却材が放出された後の炉心への流入の影響が大きくなり、1次冷却材圧力の初期値が評価項目となるパラメータと与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。WCCIの観点では1次冷却材が放出された後の炉心への流入の影響が大きくなり、1次冷却材温度の初期値が評価項目となるパラメータと与える影響はない。
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)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷開始が遅くなるが、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ッド実施)に変わりはない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなるが、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ッド実施)に変わりはない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、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ティングより大きい。原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響はないため、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、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ティングより大きい。原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響はないため、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
ヒーティング	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒーティングの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒーティングが小さいと、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。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、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ティングより大きい。原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響はないため、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、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ティングより大きい。原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響はないため、評価項目となるパラメータと与える影響はない。

初期条件



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA		原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・ 1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下端における破 (開口面積：高温側配管両端破断相当)
	高温側配管の完全両端破断				
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生は観点で厳しい条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非常用内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失			
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。		
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生時の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと評価項目と与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、最確条件においては炉心損傷後時間及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。
機器条件	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミングが遅く、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。	最確条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	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。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の保心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には炉心損傷時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。
代替格納容器スプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。
格納容器再循環 ユニット	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約4.4MW～約7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。
原子炉格納容器 内水素処理装置 及び 格納容器水素イ グナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなるが、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなるが、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4 / 4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。	
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上界	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験 (SWISS 実験) に基づき設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに影響はない。



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
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ポンプの起動開始	炉心溶融開始の30分後(事象発生後49分後)	運転員等操作時間として、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ポンプの起動開始操作に係る現場移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	<p>【認知】</p> <p>中央制御盤にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼルの発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電源喪失)と判断、及び1次冷却材喪失事象が発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下していることを判断した場合、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】</p> <p>代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作時に、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は現場操作盤の操作器および手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実際の操作において、炉心損傷の判断段階で実施することとなっており、炉心損傷の発生が早まることによる影響はない。また、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ることも、他の運転員等の操作時間には与える影響はない。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、炉心損傷の発生が早まることによる影響はない。また、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ることも、他の運転員等の操作時間には与える影響はない。</p>	<p>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ポンプの起動準備は、炉心損傷の発生が早まることによる影響はない。また、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ることも、他の運転員等の操作時間には与える影響はない。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は2分。</p>

(別紙)

ベースマットについて

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

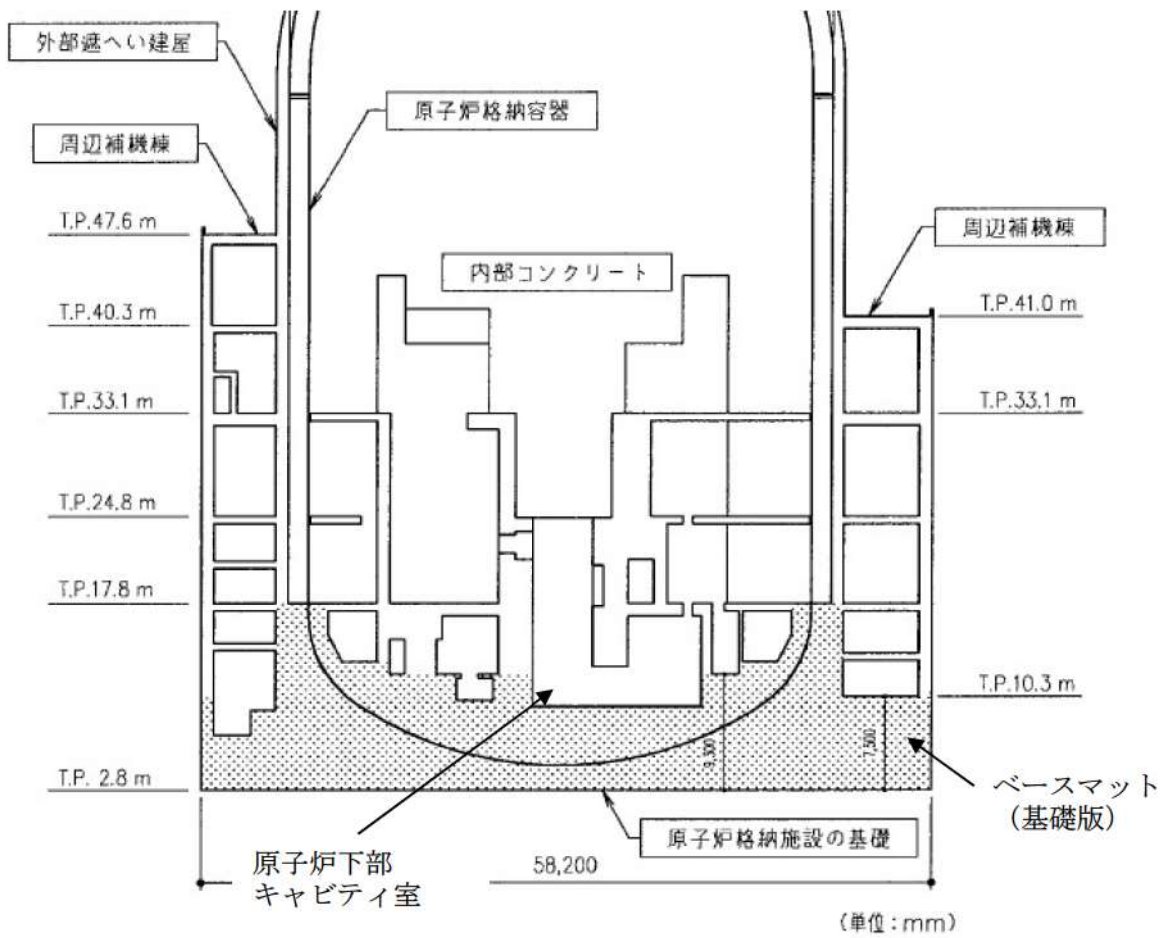


図 ベースマットの範囲



## コンクリート侵食の侵食異方性について

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

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

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

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

以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定しても評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、泊3号炉の原子炉下部キャビティ室の壁面は厚さ□程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。

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

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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



## 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について

### 1. はじめに

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

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

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

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

### 2. 溶融炉心の凝固評価

#### (1) EPRI/FAI 試験の概要<sup>[1]</sup>

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

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

#### (2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について

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

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

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



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

このとき、 $h_{ab}$  は約  J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約  MJ/m<sup>3</sup> となり、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> の約  倍となる。

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

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

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

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

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

### 3. 格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合の影響

2. に示すとおり、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。また、格納容器サンプのドレン配管の原子炉下部キャビティ側には目皿が設置されているため、目皿の目より大きい固化した溶融炉心はドレン配管に流入せず、ドレン配管内は格納容器サンプから原子炉下部キャビティへの流れもあることから溶融炉心が格納容器サンプへ到達することはないと考えられる。

また、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が大きく、原子炉容器破損時点では格納容器サンプに十分な水量が確保されていることから、原子炉格納容器バウンダリの機能が損なわれるおそれはないと考えられる。

### 4. 結論

2. に示すとおり、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。また、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器バウンダリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。

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

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

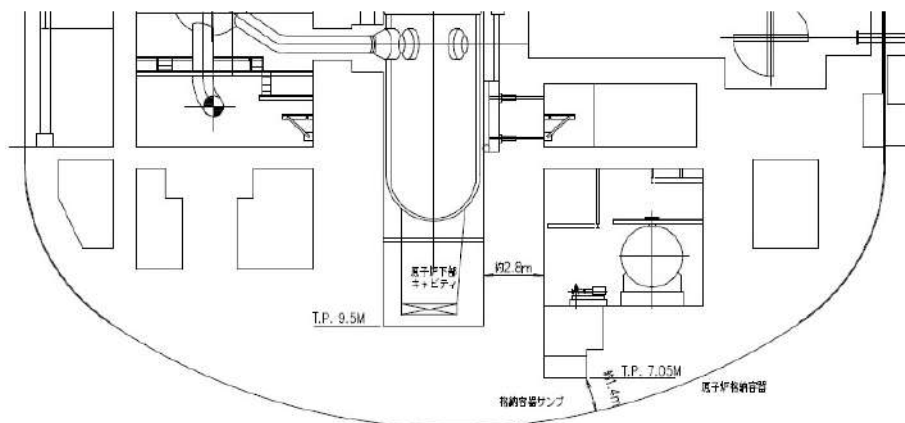


図1 原子炉格納容器の構造図

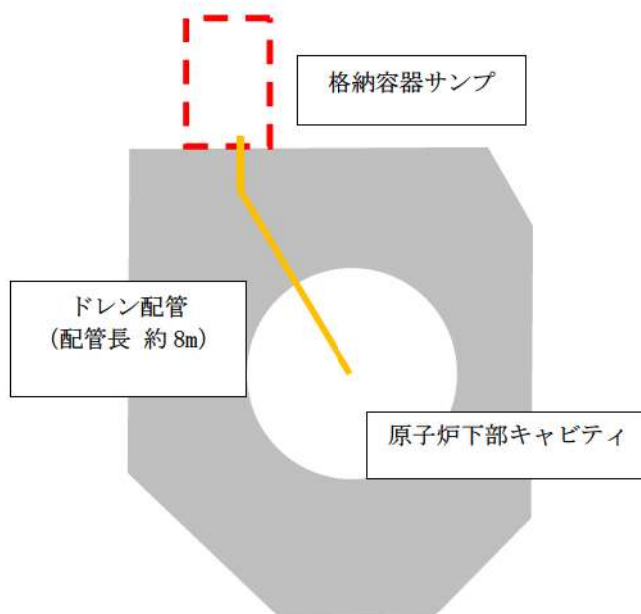


図2 格納容器サンプルの配置



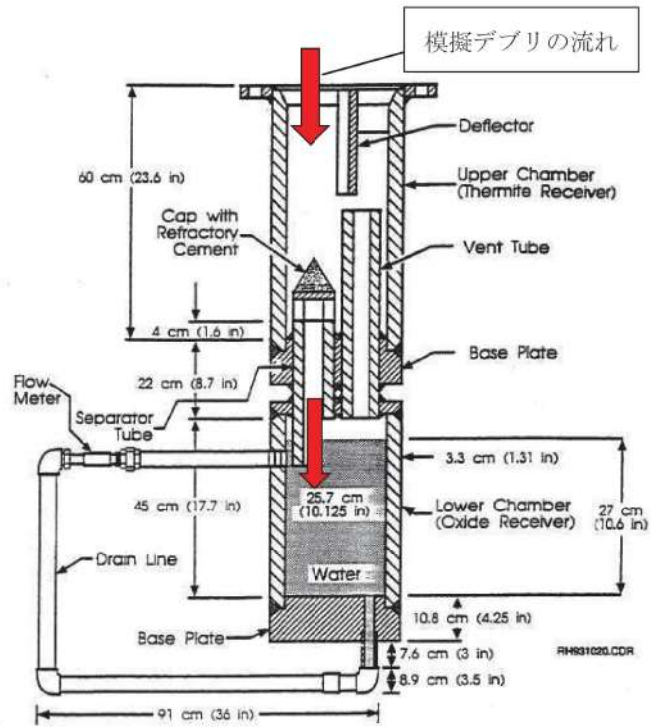


図3 EPRI/FAI 試験装置概要<sup>[1]</sup>

表 1 評価に使用する溶融炉心物性値※

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

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



泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE10 r.1.0
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

