

ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響

■ ボイド反応度が正となる領域及び程度並びに事象推移への影響

- 炉心が概ね健全な体系で事象が推移する起因過程において影響が生じるため、起因過程の事象推移に与える影響について説明する。
- 内側炉心の軸方向中心領域に一部ボイド反応度が正となる領域があるが(図1)、ボイド反応度が正となる領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は極めて小さく、集合体全体のボイド反応度は負(図2)である。
- ULOFの起因過程においては冷却材沸騰と燃料破損が発生するのは外側炉心のCh. 12のみであり、事象推移に対する正のボイド反応度領域の影響は極めて小さい。また、仮に内側炉心の集合体で冷却材の沸騰が発生したとしても、沸騰は冷却材温度が高く、ボイド反応度が負でありかつその絶対値の大きい炉心上端部から発生するために挿入されるボイド反応度は常に負となる。
- UTOPの起因過程においては燃料の破損及びFCIによる冷却材の排除はCh. 1及び4で発生するが、当該集合体全体及び炉心全体の温度が上昇しているために冷却材反応度は常に負であること、燃料反応度が大きく負であることからその影響は極めて小さい(図3)。

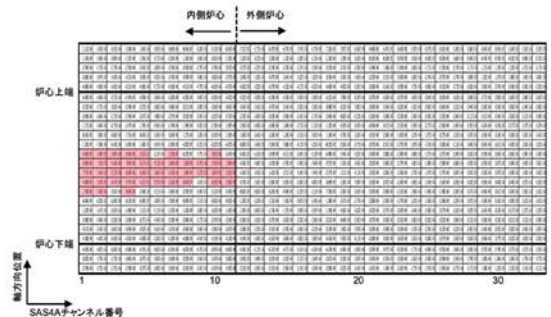


図1 冷却材密度反応度(ボイド反応度)マップ(SAS4)

注1: ボイド反応度が正となるセルを赤塗り  
注2: 集合体内の冷却材がボイド化した場合を厳密摂動計算により解析

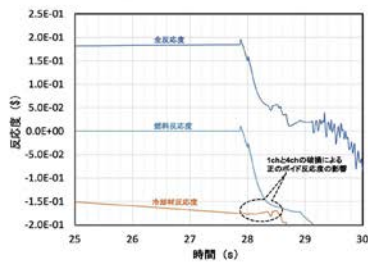


図3 UTOP起因過程における各反応度の推移

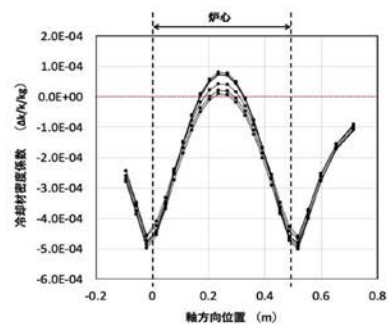
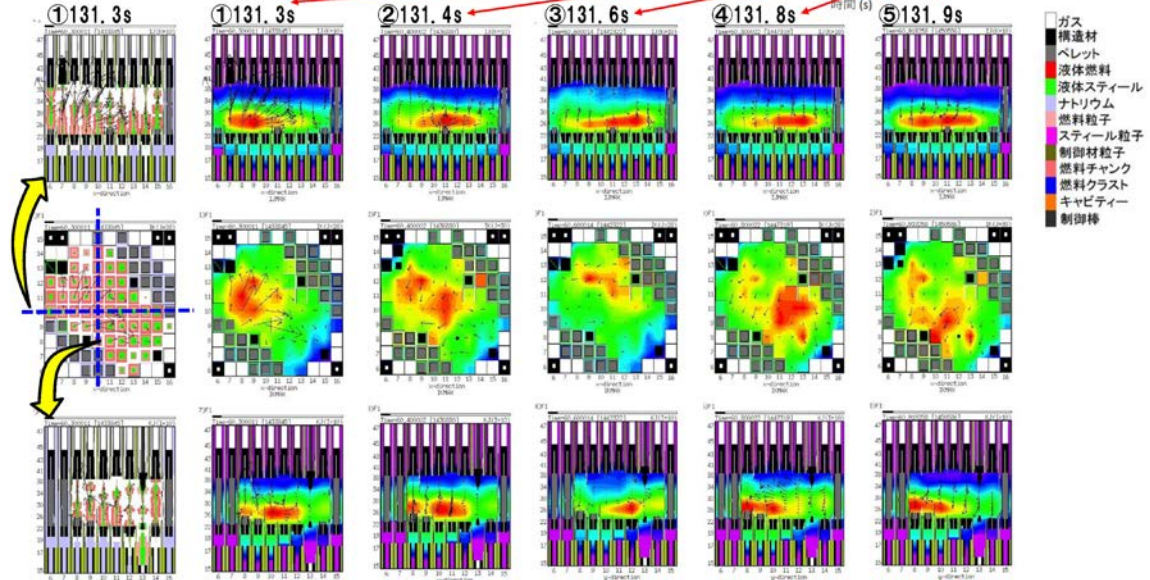
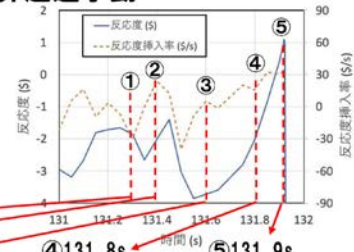


図2 内側炉心のボイド反応度の軸方向分布

最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明

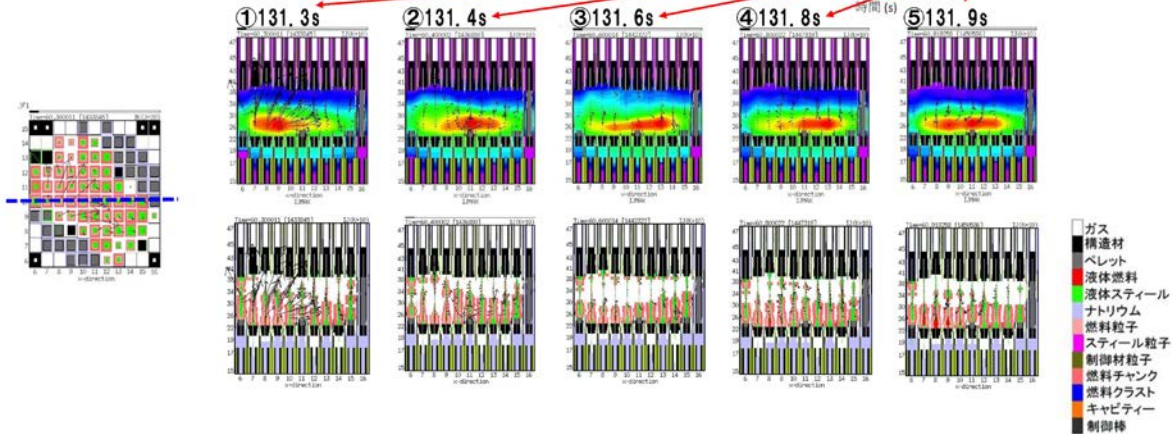
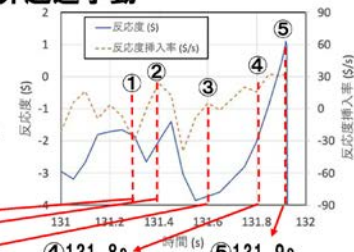
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 -基本ケースにおける即発臨界超過挙動-

- 即発臨界超過直前（131.9s）までの燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示す。
- 燃料が全体として水平断面左下から右上へ移動し、揺れ戻って再度左下に集中した時点で即発臨界を超過する。



ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 -基本ケースにおける即発臨界超過挙動-

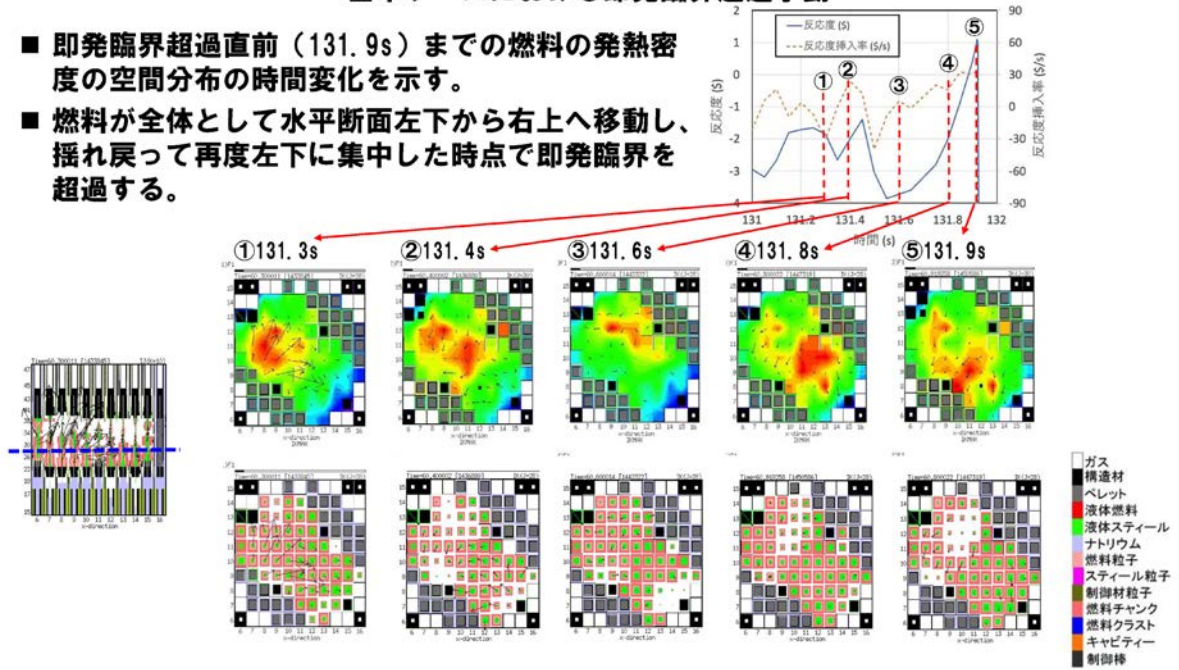
- 即発臨界超過直前（131.9s）までの燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示す。
- 燃料が全体として水平断面左下から右上へ移動し、揺れ戻って再度左下に集中した時点で即発臨界を超過する。





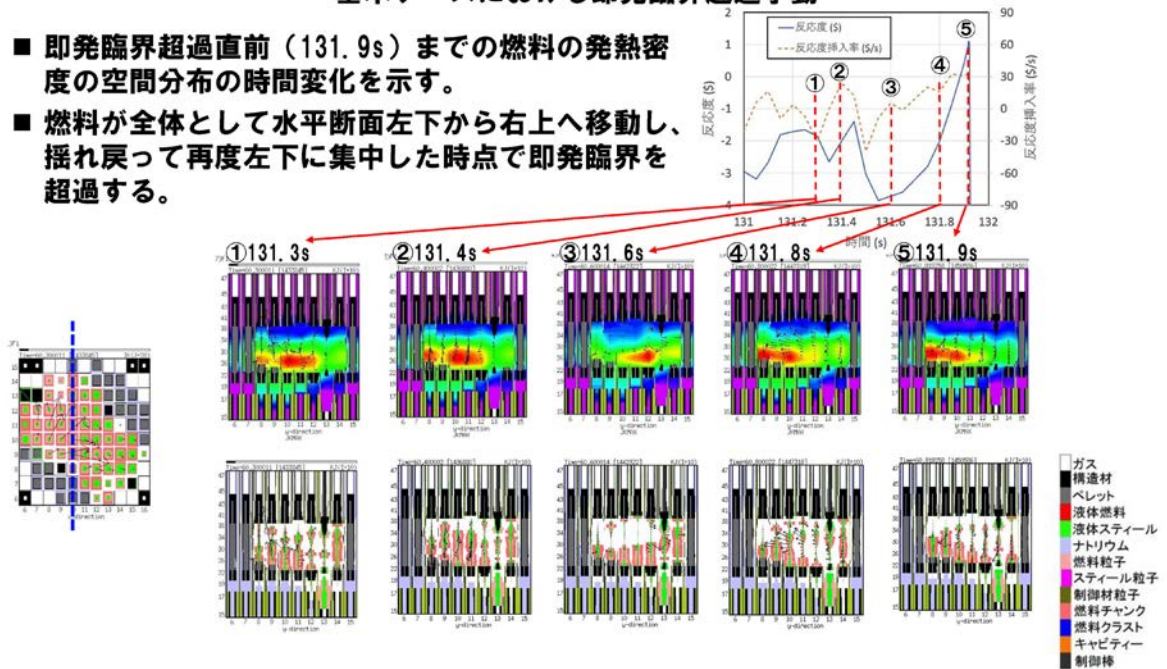
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 —基本ケースにおける即発臨界超過挙動—

- 即発臨界超過直前（131.9s）までの燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示す。
- 燃料が全体として水平断面左下から右上へ移動し、揺れ戻って再度左下に集中した時点で即発臨界を超過する。

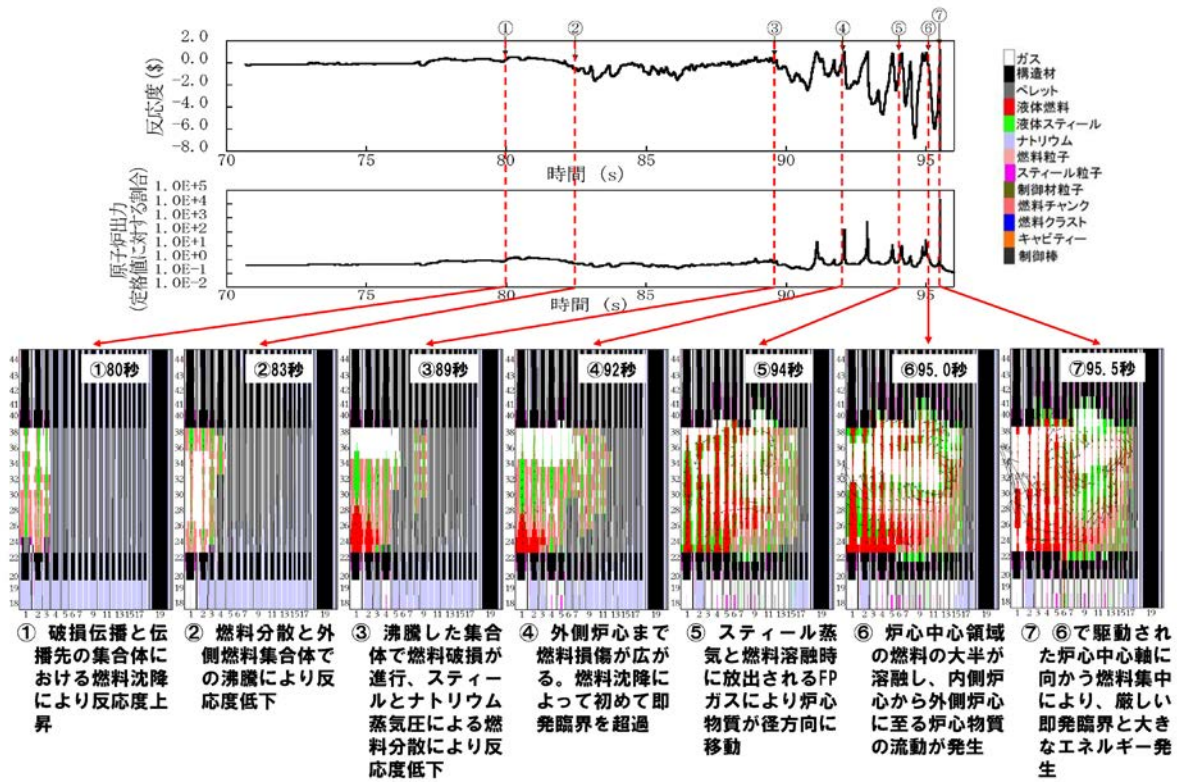


ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 —基本ケースにおける即発臨界超過挙動—

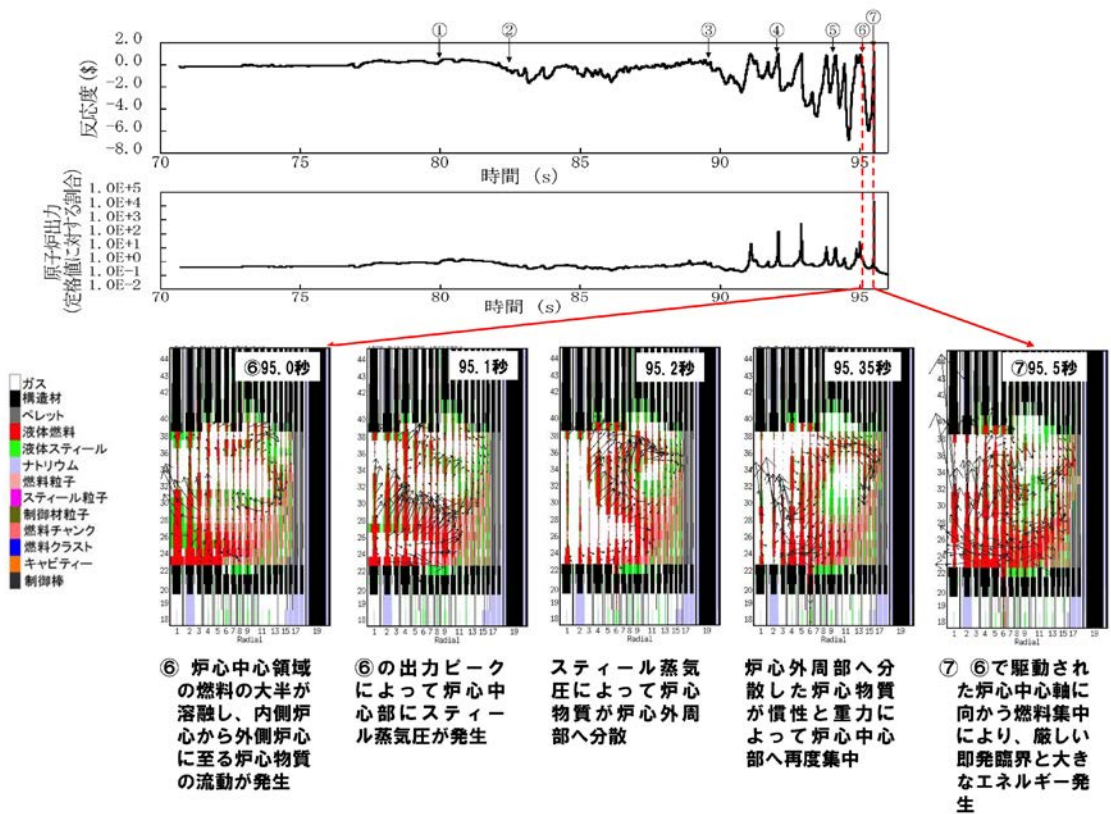
- 即発臨界超過直前（131.9s）までの燃料の発熱密度の空間分布の時間変化を示す。
- 燃料が全体として水平断面左下から右上へ移動し、揺れ戻って再度左下に集中した時点で即発臨界を超過する。



## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —遷移過程の不確かさの影響評価の事象推移—



## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —遷移過程の不確かさの影響評価の事象推移—



遷移過程解析における炉心物質の粘性の影響について





遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について

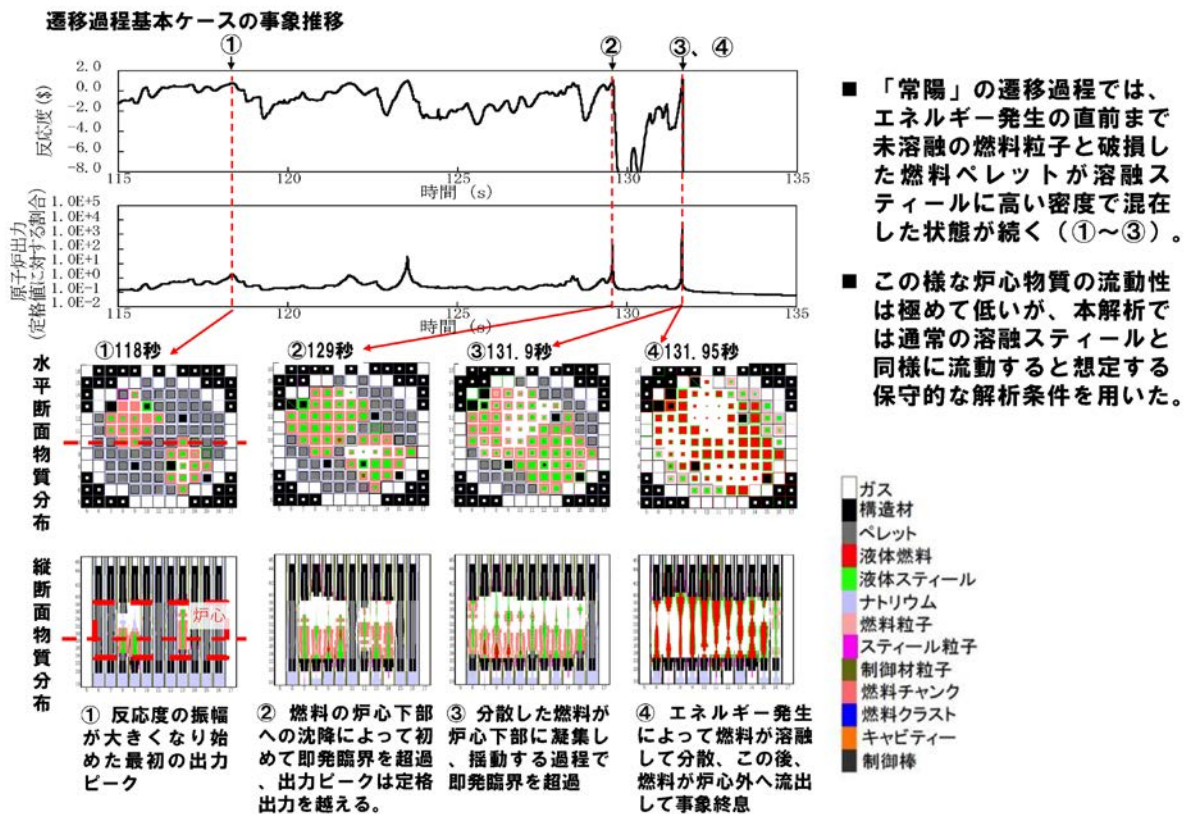


ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 一遷移過程解析の保守性とエネルギー発生解析結果のまとめ一

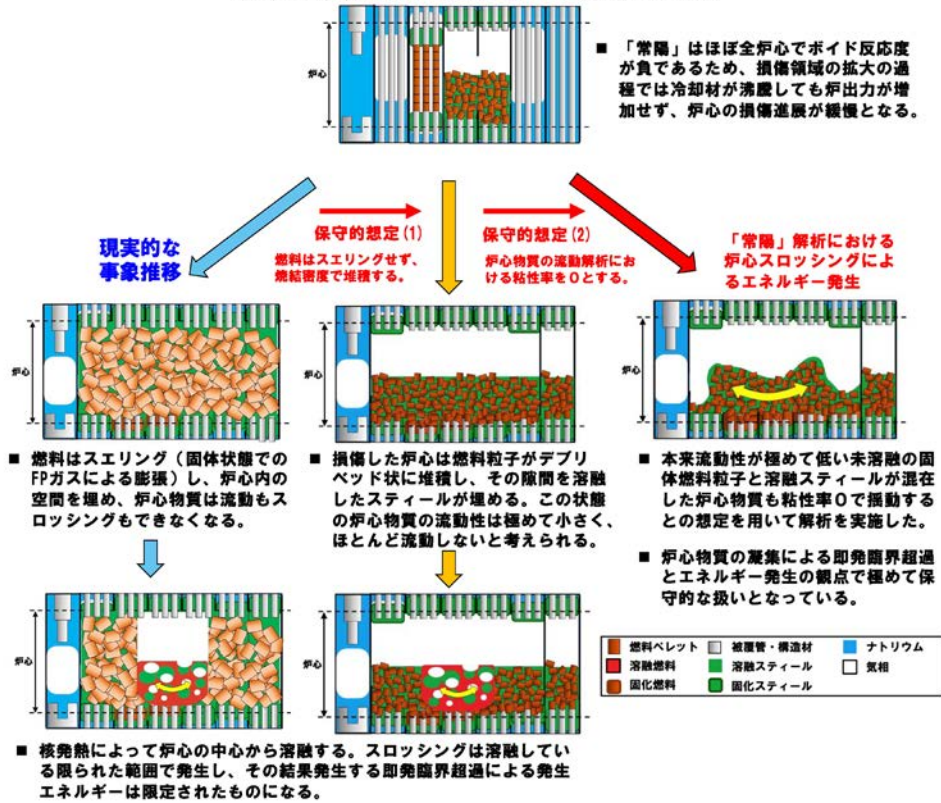
	反応度挿入率	炉心平均燃料最高温度	炉心内の流動挙動	炉心からの燃料流出	燃料集中の主たる駆動力
基本ケース*1	約30\$/s	約3,700℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	上記解析において燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定
不確かさの影響評価ケース2 (溶融炉心の揺動分散、凝集挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110℃	軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視	炉心中心の圧力発生（主にスティール蒸気圧*2）で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動を解析

- \*1 なお、基本ケースにおいても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加し、さらに損傷燃料ペレットが高い密度で堆積し、かつ、未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在した流動性が低い炉心物質が、通常の流体と同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。
- \*2 炉心中心の圧力発生の主成分は急速な核加熱後の高温燃料からの伝熱によるスティール蒸気圧であるが、CABRI TP-A2炉内試験解析によってSIMMERは、燃料からスティールへの過渡伝熱を過大評価することが示されている。試験結果を再現する伝熱速度で解析すると、反応度挿入率約54\$/s、炉心平均燃料最高温度約4,200℃に緩和される。このように燃料集中を駆動する圧力発生についても、極めて保守的な条件を適用した。

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 一炉心物質の流動性に関する保守的想定一



# ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —炉心物質の流動性に関する保守的想定—



高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について

## 1. 高速炉燃料ペレットの加熱時の過渡挙動に関する実験的知見

照射済み高速炉燃料ペレットの過出力時の挙動を解明するため多くの炉外及び炉内の過渡加熱試験が実施された。それらの中で、燃料ペレットの過渡挙動を直接可視化して観察したものとして、米国 Argonne 研究所で行われた DEH 炉外試験<sup>[1]</sup>、米国 Sandia 研究所のパルス試験炉 ACRR を用いて行われた FD 炉内試験<sup>[2]</sup>がある。これらの試験では、EBR-II 炉で約 3~5a/o 程度まで照射された MOX 燃料ペレットを炉外で直接通電加熱あるいはパルス炉で核加熱し、その挙動を高速度カメラで撮影している。

代表的な炉内試験である FD2.6 試験の可視化画像を第 1 図に示す。この試験は燃焼度 5.3a/o の燃料ペレットを用い、加熱速度は数 100K/s と比較的高い速度であるが、燃料ペレットが溶融して流動化 (9.158s の frothing) するまで燃料ペレットはその形状を維持しており、有意な燃料スエリングが生じていないことが確認できる。一方、炉外の DEH 試験では数 10K/s 程度の低い加熱速度による試験が実施された。代表的な DEH I-28 試験の可視化画像を第 2 図に示す。この試験は燃焼度 3.5a/o の燃料ペレットを用い、加熱速度はペレット表面で約 50K/s 程度、ペレット中心領域で約 100K/s 程度である (放熱の影響で表面の温度上昇率は内部よりも小さい)。燃料表面は固体のままであるが 22.6s までの燃料温度の上昇に従って燃料ペレットの半径が大きく増加している様子が確認できる。

これらの試験結果に基づいて、燃料ペレットの過渡挙動に対する加熱速度の影響に関する知見をまとめた結果を第 3 図及び第 4 図に示す。これらの図には前述の 2 つの試験以外からの知見も総合的にまとめている。第 3 図は 10~10,000K/s の加熱速度の範囲について、対応する実験名、燃料ペレット (固相及び液相) の崩壊モード、及び燃料崩壊メカニズムの全体像を整理したものである。第 4 図は燃料内に存在する FP ガスの挙動をモデル化した解析の結果と組み合わせることで、燃料温度と加熱速度の関数として燃料崩壊のメカニズムを FD シリーズ試験の条件と共にマップとして表示したものである。これらの結果から、燃料ペレットが固体状態で割れる (固相クラッキング) には 1,000K/s 以上の高い加熱速度が必要であること、100K/s 以下の低い加熱速度では燃料ペレットの昇温時に固相スエリング (大規模な膨張) が発生すること、固相スエリングのメカニズムとしては空隙拡散、より高温時には塑性クリープが推定されることなどが示された。

顕著な固相スエリングが観測された DEH I-28 試験について、熱伝導計算を行ってペレットの径方向温度分布の時間変化を評価した結果を第 5 図に示す。破線で示されているのは燃料温度が融点に達した領域で、時刻 5.0s ごろに中心溶融が開始し、加熱を停止した 22.6s には半径 0.7 まで溶融キャビティが拡大していることが分かる。第 2 図でスエリング (燃料の膨らみ) の開始が見られるようになるのは 20.0s 前あたりからであり、その時点では FP ガス、揮発性核種、燃料蒸気を含む溶融キャビティの圧力上昇がペレット周辺の残存固体領域の変形に寄与する可能性が考えられる。固体領域の温度条件については、スエリングが始まる 20.0s の時点で燃料表面温度は約 2,200K であるのに対して、非再組織化領域の平均温度は約 2,650K に達している。この時点の表面温度である約 2,200K まで昇温すれば、燃料は割れることなく大規模な変形が可能となる可塑性を有することがわかる。試験後検査で撮影した非再組織化領域の断面金相写真を第 6 図に示す。燃料から放出された FP ガスによる微小な空孔が拡散・成長した空隙が多数形成されており、その空隙率は 44%に達すると報告されている。すなわち、100K/s 程度以下の比較的緩慢な加熱速度では固相

状態での顕著なスエリングが生じることがペレット表面形状の観察と試験後検査で行った金相写真の結果から確認できた。

## 2. 「常陽」遷移過程における燃料ペレットの挙動

「常陽」の代表的な評価事故シーケンス ULOF (i) の遷移過程解析においては、全炉心でボイド反応度係数が負であることなどから冷却材の沸騰と燃料損傷が進行しても出力は上昇せずに緩やかな事象推移となる（約 130s までの出力の時間履歴を第 7 図に示す。）。正の反応度挿入により出力の大きな変動が生じる約 115s までの出力レベルは定格出力の約 20～75%で推移する。この間の出力を燃料の加熱速度に換算すると約 40～150K/s である（第 8 図）。

炉心損傷が緩慢に進展するに依じて、被覆管の熔融後に固体のまま崩落した燃料ペレットについて、1,800K から融点である約 3,000K まで 200K 毎の温度範囲に含まれる質量の時間変化を第 9 図に示す。この図には熔融燃料及び熔融後に再び固化した再固化燃料粒子の質量も示している。図から明らかなように、崩落した燃料の約 1/3 程度は顕著な固相スエリングが生じた非再組織化領域の平均温度である約 2,650K 以上で数 10 秒間にわたって約 40～150K/s の加熱速度で加熱されている。以上のことから、「常陽」の遷移過程においては、これらの崩壊した固体燃料では長時間にわたって顕著な固相スエリングが実験的に観測された加熱速度及び温度条件におかれることから、同様のスエリングが生起されると考えられる。

有効性評価における評価対象炉心において、DEH 試験で顕著なスエリングの発生が確認されている I-28 試験燃料ペレットの燃焼度 3.5a/o 以上の燃焼度を有する集合体の割合は約 47%である。SIMMER-IVを用いた有効性評価の解析では、燃料ペレットが堆積してデブリベッドを形成する場合の燃料ペレット間の空隙率を 30%としている。また、スエリングによる固体燃料の体積増加は 50%程度<sup>[2]</sup>と報告されている。以上から、流路に崩落した燃料ペレットの 47%の内の 1/3 がスエリングによって 1.5 倍に体積が増加して空隙率 30%で堆積し、その間隙を熔融スチールが占めると、燃料デブリベッドの高さは約 0.29m、熔融スチールを含めた炉心物質の高さは約 0.34m となり、「常陽」の炉心高さ 0.5m の約 68%である。実際には、燃焼度 3.5a/o 以下の燃料ペレットも同程度のスエリングをすると考えられることから、「常陽」の遷移過程の現実的な事象推移における炉心は、スエリングした燃料ペレットと熔融スチールからなるデブリベッドで少なくとも炉心高さの約 70%程度の高さを占めることになると考えられる。

## 3. まとめ

照射済みの高速炉用燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動に関する実験的知見に基づいて、固体燃料に顕著な固相スエリングが発生する加熱速度（温度上昇率）及び温度レベルの範囲を明らかにした。「常陽」遷移過程の事象推移においては、炉心損傷の進展とともに崩落した燃料ペレットが長時間にわたり緩やかな加熱速度により昇温されるため、大規模なスエリングが発生し、スエリングした燃料ペレットと熔融スチールからなるデブリベッドで少なくとも炉心高さの約 70%程度が占められると予想される。ただし、「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価における遷移過程解析においては、第 10 図に示すように損傷した燃料の凝集による正の反応度挿入を保守的に評価するため、仮想的にスエリングを無視し、燃料ペレットのデブリベッドの間隙を熔融スチール



ルが満たした流動性が極めて低い炉心物質が粘性率零で流動するとの想定を用いた解析を実施した。

#### 参考文献

- [1] G. Bandyopadhyay, "Fuel and Fission Gas Response to Simulated Thermal Transients: Experimental Results and Correlation with Fission Gas Release and Swelling Model," Nucl. Tech., Vol.40, pp.62-78, 1978.
- [2] S. A. Wright, et al., "In-Pile Determination of Fuel Disruption Mechanisms under LMFBR Loss-of-Flow Accident Conditions," Nucl. Tech., Vol.71, pp.326-340, 1985.

著作権の関係から公開できません。

第1図 FD2.6 試験の可視化画像<sup>[2]</sup>

著作権の関係から公開できません。

第2図 DEH I-28 試験の可視化画像<sup>[1]</sup>

著作権の関係から公開できません。

第3図 燃料の崩壊スペクトル<sup>[2]</sup>

著作権の関係から公開できません。

第3a図 燃料の崩壊スペクトル（第3図の日本語訳）

著作権の関係から公開できません。

第4図 燃料破損マップ<sup>[2]</sup>

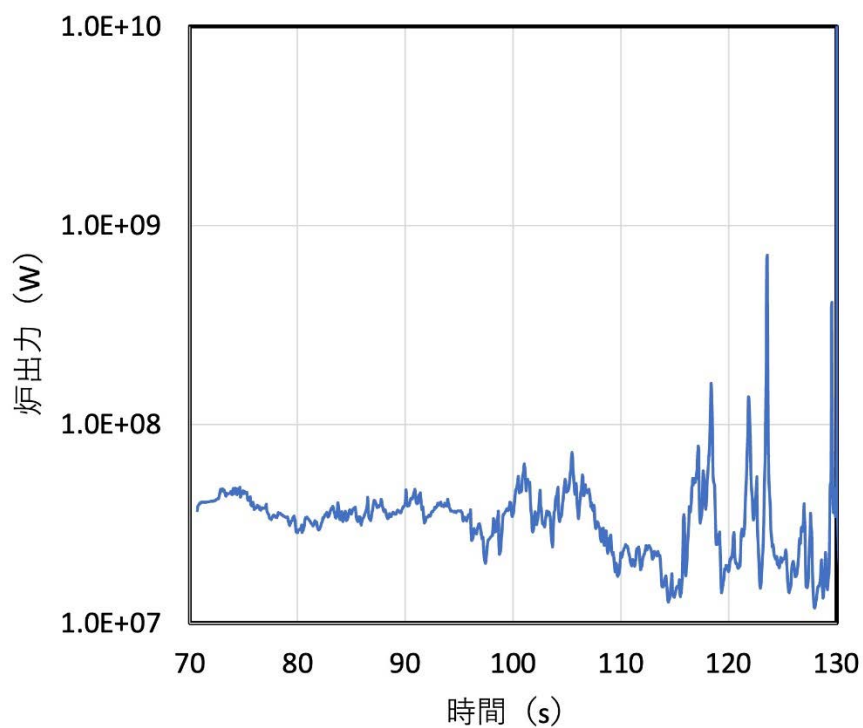
著作権の関係から公開できません。

第 5 図 DEH I-28 試験ペレットの径方向温度分布の時間変化<sup>[1]</sup>

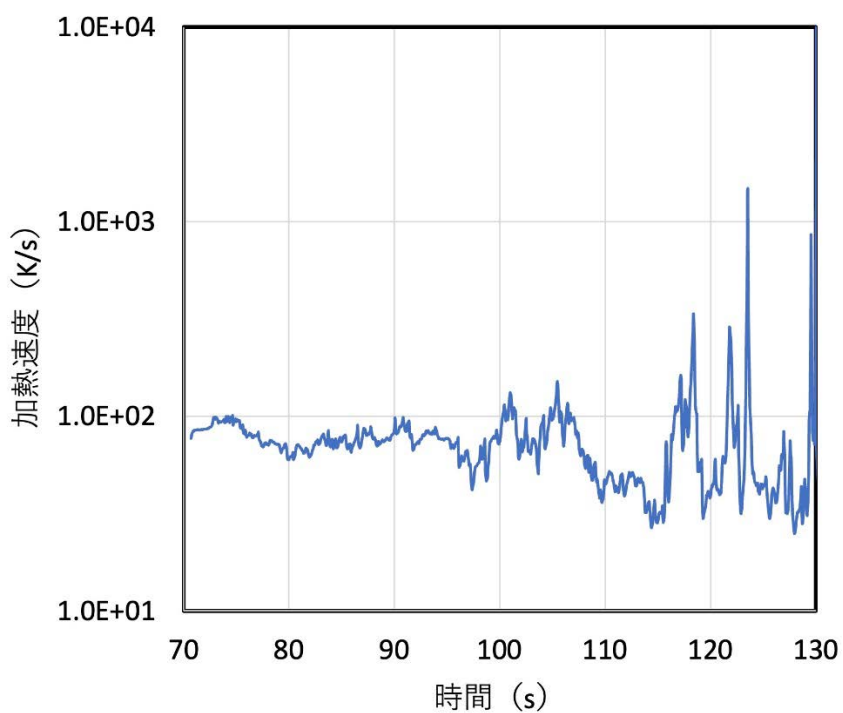
著作権の関係から公開できません。

第 6 図 DEH I-28 試験後の非再組織化領域の断面金相写真<sup>[1]</sup>

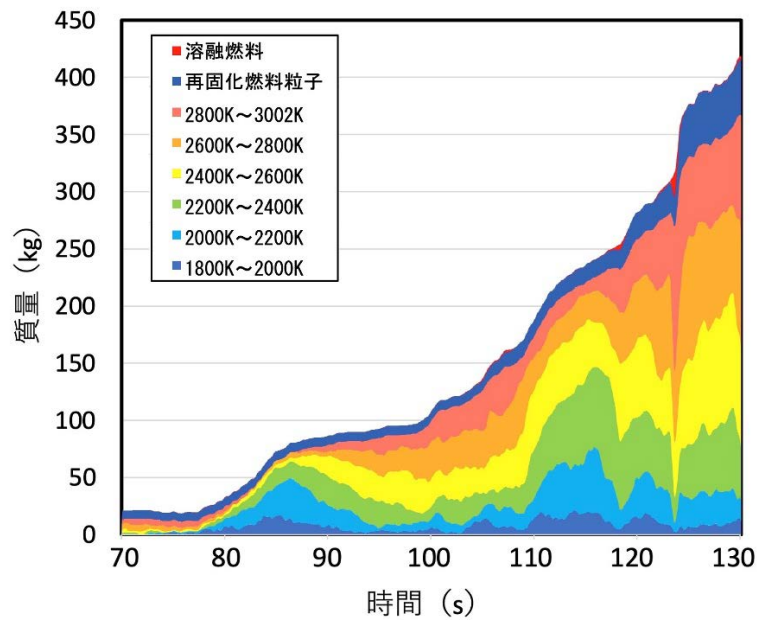




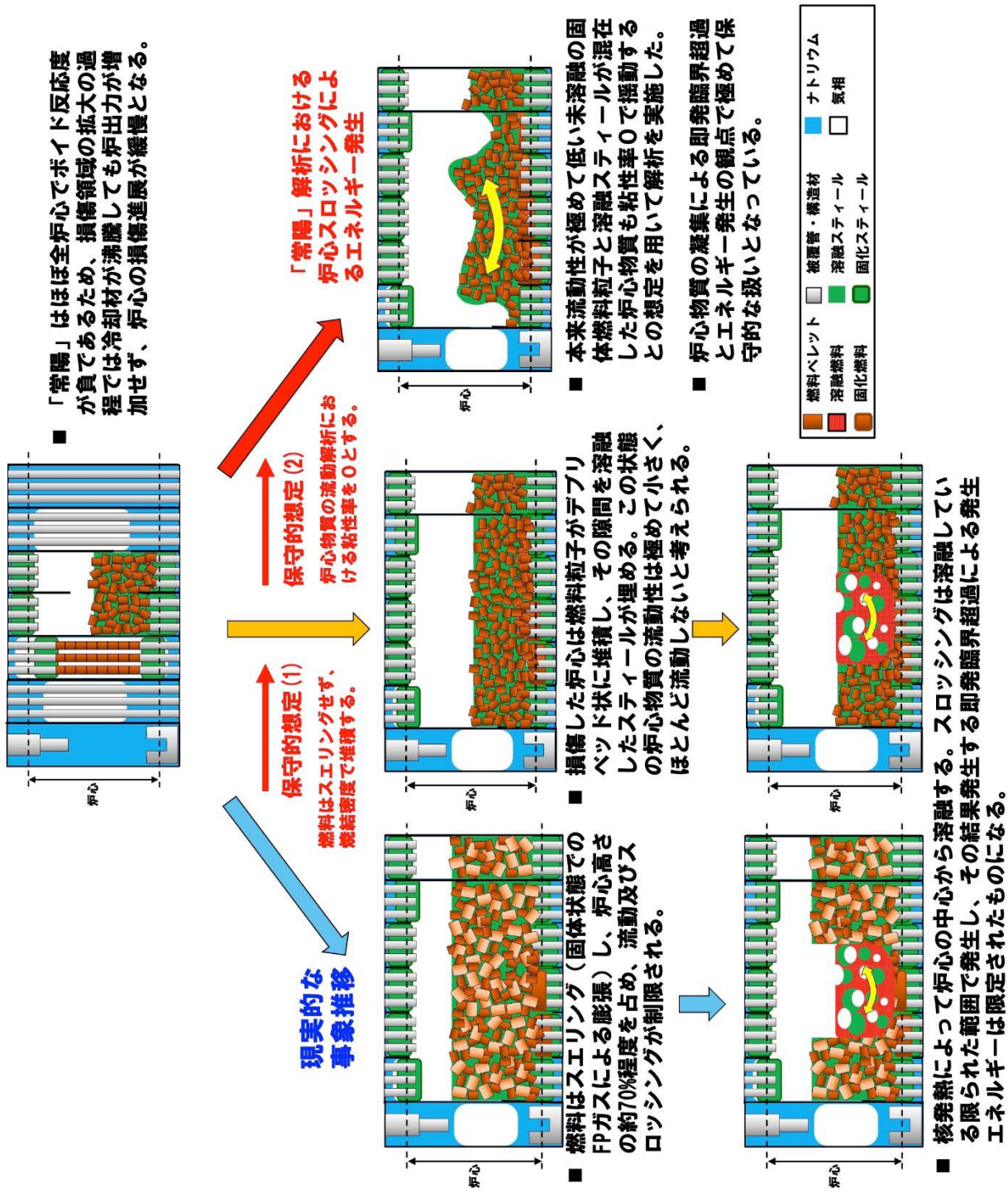
第7図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの炉出力履歴



第8図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの燃料加熱速度 (2,600Kの物性値で評価)



第9図 「常陽」ULOF (i) 基本ケースの流路内燃料ペレット (温度範囲毎)、再固化燃料粒子及び溶融燃料の質量の時間変化



第10図 「常陽」ULOFにおける現実的な事象推移と有効性評価で用いた保守的想定

損傷燃料のデブリ化に対する  
炉外試験データの適用性について

## 下部プレナムにおける炉心物質の微粒化

- 炉心領域から下部プレナムに移行した炉心物質がデブリベッドを形成する必要十分条件
  - (1) 炉心物質がクエンチ（ナトリウムの飽和温度以下の温度まで冷却）されること
  - (2) 炉心物質が原子炉容器底部に到達するまでに微粒化されること
- (1) は下部プレナム領域のナトリウムが飽和温度まで加熱されるために必要なエネルギーと、炉心物質が全量クエンチするのに必要な除熱量の比から判断できる。

$$\frac{M_{Na}(e_{Na}(T_{sat}) - e_{Na}(T_0))}{M_f(e_f(T_{melt}) - e_f(T_{sat})) + M_s(e_s(T_{melt}) - e_s(T_{sat}))}$$

炉心物質の全量が移行、その温度を保守的に3,200K、ナトリウム温度は原子炉容器入口温度350℃として諸量を代入すると比は約3.0となり、炉心物質の全量が移行してもクエンチできる。

- (2) は溶融ジェットがジェット状のまま形状を保って浸入する距離を酸化燃料-ナトリウム系条件に対する適用性が高いとされるEpsteinらの式<sup>[1], [2]</sup>を用いて求める。

$$\frac{L_{brk}}{D_j} = \frac{1}{2E_0} \left( \frac{\rho_j}{\rho_c} \right)^{0.5}$$

$E_0$ はエントレインメント係数で0.05~0.1である。諸量を代入すると微粒化距離は溶融燃料で0.48~0.97m、溶融スティールで0.40~0.80mとなり、「常陽」下部プレナム領域高さ 約1.3 mを落下する間に微粒化する。

また、Epsteinらの式は流体力学的効果のみを考慮しているが、同式で考慮されていないナトリウムの局所的な沸騰とその結果生じるナトリウム蒸気の膨張に伴う微粒化<sup>[3], [4]</sup>も加わることで、微粒化距離は更に短くなる。

- [1] Epstein, M. and Fauske, H. K., 2001. Applications of the turbulent entrainment assumption to immiscible gas-liquid and liquid-liquid systems. IChemE 79 (Part A), 453-462.  
 [2] 松尾英治、他、「格子ボルツマン法によるジェットブレイクアップ挙動解析」、日本機械学会論文集、Vol. 81, No. 822, 2015.  
 [3] Matsuba, K. et al., Distance for fragmentation of a simulated molten-core material discharged into a sodium pool, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 53, No. 5, 707-712, 2016.  
 [4] Matsuba, K. et al., Experimental discussion on fragmentation mechanism of molten oxide discharged into a sodium pool, Mechanical Engineering Journal, Vol. 3, No. 3, 2016.

## FRAG試験やFARO/TERMOS試験の条件と「常陽」の条件の比較

- FRAG試験やFARO/TERMOS試験の条件と「常陽」の下部プレナムにおける微粒化に係る条件を比較する。

	融体			ナトリウム	
	融体	質量	温度	質量	温度
FRAG	UO <sub>2</sub> -ZrO <sub>2</sub> (70%) スティール (30%)	20kg	—	23kg	250~690℃
FARO/TERMOS	UO <sub>2</sub>	100kg	~3,000℃	130kg	400℃
「常陽」	MOX (約70%) スティール (約30%)	約1,260kg	約2,930℃	約6,360kg	350℃

- FRAG試験やFARO/TERMOS試験は炉心物質とナトリウムを用いた試験であり、炉心物質のナトリウムによる微粒化現象を模擬する試験としては実機模擬性の高い試験である。また、試験の条件は大量のナトリウムが存在する「常陽」の条件よりも炉心物質の微粒化に関して厳しい条件であるにもかかわらず炉心物質がほぼ全て微粒化している。これらのことから、「常陽」の有効性評価において炉心物質がデブリ化することの根拠及びデブリの性状の根拠として適用できる。



FCI 試験における  
ナトリウム温度条件と粒径の関係

## 1. FCI 試験の粒径とナトリウム温度の関係

第 1 表に FCI 試験におけるナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値を整理したものを示す。FRAG 試験（第 1 図）<sup>[1]</sup>についてはグラフ読取値の内挿で粒子径の中央値を求めた。FARO/TERMOS T1 試験（第 2 図）<sup>[2]</sup>については「BOTTOM」において質量割合約 30%以下までのデータのみが示されているが、50%まで外挿した値を用いて、「BOTTOM」「CENTER」「TOP」の平均を求めると約 500 $\mu\text{m}$ となる。

第 3 図に横軸をナトリウムプール温度、縦軸を粒子径の中央値として各試験の条件をプロットしたものを示す。ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値には相関は見られなかった。これらの試験では粒子径は概ね 400～500 $\mu\text{m}$ 程度である。FRAG4 試験のみ 270 $\mu\text{m}$ と小さな粒径となっている原因は試験レポート<sup>[1]</sup>にも粒径の小さい事への言及や、違いの分析は報告されていない。FRAG4 試験以外の試験では 250 $^{\circ}\text{C}$ ～690 $^{\circ}\text{C}$ の温度範囲にわたって粒径は 400～500 $\mu\text{m}$ 程度であることから、有効性評価に用いる粒径の最確値はこの粒径範囲の下限である 400 $\mu\text{m}$ 、特異的に小さな値を与えている FRAG4 試験の 270 $\mu\text{m}$ を不確かさの影響評価における保守的な値として用いることが適切であると判断した。

各試験における粒径は第 1 図と第 2 図に示すように数 10 $\mu\text{m}$ から数 1,000 $\mu\text{m}$ までの分布を持っている。冷却性評価に用いる代表粒径はこれらの分布の質量中央値を用いた。これは今回デブリの冷却性評価に用いた Lipinski モデルと同じモデルを採用している MAAP コードの MCCI モデルによる BWR の MCCI デブリ冷却性評価<sup>[3]</sup>において、FARO LWR 試験<sup>[4]</sup>及び COTELS 試験<sup>[5]</sup>で得られた粒径分布の質量中央値を用いていることに準じたものである。一方、一般に粒径分布の Sauter 平均値は質量中央値よりも小さな値を与える。粒径分布の不確かさ影響評価では、その影響も考慮することとして、FRAG4 試験の粒径の Sauter 平均値である 130 $\mu\text{m}$ として冷却性を評価する。

## 2. デブリベッド冷却評価に対する粒径の影響

評価事故シーケンス ULOF (i) と ULOF (iii) のうち、下部プレナムへの損傷炉心物質の移行量が多い ULOF (iii) の基本ケース（粒径 400 $\mu\text{m}$ ）に対して、粒径を 130 $\mu\text{m}$ として粒径の不確かさの影響評価を行った。結果を第 4 図に示す。基本ケースでは、デブリベッド最高温度は約 1,200 秒後に約 640 $^{\circ}\text{C}$ まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。粒径を 130 $\mu\text{m}$ とした不確かさの影響評価ケースでは、デブリベッド最高温度は約 1,900 秒後に約 880 $^{\circ}\text{C}$ まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。いずれのケースにおいても、デブリベッド最高温度はナトリウムの沸点（910 $^{\circ}\text{C}$ ）以下であり、サブクール状態を維持しながら、安定冷却に移行する。

参考資料

- [1] T. Y. Chu, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Top. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyons, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, "Pouring of 100kg-scale molten UO<sub>2</sub> into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.
- [3] 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第5部 MAAP）添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」資料 2-2-9、平成 27 年 10 月.
- [4] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des., Vol.236, pp. 1998-2009, 2006.
- [5] M. Kato, et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-vessel Conditions," JAERI-Conf 99-005, Proc. of the Workshop on Severe Accident Research (SARJ-98), pp.304-309, Nov. 4-6, Tokyo, Japan, 1998.

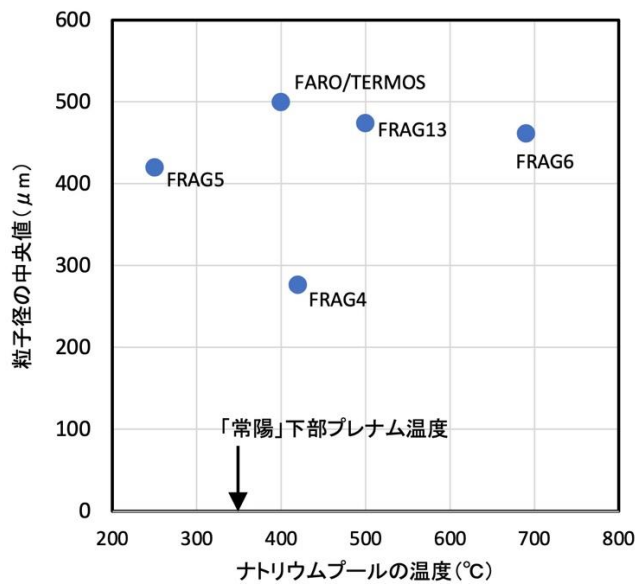
第1表 ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値

試験名	ナトリウム温度 [°C]	粒子径の中央値 [μm]	備考
FRAG4	420	276.3	グラフ読取値の内挿（第1図）
FRAG5	250	420	
FRAG6	690	461.5	
FRAG13	500	474	
FARO/TERMOS T1	400	約 500	「BOTTOM」 「CENTER」 「TOP」 の平均値 (第2図)

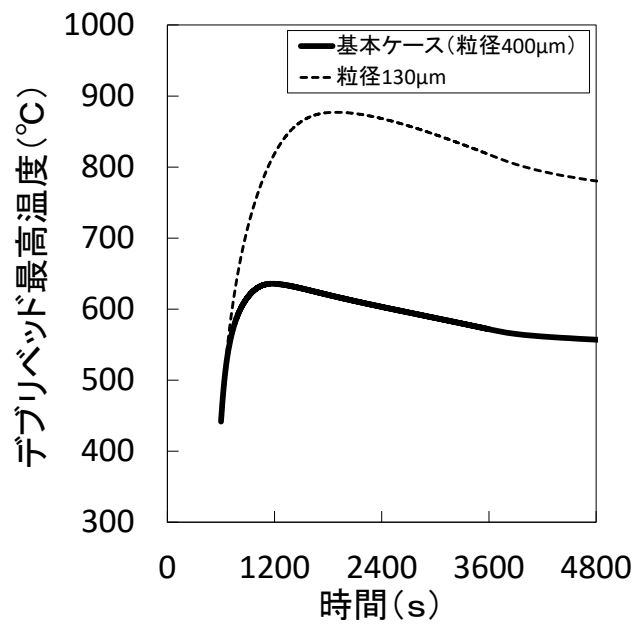
著作権の関係から  
公開できません。

第1図 FRAG 試験における粒径分布  
(参考資料[1]の図に追記)

第2図 FARO/TERMOS 試験における粒径分布  
(参考資料[2]の図に追記)



第3図 ナトリウムプール温度条件と粒子径の中央値



第4図 ULOF (iii) におけるデブリリベット最高温度の履歴

デブリベッドの冷却性解析における  
デブリベッドの性状

## ULOF ( i ) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価の感度解析

### 解析パラメータ

- 感度解析では重要なパラメータにおける不確かさの影響評価のために、基本ケースで使用したパラメータの値を1つずつ計算結果を厳しくするように保守側に变化させた解析を実施する。
- 下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、周囲に大量にある冷却材との熱平衡が達成されるものと仮定して、デブリベッドと周囲の冷却材の初期温度は、炉心インベントリの30%及び70%のケースに対して、それぞれ約420℃及び約510℃とする。
- 原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、残留炉心物質の冷却において、炉心インベントリの約30%及び約70%の燃料が再溶融する時刻を保守的に切り下げ、炉心インベントリの30%及び70%のケースに対して、それぞれ事象発生から600秒後及び1,200秒後とする。

	下部プレナムへ移行する 損傷炉心物質の量	粒子径	ポロシティ
基本 ケース	炉心インベントリの30%	400μm ( FCI試験の質量中 央値の平均)	0.6 ( FCI試験の最小値)
不確かさ ケース①	炉心インベントリの70% (最も移行量の多くなる 想定に基づく)	400μm	0.6
不確かさ ケース②	炉心インベントリの30%	270μm ( FCI試験の 質量中央値の下限)	0.6
不確かさ ケース③	炉心インベントリの30%	400μm	0.5 ( FCI試験の最小値にさら に保守性を持たせた値)

### 【デブリベッド粒子径】

FRAG試験<sup>[1]</sup>(米国のサンディア国立研究所(SNL)で実施された大規模 FCI試験)のうち、20kgの溶融燃料と溶融スチールの混合物(UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>(70%)、スチール(30%))を23kgのナトリウム中へ落下させた試験であるFRAG4~6及び13試験で得られた粒径分布の中央値の平均値である。下図にFRAG試験で得られた粒径分布を示す。FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値を計算すると以下のとおりである。

- FRAG4試験:  $210 + (420 - 210) / (63 - 44) \times (50 - 44) = 276.3\mu\text{m}$
- FRAG5試験:  $420\mu\text{m}$
- FRAG6試験:  $420 + (600 - 420) / (60 - 47) \times (50 - 47) = 461.5\mu\text{m}$
- FRAG13試験:  $420 + (600 - 420) / (57 - 47) \times (50 - 47) = 474\mu\text{m}$

したがって、FRAG4~6及び13試験の粒径分布の中央値の平均値は407.95μmとなり、デブリベッド粒子径は400μmと設定している。

著作権の関係から  
公開できません。

### 【デブリベッドポロシティ】

下図に示すFARO/TERMOS試験<sup>[2]</sup>及びFRAG4試験で得られたポロシティから、デブリベッドポロシティは0.6と設定している。

著作権の関係から  
公開できません。

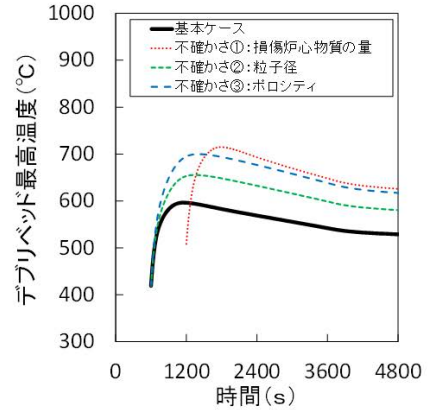
[1] T. Y. Chu, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium." Proc. Int. Top. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyons, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).  
[2] D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, "Pouring of 100kg-scale molten UO<sub>2</sub> into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.