付録3 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効果の設定について

令和5年3月  
北海道電力株式会社

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効果の設定について



## 目 次

	頁
1. はじめに .....	1
2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路 .....	1
2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 .....	2
3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見 .....	11
3.1 NUPEC 試験概要 .....	18
3.2 NUPEC 試験結果 .....	21
4. NUPEC 試験の実機への適用性 .....	24
4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察 .....	26
4.2 シール材の差異に対する考察 .....	33
4.3 圧力条件に対する考察 .....	41
4.4 蒸気条件に対する考察 .....	41
4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する 考察 .....	41
5. まとめ .....	49

## 1. はじめに

重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。

ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。

漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。

本資料は、重大事故等時の PWR の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効果を表す除染係数（以下「DF」と記す。）に関し、「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（原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月）」（以下「NUPEC 総括報告書」と記す。）で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。

## 2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路

PWR の原子炉格納容器は鋼製円筒型格納容器（鋼製 CV）及びプレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）といった種類があり、その構造は前者が鋼鉄製の容器、後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが、そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており、放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。



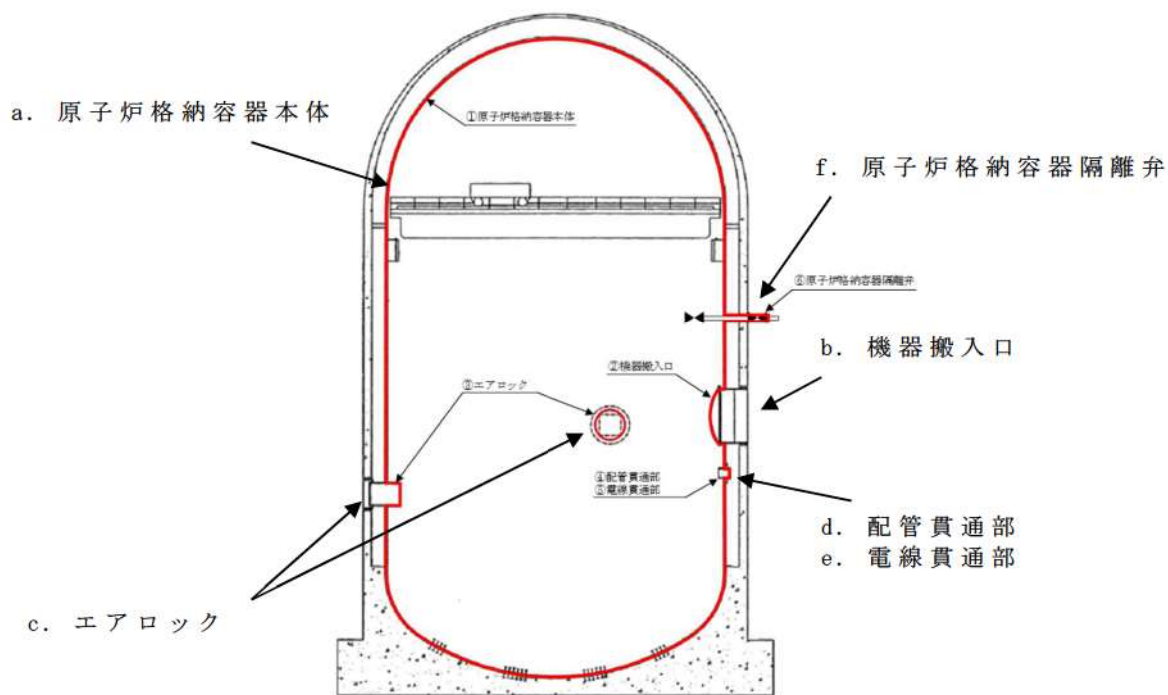
そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には、これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所について泊発電所3号炉で採用している鋼製CVで示す。

## 2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり、鋼製CVの概要図を図2-1に示す。

原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」と記す。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表2-1に示す。



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- a. 原子炉格納容器本体（一般部及び局部）
- b. 機器搬入口
- c. エアロック
- d. 配管貫通部
- e. 電線貫通部
- f. 原子炉格納容器隔離弁

図 2-1 PWR（鋼製 CV）の原子炉格納容器の概要図  
（泊発電所 3 号炉の場合）



表 2-1 PWR の原子炉格納容器（鋼製 CV）バウンダリの構成部における機能喪失要因（泊発電所 3 号炉の場合）

構成部		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	—
b. 機器搬入口	蓋	座屈	—
	フランジ	延性破壊	—
	ボルト	延性破壊	—
	シール部	—	変形，高温劣化
c. エアロック	隔壁	延性破壊	—
	シール部	—	変形，高温劣化
d. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊	—
	端板	延性破壊	—
	閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
	短管	圧壊	—
e. 電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	—
	モジュール	—	エポキシ樹脂付着力低下，Oリング変形
f. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	変形

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち，構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方，シール部については，シール材と鋼材を密着させることによりシールしており，連続構造ではないことから，漏えいが生じる可能性は否定できない。

ここで，各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズ

ムから、以下の三つに分類できる。(泊発電所3号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-8に示す。)

- ① フランジ構造のシール部 (b. 機器搬入口, c. エアロック, d. 配管貫通部 (閉止フランジ))
- ② 電線貫通部のシール部 (e. 電線貫通部)
- ③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (f. 原子炉格納容器隔離弁)

重大事故等環境下での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効果の設定という本資料の目的に照らすと、前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉格納容器外への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は、フランジ構造や電線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり、原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。

さらに、原子炉格納容器隔離弁のシール部は、以下の a. ~ d. のような配管構成等であり、原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験<sup>※1</sup>の実績も踏まえると、フランジ構造や電線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。

- a. 液相に接続する配管 (封水の効果を期待できる)
- b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管
- c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管 (原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている)
- d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管 (計装等) (原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等)



と配管の取り合い部は、シール材を使用しており、また少数かつ小口径である)

※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)

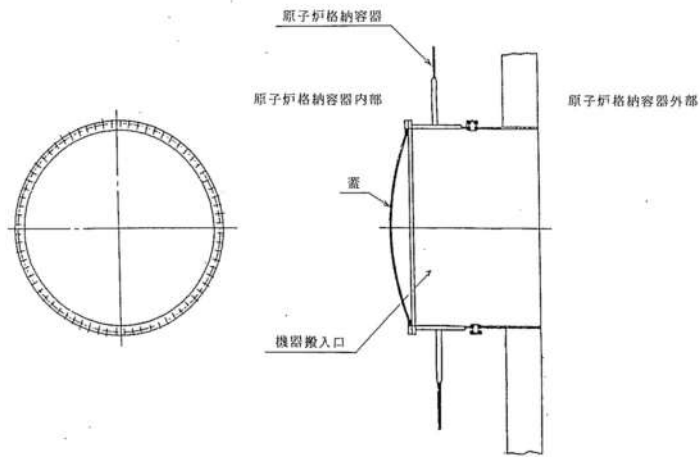


図 2-2 機器搬入口概略図  
(泊発電所 3 号炉の場合)

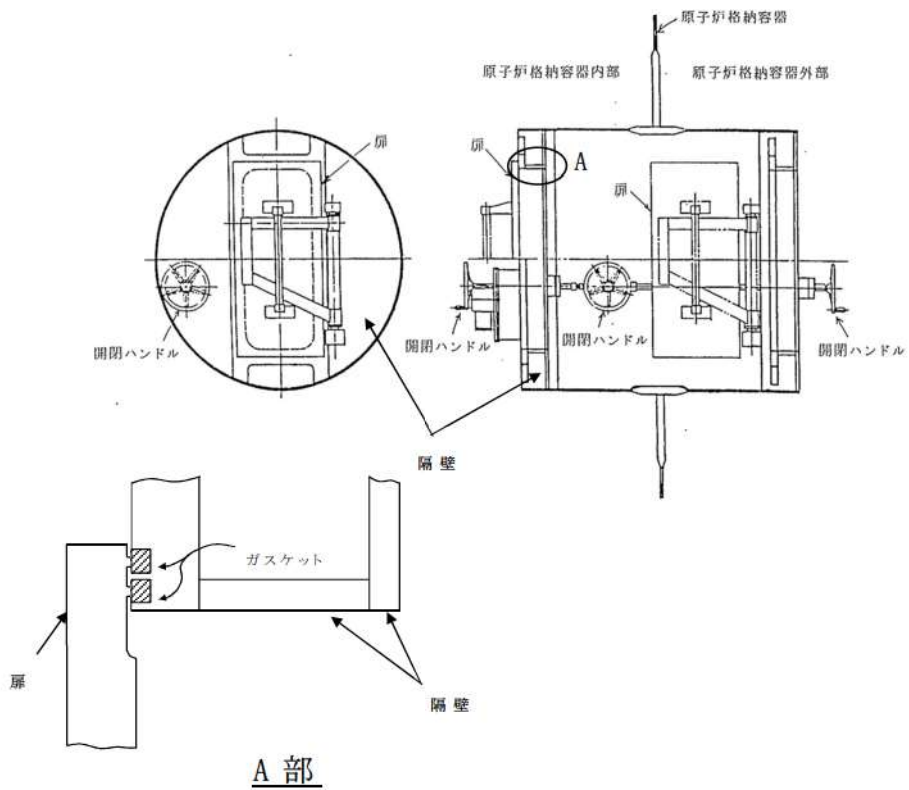


図 2-3 エアロック概略図  
(泊発電所 3 号炉の場合)



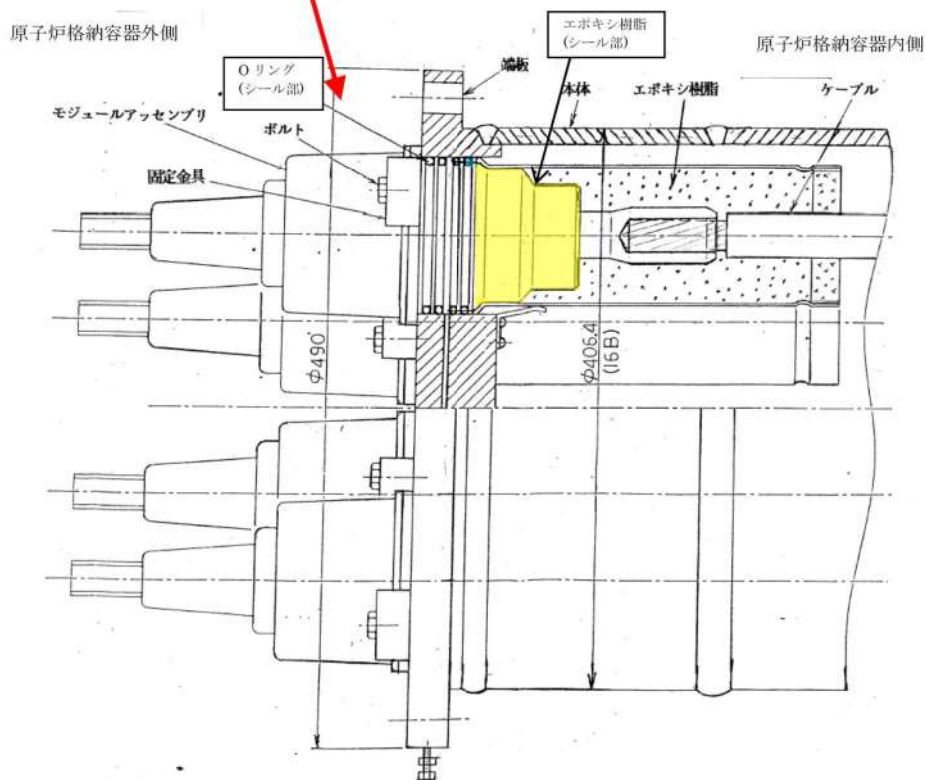
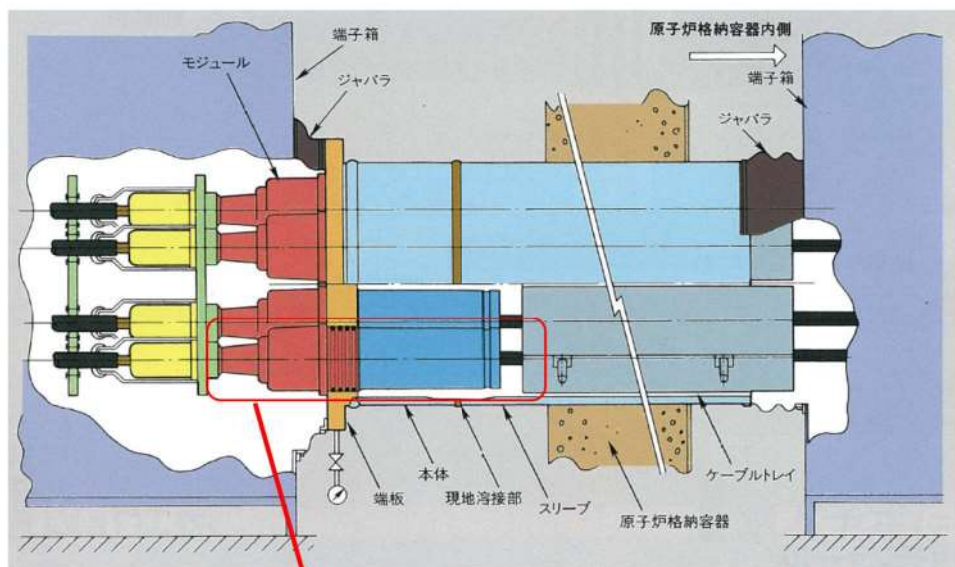


図 2-4 電線貫通部（モジュラー型／高電圧）シリール部概要図  
 （泊発電所 3 号炉の場合）

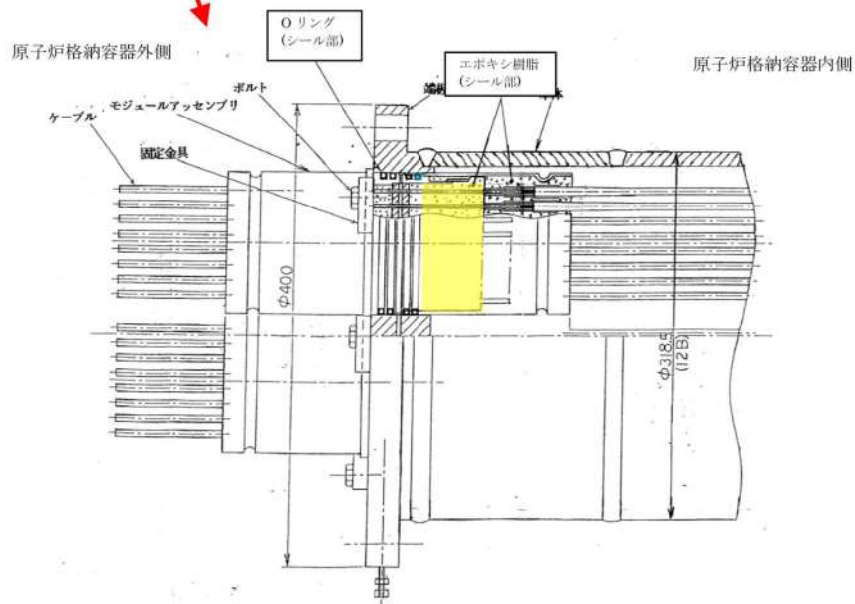
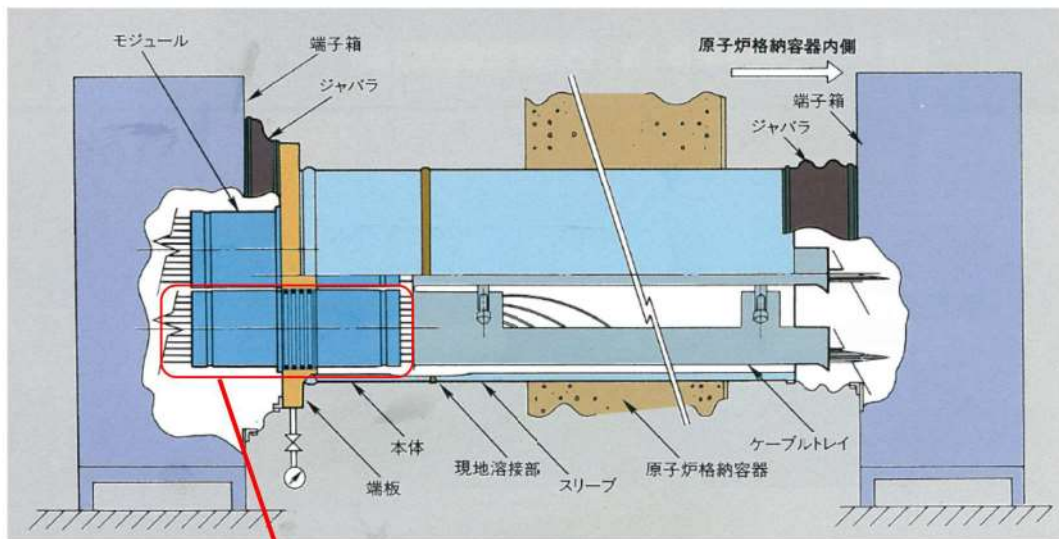


図 2-5 電線貫通部（モジュラー型／低電圧）シール部概要図  
（泊発電所 3 号炉の場合）



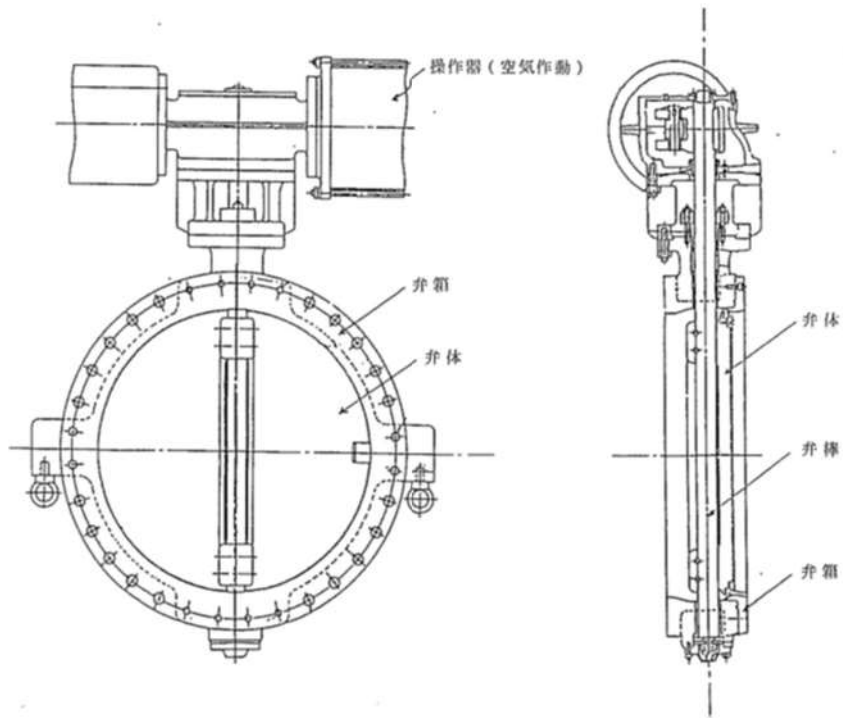


図 2-6 空調用バタフライ弁 (例)  
 (泊発電所 3 号炉の場合)

### 3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見

漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては、米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」<sup>※1</sup>において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」<sup>※2</sup>をはじめ、毛細管やスロットなどでの小規模実験、コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。

また、軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」<sup>※3</sup>においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表 3-1 にまとめる。

これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果、蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また、近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究<sup>※4</sup>が進められており、エアロゾルの捕集には、原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学的特性や亀裂の幾何学的特性、エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。

重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については、実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から、旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」

において、原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験※<sup>5</sup>」（以下「NUPEC 試験」と記す。）が行われ、原子炉格納容器のフランジや電線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。

以上のことから、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効果を検討する本資料においては、実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行った NUPEC 試験について確認することとした。



表 3-1 原子炉格納容器からの漏えい経路でのエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE 試験 <sup>*6,7</sup> (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内の自然捕集、スプレイ捕集及び漏えい経路での除去等による漏えい量の減衰を評価	1000MWe 級 PWR 格納容器 1/5 モデル 漏えい経路 (ステンレス鋼管 (直径 4.57mm), ニーデル弁で構成) (図 3-1 参照)	約 250°F (121°C), 約 50psia (0.345 MPa) Cs, I 等エアロゾル 通気時間 10～120 分	<ul style="list-style-type: none"> <li>捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状、材料並びに FP の化学的・物理的形態に依存すると推定された。</li> <li>DF10 から 100 程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質、エアロゾル除去効果などが今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。</li> </ul>
Nelson らの試験 <sup>*8</sup> (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間を評価	様々なサイズの毛細管 直径 0.52～1.57mm, 長さ 4.9～7.6cm (図 3-2 参照)	NaOH 等エアロゾル エアロゾル濃度 20g/m <sup>3</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であると知見が得られた。</li> <li>エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しており DF は評価していないため適用できない。</li> </ul>
Morewitz らの試験 <sup>*2</sup> (米国) (1978年)	複雑な流路を通るエアロゾル輸送試験から簡易モデルを提案	幅 0.79～1.25mm の複雑流路 (図 3-3 参照)	Na <sub>2</sub> Ox, Na <sub>2</sub> CO <sub>3</sub> エアロゾル UO <sub>2</sub> エアロゾル等 エアロゾル濃度 ～数百 g/m <sup>3</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高濃度では閉塞までの時間が非常に短い (数秒) との知見が得られた。</li> <li>閉塞までの時間とリーク量に着目しており DF は評価していないため適用できない。</li> </ul>
NUPEC 試験 <sup>*5</sup> (日本) (1989年～1997年)	重大事故等時の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフラインジ・ガスケットのシール部を損傷させ漏えい経路を設定	100～200°C ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] CsI エアロゾル エアロゾル濃度 10～300mg/m <sup>3</sup> 通気時間 4～5 時間	<ul style="list-style-type: none"> <li>DF10～1000 以上 (低電圧モジュールとアラウンド・ガスケットの DF の違いは漏えい経路の形状の速いによる) であり、重大事故等時の環境下での実規模模擬試験による定量的な知見が得られた。</li> <li>本資料での適用性を 4. で確認する。</li> </ul>
IRSN 試験 <sup>*4,9</sup> (欧州) (2000 年代)	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁 (幅 128cm×高さ 75cm×厚さ 10cm) にせん断応力により亀裂を発生 (図 3-4 参照)	フルオレセイン粒子を異なる粒径で実験 (60nm, 0.8, 1.1, 4.1μm)	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒径を変化させた実験結果から狭隙部では慣性沈着や乱流沈着が作用するとの知見が得られた。</li> <li>コンクリートラックでの沈着モデルに着目しており DF は評価していないため適用できない。</li> </ul>
COLIMA 試験 <sup>*10</sup> (欧州) (2008年)	シビア条件下でのコンクリート内の亀裂部にエアロゾル捕集量を評価	円筒形コンクリート (直径 15cm×高さ 30cm) を分割・亀裂 (幅 0.5mm 範囲 13cm 長さ 30cm) を設定 (図 3-5 参照)	110°C ドライ条件 コリウム由来エアロゾル (I, Cs, Te 等) 通気時間約 5～10 分	<ul style="list-style-type: none"> <li>入口からの距離に応じ堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり 10cm 以内で捕集されたとの知見が得られた。</li> <li>捕集率 95% (DF20) と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。</li> </ul>