## ULOF ( i ) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価の感度解析

### 主な解析結果

- 基本ケースでは、デブリベッド最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,100秒後に約600℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 不確かさケース①（炉心インベントリの70%）では、デブリベッド最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,800秒後に約720℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 不確かさ①～③の影響により、デブリベッド最高温度は約60～120℃高くなる（不確かさの影響が最も大きいのは下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量）が、いずれもサブクール状態を維持しながら、安定冷却に移行する。



## ULOF ( iii ) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価の感度解析

### 解析パラメータ

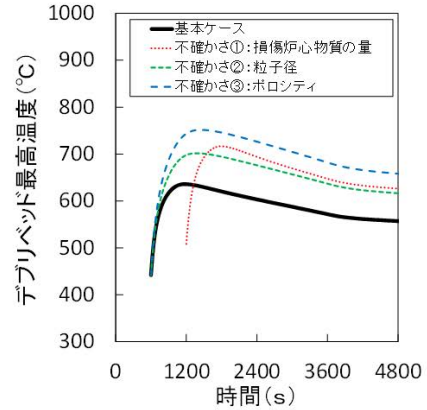
- 感度解析では重要なパラメータにおける不確かさの影響評価のために、基本ケースで使用したパラメータの値を1つずつ計算結果を厳しくするように保守側に变化させた解析を実施する。
- 下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、周囲に大量にある冷却材との熱平衡が達成されるものと仮定して、デブリベッドと周囲の冷却材の初期温度は、炉心インベントリの40%及び70%のケースに対して、それぞれ約440℃及び約510℃とする。
- 原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、残留炉心物質の冷却において、炉心インベントリの約40%及び約70%の燃料が再熔融する時刻を保守的に切り下げ、炉心インベントリの40%及び70%のケースに対して、それぞれ事象発生から600秒後及び1,200秒後とする。

	下部プレナムへ移行する 損傷炉心物質の量	粒子径	ポロシティ
基本 ケース	炉心インベントリの40%	400μm (FCI試験の質量中 央値の平均)	0.6 (FCI試験の最小値)
不確かさ ケース①	炉心インベントリの70% (最も移行量の多くなる 想定に基づく)	400μm	0.6
不確かさ ケース②	炉心インベントリの40%	270μm (FCI試験の 質量中央値の下限)	0.6
不確かさ ケース③	炉心インベントリの40%	400μm	0.5 (FCI試験の最小値にさら に保守性を持たせた値)

## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価の感度解析

### 主な解析結果

- 基本ケースでは、デブリベッド最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,200秒後に約640℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 不確かさケース①（炉心インベントリの70%）では、デブリベッド最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,800秒後に約720℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 不確かさケース③（デブリベッドのポロシティ0.5）では、デブリベッド最高温度（損傷炉心物質、冷却材、原子炉容器温度）は約1,400秒後に約760℃まで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 不確かさ①～③の影響により、デブリベッド最高温度は約70～120℃高くなる（不確かさの影響が最も大きいのはデブリベッドのポロシティ）が、いずれもサブクール状態を維持しながら、安定冷却に移行する。



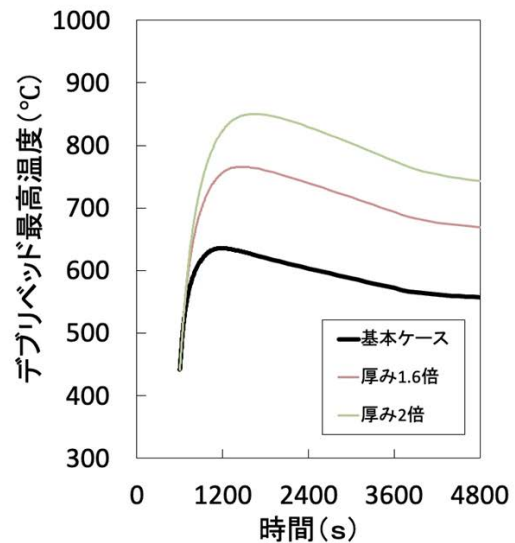
## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器底部に堆積したデブリベッド厚みの感度解析

### 解析パラメータ

- デブリベッドが堆積する過程で局部的に厚みが不均一となり、基本ケースの最大厚みを超えた厚みとなることを想定し、ULOF (iii) の基本ケース（40%の炉心物質が下部プレナムへ移行）の最大厚みに対して、100%の炉心物質が移行した場合（厚みが1.6倍）、及び厚みを2倍としたパラメトリック解析を実施した。

### 主な解析結果

- いずれのケースもデブリベッドの最高温度はナトリウムの沸点以下であり、厚みの不均一性を考慮してもデブリベッドは安定に冷却される。



プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の  
具体的内容について

## プラグ応答及びナトリウム噴出量の解析について

事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）」の格納容器破損防止措置の有効性評価は、事象進展をいくつかの過程に分けて行う。機械的エネルギーによる構造応答評価及びナトリウム噴出量の評価の過程（以下「機械的応答過程」という。）は、機械的エネルギーの解析、原子炉容器の構造応答解析及びナトリウム噴出量の解析を組み合わせることにより行う。機械的応答過程の解析の流れを第1図に示す。

ナトリウム噴出量の解析では、先行して実施される機械的エネルギーの解析により得られる、回転プラグ下面に作用する圧力の時間履歴を入力として、PLUGを用いて回転プラグ及び固定ボルトの応答並びに回転プラグの間隙から格納容器（床上）へ噴出するナトリウム量を解析する。

以下に、ナトリウム噴出量の解析の目的、解析方法、解析ケース、解析条件及び解析結果について記す。

### 1. 解析の目的

この解析では、機械的エネルギー発生時の原子炉容器内圧力上昇によって引き起こされる回転プラグの動的応答と、これに伴い回転プラグの間隙から格納容器（床上）に噴出するナトリウム量を評価することを目的とする。

### 2. 解析方法

ナトリウム噴出量の解析はPLUGを用いて行う。PLUGは、回転プラグ下面に作用する圧力履歴による回転プラグの動的応答と、回転プラグ間隙を通じて格納容器（床上）へと噴出するナトリウム量を解析する計算コードである。

PLUGの主要な入力は、回転プラグの重量及び受圧面積、回転プラグの固定ボルトの幾何形状及び材料特性並びに回転プラグ下面に作用する圧力の時間履歴である。これらを入力として回転プラグの動的応答を解析し、回転プラグの変位、固定ボルトのひずみ及び格納容器（床上）に噴出するナトリウム量を計算する。

なお、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出経路となる回転プラグ間隙部の空間体積は初期にはアルゴンガスにより満たされているため、この空間が流入してくるナトリウムで満たされた後に初めて格納容器（床上）にナトリウムが噴出することになる。すなわち、回転プラグ間隙部の空間に流入するナトリウム量がこの空間体積よりも少ない場合、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

### 3. 解析ケース

機械的エネルギーの解析における基本ケース（機械的エネルギー1.8MJ）及び不確かさを考慮したケース（機械的エネルギー3.6MJ）の2ケースとする。

### 4. 解析条件

#### 4.1. 解析体系

PLUGによるナトリウム噴出量の解析の解析体系を第4.1.1図に示す。解析体系作成の方針は以下の通り。

- ・ 回転プラグを構成する大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構をモデル化し、各プラグに作用する圧力に対する力の伝達経路を同定して、作用の及ぶ固定ボルトをモデル化する。回転プラグの重量、受圧面積、固定ボルトの材質、呼び径、有効長及び本数を第4.1.1表に示す。
- ・ カバーガスの存在は無視して、ナトリウムは最初から回転プラグ下面に接しているものとする。
- ・ ナトリウムの噴出経路となる回転プラグ間隙部の垂直部分は環状流路として、水平部分は矩形流路としてモデル化する。

#### 4.2. 基本ケースの解析条件

基本ケースの解析条件及び解析上の仮定は以下のとおり。

- ・ 回転プラグ下面に作用する圧力の履歴は、機械的エネルギーの解析の結果得られる圧力履歴を用いる。大回転プラグ及び小回転プラグの下面は同一高さに位置するため同じ圧力履歴を用いる。炉心上部機構の下面はこれより3.6mほど下方であるため、該当する高さの圧力履歴を用いる。第4.2.1図に基本ケースの入力となる回転プラグ下面に作用する圧力履歴を示す。
- ・ 回転プラグが衝突する際の反発は、反発係数を考慮した反発モデルを用いて計算する。
- ・ ボルトが初期に締め付けられている場合はその初期締め付け力を考慮する。

#### 4.3. 不確かさを考慮したケースの解析条件

不確かさを考慮したケースの解析は、基本ケースに対して、入力する圧力履歴のみを変更して行う。第4.3.1図に不確かさを考慮したケースの入力となる回転プラグ下面に作用する圧力履歴を示す。

### 5. 解析結果

#### 5.1. 基本ケースの解析結果

第5.1.1図に各回転プラグの動的応答の解析結果を示す。炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは80ms程度の短時間だけ、最大約1.2mm上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力がプラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に着座する。炉心上部機構及び小回転プラグのボルトには初期ひずみ以外のひずみは生じておらず、これらプラグと大回転プラグとの相対変位は生じていない。ボルトの降伏ひずみは入力により降伏応力に相当する0.385%と設定しており、いずれのボルトも塑性変形に至っていない。動的なひずみが生じた大回転プラグの固定ボルトのひずみは最大で0.07%であり、JIS規格における常温の破断伸び15%と比べて十分小さく、破断には至らない。各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）は大回転プラグで6.6kgであり、小回転プラグ及び炉心上部機構ではナトリウムはプラグ間隙内に流入しない。大回転プラグの間隙内に保持可能なナトリウム質量（回転プラグ間隙の容積に相当）は約520kgであり、間隙内への流入量がこれを十分下回ることから、基本ケースでは格納容器（床上）にナトリウムは噴出しない。

以上から、ボルトの健全性が損なわれることはなく、回転プラグは垂直上方向へ変位するものの短

時間のうちに自重で落下・着座し、原子炉容器内から格納容器床上へのナトリウムの噴出は生じない。

## 5.2. 不確かさを考慮したケースの解析結果

第 5.2.1 図に各プラグの動的応答の解析結果を示す。約 200ms まで各プラグは一体となって変位するが、200ms 以降はボルト強度の相違及び衝突による運動エネルギーの受け渡しの影響を受けて、各プラグが独立に変位し相対変位が生じている。約 200ms まで各プラグが一体となって変位する理由は、炉心上部機構が初期締め付け力約 100MPa で小回転プラグに固定されていること及び小回転プラグが初期締め付け力約 200MPa で大回転プラグに固定されていることによる。800ms 以降、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上に要する圧力（約 0.24MPa）を下回ると、各プラグは被搭載プラグあるいは大回転プラグ支持フランジ上に着座する。各プラグの固定ボルトの降伏ひずみは入力により降伏応力に相当する 0.385%と設定しており、すべての回転プラグでボルトが塑性変形するものの、ひずみは最大でも 1.6%であり、JIS 規格における常温の破断伸び 15%より十分小さく、破断には至らない。第 5.2.2 図には各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を示す。各図における黒点線は当該回転プラグに対応する回転プラグ間隙内に保持可能なナトリウム質量（回転プラグ間隙の容積に相当）を表す。回転プラグ間隙内に流入するナトリウム量が、この保持可能なナトリウム量以下であれば、回転プラグ間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。この解析では、炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 31kg、29kg 及び 185kg のナトリウムが流入した。しかし、回転プラグ間隙へのナトリウムの流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、したがってナトリウムは原子炉容器内から格納容器（床上）に噴出しない結果となった。以上から、ボルトの健全性が損なわれることはなく、回転プラグは垂直上方向へ変位するものの短時間のうちに自重で落下・着座し、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。

## 6. まとめ

ULOF の機械的応答過程における回転プラグの応答及びナトリウム噴出を解析した。基本ケースでは次のような結果となった。

- ・ 回転プラグを構成する各プラグを固定するボルトのひずみは最大で 0.07%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、ボルトの健全性は維持される。
- ・ 機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、一時的に形成されるプラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

不確かさを考慮したケースでは次のような結果となった。

- ・ 回転プラグを構成する各プラグを固定するボルトのひずみは最大で 1.6%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、ボルトの健全性は維持される。
- ・ 機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、一時的に形成されるプラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上のことから、発生する機械的エネルギーの不確かさを考慮したとしても、格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じないことが確認できた。これにより、評価項目の一つである「ナトリウム

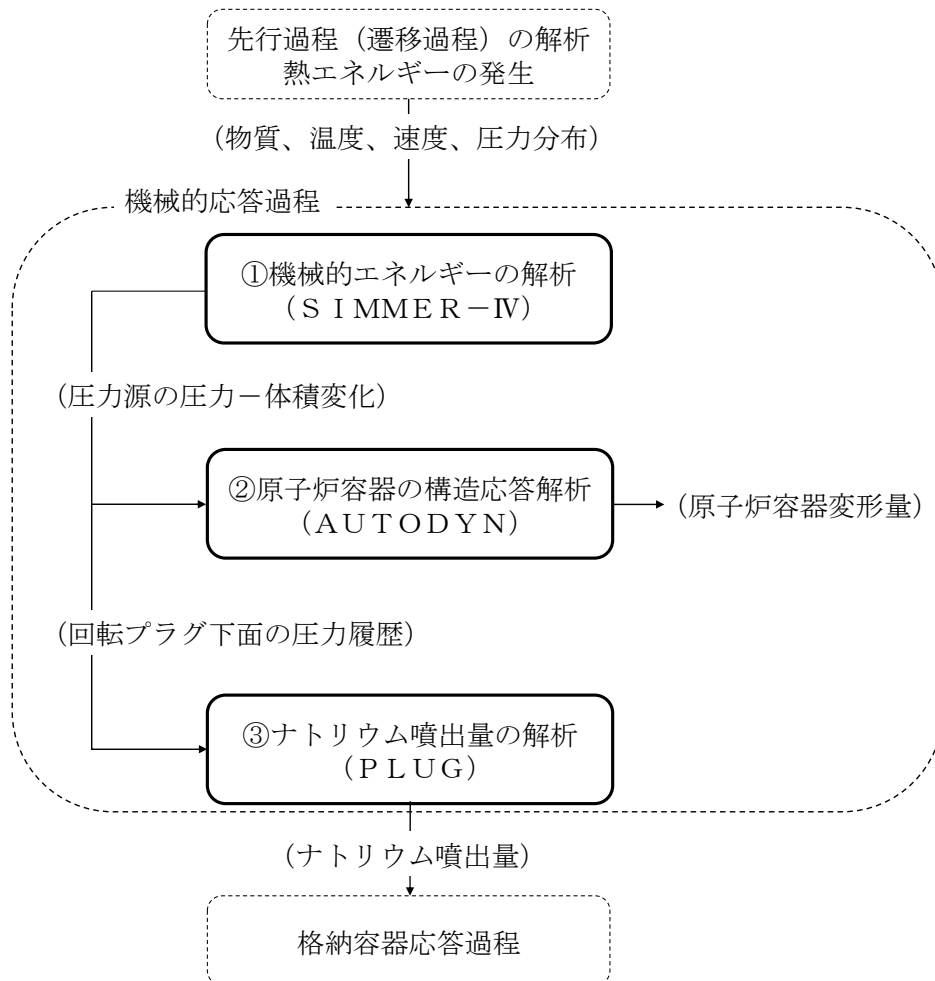


が格納容器（床上）に噴出する場合にはナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に対して、ナトリウムが格納容器（床上）に噴出しないことをもって評価項目を満足しうることが確認できた。

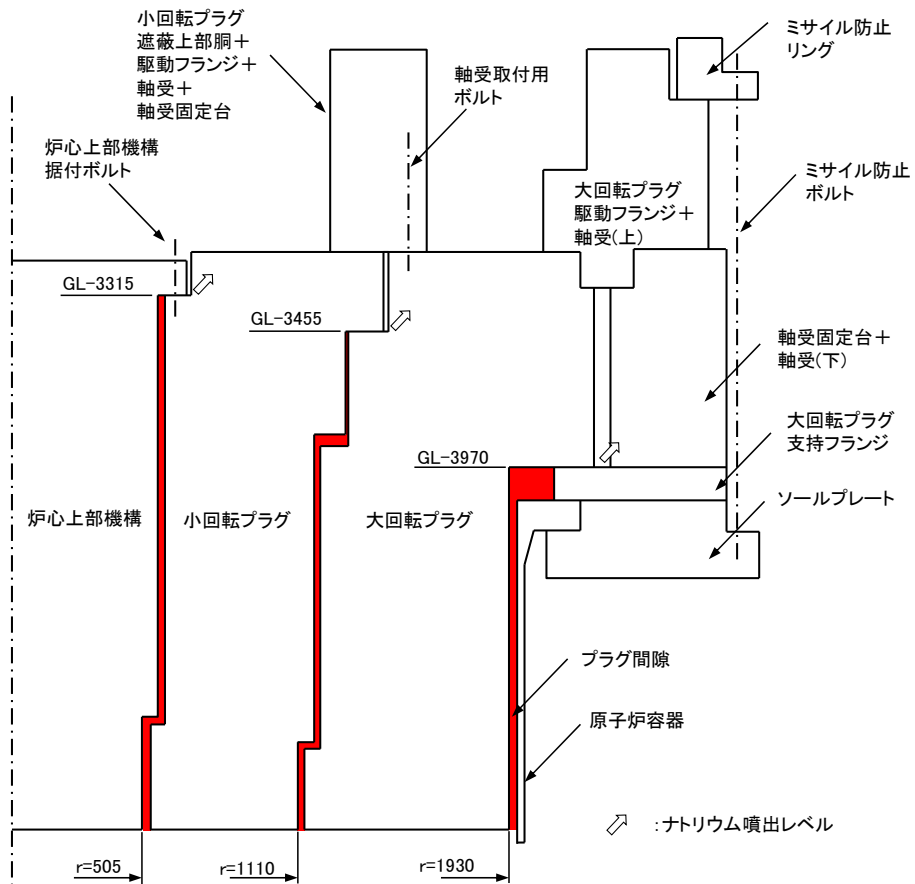
第 4.1.1 表 各回転プラグの重量、受圧面積、固定ボルトの材質、外径、有効長及び本数

	プラグ重量 (ton)	プラグ受圧面 積(m <sup>2</sup> )	ボルト材質	ボルトねじ山 部外径(mm)	ボルト有効 長(mm)	ボルト 本数
大回転プラグ	143	8.1	SCM435	40※	1840	35
小回転プラグ	97	3.2	SCM435	30	450	36
炉心上部機構	13	0.90	SCM435	33	225	24

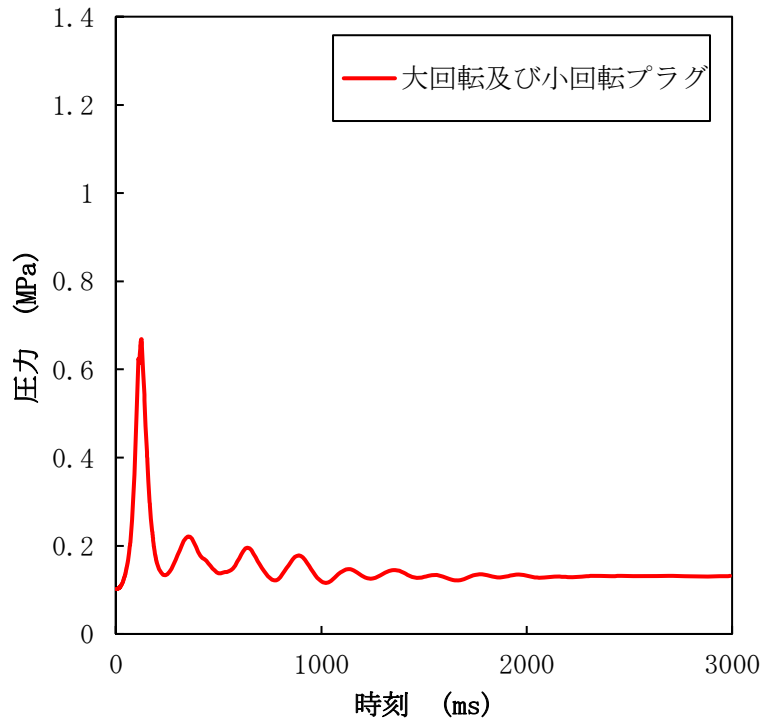
※ 大回転プラグのボルトはねじ山部外径ではなく、軸力を支持する支柱部の外径



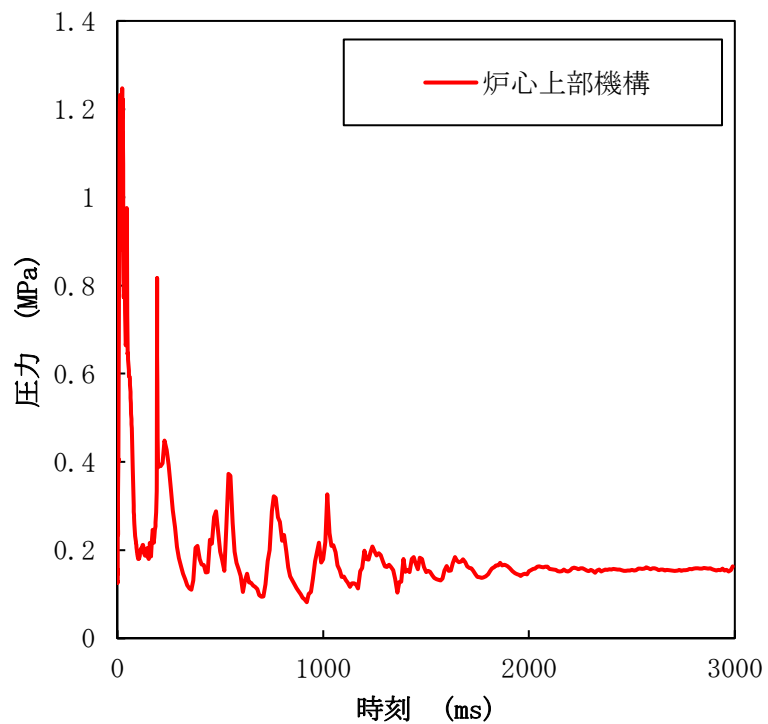
第1図 機械的応答過程の解析の流れ



第 4. 1. 1 図 PLUGによるナトリウム噴出量の解析の解析体系

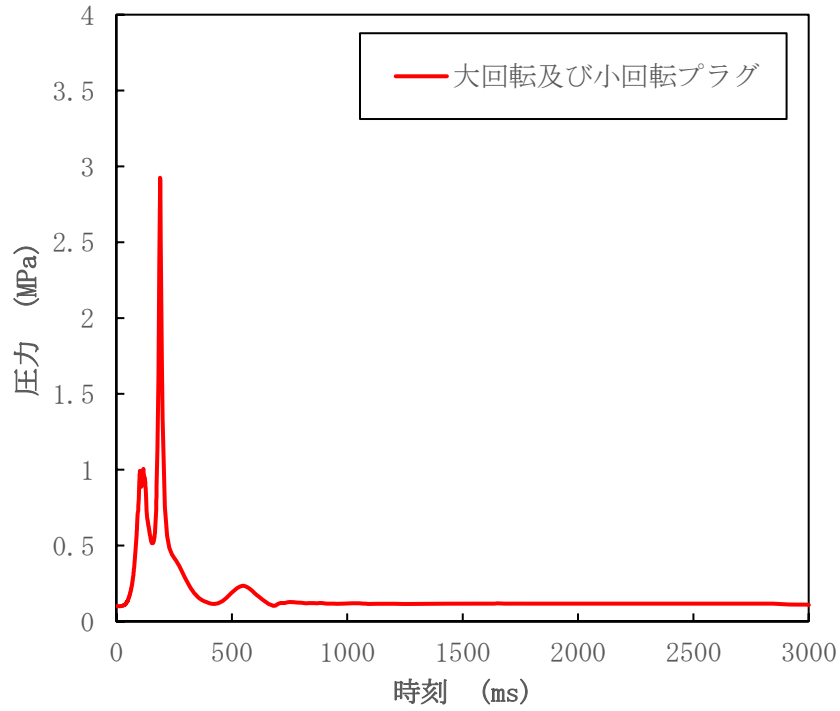


(A) 大回転プラグ及び小回転プラグの下面に作用する圧力

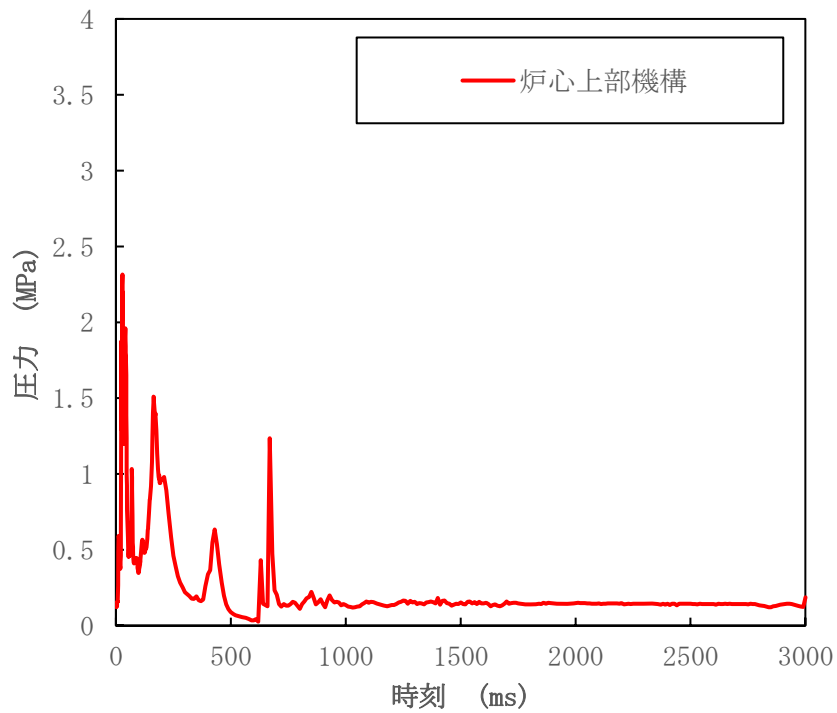


(B) 炉心上部機構の下面に作用する圧力

第 4. 2. 1 図 回転プラグ下面に作用する圧力履歴 (基本ケース)

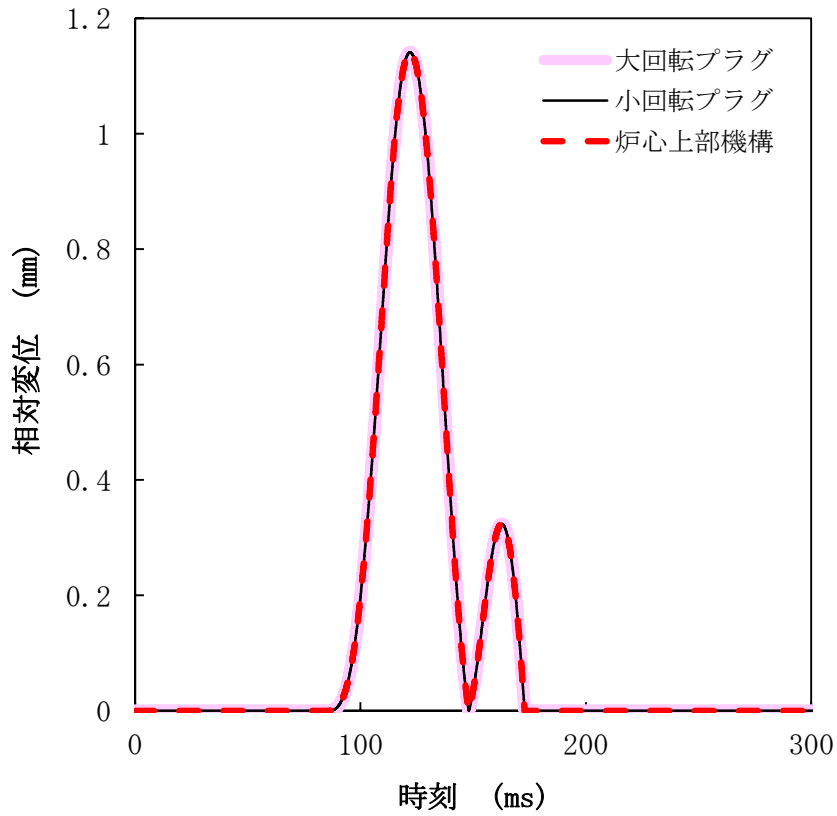


(A) 大回転プラグ及び小回転プラグの下面に作用する圧力

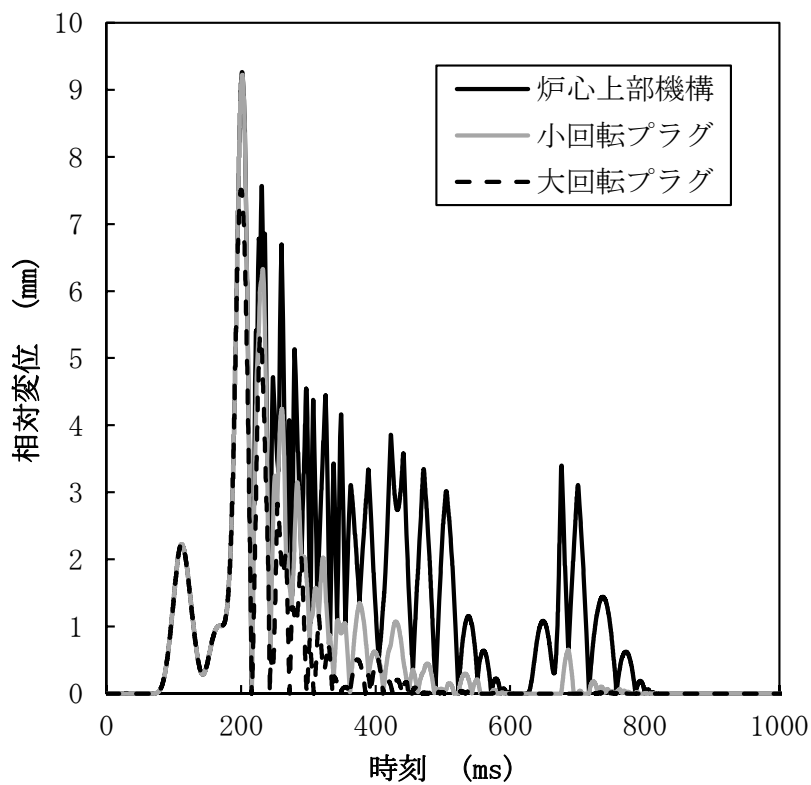


(B) 炉心上部機構の下面に作用する圧力

第 4. 3. 1 図 回転プラグ下面に作用する圧力履歴 (不確かさを考慮したケース)

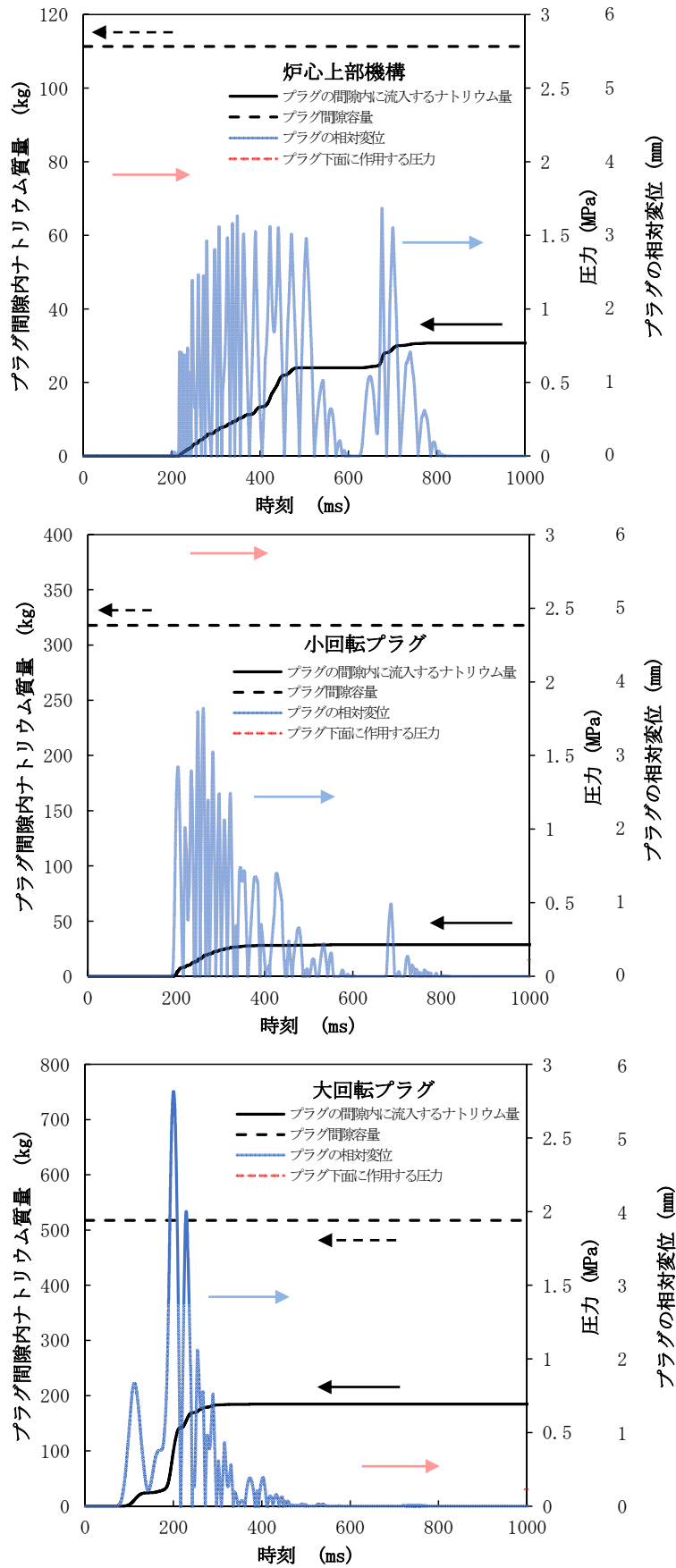


第 5. 1. 1 図 各回転プラグの動的応答（基本ケース）



第 5. 2. 1 図 各回転プラグの動的応答（不確かさを考慮したケース）

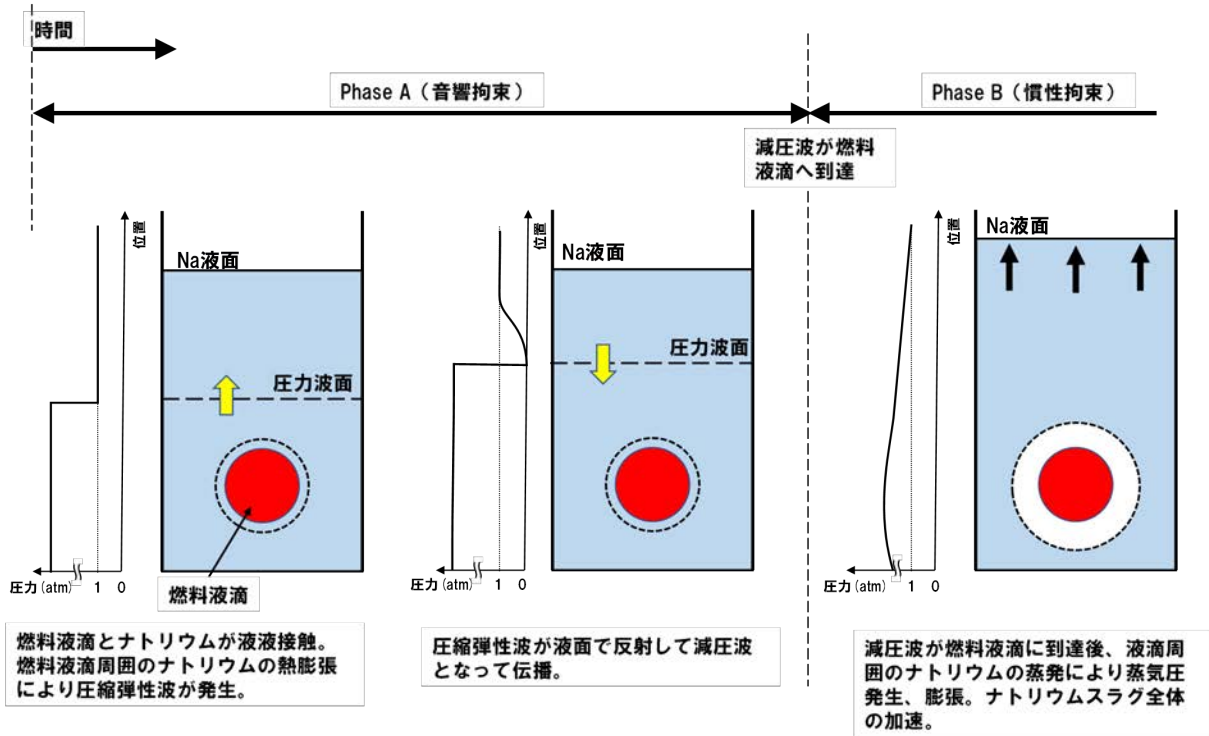




第 5.2.2 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）（不確かさを考慮したケース）

## 高速炉における FCI 現象について

## FCIにおけるPhase A, Phase B



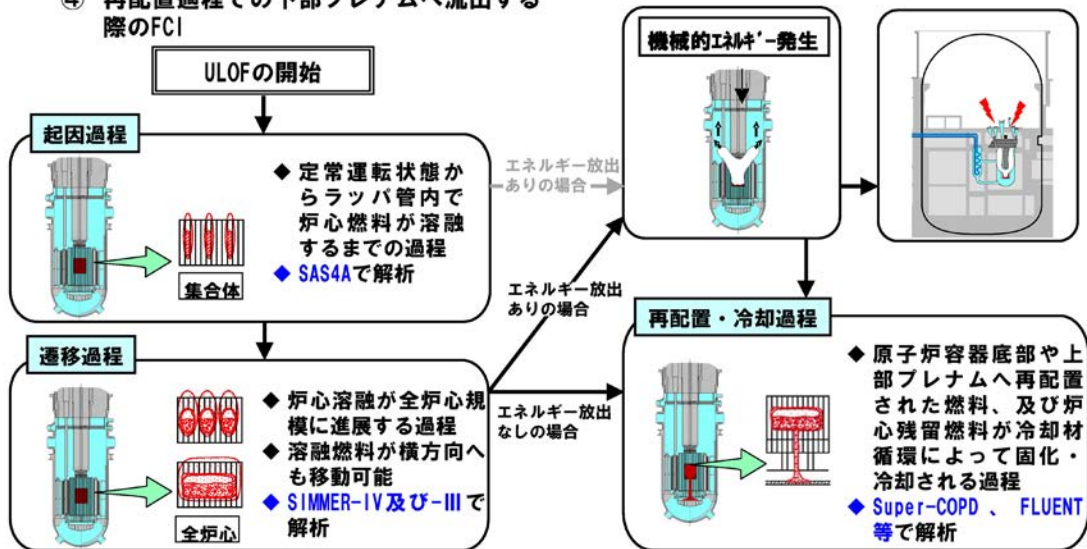
## 「常陽」のULOF事象推移でのFCIにおけるPhase A (1/4)

■ 「常陽」のULOFの事象推移では、以下のFCIが事象推移に影響を与える。

- ① 起因過程における燃料破損時のFCI
- ② 遷移過程における炉心内又は炉心近傍でのFCI
- ③ 機械的エネルギー発生過程での上部プレナム下部でのFCI
- ④ 再配置過程での下部プレナムへ流出する際のFCI

機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV)  
 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)  
 ナトリウム噴出量の解析 (PLUG)

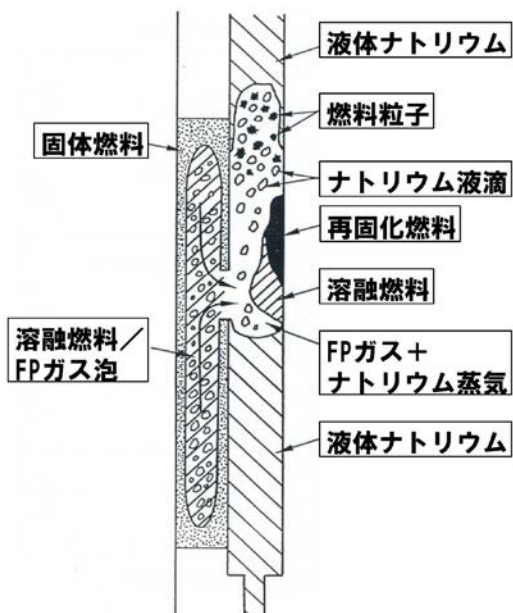
噴出ナトリウムの熱的影響解析 (CONTAIN-LMR)



## 「常陽」のULOF事象推移でのFCIにおけるPhase A (2/4)

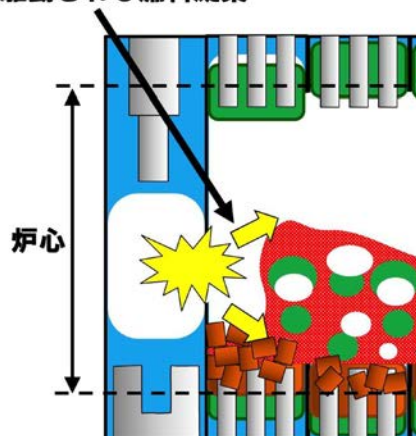
- ①起因過程における燃料破損時のFCI、②遷移過程における炉心内又は炉心近傍でのFCIでは、熔融燃料そのものが二相状態であるか、又はすぐ近傍に二相の炉心プールが存在するためにPhase Aが問題になることはない。

### ①起因過程における燃料破損時のFCI



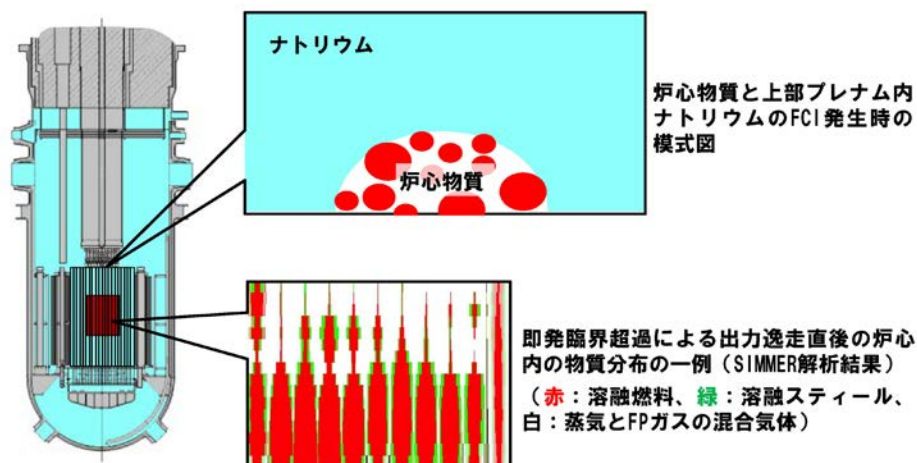
### ②遷移過程における炉心内又は炉心近傍でのFCI

燃料-冷却材相互作用 (FCI) 圧力に駆動される燃料凝集



## 「常陽」のULOF事象推移でのFCIにおけるPhase A (3/4)

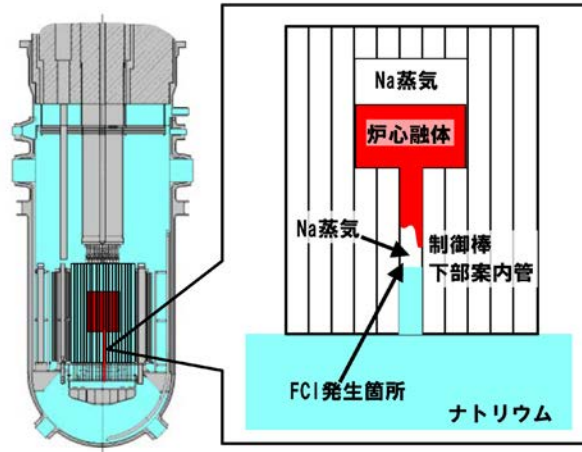
- ③機械的エネルギー発生過程で上部プレナム下部で発生するFCIでは、即発臨界超過による出力逸走直後の炉心は熔融した燃料とスティール、それぞれの蒸気、ナトリウム蒸気、FPガスが混在した二相状態である。
- したがって、炉心物質が上部プレナムに噴出してFCIを発生する時も、炉心物質は二相状態（主に熔融燃料、燃料粒子、熔融スティール、ナトリウム蒸気、FPガスの混在物）であり、炉心物質とナトリウムの境界面で部分的に液-液接触しても単相圧力波、すなわちPhase Aは発生しない。





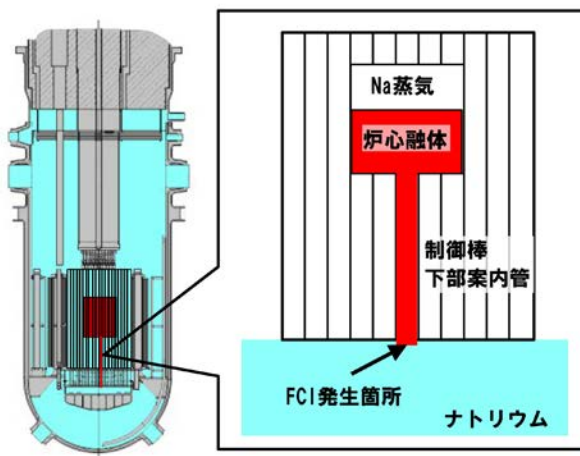
## 「常陽」のULOF事象推移でのFCIにおけるPhase A (4/4)

- ④再配置過程で溶融炉心物質が制御棒下部案内管等を通して下部プレナムに流出する際のFCIでは、高温化した制御棒下部案内管の上部はナトリウム蒸気で満たされており、制御棒下部案内管を燃料が流下して下方方向にあるナトリウムと接触する際には、このナトリウム蒸気を巻き込んだ二相状態でFCIを生じるため、Phase Aは発生しない。
- 燃料とナトリウムの接触後はPhase Bのナトリウム蒸気圧が発生して炉心物質は逆流し、その後間欠的に流入と逆流を繰り返しながら炉心物質は徐々に下部プレナムへ移行する。



## 溶融炉心物質が下部プレナムに流出する際のFCIにおけるPhase Aの影響 (1/4)

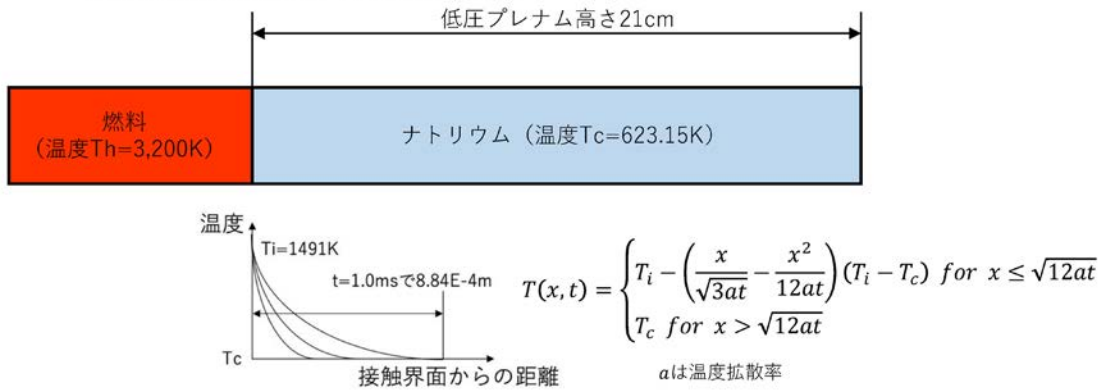
- 「常陽」のULOFにおいて発生するFCIに関してはいずれの場合にもPhase Aの発生は考慮する必要はないと考えられるが、ここでは、敢えて④のFCIにおいて低圧プレナムのナトリウムプールに単相状態の溶融燃料が浸入してPhase Aが発生する場合を仮想して、その発生圧力と影響の評価を行う。



- Phase Aの継続時間、すなわち圧力波が低圧プレナム上面と炉心プール液面間を往復する時間は約1msである。炉心から流出する溶融燃料の流速はベルヌーイの式から約6m/sである。
- Phase Aを考慮すべき溶融燃料の浸入距離は約6mmとなるため、ここでは低圧プレナム上面における制御棒下部案内管の断面（直径3cm）での液-液接触のみを考える。

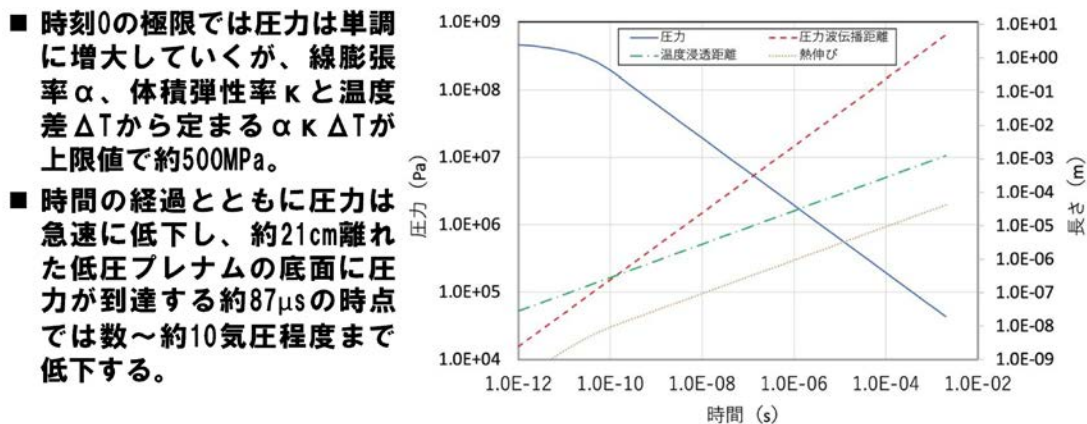
## 溶融炉心物質が下部プレナムに流出する際のFCIにおける Phase Aの影響 (2/4)

- 保守性と簡易化のために、液-液接触界面から低圧プレナム内に広がる3次元的な圧力波の伝播は考えず、接触界面から下方向に伝播する1次元的な圧力波として解析を行う。
- 溶融燃料の温度を3,200K、ナトリウムの温度を623.15K (350℃) とする。両者の液-液接触境界面の接触温度 $T_i$ は熱物性のみから定まり、約1,491Kで一定となる。
- ナトリウム側では、境界温度を $T_i$ として熱伝導によって時間とともに温度境界層が発達していく。このナトリウム側の温度上昇に伴う熱膨張によってナトリウム側に発生する単相圧力がいわゆるFCIにおけるPhase A圧力である。実際には燃料側の温度低下に伴う収縮によってナトリウム側の単相圧力は緩和されるが、ここでは保守的に燃料側の収縮は考えない。



## 溶融炉心物質が下部プレナムに流出する際のFCIにおける Phase Aの影響 (3/4)

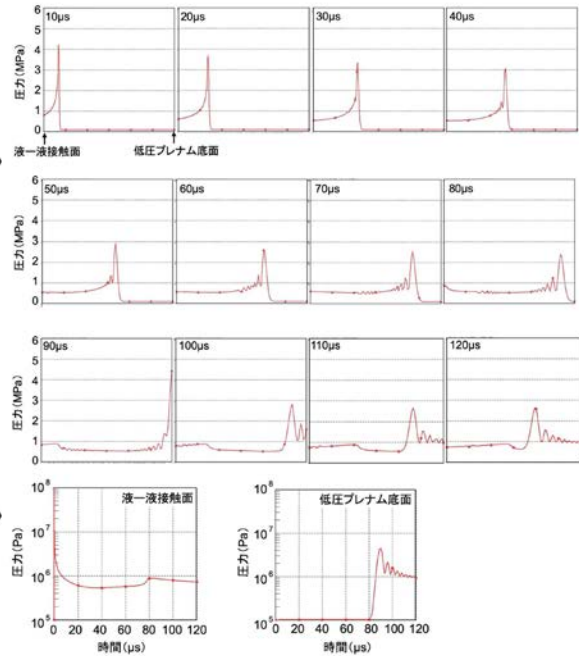
- この温度分布からPhase Aの継続時間である約1ms後のナトリウムの熱伸びを求めると約 $3 \times 10^{-5}$  (m)となる。低圧プレナムの底板 (厚み35mm、直径1,730mm) の中心がこの伸びだけ下向きにたわむとしても底板内の引っ張り応力は100MPa程度であり、底板の引張強さ (約400MPa) よりも十分に小さく、Phase Aの圧力は構造的にはほとんど影響を与えない。
- 接触境界面からの圧力波の到達距離に対して、温度浸透距離内の熱伸びによる歪みが均一に分布すると仮定して発生圧力を求めた。





## 溶融炉心物質が下部プレナムに流出する際のFCIにおける Phase Aの影響 (4/4)

- SIMMER-IIIを用いてPhase A圧力波の伝播解析を実施。低圧プレナム高さ方向の1次元を1,000メッシュで分割。Phase A圧力の発生と伝播を適切に解析するために、加熱面は100メッシュごとに1, 2, 4 $\mu$ mの微細なメッシュを設定。
- 燃料とナトリウムの液-液接触面で発生する熱膨張による発生圧力のピーク値は約94.5MPaと解析される。これは、圧力波伝播距離がメッシュサイズ1 $\mu$ mとなる理論的圧力評価値約94.6MPaと整合する。
- 液-液接触面で発生した圧力波は低圧プレナム底面に向かって伝播する。圧力波の到達によって発生する低圧プレナム底面での圧力ピークの発生時刻約90 $\mu$ sは、これは低圧プレナムの高さとナトリウム中の音速から求める到達時刻約87.2 $\mu$ sに近い。
- 低圧プレナム底面での圧力ピークは約4.4MPa、その半値幅は約8 $\mu$ sと極めて短く、その後は約10気圧程度に維持される。熱膨張が約30 $\mu$ mであることから、僅かな低圧プレナム周囲の構造物の変形又はナトリウムの流出によって減圧される。



## 「常陽」のULOFでのFCIにおけるPhase A まとめ

- 「常陽」のULOFにおいて発生するFCIに関してはいずれの場合にもPhase Aの発生は考慮する必要はないと考えられるが、低圧プレナムのナトリウムプールに単相状態の溶融燃料が浸入してPhase Aが発生する場合を敢えて仮想して、その発生圧力と影響の理論的検討と圧力波伝播解析を行った。
- 理論的検討では、液-液接触が発生して1ns以下の極短時間では数100~5,000気圧程度の高い圧力が接触界面から10 $\mu$ m以下の極少の領域で発生することが示されたが、圧力波の伝播とともに急速に低下し、低圧プレナム底面に到達する時点では数~約10気圧程度の圧力となることが示された。SIMMER-IIIを用いたPhase A圧力伝播の解析では、低圧プレナム底面でのピーク圧力は約4.4MPa、その半値幅は約8 $\mu$ s程度、静定圧力は約1MPaとなった。
- 理論的検討と圧力波伝播解析は液-液接触面から圧力波が1次元的に伝播するという極めて保守的な仮定の元に求めた結果であり、実際の圧力波は液-液接触面から3次元のほぼ球面状に伝播する。液-液接触面の圧力波を直径3cmの球面からの圧力波とみなせば、その7倍の距離にある低圧プレナム下面に到達した時点における圧力値は今回の評価値の $(1/7)^2$ =約0.02倍、すなわち約1/50程度に緩和される。
- Phase Aが継続する約1msの間に液-液接触面で発生するナトリウムの熱膨張は約30 $\mu$ m程度であり、低圧プレナム周囲の構造にほとんど影響を与えない。



## 大規模FCI の発生可能性について

- 「常陽」MK-IV炉心の燃料インベントリは1トン程度であり（大型軽水炉では100トン以上）、また、ULOF の事故シーケンスにおいてはそもそも大量の溶融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況は考えられない。
- 一般に、大規模なFCI が発生するためには、安定膜沸騰条件下で溶融燃料とナトリウムとの大規模な粗混合状態が形成される必要があるとされている。一方、ナトリウム冷却高速炉においては、ナトリウムの熱伝導度が高いために溶融燃料とナトリウムの接触界面温度は安定膜沸騰の発生条件をはるかに下回り、液-液接触による局所的なFCIが生じるため、大規模な粗混合状態が形成されることはない。

原子炉容器の歪みの判断基準（10%）の設定について

原子炉容器（材料：SUS304）の歪みの判断基準 10%は、材料試験における SUS304 の 500℃における一様伸びを 20%とした上で、過去の構造部試験等を参考に構造物の破断歪みは一様伸びの 1/2 となるとして定めたものである。なお、この判断基準の設定においては中性子照射効果や歪み速度効果についても影響の要否を考慮している。

中性子照射効果については、「常陽」の原子炉容器の設計寿命（設計定格出力運転時間：131,500 時間）における中性子照射量の推定値は  $3.48 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  ( $\geq 0.1 \text{MeV}$ ) であり、500℃において中性子照射量が破断伸びに影響を及ぼす領域より小さい<sup>[1]、[2]</sup>。このため、健全性を維持できると想定する許容限界歪みの設定において中性子照射効果については影響を考慮する必要はないと判断している。

第 1 図に「常陽」の原子炉容器材料のサーベイランス材の引張試験における一様伸び及び破断伸びを示す。原子炉容器材料のサーベイランス試験体の引張試験において、「常陽」の設計寿命に相当する中性子照射量を超えても一様伸びは 20%を大きく上回っていることが確認されている。

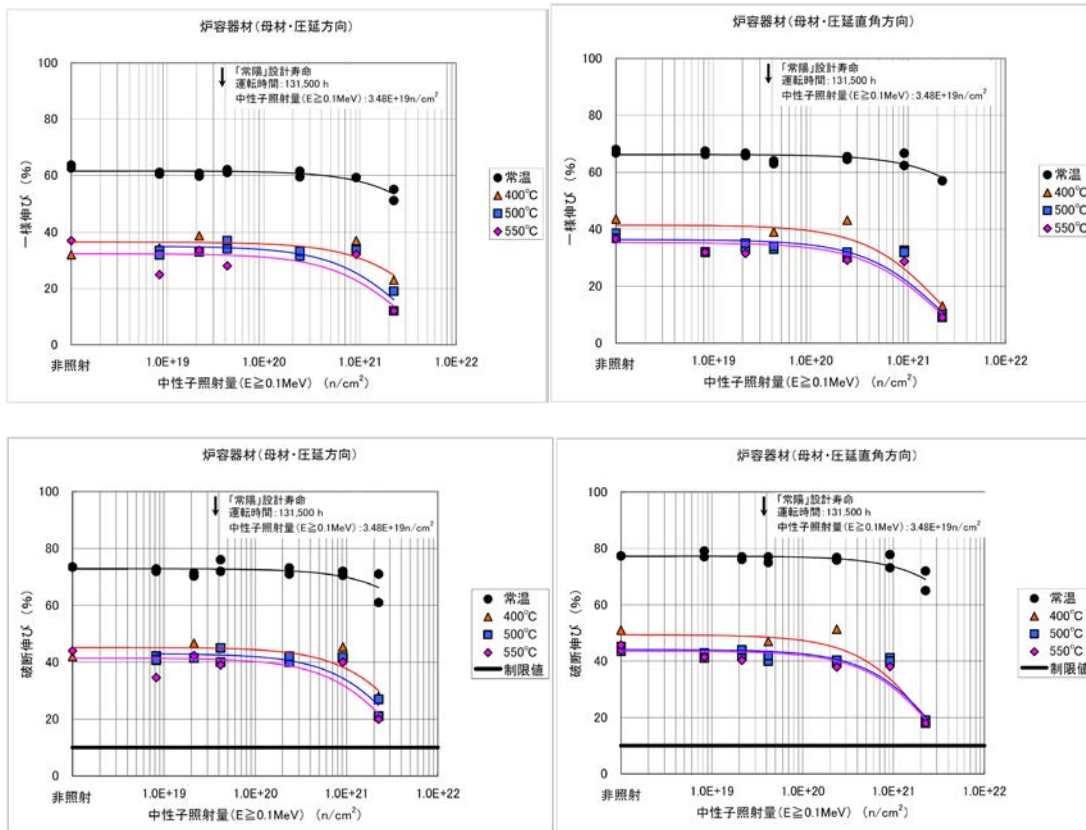
歪み速度効果については、火薬爆発力を利用した高温衝撃引張試験の結果において 0.2%耐力、引張強さは静的試験に比して増加する傾向があり、破断伸びについても静的試験に比して大きくなる傾向があることが報告<sup>[3]</sup>されていることから、保守的にこれらを考慮しないこととしている。

#### 参考文献

[1] 動力炉・核燃料開発事業団，「解説 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等」，PNC TN241 84-10，1984

[2] 核燃料サイクル開発機構，「高速実験炉「常陽」の定期的な評価－高経年化に関する評価－（技術報告）」，JNC TN9440 2005-003，2005

[3] 磯崎 敏邦，大場 敏弘，植田 脩三，「オーステナイト系ステンレス鋼の高温衝撃引張試験（SUS304 鋼母材引張試験）」，日本機械学会論文集 A，42 巻，359 号，p.2034-2041，1976



第1図 「常陽」の原子炉容器材料のサーベイランス材の引張試験結果(一様伸びと破断伸び)  
 (左)圧延方向 (右)圧延直角方向<sup>[2]</sup>

格納容器応答過程における放熱等の解析条件  
及びセシウム挙動の評価方法について

## ULOF の格納容器破損防止措置の格納容器応答過程 解析体系及び解析条件

### 1. 解析コード

CONTAIN-LMR

### 2. 解析体系の概要

外気領域を含め格納容器（床上）を3セルで模擬

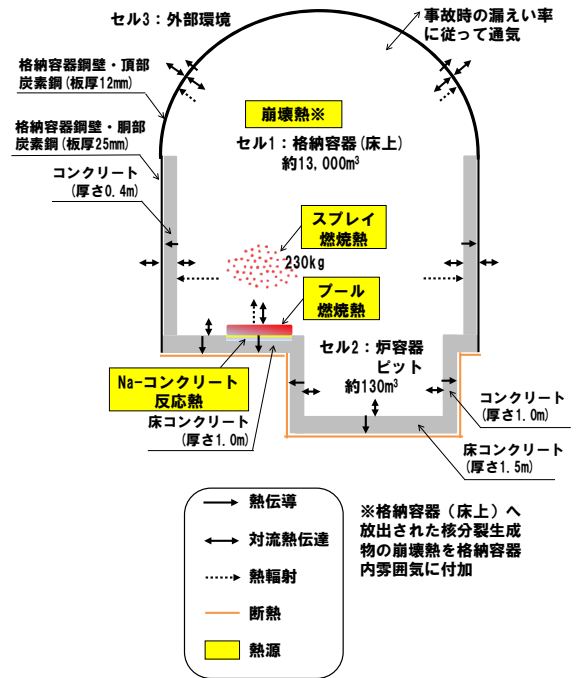
### 3. 解析条件

#### (1) ナトリウム燃焼の想定

- ①機械的応答過程の解析において不確かさの影響を考慮したとしても、ナトリウムの格納容器（床上）への噴出は起こらないと評価されたが、ここでは格納容器の健全性を確認するために、あえて230kg（既許可申請書の仮想事故時の噴出量）のナトリウムが噴出するものと仮定する。
- ②ナトリウムの燃焼形態として、スプレー燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、解析では、評価する燃焼形態が支配的となるような液滴径をそれぞれ設定する。
- ③ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応することを仮定する。

#### (2) 主な解析条件

- ①液滴径：0.1mm（スプレー燃焼時）、5mm（プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応時）
- ②プール面積：約30m<sup>2</sup>
- ③格納容器内初期雰囲気組成（モル比）：酸素0.21、水蒸気0.029
- ④格納容器（床上）と外気の通気：考慮
- ⑤熱輸送形態：熱輻射、自然対流熱伝達、熱伝導
- ⑥放熱の設定：格納容器鋼壁と外気の間は対流熱伝達（同熱伝達率は約6W/m<sup>2</sup>/K）、格納容器（床上）と（床下）の境界は断熱と設定



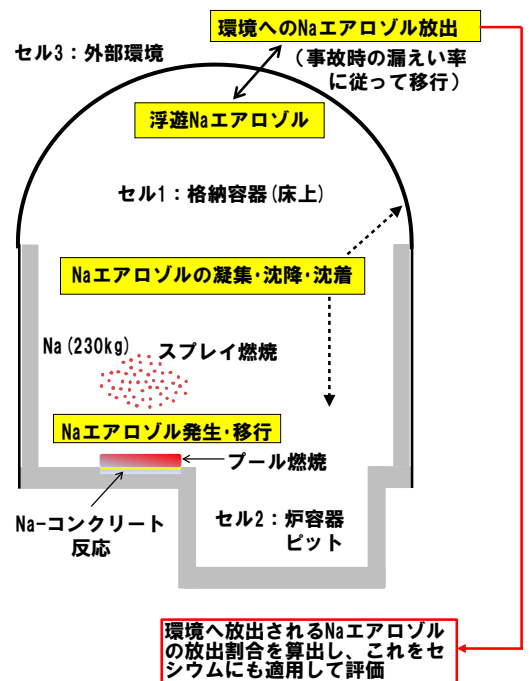
## ULOF の格納容器破損防止措置の格納容器応答過程 セシウム挙動の評価方法

### (1) 環境へ放出されるセシウムの評価方法

- ①セシウム (Cs) 等の放射性物質を含むナトリウム (Na) は、空気雰囲気である格納容器（床上）へ噴出するとスプレー燃焼及びプール燃焼し、Naエアロゾル (Na<sub>2</sub>O、Na<sub>2</sub>O<sub>2</sub>、NaOH) を発生する。Cs等はこれらのNaエアロゾルに付随して移動すると仮定し、放射性物質自体の計算は行わない。即ち、Naエアロゾルのみを考慮して、その後の凝集・沈降・移行を計算する。
- ②雰囲気中に浮遊しているNaエアロゾルの一部は、圧力差に起因する漏えいにより環境へ放出される。同エアロゾルを積算し (Na換算)、環境への放出割合 (分母は230kg-Na) を求める。
- ③②で求めたNaエアロゾルの放出割合がCsにも適用できるとして環境への放出量を求める。この際のCsのソースは、炉内インベントリ (Cs-137: 3.9×10<sup>3</sup>TBq) に対して、崩壊熱除去機能喪失事象の場合には全量を対象とし、ULOFの場合にはNaによる保持効果 (1/10に低減) を考慮する。

### (2) 本評価における保守性

- ①共存する放射性物質のエアロゾルを考慮していないため、凝集や沈降を過少評価、即ち浮遊エアロゾル量を過大評価している。
- ②CONTAIN-LMRではエアロゾルの密度を1つしか入力できないため、Naエアロゾルの中でも小さめの300kg/m<sup>3</sup>を設定している。なお、Csは金属単体での密度がNaより大きいため（室温で約2倍）、Csエアロゾルの密度はより大きくなる。密度は重力沈降に影響するため、結果として浮遊エアロゾル量を過大評価している。
- ③格納容器（床上）内に存在する内部構造物への沈着や環境へ放出する際の間隙部における付着による減衰を考慮していない。



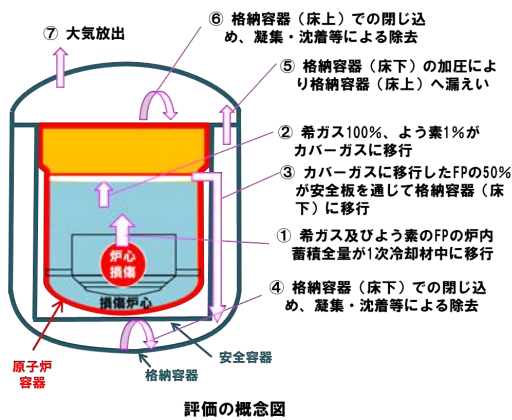
## ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価



## ULOF時の中央制御室の実効線量の評価 (1/3)

### 事象推移及び移行割合の概要

ULOF時の以下の事象推移及び移行割合に基づいて中央制御室の実効線量を評価する。



- ① ULOF時に炉心が損傷し、原子炉停止直後の希ガス及び揮発性FPの全量が冷却材中へ移行
- ② 冷却材中を上昇する際に、冷却材中でよう素の99%が捕獲され、よう素1%及び希ガス100%がカバーガス中へ移行
- ③ カバーガスに移行した希ガス及びよう素は、機械的エネルギーの発生前に、1次アルゴンガス系からの排気、冷却材ナトリウムへの重力沈降及び構造物への付着等により除去され、機械的エネルギー発生時には、希ガス50%及びよう素0.5%が格納容器(床下)の安全板を通じて、格納容器(床下)に移行すると想定
- ④～⑥ 崩壊熱による昇温、昇圧による格納容器(床下)から格納容器(床上)、格納容器(床上)から大気へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去について、CONTAINMENT解析し、大気へのFPの漏えい量を計算
- ⑦ 地上高さから大気へ放出されたFPが中央制御室設置位置に拡散

### 主な評価条件の設定値等

	燃料→冷却材	冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器(床下)	格納容器(床下)→格納容器(床上)→大気	大気→中央制御室設置場所への拡散
評価条件の設定	希ガス: 100% よう素: 100%	希ガス: 100% よう素: 1%	希ガス: 50% よう素: 50% [0.5%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散(非常用換気設備等考慮せず)

注) [ ]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

## ULOF時の中央制御室の実効線量の評価 (2/3)

### 主な評価条件及び評価結果

炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、中央制御室設置位置における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故 (DBA) の条件と同様とした。中央制御室では、被ばく低減の観点から、建物による遮へい、換気設備の隔離、チャコールフィルタ付の半面マスク及び全面マスク等の保護具の着用等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。また、保守的な評価となるよう、アンユラス部排気設備や主排気筒の機能を無視するとともに、格納容器漏えい率は設計値を使用している。

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は実験的知見に基づき1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に、希ガス50%、よう素0.5%が格納容器(床下)に移行すると設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率(保守的にDBAと同じ)に基づき移行量を計算。よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮(ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視)
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	希ガス: 2時間、よう素: 10時間(中央制御室居住性評価では、実効放出継続時間を2時間と設定)
○放出高さ	地上放出(非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない)
○大気中拡散	気象指針(DBAと同じ)
○気象条件	DBAと同じ 中央制御室の位置(格納容器(ドーム部)からNE約20mの位置)のX/Q, D/Qを使用
○被ばく経路	外部被ばく(希ガスからのガンマ線)及び内部被ばく(よう素の吸入摂取)
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	成人

### 格納容器外への放出量及び中央制御室における実効線量

	炉内蓄積量 (Bq)	格納容器移行割合 (%)	大気移行割合 (%)	大気放出量 (Bq)	実効線量 (mSv)
希ガス	$1.3 \times 10^{18}$	50	- (格納容器漏えい率に基づき移行)	$1.7 \times 10^{15}$	2.5 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 (I-131換算・成人)	$1.8 \times 10^{17}$	0.5	0.02 [ $1 \times 10^{-4}$ ]	$1.8 \times 10^{11}$	1.5

注) [ ]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

### ULOF時の中央制御室の実効線量の評価（3/3） 冷却材ナトリウムからカバーガスへの放射性物質移行割合

燃料から放出された放射性物質が、冷却材ナトリウムを経由してカバーガス領域まで移行する割合については、米国、仏国、独国の炉外試験<sup>[1]</sup>における実験的知見に基づいて、移行割合を評価している。ナトリウム中のよう素及びセシウムの保持率に係る炉外試験の条件と「常陽」のULOFにおける機械的エネルギー発生時の条件を比較し、炉外試験における実験的知見を「常陽」に適用できることを確認した。

ナトリウムプール高さは「常陽」の方が高く、実験的知見を適用することは保守的である。また、ナトリウム温度は概ね同じであり、放出圧力も同じオーダーである。「常陽」の放射性物質と冷却材ナトリウムの比は試験条件の範囲内である。

以上より、炉外試験の知見は「常陽」に適用できると判断している。

#### 【よう素に関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

項目	「常陽」条件	FAUST2A試験 <sup>[1]</sup>	FAUST2B試験 <sup>[1]</sup>
ナトリウムプール高さ	4m	0.8m	1.1m
ナトリウム量	30,000kg	1.84kg	196kg
よう素量	1kg	6g	0.5~10g
よう素量/ナトリウム量	$3 \times 10^{-3}\%$	$3 \times 10^{-1}\%$	$3 \times 10^{-4} \sim 5 \times 10^{-3}\%$
温度	460℃	500℃	465℃
放出圧力	2MPa	1MPa	0.9MPa

#### 【セシウムに関する「常陽」条件と炉外試験条件の比較】

項目	「常陽」条件	FAUST2A試験	FAUST2B試験
ナトリウムプール高さ	4m	0.8m	1.1m
ナトリウム量	30,000kg	1.84kg	161kg
セシウム量	1kg	0.7g	0.5~10g
セシウム量/ナトリウム量	$3 \times 10^{-3}\%$	$4 \times 10^{-2}\%$	$3 \times 10^{-4} \sim 6 \times 10^{-3}\%$
温度	460℃	500℃	465℃
放出圧力	2MPa	1MPa	0.9MPa

[1] G. Berthoud, et al., "Experiments on Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Aerosol Source Terms After Severe Accidents", Nuclear Technology, 81, 257-277, 1988.