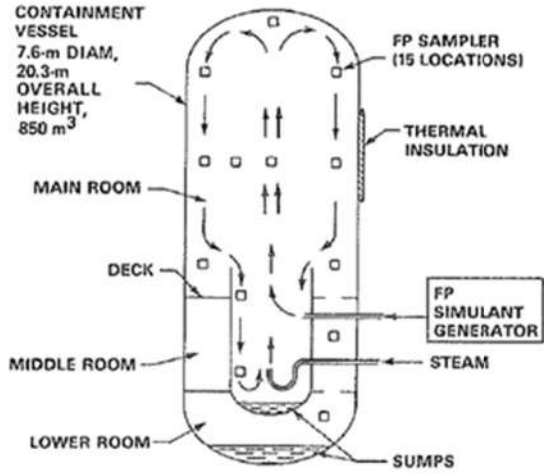


Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.

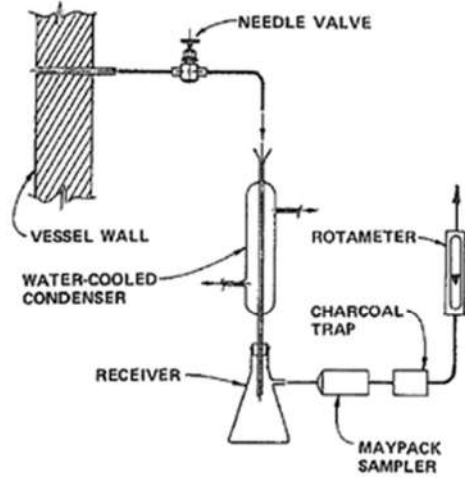


Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FPs.

図 3-1 CSE 試験体系とサンプリング装置<sup>※6</sup>

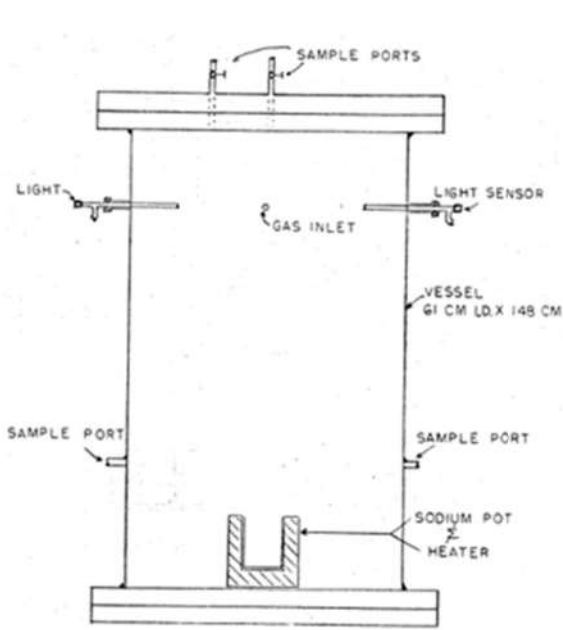


FIGURE 1. TEST VESSEL

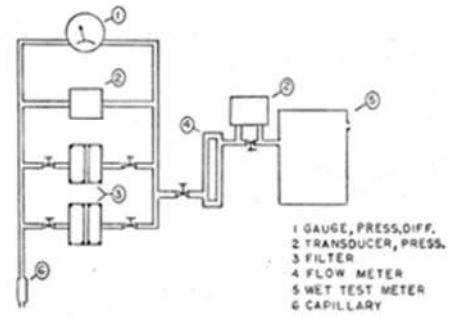


FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD

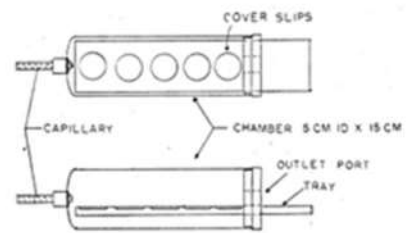


FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER

図 3-2 Nelson らの試験体系とサンプリング装置<sup>※8</sup>

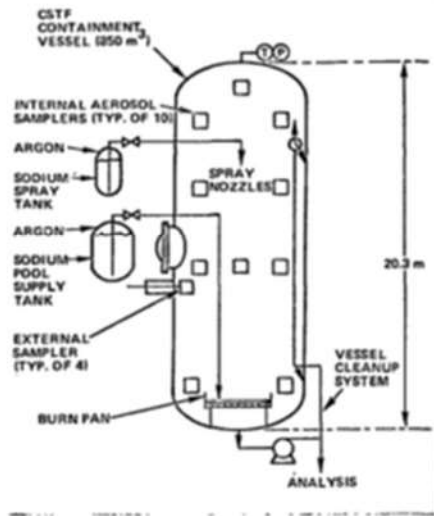


Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF

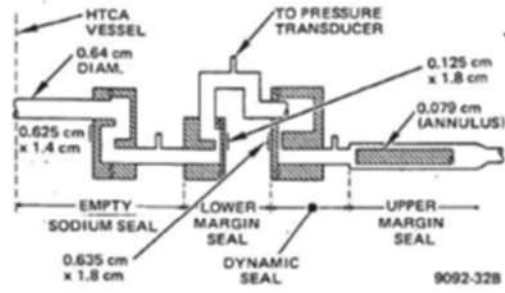


Figure 4. Multiple Band Leak Path

図 3-3 Morewitz らの試験体系と漏えい経路<sup>※2</sup>

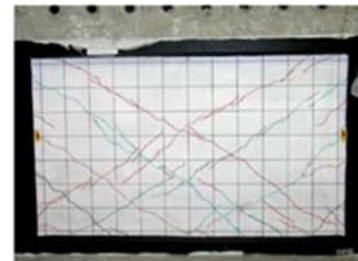
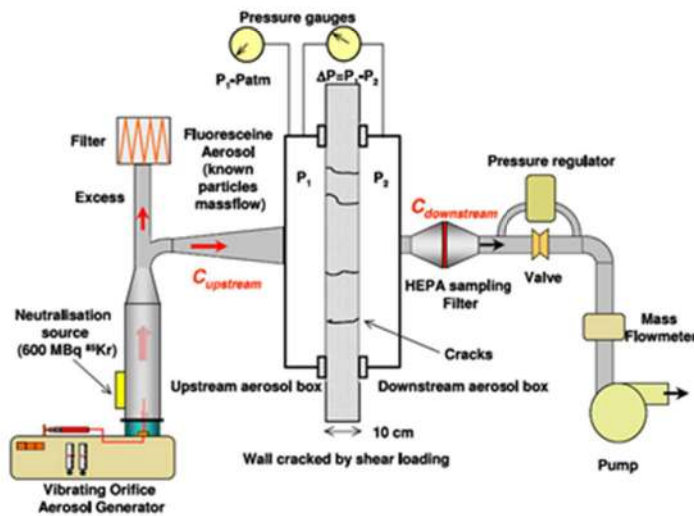


Fig. 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.

図 3-4 IRSN 試験体系とコンクリートサンプル<sup>※4</sup>



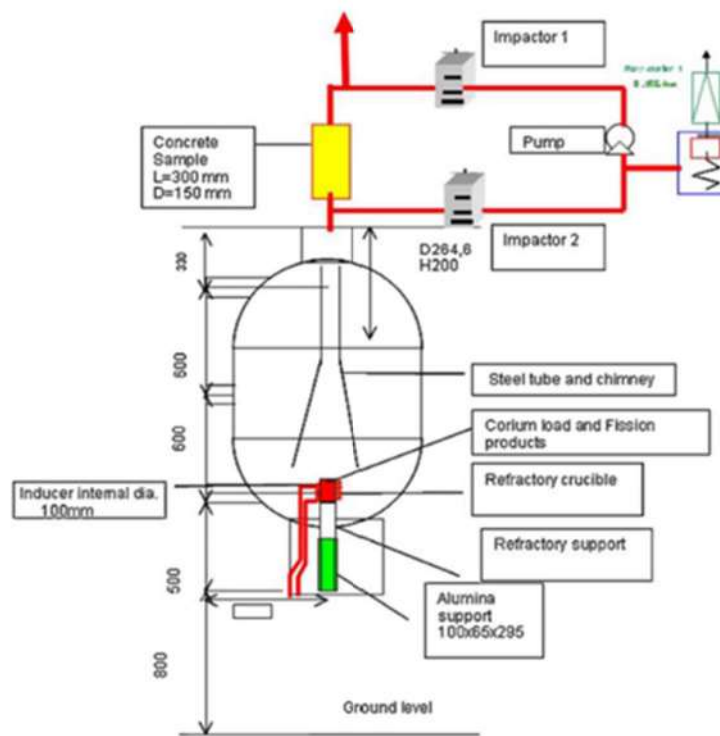


Fig. 1. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.

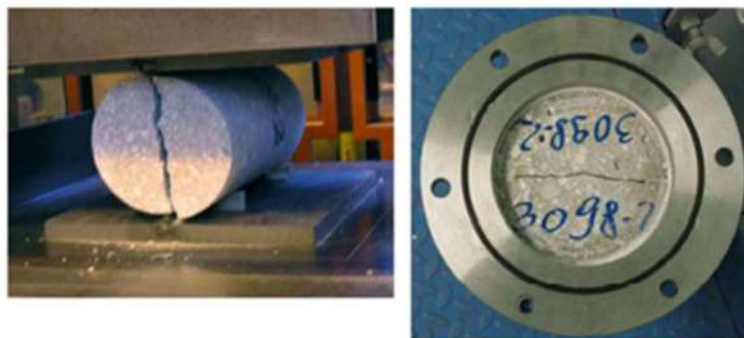


Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the inlet of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).

図 3-5 COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル<sup>※10</sup>

※参考文献

- 1 Dana A. Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models” , SAND2009-1701, 2009
- 2 H. A. Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents” , HEDL-SA-1665, Hanford Engineering Development Laboratory, 1978.
- 3 Bal Raj Sehgal (Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology” , 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network) in the Framework Programmes of Research of the European Commission, 2012.
- 4 F. Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks” , International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.
- 5 「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」（原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月）
- 6 R. K. Hilliard, A. K. Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests” , Nuclear Technology, vol. 53, n. 2, (1981) 163-175.
- 7 M. E. Witherspoon, A. K. Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment” , BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.
- 8 C. T. Nelson, R. P. Johnson, “Aerosol Leakage Tests” , Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.
- 9 T. Gelain, J. Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls” , Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.
- 10 F. Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents” , Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.

### 3.1 NUPEC 試験概要

シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。

NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。

表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）

NUPEC 試験における試験条件	
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で 20h 以上保持， 圧力 0.8MPa 一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十 h 加熱， 圧力 0.1～0.8MPa で変化 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy



表 3-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）

NUPEC 試験における試験条件	
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy 昇温速度：約 0.5℃/min <sup>*1</sup>

- ※1 25℃毎に 1 時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大 400℃までとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした。

表 3-4 NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）

NUPEC 試験における試験条件	
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム
エアロゾル濃度	10～300 mg/m <sup>3</sup> (CsI)
エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)
環境条件	温度：100～200℃ <sup>*1</sup> 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） <sup>*2</sup>

- ※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃以上（最大約 270～350℃まで）の環境で約 20 時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している
- ※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

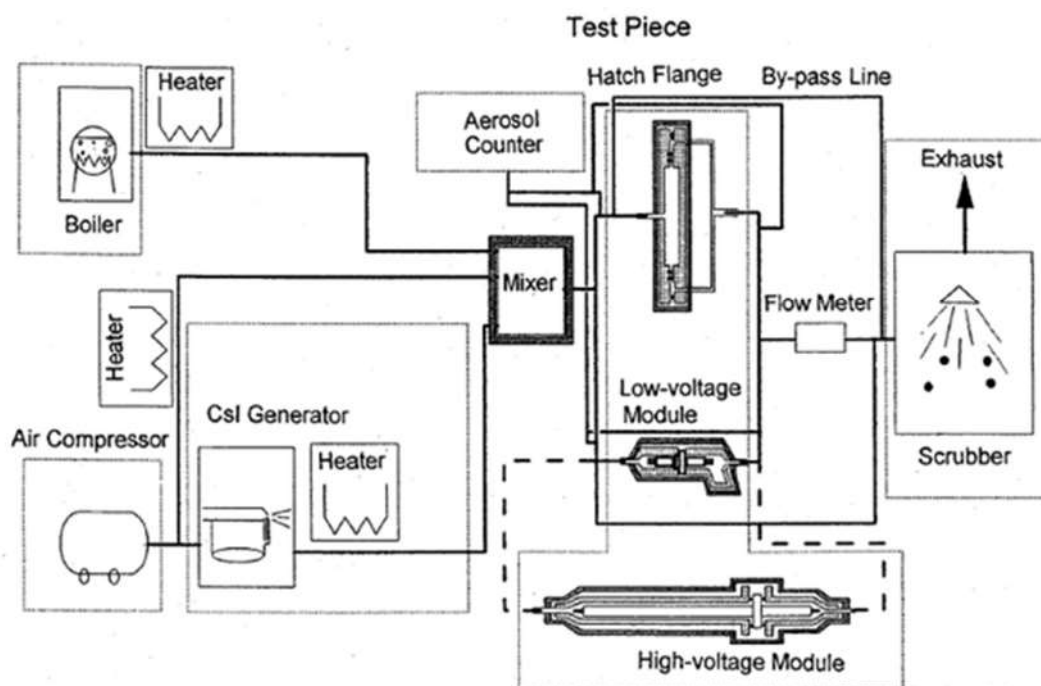


图 3-6 試驗装置概略图 (NUPEC 試驗)

### 3.2 NUPEC 試験結果

#### 3.2.1 健全性確認試験

リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。

表 3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果<sup>1)</sup>

試験体	放射線 エージン グ	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏えい の有無
低電圧モジュール					
0.9mm <sup>2</sup>	無	空気	230	24	無 <sup>2)</sup>
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	120~200 <sup>3)</sup>	27	無
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	200	20	無
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無
100mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	200	20	無
2mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	200	20	無
高電圧モジュール					
500mm <sup>2</sup>	無	空気	230	24	無
500mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	200	20	無
500mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	120~200 <sup>3)</sup>	42	無
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 <sup>2)</sup>
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 <sup>3)</sup>	50	無
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 <sup>3)</sup>	54	無

1) 圧力：0.8MPa

2) 室温降下時に微小漏えいが発生

3) 圧力：0.1~0.8MPa に相当

#### 3.2.2 リーク発生条件評価試験

リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266~324°Cであり、フランジ・ガスケットで 276~349°Cであった。

高電圧モジュールの場合は、400°Cまでの加熱の間ではリークは確認されなかった。



表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)

試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)
低電圧モジュール				
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	303
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	284
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.4	284
0.9mm <sup>2</sup>	無	水蒸気	1.0	266
0.9mm <sup>2</sup> (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324
0.9mm <sup>2</sup> (T/C)	無	水蒸気	0.8	285
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301
100mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	280
2mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	286
高電圧モジュール				
500mm <sup>2</sup>	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室 温降下時に微小漏 えい
500mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	400°Cまで漏えい無し
フランジ・ガスケット				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345

※1 熱電対

### 3.2.3 エアロゾル捕集特性試験

NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7, 図 3-8, 表 3-7 に示す。

低電圧モジュールの DF は 40~22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11~25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。

すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほどは大きくならなかったと考えられる。

NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。

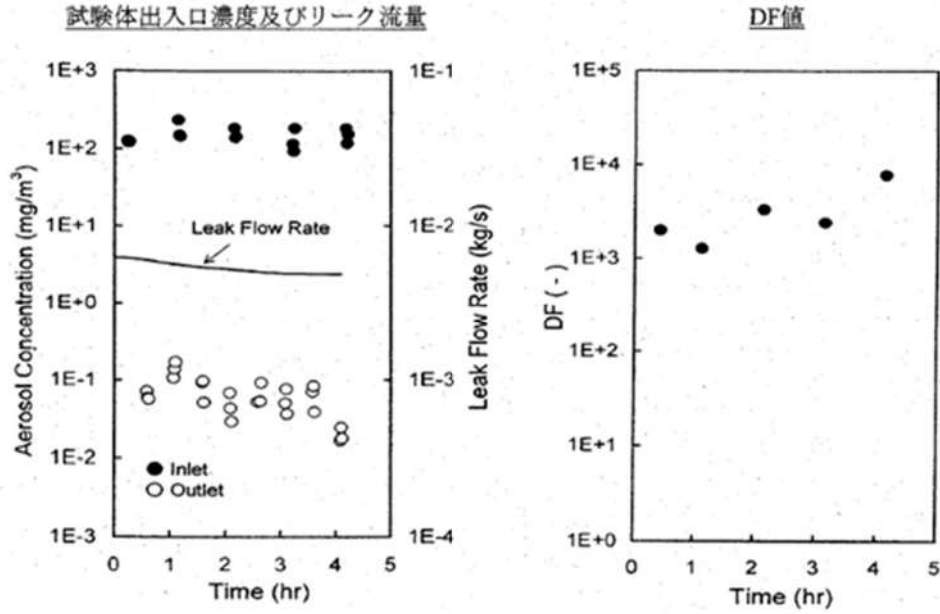


図 3-7 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF の経時変化（電気配線貫通部の一例）（NUPEC 試験）

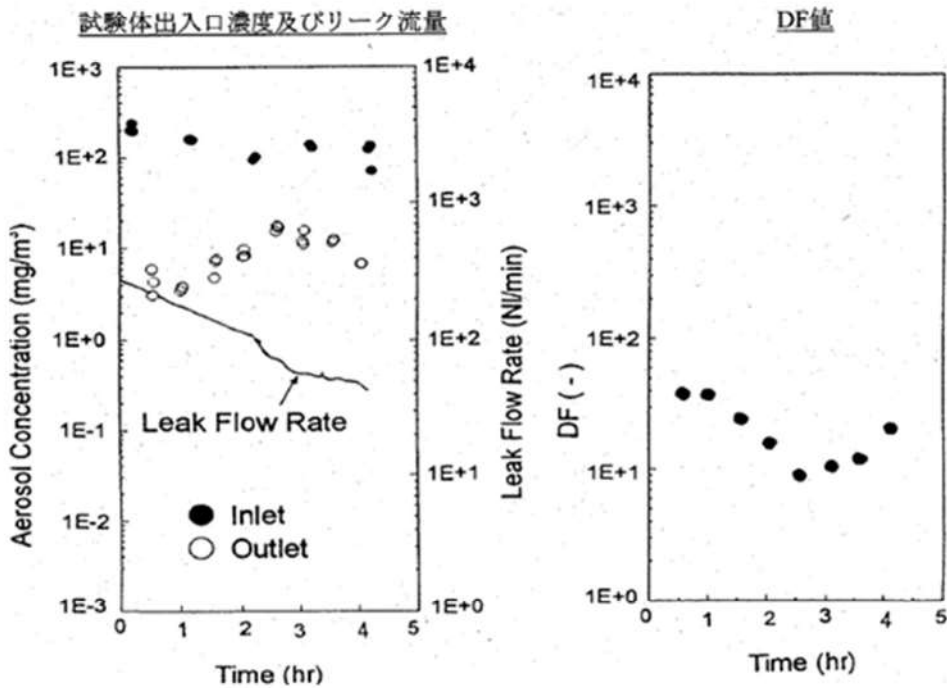


図 3-8 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF の経時変化（フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC 試験）

表 3-7 試験により得られた DF (NUPEC 試験)

試験体	放射線 エージ ング※2	加熱 ガス※2	圧力※2 (MPa)	破損 温度※2 (℃)	DF
					全粒径範囲 (0.5~5 μm)
低電圧モジュール					
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	303	1300
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	284	620
0.9mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.4	284	22000
0.9mm <sup>2</sup>	無	水蒸気	1.0	266	2500
0.9mm <sup>2</sup> (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	280
0.9mm <sup>2</sup> (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270
100mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	280	340
2mm <sup>2</sup>	有	水蒸気	0.8	286	40
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20
グループ&タンクタイ プ	有	水蒸気	0.8	345	25

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

#### 4. NUPEC 試験の実機への適用性

NUPEC 試験での試験条件と、PWR の原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。

条件比較の結果を表 4-1 にまとめ、条件ごと（漏えいを想定する対象，エアロゾル粒子の粒径，シール材の材質，環境条件（温度条件，圧力条件，蒸気条件））に適用性について考察した。



表 4-1 NUPEC 試験での試験条件と PWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

	NUPEC 試験における試験条件	鋼製 CV	PCCV	比較結果・考察
漏えい想定する対象	電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。
エアロゾル粒径	1~2 $\mu$ m (CsI) DF評価範囲0.5~5 $\mu$ m	電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット （事象初期（格納容器プレレイ実施前））	電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット （事象初期（格納容器プレレイ実施前））	重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事象初期（格納容器プレレイ実施前）では数 $\mu$ m程度を想定している。NUPEC試験ではDFを0.5~5 $\mu$ mで評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂 ゴム製0リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂 ゴム製0リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	・フランジ・ガスケットについて、試験で用いたシール材と実機のシール材が同様であることを確認した。 ・電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実機のシール材は若干の違いはあるものの、リークパスの長さによってDFが変化する傾向は変わらないと考えられることから、電気配線貫通部のDFがフランジ・ガスケット部のDFよりも大きくない傾向は同じと考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
環境条件	温度：100~200℃ <sup>*1</sup> 圧力：0.11 ~ 0.60MPa[gage] （ドライ条件） <sup>*2</sup>	温度：~200℃ 圧力：~0.6 MPa[gage] （ウェット条件） <sup>*2</sup>	温度：~200℃ 圧力：~ 0.8 MPa[gage] （ウェット条件） <sup>*2</sup>	・重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・実験に用いたシール材は最大約 270~350℃の環境で曝露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実機においては200℃以下であり、曝露環境試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC試験によるとDFと流量には明確な依存性がないことから、DFと圧力に対しても明確な依存性がなると考えられ、NUPEC試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 ・試験環境はドライ条件であるが、実機で想定する環境はウェット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実機の方がDFが大きくなると考えられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】