SAS4A の妥当性確認で抽出された  
不確かさの影響評価の詳細について

## 1. 概要

炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）及び過出力時原子炉停止機能喪失（以下「UTOP」という。）に関する格納容器破損防止措置の有効性評価として実施した、SAS4Aによる起因過程の解析（以下「基本ケース」という。）に対し、起因過程の不確かさの影響評価として、評価の初期条件や解析条件、評価において重要となる物理現象（以下「重要現象」という。）のうち、評価結果に影響を与え得る主な不確かさを考慮した評価（以下「感度解析」という。）を行った。

以下に考慮する不確かさと不確かさの影響評価の結果を記す。

## 2. 考慮する不確かさ

評価項目に影響を及ぼすパラメータの計算に関わる重要現象については、「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に使用する計算コードについて」にその抽出結果を示すとおりである。このうち、計算コードのモデルに関する不確かさとしては、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとしては、制御棒引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、評価項目に影響するパラメータの計算結果を厳しくするよう以下のとおり保守的に設定する。また、その概要をULOF及びUTOPについて第2.1表及び第2.2表にそれぞれ示す。

- 1) FPガス保持量：燃料ペレット中のFPガスの保持量はSAS4Aの定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散移動の駆動力となるFPガス圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 $4.2\phi/s$ で一定とした。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、第2.1図に示すとおり、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。
- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは30%である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度はULOFでは正、UTOPでは負となり、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、ULOFでは1.3倍、UTOPでは0.7倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは30%である。起因過程のULOFの事故シーケンスでは、燃料は収縮し反応度変化が正となり、UTOPの事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、ULOFでは1.3倍、UTOPでは0.7倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：UTOPの基本ケースでは20%断面溶融割合で破損判定を行っているが、不確かさとしては負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、念のため負の反応度投入自体を遅らせた場合の影響を調べるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。ULOFの基本ケース

では燃料溶融開始直後に破損するように設定しており、既に十分に保守的な条件であるため、ULOFでは燃料破損条件に係る不確かさの影響評価は行わない。

これらの重要現象及び解析条件の間には物理的相関はなく、互いに独立であると判断されるため、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、基本ケースに対してそれぞれの不確かさの影響を評価した。

### 3. 解析条件

解析体系や解析に用いる反応度係数、過渡条件といった各種条件は、「第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 3：格納容器破損防止措置）別紙 5」に示す基本ケースの値を用いる。解析で用いる SAS チャンネル（炉心を構成する燃料集合体をグループ化したもの）の配置図を第 3.1 図に、解析体系を第 3.2 図に示す。

感度解析における解析ケースとしては、基本ケースに対して上記又は第 2.1 表及び第 2.2 表に示す不確かさを個々に保守的に考慮したケースとする。

### 4. 不確かさの影響評価

#### 4.1 ULOF

主な解析結果を第 4.1.1 表に示す。また、反応度履歴を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に、出力履歴を第 4.1.3 図及び第 4.1.4 図に示す。

##### (1) 基本ケース

基本ケースにおいては、1 次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少し、出力ー流量比が最も大きいチャンネル（チャンネル 12（炉心燃料集合体数：2））で冷却材が沸騰し、被覆管の溶融及び移動によって燃料要素は損傷し、燃料の溶融によって燃料崩壊に至るが、冷却材温度の上昇に伴う反応度の減少と、破損した燃料の分散に伴う反応度の減少によって原子炉出力は低下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまった。基本ケースでは、沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも 2 集合体だけであった。また、反応度は、事象全体を通じて負の範囲にとどまり臨界（0.0\$）を超えることはなく、エネルギー放出の指標である炉心平均燃料温度（全炉心領域のある時点における燃料の空間的な平均温度）は、起因過程の早い段階に初期値の約 1,020°C から最大値の約 1,030°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはなかった。

##### (2) ナトリウムボイド反応度ケース

ナトリウムボイド反応度ケースについては、基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。ULOF ではナトリウムボイド反応度による反応度変化量が他の反応度に比べて大きいため、不確かさを考慮したことによる反応度変化量も他のケースに比べて大きくなっている。この結果、冷却材が沸騰するチャンネルの数が増加し、被覆管の溶融に至るチャンネルの数も増加するが、炉心全体では負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、基本ケースと同様に未臨界の状態が維持される。燃料崩壊に至るチ

チャンネルは基本ケースと同様にチャンネル 12 のみであり、時刻約 60.0 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。

以上のとおり、ナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、沸騰に至った集合体数は 6 集合体に留まり、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体は 5 集合体、燃料崩壊に至った集合体は 2 集合体と、炉心は部分的な損傷にとどまった。また、損傷集合体の数は 5 集合体に増加しているが、その内の 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけで燃料は流動化していない。炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。加えて、反応度推移に関しても大きな差はなく、基本ケースと同様、事象全体を通じて反応度は負の範囲にとどまり臨界 (0.0\$) を超えることはなかった。

### (3) ドップラ反応度ケース

ドップラ反応度ケースについても、ナトリウムボイド反応度ケースと同様、基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。しかしながら、ドップラ反応度による反応度変化量はナトリウムボイド反応度による反応度変化量に比べて小さく、事象進展への影響度は小さい。沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも基本ケースと同じ 2 集合体で、反応度推移についても大きな差はなかった。また、今回の評価では構造材のドップラ反応度については考慮していないが、燃料のドップラ反応度に比べると小さく、ドップラ反応度ケースと基本ケースとの比較でも分かるように燃料のドップラ反応度に 30% の不確かさを考慮したとしても事象進展への影響は僅少であることから、構造材のドップラ反応度を考慮しなくても評価に大きな影響はない。

### (4) 燃料の軸伸びケース

燃料の軸伸びケースについても、ナトリウムボイド反応度ケースと同様、基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。しかしながら、軸伸び反応度による反応度変化量は、ナトリウムボイド反応度による反応度変化量に比べて小さく、事象進展への影響度は小さい。沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも基本ケースと同じ 2 集合体で、反応度推移についても大きな差はなかった。

### (5) FP ガス保持量ケース

FP ガス保持量ケースは、FP ガスの保持量を 0% (解析上は微量) に減じているが、破損燃料の分散移動の駆動力となる FP ガス圧力の効果を見捨てるために、解析上は破損時の FP ガスの保持量を減じるため、破損前までの挙動は基本ケースと同一である。また、破損後の挙動に関しても基本ケースと大きな差はなく、沸騰に至る集合体数、被覆管が溶融及び移動によって燃料要素の損傷に至った集合体数及び燃料崩壊に至る集合体数は、いずれも基本ケースと同じ 2 集合体であった。本炉心は負のナトリウムボイド反応度を有し、正の反応度効果が小さいため、反応度が急激に増加するというのではなく、全反応度が負のまま燃料は破損に至る。FP ガスは破損時に燃料の駆動源として働くが、そもそもこの

ような状況では、破損後の燃料分散による負の反応度は事象進展には大きな影響はないため、燃料分散による反応度の重要性は低いと言える。加えて、基本ケースでも崩壊燃料の流動性が小さく、燃料崩壊から1～3秒程度という短時間でラップ管の溶融に至るため、燃料崩壊後の反応度変化量は限定的となり、FPガス保持量の不確かさを振っても大きな変化は生じなかった。

#### (6) 結論

起因過程のULOFでは、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度について、いずれの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に臨界(0.0\$)を超えることはなかった。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。ナトリウムボイド反応度ケースでは損傷集合体の数が増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の評価で重要な挙動である大規模な燃料移動挙動が表れる段階においては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどなくなっていると考えられる。以上の点から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと考えられる。

### 4.2 UTOP

主な解析結果を第4.2.1表に示す。また、反応度履歴を第4.2.1図及び第4.2.2図に、出力履歴を第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

#### (1) 基本ケース

基本ケースにおいては、制御棒引抜きによる反応度の増加によって原子炉出力が上昇し、出力と燃焼度が共に高い炉心燃料集合体(チャンネル1と4(炉心燃料集合体数:2))で燃料要素の破損に至るが、破損した燃料の分散に伴う反応度の減少によって原子炉出力の上昇は抑えられ、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまった。また、反応度は最大でも0.195\$であり即発臨界(1.0\$)を超えることはなく、最大出力は定格出力に対して約2.5倍、エネルギー放出の指標である炉心平均燃料温度は起因過程の初期値の約1,025℃から最大値の約1,800℃まで上昇するが、その後、原子炉出力の低下に伴い炉心平均燃料温度も低下した。

#### (2) 制御棒引抜き反応度ケース

制御棒引抜き反応度ケースについては、過渡開始直後から反応度の増加率が上がり、燃料要素の破損時刻が早くなっている。これは第4.2.5図に示すとおり、制御棒の引抜き反応度の差によるものである。しかしながら、燃料要素が破損し、損傷に至る集合体数は基本ケースと同様に2集合体であり、破損後の推移も大きな違いはなかった。

反応度や出力は制御棒引抜きによる正の反応度投入によって過渡開始時から次第に増加し、燃料が破損した後、負の燃料移動反応度によって減少する。そのため、最大反応度や最大出力は燃料の破損する時刻に依存する。燃料の破損条件は燃料の溶融割合、つまりは燃料の温度条件に対応するが、温度変化は反応度変化や出力変化に対して若干の時間遅れがあるため、反応度の増加率が上がると、その分最大反応度や最大出力は増加する。制御棒引抜き反応度ケースは基本ケースに比べて反応度の増加率が

大きいため、最大反応度や最大出力は基本ケースよりも大きくなっている。しかしながら、その差は小さく、最大反応度は 0.244\$、最大出力は定格出力に対して約 2.7 倍であった。

以上のとおり、制御棒引抜き反応度の不確かさを保守的に考慮したことによって事象進展が速くなり、最大反応度や最大出力が増加した。しかしながら、最大反応度は 0.244\$ と基本ケースと大きな差はなく、即発臨界 (1.0\$) を超えることもなかった。また、燃料の破損に至る集合体も、基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

### (3) ナトリウムボイド反応度ケース

ナトリウムボイド反応度ケースについては、過渡開始直後から反応度の増加率が上がり、燃料要素の破損時刻が早くなっている。

ナトリウムボイド反応度ケースではナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に振ったことにより、基本ケースに比べてナトリウムボイド反応度の絶対値が減少しているが、制御棒引抜き反応度ケースに比べると反応度の変化量が小さいため、事象進展は制御棒引抜き反応度ケース程には速くはない。最大反応度や最大出力も制御棒引抜き反応度ケースよりも小さく、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

### (4) ドップラ反応度ケース

ドップラ反応度ケースについては、ナトリウムボイド反応度ケースと同様の事象推移となっている。UTOP の基本ケースではナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、軸伸び反応度はどれも同程度の反応度減少量となっており、不確かさ幅が同じであるナトリウムボイド反応度とドップラ反応度の感度解析では同程度の反応度変化となるからである。結果、最大反応度や最大出力はナトリウムボイド反応度ケースと同程度であり、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

### (5) 燃料の軸伸びケース

燃料の軸伸びケースは、ナトリウムボイド反応度ケースやドップラ反応度ケースと同様の事象推移となっている。上述のとおり UTOP の基本ケースではナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、軸伸び反応度はどれも同程度の反応度減少量となっており、不確かさ幅も同じである。そのため、感度解析では同程度の反応度変化となっている。結果、最大反応度や最大出力はナトリウムボイド反応度ケースやドップラ反応度ケースと同程度であり、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。

### (6) 燃料破損条件ケース (溶融割合 0%ケース)

燃料破損条件ケース (溶融割合 0%ケース) では燃料の破損の同時性が高まり、基本ケースに比べて燃料が破損し、損傷に至った集合体数は増加した。ただし、その数は 10 集合体にとどまった。破損時の燃料溶融割合が減少したことで、破損直後の燃料移動反応度は基本ケースに比べて小さくなるが、破損する集合体数が増加したことによって結果的に燃料移動反応度は基本ケースよりも大きくなっている。燃料の破損後はこの燃料移動反応度によって大きく反応度が減少し、出力は大きく低下した。基本



ケースとの違いは燃料の破損条件であり、燃料の破損後は負の燃料移動反応度により出力が低下するため、最大反応度と最大出力は破損時刻に依存する。燃料破損条件ケース（溶融割合 0%ケース）では破損時刻が早くなったため、基本ケースよりも最大反応度や最大出力は小さくなった。また、損傷集合体の数は増加しているが、破損時の燃料はほとんどが未溶融で流動性が低いため、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。

#### (7) 燃料破損条件ケース（溶融割合 50%ケース）

燃料破損条件ケース（溶融割合 50%ケース）では破損時刻が大幅に遅れ、基本ケースに比べて最大出力が増加しているが、それでも定格出力に対して 3.8 倍程度であった。反応度に関しては、初めのうちは制御棒の引抜きによって反応度が増加するが、出力上昇に対する負の反応度フィードバックによって、次第に反応度の増加が抑えられ、時刻 30 秒付近で減少に転じている。破損時の燃料溶融割合が大きいことから、破損時に燃料要素内の燃料集中による反応度の増加が見られるが、最大出力反応度は 0.203\$ と基本ケースと同程度であった。また、燃料が破損し、損傷に至る集合体は 1 集合体だけであった。

#### (8) FP ガス保持量ケース

FP ガス保持量ケースは基本ケースと大きな差は生じず、燃料が破損し、損傷に至る集合体も基本ケースと同じ 2 集合体だけであった。正のナトリウムボイド反応度を有する炉心で UTOP が生じた場合、燃料要素の破損によって冷却材がボイド化し、反応度が増加することによって出力が上昇する。それによって燃料の溶融が進み、追加的な FP ガス放出が生じて燃料の分散に寄与することとなる。一方、本炉心は炉心全体として負のナトリウムボイド反応度を有しているため、燃料要素の破損によって生じる冷却材のボイド化と燃料の分散によって反応度は減少し、燃料の溶融による追加的な FP ガス放出が生じない。そのため、多くの FP ガスが固体燃料中に保持されたままとなっており、FP ガスによる燃料分散への影響は比較的小さくなっている。その結果、FP ガスの保持量について不確かさを考慮した FP ガス保持量ケースについても基本ケースと同程度の結果となった。

#### (9) 結論

起因過程の UTOP では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に最も大きな影響を与える不確かさは制御棒引抜き反応度の不確かさであった。反応度は基本ケースの最大 0.195\$ に対して、制御棒引抜き反応度の不確かさを考慮した解析ケースでは最大 0.244\$ と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) を超えることはなかった。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。燃料破損条件ケース（溶融割合 0%ケース）では損傷集合体の数が増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の評価で重要な挙動である大規模な燃料移動挙動が表れる段階においては、遷移過程開始時の損傷集合体に係る状況の違いによる影響はほとんどなくなっていると考えられる。以上の点から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと考えられる。

### 5. まとめ

起因過程の不確かさの影響評価として感度解析を行った結果、起因過程においては不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度は基本ケースと大きな差が生じることはなく、基本ケースと同様に部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行することを確認した。また、不確かさの影響を考慮した解析結果の分析から、起因過程の不確かさは遷移過程の事象推移に影響しないと結論された。

第 2.1 表 「常陽」 起因過程解析の不確かさ (ULOF)

項目	不確かさの幅	幅の設定方法
FP ガス保持量	100% (×約 0.0)	FP ガスの保持量を 0% (解析上は微小量) に減じる。
ナトリウムボイド 反応度	30% (負値×0.7) (正値×1.3)	炉心の核設計における不確かさ (解析精度 (約 20%以下) 及び炉心構成の違い (約 10%以下)) から設定 ナトリウムボイド反応度が負値の領域では反応度の値を×0.7 とし、ナトリウムボイド反応度が正値の領域では反応度の値を×1.3 とする。
ドップラ反応度	30% (×1.3)	幅の値は同上 ULOF では燃料温度が低下して正値となるため、反応度の値を×1.3 とする。
燃料の軸伸び	30% (×1.3)	幅の値は同上 ULOF では燃料温度が低下して正値となるため、反応度の値を×1.3 とする。

第 2.2 表 「常陽」起因過程解析の不確かさ (UTOP)

項目	不確かさの幅	幅の設定方法
FP ガス保持量	100% (×約 0.0)	FP ガスの保持量を 0% (解析上は微小量) に減じる。
制御棒引抜き 反応度	約 4.2 $\phi$ /s で一定	制御棒位置や実効遅発中性子割合の不確かさを考慮して、反応度添加率を約 4.2 $\phi$ /s で一定とする。
ナトリウムボイド 反応度	30% (負値×0.7) (正値×1.3)	炉心の核設計における不確かさ (解析精度 (約 20%以下) 及び炉心構成の違い (約 10%以下) から設定 ナトリウムボイド反応度が負値の領域では反応度の値を×0.7 とし、ナトリウムボイド反応度が正値の領域では反応度の値を×1.3 とする。
ドップラ反応度	30% (×0.7)	幅の値は同上 UTOP では燃料温度が上昇して負値となるため、反応度の値を×0.7 とする。
燃料の軸伸び	30% (×0.7)	幅の値は同上 UTOP では燃料温度が上昇して負値となるため、反応度の値を×0.7 とする。
燃料破損条件	溶融直後 及び 溶融割合 50%	溶融割合を破損条件としているため、基本ケースにおいて既に破損位置は保守的な軸方向中心位置となっている。 基本ケースにおいて溶融割合が 20%となった時点で破損させていたものを、負の反応度効果を有する燃料分散の抑制という観点から、保守性を考慮して燃料溶融開始直後とする。 負の反応度効果を有する燃料分散の開始を遅らせるという観点から、保守性を考慮して溶融割合が 50%となった時点で破損させる。

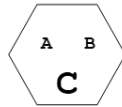
第 4.1.1 表 感度解析の結果 (ULOF)

解析ケース	解析結果					
	沸騰開始 (秒)	燃料の 崩壊開始 (秒)	最大出力 (%)	最大 全反応度 (%)	ラップ管 溶融 (秒)	損傷 集合体数 (体)
基本ケース	45.5	70.3	< 100	< 0.0	71.7	2
ナトリウムボイド 反応度ケース	39.4	59.3	< 100	< 0.0	60.0	5
ドブプラ 反応度ケース	44.5	68.6	< 100	< 0.0	70.7	2
燃料の軸伸びケース	44.8	67.9	< 100	< 0.0	69.4	2
FP ガス 保持量ケース	45.5	70.3	< 100	< 0.0	71.3	2

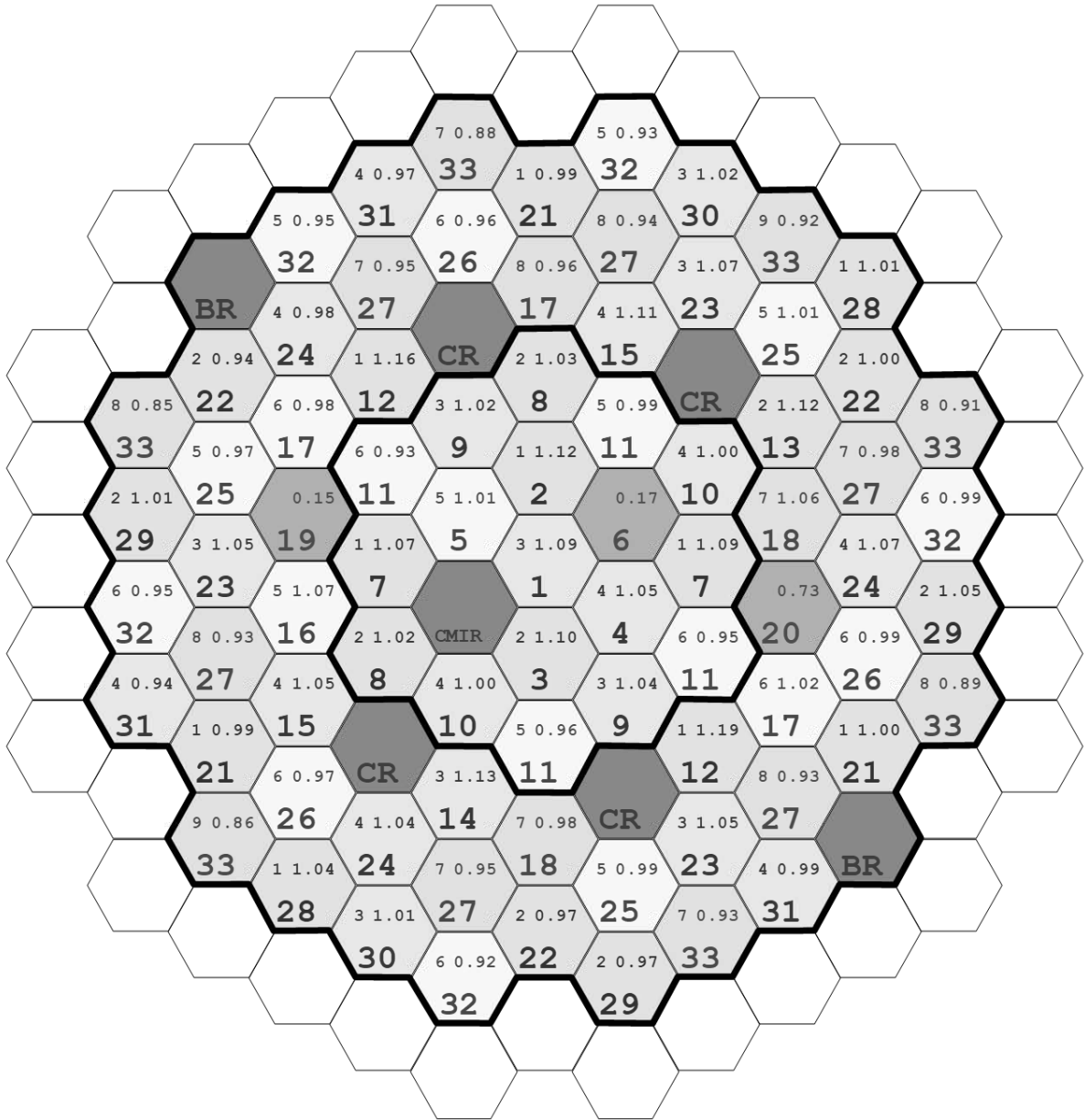
第 4.2.1 表 感度解析の結果 (UTOP)

解析ケース	解析結果					
	沸騰開始 (秒)	燃料要素 破損開始 (秒)	最大出力 (%)	最大 全反応度 (%)	ラップ管 溶融 (秒)	損傷 集合体数 (体)
基本ケース	-	27.9	255	0.195	31.6	2
制御棒引抜き 反応度ケース	-	20.2	270	0.244	23.6	2
ナトリウムボイド 反応度ケース	-	26.3	257	0.203	30.2	2
ドブプラ 反応度ケース	-	25.6	259	0.208	29.4	2
燃料の軸伸びケース	-	26.2	257	0.202	30.4	2
燃料破損条件ケース (溶融割合 0%ケース)	-	21.1	206	0.183	26.8	10
燃料破損条件ケース (溶融割合 50%ケース)	-	42.5	374	0.203	44.4	1
FP ガス 保持量ケース	-	27.9	255	0.195	31.9	2



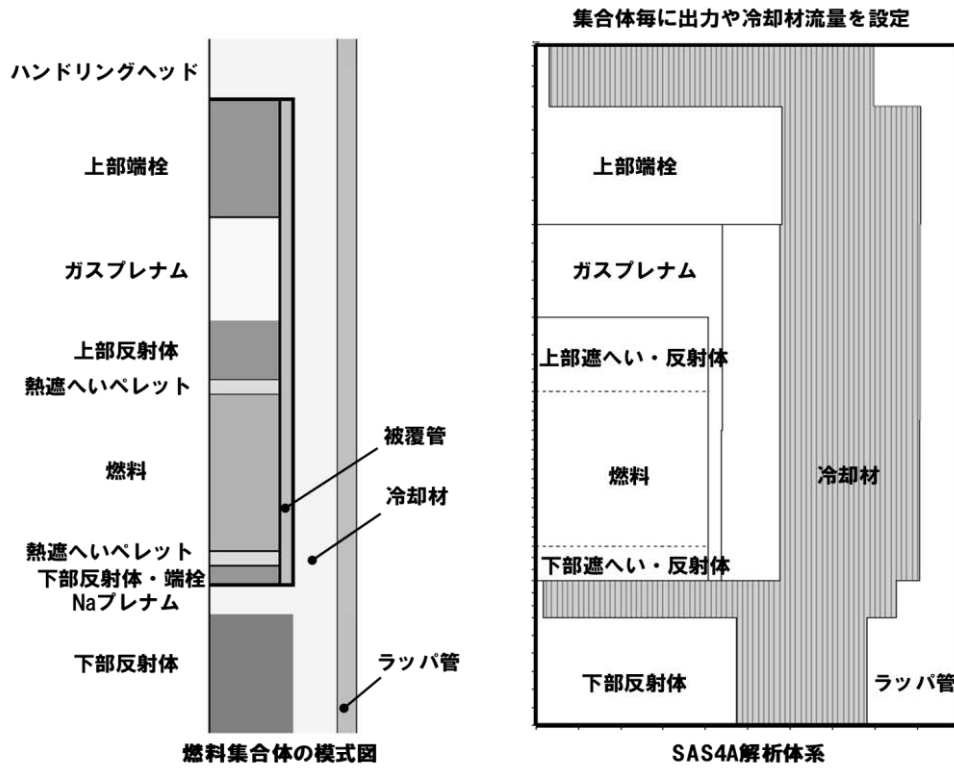


A : バッチ数  
 B : 出力-流量比  
 C : SAS4A 解析上のチャンネル番号

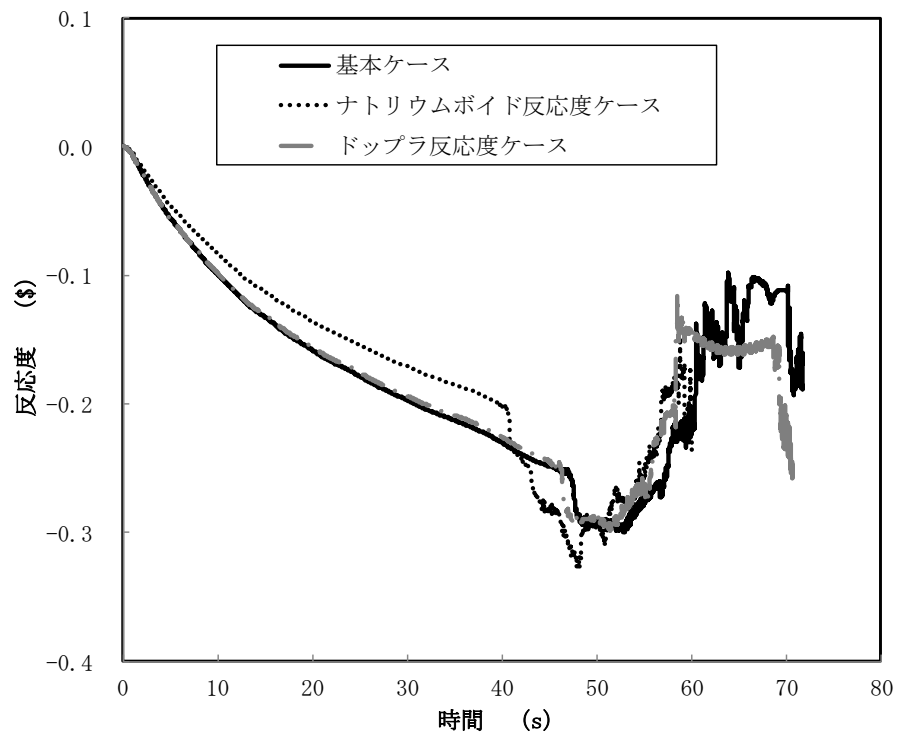


※ CR : 制御棒、BR : 後備炉停止制御棒、CMIR : 材料照射用反射体  
 Ch. 6 及び Ch. 19 : B 型照射燃料集合体、Ch. 20 : C 型照射燃料集合体

第 3.1 図 SAS4A 解析におけるチャンネルの配置図

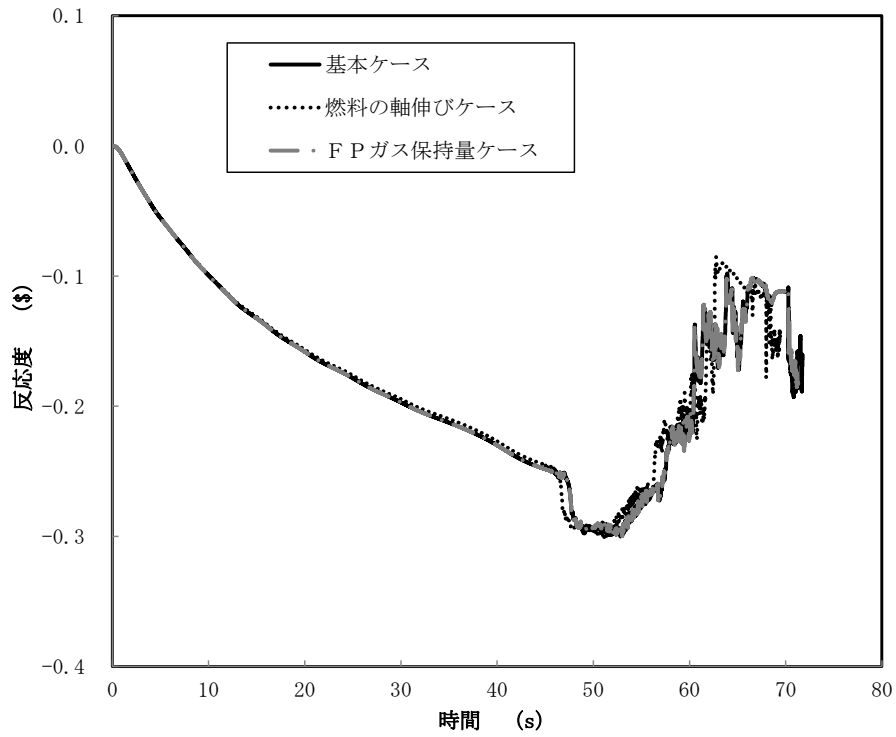


第 3.2 図 炉心燃料集合体の模式図と S A S 4 A 解析体系

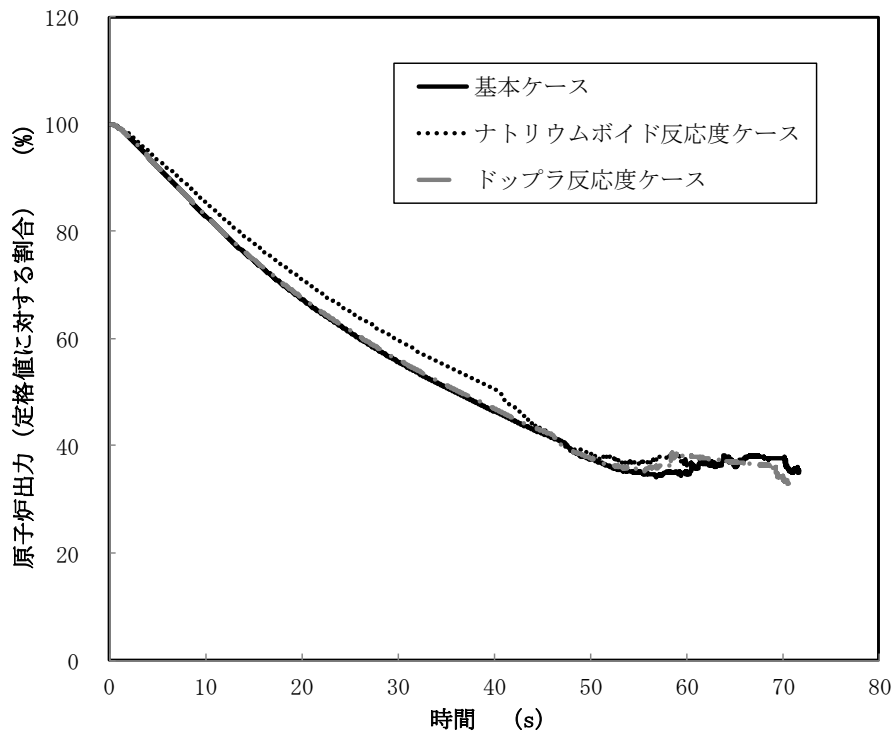


第 4.1.1 図 反応度履歴 (ULOF) (1/2)

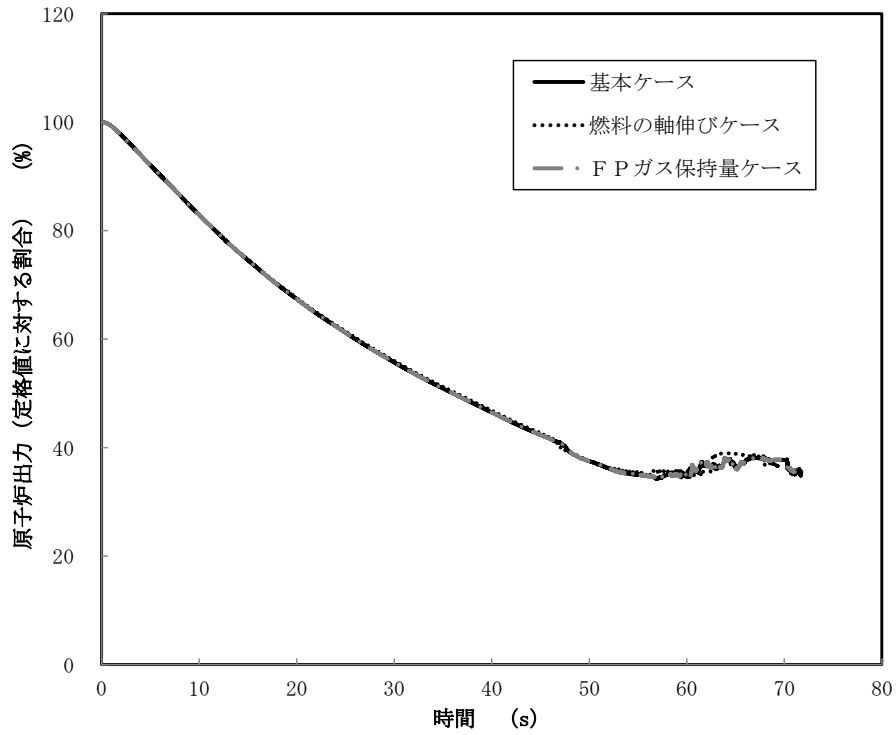




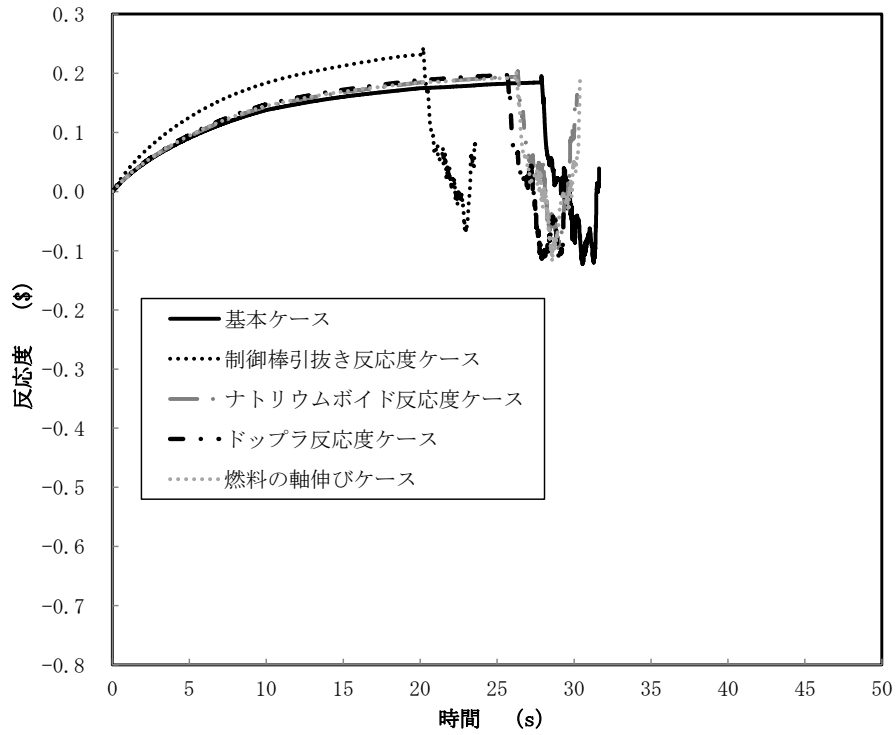
第 4. 1. 2 図 反応度履歴 (ULOF) (2/2)



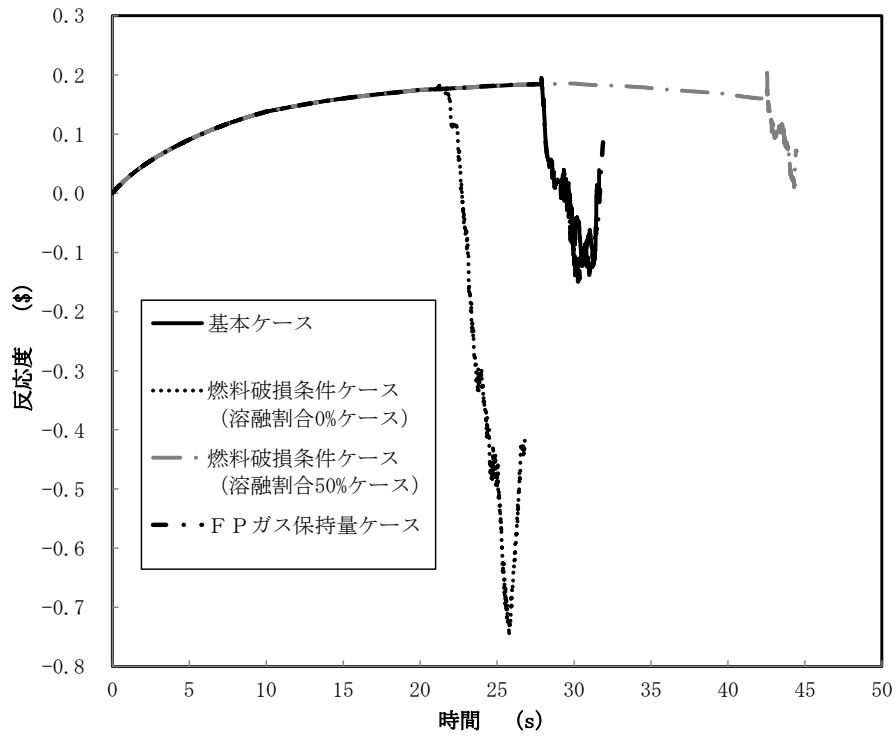
第 4. 1. 3 図 出力履歴 (ULOF) (1/2)



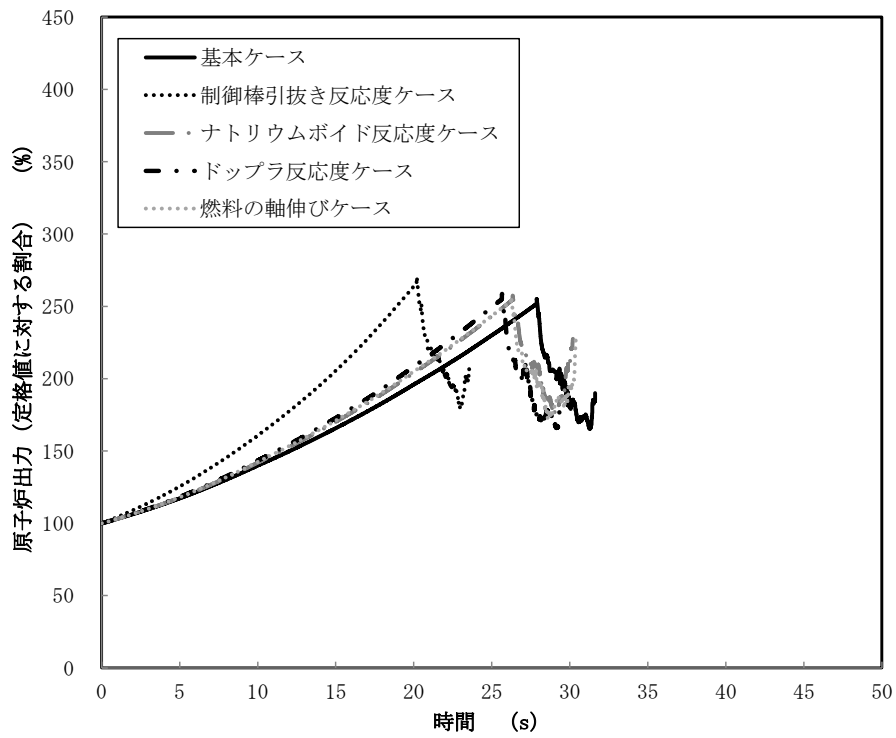
第 4. 1. 4 図 出力履歴 (ULOF) (2/2)



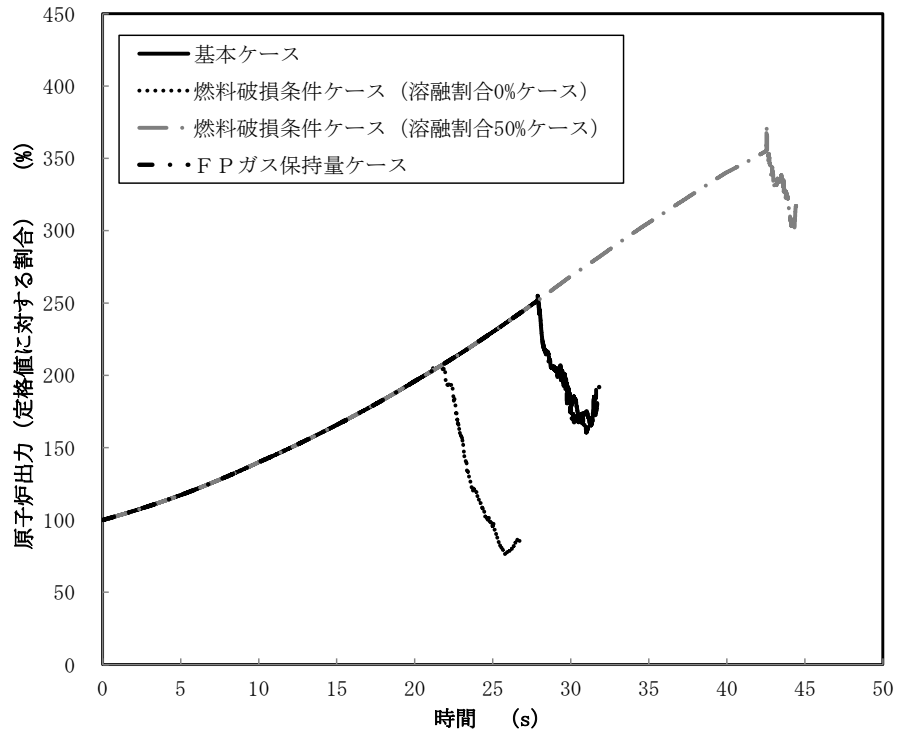
第 4. 2. 1 図 反応度履歴 (UTOP) (1/2)



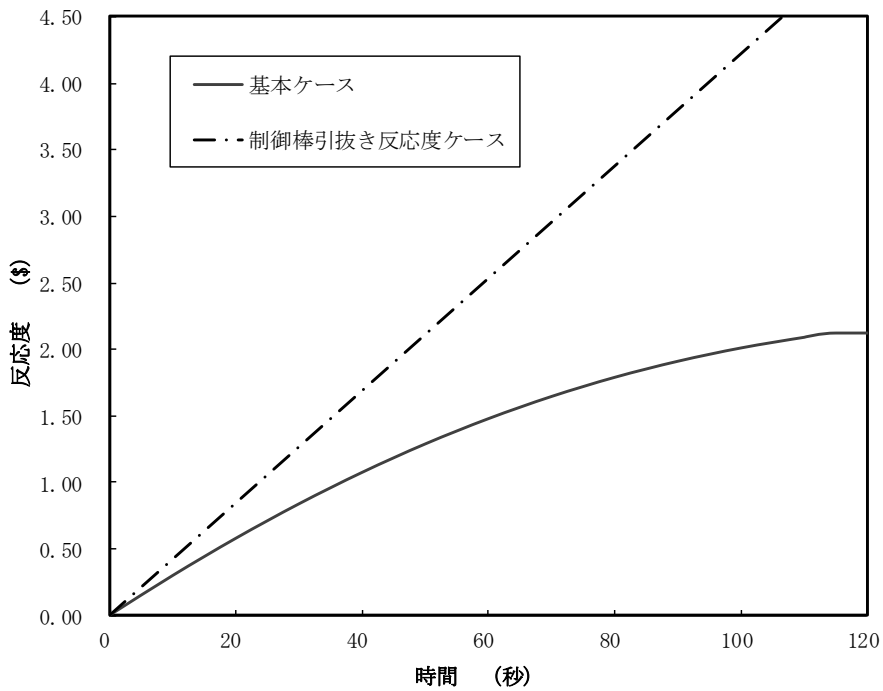
第 4.2.2 図 反応度履歴 (UTOP) (2/2)



第 4.2.3 図 出力履歴 (UTOP) (1/2)



第 4.2.4 図 出力履歴 (UTOP) (2/2)



第 4.2.5 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度 (UTOP)

燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と  
反応度挿入率の評価について

## 燃料凝集挙動の評価

### ■ 燃料凝集量 (Coagulation)

$$C = \frac{R_{C0}}{R_c} \quad R_c = \int_{core} \bar{\rho}_f |\vec{r}_G| dV / \int_{core} \bar{\rho}_f dV$$

$C$ はcoagulation、 $\bar{\rho}_f$ は燃料の巨視的密度、 $\vec{r}_G$ は重心からの位置ベクトル、 $R_c$ は重心からの距離の燃料密度による重み付き平均、 $R_{C0}$ は遷移過程解析開始時点での $R_c$

### ■ 燃料凝集率

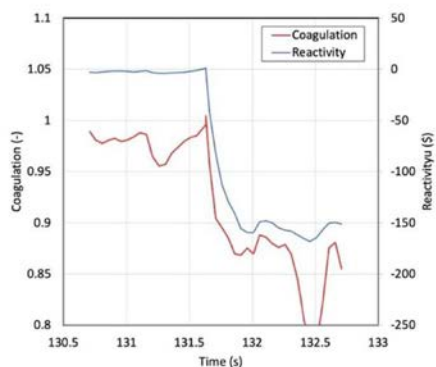
$$V_c = - \int_{core} \bar{\rho}_f \vec{e}_G \cdot \vec{v}_f dV / \int_{core} \bar{\rho}_f dV$$

$V_c$ は燃料凝集率、 $\bar{\rho}_f$ は燃料の巨視的密度、 $\vec{e}_G$ は中性子束中心に向かう単位ベクトル、 $\vec{v}_f$ は燃料の流速ベクトル

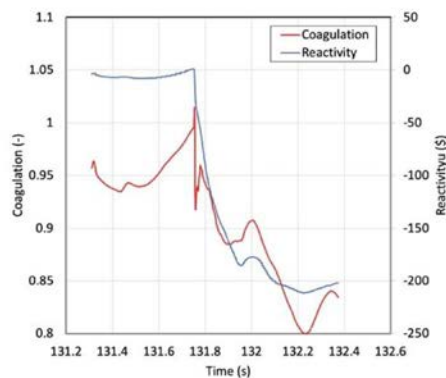
### ■ 燃料凝集に寄与する燃料質量の割合

燃料凝集率を求める際に、各地点で中性子束中心に向かう流速が正である燃料質量を全炉心について積算した値の炉心インベントリに対する割合を、燃料凝集に寄与する燃料質量の割合とする。

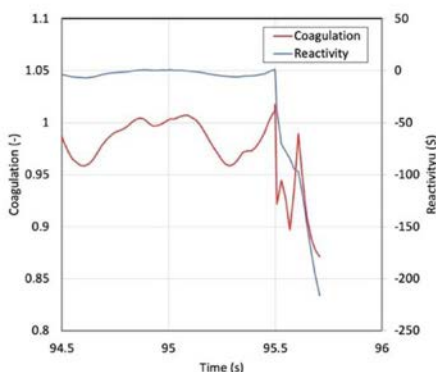
## 燃料凝集量の評価



基本ケース

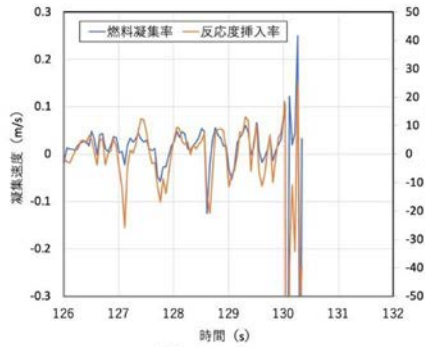


不確かさの影響評価ケース1 (FCI)

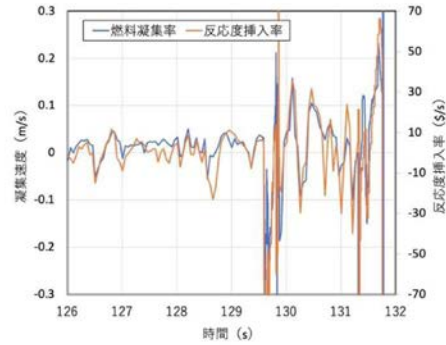


不確かさの影響評価ケース2 (燃料スロッシング)

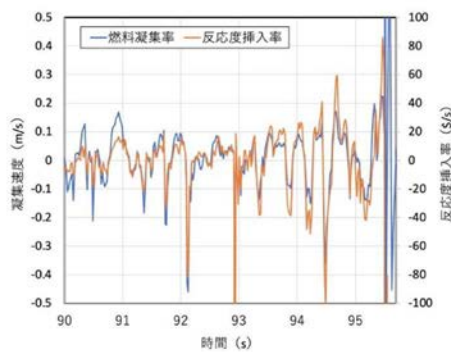
## 燃料凝集率の評価



基本ケース



不確かさの影響評価ケース1 (FCI)



不確かさの影響評価ケース2 (燃料スロッシング)

### 即発臨界超過時の各物理量

ケース	燃料凝集量の時間変化率	燃料凝集率	凝集に寄与する燃料質量の割合	反応度挿入率	炉心平均燃料温度の最高値
基本	約0.15 (1/s)	約0.084 (m/s)	約32%	約30\$/s	約3,700°C
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約0.27 (1/s)	約0.136 (m/s)	約43%	約50\$/s	約4,070°C
不確かさの影響評価ケース2 (燃料スロッシング挙動)	約0.30 (1/s)	約0.162 (m/s)	約55%	約80\$/s	約5,110°C

- 燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度分布で重み付き平均した値の初期値からの変化割合の逆数として燃料の凝集量 (Coagulation) の時間変化率、燃料凝集率及び凝集に寄与する燃料質量の割合を評価し、SIMMERによるULOF (i) 遷移過程解析の基本ケースと不確かさの影響評価ケース1及び2を対象として即発臨界を超過する際の反応度挿入率と比較した。
- これらの物理量と反応度挿入率の増減の傾向は定性的に整合することから、即発臨界を超過する状態での反応度の挿入は、主に燃料の凝集によるものであることが確認された。



即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の  
保守性・妥当性について

## 即発臨界超過時の燃料凝集量の評価（1/5）

ULOFにおける遷移過程の解析では、基本ケースに対して不確かさの影響を評価する必要があると判断したFCI及び燃料スロッシングについて、不確かさを包絡する解析ケースとして、不確かさの影響評価ケース1及び不確かさの影響評価ケース2の解析を実施した。これらの解析の結果、以下の即発臨界超過時の反応度挿入率と炉心平均燃料温度の最高値が得られ、不確かさの影響評価ケース2を用いて機械的応答過程の評価を実施した。

	即発臨界超過時の反応度挿入率	炉心平均燃料温度の最高値
基本ケース	約30\$/s	約3,700℃
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070℃
不確かさの影響評価ケース2 (燃料スロッシング挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110℃

即発臨界超過におけるエネルギー発生挙動は、即発臨界超過時の反応度挿入率に支配される。反応度増加の主な原因は燃料の凝集によるものであることから、燃料の凝集挙動を定量化する物理量を定義することで、燃料の凝集挙動と反応度挿入の対応関係を示すことができる可能性がある。反応度の変化は単純な燃料凝集のみでなく、反応度の空間勾配と局所的な燃料の流速、スティールの空間配位などの様々な因子に影響を受けるため、単純な燃料凝集量と反応度の増減挙動は定量的には一致するわけではないが、燃料凝集量を評価することで、反応度挿入挙動と燃料の凝集挙動の因果関係を定性的に把握することはできると考えられる。

## 即発臨界超過時の燃料凝集量の評価（2/5）

### 【燃料凝集量の計算方法】

燃料凝集量は、燃料の凝集状態を表す物理量であり、ここでは燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度分布で重み付き平均した値に基づいて定義する。ここでは、凝集に従って増加し、かつ、遷移過程開始時点からの変化の割合となるように、以下の式で計算する。

$$C = \frac{R_{CO}}{R_C}$$

$$R_C = \int_{\text{core}} \bar{\rho}_f |\vec{r}_G| dV / \int_{\text{core}} \bar{\rho}_f dV$$

- C : 燃料凝集量
- $\bar{\rho}_f$  : 燃料の巨視的密度
- $\vec{r}_G$  : 重心からの位置ベクトル
- $R_C$  : 重心からの距離の燃料密度による重み付き平均
- $R_{CO}$  : 遷移過程の解析開始時点での $R_C$

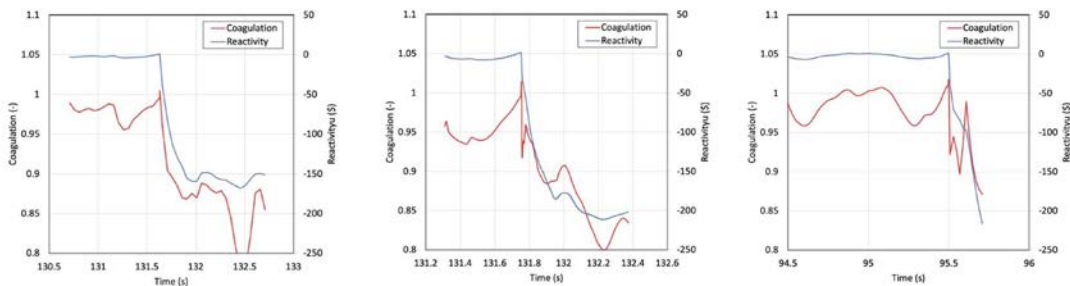
### 即発臨界超過時の燃料凝集量の評価 (3/5)

#### 【燃料凝集量の計算方法】

燃料凝集量と反応度の時間変化の関係より、燃料凝集量と反応度の増減は、定量的には一致しないが、その傾向は、ほぼ同様な変化を示しているとみなせる。

即発臨界超過による発生エネルギーは即発臨界を超過する際の反応度挿入率に支配されるため、燃料凝集量と反応度に相関関係があるのであれば、即発臨界超過による発生エネルギーは同様に即発臨界を超過する際の燃料凝集量の時間変化率と相関関係を有するようになると考えられる。

3ケースについて、即発臨界を超過する際の燃料凝集量の時間変化率を求めた結果を下表に示す。予想されるとおり燃料凝集量の時間変化率が大きいと、反応度挿入率も大きくなっていることが確認される。



(a) 基本ケース

(b) 不確かさの影響評価ケース1  
燃料凝集量と反応度の時間変化

(c) 不確かさの影響評価ケース2

	即発臨界超過時の燃料凝集量の時間変化率	即発臨界超過時の反応度挿入率	炉心平均燃料温度の最高値
基本ケース	約0.15 (1/s)	約30\$/s	約3,700℃
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約0.27 (1/s)	約50\$/s	約4,070℃
不確かさの影響評価ケース2 (燃料スロッシング挙動の不確かさ)	約0.30 (1/s)	約80\$/s	約5,110℃

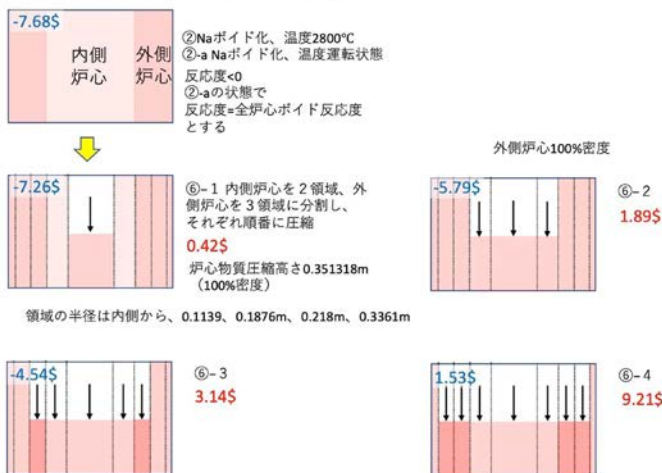
### 即発臨界超過時の燃料凝集量の評価 (4/5)

#### 【簡易評価における燃料凝集量の評価】

集合体の重力による1次元的なコンパクションを想定した即発臨界超過の簡易評価では、炉心集合体を同心円状の列に分割し、それぞれの列を炉心中心から順次コンパクションさせて反応度変化を評価し、即発臨界を超過する状態での反応度挿入率を求めた。

この結果、第4列がコンパクションする際に即発臨界を超過することが示された。更に詳細な分析を実施した結果、第4列内の集合体が集合体の出力順にコンパクションをしていく過程で、最後の4集合体がコンパクションしている間に即発臨界を超過することが判明した。この際の反応度挿入率を計算すると約7\$/sであったが、同時にコンパクションする集合体数の不確かさを考慮して、1次元的な重力コンパクションを想定した簡易評価では反応度挿入率を約20~30\$/sと評価した。そこでSIMMER-IVによる基本ケースの反応度挿入率約30\$/sを発生させるために必要な同時にコンパクションする集合体数を概算すると、 $30/7 \times 4 = 約17$ 体である。

炉心燃料が円筒形状で分布している場合、第4列の17集合体が重力落下によって100%密度にコンパクションして即発臨界を超過する際の凝集量の時間変化率を求めると、約0.14 (1/s)となった。これは、基本ケースの反応度凝集量の時間変化率約0.15 (1/s)とほぼ一致する値である。



簡易評価体系における反応度変化

## 即発臨界超過時の燃料凝集量の評価（5/5）

### 【まとめ】

- 燃料の重心からの距離を燃料の巨視的密度分布で重み付き平均した値の初期値からの変化割合の逆数として燃料凝集量を定義し、SIMMERによる基本ケースと不確かさの影響評価ケース1及び2、さらに、重力による1次元コンパクションを想定した簡易評価を対象として燃料凝集量を算出した。即発臨界超過による発生エネルギーを支配する即発臨界超過時の反応度挿入率に対応すると考えられる即発臨界超過時の燃料凝集量の時間変化率を計算したところ、反応度挿入率と燃料凝集量の時間変化率は良く整合することが明らかとなった。これは、即発臨界を超過する状態での反応度の挿入は、主に燃料の凝集によるものであることを示している。

SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件  
の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について

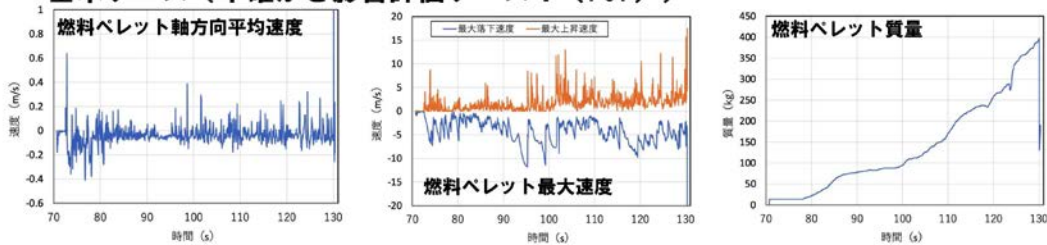
## 燃料粒子（ペレット）の落下挙動

- 「常陽」はほぼ全炉心でボイド反応度が負であるため、損傷領域の拡大の過程では冷却材が沸騰しても炉出力が増加せず、炉心の損傷進展が緩慢となる。
- このため、燃料の損傷は冷却材の沸騰とドライアウトに続いて被覆管が溶融した後に、燃料ペレットが落下する。流路に放出された燃料ペレットは未破損の燃料ピン束の上にデブリベッド状に堆積して、その間隙を溶融スティールが満たす。堆積する際の空隙率の最小値は30%としている。
- 「常陽」の遷移過程解析では出力過渡による固体クラッキングを想定し、被覆管溶融による燃料ピン破損時に燃料ペレットが直径1mmに割れるとの想定を用いている。また、燃料ペレットのほとんどは即発臨界超過による出力逸走の直前までほぼ未溶融のままである。
- 被覆管溶融によって破損した直後の燃料は、その位置の周囲の流体の流速、圧力勾配、構造との摩擦、及び重力に従って運動を始める\*1。

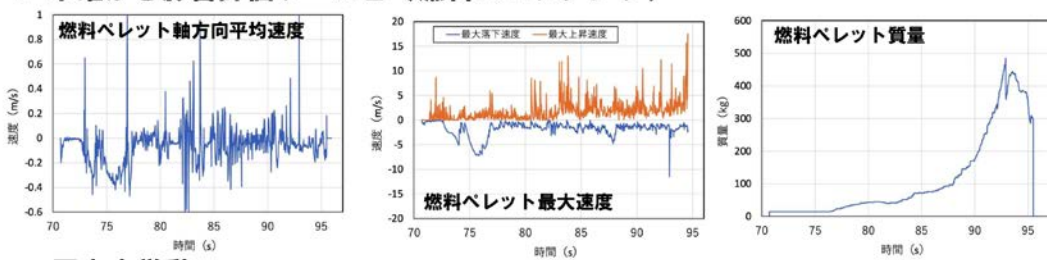
\*1: 沸騰領域拡大後に燃料ピンが緩慢に崩壊する「常陽」では、沸騰拡大後の燃料崩壊前にプレナムガスが放出されてしまうため、プレナムガス圧駆動による加速は生じない。

## 燃料粒子（ペレット）の落下挙動

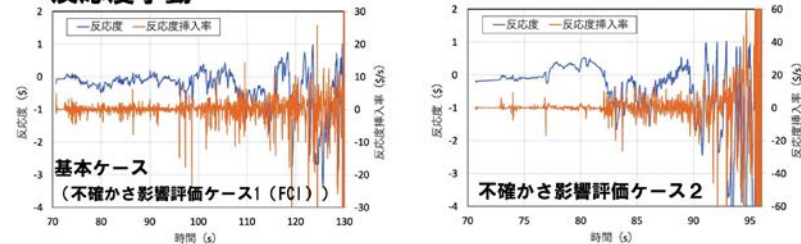
### ■ 基本ケース（不確かさ影響評価ケース1（FCI））



### ■ 不確かさ影響評価ケース2（燃料スロッシング）



### ■ 反応度挙動





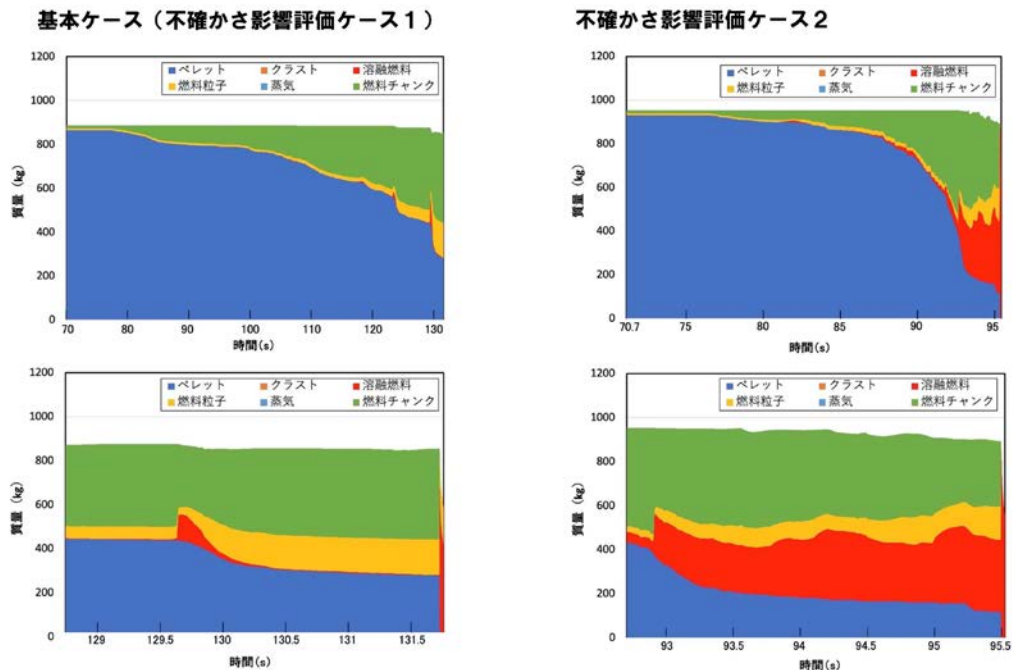
## 燃料粒子（ペレット）の落下挙動の反応度変化への影響

- SIMMERでは、空間依存動特性モデルによって炉心全体の物質と温度の空間分布から反応度変化を求めている。個々の燃料の挙動による反応度を分離して評価することは難しい。
- 「常陽」の遷移過程において初期の数十秒間は被覆管の溶融によって破損した燃料ピンの燃料ペレットが炉心下部へ凝集する一方で、他所では局所的なFCIやFPガス圧の発生で多次元的な流動が生起されている。この過程でのこれらの燃料の動きを反映した空間依存動特性モデルによって計算された反応度挿入率は高々数 $\$/s$ 程度である。
- 一方、遷移過程における放出エネルギーは炉心物質全体のスロッシングによる燃料集中に支配される。SIMMERによる「常陽」遷移過程解析では、燃料ペレットと溶融スチールからなる炉心物質の粘性を粒径分布や粒子の体積率にかかわらずゼロとして、スロッシングによる燃料集中を保守的に解析しているため、粒径分布が炉心物質の流動性すなわちスロッシングによる放出エネルギーに与える影響はない。

## 遷移過程解析における炉心内の燃料成分の質量変化

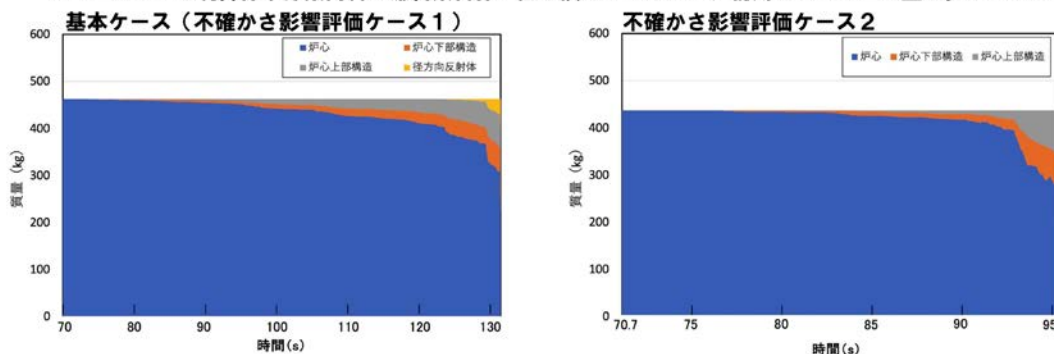
- 基本ケース（不確かさ影響評価ケース1）、不確かさ影響評価ケース2について遷移過程における燃料成分の質量の時間変化を示す。

※ケース2の遷移過程解析開始時点における炉心内燃料質量が基本ケース（ケース1）に比べて多いのは、制御棒下部案内管を燃料集合体に置き換えているためである。

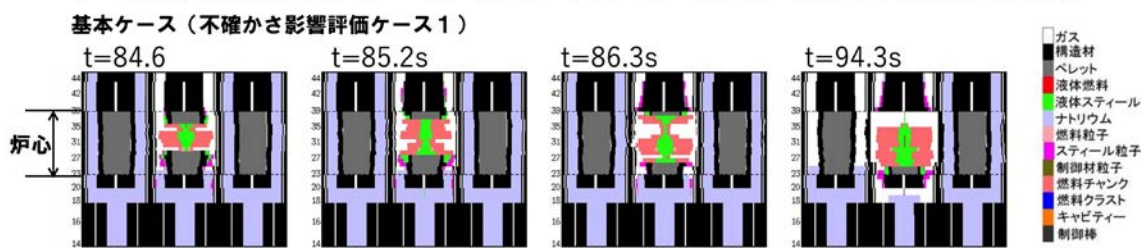


## 全炉心スティール量の時間変化及びその要因

- 基本ケース（不確かさ影響評価ケース1）、不確かさ影響評価ケース2について遷移過程における炉心から周囲構造へのスティール流出量の時間変化を示す。  
 ※ケース2では制御棒下部案内管を燃料集合体に置き換えているため、初期のスティール量が少なくなっている。



- 遷移過程で炉心損傷が進展するとともに、炉心の上下へスティールが移行していくが、これは下図に示すように炉心内で溶融したスティールが重力およびナトリウム蒸気の流れなどによって炉心上下のピン束へ浸入して固化するためである。





高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における  
非線形性の影響評価

## 1. 「常陽」の即発臨界超過現象における放出エネルギーの評価

高速炉の代表的重大事故である ULOF の事故シーケンスでは、燃料の損傷が炉心規模まで拡大する遷移過程において溶融燃料が凝集して即発臨界を超過すれば出力逸走によって大きなエネルギー放出が生じる可能性がある。「常陽」の格納容器損傷防止措置の有効性評価ではこのエネルギー放出挙動を SIMMER-IV 及び SIMMER-III を用いて解析した。この解析の基本ケースでは 3 次元非軸対称の燃料スロッシング（揺動）による燃料凝集挙動を解析したが、この基本ケースにおいても、燃料が焼結密度のまま高密度で堆積する、固体燃料デブリを含み本来流動性が極めて低い炉心物質の粘性を零とするなどの保守的な想定を用いている。

この基本ケースで用いた保守的な想定に加えて、重要現象として摘出された FCI と燃料スロッシングの不確かさの影響評価を行った。特に最も大きな放出エネルギーが解析された燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースでは、炉心外への燃料流出を無視した上で 2 次元軸対象の体系で横方向の物質移動が一斉に中心軸に向かうという保守的な仮想を用いた解析を行った。このケースの結果を用いて原子炉容器の機械的健全性と格納容器（床上）へのナトリウム漏えい量を解析し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。

## 2. 即発臨界超過現象における非線形性について

高速炉の溶融炉心において、炉心中心の下部に燃料が凝集して出力逸走が発生すると、その中心部の温度・圧力上昇により炉心物質は分散し、いったん反応度は未臨界となる。その後、分散した炉心物質は炉心外周部から再び炉心中心部へ揺り戻って集中することで再び反応度は即発臨界を超過する。この反応度の大きな増減を伴う炉心物質の集中と分散、いわゆる自励的スロッシングが炉心物質の炉心からの流出によって反応度レベルが十分に低下するまで繰り返される。

このように、高速炉の溶融炉心における出力変動は、炉心物質の流動が出力変動を生起し、その出力変動がその後の炉心物質の流動に影響を与えるという自己再帰的な現象である。特に、指数関数的に出力が上昇する出力逸走では物質配位のわずかな変動が反応度の変化を通して放出エネルギーに大きな影響を与えることも相まって、遷移過程における物質の運動と出力の変動は、事故シーケンスの初期状態の微少な違いや物質挙動の変動に対して鋭敏性を有する非線形挙動となる。

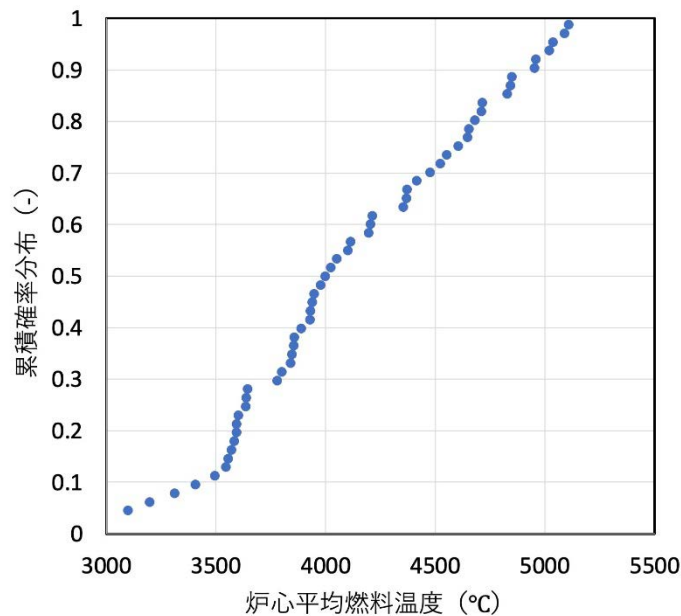
燃料スロッシングの不確かさ影響評価ケースでは、前述のように燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、さらに、放出エネルギーに対するこの非線形性の影響の評価を行った。

## 3. 非線形性の影響評価

エネルギー放出過程の非線形性の影響を評価するために初期タイムステップ幅を変えて初期状態の微少な違いとした多数の解析を実施し、最大の放出エネルギーを与える解析ケースを採用する方法を採った。解析ケース数は解析から得られる炉心平均燃料温度の最も高い値が上位 5% となる信頼水準が 95% を超えるように 59 ケース<sup>[1]</sup>とした。

有効性評価における不確かさの影響評価では、これらの解析ケースの中で放出エネルギーを代表する評価指標である炉心平均燃料温度として最も高い約 5,110℃を与えた解析ケースの結果を