※1 貫通部のシール機能が健全な場合にはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を200℃以上（最大約270~350℃まで）の環境で約20時間以上曝露し、リークの発生を確認した後温度を低下させて試験を実施している

※2 NUPEC試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

#### 4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察

エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図 4-1 に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。

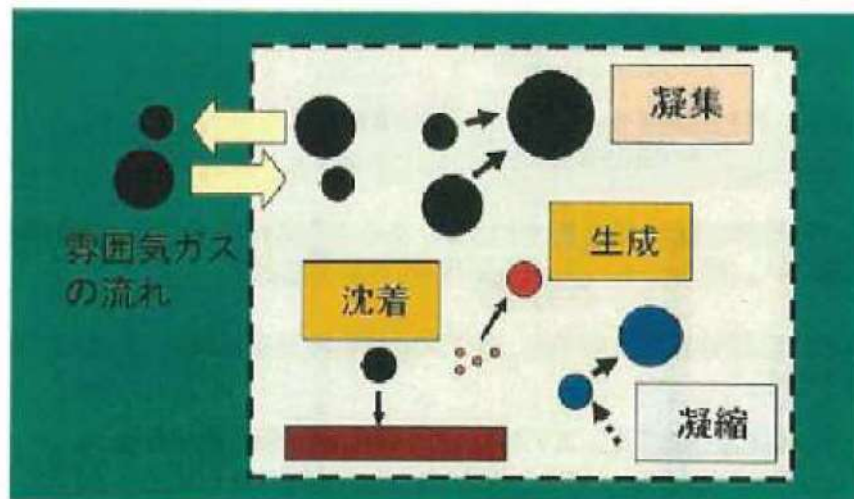


図 4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構

重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として  $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$  の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が



実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 4-2 の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC 等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表 4-2 の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表 4-2 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器，1 次冷却材配管等），水分の有無等に違いがあるが，エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく，原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

また，実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では，エアロゾル粒子の粒径分布は数  $\mu\text{m}$  程度である。

NUPEC 試験においても，重大事故等時を想定し， $1\sim 2\mu\text{m}$  の粒径を目標として CsI エアロゾル粒子を生成し，リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し，試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図 4-3 「NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）， $0.5\sim 5\mu\text{m}$  の範囲で DF を評価している。

以上より，NUPEC 試験で評価している粒径の範囲は，実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており，NUPEC 試験の結果は適用可能と考える。



表 4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合の  
エアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 ( $\mu\text{m}$ )	備考
①	LACE LA2 <sup>※1</sup>	約 0.5~5 (図 4-2 参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験
②	NUREG/CR-5901 <sup>※2</sup>	0.25~2.5 (参考 1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECL が実施した試験 <sup>※3</sup>	0.1~3.0 (参考 1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD <sup>※3</sup>	0.29~0.56 (参考 1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP <sup>※3</sup>	0.5~0.65 (参考 1-2)	重大事故等時の FP 挙動の実験 (左記のエアロゾル粒子の粒径は PHEBUS FP 実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, “Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2”, ORNL/M-331, 1987.
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, “A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete”, NUREG/CR-5901, 1993.
- ※3 H. J. Allelein, et al., “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.

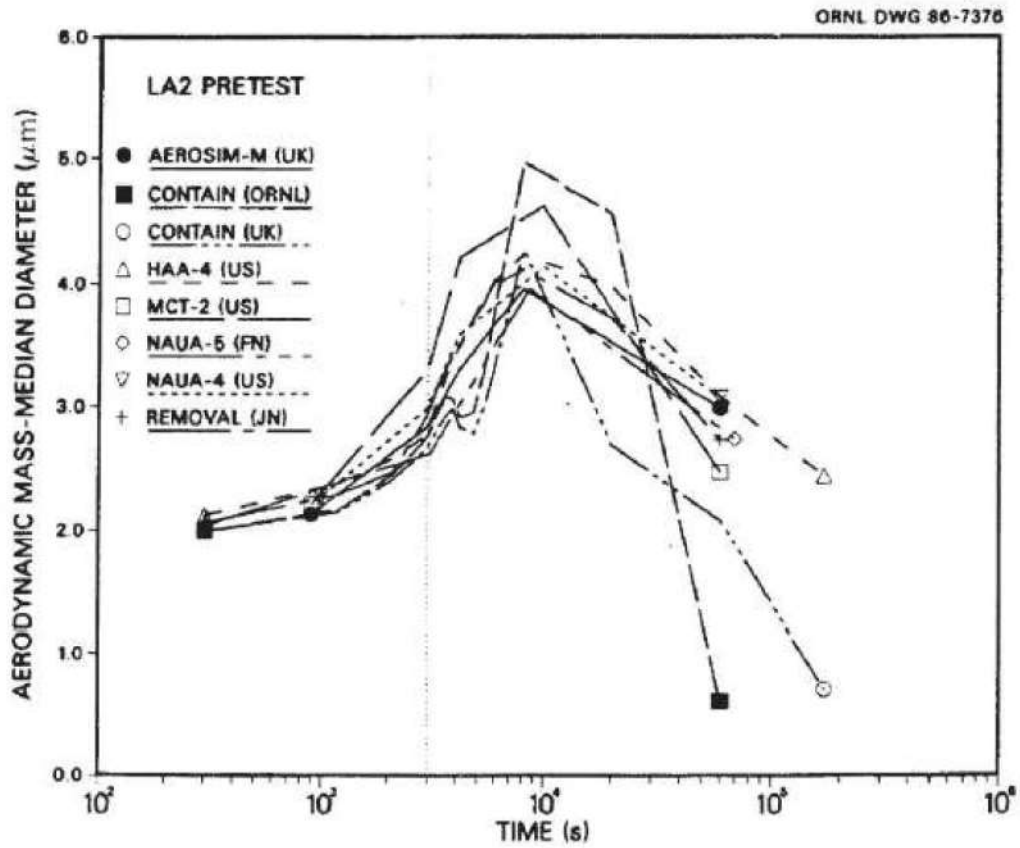


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

図 4-2 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

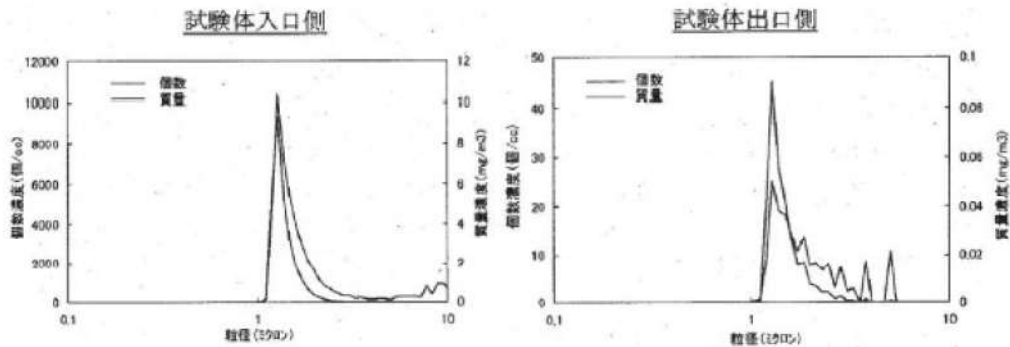


図 4-3 NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.



Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of 1.3 to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考 1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols” ,  
NEA/CSNI/R (2009) 5 の抜粋及び試験の概要

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHEBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した, 1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された, 重大事故等時の条件下での炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験



## 4.2 シール材の差異に対する考察

### 4.2.1 フランジ・ガスケット

NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。

また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。

PWR 実機では、いずれのプラントについても NUPEC 試験と同様のシール材が用いられており、材質に差異はない。また、NUPEC 試験では 200℃を超える環境下で発生したリークに対し DF を測定しているが、実機の原子炉格納容器各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下（200℃，2Pd）において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している<sup>\*1</sup>。

なお、NUPEC 試験のフランジは、フランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っているが、PWR 実機フランジにおいては、CV 内圧が上昇するとフランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機にお



けるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると考えられる。NUPEC 試験及び実機におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。

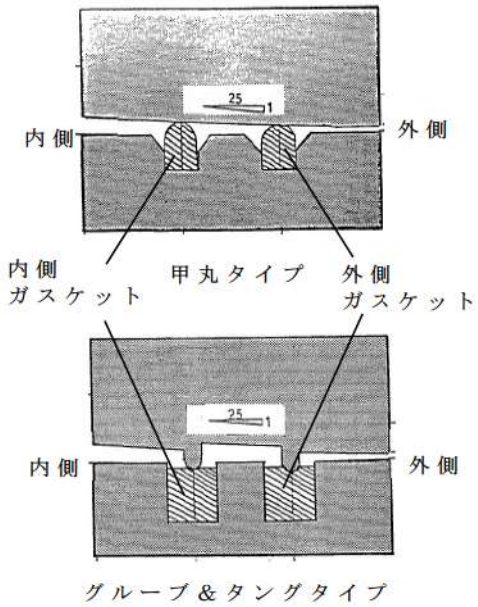
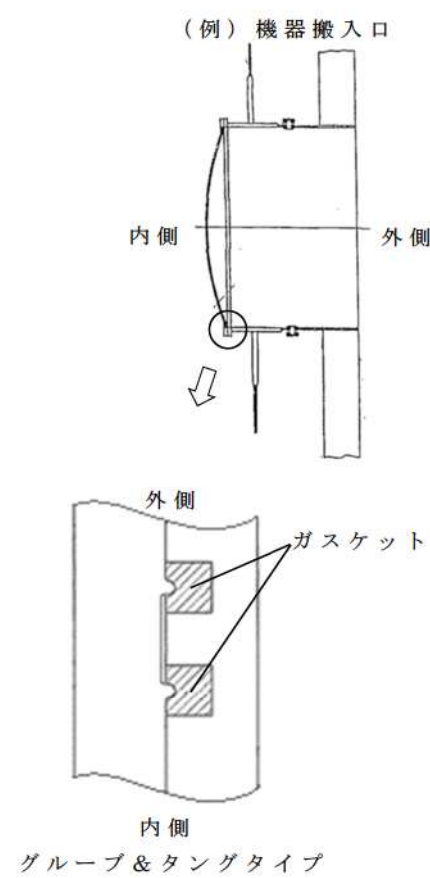
以上のとおり，実機のフランジシール部については NUPEC 試験よりも漏えい経路は狭くなり，より大きな DF を期待できることから，NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。

※ 1 「重大事故等対策の有効性評価 付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」



図 4-4 NUPEC 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態 (200℃を超過して約 0.5℃/min の昇温速度で加熱，漏えい発生後，温度を低下させ，エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)

表 4-3 NUPEC 試験及び実機フランジにおけるフランジ断面形状

	NUPEC 試験※ <sup>1</sup>	実機フランジ
<p>フランジ 断面形状</p>		
<p>フランジ 面の開き の模擬</p>	<p>フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガスケットと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。</p>	<p>実機では CV 内圧が上昇すると、フランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると考えられる。</p>

※1 原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成6年3月）」

#### 4.2.2 電気配線貫通部

NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。

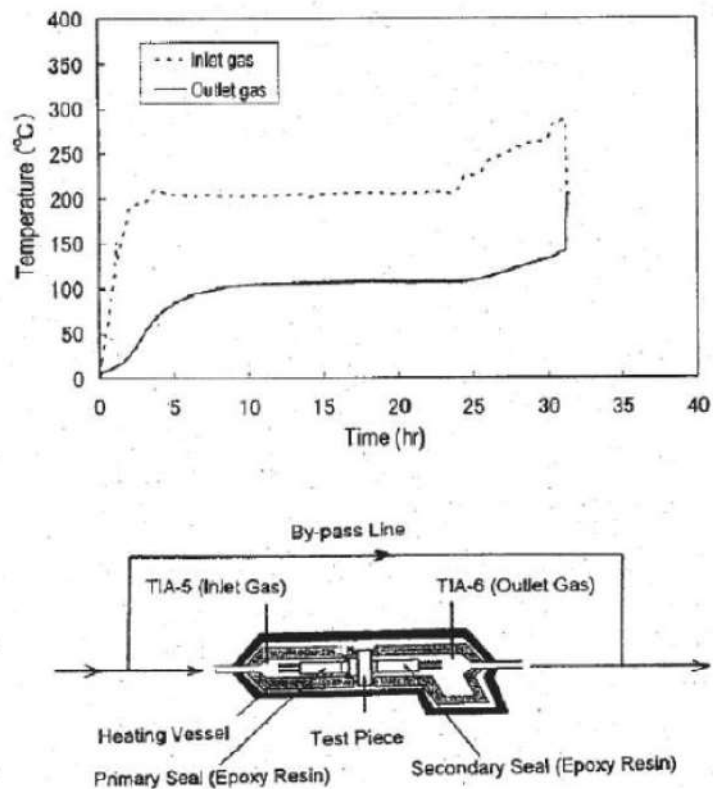


図 4-5 電気配管貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC 試験，200℃を超える環境下）



PWR 実機の電線貫通部のシール材については、高電圧用モジュールタイプのシール部はエポキシ樹脂、低電圧用モジュールタイプについてもエポキシ樹脂が使用されている。また、Oリングには EP ゴムが使用されている。これに対し、NUPEC 試験では高電圧用のモジュールタイプにエチレンプロピレンゴム、低電圧用のモジュールタイプにエポキシ樹脂が用いられている。

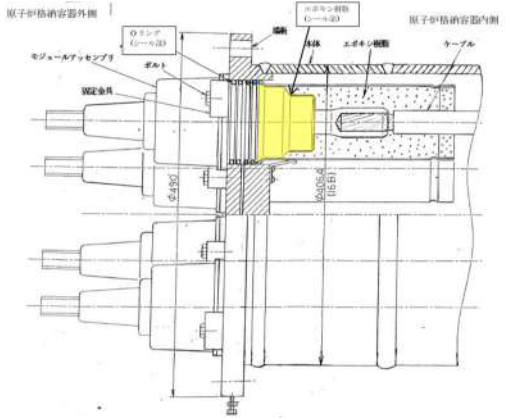
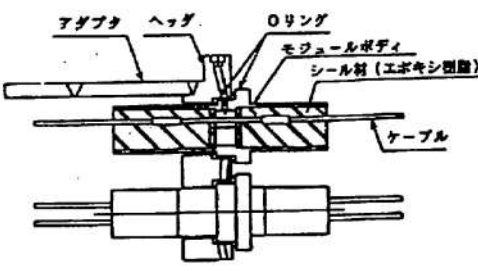
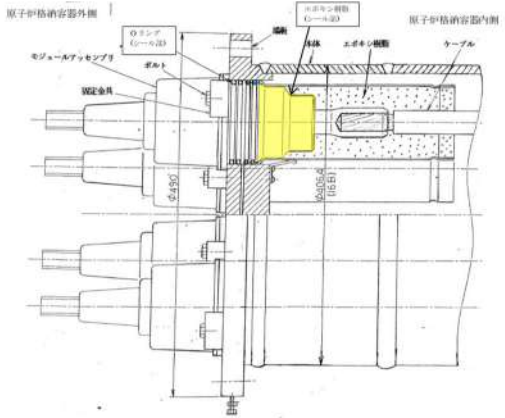
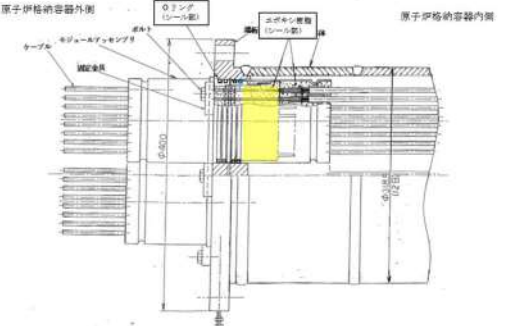
NUPEC 試験での電気配線貫通部を対象とした試験の結果、得られた DF はフランジ・ガスケットを対象とした DF よりも大きな値が得られている。これは電線貫通部におけるリークパスがフランジ・ガスケット部におけるリークパスよりも長いため、DF が高くなったものと考えられている。NUPEC 試験では BWR 実機に用いられる電気配線貫通部（低電圧モジュール）を用いて試験が実施されており、PWR 実機の電線貫通部と比較し表 4-4 に示すとおり形状の違いはあるものの、電線が通る貫通部本体にエポキシ樹脂を充填してシールしている構造は、高電圧モジュールタイプ、低電圧モジュールタイプともに同等である。このため、PWR 実機においてもリークパスの長さによって DF が変化する傾向は変わらないと考えられ、電線貫通部の DF がフランジ・ガスケット部の DF よりも大きくなる傾向は同じと考えられる。よって、DF=10 以上を考慮することが可能であり、評価条件として保守的に DF=10 とすることは適用性があるものと考えられる。

なお、PWR 実機の電線貫通部についても原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価<sup>\*1</sup>において、事故条件を模擬した試験の結果、200℃、2Pd の条件下でシール性能を維持で

きることを確認している。参考としてモジュールタイプの電気貫通部による試験を図 4-6, 図 4-7 に示す。200℃, 2Pd を大幅に超える環境である 1.12MPa, 292℃に至るまで漏えいは生じていない。

※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

表 4-4 NUPEC 試験及び PWR 実機配線貫通部における形状

	NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)	PWR 実機電線貫通部
貫通部 形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 



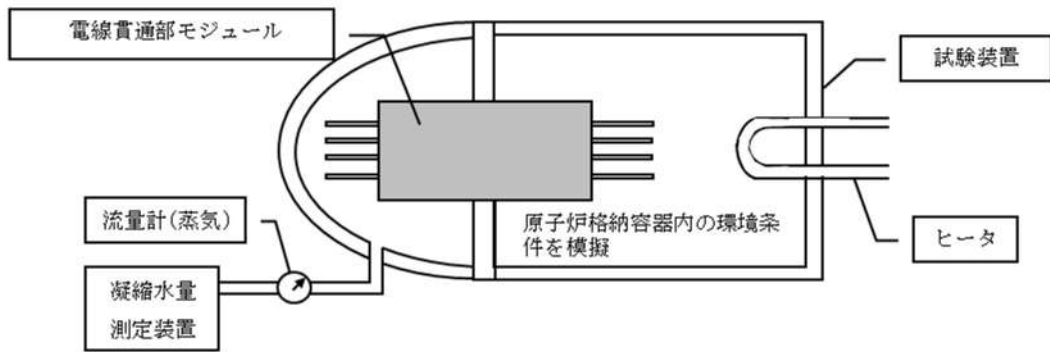


図 4-6 試験装置概要

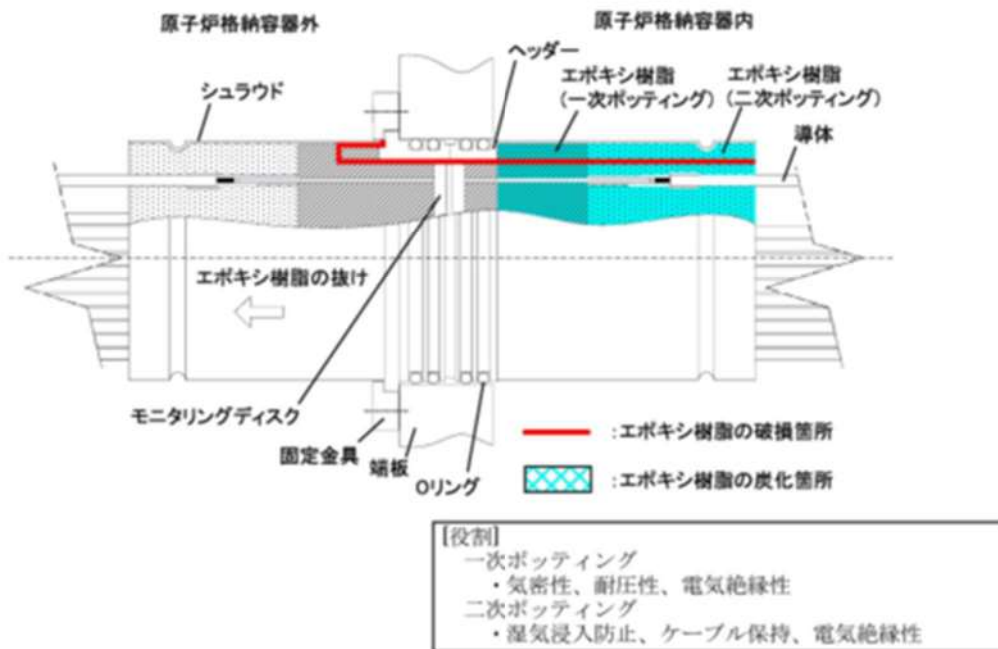


図 4-7 PWR 電線貫通部モジュール破損箇所

(1.12MPa, 292°Cで破損を確認)

#### 4.3 圧力条件に対する考察

NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考ええる。

#### 4.4 蒸気条件に対する考察

NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子の DF が大きくなると考えられる。

#### 4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察

##### 4.5.1 リーク形態について

シール部における気体のリーク形態は、分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと、連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは、気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり、分子流によるリークは、気体分子の平均自由行程(窒素分子の場合  $0.01 \mu\text{m}$  ～

0.1  $\mu\text{m}$  程度のオーダー) と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては、実機で考慮すべき粒径数  $\mu\text{m}$  程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。

実機の原子炉格納容器における漏えいとしては、このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず、連続流体の流れを考慮すればよいとされており<sup>※1</sup>、NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態 で測定されたデータにより DF が確認された。

※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)

#### 4.5.2 リーク面積について

NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材 (電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット) と、健全な部材との差としては、部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。

実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると、漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で  $5\text{mm}^2$  以下<sup>※2</sup> となる。また、原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し、全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると、健全な部材一つ当たりのリーク面積は NUPEC 試験で使用された破損後の部材のリーク面積 (等価面積で数  $\text{mm}^2$ ) に比べ 1 桁程度小さいと考えられる。

※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では、最高使用圧力の 0.9 倍に応じた設計漏



えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添 1 に示す。ここでは圧縮性流体の式を用いてリーク面積を求めており、これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお、格納容器圧力が最高使用圧力を超えた場合(1Pd~2Pd)、 $5\text{mm}^2$ 以下に相当する。