採用した。得られた炉心平均燃料温度の累積確率分布をメジアンランク法で求めた結果を第 1 図に示す。この炉心平均燃料温度の計算結果を用いて、Jeffreys の無情報事前分布を仮定した確率計算<sup>[2]</sup>により、炉心平均燃料温度が約 5,110°Cを超過する確率は約 0.83%となった。なお、この超過確率の計算方法を添付に示す。



第 1 図 各ケースにおける炉心平均燃料温度解析結果の分布

#### 4. まとめ

「常陽」の格納容器損傷防止措置の有効性評価では、重要現象の不確かさの影響を評価する解析ケースにより、遷移過程の出力逸走によるエネルギー放出の上限値を求めた。この解析ケースでは、燃料凝集を促進する様々な仮想的かつ保守的な想定を用いた上で、遷移過程におけるエネルギー放出挙動が有する非線形性を考慮した保守的な評価とするために、初期状態の微少な違いを与えた多数の解析を実施した。

解析から得られる炉心平均燃料温度の最も高い値が上位 5%となる信頼水準が 95%を超えるケース数<sup>[1]</sup>の解析を実施し、評価指標である炉心平均燃料温度が最も高くなった約 5,110°Cを計算した解析ケースを有効性評価の不確かさ影響評価において採用した。この放出エネルギーを超過する確率は統計的分析<sup>[2]</sup>によって約 0.83%と評価されており、十分に小さく押さえられている。

#### 参考文献

[1] 学会標準 AESJ-SC-S001:2008 「統計的安全評価の実施基準：2008」

[2] 学会標準 AESJ-SC-RK001:2010 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」

添付 S I M M E Rによる ULOF 解析結果の統計的分析

炉心平均燃料温度の最高値を超えるか超えないかの on/off 事象（二項データ）として、炉心平均燃料温度の最高値を超える確率を評価する。学会標準 AESJ-SC-RK001:2010 で示されている Jeffreys の無情報事前分布を仮定した確率計算を行う。

$$\alpha_{post} = \alpha_{prior} + x$$

$$\beta_{post} = \beta_{prior} + n - x$$

$$\text{超過確率} = \alpha_{post} / (\alpha_{post} + \beta_{post})$$

これに事前情報無しであることから、 $\alpha_{prior} = \beta_{prior} = 1/2$ 、 $x=0$ 、 $n=59$  を代入して、炉心平均燃料温度が約 5, 110°C を超過する確率は約 0.83% となる。

遷移過程解析及び機械的エネルギー発生の解析における  
FCI 実験からの知見の適用性

「常陽」の炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（以下「ULOF」という。）及び過出力時原子炉停止機能喪失（以下「UTOP」という。）の事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、炉心損傷の進展の中で溶融燃料が冷却材のナトリウムと接触すれば両者の間の急激な熱伝達により冷却材の急激な沸騰や圧力発生に至る可能性があるため、その機械的影響が重要となる。以下には、遷移過程解析における溶融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の特徴と取扱いについて述べる。

## 1. ULOF 及び UTOP の事故シーケンスの遷移過程における FCI

遷移過程においてはいくつかのモードで FCI の発生に至る可能性が考えられる。第 1 に、起因過程と同様に、未沸騰又は部分沸騰状態の燃料集合体において燃料要素が溶融すると、冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 2 に溶融燃料が炉心上下や周囲の低温領域に移動して冷却材と接触・混合して FCI が発生する可能性がある。第 3 に低温状態にある制御棒下部案内管又は径方向集合体のラップ管が溶融燃料により破損した場合は内部の冷却材との間で FCI が発生する可能性がある。これらの FCI 自体は局所的な現象でありその発生圧力が過大になることはないが、FCI に駆動される燃料移動は大きな反応度効果を持つ。

第 1 の燃料要素溶融時の FCI は集合体のラップ管が健全な状態で発生する FCI であって炉心全体の燃料の凝集による大きなエネルギー発生を伴う厳しい即発臨界を引き起こすことはない。また、「常陽」の冷却材ボイド反応度は、ほぼ全炉心で負であるため、ULOF の事故シーケンスでの事故進展は低下した炉出力によって緩慢に進む。したがって、燃料の溶融は集合体内のナトリウムが沸騰によって排除されてドライアウトしてから起きることになり、この FCI が起きる可能性は極めて小さい。第 2 の炉心周囲の低温領域での FCI は炉心の損傷規模が拡大してから溶融した炉心物質が集合体の上下ピン束又は先行して破損している制御棒下部案内管内に移動して残存しているナトリウムと接触することで発生する。発生箇所を中心として燃料を分散させるため、厳しい即発臨界を引き起こすことはないが、偶発的に複数箇所と同時に発生して燃料を凝集させる状況を想定すれば、燃料の集中を駆動する可能性もある。第 3 の制御棒下部案内管破損時の FCI は後述する EAGLE 試験の知見によると発生する圧力は小さく、炉心内の燃料の動きを駆動することはないと考えられる。

以上のことから、「常陽」における遷移過程のように、事象進展が緩慢で炉心周辺に冷却材が残存した状態で炉心溶融が進行するような場合においては、第 2 のモードが重要となる。

## 2. 溶融 $UO_2$ とナトリウムの FCI の実験的知見

既存の溶融  $UO_2$  とナトリウムの FCI を実現した実験的知見を第 2.1 表にまとめる<sup>[1]~[6]</sup>。また、代表的な試験である、CORECT-II、FARO-TERMOS、CAMEL 試験の試験装置の概念図を第 2.1 図～第 2.3 図に示す。様々な FCI の発生状況を想定した試験が行われている。大きな圧力ピークが測定されているのは CORECT-II 試験のケース 21 の約 12MPa、ケース 18 の約 7MPa、ケース 12B の約 6.6MPa であるが、前者 2 つの試験ケースは閉じ込められた狭い空間内に強制的にナトリウムを注入した条件での FCI、最後のケース 12B は高温融体上にナトリウムを注入する試験であり、いずれの試験も前述した第 2 のモードである炉心周囲で発生する FCI の発生状況を模擬した試験には該当しない。

また、FARO-TERMOS 試験においても約 6MPa の圧力ピークが測定されているが、この試験は約 140kg の溶融 UO<sub>2</sub> を 5m の高さからナトリウムプール中へ落下させた試験であり、炉心内の局所的な FCI の知見として用いるには適切ではない。炉心内での FCI の発生状況に近い状況を模擬した試験としては、CORECT-II ケース 22、CAMEL C6、EAGLE ID1 試験がある。これらの発生圧力は CORECT- II のケース 22 が約 4.3MPa、CAMEL C6 が約 4MPa、EAGLE ID1 は極めて緩慢で約 0.15MPa である。

### 3. 遷移過程解析における FCI の扱い

S I M M E R を用いた遷移過程の解析においては、炉心内の損傷領域の拡大と炉心物質の動きに従って解析されているが、「常陽」の遷移過程は低出力、かつ、低温（大半の燃料は固化状態）のまま推移するため、有意な FCI 現象は発生していない。他方、大きな反応度効果を駆動する可能性のある炉心周辺部の FCI 現象については、制御棒破損時に発生する FCI は EAGLE の知見に基づけば数気圧程度の極めて限定された圧力発生にとどまることが示されており、また CAMEL C6 又は CORECT-II ケース 22 のように強制的に高温融体とナトリウムを接触させた試験においても約 4MPa 程度の発生圧力である。FCI の不確かさに係る感度解析では基本ケースで燃料集中による即発臨界が発生する直前に、燃料集中を促進する位置にある外側炉心の制御棒下部案内管 2 カ所で同時に約 8MPa の圧力が発生するという仮想的な条件の下での保守的な解析を行ってその影響を評価した。

### 4. 大規模 FCI の発生可能性について

「常陽」MK-IV 炉心の燃料インベントリは高々 1 トン程度であり（大型軽水炉では 100 トン以上であるのに対して）、また、ULOF の事故シーケンスにおいてはそもそも大量の溶融燃料が冷却材のナトリウムと混合する状況は考えられない。一般に、大規模な FCI が発生するためには、安定膜沸騰条件下で溶融燃料とナトリウムとの大規模な粗混合状態が形成される必要があるとされている<sup>[7]</sup>。一方、ナトリウム冷却高速炉においては、ナトリウムの熱伝導度が高いために溶融燃料とナトリウムの接触界面温度は安定膜沸騰の発生条件をはるかに下回り、液-液接触状態が維持されるため、大規模な粗混合状態が形成されることはない<sup>[2]</sup>。したがって、大規模な FCI は原理的に回避できる。

## 5. まとめ

上述の通り、「常陽」MK-IVにおいては、炉心の燃料インベントリが高々1 トン程度であり、炉心損傷の事故シーケンスにおいて大量の溶融燃料が冷却材と混合する状況は考えられないこと、またナトリウム冷却炉においては、溶融燃料とナトリウム間に安定膜沸騰が発生し得ないために大規模な粗混合状態が形成されないことから、大規模な FCI は原理的に発生しない。

他方、大規模な FCI は無いとしても、炉心損傷の進展の過程で溶融燃料と冷却材が接触・混合して FCI (ナトリウム蒸気の発生) を生じることは当然考えられる。特に、全炉心規模で炉心が損傷した遷移過程において、炉心周辺で発生する FCI によって燃料が集中することによって即発臨界を超過する可能性については、実験的な知見に基づいた十分に保守的な条件を用いて不確かさを包絡する解析を S I M M E R -IV によって適切に行っている。

以 上

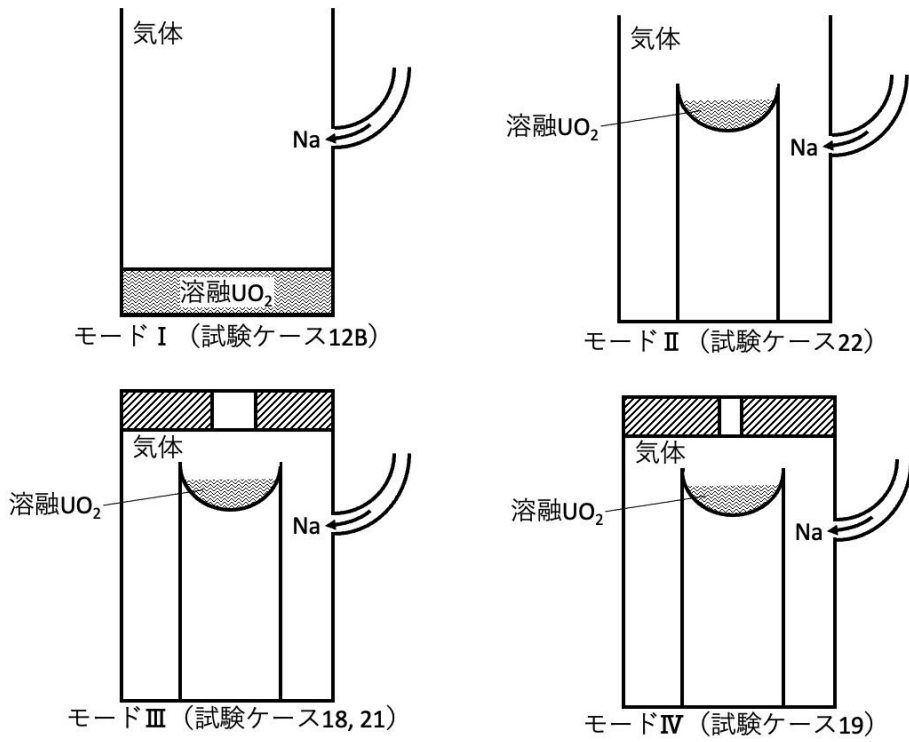


## 参考文献

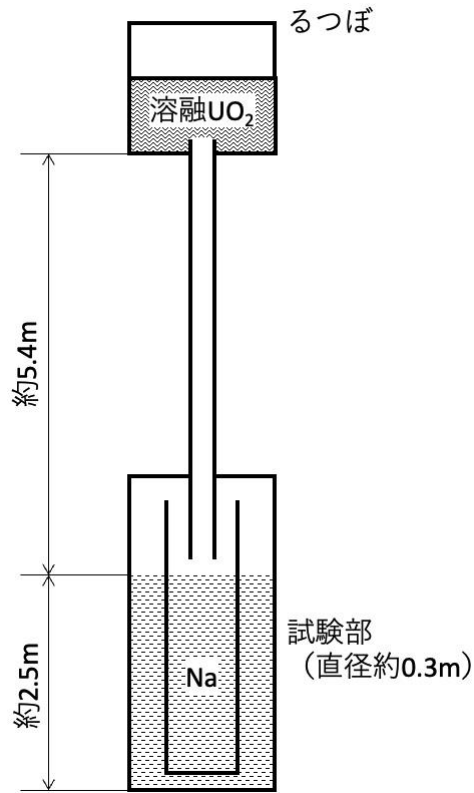
- [1] Anzieu, P., “The CORECT-II fuel-coolant interaction experiments: Interpretation and subassembly accident model,” Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. IV, pp.251-259, Lyon (1982).
- [2] Fauske, H.K. and Koyama, K., “Assessment of Fuel Coolant Interactions (FCIs) in the FBR Core Disruptive Accident (CDA),” J. Nucl. Sci. and Tech., Vol.39, No.6, pp.601-614 (2002).
- [3] Johnson, T.R., et al., “Large-scale Molten Fuel-Sodium Interaction Experiments,” Proc. of the Fast Reactor Safety Meeting, pp.883-896, Beverly Hills, California (1974).
- [4] Magallon, D., et al., “Pouring of 100-kg-Scale Molten UO<sub>2</sub> into Sodium,” Nucl. Tech., Vol.98, No.1, pp.79-90 (1992).
- [5] Spencer, B.W., et al., “Results of recent reactor materials tests on dispersal of oxide fuel from a disrupted core,” Proc. of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, pp.877-882, Knoxville, Tennessee, (1985).
- [6] Konishi, K., et al., “The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -,” NTHAS5-F001, Fifth Korea-Japan Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006.
- [7] Briggs, A.J., Steam explosions and reactor safety, CSNI report, No. 74, (1982).

第 2.1 表 UO<sub>2</sub> とナトリウムを用いた FCI 実験

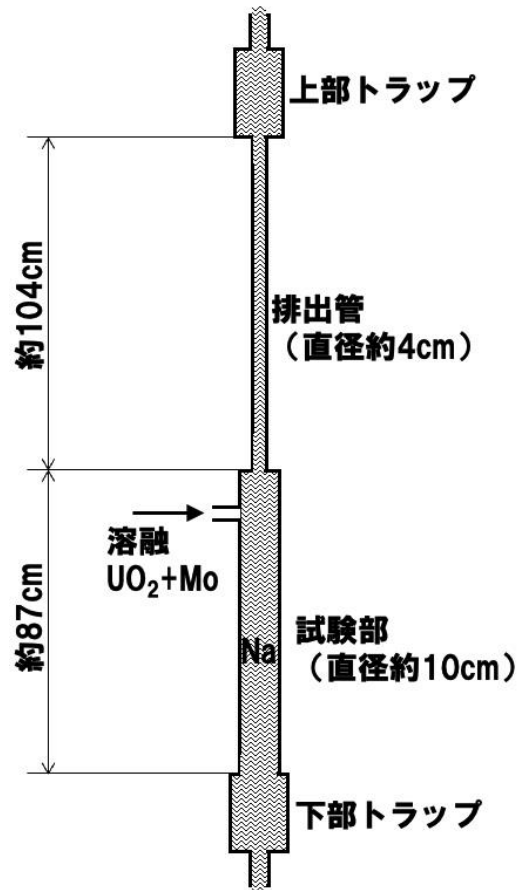
試験名	ケース	融体	質量(kg)	加熱方法	高温融体温度 (°C)	FCI発生状況	ナトリウム温度 (°C)	投入速度 (m/s)	発生圧力ピーク (MPa)	
CORECT-II	12B	UO <sub>2</sub>	4.15	高周波加熱	—	溶融UO <sub>2</sub> を皿状のるつぼに入れ、その周囲下方向からナトリウム液位を上昇させる。 I~IVの試験modeがあり、mode IIIとIVは閉じ込められた狭い空間内でのFCI、mode Iは融体プールにナトリウムを上から注ぐ試験である。炉心近傍のFCIとして参考になるのは開放された空間で実施したmode IIである。	600	—	6.6	
	18	UO <sub>2</sub>	4.92	高周波加熱	—		III	685	—	7
	19	UO <sub>2</sub>	5.15	高周波加熱	—		IV	580	—	5
	21	UO <sub>2</sub>	4.86	高周波加熱	—		III	560	—	12
	22	UO <sub>2</sub>	5.13	高周波加熱	—		II	561	—	4.3
M-series	M1	UO <sub>2</sub> -Mo	1.4	テルミット	—	約3~3.2kgのナトリウムプールへ融体を落下させる。	288	3.3	0.43	
	M2	UO <sub>2</sub> -Mo	6.8	テルミット	—		299	18	0.69	
	M3	UO <sub>2</sub> -Mo	3	テルミット	—		627	3.9	0.28	
FARO-TERMOS	T1	UO <sub>2</sub>	110	通電加熱	3,000	直径30cm、深さ約2mのプールに約5m上から融体を落下させる。主に炉容器外でのFCIを想定した試験である。	400	10	未計測	
	T2	UO <sub>2</sub>	140	通電加熱	3,000		400	10	6	
CAMEL	C6	UO <sub>2</sub> -Mo	約2	テルミット	3,200	クリンチンリバー増殖炉の制御棒案内管を模した直径10.23cmの流路に2.54cm径のパイプから融体を噴出させる。背圧はC6が0.59MPa、C7が0.31MPaである。	503	—	4	
	C7	UO <sub>2</sub> -Mo	約2	テルミット	3,200		503	—	未計測	
EAGLE	ID1	UO <sub>2</sub> -SS	—	核加熱	3,000以上	核加熱で燃料ピン束を溶融して形成した炉心プールがナトリウムを内包するダクトを溶融破損してFCIが発生する。	400	—	約0.15	



第 2.1 図 CORECT-II 試験装置概念図



第 2.2 図 FARO-TERMOS 試験装置概念図



第 2.3 図 CAMEL 試験装置概念図

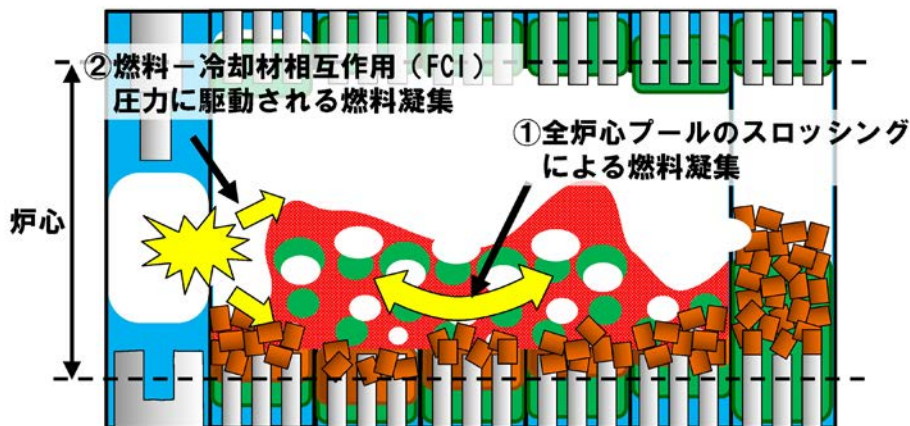
遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について

## SIMMER-IV及びSIMMER-IIIの有効性評価への適用性

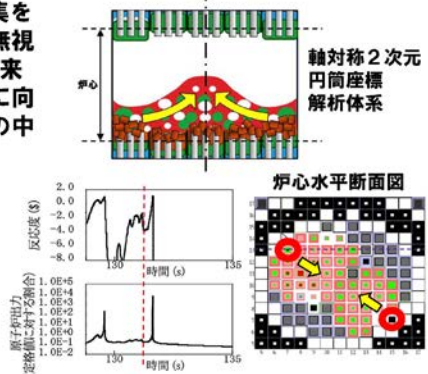
### —不確かさ影響評価を必要とする重要現象—

- SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、コードの開発と並行して進めた検証及び妥当性確認研究を通じて、重要現象を解析する物理モデルの妥当性及び解析精度の確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものとする。
- 一方で、有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関しては、次の2つの重要現象はエネルギー発生に直接影響を与えることから、不確かさの影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断した。
  - 燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については、水を用いたスロッシング拳動試験、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールの流動拳動試験、燃料の核発熱による沸騰拳動試験、の検証解析による妥当性確認を積み重ねて妥当性を確認してきた。
  - しかしながら、実スケールでの実機模擬性の高い試験データで検証されていないこと、及び燃料スロッシングは遷移過程における即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であることを考慮して、遷移過程解析においては不確かさの影響を包絡する仮想的な条件での解析を実施する。
  - 燃料-冷却材相互作用（FCI）現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬していないことから、その影響を保守的に評価する想定を用いた解析を実施する。
- 有効性評価は最新の知見と計算コードを用いた最適評価を行うことを基本として、評価項目に大きな影響を与える重要現象のうち、不確かさの影響を評価する必要があると判断したのものに関しては、保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行った。

### ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —遷移過程における重要現象の不確かさの影響評価—



- ① 基本ケースは3次元体系で水平方向スロッシングによる燃料凝集を解析したが、ここでは燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視し、軸対称2次元円筒座標の解析体系で評価することにより、本来発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要した。
- ② 基本ケースの即発臨界超過の直前（約131秒）で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。

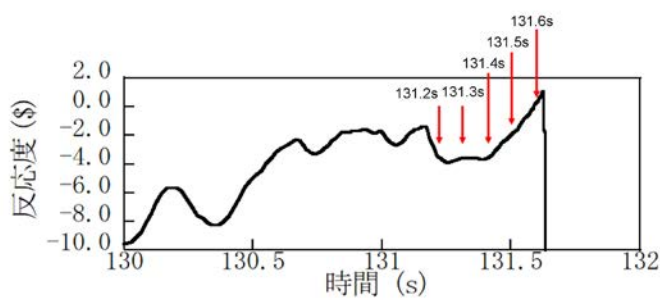
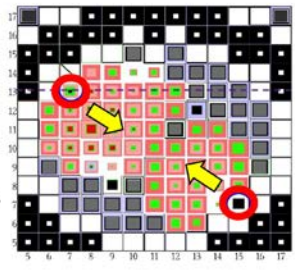




ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 -FCIの不確かさの影響評価-

- FCIの発生状況の不確かさの影響を保守的に評価して燃料凝集量を増加させるために、131.2s以降の燃料凝集の過程で炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。
- 過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。
- さらに、FCIが複数のLGT位置で同時に発生することは考えられないが、燃料の集中を強制するために、2カ所のLGTで同時にFCIが発生するという、極めて保守的かつ仮想的な想定を用いた解析も実施した。
- 包括的なFCIの発生条件を絞り込むために、FCIの発生時刻は、下図に示す131.2s、131.3s、131.4s、131.5s、131.6sとした。
- 解析ケースと結果を左下図に示す。最大の出力逸走となったのは、131.3sに2カ所同時にFCIが発生させたケースで炉心平均燃料温度4,070℃である。

炉心水平断面図



発生時刻と場所	規格化出力最大値	積算出力(FPS)	炉心平均燃料温度(℃)
基本ケース	6,190	9.4	3,700
131.3(左上)	3,644	6.9	3,120
131.3(右下)	2,911	6.4	3,010
131.6(左上)	再臨界発生無し		
131.6(右下)	6,471	8.3	3,520
131.2(二カ所同時)	5,400	8.5	3,510
131.3(二カ所同時)	11,300	11.1	4,070
131.4(二カ所同時)	7,100	9.1	3,630
131.5(二カ所同時)	6,100	8.5	3,470
131.6(二カ所同時)	11,400	10.9	4,040

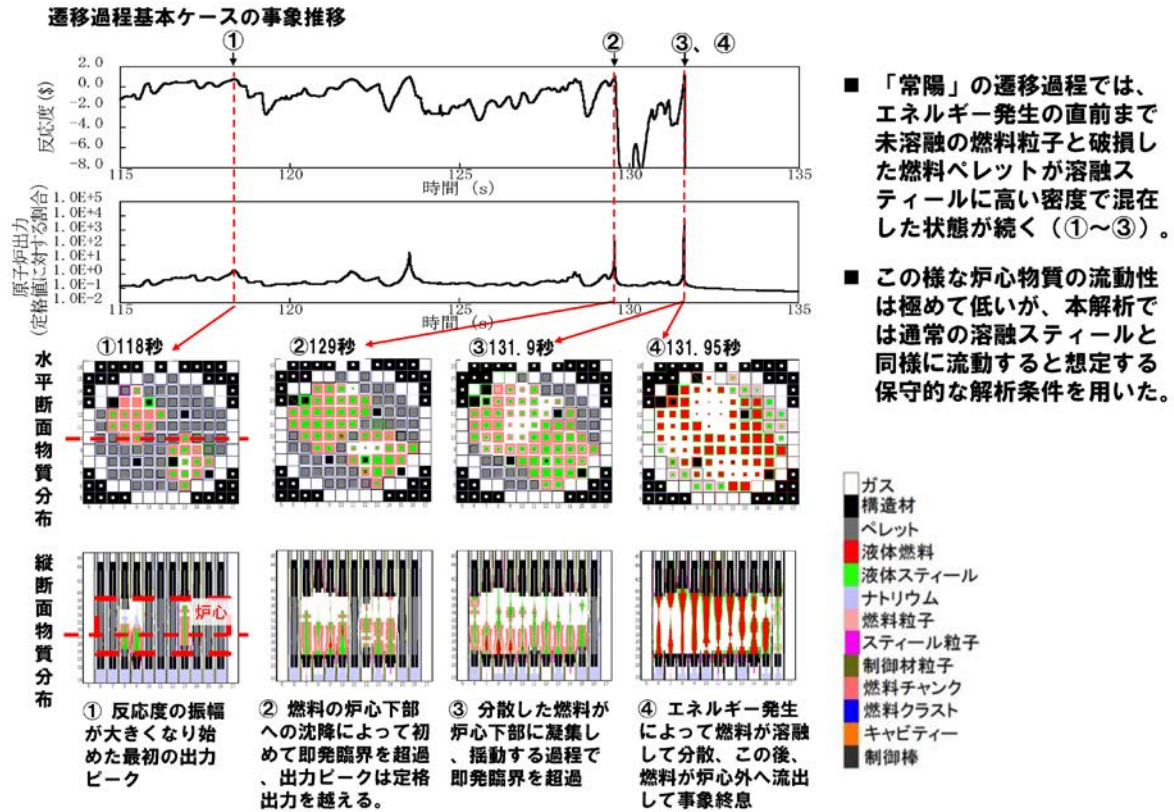
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 -遷移過程解析の保守性とエネルギー発生解析結果のまとめ-

	反応度挿入率	炉心平均燃料最高温度	炉心内の流動挙動	炉心からの燃料流出	燃料集中の主たる駆動力
基本ケース*1	約30\$/s	約3,700℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	上記解析において燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定
不確かさの影響評価ケース2 (溶融炉心の揺動、分散、凝集挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110℃	軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視	炉心中心の圧力発生*2で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動を解析

\*1 なお、基本ケースにおいても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加し、さらに損傷燃料ペレットが高い密度で堆積し、かつ未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在した流動性が低い炉心物質が、通常の流体と同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。

\*2 炉心中心の圧力発生の主成分は急速な核加熱後の高温燃料からの伝熱によるスティール蒸気圧であるが、CABRI TP-A2炉内試験解析によってSIMMERコードは燃料からスティールへの過渡伝熱を過大評価することが示されている。試験結果を再現する伝熱速度で解析すると、反応度挿入率約54\$/s、炉心平均燃料最高温度約4200℃に緩和される。このように燃料集中を駆動する圧力発生についても、極めて保守的な条件を適用した。

## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —炉心物質の流動性に関する保守的想定—



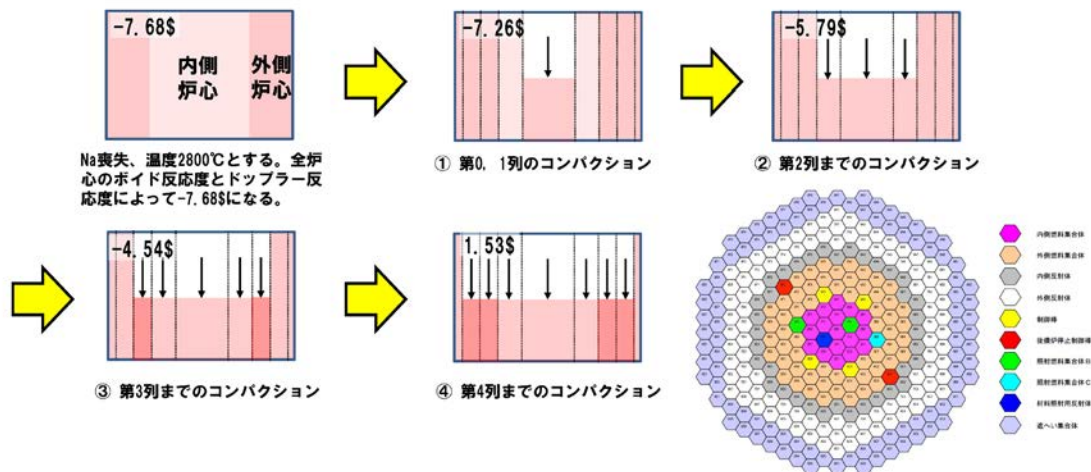
### S I M M E Rによる遷移過程解析のまとめ

- S I M M E R-IV及びS I M M E R-IIIは、高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発された。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。
- 妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさの影響評価を行う必要があることも確認された。
- これらの不確かさに関しては、有効性評価の感度解析において、その影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含む解析条件の選定や取扱いを行うことにより、評価項目に関わる重要なパラメータである即発臨界超過に伴うエネルギー放出について包絡性のある解析を行った。



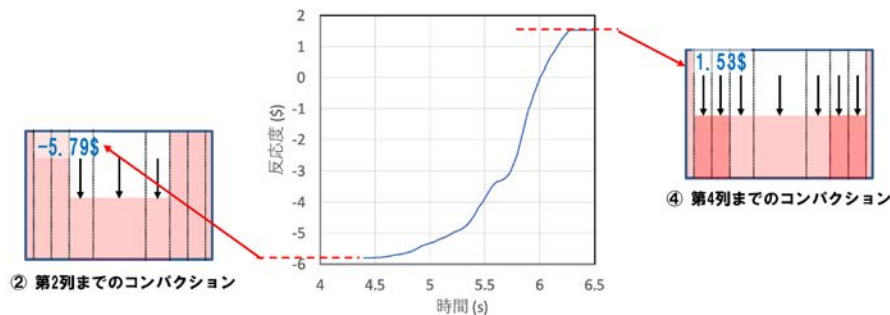
重力コンパクションによる簡易評価と  
遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて

- 溶融炉心の重力による1次元的なコンパクションによる反応度挿入を想定する。
- 定格運転状態で冷却材ナトリウムが失われるが、定格出力がそのまま維持され、各集合体の出力に応じて炉心軸方向中心平面の温度が燃料融点に達した時点でその集合体全体が重力によって自由落下して100%理論密度になると想定する。
- 静的な核計算によって各炉心列毎にコンパクションした状態の反応度変化を求め、一体当たりの反応度変化量と自由落下速度を用いて反応度挿入率を求める。
- 第4列（外側炉心）に属する集合体が落下する途中で即発臨界を超過する。



### 即発臨界超過時の反応度挿入率の簡易評価 (2/2)

- 第3列と第4列に属する集合体の重力コンパクションによる反応度の時間変化を求めた。1\$を超過するまでの最大の反応度挿入率は約16\$/s（約5.9s）、1\$を超過する時点の反応度挿入率は約7\$/s（約6.2s）である。
- 集合体がコンパクションするタイミングと即発臨界を超過する時点の不確かさを考慮すると、1次元的なコンパクションを想定した簡易評価での反応度挿入率はこれらを包絡する10\$/sから20\$/sとすることが適切と考えられる。



- SIMMER解析による評価の妥当性の傍証のため、炉心が重力落下でコンパクションしていくという単純な想定で反応度挿入率を計算した。この結果、SIMMER解析の方が、かなり大きい反応度挿入率を与えることを確認した。
- これはSIMMER解析では重力による軸方向の凝集による動きに加え、高Pu富化度の外側炉心燃料の内側炉心への移動や、溶融炉心の3次元的な揺動・分散・凝集に伴う反応度の増減の中で、反応度挿入率を評価しているためである。

再配置・冷却過程に係る損傷炉心物質の炉心からの流出の  
不確かさ及びその影響評価について

## 1. 再配置・冷却過程の解析について

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅があるため、事象推移に関して基本となるシナリオを想定した上で、先行する遷移過程における熱エネルギーの放出状況、及び残留炉心物質の溶融と炉心からの流出挙動（炉心物質の量及び形態）に応じた再配置挙動を検討し、想定される再配置場所での炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行うこととする。

原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所としては、第 1.1 図に示すように、エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスにおいては下部プレナム底部及び炉心領域が、また、大きなエネルギー放出を伴う場合には上部プレナムに放出された損傷炉心物質が堆積する炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部が対象となる。

## 2. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ

エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスでは、溶融炉心物質（燃料及びスティール）の一部は炉心部から周囲の反射体・遮へい集合体のラップ管間ギャップに流出し固化する。遷移過程終状態の残留炉心物質は未溶融又は再固化した燃料と溶融スティールの混合物となり、崩壊熱によって長時間のうちに徐々に再溶融する。その後、炉心内で溶融した燃料は制御棒駆動機構下部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下「LGT」という。）を通じて下部プレナムへ流出し、そこでサブクールされたナトリウムによって効果的にクエンチ・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積する。溶融炉心物質の残りは炉心部及びその周辺に残留する。

第 2.1 図にそれぞれの再配置場所における燃料量を示す。下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は流出タイミングに依存する。基本ケースとして想定した流出タイミングは、

- ① 損傷炉心物質が崩壊熱によって徐々に溶融する状況で、溶融した損傷炉心物質が LGT を通じて順次下部プレナムへ流出する場合

である。流出タイミング①において、溶融した残留炉心物質の一部は LGT を通り下部プレナムへ流出するが、炉心に残留する燃料の量が初期燃料インベントリ（以下「インベントリ」という。）の約 50% を下回ると、発熱と炉心周辺構造への熱損失がバランスして燃料はそれ以上溶融しなくなり、下部プレナムへの流出は停止する。他方、遷移過程の基本ケースの終状態ではインベントリの約 30% が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体のラップ管間ギャップに移行して固化している。再配置・冷却過程では、炉心部残留量又は下部プレナムへの移行量を保守的に評価するため、炉心周囲への移行量を少なめのインベントリの約 20% と想定することとし、その場合下部プレナムに移行可能な溶融燃料はインベントリの約 30% である。

損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさを考える場合、下部プレナムへ流出し得る燃料量を最大限見積もるための流出タイミングは、

- ② 損傷炉心物質が溶融開始後も炉心内にとどまり、溶融量が蓄積した後に下部プレナムへ流出する場合

である。流出タイミング②では炉心物質の溶融量の増加と炉心物質の温度上昇の結果として炉心周囲への熱損失が増加し、崩壊熱の低下も重畳して、ある値以上は溶融量が増加しなくなる。炉心物質

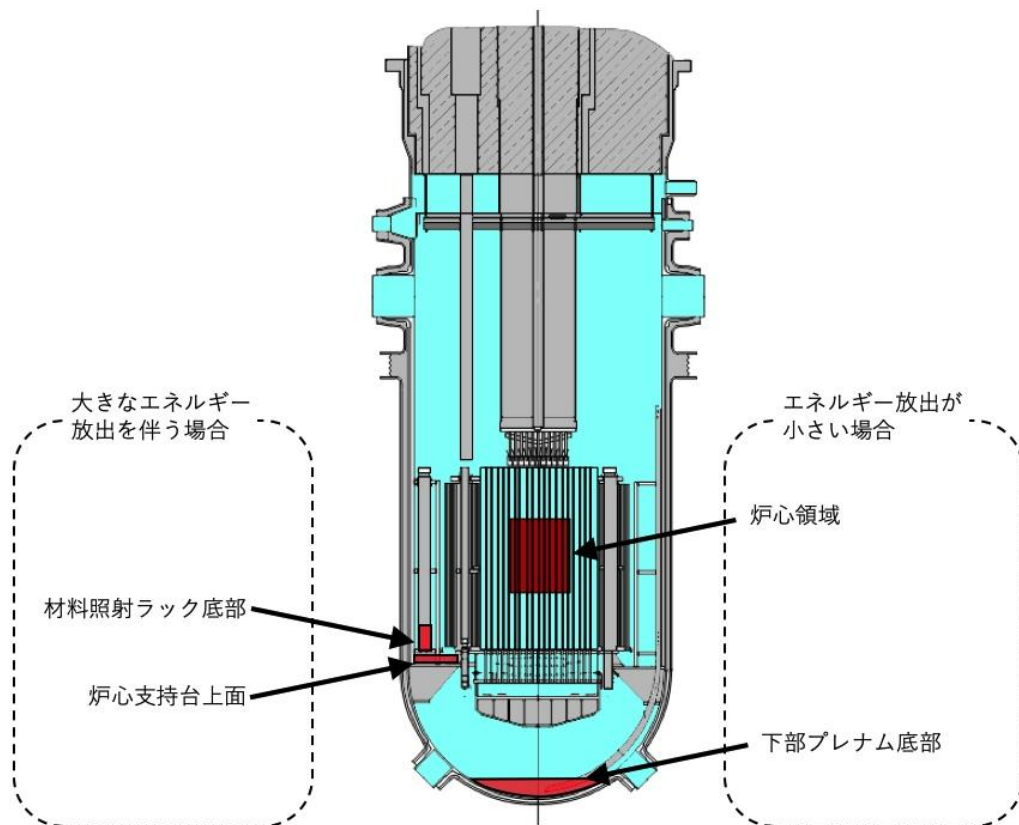
の最大溶融量として得られたインベントリの約 70%が損傷炉心物質の炉心からの流出量の不確かさの上限となる。

### 3. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさの影響評価

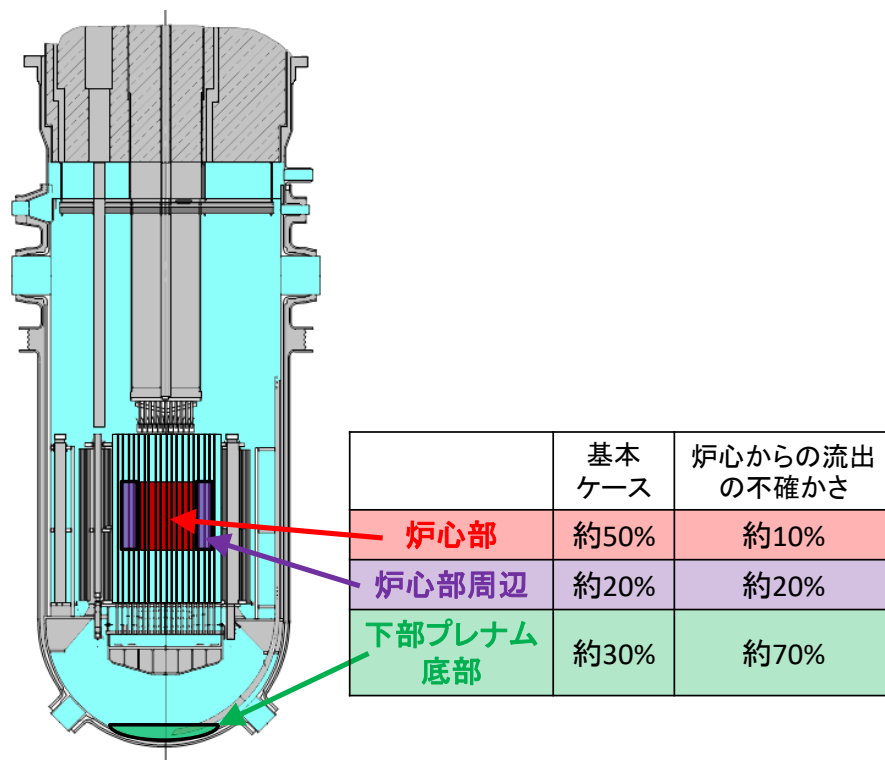
炉心からの流出量の不確かさの影響については、評価項目である「原子炉冷却材バウンダリの健全性」の観点から最も重要となる原子炉容器底部に形成されるデブリベッドの冷却性を解析した。具体的にはインベントリの約 70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却挙動を計算コードSuper-COPDのデブリ熱計算モジュールで解析した。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 400 $\mu$ m、空隙率 0.6 とする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、崩壊熱の減衰の観点から保守的なタイミングとして、遷移過程の基本ケースの終状態における残留炉心物質のうちインベントリの約 70%の炉心物質が再溶融する時刻（事象発生から約 1,200 秒後）とする。第 3.1 図に原子炉容器底部に堆積したデブリベッド最高温度の履歴を示す。デブリベッド最高温度は事象発生から約 1,800 秒後に約 720 $^{\circ}$ Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰と共に低下した。

ここで、デブリベッドにより高温条件（最高温度約 720 $^{\circ}$ C）となる原子炉容器底部の鏡板では、原子炉容器自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は 2.8MPa（1 次応力）であり、SUS304 について 900 $^{\circ}$ Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果（第 3.2 図）に対して有意に小さくクリープ破断は発生しないと判断できる。

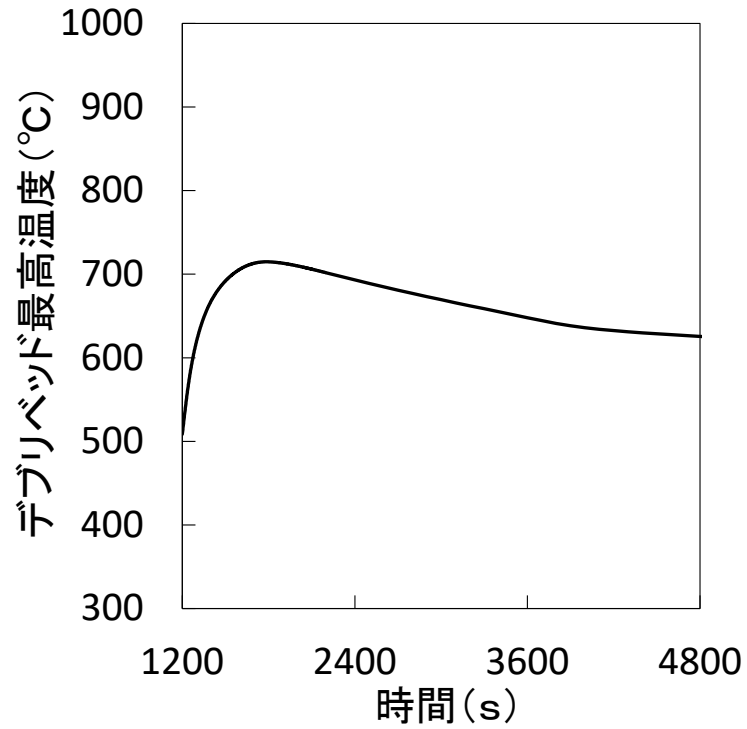
以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定的に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損することはなく、また、炉心溶融物質等が原子炉容器内で安定に保持・冷却される。



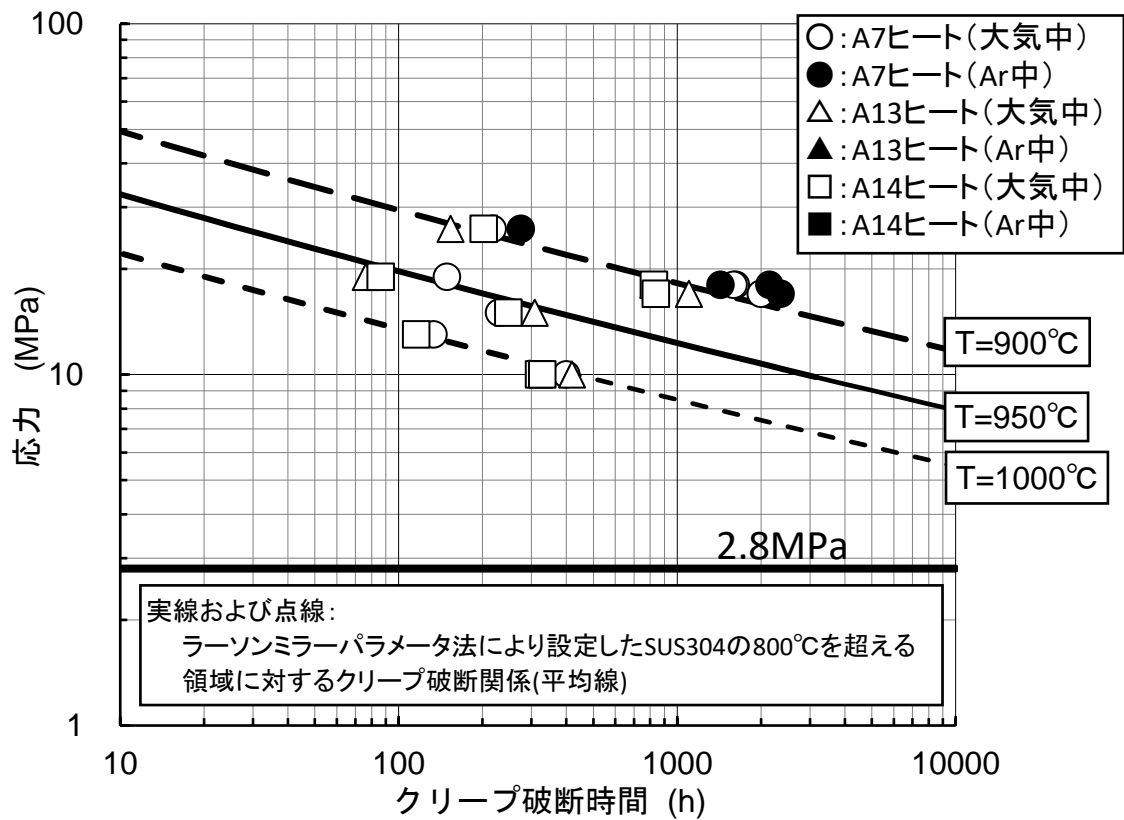
第 1.1 図 損傷炉心物質の最終的な再配置場所



第 2.1 図 それぞれの再配置場所における燃料量



第 3.1 図 デブリベッド最高温度の履歴



第 3.2 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係(900°Cから 1,000°C)

デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法とその影響について



## 1. デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法

「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価においては、デブリベッドの冷却性解析には計算コード Super-COPD のデブリベッド熱計算モジュール（以下、「DB モジュール」という）を使用した。DB モジュールではLipinski モデルを採用して内部発熱するデブリベッド内の熱移行や外部への除熱を計算するとともに、冷却性限界となるドライアウト条件を評価する。デブリベッドの粒子径は、熔融  $UO_2$  とナトリウムを用いた FCI 実験<sup>[1], [2]</sup>で得られたデブリの粒径分布の質量中央値を用いた。軽水炉のシビアアクシデント解析コード MAAP の熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) モデルにおいても DB モジュールと同じ Lipinski モデルが採用されているが、BWR のコンクリート床上に形成された水プール内のデブリベッド冷却性解析<sup>[3]</sup>において、軽水炉条件での FCI 実験<sup>[4], [5]</sup>で得られた粒径分布の質量中央値を用いられている。すなわち、有効性評価においてデブリ粒径の代表値として質量中央値を使用するのは「常陽」と実用軽水炉と共通の考え方である。

一方、DB モジュールのモデルの妥当性は米国 Sandia 国立研究所の研究炉 ACRR で行われたナトリウム中の燃料デブリベッドを核加熱した D-10 試験の解析によって確認している。この解析ではデブリベッドの代表粒子径として Sauter 平均値を用い、試験で測定されたデブリベッド内の代表的な位置での温度変化を適切に再現できることを確認した。一般に、Sauter 平均値は質量中央値に比べて小さくなるため、デブリベッドの冷却性解析においてはより厳しい条件となる。そこで、ここではナトリウムを用いた FCI 実験<sup>[1], [2]</sup>で得られた粒径分布の Sauter 平均値を用いた参考解析を実施した。

## 2. Sauter 平均値を用いたデブリベッド冷却性解析

FCI 模擬実験<sup>[1], [2]</sup>の粒径分布の Sauter 平均値は第 1 表に示すように多くの実験では約 150 $\mu$ m 前後であり、最も小さな値を与える FRAG4 試験においては 130 $\mu$ m である。したがって、今回の参考解析の基本ケースの粒径を 150 $\mu$ m、粒径に係る不確かさ影響評価を行う際の粒径を 130 $\mu$ m とする。その他の重要なパラメータに係る不確かさ影響評価の条件は第 2 表に示す通りである。なお、解析の対象とした評価事故シーケンスは、下部プレナムへ移行する炉心物質の割合が最も多くなる「1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」である。

この参考解析では、一部のケースにおいてデブリベッド内でナトリウムが沸騰する可能性があるが、DB モジュールではデブリベッド内のナトリウム沸騰挙動に特有の現象である蒸気のチャネリング（沸騰しているデブリベッド内に蒸気の通り道（チャンネル）ができて蒸気が抜けやすくなり、デブリベッドからの除熱が促進される現象）を考慮していない。このため、沸騰が生じたケースではチャンネル内の蒸気流による熱輸送とチャンネル周辺領域での熱伝導を同時に考慮することのできる Parallel conduction モデルを適用して冷却性解析を行う（第 1 図参照）。Parallel conduction モデルについては付録に示す。

解析結果を第 2 表に示す。基本ケースと不確かさ②ケース（粒径の不確かさ）ではデブリベッド内の冷却材は未沸騰で終始して冷却可能である。デブリベッド内の冷却材が沸騰するケースに対して、沸騰したデブリベッドにおける発熱密度の最大値（DB モジュールを用いて計算する）と、Parallel conduction モデルを用いてデブリベッド内の沸騰領域の厚みと実効熱伝導率の関係から計算したドライアウト発熱密度を比較して第 2 表に示す。デブリベッドが沸騰するケースでも、デブリベッドの深さは Parallel conduction モデルが適用可能な浅いベッドであり、発熱密度の最大値は冷却限界であるドライアウト発熱密度を下回り冷却可能である。なお、第 2 表のドライアウト発熱密度はナト

リウム蒸気のチャネリングを考慮していない Lipinski によるドライアウト予測モデルから求めた極めて保守的な発熱密度であるが、それでもなお解析結果は冷却性限界に対して余裕があることを確認した(同モデルの保守性に関しては、チャネリングが発生した D-4 試験の解析結果を付録に示す)。

### 3. まとめ

デブリベッドの冷却性解析で使用する粒径として、ナトリウムを使用した FCI 実験から得られた粒径分布の Sauter 平均値を用いた参考解析を実施した。基本ケースではデブリベッドは未沸騰のまままで冷却可能である。不確かさの影響評価ケースにおいては、一部のケースで冷却材の沸騰が生じた。沸騰が生じたケースではナトリウム蒸気のチャンネル形成による除熱促進を考慮できる Parallel conduction モデルを適用した。その結果、ナトリウムの沸騰が生じたケースにおいても保守的に評価したドライアウト限界に至ることなく、全てのケースで冷却可能であることを確認した。

### 参考資料

- [1] T. Y. Chu, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Top. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyon, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, "Pouring of 100kg-scale molten UO<sub>2</sub> into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.
- [3] 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第5部 MAAP) 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」資料 2-2-9、平成 27 年 10 月.
- [4] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des., Vol.236, pp. 1998-2009, 2006.
- [5] M. Kato, et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-vessel Conditions," JAERI-Conf 99-005, Proc. of the Workshop on Severe Accident Research (SARJ-98), pp.304-309, Nov. 4-6, Tokyo, Japan, 1998.

第1表 FCI 試験におけるナトリウムプール温度条件と粒子径の代表値

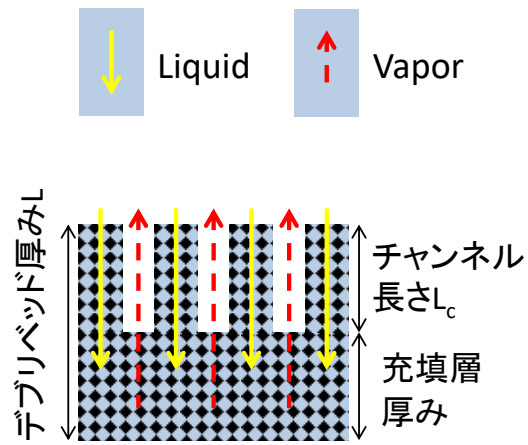
試験名	ナトリウム温度 [°C]	粒子径の質量中央値 [μm]	粒子径の Sauter 平均値 [μm]	備考
FRAG4	420	276.3	129.1	グラフ読取値の内挿で求める。
FRAG5	250	420	185.0	
FRAG6	690	461.5	148.9	
FRAG13	500	474	148.5	
FARO/TERMOS T1	400	約 500	146.7	「BOTTOM」「CENTER」「TOP」の平均値

第2表 参考解析の基本ケース及び不確かさ影響評価

	損傷炉心物質の量 (%)	粒径 (μm)	空隙率	深さ (m)	沸騰有無	発熱密度の最大値* (MW/m <sup>3</sup> )	ドライアウト発熱密度** (MW/m <sup>3</sup> )	冷却
基本ケース	40	150	0.6	0.1561	未沸騰	-	-	可
不確かさ①	70	150	0.6	0.2077	沸騰	2.70	4.94	可
不確かさ②	40	130	0.6	0.1561	未沸騰	-	-	可
不確かさ③	40	150	0.5	0.1394	沸騰	3.85	7.40	可
深さ約 1.6 倍 (100%相当)	40	150	0.6	0.2495	沸騰	3.11	3.47	可

\* 沸騰したデブリベッドにおける発熱密度の最大値を DB モジュールで計算

\*\*Lipinski のドライアウト予測モデル (ナトリウム蒸気のチャネリングを考慮せず) で保守的に評価



第1図 Parallel conduction モデルの概念図

1. デブリベッドの深さと Parallel conduction モデル

デブリベッドはその高さによって、浅いベッド、中間ベッド、深いベッドにわけられる。第1図にそれぞれのベッドの概念図を示す。このうち、後述する判定基準によれば、「常陽」のデブリベッドはすべてのケースにおいて浅いベッドに該当するが、浅いベッドにおいては、デブリベッド内のナトリウムが沸騰した際に、ナトリウム蒸気のチャンネルが形成されて蒸気流により効率的なデブリベッドからの除熱が可能となる。

厚みの判定式として、Lipinski は以下の式を提唱した<sup>[1]</sup>。

$$H_{shallow} < 6L_c < H_{moderate} < 3\lambda_c < H_{deep} \quad (1)$$

$\lambda_c$ は毛管ヘッド、 $L_c$ はチャンネル長さであり、それぞれ次式で計算される。

$$\lambda_c = \frac{6\sigma \cos \theta (1 - \varepsilon)}{d\varepsilon(\rho_l - \rho_v)g} \quad (2)$$

$$L_c = \frac{\sqrt{150}\sigma \cos \theta J}{(\rho_p - \rho_l)g\varepsilon d} \quad (3)$$

ここで、 $\sigma$ は冷却材の表面張力、 $\theta$ は冷却材と粒子の接触角（ナトリウムと  $UO_2$  の接触角は  $\cos \theta = 1$  <sup>[1]</sup>）、 $\varepsilon$ はデブリベッドのポロシティ、 $d$ はデブリ粒径、 $\rho$ は密度、 $g$ は重力加速度である。下付文字  $v$ 、 $l$ 、 $p$  は、それぞれ、冷却材の気相、液相成分、デブリ粒子である。また、係数  $J$  は

$$J = \frac{(s^{-1} - 1)^{0.175}}{\sqrt{5}} \quad (4)$$

であり、 $s$  は飽和度（冷却材流路中の液相の体積割合）である。式(3)の毛管ヘッドはデブリベッドや冷却材の物性値等を代入して求めることができる。一方、式(3)のチャンネル長さは飽和度  $s$  の関数となるので、もう1つの条件として圧力勾配の連続性

$$\frac{(1 - \varepsilon)q_c}{\rho_v g h_{lv} \varepsilon^3 d} \left[ \frac{1.75q_c}{(1 - s)^5 h_{lv}} + \frac{150(1 - \varepsilon)\mu_v}{(1 - s)^3 d} \right] = (1 - \varepsilon)\rho_p + \varepsilon\rho_l \quad (5)$$

を用いる。 $q_c$ はチャンネル領域下端境界の熱流束で、デブリベッドの発熱密度  $Q$  が一定の場合、デブリベッド深さを  $L$  とすると、

$$q_c = Q(L - L_c) \quad (6)$$

である。式(3)と(5)が矛盾しないよう繰り返し計算によってチャンネル長さを決定する。

ここで、式(2)で求められるチャンネル長さがデブリ粒径に依存する理由について説明する。チャンネル領域の任意の位置  $z$  において、チャンネル内を上昇するナトリウム蒸気圧と、デブリベッドの自重（粒子及びデブリベッド中の液体ナトリウムのヘッド圧）がバランスすると仮定すると、

$$P_v = [\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l\varepsilon]g(L - z) \quad (7)$$

となる。また、 $P_l = \rho_l g(L - z)$ を用いて、

$$P_v - P_l = \{\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l\varepsilon\}g(L - z) - \rho_l g(L - z) \quad (8)$$

となる。ここで、チャンネルと下の充填層の境界 ( $L - z = L_c$ ) における圧力の連続性から、毛管力  $P_c$  は次式であらわされる。

$$P_v - P_l = P_c = \frac{\sqrt{150}\sigma \cos \theta (1 - \varepsilon)J}{\varepsilon d} = \{\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l\varepsilon\}gL_c - \rho_lgL_c \quad (9)$$

これを整理して、チャンネル長さの式(2)を得る。したがって、粒径が小さいほどチャンネル長さが長くなる理由は、毛管力が大きくなり、デブリベッドに流入する液体ナトリウム量が多くなる、すなわちデブリベッドから排出されるナトリウム蒸気圧も高くなるため、それによって支えられようきるチャンネル長さも長くなる。

Parallel conduction モデルは、沸騰領域で発生した蒸気がサブクール領域内に形成されるナトリウム蒸気のチャンネルを通して、デブリベッド上方冷却材に凝縮することによって熱が伝えられることを仮定する。この場合、沸騰領域の厚みはデブリベッド上面 ( $z = L$ ) の温度をバルク冷却材温度  $T_{bulk}$  として、サブクール領域の等価熱伝導率  $K_B$  を用いて

$$L_{boil} = L - \sqrt{\frac{2K_B(T_{sat} - T_{bulk})}{Q}} \quad (10)$$

で与えられる。この式から、デブリベッドの深さ  $L$  が与えられた時に、沸騰領域の厚み  $L_{boil}$  と発熱密度  $Q$  との関係を計算することができる。

## 2. Lipinski によるドライアウト発熱密度の予測

Lipinski によるドライアウト発熱密度予測モデルは、以下の式で表される<sup>[2]</sup>。

$$\begin{aligned} & \frac{1.75(1 - \varepsilon)}{\varepsilon^3 d h_{lv}^2} \left( \frac{1}{\rho_v(1 - s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right) q_d^2 + \frac{150(1 - \varepsilon)^2}{\varepsilon^3 d^2 h_{lv}} \left( \frac{\mu_v}{\rho_v(1 - s)^3} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right) q_d \\ & + \frac{(1 - \varepsilon)w}{\varepsilon^3 d \rho_l s^3} \left( 1.75w - \frac{3.5}{h_{lv}} q_d - \frac{150(1 - \varepsilon)\mu_l}{d} \right) \\ & = \frac{6 \cos \theta \sigma (1 - \varepsilon)}{\varepsilon d L_{boil}} + (\rho_l - \rho_v)g \end{aligned} \quad (11)$$

この式から、ドライアウト熱流束  $q_d$  は飽和度  $s$  に対する二次関数となるが、 $q_d$  の最大値が当該デブリベッドにおけるドライアウト熱流束である。 $q_d$  を騰沸領域の厚みで除したものが、ドライアウト発熱密度

$$Q_d = \frac{q_d}{L_{boil}} \quad (12)$$

である。このモデルは沸騰状態にあるデブリベッドに適用されるが、蒸気のチャネリングによる除熱を考慮していないため、ドライアウト発熱密度を過小評価することは明確である。なお、デブリベッド上部の領域のナトリウムが沸点以下 (サブクール) の場合には、デブリベッド上側にサブクール領域が存在するため、沸騰領域厚みはサブクール領域内での熱バランスから計算される。

## 3. Parallel conduction モデルの妥当性

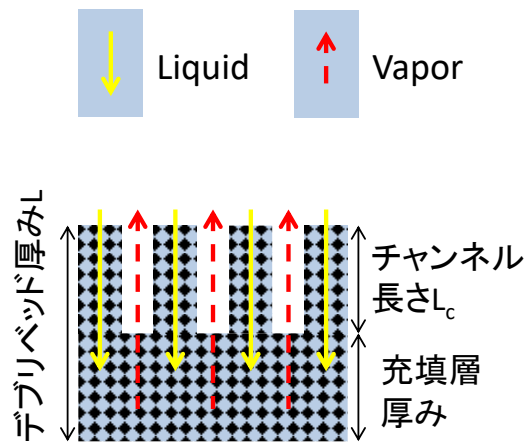
Parallel conduction モデルの妥当性は、デブリベッドのドライアウトが観測された D-4 試験の報告書<sup>[3]</sup>の Figure 8.5-2 (第2図) に示されている (ナトリウムバルク温度 600°C の試験)。この試験では、ナトリウム蒸気のチャネリングが生じていることも報告されている。第2図は D-4 試験における発熱密度に対するデブリベッド内の沸騰領域の上端位置 (厚み) を Series conduction モデル (DB モジュールで採用) と Parallel conduction モデルを用いて計算し実線でプロットしたものである。この実線は沸騰領域の上端であるため、ドライアウトが発生するとすればこの実線の位置で発生することになる。

同じ沸騰領域厚みに対して Series conduction モデルが発熱密度を小さく評価しているのはサブクール領域内でのチャネリングが考慮されていないためにデブリベッドからの除熱を過小評価しているためである。一方、DB モジュールの妥当性検証に用いた D-10 試験ではチャネリングが発生しない条件であったため、DB モジュールで採用した Series conduction モデルで試験結果を適切に再現できていた。D-4 試験で観測されたドライアウト発生時の発熱密度は第2図で「OBSERVED DRYOUT」として示されており、Parallel conduction モデルによるドライアウト発熱密度及び発生位置とほぼ一致し、ドライアウト発熱密度及び発生位置はそれぞれ約 20 MW/m<sup>3</sup> 及び約 61mm である。

第2図には、いくつかのドライアウト発熱密度予測モデルによるドライアウト発生の予測結果を a から c の破線で示している。これらの予測モデルのうち、Lipinski の予測モデル (a の破線) はナトリウム蒸気のチャネリングを考慮していないため、試験結果に対して大幅に保守的な値を与える。これに対して、Gabor のモデル (c の破線) はチャネリングが発生した炉外試験に基づく実験相関式であり、D-4 試験結果とも良く対応している。Lipinski モデルで予測されるドライアウト発熱密度は試験で計測されたドライアウト発熱密度の約 1/4 という保守的な結果を与えることになるが、今回の参考解析では保守性を担保するために採用した。

#### 参考資料

- [1] R. J. Lipinski, "A coolability model for postaccident nuclear reactor debris", Nuclear Technology, Vol. 65, No. 1, pp. 53-66, 1984.
- [2] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed", NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.
- [3] J. E. Gronager, M. Schwarz and R. J. Lipinski, "PAHR Debris Bed Experiment D-4", SAND80-2146, 1981.



第1図 Parallel conduction モデルの概念図



第2図 ドライアウト時の沸騰領域厚みと試験結果との比較 (Gronager, J.E. et al. [3])

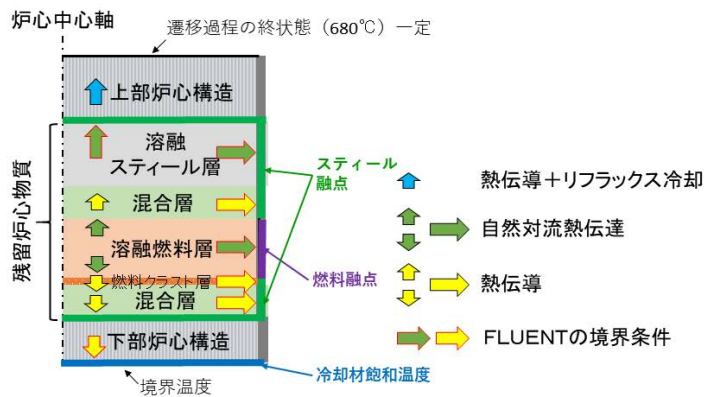


## FLUENT 解析に与える

損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について

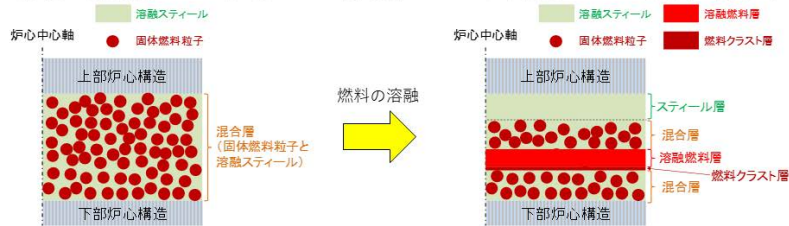
## 残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算 モデルの概要

- 残留炉心物質の冷却性を評価するために使用した伝熱計算モデルは、炉心物質内部の発熱と周囲への伝熱の熱収支及び炉心物質が溶融した際の物質再分布を1次元体系で計算する簡易モデルである。
- 溶融領域内は自然対流熱伝達係数、混合層（燃料粒子デブリベッドの間隙に溶融スティールが存在）、燃料クラスト層、構造材は熱伝導率、上部炉心構造（ビン束）内は熱伝導と冷却材によるリフラックス冷却を考慮して伝熱を計算する。
- 溶融燃料及び溶融スティールが接する固体境界をそれぞれの融点として熱流束を計算し、FLUENTの境界条件となる残留炉心物質から3方向（上方向、下方向、径方向）への熱流束を計算する。

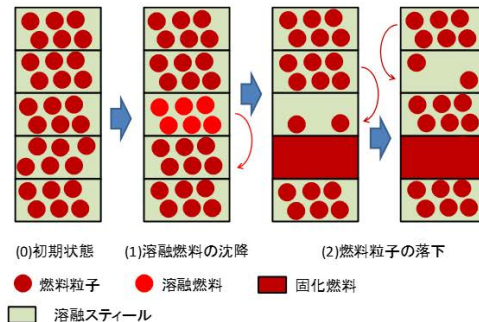


## 残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算 物質再分布計算

- 混合層内の燃料が崩壊熱により加熱されて再溶融すると、密度差により物質の再分布が生じる。



- 同一セル内の燃料とスティールは同一温度を持つ。あるセルの燃料が融点（liquidus）に達した場合、その下のセルの同一体積の溶融スティールと入れ替え（※）、それぞれのセルで平均温度を計算する。
- あるセルの燃料粒子の充填率が最大充填率より小さくなった場合は、その上のセルから燃料粒子を順次移行させる。

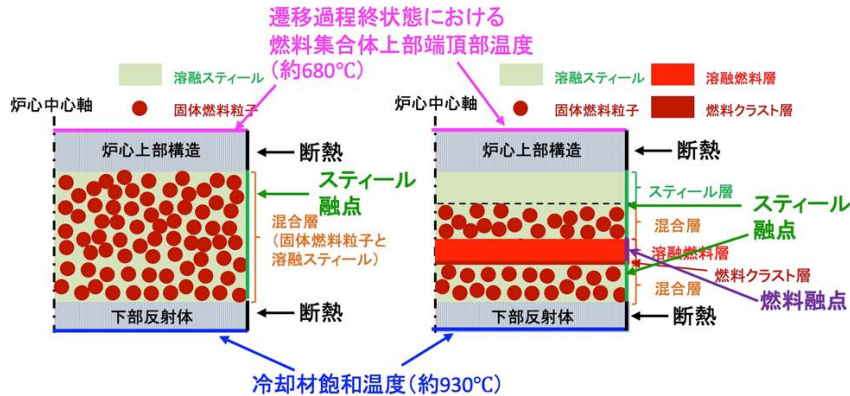


※ 崩壊熱による燃料の溶融、あるいは周囲への伝熱による溶融燃料の固化は、物質の再分布の時間スケールと比べて極めて緩慢に進行するため、本物質再分布モデルのようにステップ状に再分布を取り扱う簡易的な手法が適用できると考える。

## 残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算

### 境界条件

- 溶融燃料、溶融スチールが接している固体境界はそれぞれの融点とする。
- 遷移過程の終状態に基づいて、解析体系下端は下部反射体上端から約10cm下方で冷却材飽和温度を境界温度とし、解析体系上端は燃料集合体上部端頂部で約680℃を境界温度とする。残留炉心物質は内側反射体に接している状況を想定する。



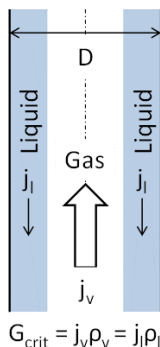
- これらの境界条件に基づいて評価した上下・径方向への熱流束を用いてFLUENTの解析を実施。
  - 炉心周囲のナトリウム温度が沸点を超えて除熱ができない場合
    - 残留炉心物質が周囲の構造材を溶融して拡大する。
  - 炉心周囲のナトリウム温度が沸点以下となり、除熱が可能との結果が得られた場合
    - 残留炉心物質は当初の炉心の範囲を超えて拡大することは無く、崩壊熱の低下とともに最終的には冷却されて固化する。

## 残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算

### 炉心上方向構造材におけるリフラックス冷却

- 冷却材が液膜となって流路の壁面を下方へ重力によって流れ、下部で加熱されて蒸気流となって流路中央部を上向きに流れ、上部で蒸気が凝縮して再び液膜として環流することで、流路下部から上部へ熱を伝える現象である。
- 液膜と蒸気が対向して流れ、蒸気の上向き流れによって液膜の下方への流れが止められる状態であるCCFL (counter-current flow limitation: 気液二相対向流制限) がリフラックス冷却の成立限界となる。Wallis<sup>[1]</sup>によるCCFL相関式を用いて評価する。

- 単位流路断面積当たりの除熱量



$$q = h_{lv} G_{crit} \quad G_{crit} = C_w^2 \cdot \frac{\sqrt{g D \rho_v \Delta \rho}}{[1 + (\rho_v / \rho_l)^{1/4}]^2}$$

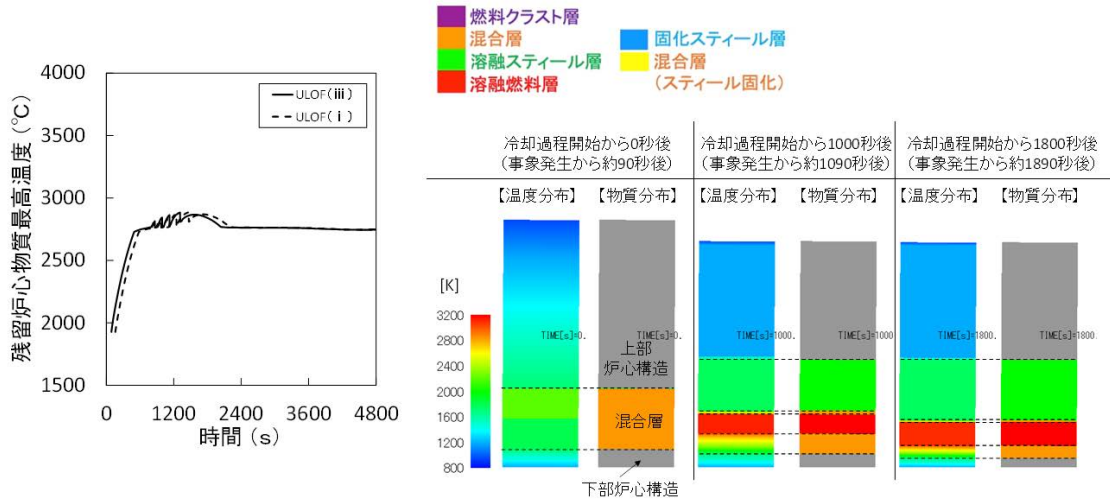
- $C_w$ は定数で垂直円管では0.7~1.0の範囲<sup>[2]</sup>。保守的に下限値の0.7として、「常陽」の炉心上部にあるピン束構造の幾何形状、ナトリウムの物性値を用いると、リフラックス冷却による単位流路面積当たりの除熱量として約3.3MW/m<sup>2</sup>を得る。
- これはULOFの残留炉心物質からの上方向への熱流束の最大値約1.05MW/m<sup>2</sup>に比べて十分に大きい。

[1] Wallis, G. B., One-dimensional Two-phase Flow, Mc-Graw Hill, Inc., 1969, 431p

[2] 小泉、植田、「垂直円管内対向気液二相流の液上昇開始条件（下部に気液混合物水位のある場合）」、日本機械学会論文集中（B編）、Vol. 59(567)、pp. 3537-3543、1993年

## 残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデル 評価結果

- ULOF ( i ) 及び ULOF ( iii ) の事象発生から約580秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質最高温度は約2,890℃まで上昇するが、崩壊熱の減衰とともに低下する。
- 炉心周囲への熱流束の ULOF ( i ) 及び ULOF ( iii ) の最高値として、事象発生後約900～1,200s にかけて上方向・側面ともに約1.05MW/m<sup>2</sup>、下方向は事象発生後約3,000sで約0.29MW/m<sup>2</sup>となるが、崩壊熱の減衰とともに低下する。



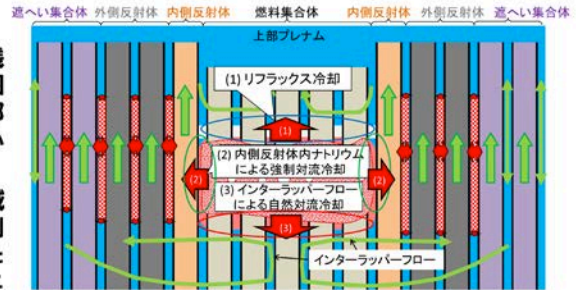
FLUENT解析における解析体系及び境界条件の設定について



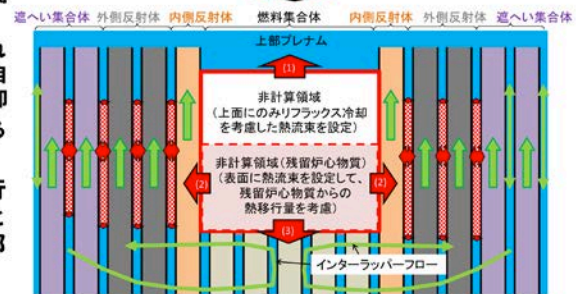
## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の冷却性評価の概要

### 6. 残留炉心物質の冷却性評価

- 「③不確かさ影響評価ケース（炉心残留）」の残留炉心物質が下部プレナムへ流出せず炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスした状態（炉心部に80%、ラッパ管間ギャップ部に20%）での炉心冷却解析を行う。
- 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定する。非計算領域の上面、下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定し、以下の物理メカニズムによる冷却挙動を解析する。
  - (1) 上方向への熱移行：集合体ピン束内のナトリウム蒸気と液膜の環流による冷却（除熱量評価にCCFL相関式を使用）
  - (2) 径方向への熱移行：内側反射体内のナトリウム流れによる冷却と集合体間ギャップ内のナトリウムの自然対流（インターラッパフロー※）による冷却
  - (3) 下方向への熱移行：インターラッパフローによる冷却
- ギャップ部に侵入した炉心損傷物質からの熱移行をモデル化（閉塞したギャップ部は非計算領域として設定し、周囲の集合体ラッパ管、ギャップ部のナトリウムへの熱移行量の時間変化を設定）



残留炉心物質周辺の熱移行現象の概念図



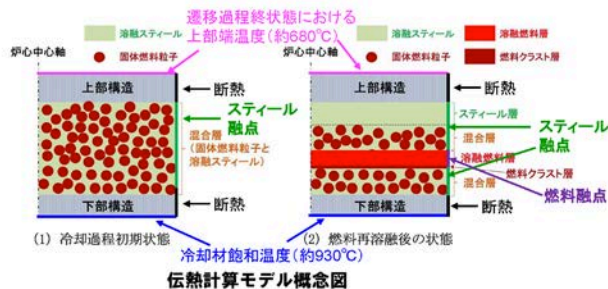
FLUENTによる残留炉心物質周辺の熱移行現象のモデル化概念図

(※) インターラッパフロー：ラッパ管間ギャップ部の隙間に存在する冷却材に生じる流れて炉心冷却効果がある。炉心内での温度変化に伴う浮力と隙間部の圧力損失とのバランスにより流れの様子が決まる。

## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の溶融挙動及び熱移行量の評価

### 6.1 残留炉心物質の溶融挙動

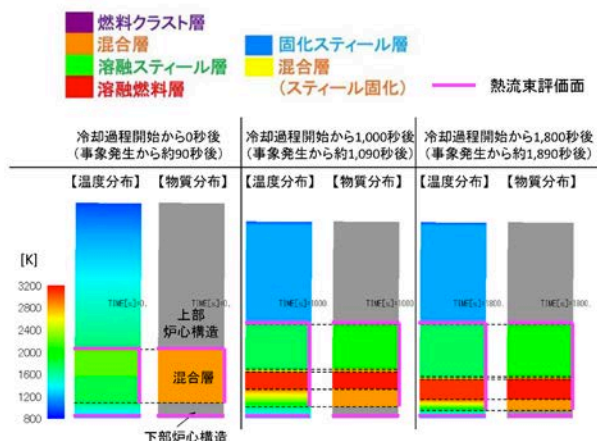
- 炉心部に残留する炉心物質から周囲への局所の熱移行挙動を解析するため、伝熱計算モデルを用いて残留炉心物質内部の温度変化、溶融・再分布挙動、及び周囲の構造物等への熱移行を1次元体系で解析し、FLUENTによる多次元熱流動解析の境界条件を提供する。
  - 固体燃料粒子と溶融スチールからなる混合層、燃料クラスト、及び固化スチール層内は熱伝導、溶融層は自然対流熱伝達相関式を用いて周囲への熱移行を解析する。
  - 解析体系は、残留炉心物質、上下の炉心構造を高さ方向1次元に要素分割して計算する。遷移過程解析の終状態に基づいて、下部反射体上端から約10cm下方でナトリウムの飽和温度（約930℃）、燃料ピン束上端で約680℃を境界条件とする。
  - 遷移過程解析の終状態における炉心損傷状態を踏まえて、内側及び外側燃料集合体の範囲で炉心が損傷し、残留炉心物質は内側反射体に接している状況を想定する。溶融燃料及び溶融スチールが接する境界の温度はそれぞれの融点とする。



## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の溶融挙動及び熱移行量の評価

### 6.1 残留炉心物質の溶融挙動 (続き)

- 事象発生から約580秒後に燃料が再溶融を開始し、残留炉心物質最高温度は約2,890℃まで上昇するが、その後崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 炉心周囲への熱流束の最高値は事象発生から約1,000～1,200秒後に上方向が約0.26MW/m<sup>2</sup>、側面が約0.82MW/m<sup>2</sup>、下方向は事象発生から約3,000秒後に約0.29MW/m<sup>2</sup>となるが、その後崩壊熱の減衰と共に低下する。



## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 FLUENTによる残留炉心物質の冷却性評価に係る解析の概要

### 7. 解析体系の概要

#### 7.1 モデル化の範囲

- ✓ 原子炉容器内のナトリウム液面下から、リークジャケット内側の領域を対象
- ✓ 炉心上部機構、炉心部（残留炉心物質内部と集合体上部の構造物が落下した領域を除く）、炉内燃料貯蔵ラック内ポット、高低圧プレナム、炉心支持構造物、原子炉容器（振止構造物含む）、リークジャケット、原子炉容器との間の窒素ガス領域、原子炉容器振止構造物内部の遮へいグラフィット（黒鉛ブロック）及び冷却材ナトリウム等を含む

メッシュ配置：流体要素は約500万、構造材要素は約210万

#### 7.2 解析モデル (主な設定)

##### [原子炉容器]

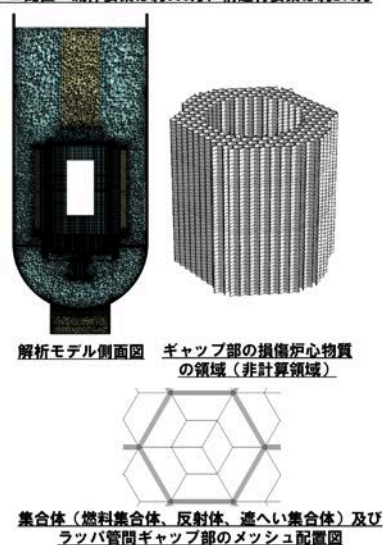
- ・ 構造物の熱容量及び熱伝導、流体との共役熱伝達を考慮
- ・ 炉心上部機構内部の冷却材は静止
- ・ 構造物のないプレナム部に乱流モデル (Realizable k-ε) 適用
- ・ 構造物を含む領域 (炉心部も同じ) は空隙率 (冷却材の体積割合) 及び圧力損失係数を考慮
- ・ リークジャケット外面及び冷却材上面は断熱

##### [炉心部]

- ・ ラツバ管間ギャップ部の熱伝達含む熱流動を考慮
- ・ 燃料集合体、内側及び外側反射体、遮へい集合体、照射燃料集合体、材料照射用反射体、制御棒、後備炉停止制御棒を模擬 (設計条件に基づき、空隙率、圧力損失を設定)

##### [損傷炉心物質]

- ・ 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定
- ・ 非計算領域の上下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定





## ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 FLUENTによる残留炉心物質の冷却性評価における不確かさの影響

### 7.3 不確かさの影響

評価指標（冷却材温度及び原子炉容器温度）に影響を及ぼす不確かさの要因を整理し、解析モデル及び解析条件を保守側に設定することで、不確かさの影響を考慮する。

評価指標	評価指標に影響を及ぼす要因	モデル化の方法	不確かさの考慮
冷却材温度（炉心部）	炉心残留量及び範囲	非計算領域として設定	不確かさ影響評価ケースとして多量の炉心残留条件を設定（損傷炉心物質が炉心領域に80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内に20%）
	ギャップ閉塞部の範囲	非計算領域として設定	インターラッパーフローによる冷却が困難となる範囲を広く設定（インターラッパーフローが生じる範囲を抑制）
	残留炉心物質の熱移行量の時間変化	熱移行量の時間変化を境界面に設定	炉心残留量（多量の炉心残留条件）に基づき、時々刻々と変化する熱移行量の時間変化を考慮
	原子炉容器入口流量	一定値を設定	保守側の流量を設定（評価時間内で最も低い流量を設定）
	原子炉容器入口温度	一定値を設定	保守側の温度を設定（事象進展に伴う温度低下の考慮なし）
	炉心下端部からラッパ管間ギャップ部への漏れ流量	不透過の固体平板としてモデル化	高圧プレナムからラッパ管間ギャップ部への低温冷却材の供給を考慮しない
原子炉容器温度	リークジャケット外面熱移行	断熱条件を設定	遮へいグラファイト及び安全容器を介した熱移行なし
	炉上部プレナム冷却材上面熱移行	断熱条件を設定	上部の構造物（回転プラグ等）を介した熱移行なし
	振止構造物下端熱移行	一定値（350℃）を設定	コンクリート遮へい体冷却系による冷却効果を考慮しない



機械的エネルギー発生の解析における（初期熱エネルギーの不確かさ以外の）解析パラメータの不確かさの影響について

- No. 247 ULOFの機械的エネルギー発生において考慮すべき不確かさについて、即発臨界超過におけるエネルギー発生の不確かさが最も大きいと説明しているが、他の項目についても、影響を確認するパラメータ、目的・着眼点、不確かさの範囲、最適条件との違いを資料に記載し、不確かさの影響をどのように確認しているのか示すこと。

機械的エネルギー発生における重要現象

- 評価指標に「H」又は「M」のある現象を重要現象としてSIMMERの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果、(2)燃料からスチールへの熱移行、(3)炉心上部構造による熱及び圧力損失、(5)FCI、(6)蒸気泡の成長が重要現象として抽出された。

物理現象	評価指標
	機械的エネルギー
(1) 炉心圧力の平坦化	L
(2) 燃料からスチールへの熱移行	H
(3) 炉心上部構造による熱及び圧力損失	H
(4) 炉心上部構造の溶融と炉心物質への混入	L
(5) FCI	H
(6) 蒸気泡の成長	H

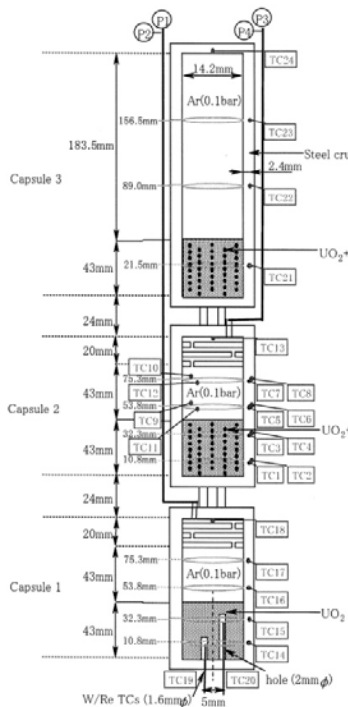
## 重要現象の検証課題とS I M M E Rの解析モデルの対応関係

重要現象	検証解析	S I M M E Rの解析モデル				
		多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	構造材 空間依存動特性
燃料からスチールへの熱移行	CABRI TP-A2試験解析		○	○		
炉心上部構造による熱及び圧力損失	VECTORS試験解析	○	○	○	○	○
FCI	THINA拳動試験解析	○	○	○	○	
蒸気泡の成長	OMEGA試験解析	○	○	○	○	

### 機械的エネルギー発生拳動に関する検証解析 (1/2) -燃料からスチールへの熱移行：CABRI TP-A2試験解析-

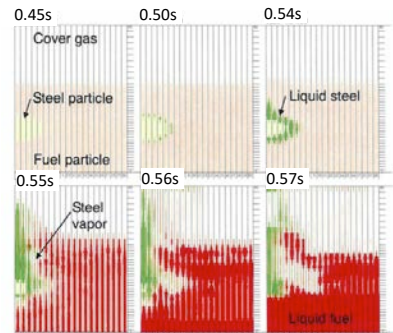
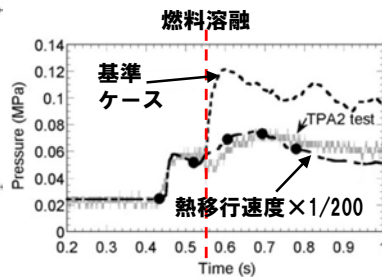
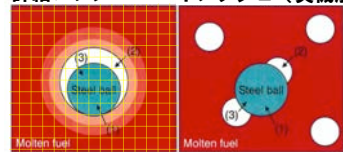
#### ■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により熔融し、発生するスチール蒸気圧を測定した。



#### S I M M E R-IIIによる試験解析

詳細メッシュ 1メッシュ (実機解析)



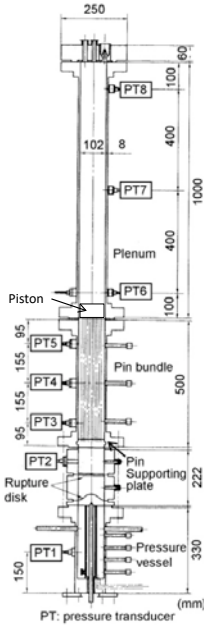
詳細メッシュを用いた単一スチール球のS I M M E R-IIIによる解析結果

ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、熔融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

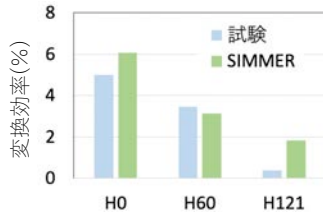
## 機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析 (2/2) 一炉心上部構造による熱及び圧力損失：VECTORS試験解析一

### ■ 試験と解析結果の概要

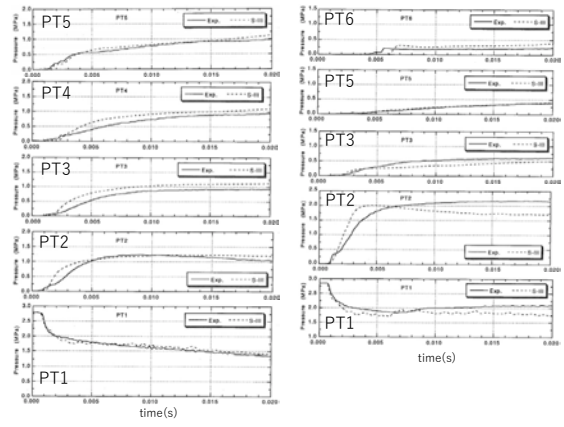
VECTORS試験は高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験である。ピン束の出口に置かれた重さ約80gのピストンの運動エネルギーへの変換効率も測定された。



ケース	ピン本数	圧力 (MPa)	温度 (°C)
H0	0	2.994	234
H60	60	2.849	231
H121	121	2.849	231



大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャルに対する機械的エネルギー変換効率



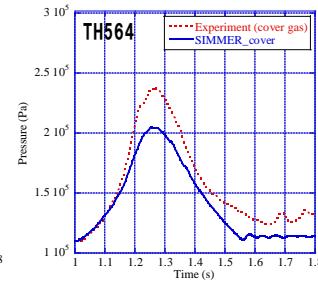
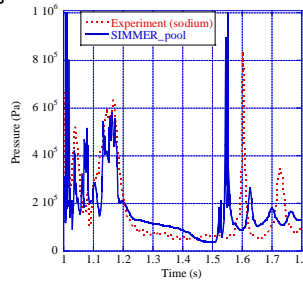
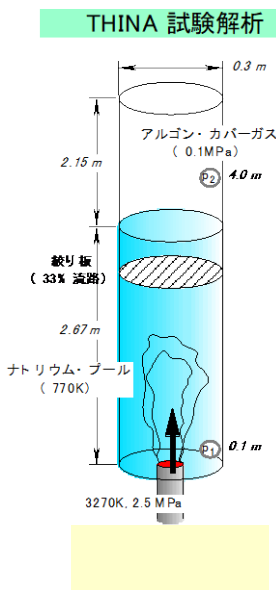
H0ケース圧力変化

H60ケース圧力変化

## 重要現象の検証解析 一燃料-冷却材相互作用 (FCI)：THINA試験解析一

### ■ 試験と解析結果の概要

テルミット反応で生成した高温融体 ( $Al_2O_3$ とFeとの混合溶融物) をナトリウムプール中に下方から噴出させることでFCIを模擬した炉外試験である。



とカバーガス圧 (右) の時間変化

が高くなっているのは、サーマイトたことの影響であると推定

料凝集を引き起こして、評価指標である

よく再現している。THINA試験は高速炉却材条件を模擬したものであり、圧力発、実機解析への適用性を有すると判断し

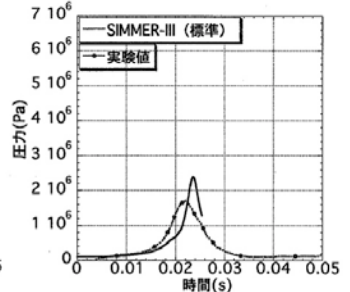
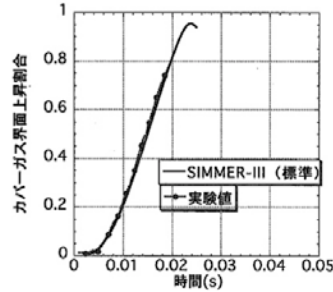
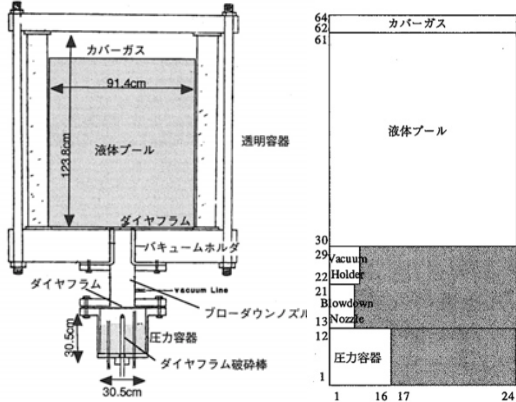
ナトリウムプールの底面から噴出させてによってカバーガスを圧縮するという、いい模擬性を有する試験である。SIMMERことから、SIMMERを機械的エネルギー不確かさは小さいと判断出来る。

## 機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析

### — 蒸気泡の成長：OMEGA試験解析 —

#### ■ 試験と解析結果の概要

OMEGA試験は高温の水と水蒸気の混合物を水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験である。



IV-12試験 (2.136MPa, 215℃、蒸気体積率16.7%) 解析結果

OMEGA試験装置概略図 [1]

SIMMER-III解析体系

カバーガス界面の上昇挙動、即ち蒸気泡の成長挙動は実験と良く一致している。

カバーガス圧力の時間変化はSIMMER-IIIが過大評価している。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものであるが、圧力過渡のピーク値を大きく評価するため、機械的負荷の評価の観点からは保守側である。

[1] : D. Simpson, et al., PNE-81-151, Purdue Univ. 1980.

## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

### 機械的応答過程解析の解析条件

#### 解析条件

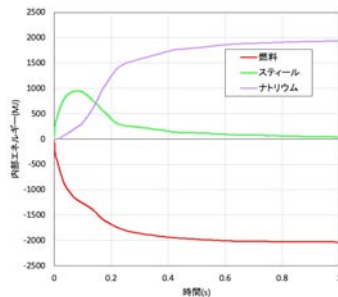
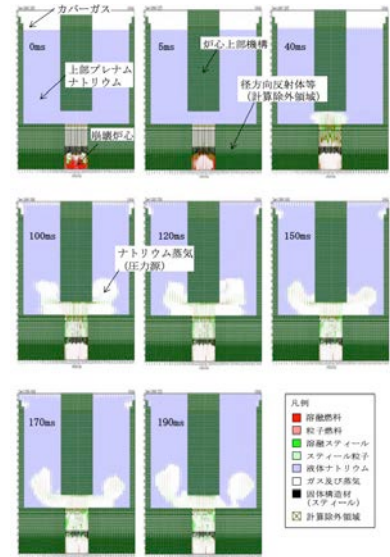
- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
  - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
    - 遷移過程における不確かさ影響評価ケースの炉心状態を初期状態とする
  - 燃料からスチールへの熱移行
    - CABRI TP-A2試験解析でSIMMERは200倍過大評価することが示されているため、熱移行速度を1/200倍としてその影響を評価する。
  - 炉心上部構造による熱及び圧力損失
  - 蒸気泡の成長
    - VECTORS、OMEGA試験解析においてモデルの基本的な妥当性を確認しているが、これらの試験は模擬物質として水を用いていることから、実条件への外挿性の不確かさを考慮する。不確かさの考慮としては凝縮量を1/2倍とすれば十分と考えられるが、念のため1/5倍までパラメトリック解析として実施した。
    - 圧力損失（摩擦抵抗）は元から無視している。
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

		炉心平均燃料温度 (°C)	機械的エネルギー (MJ)
ULOF (i)	基本ケース	約3,700	1.7
	炉心上部構造凝縮×1/2		2.0
	炉心上部構造凝縮×1/5		2.3
	上部プレナム凝縮×1/2		1.9
	上部プレナム凝縮×1/5		2.2
	炉心F-S熱伝達×1/200		1.7
	上部反射体削除		1.9
ULOF (iii)	不確かさの影響評価ケース2	約5,110	3.6
	基本ケース		2.6
	炉心上部構造凝縮×1/2		3.1
	炉心上部構造凝縮×1/5		3.3
	上部プレナム凝縮×1/2		2.8
	上部プレナム凝縮×1/5		3.3
	炉心F-S熱伝達×1/200		2.1
ULOF (iii)	上部反射体削除	約5,130	2.1
	不確かさの影響評価ケース2		3.4

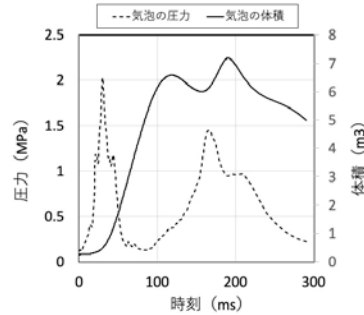
機械的エネルギー発生解析におけるエネルギー散逸について

## 機械的エネルギー発生過程におけるエネルギー散逸

- 初期に炉心平均温度約5110℃（内部エネルギー約2300MJ）であった燃料は最終的に約2000MJのエネルギーをスチール及びナトリウムに移行してナトリウムにクエンチされ、平均温度約1000℃となる。
- スチールの内部エネルギー、平均温度は燃料からの伝熱によって約100msでピーク値となった後、燃料から受けたエネルギーをほぼ全てナトリウムへ伝え、最終的に平均温度は約1160℃で一定となる。
- 上部プレナムの底部に放出される炉心物質とナトリウムとのFCIによって機械的エネルギーが発生するが、炉心物質の温度は炉心部での出力逸走直後の高温状態ではなく、以上のエネルギー散逸過程を経て温度が低下した状態である。

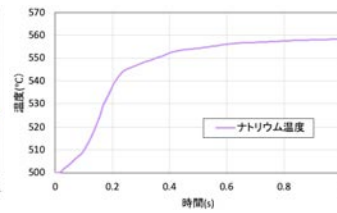
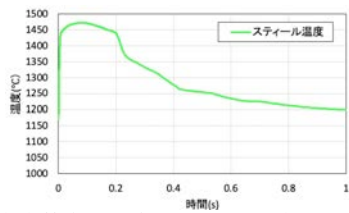
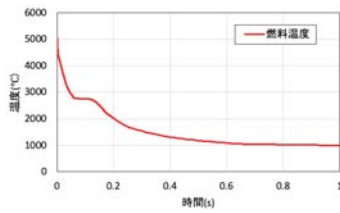


内部エネルギーの初期値からの時間変化



蒸気泡の成長と圧力変化

炉容器内物質分布の時間変化



各物質成分の全体系における平均温度の時間変化

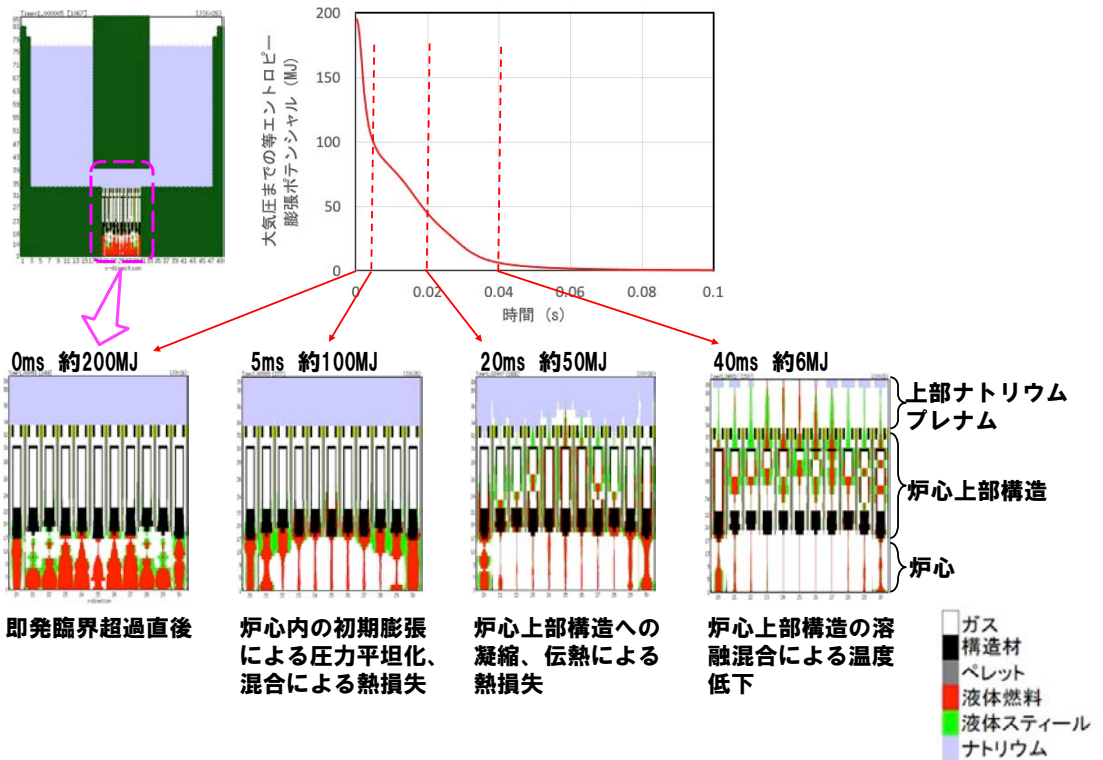
機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析への SIMMER の  
適用性について



### 炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

- 既許可の仮想事故解析においては、炉心で発生した熱エネルギーから機械的エネルギーへの換算は、熱力学的な仕事量のポテンシャルを簡易評価で求め、MK-III炉心で180MJであった。
- 本評価の不確かさの影響評価ケース（炉心燃料平均温度：約5,110℃）の熱力学的ポテンシャルとして等エントロピー膨張ポテンシャルを評価すると、カバーガス体積（約7.2m<sup>3</sup>）までの膨張で約53MJ、大気圧までの膨張（膨張体積は約420m<sup>3</sup>）で約200MJである。
- 現実には、炉心物質が膨張して機械的エネルギーが発生する過程において機械的エネルギーを大きく低減する以下の現象がある。
  - ① 炉心内の初期膨張による炉心圧力の平坦化、炉心内での温度差を有する燃料の混合効果、炉心内に残存する構造材への熱損失
  - ② 炉心物質が炉心上部の燃料集合体内構造、反射体を通過する際の流動抵抗、熱損失及び低温構造材の溶融混合
  - ③ 上部プレナム内に生成される蒸気泡界面への凝縮
- 遷移過程解析の基本ケースの即発臨界超過直後の炉心内には約90気圧の圧力差と約2,600℃の温度差が数10cmの距離に存在し、高圧領域の燃料の急速な膨張と低圧領域の低温燃料との混合によって、①は数ms～10数msの間に生じる。
- 炉心内では同時に溶融燃料から溶融スチールへの熱移行も生じる。この短時間の急速な伝熱挙動に関する実験的な知見としてCABRI試験計画で実施されたTP-A2試験がある。
  - 溶融燃料からの急速な伝熱によってステンレス液滴周囲にステンレスの蒸気層が形成され、伝熱速度は約1/200程度に抑制される。
  - 小規模なカプセル内の現象であり、①のように動的に攪拌される炉心内へのこの知見の適用には不確かさが存在する。

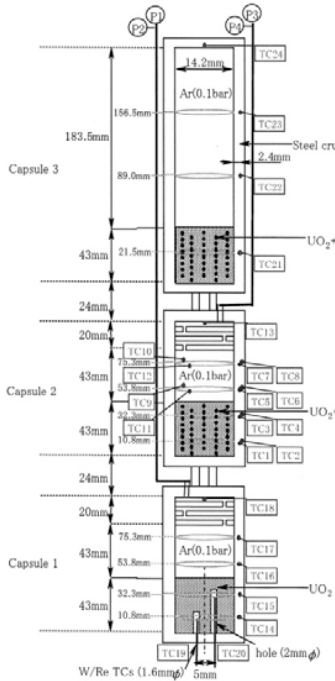
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価  
 ー等エントロピー膨張ポテンシャルの低下挙動ー



## 溶融燃料と溶融スティール間の過渡熱伝達 —CABRI TP-A2試験解析—

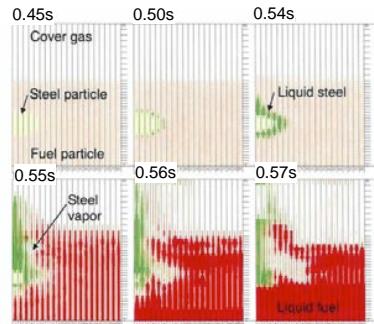
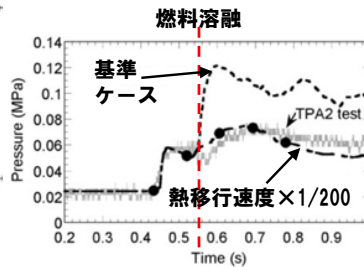
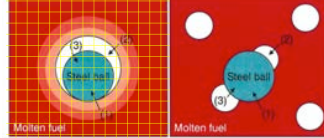
### ■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスティール蒸気圧を測定した。



### SIMMER-IIIによる試験解析

詳細メッシュ 1メッシュ (実機解析)



詳細メッシュを用いた単一スティール球のSIMMER-IIIによる解析結果

ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

## ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析の解析条件

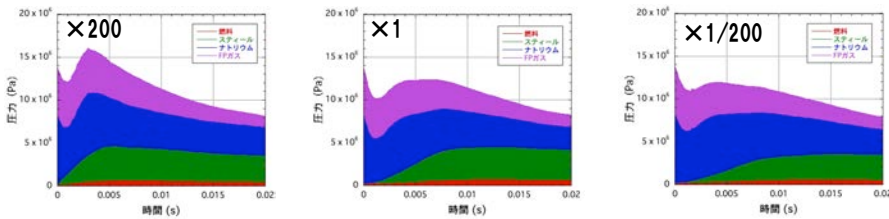
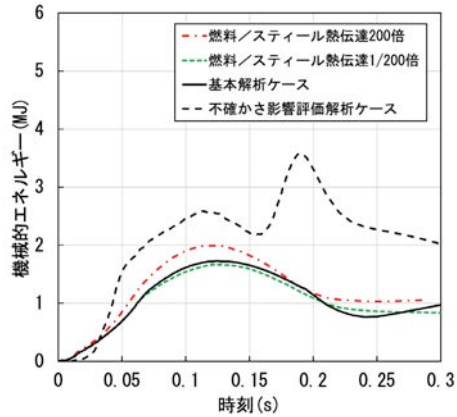
### 解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
  - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
  - 機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI
  - 炉心上部構造によるエネルギー低減効果
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

	基本ケース	不確かさの影響評価ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：3,699℃	接続時：5,109℃
炉心平均スティール温度	接続時：1,466℃	接続時：2,395℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

### 炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

- 基本ケースに対して、溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数を200倍及び1/200倍とするパラメータ解析を実施し、その影響を評価した。
- 溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数に対する機械的エネルギーの感度は最大で約15%程度であり、不確かさの影響評価の機械的エネルギーを超えることはない。
- 基本ケースでは炉心内のナトリウム蒸気及びFPガスの分圧が支配的であることがこの一因であると考えられる。

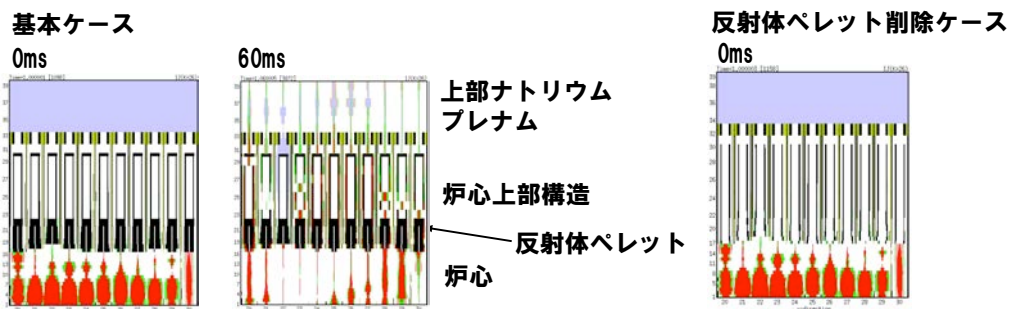


炉心内の各成分の分圧の時間変化

### 炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

#### — 炉心上部構造物が機械的エネルギー低減効果に与える影響 —

- 炉心上部構造物（炉心上部の反射体ペレット）が機械的エネルギー低減に与える影響を確認することを目的として、反射体ペレットを削除したパラメータ解析を実施した。

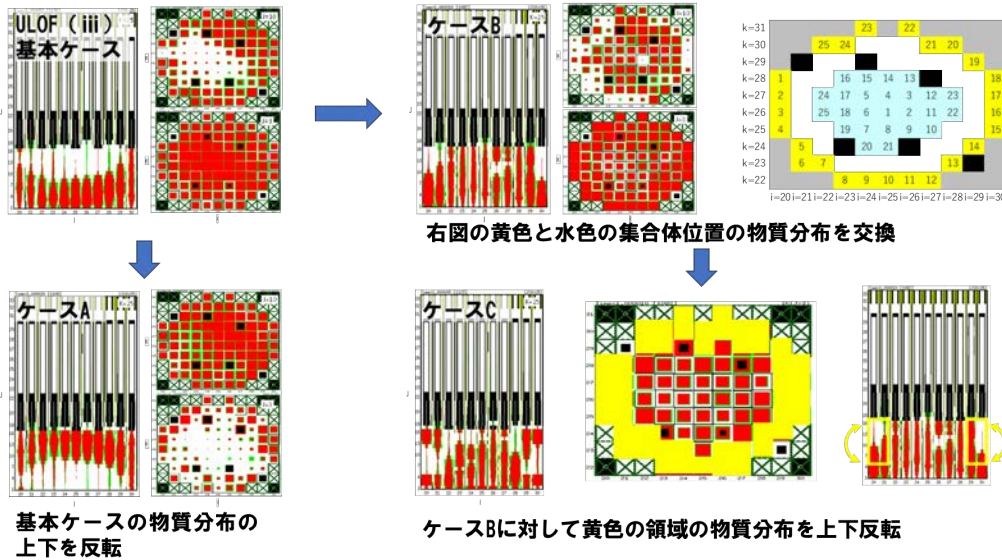


- 基本ケースの機械的エネルギーの発生値約1.7MJに対して、反射体ペレットを削除した体系における機械的エネルギーは約1.8MJ（約6%増加）であり、反射体ペレットによる機械的エネルギー低減効果を見逃したとしても、その影響は不確かさ影響評価ケース（約3.6MJ）を超えないことを確認した。
- なお、現実に炉心上部構造が炉心の圧力によって機械的な健全性を喪失する状況を想定すると、ピン束構造が複雑な変形を伴って集合体上部あるいは出口付近に閉塞を形成し、機械的エネルギーの低減に有効に働く効果が考えられる。

プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について

### FCI挙動の不確かさの影響評価ケース

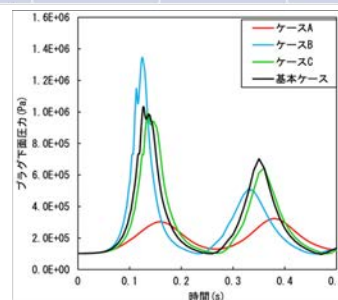
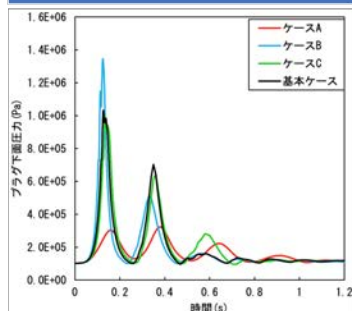
- ULOF ( i ) と ULOF ( iii ) の不確かさ影響評価ケース ( 遷移過程における発生エネルギーの不確かさの影響 ) プラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによる。
- FCI挙動の基本ケースに対するFCI挙動の不確かさの影響の評価として、上部プレナム下部への炉心物質の放出パターンに影響を与えることを目的として、即発臨界超過直後の炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施した。
- パラメータ解析の対象は炉心平均燃料温度の高い ULOF ( iii ) とした。



### FCI挙動の不確かさの影響評価結果

- 最も大きな機械的エネルギーとプラグ下面圧力の最大値を与えたケースはケースBである。
- ケースBでは、基本ケースに対して炉心の外側と内側の集合体を入れ替えたことにより、より高圧な炉心外側の溶融炉心物質が相対的に先行して上部プレナムへと排出され、その結果集合体出口における溶融炉心物質と液体ナトリウムとの混合が顕著となってためと考えられる。

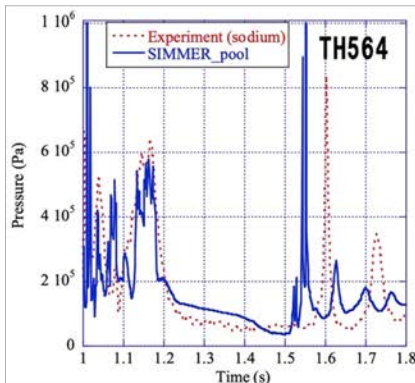
	基本ケース	ケースA	ケースB	ケースC
炉心平均燃料温度(°C)	4200			
プラグ下面圧力の最大値(Pa)	1.03E+6	3.24E+5	1.35E+6	9.95E+5
プラグ下面圧力のピーク時刻(s)	0.127	0.380	0.125	0.135
機械的エネルギーの最大値(MJ)	2.565	0.91	2.858	2.43
機械的エネルギーのピーク時刻(s)	0.340	0.380	0.115	0.145
圧力源の最大膨張体積(m <sup>3</sup> )	6.35	4.36	6.79	6.50
圧力源の最大膨張時刻(s)	0.35	0.38	0.128	0.149





### THINA試験解析の再現性によるFCI不確かさの影響評価ケース

- THINA試験解析におけるFCI現象の再現性については、下図に示すようにSIMMERによる解析結果はTHINA試験で測定された圧力波形の特徴を適切に捉えているものの、詳細な圧力波形を完全に再現しているとは言えず、FCIで発生する圧力過渡そのものに関する不確かさも残ると考えられる。
- このため、FCIで発生する圧力過渡の不確かさの影響を確認することを目的として、上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍することで、FCIによる発生圧力を保守的に解析するパラメータ解析を実施した。
- ULOF (i) 及び ULOF (iii) の基本ケースをパラメータ解析の対象として、それぞれ上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍する。SIMMERはTHINA試験における過渡圧力波形を適切に再現できているため、伝熱速度の倍率は2倍程度とすれば十分と考えられるが、ここでは念のため5倍とするケースも実施した。



THINA試験における  
ナトリウムプール内の圧力変化

- パラメータ解析の結果を下表に示す。伝熱速度の影響は顕著ではなく、不確かさ影響評価ケースのそれぞれ約3.6MJと約3.4MJを超えないことが確認された。

	基本 ケース	伝熱速度 2倍	伝熱速度 5倍	不確かさ影響評 価ケース
ULOF (i)	約1.7 MJ	約1.8 MJ	約2.2 MJ	約3.6 MJ
ULOF (iii)	約2.5 MJ	約2.2 MJ	約2.1 MJ	約3.4 MJ

### FCI挙動の不確かさの影響評価まとめ

- ULOF (i) と ULOF (iii) の基本ケースのうち炉心平均燃料温度の高い ULOF (iii) に対して、FCI挙動の不確かさが機械的エネルギー発生に与える影響の評価を行うことを目的として、機械的エネルギー解析の初期状態における炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施した。
- その結果、上部プレナム下部におけるFCIの挙動が大きく影響される結果となった。ただし、基本ケースの機械的エネルギー約2.6MJ、プラグ下面圧力の最大値約1.03MPaに対して、パラメータ解析ケースの中で最大となった値は、それぞれ約2.9MJ、約1.35MPaであり、遷移過程におけるエネルギー発生の不確かさ影響確認ケースの約3.4MJ、約1.8MPaを超えない。
- THINA試験解析におけるFCI現象の再現性によるFCI不確かさの影響の評価を行うことを目的として、上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍するパラメータ解析を実施した。伝熱速度の影響は顕著ではなく、機械的エネルギーは不確かさ影響評価ケースのそれぞれ約3.6MJと約3.4MJを超えないことが確認された。

外部電源喪失に起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故に  
おけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由



## ULOF ( i ) とULOF ( iii ) の機械的応答過程の解析の比較

ULOF ( i ) とULOF ( iii ) の不確かさ影響評価ケース（遷移過程における発生エネルギーの不確かさの影響）において、初期の燃料及びステール温度並びに炉心平均圧力に差はほとんどなく、同程度の初期条件である。発生する機械的エネルギーも同程度である。

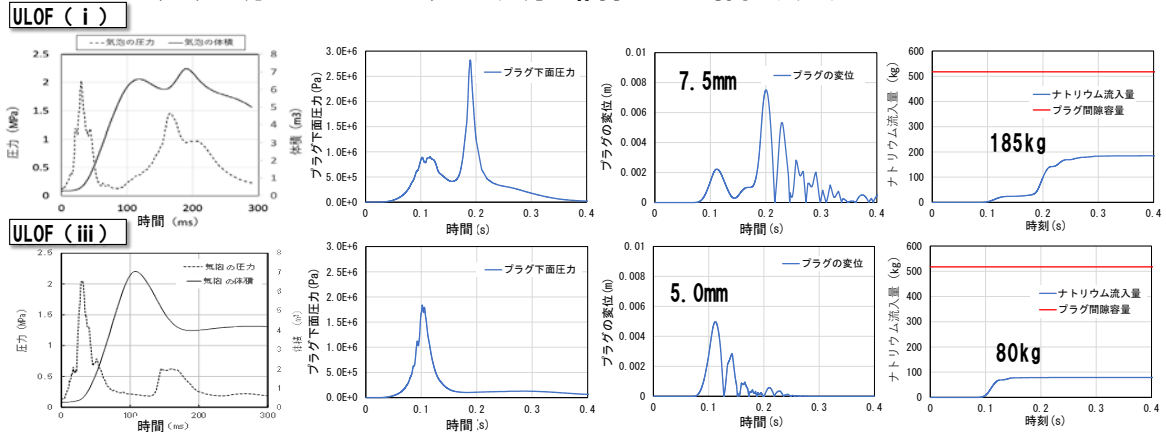
	ULOF ( i )	ULOF ( iii )
炉心平均燃料温度（初期値）（℃）	5,110	5,130
炉心平均ステール温度（初期値）（℃）	2,400	2,310
炉心平均圧力（初期値）（MPa）	13.1	12.4
機械的エネルギー（MJ）	3.6	3.4

ナトリウム噴出量の解析の主要な結果から、プラグの最大変位及びプラグ間隙部へのナトリウム流入量はULOF ( i ) の方が大きい。いずれの評価事故シーケンスにおいても間隙の容量には十分に余裕があり、回転プラグ間隙を通じた原子炉容器内からのナトリウムの噴出は生じない。

	ULOF ( i )	ULOF ( iii )
回転プラグの最大変位（mm）	9.3	5.7
プラグ間隙部へのナトリウム流入量（kg）		
大回転プラグ（間隙容量517kg）	185	80
小回転プラグ（間隙容量315kg）	29	5
炉心上部機構（間隙容量111kg）	31	6

## ULOF (i) とULOF (iii) のプラグ応答の比較

- CDA気泡と体積の圧力履歴：最初の圧力ピークの値とその幅は、おおむね同じであるが、2回目の圧力ピーク値とその幅はULOF (i)の方が大きく、気泡体積が再度増加する。
- プラグ下面に作用する圧力  
ULOF (i) では2回目の圧力ピークに由来する、0.19秒時点のピークが最大  
ULOF (iii) では最初の圧力ピークに由来する、0.1秒時点のピークが最大
- プラグ下面に作用する圧力レベルの相違→大回転プラグ変位の大きさの相違  
ULOF (i) : 7.5 (mm) / ULOF (iii) : 5.0 (mm)
- 大回転プラグの浮上に要する圧力は $2.75E+5$  (Pa) (絶対圧)である。ULOF (iii) に比べてULOF (i)の方がこのレベル以上の圧力が維持される時間が長い。

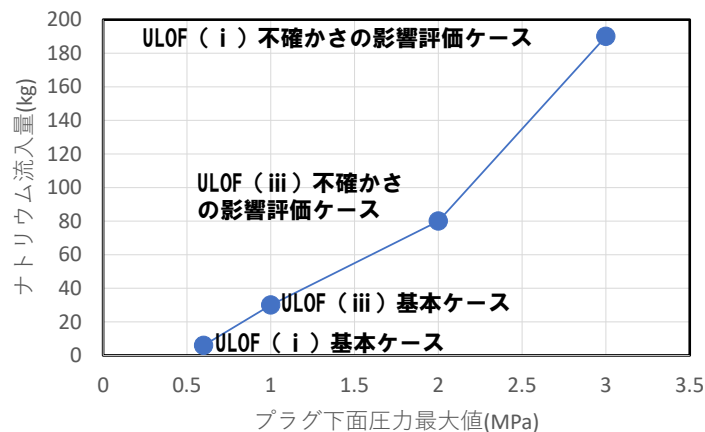


以下の理由によりULOF (i)の方がナトリウム流入量が顕著となったと言える。

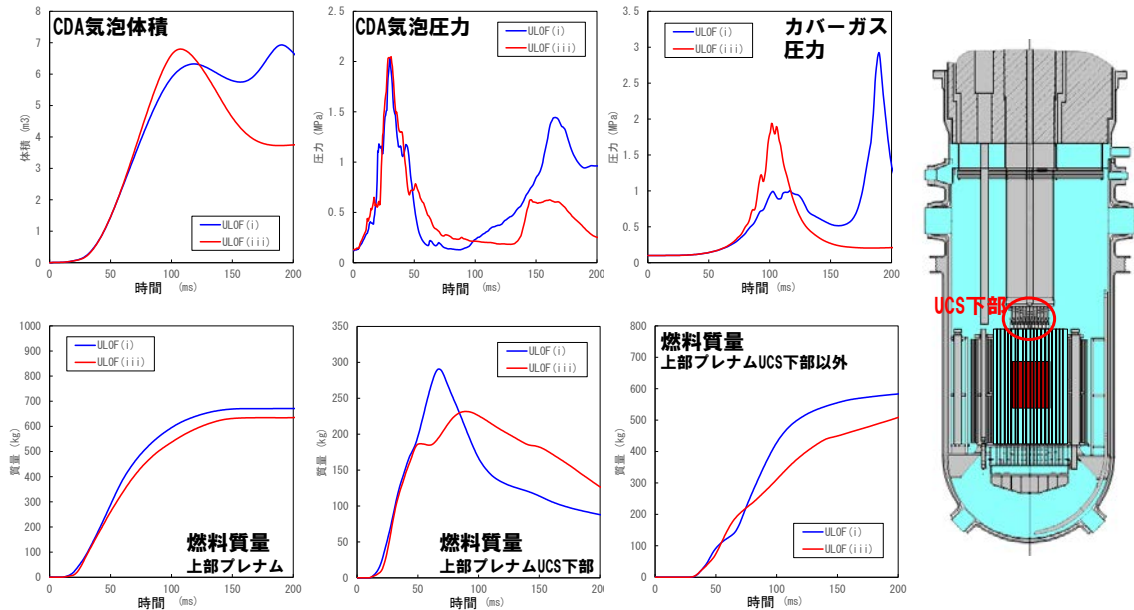
- ① プラグ下面に作用するピーク圧力及びプラグ変位がULOF (i)の方が大きい。
- ② プラグの浮上している時間がULOF (i)の方が長い。

## プラグ下面の圧力の最大値とナトリウム流入量の関係

- ULOF (i) とULOF (iii) のプラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによる。
- プラグ間隙へのナトリウム流入量はプラグ下面の最大圧力が増加するに従って増加する。
- プラグ下面の最大圧力に影響する上部プレナム下部でのFCI挙動に関する不確かさ影響の評価が必要と考えられる。
- THINA試験の検証解析によって、上部プレナム下面におけるFCIにSIMMERを適用することの妥当性を確認しているが、原子炉容器規模への外挿性に関して不確かさ影響を確認する解析が必要と考えられ、別に実施している。

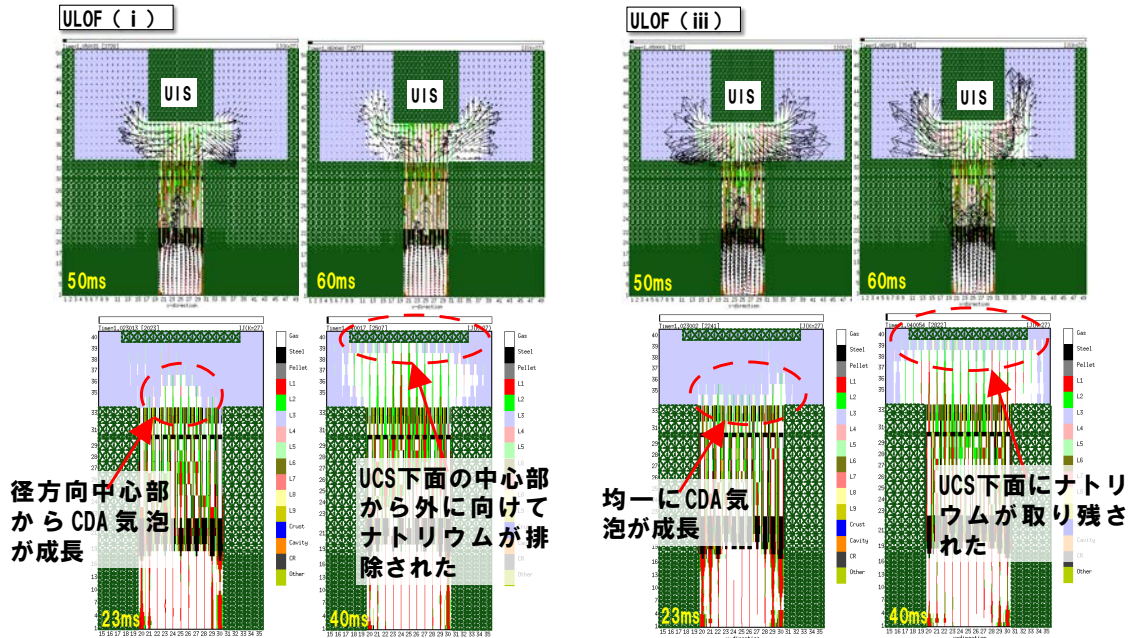


## ULOF (i) とULOF (iii) のCDA気泡成長挙動の違い



- 150ms後のULOF (i) とULOF (iii) のカバーガス圧力の違いは、CDA気泡の圧力と体積の違いによる。
- この違いは、ULOF (i) ではULOF (iii) に比べて、上部プレナムに放出された燃料が炉容器壁側、すなわちUCSの下部よりも外側に放出されたため、100msで一旦収縮を始めたCDA気泡内で再度FCIが発生したことによると考えられる。

## ULOF (i) とULOF (iii) のCDA気泡成長挙動の違い



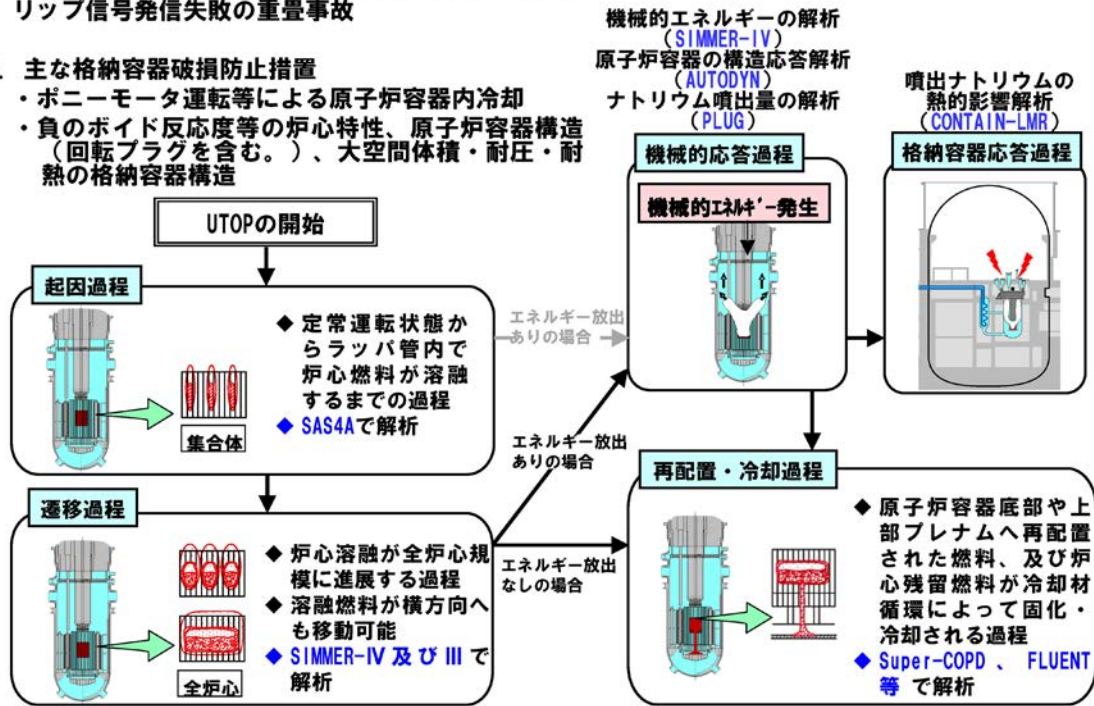
- ULOF (i) では、50ms～60msの間、UIS下部近傍の気相の速度ベクトルは主として上方及び径方向外側を向いているが、ULOF (iii) ではULOF (i) に対してUIS下面でのFCIによって下方向への流速が強く発生し、炉心物質の上部プレナムへの分散が抑制されている。
- この原因は、ULOF (iii) ではCDA気泡成長挙動の違いのため、UIS下面により多くのナトリウムが残存し、FCIを促進したことにある。

UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて

## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 解析評価の流れ

1. 対象事象  
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

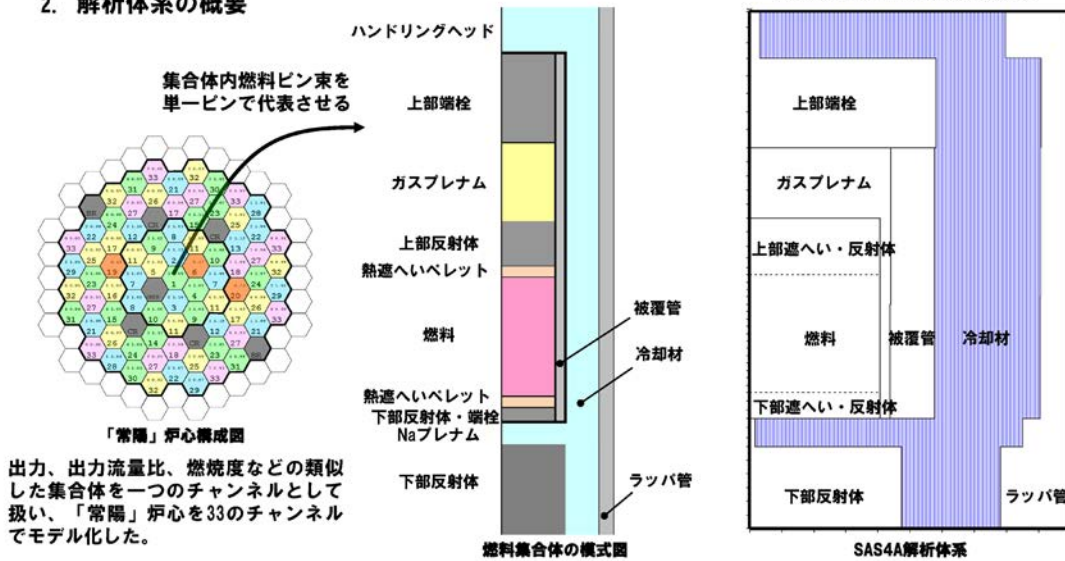
2. 主な格納容器破損防止措置
  - ・ボニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
  - ・負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む）、大空間体積・耐圧・耐熱の格納容器構造



## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析手法及び解析体系

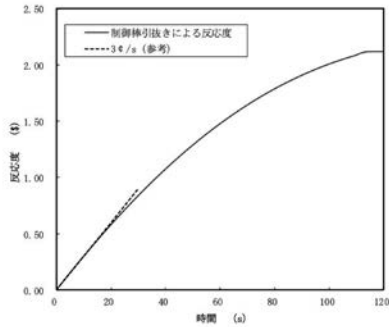
1. 計算コード  
SAS4A

2. 解析体系の概要

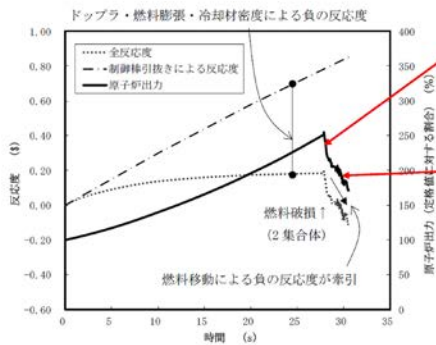




## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析条件及び解析結果



制御棒の引抜きにより投入される反応度



出力及び反応度の推移

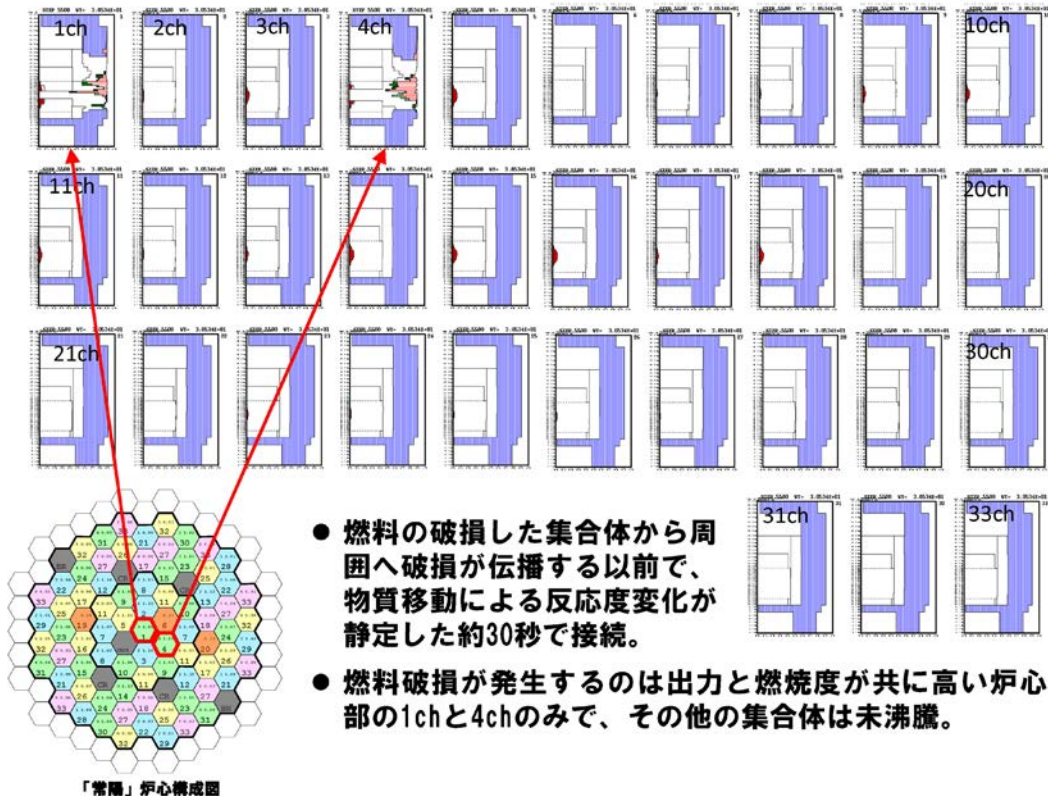
### 3. 主な解析条件

- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラツパ管の溶融貫通までを解析する。

### 4. 主な解析結果

- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度が共に高いチャンネルで冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。
- 被覆管の昇温に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。

## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程（SAS4A）→遷移過程（SIMMER-IV/III）接続時の炉心状態



- 燃料の破損した集合体から周囲へ破損が伝播する以前で、物質移動による反応度変化が静定した約30秒で接続。
- 燃料破損が発生するのは出力と燃焼度が共に高い炉心中心部の1chと4chのみで、その他の集合体は未沸騰。

## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の不確かさ影響評価

### 5. 不確かさの影響評価

起因過程の事象推移に影響を与える以下の項目の不確かさの影響評価を行った。なお、これらの各項目の間に相関関係はなく互いに独立であるため、不確かさの重ね合わせは行わない。

項目	不確かさの設定
FPガス保持量	保持量を0%に減じる
制御棒引抜き反応度	反応度挿入曲線の傾きが最大 (4.2 $\rho$ /s) で一定
ナトリウムボイド反応度	炉心の核設計の不確かさ30%であることから、正值領域は $\times 1.3$ 、負値領域は $\times 0.7$
ドブプラ反応度	UTOPでは燃料温度が上昇し、負値となるため $\times 0.7$
燃料の軸伸び	UTOPでは燃料温度が上昇して膨張し、負値となるため $\times 0.7$
燃料破損条件	破損燃料の移動を抑制するため、燃料溶融開始直後に破損 燃料分散による負の反応度投入を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損