原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成10年3月)」では、等価面積と DF との相関について検討が行われている。等価面積は、試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり、電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお、表 4-3 に示すとおり、NUPEC 試験で使用された低電圧モジュール(破損時)では、等価面積の温度依存性(高温ほど等価面積が小さい)が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し、ケーブルや SUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット(破損時)では明確な温度依存性は確認されていない。

等価面積と DF との相関を考える場合、エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため、厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと、リークパス形状の

単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが、同報告書では、リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで、近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお、同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示す  $K$  (流路係数) や  $C$  (流量係数) を含む形としたのは、試験体のリークパス形状が複雑であり、それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており、実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。

$$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$$

$m$  : 質量流量 (kg/s)     $Ae$  : 等価面積 (m<sup>2</sup>)

$K$  : 流路係数 (-)     $C$  : 流量係数 (-)

$P_0$  : 1 次側圧力 (Pa)     $P_b$  : 2 次側圧力 (大気圧) (Pa)

$\gamma$  : 比熱比 (-)     $T_0$  : 1 次側温度 (K)

$R$  : 空気の気体定数 (287J/(kg・K))

図 4-6 に、1.28  $\mu$ m ~ 1.38  $\mu$ m の粒径範囲 (実機の粒径に近く、試験結果から DF を十分に評価できる粒径範囲として選定) における、等価面積と DF との関係 (雰囲気温度 100℃での試験結果) を示す。図 4-6 では、低電圧モジュールはモジュール 1 体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット 1m 当たりの等価面積で整理している。なお、前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積 (等価面積で 5mm<sup>2</sup> 以下) の全てがフランジ・ガスケットに起因す



るものと仮定すると，ガスケット 1m 当たりの等価面積は  $0.1\text{mm}^2$  のオーダーとなる。（PWR の場合，フランジ・ガスケット周長の合計は 30m 程度であると整理）

図 4-6 に破線で示しているとおりに，等価面積と DF にはある程度の相関があり，等価面積が小さいほど DF が大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず，等価面積で整理すると相関が見られることから，仮に雰囲気温度を  $200^\circ\text{C}$ （格納容器限界温度）とした場合でも，各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの，等価面積と DF との相関関係は図 4-6 からほとんど変わらないと予想される。

また，同報告書では，上記の粒径範囲以外での DF についても言及しており，約  $1\mu\text{m}$  の粒径での DF は上記の粒径範囲の DF の約 0.7 倍，約  $2\mu\text{m}$  の場合には約 2 倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が，放出量に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）で数  $\mu\text{m}$  程度と想定されることを踏まえると，実機においては，等価面積に対する DF は図 4-6 に示されるものと同等以上になると考えられる。

健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが，NUPEC 試験で使用されたフランジ・ガスケット（破損時）のリークパスが比較的単純な構造であること，健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分 DF が大きくなると予想されることから，破損時のフランジ・ガスケットの DF を，健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。



表 4-3 試験体のリーク面積の温度依存性

表3.1-13 試験体のリーク面積(等価面積)評価結果<sup>(注1)</sup> 単位: mm<sup>2</sup>

	室温	373K	473K	個数比率(%) <sup>(注6)</sup>
低電圧モジュール				
0.9mm <sup>2</sup>	6.1 (2.3-13) <sup>(注2)</sup>	5.9 (2.9-12) <sup>(注2)</sup>	1.6(0.82-2.4) <sup>(注3)</sup>	30
0.9mm <sup>2</sup> (T/C)	17 (9.4-24) <sup>(注3)</sup>	11 (7.6-15) <sup>(注3)</sup>	-	10
2mm <sup>2</sup>	-	2.6	1.7	45
100mm <sup>2</sup>	3.5	2.9	1.7	5
同軸	19	11	-	10
平均(単純平均)	11	6.7	1.7	
平均(個数の重み考慮)	10	5.3	1.7	
フレンジ・ダクト				
甲丸	14 (12-17) <sup>(注4)</sup>	16 (11-22) <sup>(注4)</sup>	15 (9-18) <sup>(注5)</sup>	-
グループ・タンク	10	10	10	-
平均(単純平均)	12 <sup>(注7)</sup>	13 <sup>(注7)</sup>	13 <sup>(注7)</sup>	

注1)低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フレンジ・ダクトはダクト1m当たりのリーク面積

注2)~注5)はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、( )内はその範囲

注6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率

注7) フレンジ・ダクトの場合は、甲丸とグループ・タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用

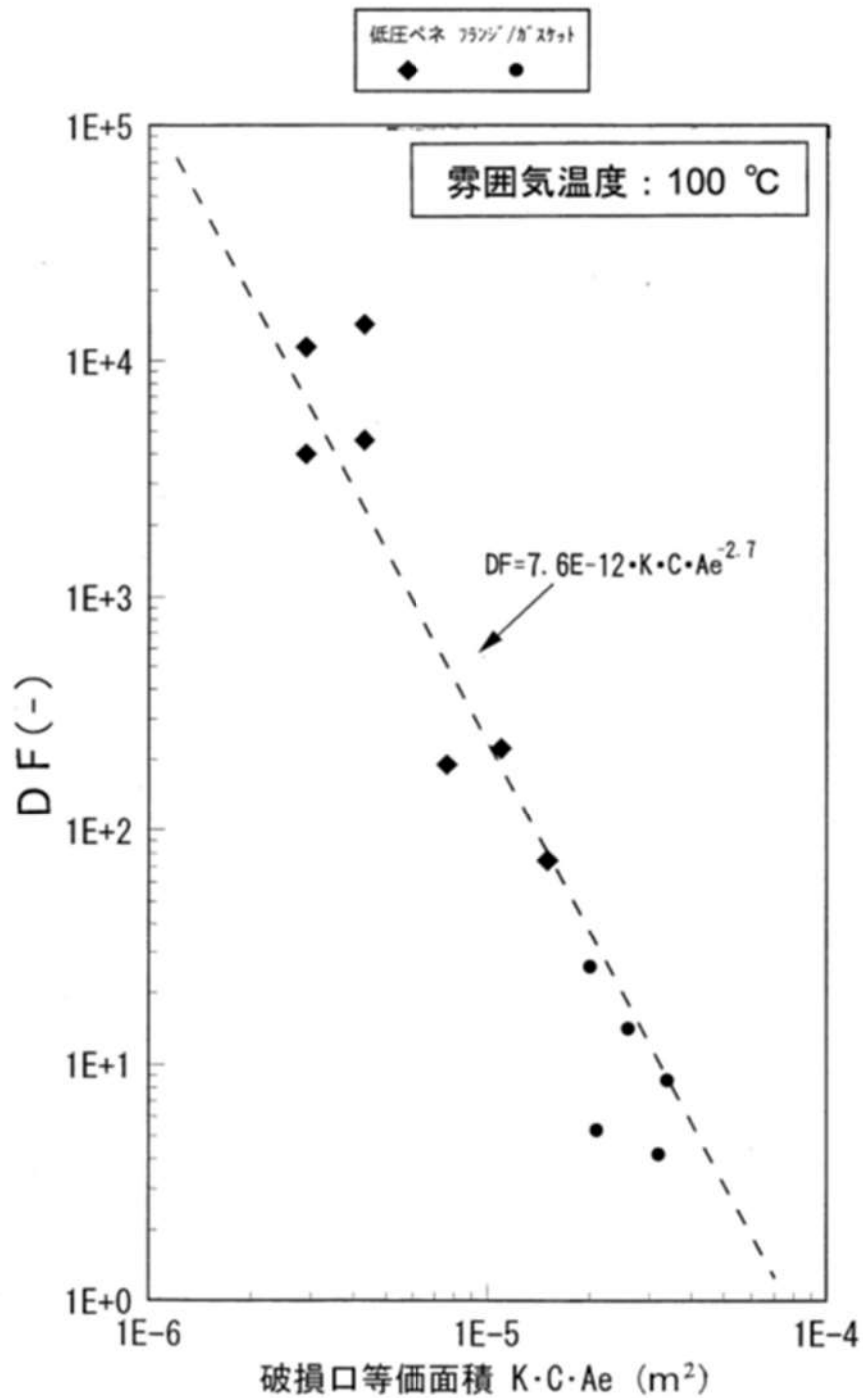


図 4-6 1.28 $\mu$ m~1.38 $\mu$ m の粒径範囲における破損口等価面積と DF との関係

## 5. まとめ

重大事故等時の被ばく評価等において適用する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効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見として NUPEC 試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。

- a. NUPEC 試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。PWR 原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。
- b. NUPEC 試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。
  - －粒径分布が  $1.28 \mu\text{m}$ ～ $1.38 \mu\text{m}$  の粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積と DF にはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほど DF が大きくなる傾向であることが示されている。
  - －DF の支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約  $1 \mu\text{m}$  の粒径での DF は上記の粒径範囲の DF の約 0.7 倍、約 2



$\mu\text{m}$  の場合には約 2 倍となることが確認されている。

— 等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。

c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果として NUPEC 試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。

— シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）について NUPEC 試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC 試験は実機に適用可能である。

— NUPEC 試験において、破損後のシール部材の DF は連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいはいはごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。

— 設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数  $\text{mm}^2$  前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC 試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数  $\text{mm}^2$ ）よりも 1 桁程度小さいと想定でき、等価面積に対する DF との関係からすると、DF は数 100 よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DF は 100 程度となると想

定できる。

－エアロゾル粒子の粒径は，数  $\mu\text{m}$  程度を想定しており，  
NUPEC 試験における粒子径の傾向によれば，等価面積に対する DF はより大きな値になると推定される。

以上のことから，重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて，貫通部におけるエアロゾル粒子の DF は数 100 程度を期待できる。よって，重大事故等時の被ばく評価等において適用する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効果の値として，これに 1 桁程度の余裕をみて DF=10 とすることは妥当であると考えられる。

別添 1 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積  
について

原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の  
総リーク面積について

原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。

1. 原子炉格納容器の漏えい率

原子炉格納容器の漏えい率は、格納容器圧力、及び物性値（格納容器圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合は密度、0.9 倍を上回る場合は密度、粘性係数、比熱比に対し温度の影響を考慮）に応じるものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率及び格納容器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)に示す式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。

(1) 格納容器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（これまでの設計基準事象で使用）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

$L_d$  : 設計漏えい率

$\Delta P$  : 原子炉格納容器内外差圧

$\rho$  : 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) 格納容器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、格納容器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。

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

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

$\rho_{leak}$  : 漏えい口出口での気体密度

$\mu$  : 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

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

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

## 2. 原子炉格納容器の総リーク面積

PWR 原子炉格納容器の総リーク面積は，リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し，原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成 10 年 3 月）」と同様の式で算出する。

$$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$$

$m$  : 質量流量 (kg/s)     $Ae$  : 等価面積 (m<sup>2</sup>)

$K$  : 流路係数 (-)     $C$  : 流量係数 (-)

$P_0$  : 1 次側圧力 (Pa)     $P_b$  : 2 次側圧力 (大気圧) (Pa)

$\gamma$  : 比熱比 (-)     $T_0$  : 1 次側温度 (K)

$R$  : 空気の気体定数 (287J/(kg・K))

上記式中の 1 次側及び 2 次側のパラメータは，それぞれ格納容器内外の値を使用する。また，格納容器内のパラメータは，設計漏えいにおける圧力，温度，及び質量流量とし，格納容器外の圧力は大気圧として評価する。

なお，格納容器貫通部，及び開口部のシール部は 2Pd，200℃での機能維持を確認しており，事故時においても事故前の高い気密性は維持される。