不確かさの影響評価結果では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に即発臨界 (1.0 $\rho$ ) を超えることはなかった。

すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

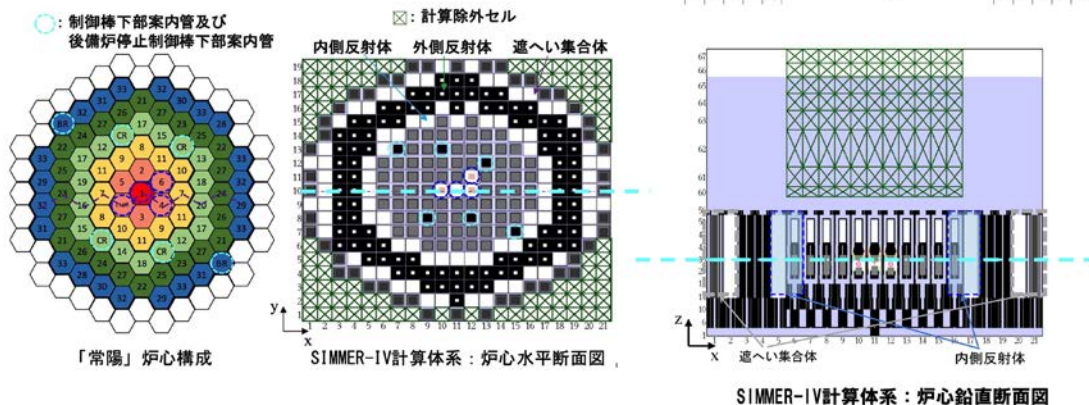
## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

### 1. 計算コード SIMMER-IV

#### 2. 基本ケース解析体系の概要

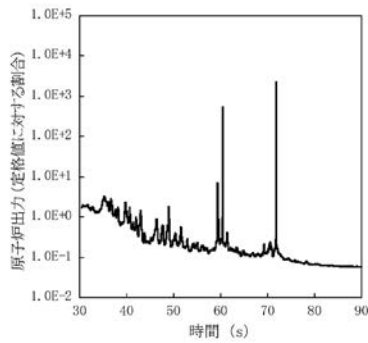
3次元直交座標 (流体力学メッシュ: 21 $\times$ 19 $\times$ 67) で全炉心の崩壊挙動を解析する。

鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。

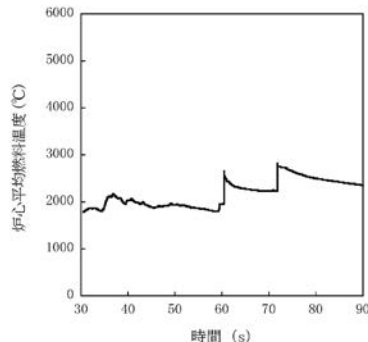




## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

### 3. 主な解析条件

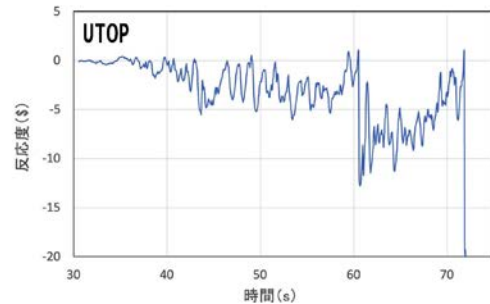
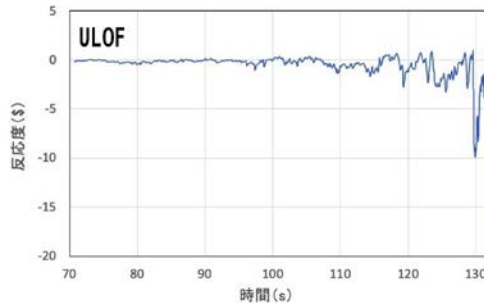
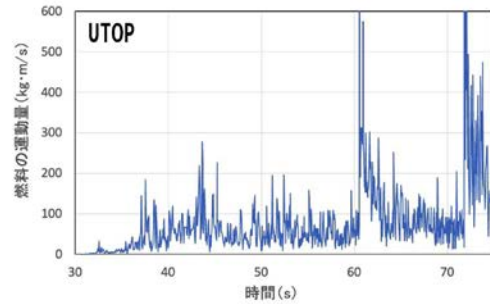
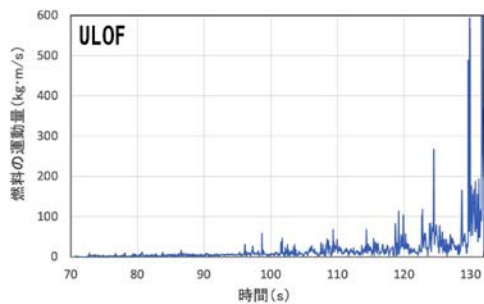
- 起因過程と同様に最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

### 4. 基本ケースの主な解析結果

- UTOP開始から約50秒までに炉心燃料集合体の約40%が破損する。
- 1次主循環ポンプが運転を継続しているため、炉心下部の固化燃料とスチールによる閉塞が不完全な部分から流入するナトリウムとのFCIによって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。このため、反応度と原子炉出力は増減を繰り返しつつも全体として低下する。
- 炉心下部への損傷燃料の堆積によって、事象開始後約60秒及び約72秒に反応度が即発臨界を超過するが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはない。
- 約72秒での即発臨界超過後、ナトリウムとスチール蒸気圧によって炉心燃料の約30%が流出し、未臨界（ $-30\text{\$}$ 以下）となって核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 $2,820\text{°C}$ である。
- UTOP遷移過程の事象推移はULOFに比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられることにある。

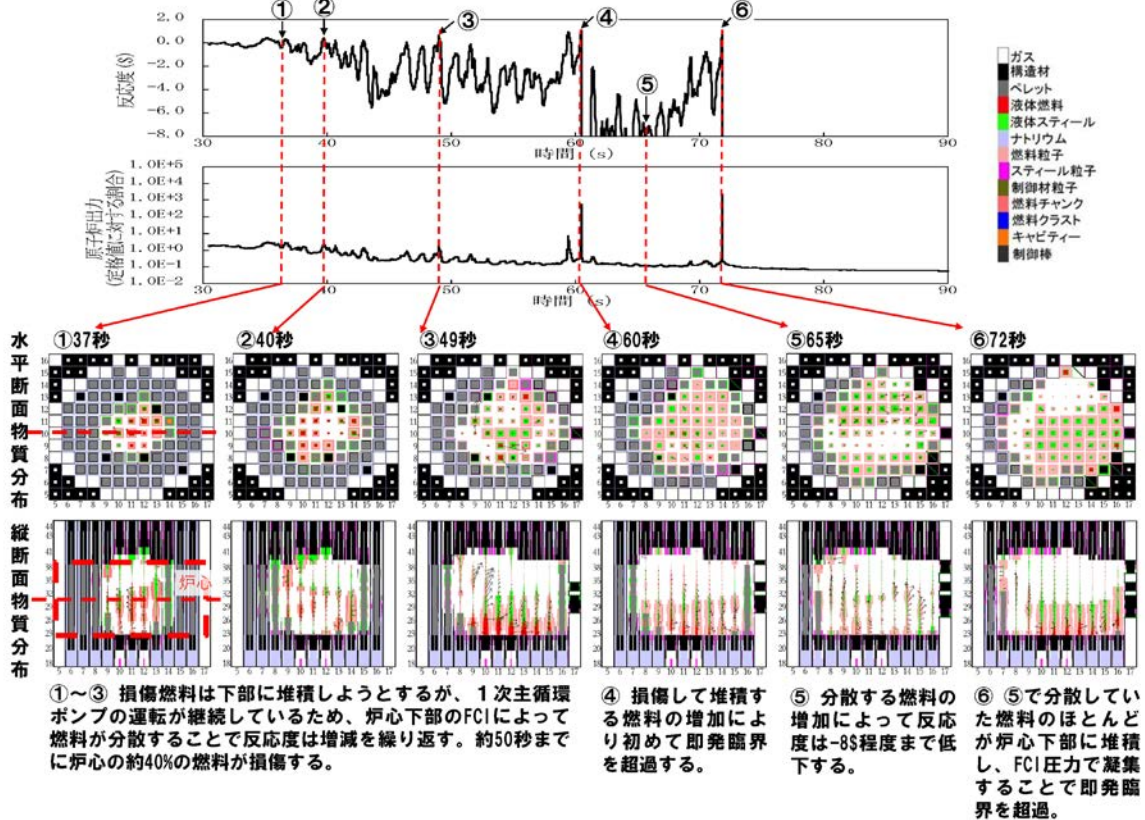
## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 事象推移のULOFとの比較

- 遷移過程解析開始からエネルギー発生までの燃料の運動量と反応度の時間変化を示す。
- UTOPでは炉心下部のFCIによる燃料分散が頻繁に発生し、炉心内の燃料の運動量、反応度ともに遷移過程の初期からULOFに比べて振幅が大きい。
- FCIが発生するのは炉心プールの下部であるため、燃料を分散させる方向に働き、燃料の堆積と燃料凝集が妨げられ、ULOFに比べて即発臨界超過によるエネルギー放出は抑制される。

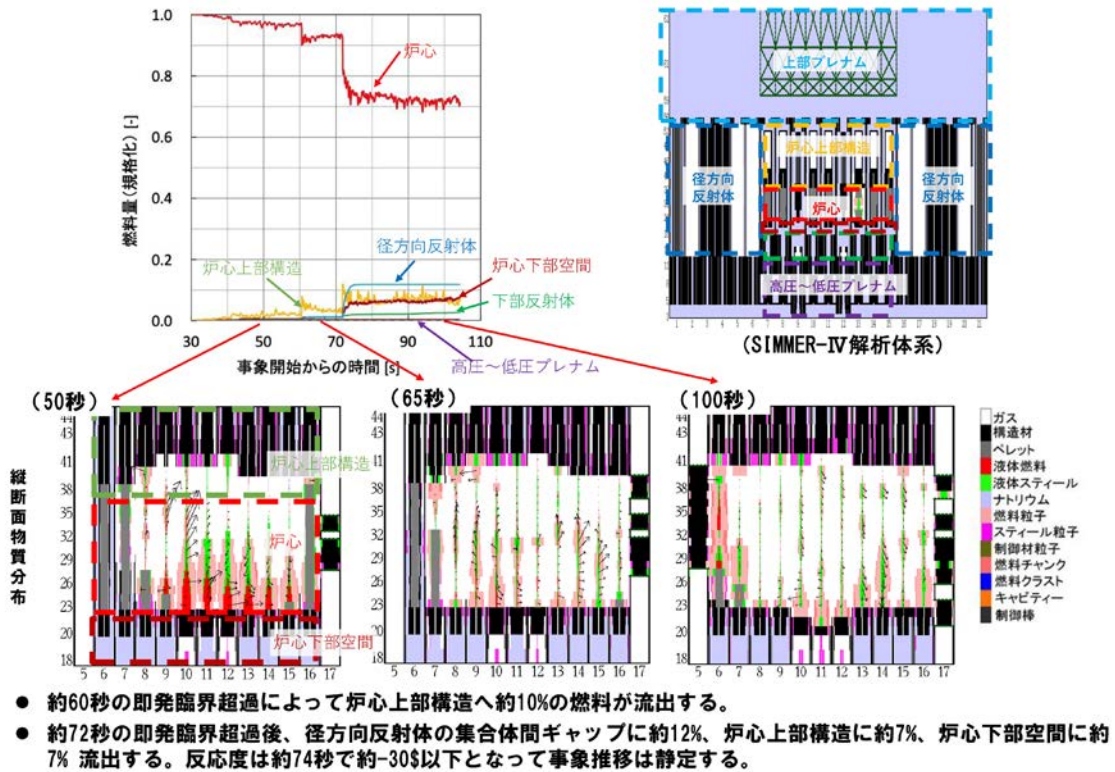




### UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の事象推移



### UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程及び遷移過程収束後の物質配位



## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 燃料スロッシングの不確かさの影響評価の解析手法及び解析体系

### 5. 不確かさの影響評価

ULOFと同様に遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮することとする。

UTOPの遷移過程解析における不確かさ影響評価においても、FCIの発生条件に関する不確かさ影響評価と、炉心プールのスロッシングの不確かさを包絡する2次元円筒座標系を用いた解析によって炉心中心への溶融燃料の凝集移動を仮想的に発生させる不確かさ影響評価を実施した。

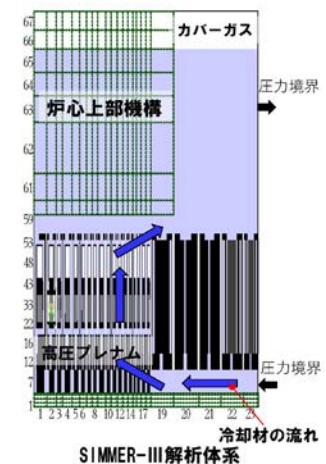
はじめに、SIMMER-IIIによるスロッシングの不確かさを包絡する解析ケースについて説明を行う。

### 6. 計算コード SIMMER-III

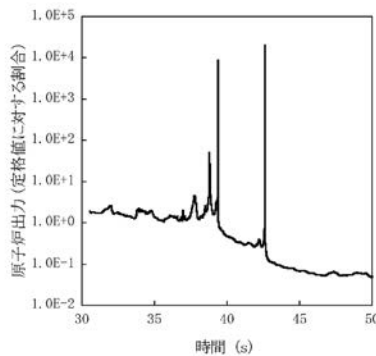
### 7. 解析体系の概要

燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包括的に評価することを目的として、2次元円筒座標で炉心中心への軸対称な燃料集中を強要する解析を実施した。

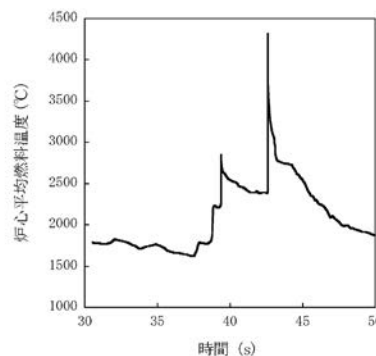
基本ケースにおけるB型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 燃料スロッシングの不確かさの影響評価の解析条件及び解析結果



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

### 8. 主な解析条件

- 起因過程と同じく制御棒の誤引抜きによる反応度投入を想定する。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。
- その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

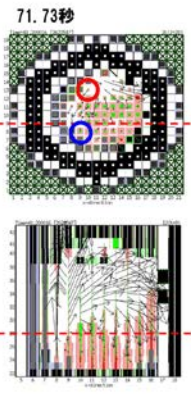
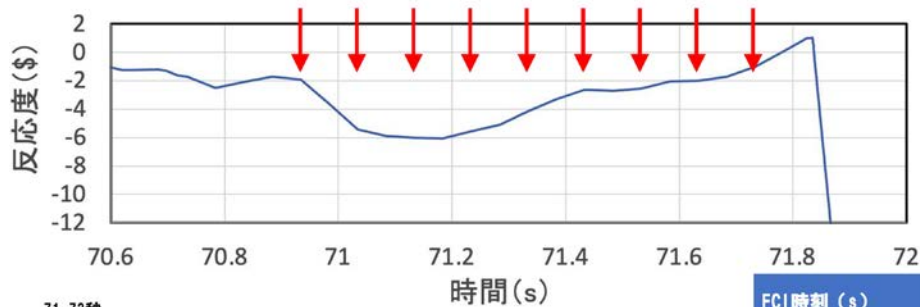
### 9. 主な解析結果

- 外側炉心下部で発生したFCIによって炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300℃であった。
- 2次元円筒座標系で解析するため、FCIは必ず円周周囲で同時に発生するという、燃料集中の駆動力として極めて保守的な想定になる。
- FCIは炉心下部で発生するために、燃料を炉心中心に集中させる一方で、上方に分散させる。





UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価  
FCIの不確かさの影響評価 (2/2)



- ガス
- 構造材
- ベレット
- 液体燃料
- 液体スチール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スチール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティ
- 制御棒

- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下(青丸)炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部のFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過。
- この燃料集中を加速する水平断面図左上(赤丸)の炉心下部で約80atm程度のFCIを強制的に発生させる。時間は上図の矢印で示す70.93~71.73sまで0.1s間隔とする。

FCI時刻 (s)	炉心平均燃料温度 (°C)
基本ケース	約2,820
70.93	約2,750
71.03	約2,950
71.13	約3,600
71.23	約2,840
71.33	約3,410
71.43	約2,830
71.53	約3,060
71.63	約3,190
71.73	約2,750
スロッシング不確かさの影響評価ケース	約4,300

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価  
機械的応答過程解析の解析条件

2. 解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析し、炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさであると考えられる。
- 不確かさの影響評価ケースの機械的エネルギーは約2.3MJとなった。これはULOF (i)の不確かさの影響評価ケースの約3.6MJよりも小さく、UTOPの原子炉容器の構造応答、回転プラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡される。

	基本ケース	不確かさの影響評価ケース
炉心部の物質及び温度配位	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配位	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配位
炉心平均燃料温度	接続時：2,820°C	接続時：4,300°C
炉心平均スチール温度	接続時：1,455°C	接続時：2,207°C
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa
機械的エネルギー	約1.9MJ	約2.3MJ

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価  
まとめ

- 「常陽」のUTOPにおける著しい炉心損傷後の事象推移解析を実施し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。
- 起因過程及び遷移過程の評価から、即発臨界超過時のエネルギー放出は不確かさを考慮してもULOFよりもはるかに小さい（炉心平均燃料温度の最大値はFCIの不確かさの影響評価ケースで約3,600℃、燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースで約4,300℃）。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡される。
- 燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースで発生した機械的エネルギーは約2.3MJである。これはULOF（i）の約3.6MJよりも小さい。すなわち即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれ、ナトリウムの漏えいや格納容器（床上）への噴出は生じず、ナトリウム燃焼等に対して格納容器の健全性は維持される。
- UTOPではULOFよりも大きな1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した燃料及び炉心残留燃料の冷却もULOFに比べて容易である。したがって、本事象においても原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。
- 以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

UTOP 遷移過程解析における炉心下部等での  
FCI 挙動の不確かさ影響について



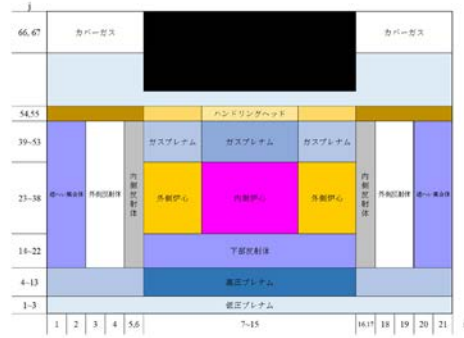
## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

### 1. 計算コード SIMMER-IV

### 2. 基本ケース解析体系の概要

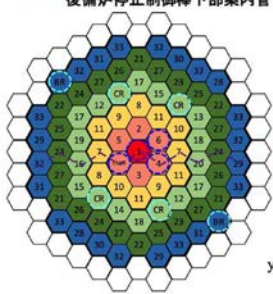
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。

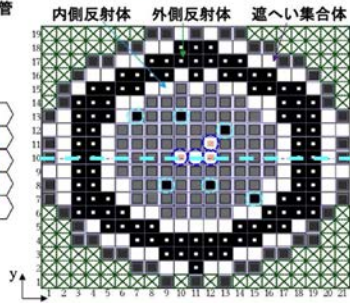


○: 制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管

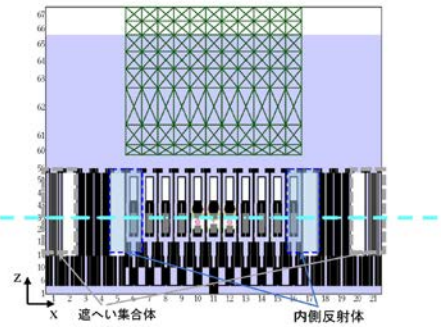
⊗: 計算除外セル



「常陽」炉心構成

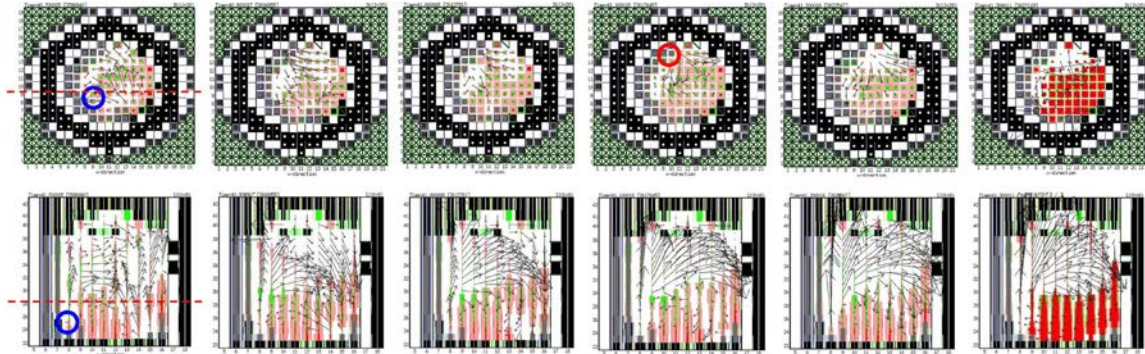
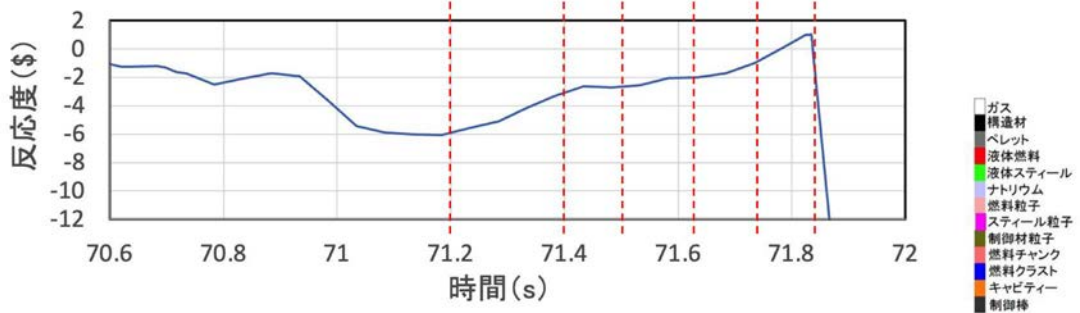


SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図



SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

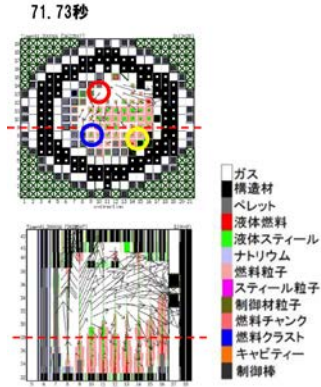
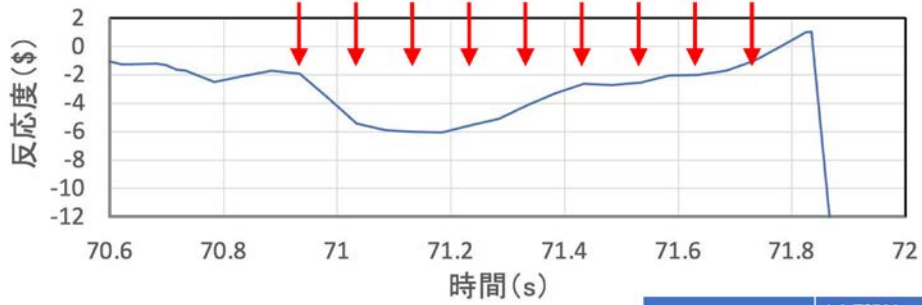
## UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 FCIの不確かさの影響評価（1/2）



- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下（青丸）炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部（赤丸）の炉心下部で発生したFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過した。



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価  
FCIの不確かさの影響評価 (2/2)



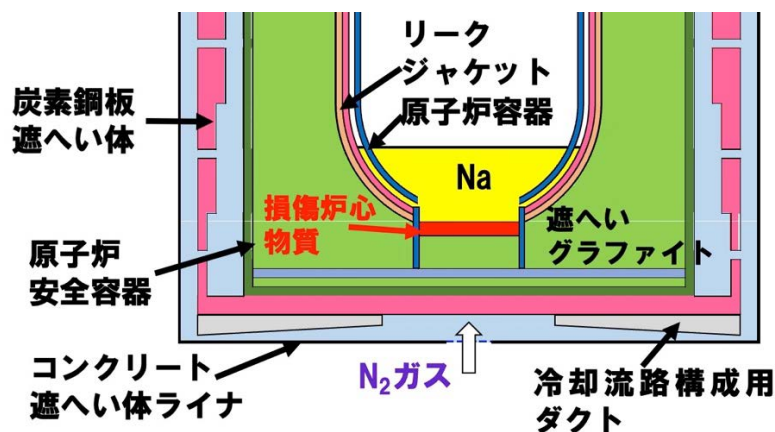
- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下（青丸）炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部のFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過。
- この燃料集中を加速する水平断面図左上（赤丸）の炉心下部で約80atm程度のFCIを強制的に発生させる。時間は上図の矢印で示す70.93～71.73sまで0.1s間隔とする。
- 水平断面図の左上（赤丸）に右下（黄丸）も加えてFCIの同時2カ所発生を仮定して炉心中心領域に燃料を集中させるケースも実施した。

FCI時刻 (s)	1カ所FCI (°C)	2カ所FCI (°C)
基本ケース		約2,820
70.93	約2,750	約3,300
71.03	約2,950	—
71.13	約3,600	約3,415
71.23	約2,840	約3,028
71.33	約3,410	—
71.43	約2,830	約3,030
71.53	約3,060	約3,090
71.63	約3,190	—
71.73	約2,750	約3,030
不確かさの影響評価ケース（燃料スロッシング）		約4,300

LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方

LORL (i) 及び PLOHS (ii) の炉心損傷挙動では、原子炉停止後の長時間にわたって継続する崩壊熱によって原子炉容器内の冷却材が昇温・蒸発して徐々に液位が低下し、やがて炉心頂部が冷却材液面から露出すると、冷却材による燃料要素の除熱ができなくなる。これは、LORL (i) では事故開始から 5 日後、PLOHS (ii) では事故開始から 21 日後という、極めて緩慢な事象進展の結果である。その後、蒸発による冷却材の液位の低下が継続し、露出した燃料被覆管及びラップ管のスティールは強度を失って健全形状を維持することができず、燃料要素は上部から順次崩落していく。崩壊した炉心物質は冷却材の液位の低下に従って徐々にその厚みを増しながら、やがては炉心下方向の構造物を溶融・浸食し、遂には原子炉容器底部にまで落下する。原子炉容器底部の構造バウンダリも高温の損傷炉心物質を保持することはできず、クリープ破損により破損に至り、最終的には安全容器内の黒鉛ブロック上に落下・移行する (第 1 図参照)。

当該事故に対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の冷却・保持を保守的に評価するため、炉心物質の全量が塊状で安全容器内に移行することを仮定するとともに、冷却材の液位が炉心頂部まで低下した時点の崩壊熱を用いた。これは炉心物質が安全容器に移行するまでの間の崩壊熱の減衰を無視し、かつ損傷炉心物質全量による安全容器への熱的負荷を想定するという極めて保守的な想定である。

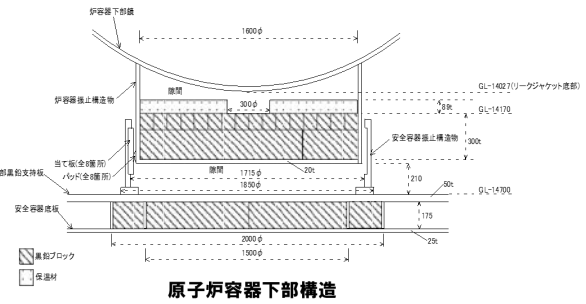


第 1 図 安全容器内に全量移行した炉心物質の概念図

損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について

## 安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価 (1/2)

- LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、以下の事象推移で損傷炉心物質が安全容器内に移行する。安全容器内での臨界性について評価した。
- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物（以下「炉容器振止構造物」）内の遮へいグラファイト上に落下する。



損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとして、解析を実施

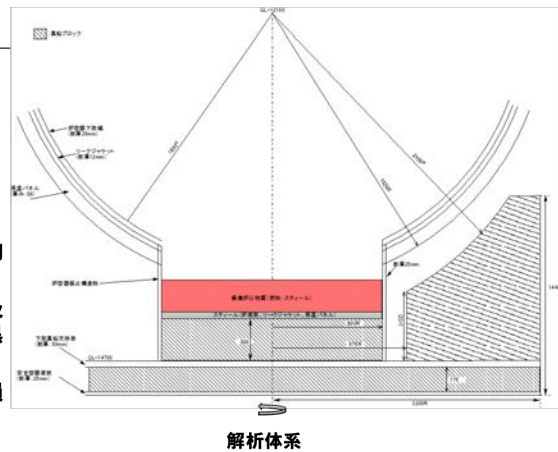
### ■ 解析条件

- ・解析コード：モンテカルロコードMVP
- ・解析体系等：安全容器内（原子炉容器下部）

損傷炉心物質及びスチール（原子炉容器下部鏡、リークジャケット、保温パネル）が炉容器振止構造物内に堆積。これらの温度は事象推移に基づき設定。

原子炉容器及び炉容器振止構造物の側板の熱膨張及びクリープ変形を想定し、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の隙間はなくなるものとした。

制御棒及び後備炉停止制御棒（中性子吸収材）は損傷炉心物質内に全く移行しないものとした。



## 安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価 (2/2)

- 損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとした解析より、最も厳しい条件である移行割合100%の場合においても実効増倍率は約0.53であり、再臨界のおそれがないことを確認

### 解析結果

移行割合 (%)	実効増倍率	標準偏差
20	0.1414	0.069%
40	0.2542	0.051%
60	0.3558	0.048%
80	0.4468	0.039%
100	0.5261	0.035%

- 損傷炉心物質の堆積形状、混合状態等について、仮想的な条件も含めて以下の影響評価を実施し、何れも再臨界に至らないことを確認

- ・幾何形状（堆積半径、円錐状の堆積）
- ・混合状態（燃料／スチールの完全分離、内側炉心燃料・外側炉心燃料の分離）
- ・温度（室温）

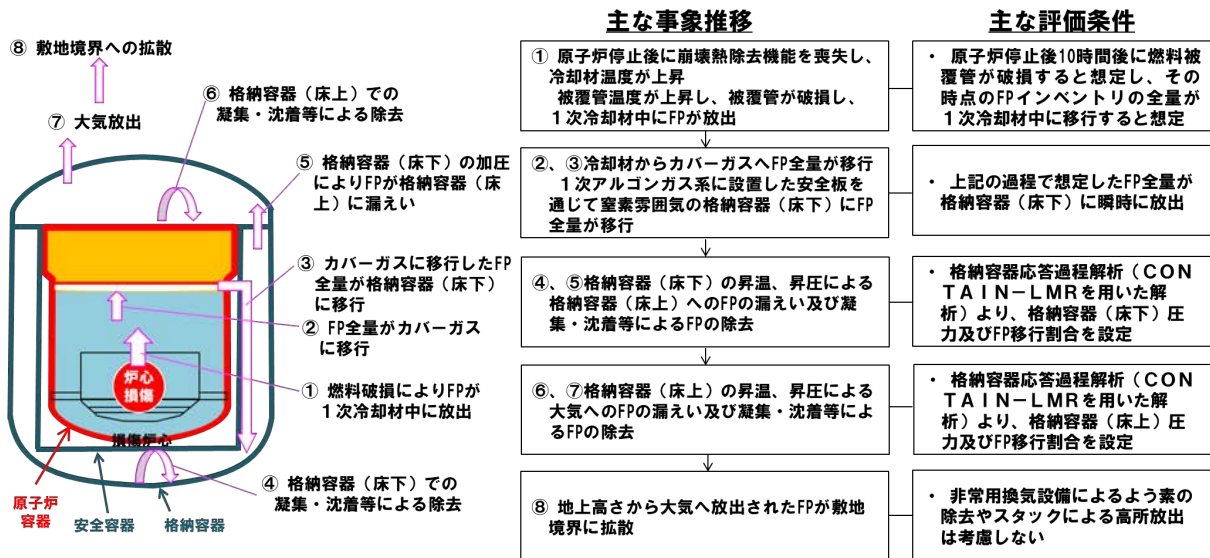
BDBA における敷地周辺の実効線量の評価

## 格納容器の機能が維持されている場合の各事象グループの影響の概要

事象グループ	影響度評価への感度が大きい事象推移の概要	影響の概要
① 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は原子炉容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、主に希ガス及び揮発性の核分裂生成物（以下「FP」という。）が1次冷却材中に放出される。放出されたFPの一部は、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいする可能性があるが、大部分のFPは原子炉冷却材ハウダリ及び原子炉カバーガス等のハウダリ内に閉じ込め、貯留される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出される可能性があるが、その放出割合は小さい。また、格納容器内に過度に昇温、昇圧されることはなく、格納容器（床下）から格納容器（床上）及び環境への移行割合も低く抑制できるため、被ばく評価結果はPLOHSに包絡される。 なお、格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器（床上）でのナトリウムの燃焼を仮定しているが、これは格納容器の健全性を入念に確認するための仮想であり、被ばく評価は、実体の事象推移に基づきPLOHSに包絡されるとした。
② 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	ULOFに同じ。	ULOFに同じ。
③ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	物理的特性（負の反応度、冷却特性）により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度はULOFに包絡される。	—
④ 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、FPが1次冷却材中に放出される。放出されたFPは、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいし、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器（床下）の加圧により、格納容器（床上）に移行し、格納容器（床上）から環境に放出される。 なお、安全容器外の1次主冷却系からの漏えいの場合は、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却、また、1次補助冷却系からの漏えいの場合は、主冷却系の自然循環除熱により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度は安全容器内での漏えい事象に包絡される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出されるが、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器内の昇温、昇圧はPLOHSに比べて小さいため、格納容器（床下）から格納容器（床上）への移行割合及び格納容器（床上）から環境への移行割合もPLOHSに包絡される。このため、被ばく評価結果はPLOHSに包絡される。
⑤ 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、FPが1次冷却材中に放出される。放出されたFPは、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいし、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器（床下）の加圧により、格納容器（床上）に移行し、格納容器（床上）から環境に放出される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出され、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器内の昇温、昇圧により、格納容器（床下）から格納容器（床上）への移行、格納容器（床上）から環境への移行が生じる。 格納容器（床下）は窒素雰囲気内に維持されており、上記の移行割合は過大とならず、敷地境界における実効線量は低く抑制される（約2mSv）。
⑥ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)	受動的な安全特性（自然循環除熱）により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度の大きい事象推移はない。	—
⑦ 局所的燃料破損 (LF)	ULOFに同じ。	ULOFに同じ。

## PLOHS時の敷地境界の実効線量の評価（1/2）

### 事象推移及び移行割合の概要



### 主な評価条件の設定値等

	燃料→1次冷却材	1次冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器(床下)	格納容器(床下)→格納容器(床上)	格納容器(床上)→大気	大気→敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス: 100% よう素: 100%	希ガス: 100% よう素: 100%	希ガス: 100% よう素: 100%	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散（非常用換気設備等考慮せず）



## PLOHS時の敷地境界の実効線量の評価（2/2）

### 主な評価条件及び評価結果

炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、敷地境界における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様とした。

なお、PLOHSに至った場合、敷地境界においては、被ばく低減の観点から屋内退避等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	希ガス及びよう素100%（放出開始までの減衰は考慮）がカバーガスに移行し、その全量が格納容器（床下）に移行するものとして設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析より格納容器内圧を0.032kg/cm <sup>2</sup> g（一定、7日間）とし、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析より移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	10時間（熱的制限値到達時点）
○環境中への実効放出継続時間	10時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の長時間滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q, D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

### 格納容器外への放出量及び敷地境界における実効線量

	炉内蓄積量	格納容器内移行 （炉心→格納容器内）	大気移行 （格納容器内→格納容器外）	大気放出量	実効線量
希ガス	$1.3 \times 10^{18} \text{Bq}$	約25% $3.3 \times 10^{17} \text{Bq}$ （10h減衰後100%）	約2.4% $7.7 \times 10^{13} \text{Bq}$	約0.6% $7.7 \times 10^{13} \text{Bq}$	約1.6mSv
よう素 （I-131換算）	$1.9 \times 10^{17} \text{Bq}$	約84% $1.6 \times 10^{17} \text{Bq}$ （10h減衰後100%）	$2.0 \times 10^{-4} \%$ $3.1 \times 10^{11} \text{Bq}$	約 $1.7 \times 10^{-4} \%$ $3.1 \times 10^{11} \text{Bq}$	約0.32mSv

第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物のリスクに  
ついて

第一使用済燃料貯蔵建物（以下「第 1SFF」という。）及び第二使用済燃料貯蔵建物（以下「第 2SFF」という。）の貯蔵設備におけるリスクについて評価することを目的として、何らかの原因により両建物の水冷却池の冷却水が喪失することを仮想し、使用済燃料の健全性及びスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量について評価する。

#### 1. 第 1SFF 及び第 2SFF の概要

第 1SFF 及び第 2SFF は、使用済燃料貯蔵設備（水冷却池）を有し、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵している（第 1.1 図）。ただし、第 2SFF の貯蔵ラック B にあっては、燃料集合体以外の炉心構成要素を缶詰缶から取り出して貯蔵している。

使用済燃料は炉内燃料貯蔵ラックにおいて 60 日以上、原子炉附属建物水冷却池で 1 年以上冷却貯蔵され、第 1SFF 又は第 2SFF に移送される（第 1.2 図）。

##### (1) 現在の貯蔵量及び崩壊熱

第 1SFF 及び第 2SFF の既貯蔵体数並びに貯蔵燃料の内訳を第 1.1 表、第 1.2 表に示す。

2023 年 3 月時点において、MK-III 炉心、MK-II 炉心、MK-I 炉心で使用した燃料は、それぞれ最短で約 15 年、約 22 年、約 41 年の冷却期間となる。使用済の MK-III 燃料、MK-II 燃料及び MK-I 燃料 1 体あたりの崩壊熱は、F P G S - 3 コードによる解析結果に 10% の余裕を見込み、それぞれ約 63W、約 60W、約 22W となる。ここでは、実際の照射履歴を考慮せず、それぞれ許認可上の最高燃焼度まで連続照射されたものとして解析した。

以上の保管体数及び崩壊熱より、第 1SFF 及び第 2SFF の水冷却池の崩壊熱の合計は、それぞれ約 24kW、約 3kW となる。なお、ブランケット燃料は崩壊熱が無視できる程度に小さいことから、ここでは考慮しないこととした。

第 1.1 表 第 1SFF 及び第 2SFF の最大貯蔵体数及び現貯蔵体数 (2021 年 5 月時点)

貯蔵箇所	最大貯蔵体数	現貯蔵体数*1		
		燃料	燃料以外	合計
第 1SFF	600	500	8	508
第 2SFF (貯蔵ラック A *2)	350	228	9	237
第 2SFF (貯蔵ラック B *2)	450	0	324	324

\*1 照射後試験で解体されて缶詰缶に封入されたものを含む(1 缶を 1 体とする)。

\*2 貯蔵ラック A は、缶詰缶に封入した炉心構成要素を保管し、貯蔵ラック B は、燃料集合体以外の炉心構成要素を缶詰缶から取り出して保管するものである。

第 1.2 表 貯蔵燃料内訳 (2021 年 5 月時点)

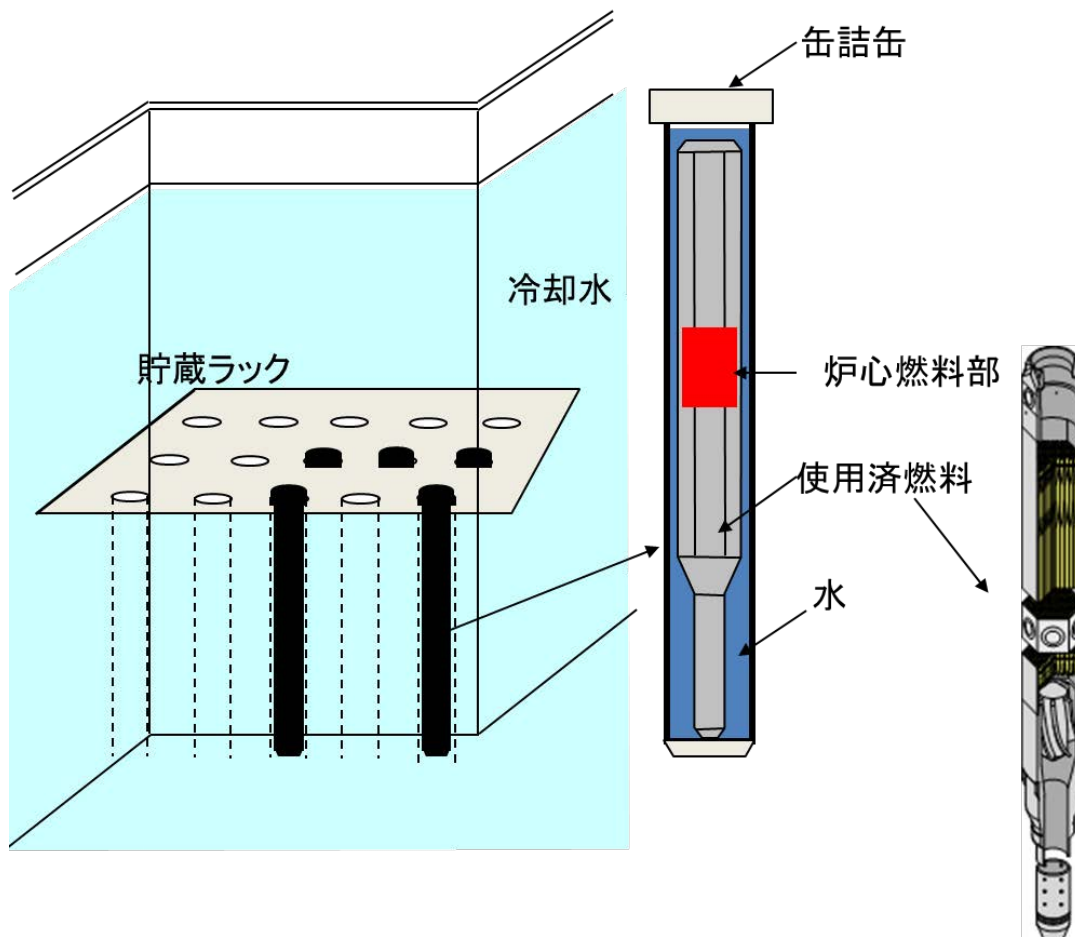
核物質防護情報 (管理情報) が含まれているため公開できません。

\*1 照射後試験で解体されて缶詰缶に封入されたものを含む(1 缶を 1 体とする)。

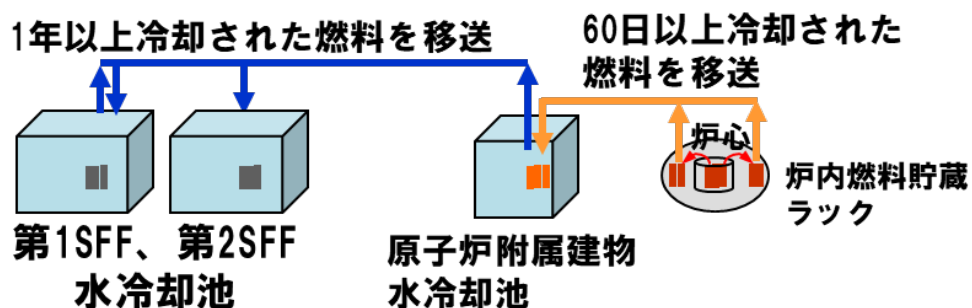
\*2 MK-III 炉心第 6' サイクル (2007 年 (平成 19 年) 5 月) 以前に使用した燃料。

\*3 MK-II 炉心は 2000 年 (平成 12 年) 6 月に運転終了。

\*4 MK-I 炉心は 1981 年 (昭和 56 年) 12 月に運転終了。



第 1.1 図 使用済燃料の貯蔵方法の概要



第 1.2 図 使用済燃料の第 1SFF 及び第 2SFF への移送の概要

## 2. 冷却水喪失時の使用済燃料の健全性評価

第 1SFF 及び第 2SFF 水冷却池における冷却水喪失時の使用済燃料の健全性を評価する。判断基準は、缶詰缶の封入水が沸騰しない温度として、缶詰管封入水温度が 100℃未満であることとする。

### 2.1 崩壊熱計算条件

・ F P G S - 3 コードにより、炉心燃料集合体が最高燃焼度に達するまで燃焼させ、下記の工程により水冷却池に貯蔵されるものとし、それぞれの炉心燃料集合体の冷却期間を考慮し 10% の余裕を見込んだ崩壊熱を求める。これによる第 1SFF 及び第 2SFF の水冷却池の崩壊熱は、それぞれ約 21kW、約 25kW となる。また、1. (1) に示す既貯蔵燃料による崩壊熱との合計は、それぞれ約 44kW、約 28kW となる。なお、2. 2. 4 計算式①室温の計算にあつては、それぞれ 50kW、30kW として計算する。

・ サイクル運転 (1 サイクル : 60 日定格出力運転、19 日停止) を繰り返す工程とする。ここでは、定期事業者検査期間は考慮しない。

・ 第 1SFF 水冷却池にあつては 100 体 (空き容量 92 体を切り上げて 100 体の空きがあるものとして設定)、第 2SFF 水冷却池にあつては 150 体 (空き容量 113 体を切り上げて 150 体の空きがあるものとして設定) に達するまで炉内燃料貯蔵ラックでの 60 日及び原子炉附属建物水冷却池での 365 日の計 425 日冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ貯蔵するものとする。また、それぞれ結果が厳しくなるように、一方の水冷却池のみに貯蔵するものとする。

・ 2. 2. 4 計算式②封入水の温度計算にあつては、原子炉運転中において集合体出力が最大となる炉心第 3 列の外側燃料集合体を対象として、F P G S - 3 コードによる計算値に 10% を乗じた値約 386W を切り上げて、燃料集合体 1 体の崩壊熱を 400W とする。

## 2.2 計算方法

### 2.2.1 物性値

本評価で用いた物性値を第 2.1 表に示す。

### 2.2.2 缶詰缶寸法等

使用済燃料を封入している缶詰缶の寸法を第 2.2 表に示す。缶詰缶に封入されている炉心燃料集合体の寸法等についても第 2.2 表に示す。

### 2.2.3 冷却池室寸法

本評価で用いた各建屋冷却池室の寸法を第 2.3 表に示す。

第 2.3 表の寸法を用いて、水冷却池室内の空気体積とコンクリート壁の熱通過量を算出した。値を第 2.4 表に示す。

### 2.2.4 計算式

#### ①室温

室温  $T_a$  は、以下の式で計算した。

$$T_a(t_i) = T_a(t_{i-1}) + \{Q_{out}(t_i) - (h_a \times (T_a(t_{i-1}) - T_{out})) \times (t_i - t_{i-1})\} \div C_a W_a$$

$T_{out}$  : 外気温 (40°C)

#### ②封入水

缶詰缶内表面温度  $T_{ci}$  は、以下の式で計算した。

$$T_{ci}(t_i) = T_{ci}(t_{i-1}) + \{Q_{out}(t_i) - (h_{can} \times (T_{ci}(t_{i-1}) - T_a(t_{i-1}))) \times (t_i - t_{i-1})\} \div \frac{C_w W_w Q_t}{Q_a}$$

$Q_{out}(t_i)$  : 時刻  $t_i$  における全使用済燃料からの放熱量 (J)

$t_i$  : 時刻 (s) 添字  $i$  は時間分割  $t_{i-1}$  は  $t_i$  の一つ前の時間を示す。

$T_a(t_i)$  : 時刻  $t_i$  における室温 (°C)

$Q_t$  : 使用済燃料総発熱量 (W)

$Q_a$  : 使用済燃料 1 体あたりの発熱量 (W)

$h_{can}$  : 通過熱量 (W/°C)

$$h_{can} = \frac{1}{(r_{cano} - r_{cani})/k_{can}}$$

缶詰缶封入水の温度  $T_w$  は、以下の式で計算した。

$$T_w = T_{ci} + \frac{Q_a}{(2\pi k_w L_{cp})} \ln \left( \frac{(r_{wro} + r_{cani})/2}{r_{wro}} \right)$$

$T_w$  : 缶詰缶封入水温度 (°C)

$T_{ci}$  : 缶詰缶内表面温度 (°C)



## 2.3 計算結果

2.2 項の計算方法で第 1SFF 及び第 2SFF における冷却水喪失時の缶詰缶温度を算出した。缶詰缶温度は、十分な時間経過により温度上昇が収束し、缶詰管封入水温度がほぼ一定値となる 7200 秒後の温度とした。結果を第 2.5 表に示す。缶詰缶内封入水温度は、第 1SFF : 75.7℃、第 2SFF : 74.5℃であり、共に 100℃未満であり、使用済燃料の健全性は確保される。

第 2.1 表 物性値

項目		変数	値	出典
空気	比熱	$C_a$	1009 J/kg℃	伝熱ハンドブック p. 416 (340K)
	密度	$\rho_a$	1.024 kg/m <sup>3</sup>	
	熱伝導率	$k_a$	0.029 W/mK	
水	比熱	$C_w$	4216.1 J/kg℃	伝熱ハンドブック p. 382 (360K)
	密度	$\rho_w$	958.4 kg/m <sup>3</sup>	
	熱伝導率	$k_w$	0.671 W/mK	
コンクリート	熱伝導率	$k_c$	1.74 W/mK	伝熱工学資料 改訂第 5 版
	表面熱伝達率	$h_c$	17 W/m <sup>2</sup> K	「空気調和ハンドブック」に記載の垂直外壁面における夏場の表面熱伝達率 (空気)
缶詰缶	熱伝導率	$k_{can}$	$0.132 + 1.3 \times 10^{-4} * T$ W/cm℃ T: 温度 (℃)	International Nickel Company

第 2.2 表 缶詰缶及び炉心燃料集合体条件等

項目	変数	寸法	計算式	
缶詰缶	外径	$d_{cano}$	0.1143 m	
	外半径	$r_{cano}$	0.05715 m	
	内半径	$r_{cani}$	0.05415 m	
	発熱長さ	$L_{canh}$	3.31 m	
	表面積	$A_{can}$	1.2 m <sup>2</sup>	$2 \times \pi \times r_{cano} \times L_{canh}$
炉心燃料 集合体	発熱長さ	$L_{cp}$	0.524 m	ペレット部 0.5m 熱遮へいペレット部 0.024m の和
	ラップ管 外対辺距離	$d_{wro}$	0.0785 m	
	ラップ管 等価外半径	$r_{wro}$	0.0412 m	$\sqrt{\frac{\sqrt{3}}{2\pi}} d_{wro}$
缶詰缶 封入水	水重量	$W_w$	12.293 kg	$\pi(r_{cani}^2 - r_{wro}^2) \times L_{canh} \times \rho_w$

第 2.3 表 冷却池室寸法

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第 2.4 表 水冷却池室空气体積及びコンクリート熱通過量

項目	記号	建屋	値	計算式
空气体積	V	第 1SFF	8449.4 m <sup>3</sup>	
		第 2SFF	5896.8 m <sup>3</sup>	
空気重量	W <sub>a</sub>	第 1SFF	8652.1 kg	$\rho_a \times V$
		第 2SFF	6038.3 kg	
外気と通過 できる熱量	h <sub>a</sub>	第 1SFF	5081.8 W/°C	各壁の熱通過率の和 th:壁厚さ $\sum \frac{1}{\left(\frac{1}{h_c} + \frac{th}{k_c} + \frac{1}{h_c}\right)}$
		第 2SFF	3558.1 W/°C	

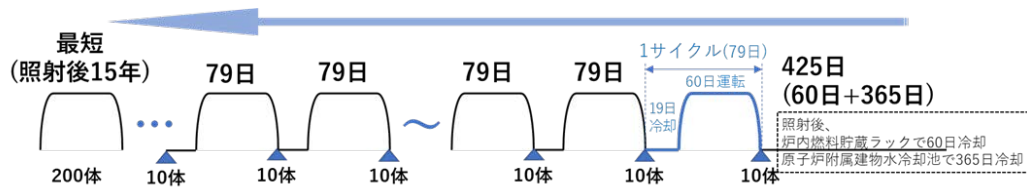
第 2.5 表 計算結果

項目	缶詰缶内水温度
第 1SFF	75.7°C
第 2SFF	74.5°C

### 3. 冷却水喪失時のスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量率評価

実効線量率の評価条件を以下に示す。

- ・最大貯蔵量が、第 1SFF が 600 体、第 2SFF で 800 体（使用済燃料：350 体、使用済反射体等：450 体）であること及び空き容量も考慮し、第 2SFF の評価で代表させるが、第 1SFF 及び第 2SFF で同時に冷却水が喪失することも仮想する。
- ・貯蔵ラックは地下に位置する。直接ガンマ線に対しては十分な遮蔽があることに鑑み、スカイシャインガンマ線について評価する。
- ・燃料集合体は、健全性評価と同様に、炉内燃料貯蔵ラック及び原子炉附属建物水冷却池での冷却を経て貯蔵されるものとする（第 3.1 図）。また、反射体も同様の工程とする。それぞれの線源設定の詳細は次項以降に述べる。
- ・外部からの支援が受けられるまでの 7 日間の敷地境界における実効線量率を求める。



第 3.1 図 燃料集合体貯蔵工程

#### 3.1 燃料集合体の線源設定

ORIGENコードにより、燃料集合体が最高燃焼度に達するまで燃焼させ、下記の工程により使用済燃料貯蔵設備-貯蔵ラック A に貯蔵されるものとして、それぞれの燃料集合体の冷却期間を考慮し、燃料集合体 350 体合計のガンマ線放出率（第 3.1 表）を求める。

- ・サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）を繰り返す工程とする。ここでは、定期事業者検査期間は考慮しない。
- ・第 2SFF 水冷却池に、150 体（空き容量 113 体を切り上げて 150 体の空きがあるものとして設定）に達するまで炉内燃料貯蔵ラックでの 60 日及び原子炉附属建物水冷却池での 365 日の計 425 日冷却した燃料集合体を 10 体ずつ貯蔵するものとする。また、既貯蔵中燃料集合体の 200 体は、ブランケット燃料集合体と MK-II 炉心燃料集合体であり、2000 年 6 月以前に使用した燃料集合体であるが、保守的に一律 15 年間冷却の MK-IV 炉心燃料集合体とみなして合算する。

#### 3.2 反射体の線源設定

ORIGENコードにより、反射体の設計寿命である最大中性子照射量まで照射し、下記工程により使用済燃料貯蔵設備-貯蔵ラック B に貯蔵されるものとし、それぞれの反射体の冷却期間を考慮して、反射体 450 体合計のガンマ線放出率（第 3.1 表）を求める。

- ・既貯蔵中反射体にあつては、最大中性子照射量を  $1.2 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$  ( $E \geq 0.1 \text{MeV}$ ) とし、冷却期間を

一律 15 年とする（体数：324 体を切り捨て、300 体を使用）。今後貯蔵する反射体にあつては、最大中性子照射量を  $3.0 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$  ( $E \geq 0.1 \text{MeV}$ ) とし、燃料集合体と同様に、貯蔵予定反射体数（150 体）に達するまで、使用済反射体を 10 体ずつ貯蔵（79 日間隔）することを仮想する。

### 3.3 遮蔽計算及びスカイシャインガンマ線計算

DOT 3.5 コード（2次元 RZ 体系）により、第 2SFF 天井外面のガンマ線束を求めるとともに、同コードによりスカイシャインガンマ線計算を行う。ここで、水冷却池の冷却水は喪失したものとし、缶詰缶内の封入水は考慮する。

線源領域は、径方向を貯蔵ラック全体とみなし、軸方向高さは収納管内の燃料集合体高さとする。燃料と反射体線源部の体系は、貯蔵ラック A、貯蔵ラック B それぞれの燃料集合体高さまでの体積を保存し、中心に燃料領域を設けてその外側に反射体領域を巻いたモデルとする。

線源強度は、第 3.1 表のガンマ線放出率をそれぞれ線源領域とする貯蔵ラック A、B の体積で除した値で設定する。

実効線量の評価点は、第 2SFF を中心として敷地境界までの距離が最短となる方角 E（東）の距離 0.18km とする。

### 3.4 計算結果

評価点の 7 日間の実効線量は、第 1SFF 及び第 2SFF の合計で 1.9mSv である（第 3.2 表）。

## 4. リスクの評価結果

水冷却池の冷却水が喪失することを仮定し、使用済燃料の健全性及びスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量について評価した。

その結果、使用済燃料の健全性は確保されるとともに、スカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量は 5mSv（7 日間）を下回ることを確認した。

以上より、第 1SFF 及び第 2SFF の事故により、5mSv を超過することはなく、リスクは小さいと判断できる。

第 3.1 表 燃料集合体 350 体及び反射体 450 体合計のガンマ線放出率

群数 No.	ガンマ線エネルギー (MeV)			線源強度 (Photon/s)	
	上限	下限	代表	燃料	反射体
1	10.00	8.00	9.00	3.92E+05	0.00E+00
2	8.00	6.50	7.25	3.51E+06	0.00E+00
3	6.50	5.00	5.75	2.04E+07	0.00E+00
4	5.00	4.00	4.50	2.33E+07	0.00E+00
5	4.00	3.00	3.50	6.90E+11	1.24E+02
6	3.00	2.50	2.75	5.44E+12	1.03E+09
7	2.50	2.00	2.25	2.18E+14	3.34E+11
8	2.00	1.66	1.83	9.93E+13	1.16E+12
9	1.66	1.33	1.49	4.90E+14	1.87E+16
10	1.33	1.00	1.16	1.03E+15	4.43E+16
11	1.00	0.80	0.90	3.07E+15	2.05E+15
12	0.80	0.60	0.70	1.08E+16	1.26E+15
13	0.60	0.40	0.50	1.78E+16	6.39E+13
14	0.40	0.30	0.35	2.43E+15	2.46E+12
15	0.30	0.20	0.25	3.51E+15	7.54E+12
16	0.20	0.10	0.15	9.73E+15	3.68E+13
17	0.10	0.500	0.075	1.48E+16	2.33E+14
18	0.050	0.001	0.026	7.17E+16	2.92E+15
	合計			1.36E+17	6.96E+16

第 3.2 表 評価点の実効線量

評価点		実効線量 (第 2SFF)		実効線量 (第 1SFF, 第 2SFF 合計)
方向	敷地境界ま での 距離 (km)	1 時間あたり (mSv/h)	合計 (7 日間) (mSv)	合計 (7 日間) (mSv)
第 2SFF の 東方向	0.18	$5.5 \times 10^{-3}$	0.92	1.9 (1.84)

※ 第 1SFF 及び第 2SFF の実効線量の合計は、保守的に第 2SFF の評価結果の 2 倍とした。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の  
損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に  
使用する設備等（資機材）の仕様等



使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等を以下に示す。

(1) 可搬式ポンプ及びホース

可搬式ポンプ及びホースは、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」において、水冷却池に水を供給するために用いる。

i) 可搬式ポンプ：1台（最大吐出量：840ℓ/min／最大揚程：30m） ※ 予備：1台



ii) ホース（消火用ホース）：8本（20m/本） ※ 予備：2本



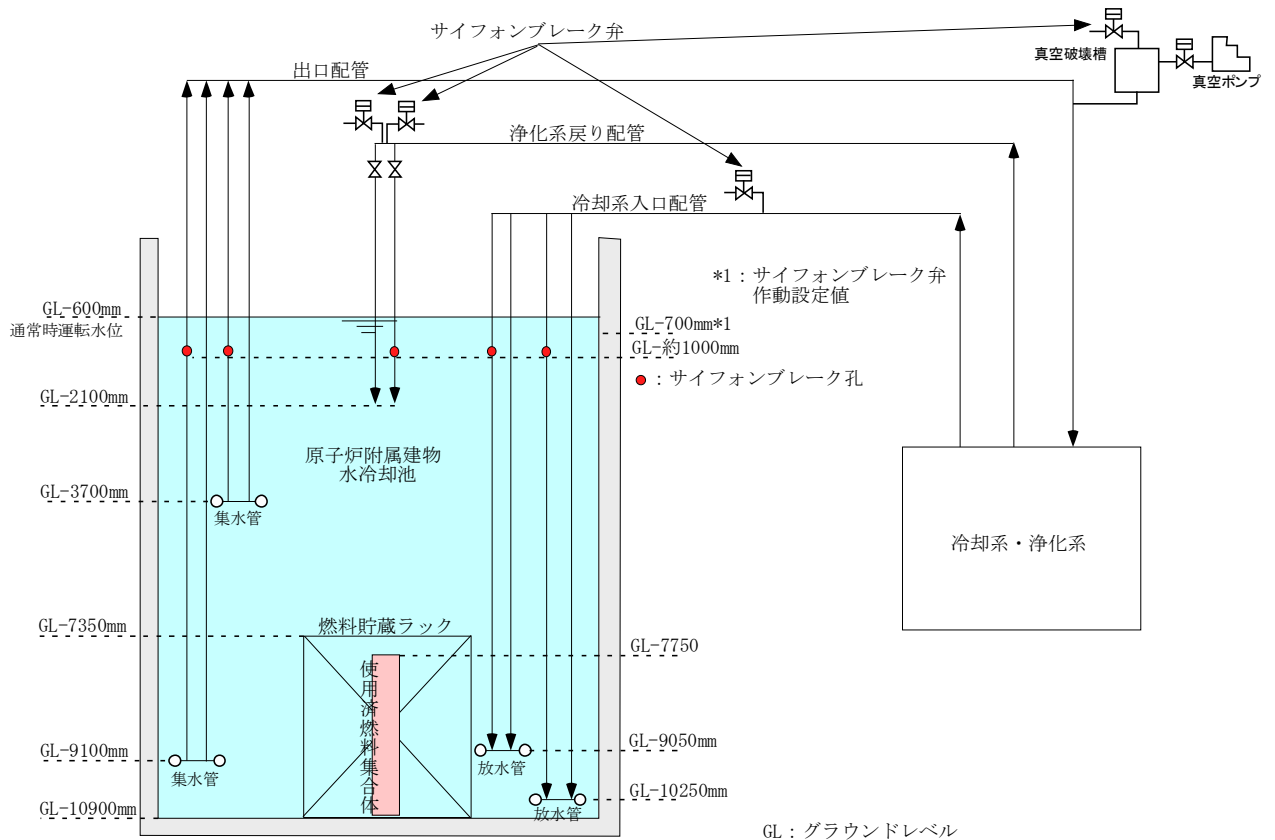
iii) 水源：夏海湖（夏海湖容量：約 250,000m<sup>3</sup>【参考値】）



(2) 水冷却浄化設備サイフンブレーカー

使用済燃料貯蔵設備は、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフンブレーカーを有する。

水冷却浄化設備サイフンブレーカーの配置を第1図に示す。水冷却浄化設備サイフンブレーカーは、サイフンブレーク弁とサイフンブレーク孔から構成している。設計基準の範囲で想定される事象に対しては、水位が低下した場合に、所定の水位で各配管に設置したサイフンブレーク弁が自動で「全開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。サイフンブレーク孔は、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたものであり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフンブレーク機能を有する。「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあつては、サイフンブレーク孔によって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。



第1図 水冷却浄化設備サイフンブレーカーの配置

## 水冷却池に水を供給するための措置の概要

「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」では、夏海湖から原子炉附属建物の水冷却池へ水を供給するための措置を講じることとしている。以下に、当該措置に係る手順及び各手順の所要時間等を示す（第1表参照）。

i) 事故発生の判断

事故発生後、事故発生の判断は、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」においては、全交流動力電源喪失により、また、「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」においては、水冷却池の水位低警報の発報により確認する。なお、これらの判断に要する所要時間は同じである。

所要時間 : 10分

作業に必要な要員数 : 1名

ii) 水冷却池の点検と監視

事故発生後、水冷却池の水位、冷却水の水温等のパラメータにより水冷却池の状態を点検する。以降、監視を継続する。

所要時間 : 10分

作業に必要な要員数 : 1名

iii) 可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水の準備

第1図に夏海湖から給水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例を示す。第1図に示す位置に可搬式ポンプ及びホースを配置し、水冷却池への給水の準備を行う。以降、水冷却池の水位を監視しながら、適宜水冷却池への給水を行う。

所要時間 : 60分

作業に必要な要員数 : 4名

第1表 使用済燃料の損傷を防止するための措置に係る手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)								備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失又は水冷却浄化設備の配管の破断) ▽事故発生の判断 ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮									
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断									・「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」においては、全交流動力電源喪失により、また、「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」においては、水冷却池の水位低警報の発報により判断する。 ・事故発生後、水冷却池の水位、冷却水の水温等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
	作業員A	1 ・水冷却池の点検と監視	点検	監視(継続)							
使用済燃料損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1									・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

\*1: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施

使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、第1表の可搬式ポンプ及びホースを用いた給水までの所要時間(80分)に対して、要員の招集時間も考慮して保守的に2日と設定する。

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第1図 夏海湖から取水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例

水冷却池の水位の変化に係る評価条件

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置が有効であることを確認するため、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」を想定し、当該事故時において水冷却池の水位の変化を解析し、水冷却池の水位の基準を下回らないことを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。

- 1) 有効性評価では、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。
- 2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位（グラウンドレベル基準-0.6m）に対して、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故における水冷却浄化設備サイフォンブレーカーの作動等を考慮して、保守的にグラウンドレベル基準-1.1mとする。使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の初期水位も同じ値を設定しているため、解析結果も同じとなる。
- 3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m<sup>3</sup>とする。
- 4) 水冷却池の初期水温は、管理値に基づき 42°Cとする。
- 5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- 6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。
  - ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。
  - ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分（79 体）水冷却池に移動することを仮定する。
  - ・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。
- 7) 可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給するための措置に必要な期間は、保守的に約 2 日間とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

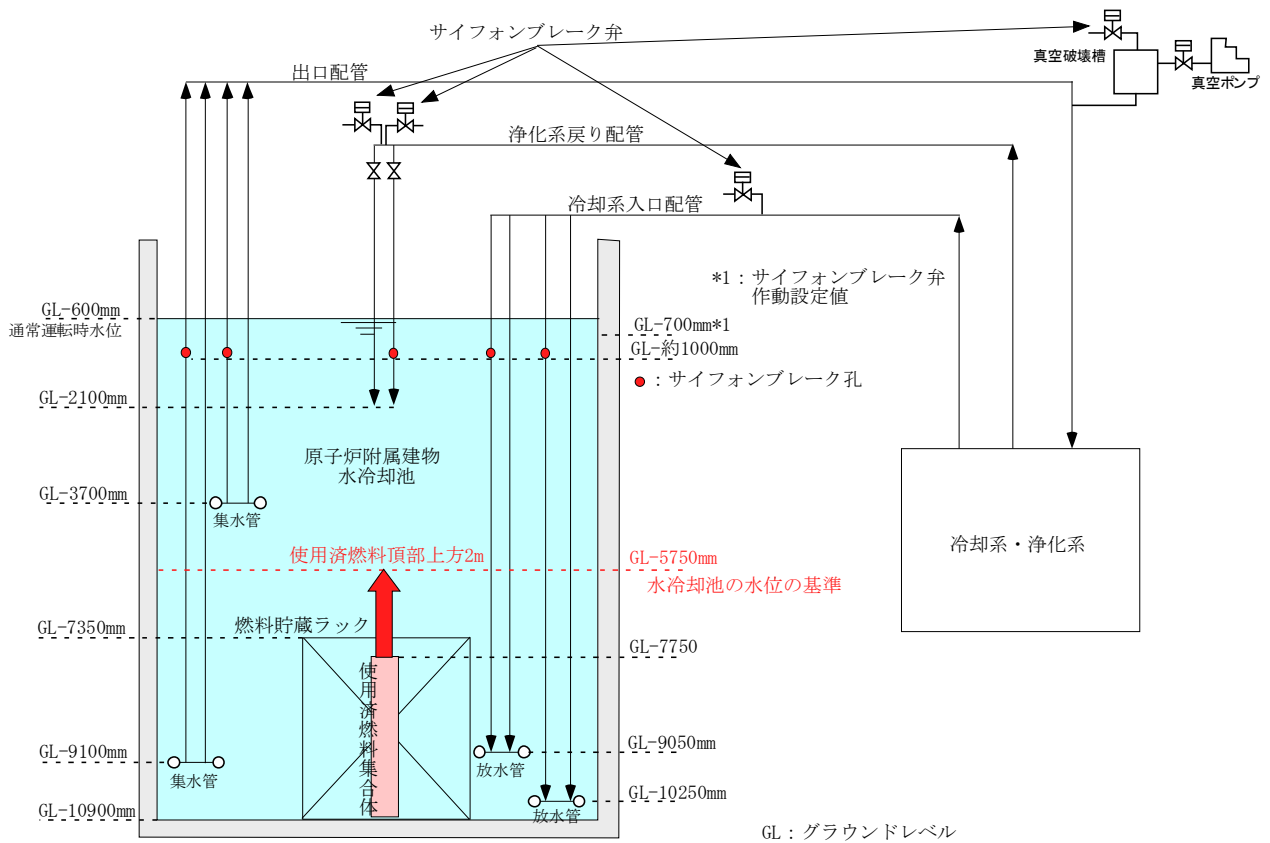


## 水冷却池の水位の基準の設定

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置が有効であることを確認するための「水冷却池の水位の基準」は、以下のとおり設定する。

- ① 放射線の遮蔽に必要な水位を確保すること。
- ② 使用済燃料頂部が冠水していること。

なお、放射線の遮蔽に必要な水位は使用済燃料頂部よりも高くなることから、放射線の遮蔽に必要な水位を水冷却池の水位の基準とする。具体的には、使用済燃料貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線量率の評価より、線量率が  $20 \mu\text{Sv/h}$  以下となる水位として、使用済燃料頂部より上方 2m（グラウンドレベル基準：-5.75m）を設定する。第 1 図に水冷却池の概略図を示す。



第 1 図 水冷却池の概略図

添付 1 設置許可申請書における記載

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(ii) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

制御棒及び制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

制御棒連続引抜き阻止インターロック

原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

原子炉保護系（アイソレーション）

後備炉停止系用論理回路

原子炉冷却材バウンダリ

原子炉容器リークジャケット

原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）

格納容器バウンダリ

1次主冷却系サイフォンブレーク

1次補助冷却系サイフォンブレーク

非常用冷却設備及び補助冷却設備

安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

断熱材及びヒートシンク材

関連する核計装

関連するプロセス計装

遅発中性子法燃料破損検出系

仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

仮設計器

- b. 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

可搬式ポンプ及びホース

水冷却浄化設備サイフォンブレーカー

## 添付2 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

### 添付書類八

#### 1. 安全設計の考え方

##### 1.1 安全設計の方針

###### 1.1.1 基本の方針

原子炉施設は、以下の基本の方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

- (10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

添付 3 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.8 「設置許可基準規則」への適合

原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。



(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

## 適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

### 燃料体の損傷が想定される事故

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初めのナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
  - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
  - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
  - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
  - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
  - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
  - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
    - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
  - (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）
    - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
    - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
  - (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SB0）
    - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
  - (7) 局所的燃料破損（LF）
    - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置が有効であること及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に、格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。

有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
  - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
  - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
  - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
  - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

(ii) 格納容器破損防止措置

格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。

- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
  - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
  - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっては、水冷却池の水位が基

準（放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位）となる値まで低下するのに十分な期間（約 59 日）があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置（必要な期間：約 2 日）は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

添付書類十の以下の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

添付書類八

10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

10.1 概要

原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。

(9) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることが基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

(1) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

制御棒及び制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

制御棒連続引抜き阻止インターロック

原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

原子炉保護系（アイソレーション）

後備炉停止系用論理回路

原子炉冷却材バウンダリ

原子炉容器リークジャケット

原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）

格納容器バウンダリ

1次主冷却系サイフォンブレイク

1次補助冷却系サイフォンブレイク

非常用冷却設備及び補助冷却設備

安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

断熱材及びヒートシンク材

関連する核計装

関連するプロセス計装

遅発中性子法燃料破損検出系

仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

仮設計器

(2) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

可搬式ポンプ及びホース

水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

## 1. 安全評価に関する基本方針

### 1.1 概要

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>(1)</sup>、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(2)</sup>、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>(3)</sup>等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。



#### 4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

##### 4.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

##### 4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

##### 4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

###### 4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定

###### 4.3.1.1 選定の手順

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析す

る。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

#### 4.3.1.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原子炉停止機能の喪失又は崩壊熱除去機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型化して集約するため以下を事象グループとして選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に相当するものがある。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下することが抽出される。また、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出されることを踏まえ、以下についても、炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、事象グループに選定する。

- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL: Loss of Reactor Level)
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO: Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グル

ープに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第 4.3.1.3 表に示す。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループに選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

#### 4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

4.3.1.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- (1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- (3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。
- (4) 事象グループの中の特徴を代表している。

各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)
  - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故
  - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)
  - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)
  - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
  - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系 (スクラム) 動作失敗の重畳事故
  - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)
  - a. 1次冷却材漏えい (安全容器内配管 (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管) 破損の重畳事故
  - b. 1次冷却材漏えい (1次主冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次主冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故
  - c. 1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管 (内管) 破損) 及び1次補助冷却系配管 (外管) 破損の重畳事故
- (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

- a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
  - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO)
- a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗) 事故
- また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
- (7) 局所的燃料破損 (LF)
- a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保 された状態での 過出力
			炉心燃料集合体の 収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過 <sup>*3</sup>	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の 膨張方向の移動 <sup>*3</sup>		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒誤挿入 <sup>*3</sup>		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒落下 <sup>*3</sup>		
安全 保護回路	原子炉 トリッ プ	誤作動	原子炉誤スクラム (自動)	原子炉スクラム に伴う 1 次主循 環ポンプトリッ プ	
		誤動作	原子炉誤スクラム (手動)		
1 次 冷却系 <sup>*1</sup>	冷却材 流量	増大	1 次冷却材 流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保 された状態での 過出力
		減少	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリ ップ)	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
	1 次主循環ポンプ軸固着				
	冷却材 インベ ントリ	増大	オーバフロー系故障 <sup>*3</sup>		
			主中間熱交換器 伝熱管破損 <sup>*3</sup>		
		補助中間熱交換器 伝熱管破損 <sup>*3</sup>			
	減少	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (安全容器内 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系 配管 (内管) 破損)			
	圧力	増大	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 <sup>*3</sup>		
			他系統からのガス混入 <sup>*3</sup>		
		減少	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 <sup>*3</sup>		
1 次アルゴンガス漏えい <sup>*3</sup>					

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を  
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプ トリップ)	2次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2次純化系故障*3	1次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1次主循環ポン プトリップ
		減少	2次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

\*1: 1次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1次アルゴンガス系) を含む。

\*2: 冷却材純化設備 (2次純化系)、アルゴンガス設備 (2次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

\*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* <sup>1</sup>	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* <sup>2</sup>	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
		炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加
炉心燃料集合体等の異常な変位	—* <sup>3</sup>		
炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障		—* <sup>4</sup>
	2次主冷却系異常による過冷却		2次冷却材流量増大
	主冷却器異常による過冷却		主冷却器空気流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 —* <sup>5</sup>
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* <sup>2</sup>	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

- \* 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱
- \* 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。
- \* 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。
- \* 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。
- \* 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。



第 4. 3. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

#### 4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

##### 4.3.2.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置が有効であること及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に、格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

##### 4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とし、原則として事故が収束し、又は当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする。

##### 4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

有効性評価における解析の条件設定については、「4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

##### 4.3.2.4 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。

##### 4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されているものを選定して使用する。

##### 4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定

###### (i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
  - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
  - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
  - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。

⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

①～③は、「添付書類 8」に記載したとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることなどの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

#### (ii) 格納容器破損防止措置

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「4.3.2.6.1 炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
  - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
  - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
  - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
  - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

#### 4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

#### 4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動

作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

#### (4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

#### (5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.1.2 表に示す。

#### (6) 措置の有効性評価

##### (i) 炉心損傷防止措置

##### i) 基本ケース

##### a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>°C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 7) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

##### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の



発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのトリップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- |        |   |   |
|--------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。                     |

- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。しかし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、基本ケースの評価結果とほとんど変わらず、それぞれ約 630℃及び約 620℃となり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、基本ケースの評価結果と変わらず評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

## (ii) 格納容器破損防止措置

### i) 基本ケース

#### i. 起因過程の解析

##### a. 解析条件

計算コード SAS 4 A により解析する。SAS 4 A における解析体系を第 4.3.3.1.4 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のチャンネル（以下「SAS 4 Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 Aチャンネルの配置図を第 4.3.3.1.5 図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第 4.3.3.1.6 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及

び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物（以下「FP」という。）ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.7 図及び第 4.3.3.1.8 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドブプラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 71.7 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS 4A の適用限界に達する。約 70 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 1 チャンネル（チャンネル 12、炉心燃料

集合体数：2) の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界 (0.0\$) を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,020°C から最大値の約 1,030°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

## ii. 遷移過程の解析

### a. 解析条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているた

め、定格運転時の約 10%流量を再現するように入口圧力を設定する。

- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.11 図から第 4.3.3.1.13 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 129 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0 $\beta$ ) を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻 131 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700 $^{\circ}$ C である。これらの事象推移における炉心内の物質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-200 $\beta$ 未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが

堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスチール（以下「残留炉心物質」という。）において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。

### iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。

#### a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30% の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように

- 炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30%から 20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
  - 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
  - 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
  - 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 $\mu$ m、空隙率を 0.6 とする。
  - 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGT を通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約 50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの 80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 30%とする。
  - 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約 130 秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 130 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 420 $^{\circ}$ C、約 420 $^{\circ}$ C及び 350 $^{\circ}$ Cとする。
  - 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。
  - 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 130 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約 460 $^{\circ}$ Cとする。
  - 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。

ここでは、保守的に炉心上部の構造物による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見逃して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から10秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約5,110°Cの損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた600°Cとする。

#### b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第4.3.3.1.15図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約500°Cまで上昇するが、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

##### ① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

##### ② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの50%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再熔融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

##### ③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約760°C、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約760°Cまで上昇するが、その後、



崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、冷却材温度も過大となることはなく、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

#### iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等（以下「回転プラグ」という。）の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

##### a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.16 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギー

ギーの発生が大きくなるような条件とする。

- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生 of 解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

#### b. 解析結果

##### ① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は熔融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。

##### ② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側面に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.1%程度 (弾性変形の範囲内) であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

##### ③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも 0.1%程度であり、破断伸びである 15%

より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。

#### v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。

##### a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。解析体系を第4.3.3.1.19図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて230kgのナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスのFPの100%、揮発性のFPの50%が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。
- 6) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。

##### b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.20図から第4.3.3.1.22図に示す。

ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。

格納容器（床上）の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.93\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.092\text{MPa}[\text{gage}]$ ）まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68℃まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 150℃を超えない。

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 0.76vol%まで上昇するが、可燃限界濃度の 4vol%を下回る。

また、格納容器外への Cs-137 の総放出量は約 0.33TBq であり、100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

### i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響

を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

## ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

具体的には、以下の2つの包絡的なケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

- ① 炉心中心への熔融燃料の凝集移動(炉心熔融プールのスロッシング)を発生させるケース：2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGTや反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた熔融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGTの熔融貫通時の燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース：すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っておりFCIが発生する可能性があるLGTの位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られているFCIによる発生圧力を包絡する強さのFCIを発生させる。
- ① の解析は、SIMMER-IIIにより解析する。SIMMER-IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1.23図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1.24図から第4.3.3.1.26図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃

料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

- ② の解析は、SIMMER-IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約4,070°Cであり、FCIによる圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてにまとめた。また1次元コンパクトを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。

### iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で溶融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。

- ① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブ

リベット熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約70%の燃料が再熔融する時刻(事象発生から約1,200秒後)とする。

解析結果を第4.3.3.1.27図に示す。また、SUS304について900°Cを超える温度条件におけるクリープ試験結果を第4.3.3.1.28図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa(1次応力)であり、SUS304について900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなくSauter平均値を用いた場合の影響、およびデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

### ③ 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第4.3.3.1.29図及び第4.3.3.1.30図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約670秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質の最高温度は約2,890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約3,900秒後に約850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却さ

れ、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

#### iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及びスティール平均温度の最大値はそれぞれ 5, 110℃及び 2, 400℃である。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側壁に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.7%程度であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。

第 4.3.3.1.32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。



以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

#### v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。「i）基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i）基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約1cm）を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍（プール面積を2倍）とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の10%増加を考慮した解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.1.33図から第4.3.3.1.35図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず（最高圧力は約0.93kg/cm<sup>2</sup>[gage]）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約69℃）程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器（床上）の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積（反応面積）の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず（約0.77vol%）、可燃限界濃度の4vol%を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の総放出量は約0.34TBqであり、100TBqを十分に下回る。

以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した場合において、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上i.からv.より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

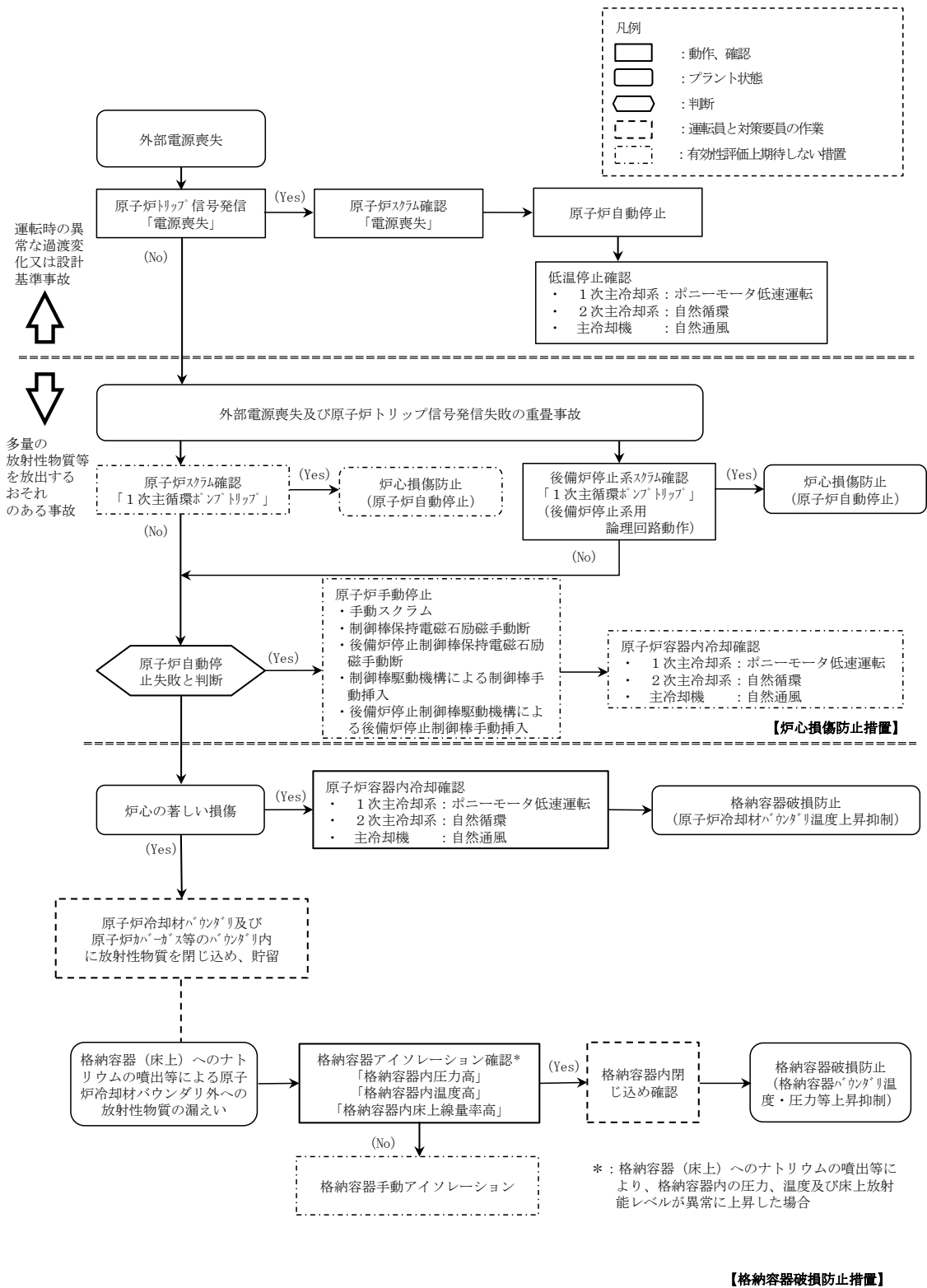
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。</li> </ul>	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 関連するプロセス計装

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

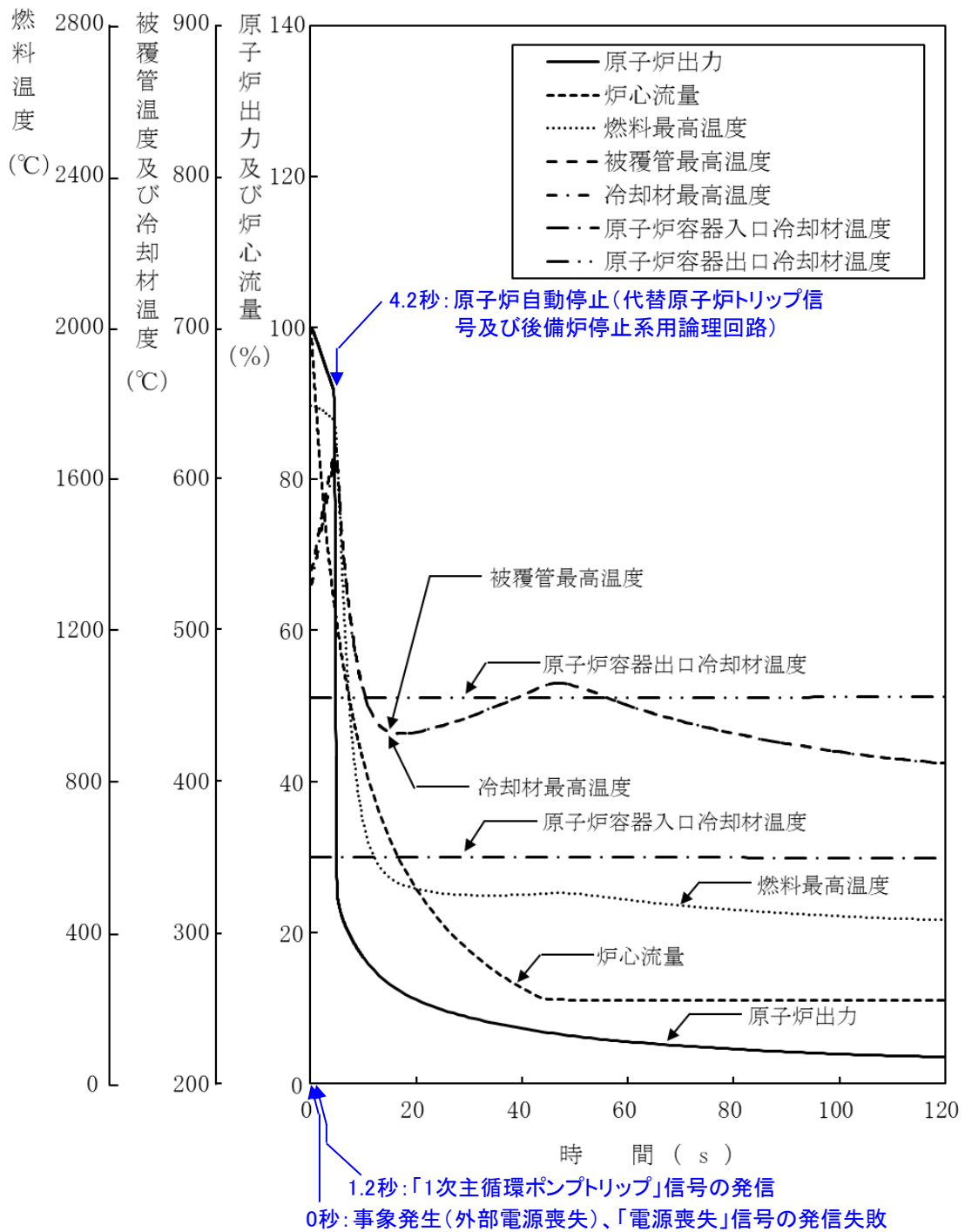
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗)と判断																・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

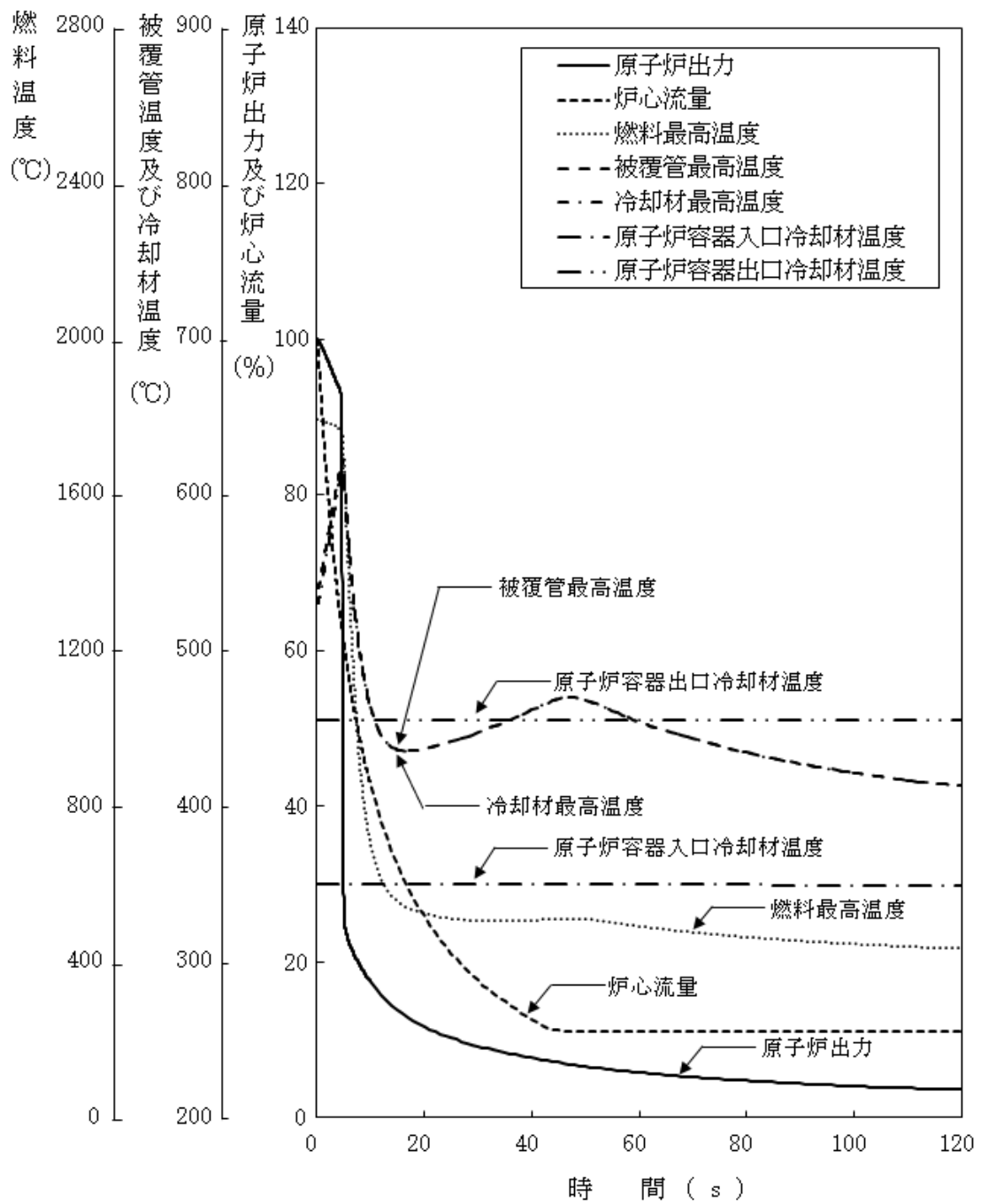
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		△異常事象発生(外部電源喪失) △事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



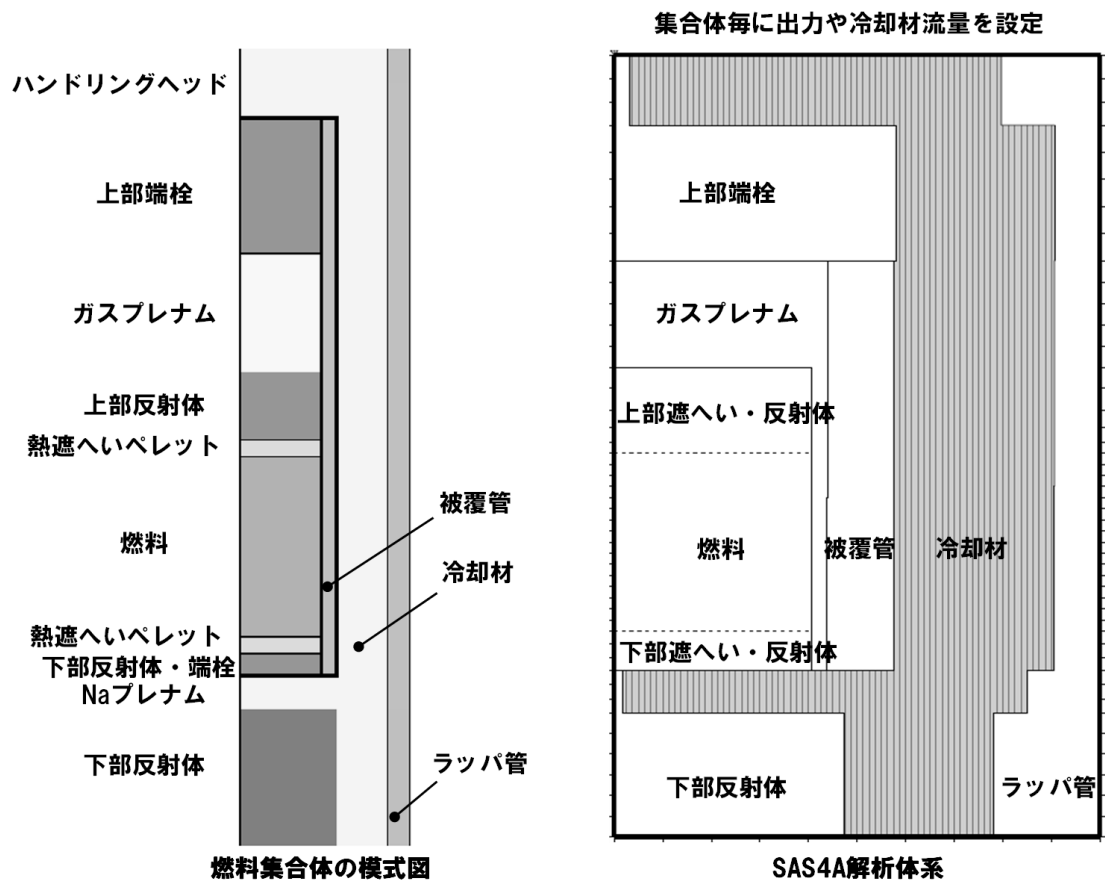
第4.3.3.1.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置: 代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

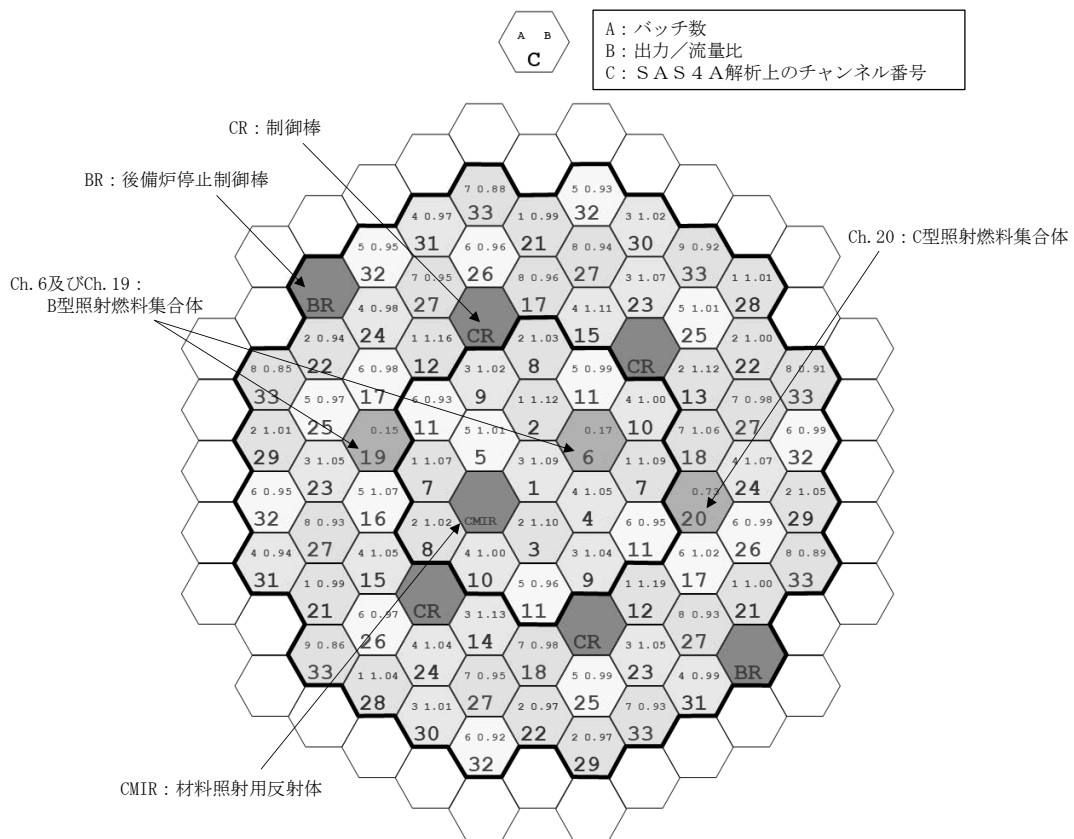


第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）

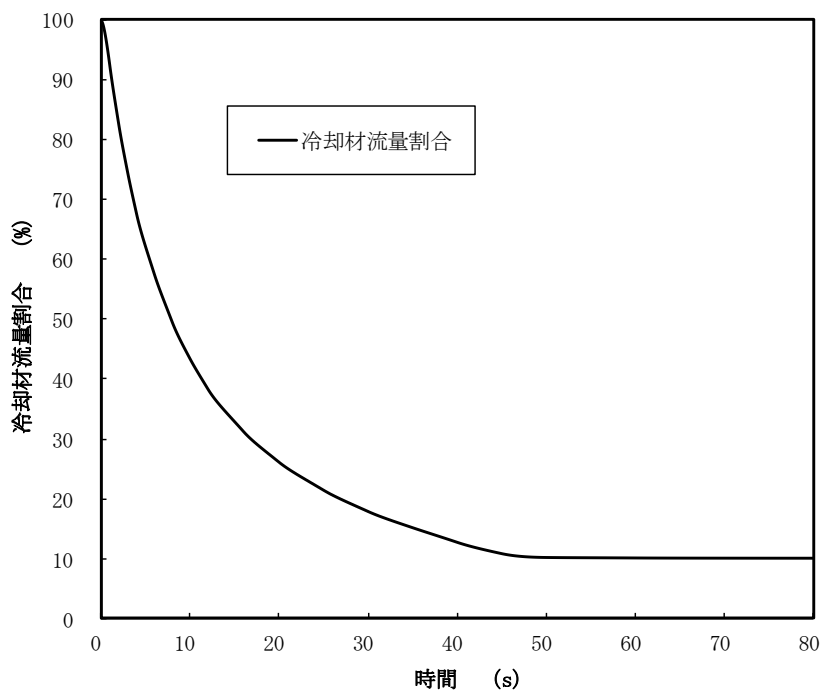


第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系

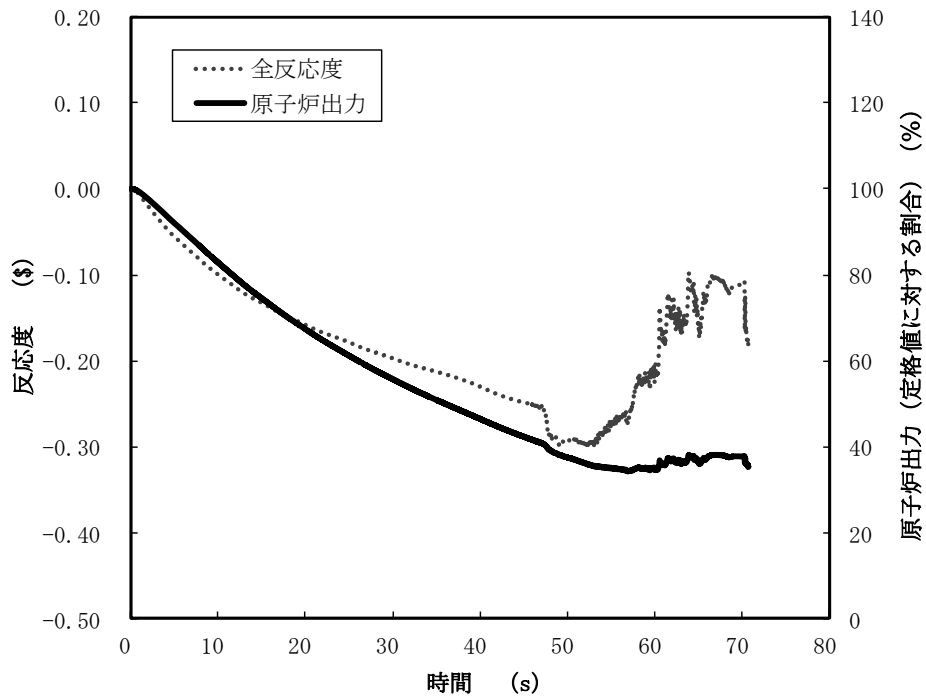




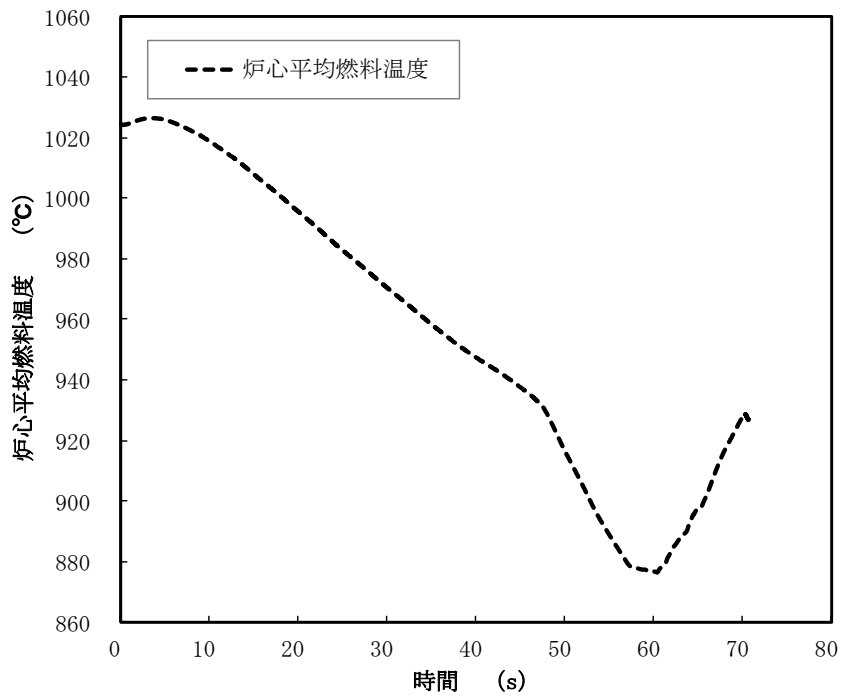
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4A の解析におけるチャンネルの配置図



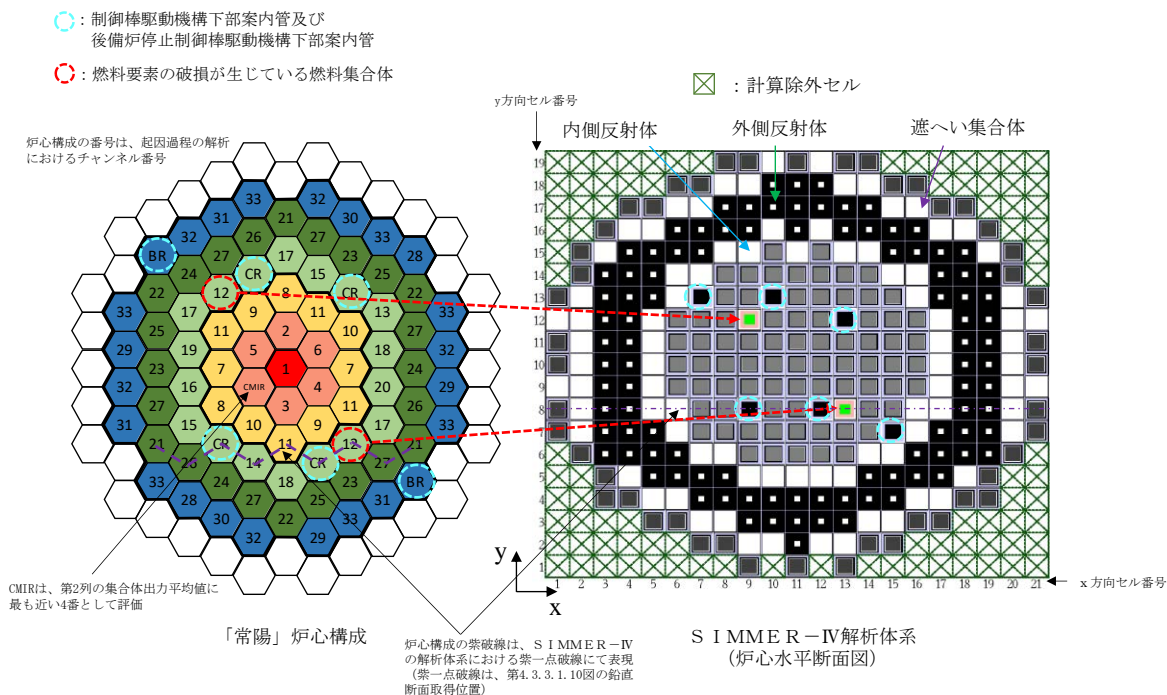
第 4.3.3.1.6 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



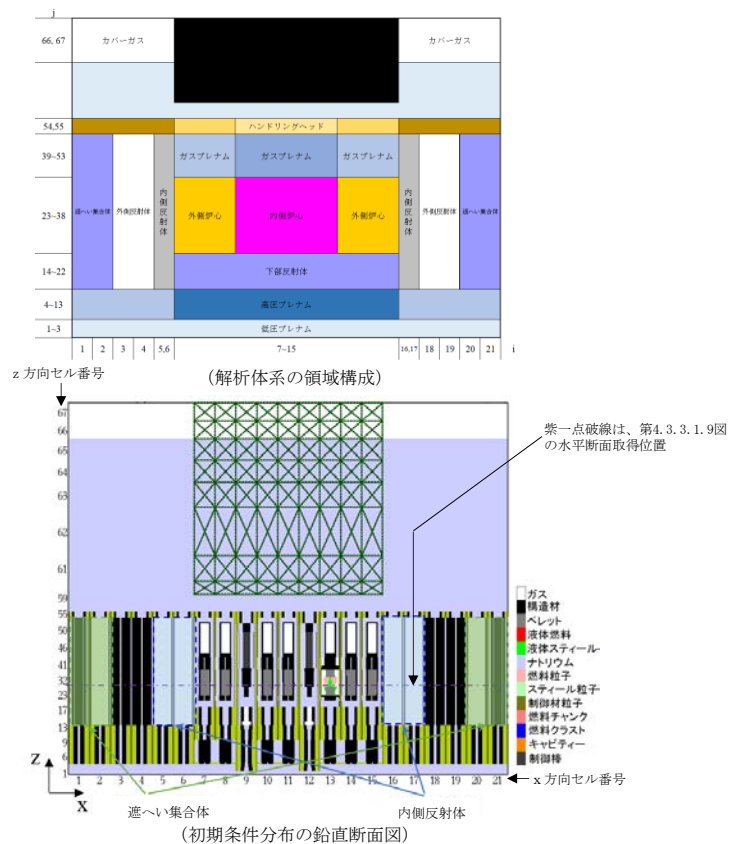
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



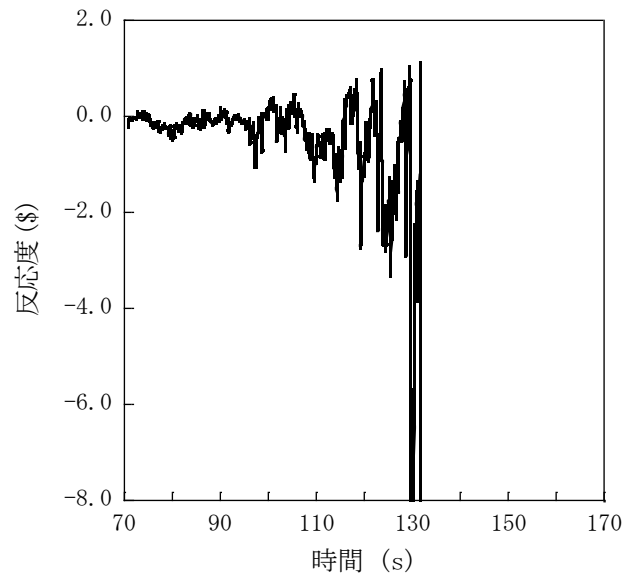
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



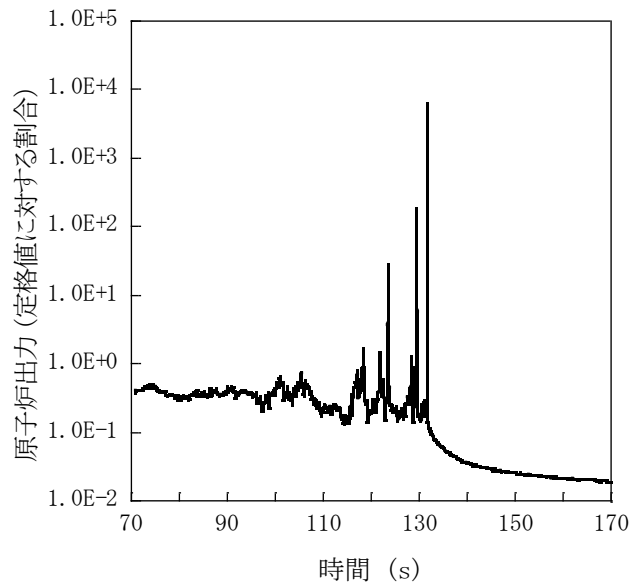
第4.3.3.1.9図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



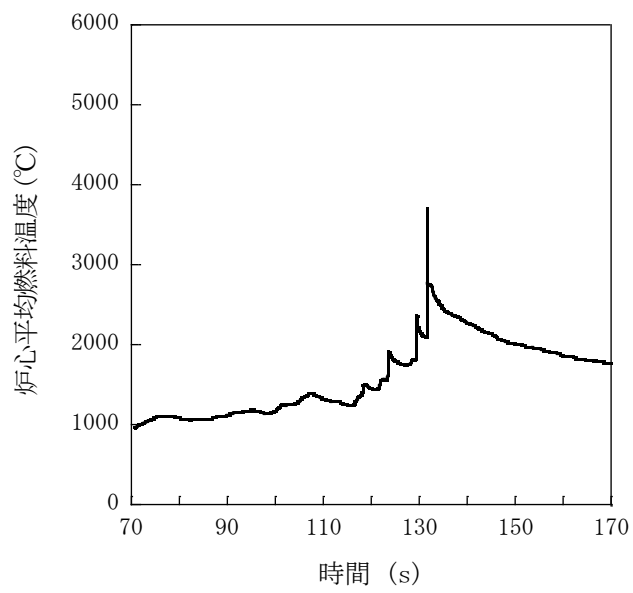
第4.3.3.1.10図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



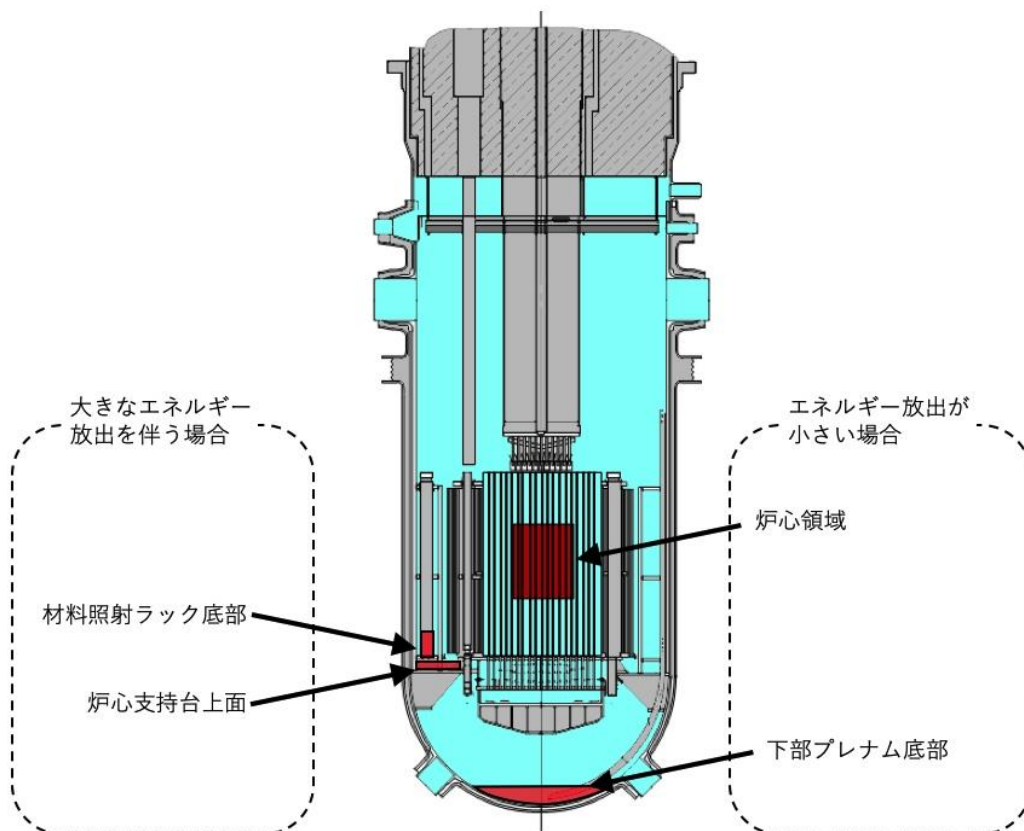
第 4. 3. 3. 1. 11 図 遷移過程における反応度履歴



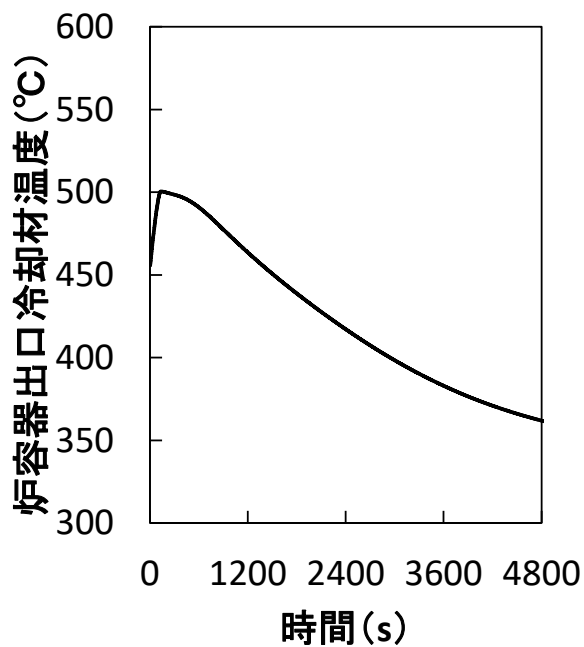
第 4. 3. 3. 1. 12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



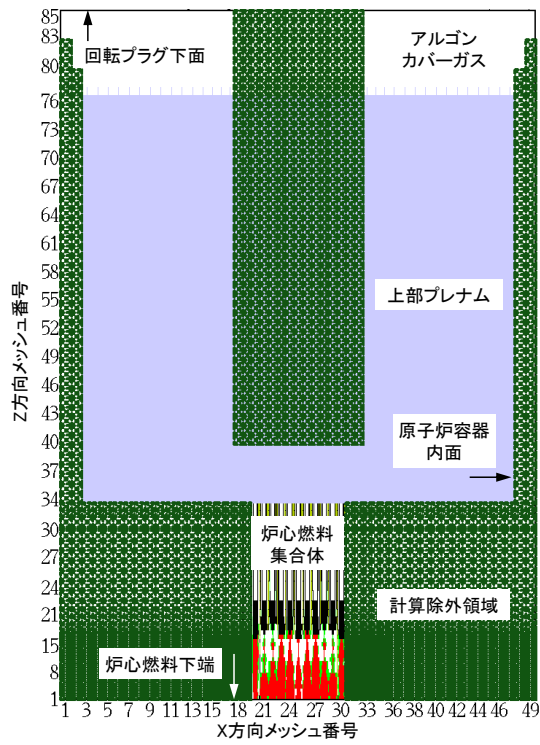
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



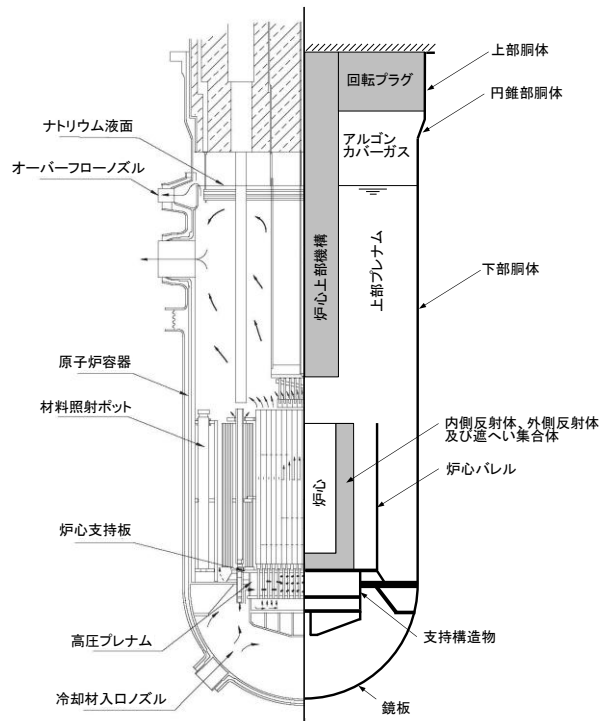
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



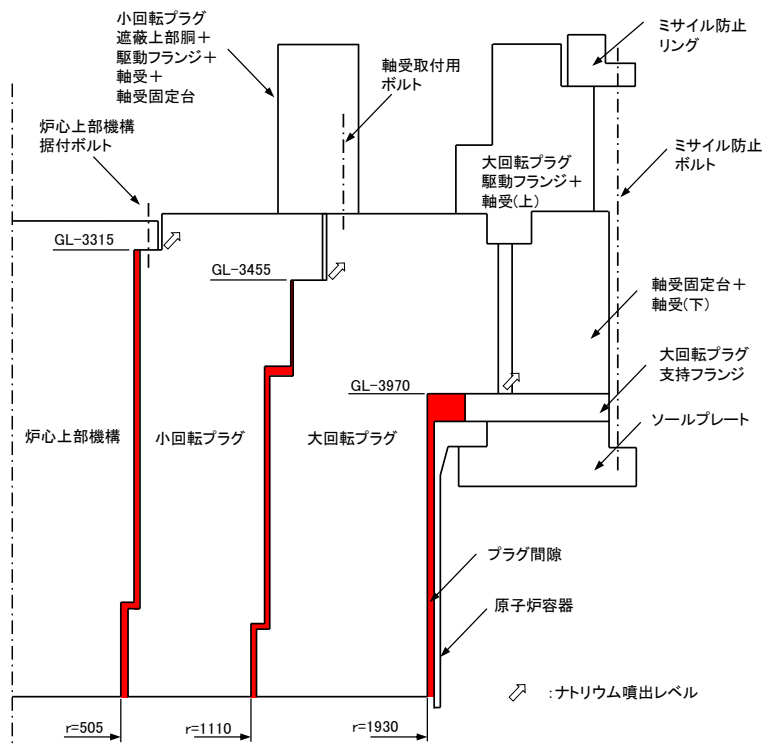
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



第 4.3.3.1.16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）

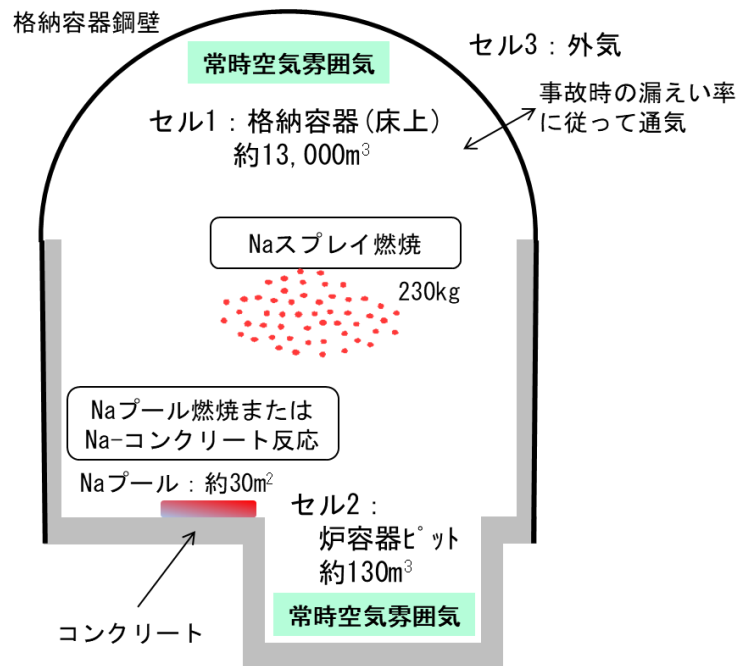


第 4.3.3.1.17 図 AUTODYNにおける解析体系

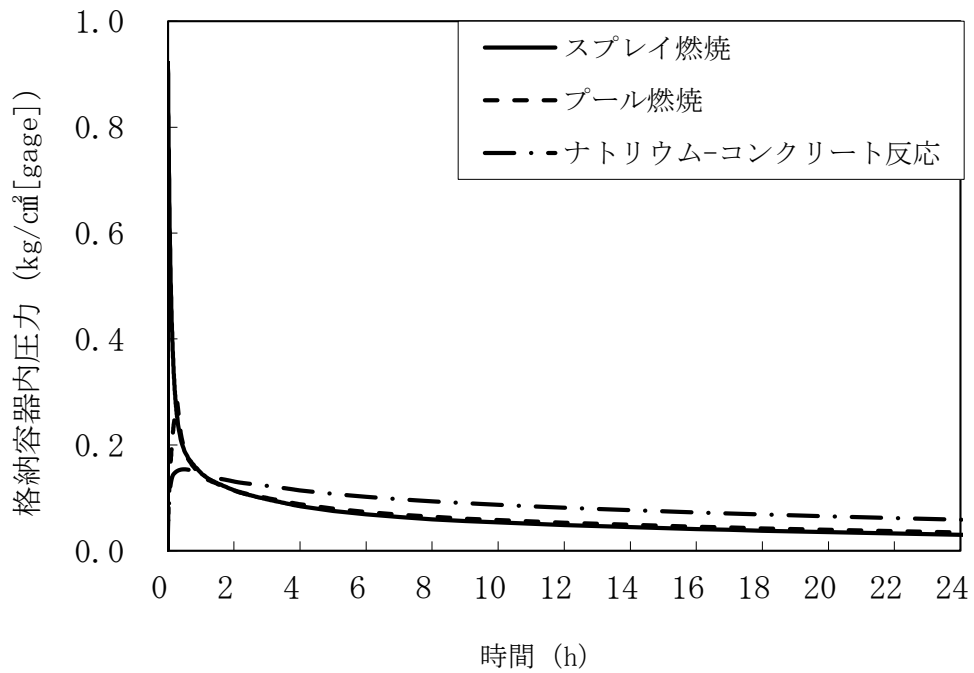


第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系

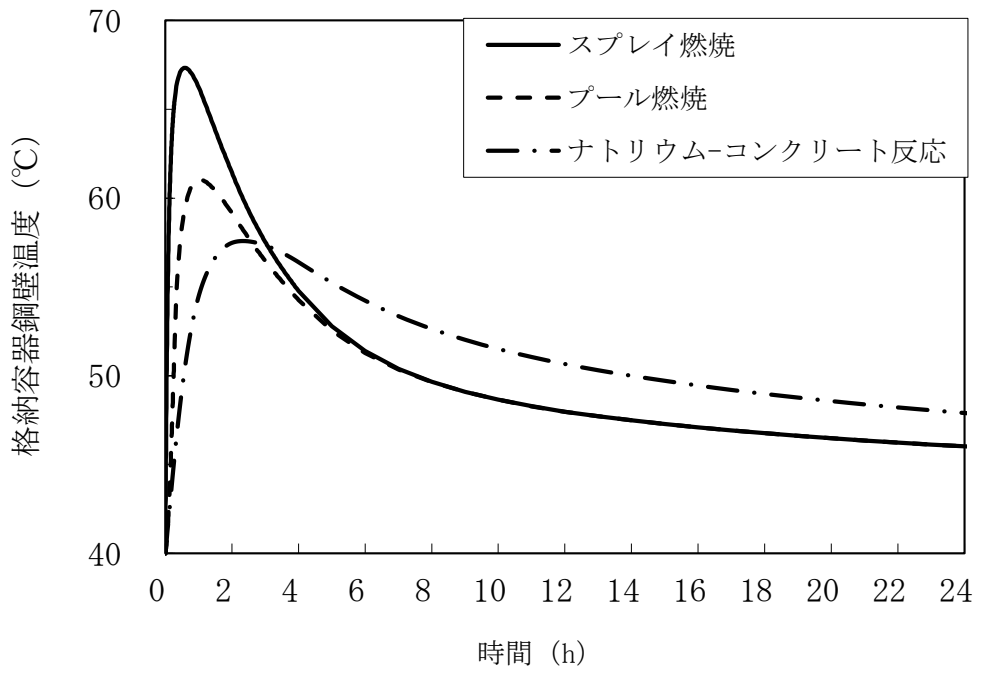




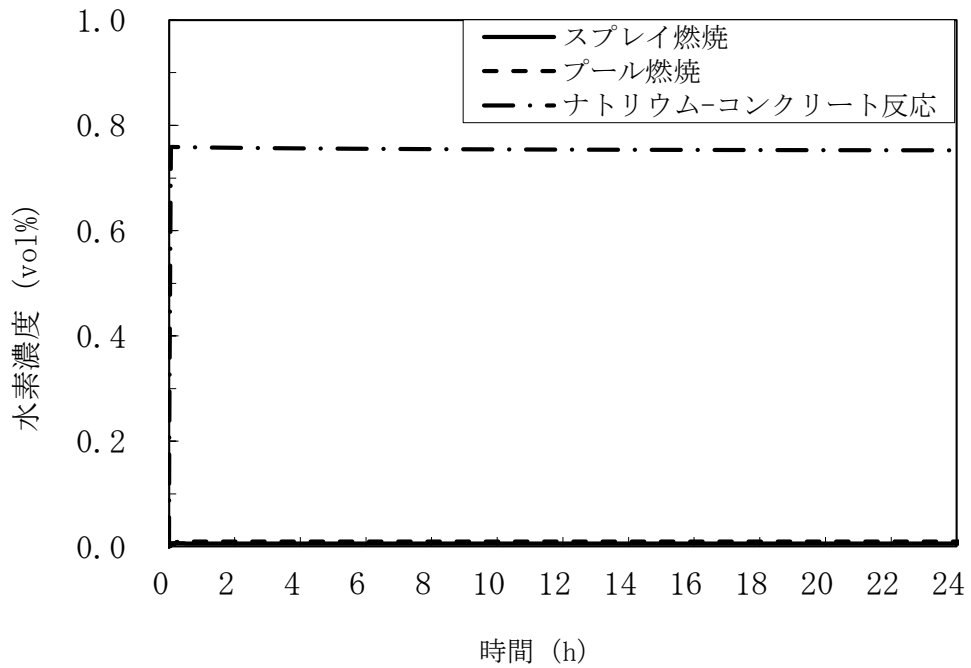
第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



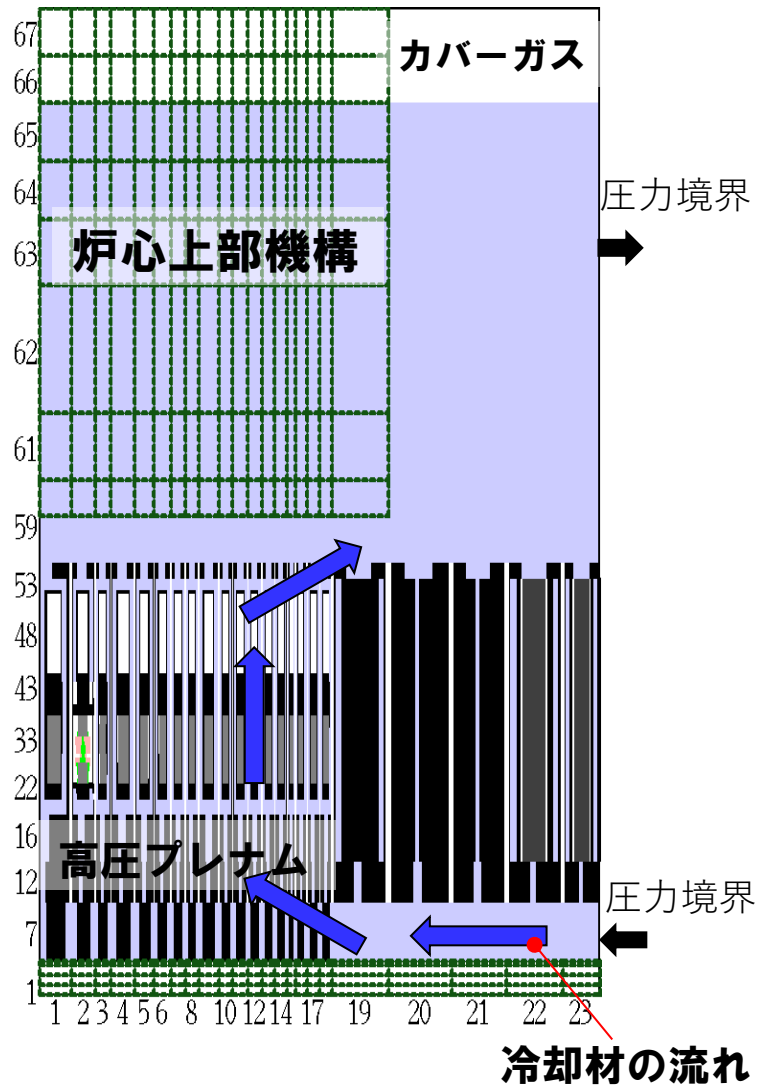
第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移



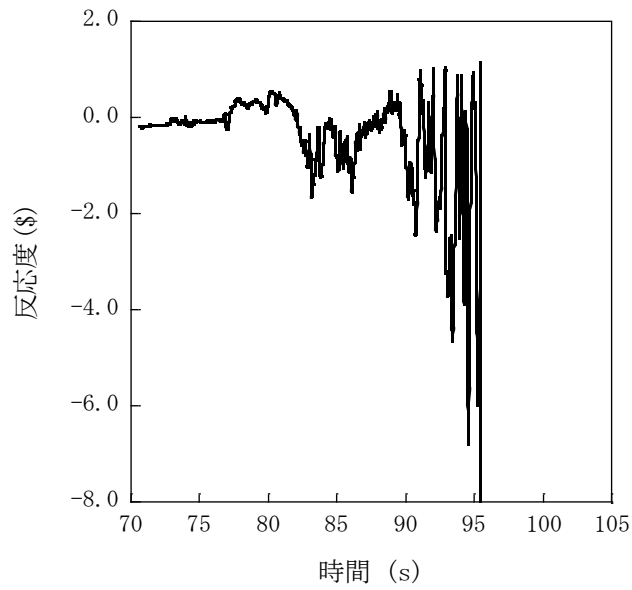
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



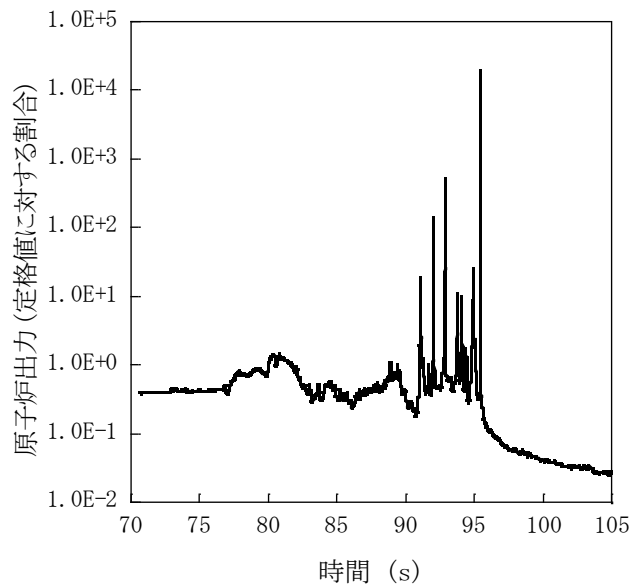
第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移



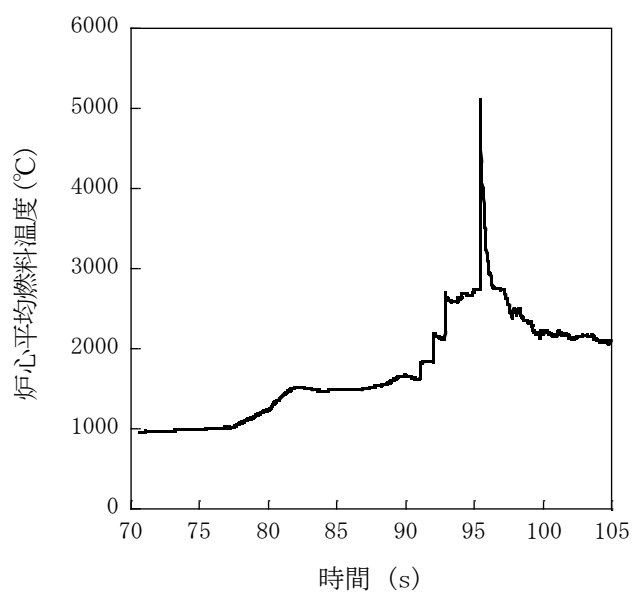
第 4. 3. 3. 1. 23 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



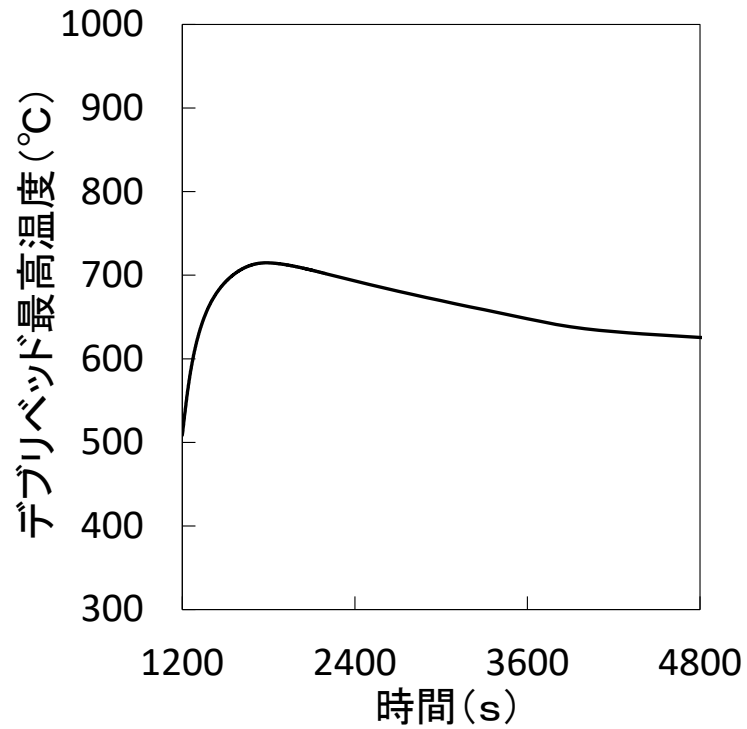
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



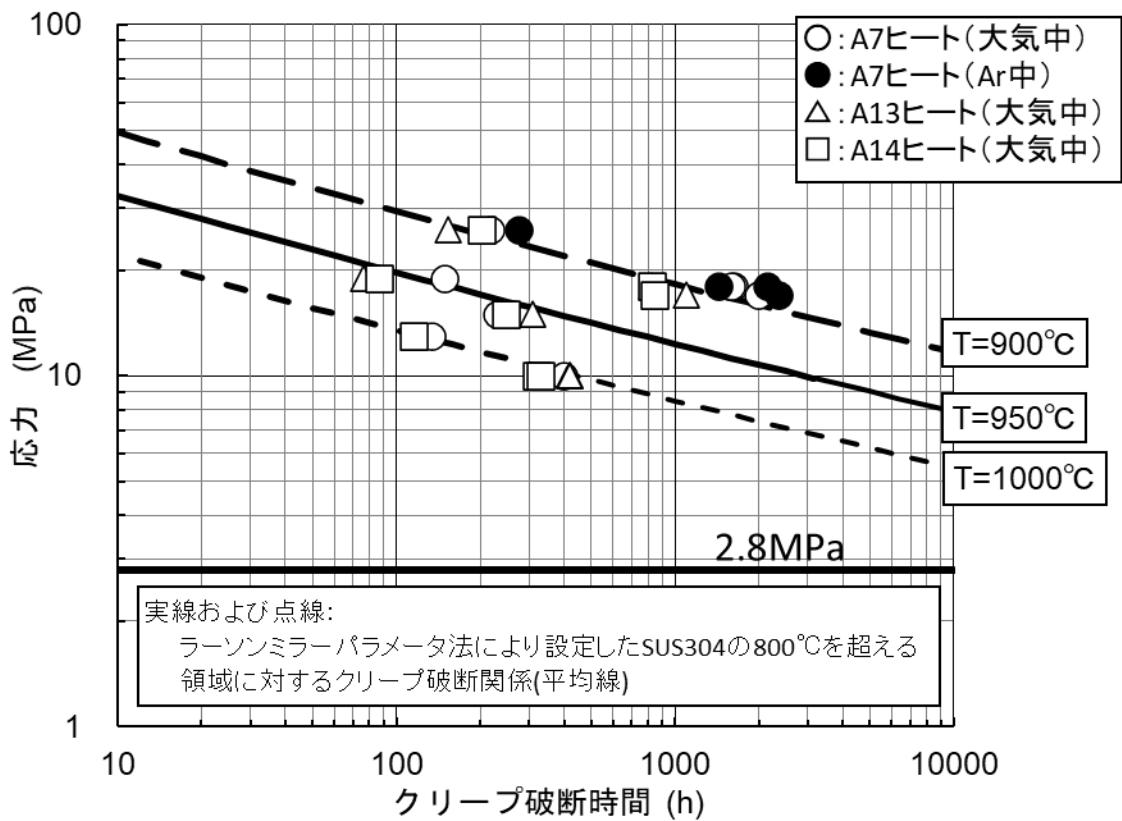
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



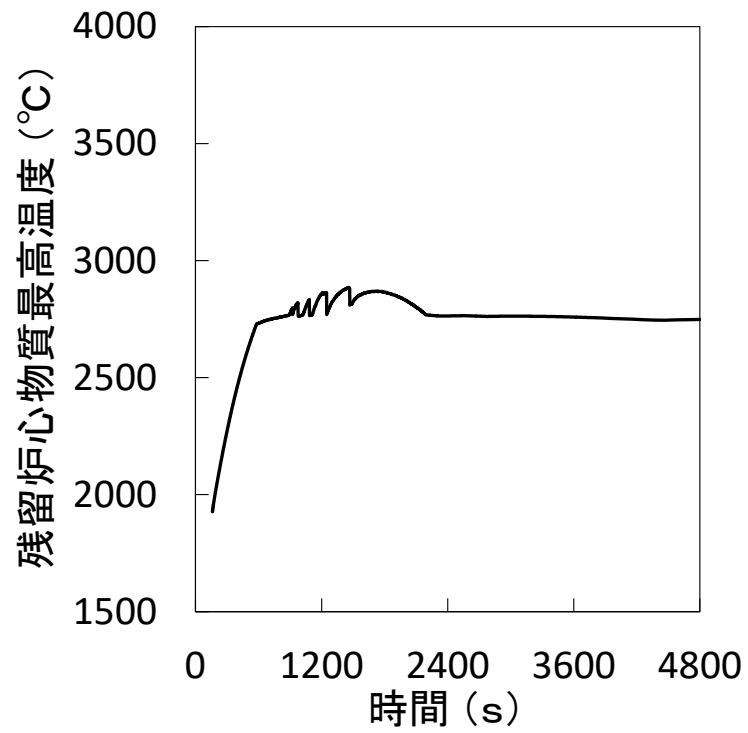
第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



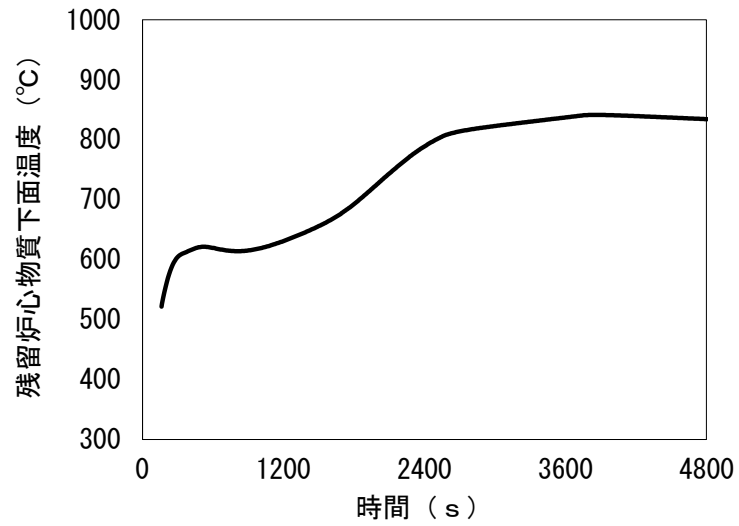
第4.3.3.1.27図 デブリベッド最高温度の履歴



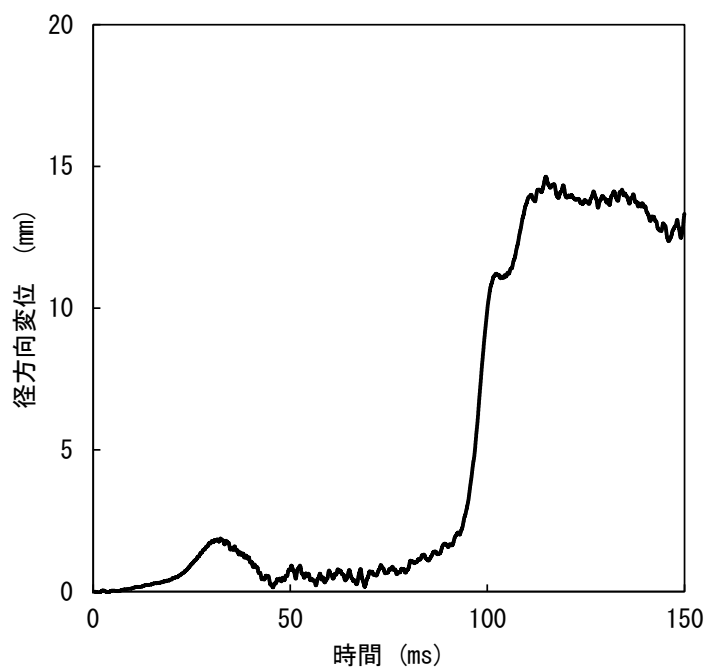
第4.3.3.1.28図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係 (900°Cから1,000°C)



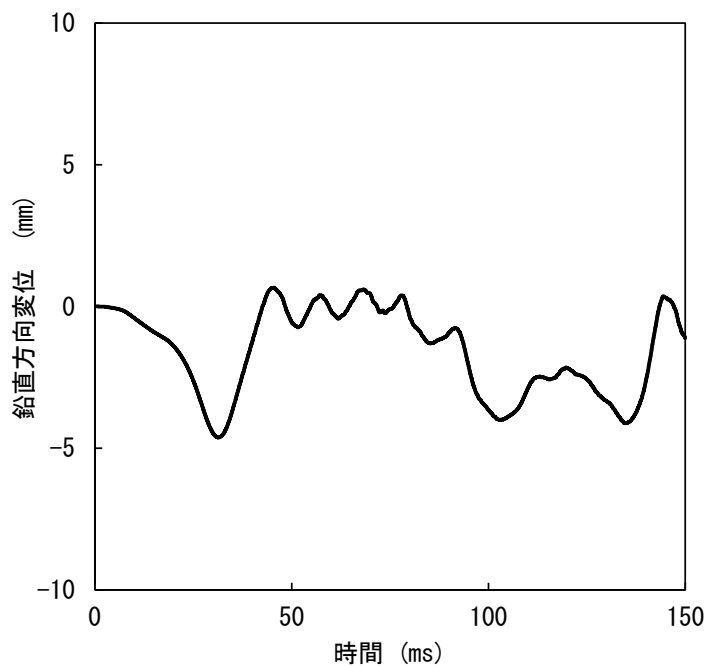
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴



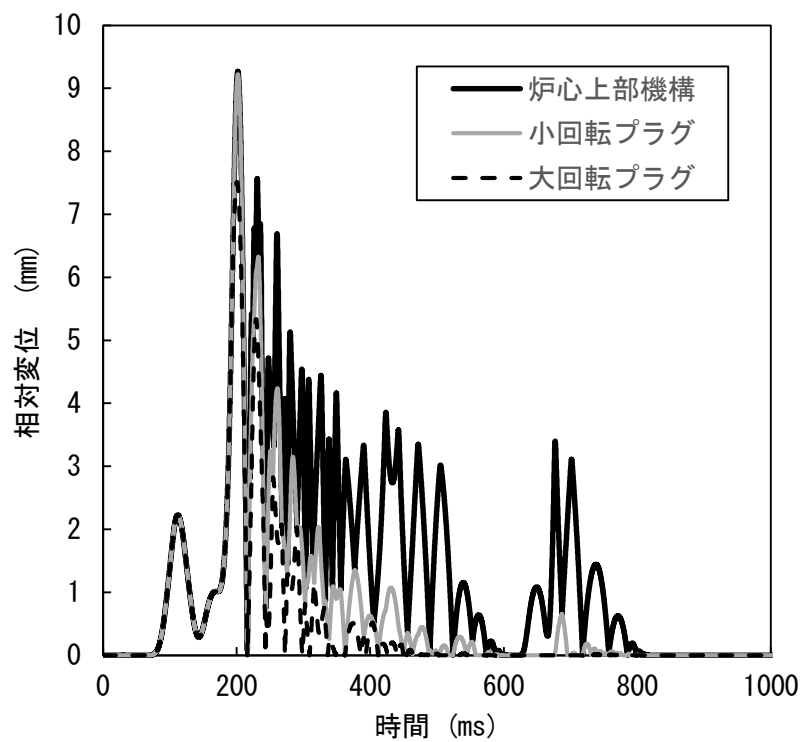
(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位  
 (安全容器内の構造物との間隙：260mm)



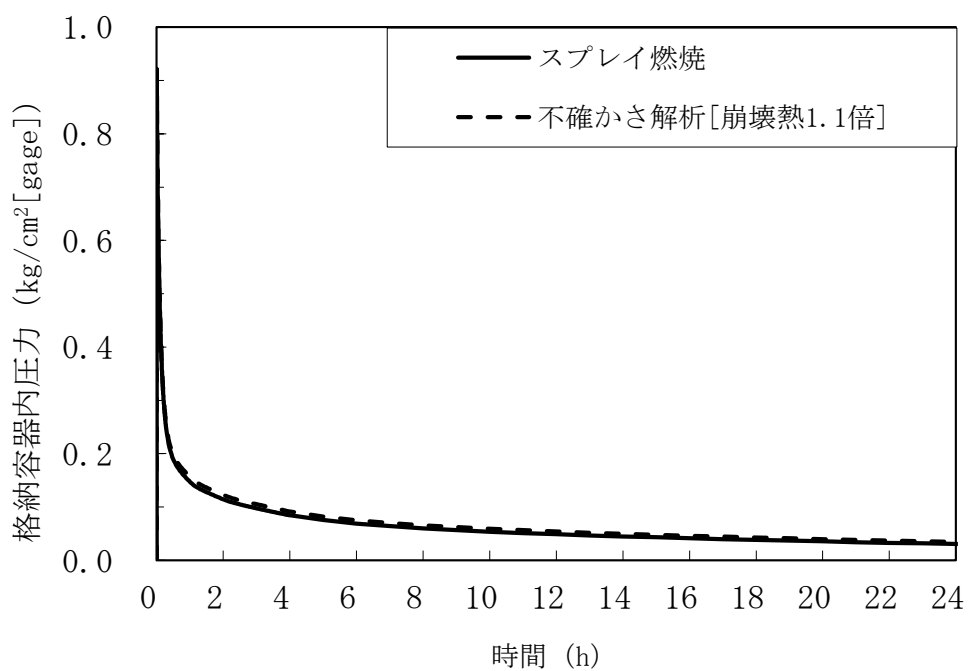
(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位  
 (安全容器内の構造物との間隙：165mm)

第 4. 3. 3. 1. 31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴

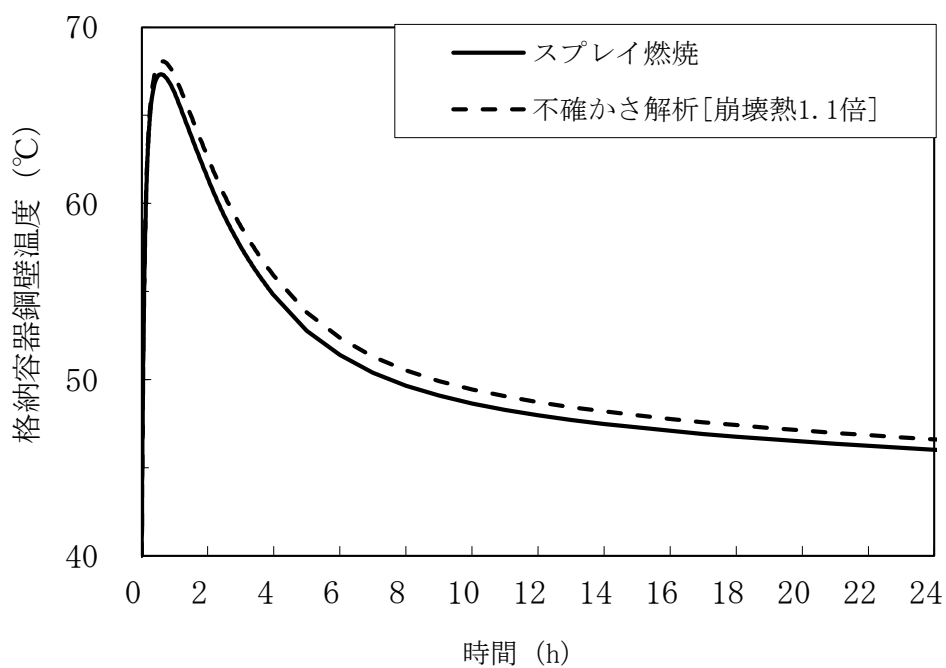




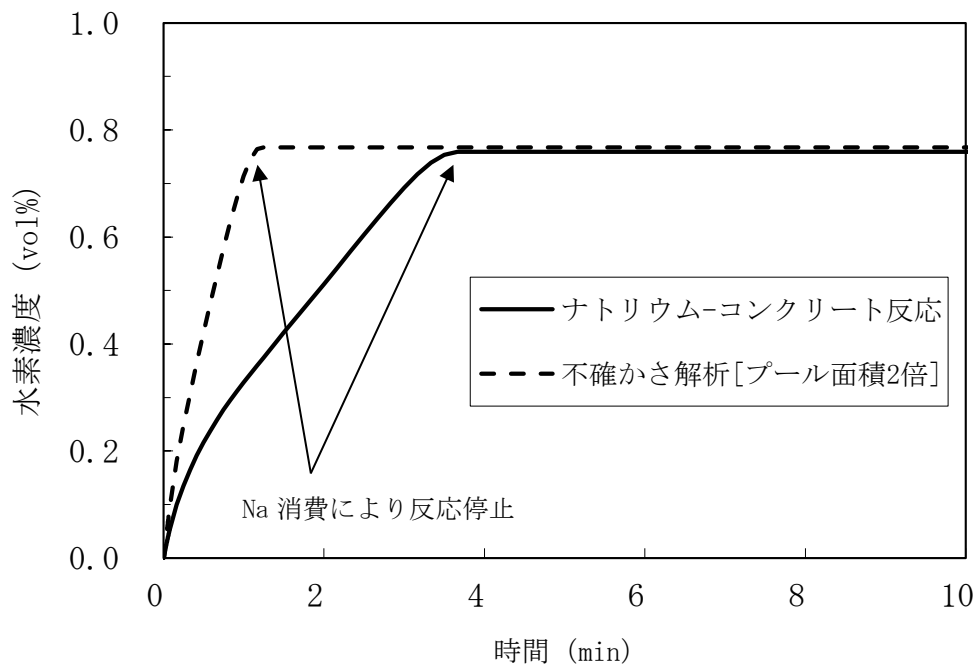
第 4.3.3.1.32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



第 4. 3. 3. 1. 33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 1. 34 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

#### 4.3.3.2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.2.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することに

より、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記のb. ～d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な

対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.2.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.2.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

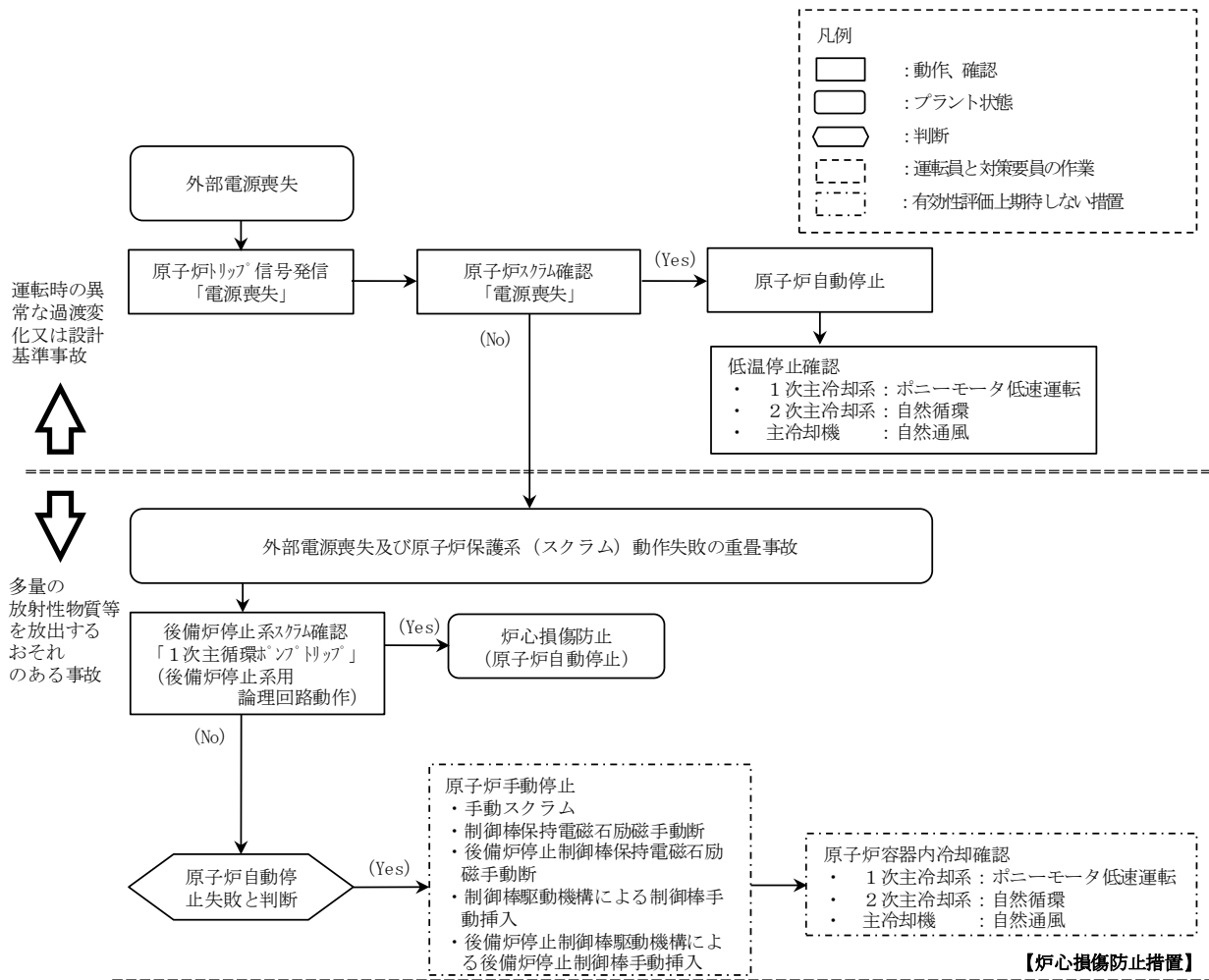
上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装







第 4.3.3.2.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少した際に、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプ軸固着による炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.3.1図及び第4.3.3.3.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することに

より、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

#### (ii) 格納容器破損防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

#### (iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

#### (4) 資機材

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.3.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路はSクラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.3.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.3図に示す。

1次主循環ポンプ軸固着の発生により、事故ループの冷却材流量は急速に減少するとともに、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止する。「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号で

ある「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後1.2秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻4.2秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

1次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの1次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約750℃及び約740℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず最高温度は約460℃であり、評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- |        |   |   |
|--------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用す                       |

る。

- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.3.4 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、約 10℃高くなり、それぞれ約 760℃及び約 750℃となるが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460℃であり、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず評価項目を満足する。

以上より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

## (ii) 格納容器破損防止措置

### i) 基本ケース

#### i. 起因過程の解析

##### a. 解析条件

計算コード S A S 4 A により解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の S A S 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。S A S 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の 1 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第 4.3.3.3.5 図に示す。

- 4) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料に対する被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失する。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.6 図及び第 4.3.3.3.7 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 52.3 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 3 チャンネル（炉心燃料集合体

数：4) の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界 (0.0\$) を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,020°C から最大値の約 1,040°C まで上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉の出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

## ii. 遷移過程の解析

### a. 解析条件

計算コード S I M M E R - I V により解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.3.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布 (質量、温度、速度及び圧力) 及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.9 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子 s は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3 次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット (無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル) を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3 次元直交座標 (流体力学メッシュ : 21×19×67) でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行



- しているため、定格運転時の 6.5%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
  - 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
  - 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
  - 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.10 図から第 4.3.3.3.12 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 70 秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 75 秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 78.6 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻 79.8 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 4,200°C である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-600\$未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することは

ない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。

### iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じとする。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。

#### a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動をFLOWENTで解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。

- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのボニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 $\mu$ m、空隙率を0.6とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じて下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約40%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。このため、炉心領域から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約80秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。ここでは、デブリベッドが形成されるまでの時間を保守的に無視して、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約80秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約440 $^{\circ}$ C、約440 $^{\circ}$ C及び350 $^{\circ}$ Cとする。
- 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約80秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約470 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約500 $^{\circ}$ Cとする。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部の構造物による損傷炉心物質の放出の抑制効果を無視して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの

100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5, 130°Cの損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°Cとする。

上記で示した上部プレナムにおけるデブリベッド冷却に係る条件は、「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。このため、上部プレナムにおけるデブリベッド冷却の解析は、「4. 3. 3. 1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

#### b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第 4. 3. 3. 3. 13 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 490°Cまで上昇するが、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

##### ① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1 次応力）について、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS 304 のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

##### ② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 40%となる場合については、「iii) 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再熔融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

#### iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、回転プラグの下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

##### a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をSIMMER-IVで解析する。SIMMER-IVにおける解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答をAUTODYNで解析する。AUTODYNにおける解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出をPLUGで解析する。PLUGにおける解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4,200°C及び 1,700°Cとする。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した溶融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元

- 円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
  - 6) P L U Gによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生 of 解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
  - 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 2.6MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 15%程度である。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側面に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.5%程度であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間、2 回に分けて最大約 2.4mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも 0.2%程度であり、破断伸びである 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成さ

れる回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないと評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から v. より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷

のまま後続の遷移過程に移行する。

## ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

ここでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」における結果を考慮して、炉心中心への熔融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。

本解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第 4.3.3.3.14 図から第 4.3.3.3.16 図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,130°C である。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

## iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、



不確かさ幅を十分に包絡する損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

#### ① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「i)基本ケース iii.再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i)基本ケース ii.遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約70%の炉心物質が再熔融する時刻（事象発生から約1,200秒後）とする。

解析結果を第4.3.3.3.17図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心熔融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

#### ② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第4.3.3.3.18図及び第4.3.3.3.19図に示す。

伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490°Cであり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

#### iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及びスチール平均温度の最大値はそれぞれ 5,130°C及び 2,310°Cである。

上部プレナム下部の FCI の不確かさの影響も考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.4MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.3.20 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、安全容器側壁に作用を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は、原子炉容器を下方に変形させるものの、安全容器底面に作用を及ぼさない。原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は 0.8%程度であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。

第 4.3.3.3.21 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ固定ボルトのひずみは、最大で 0.6% であり、破断伸び 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上 i. から iv. より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第 4.3.3.3.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

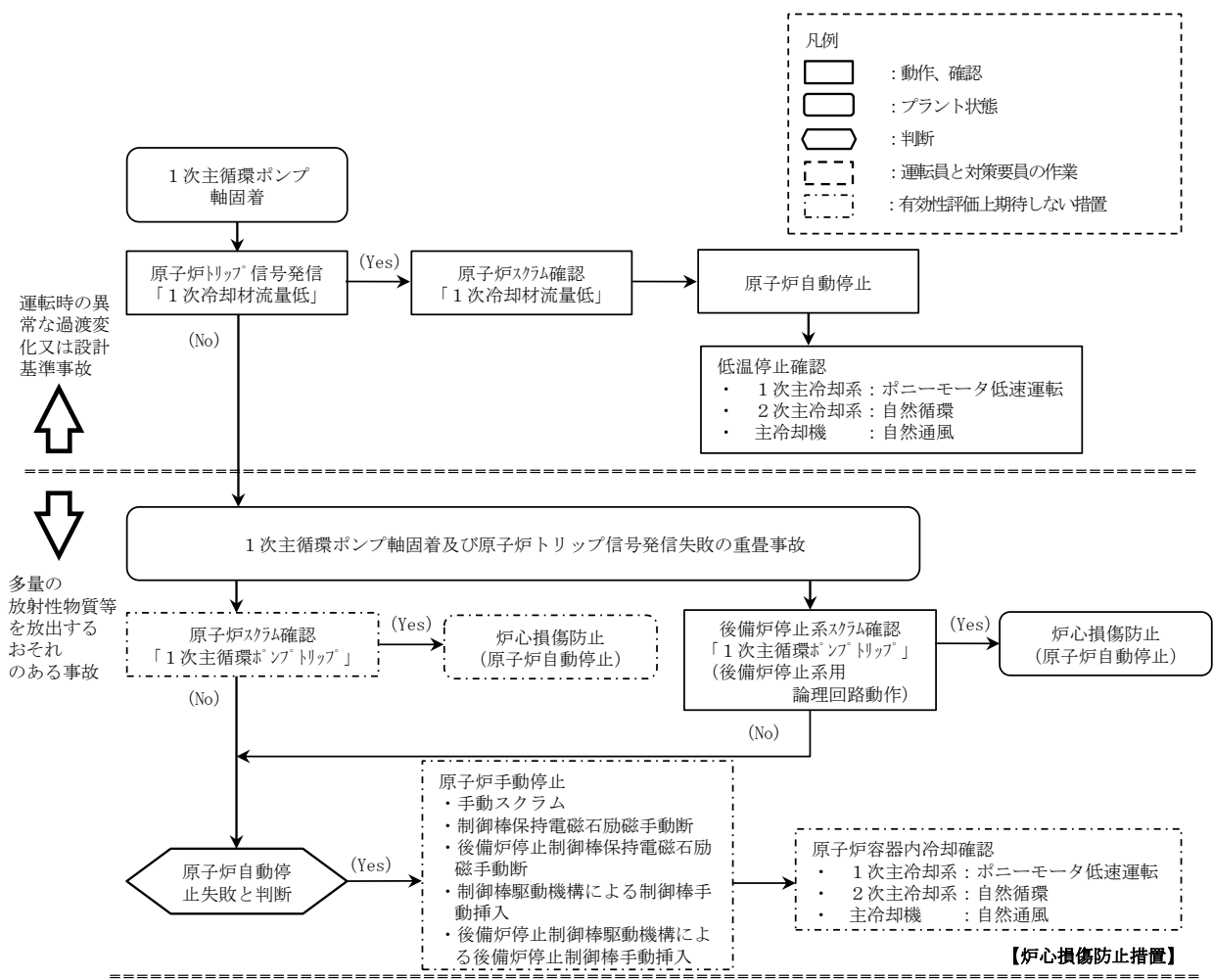
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系（ポンプモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。</li> </ul>	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 関連するプロセス計装

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

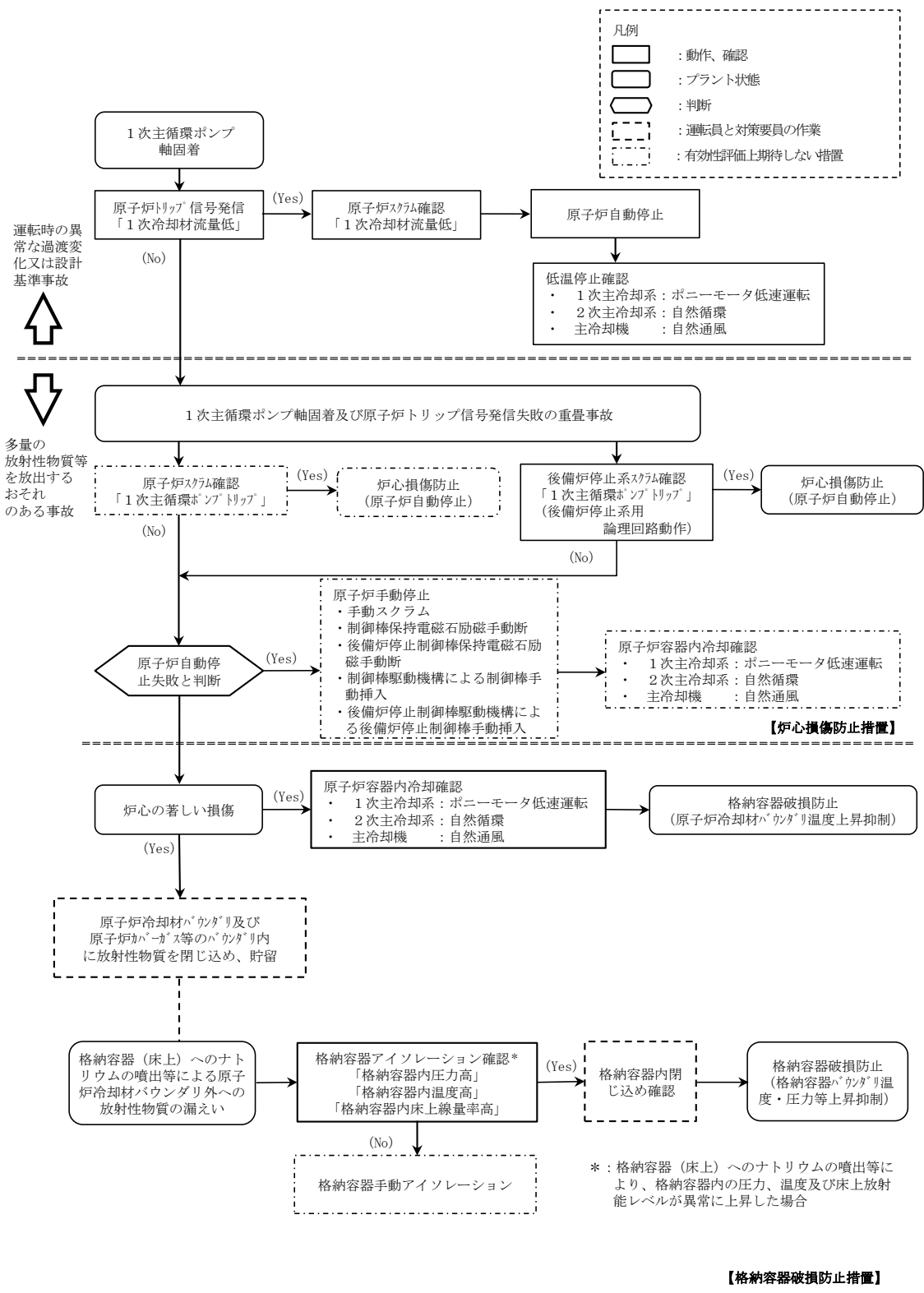
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) △事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Time bar]															・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Time bar]															・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Time bar]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) △事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Time bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Time bar]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Time bar]															・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Time bar]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Time bar]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。

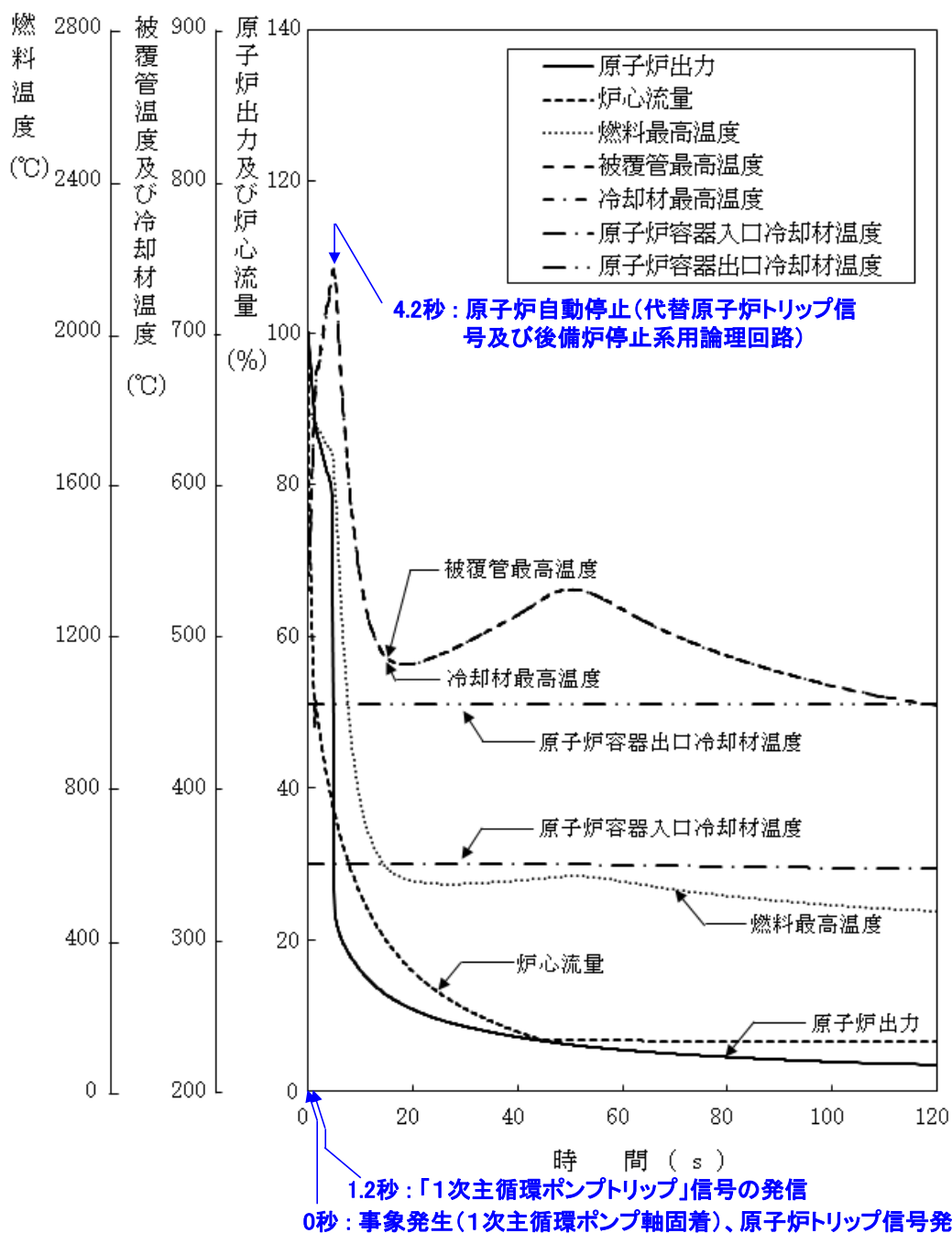


第 4.3.3.3.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

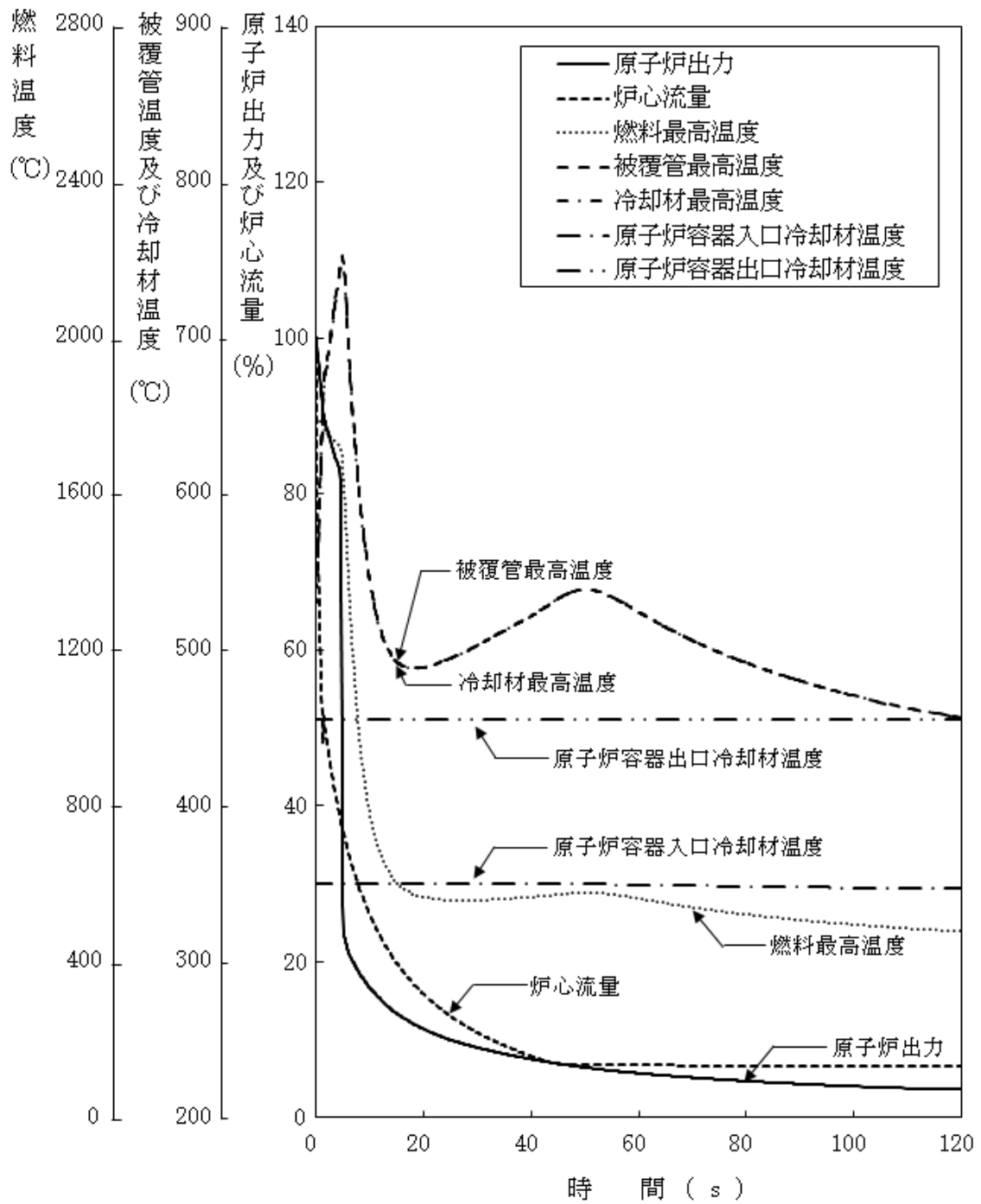


第 4.3.3.3.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

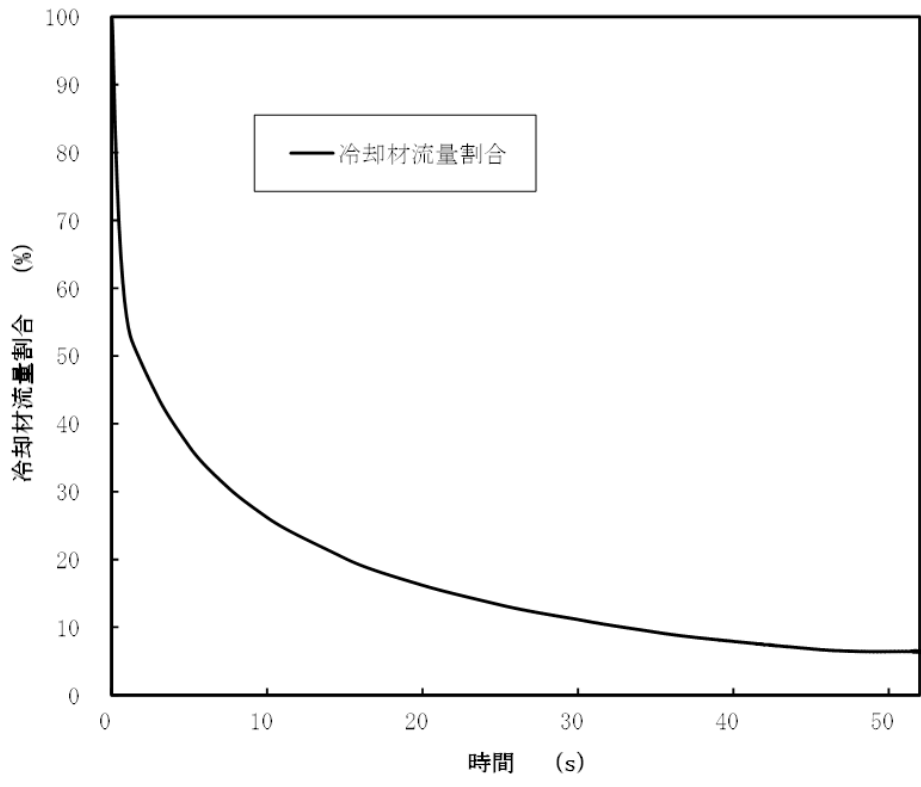




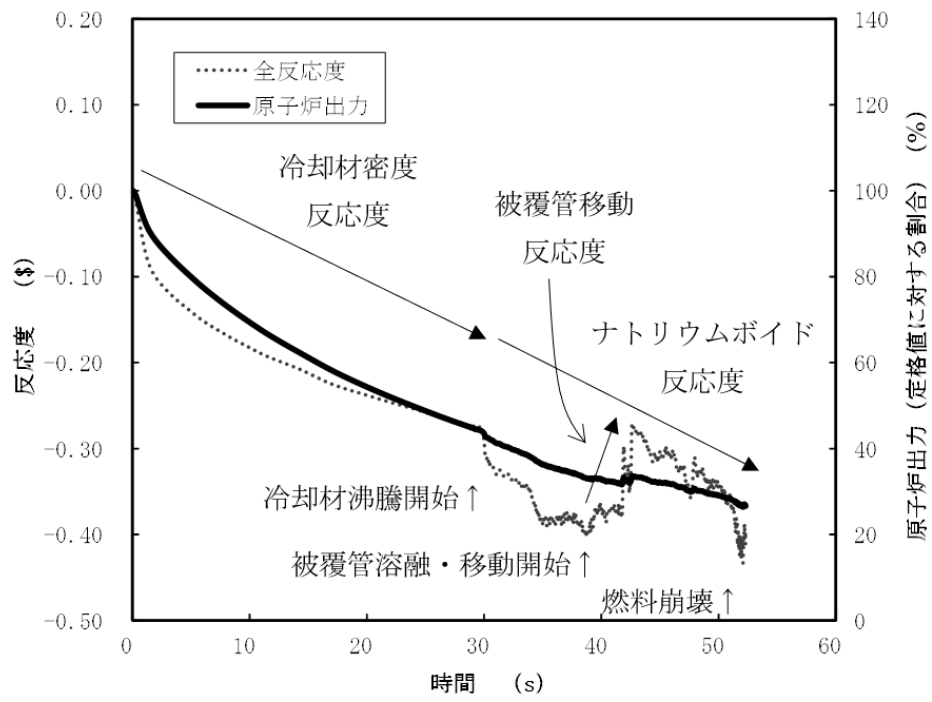
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



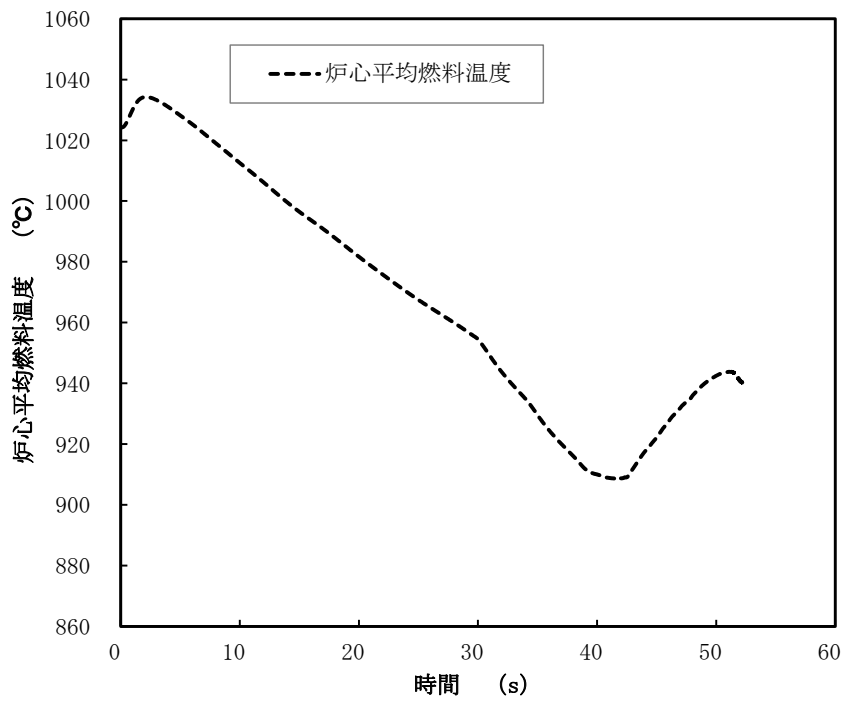
第 4.3.3.3.4 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)



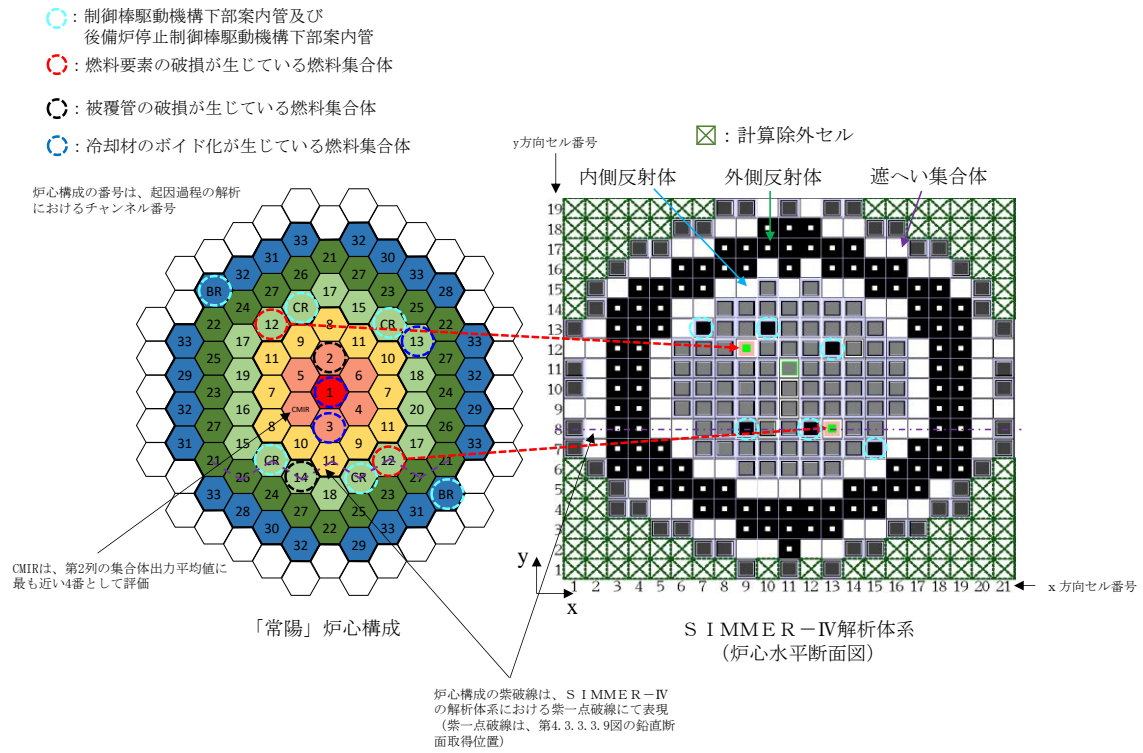
第 4.3.3.3.5 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



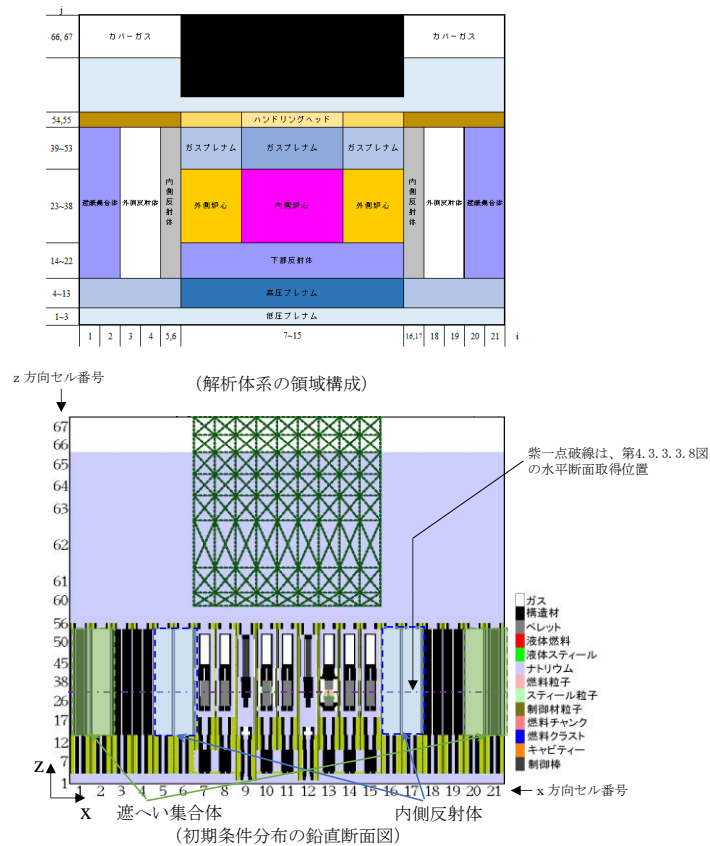
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における出力及び反応度履歴



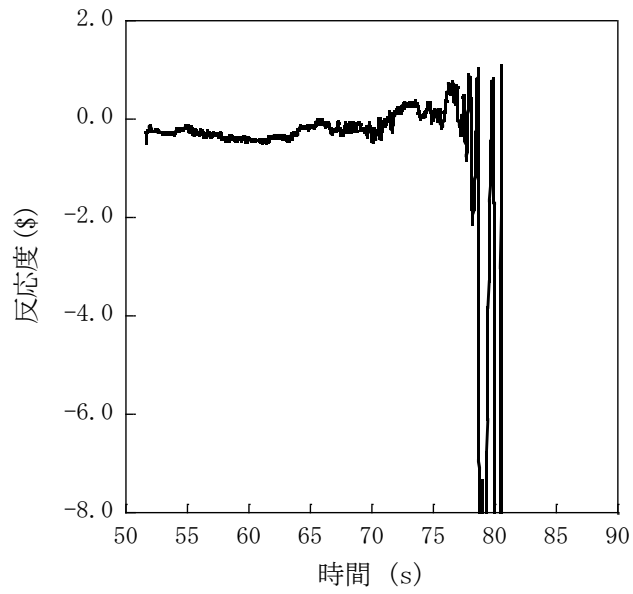
第 4.3.3.3.7 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



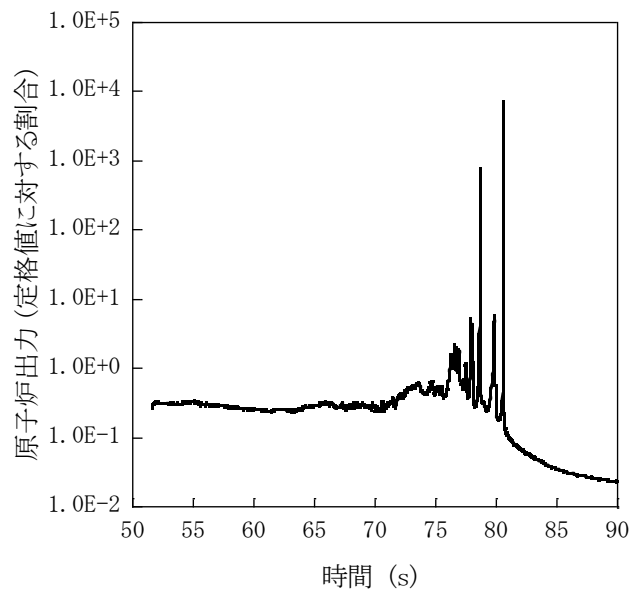
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



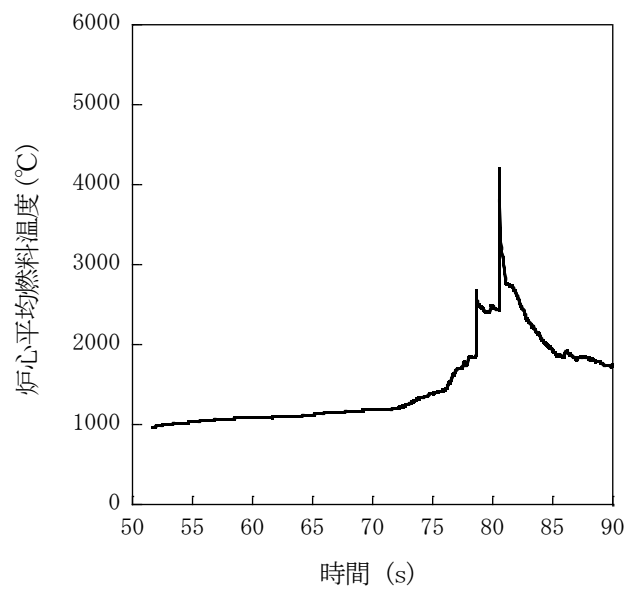
第 4.3.3.3.9 図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



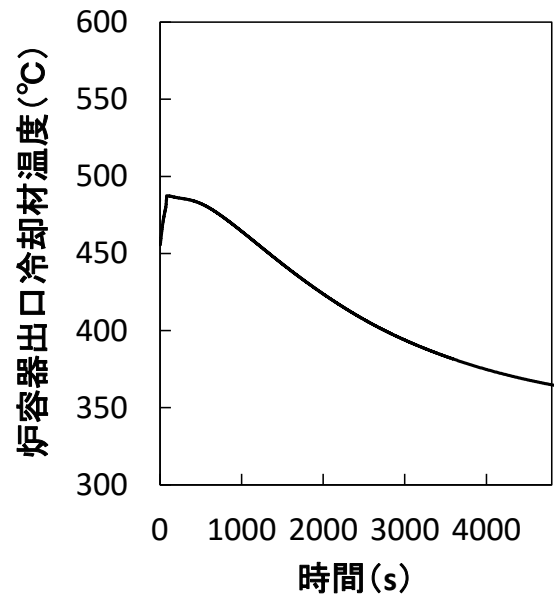
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における反応度履歴



第 4.3.3.3.11 図 遷移過程における出力履歴

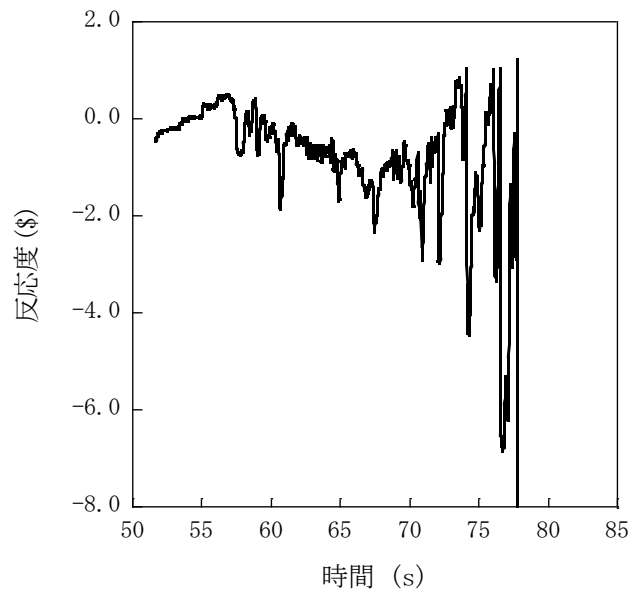


第 4. 3. 3. 3. 12 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴

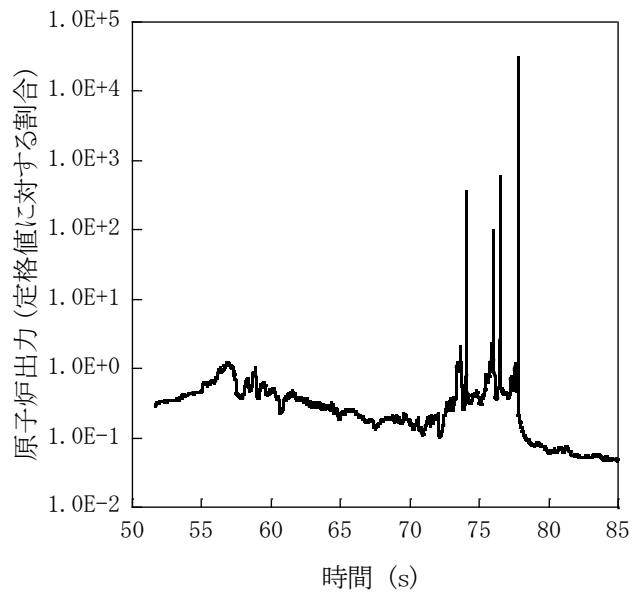


第 4.3.3.3.13 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴

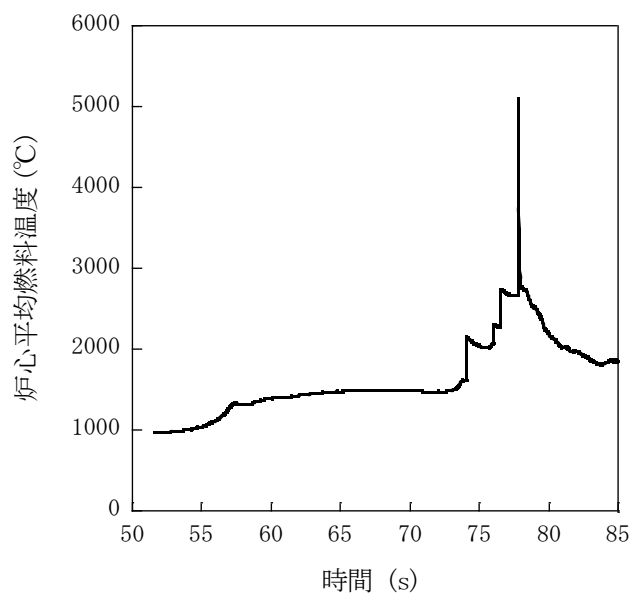




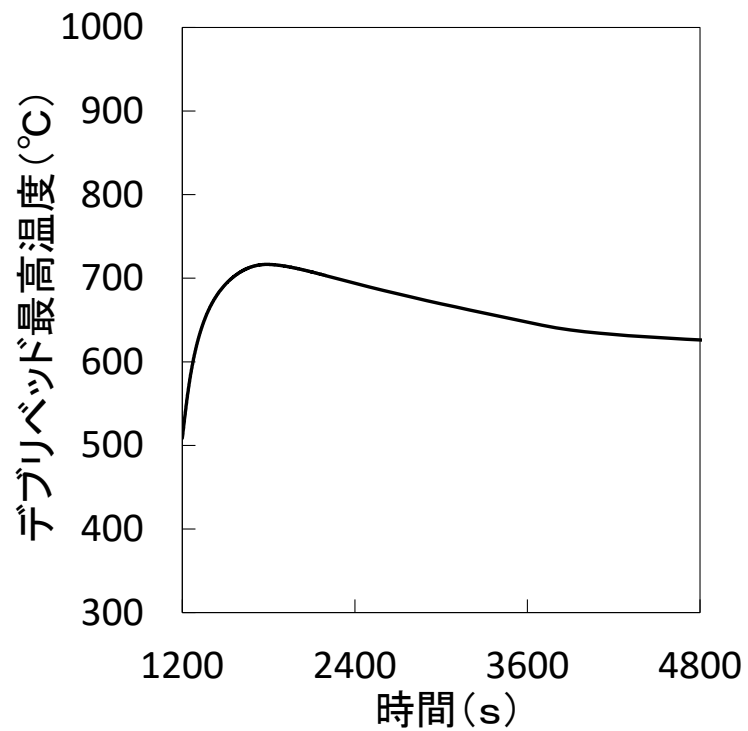
第 4.3.3.3.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



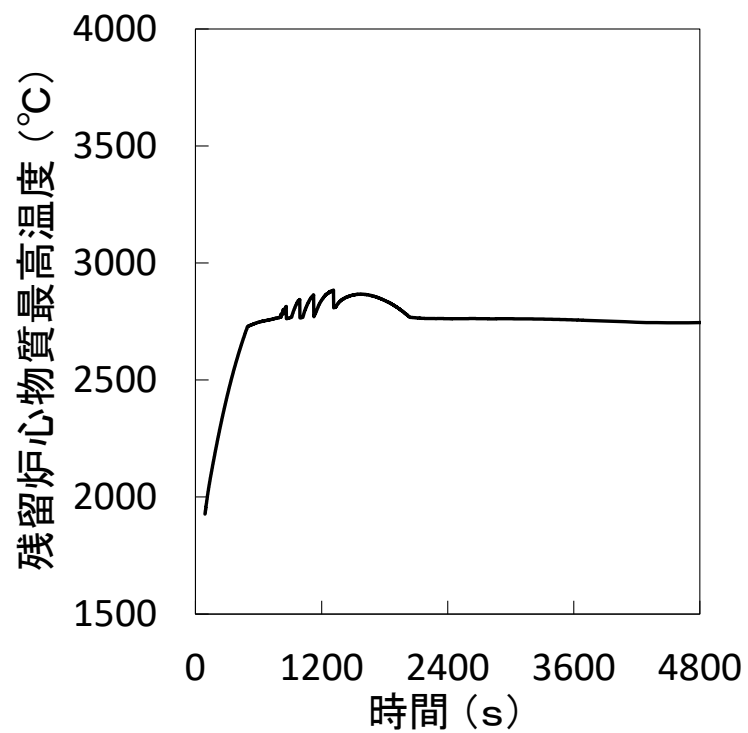
第 4.3.3.3.15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



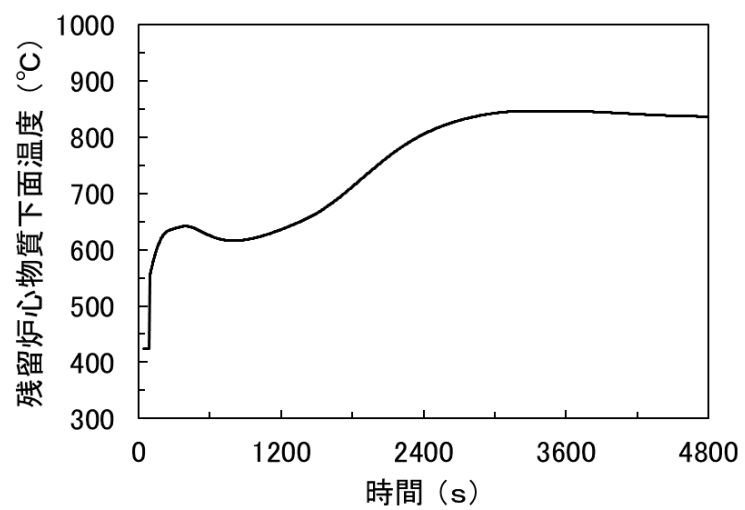
第 4.3.3.3.16 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



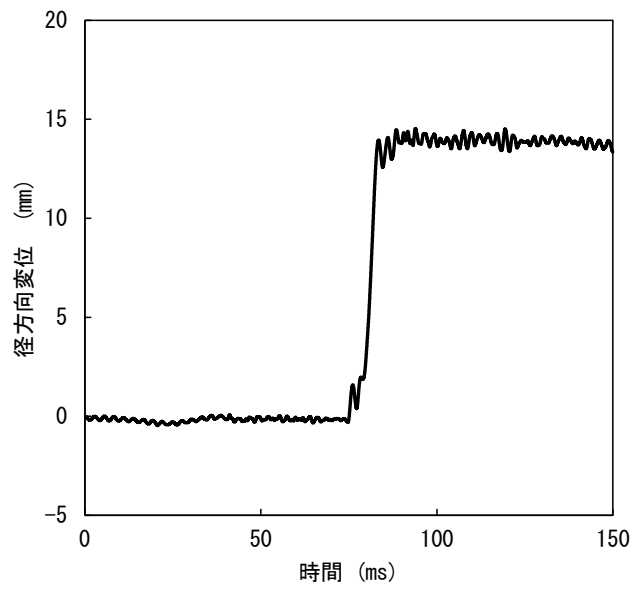
第 4. 3. 3. 3. 17 図 デブリベッド最高温度の履歴



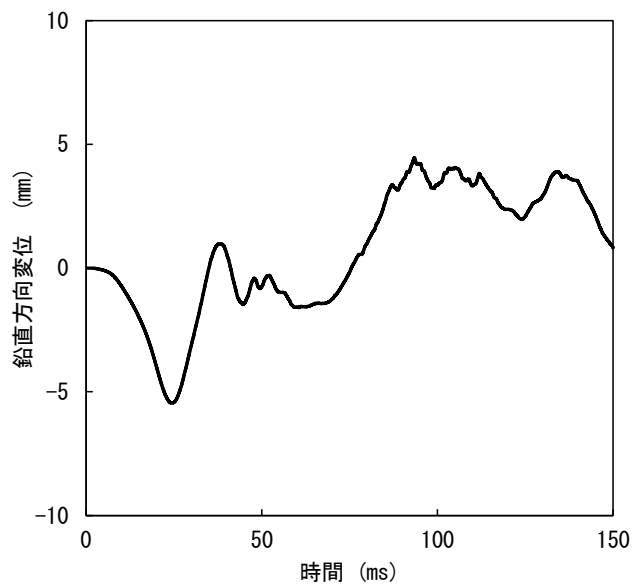
第 4. 3. 3. 3. 18 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 19 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

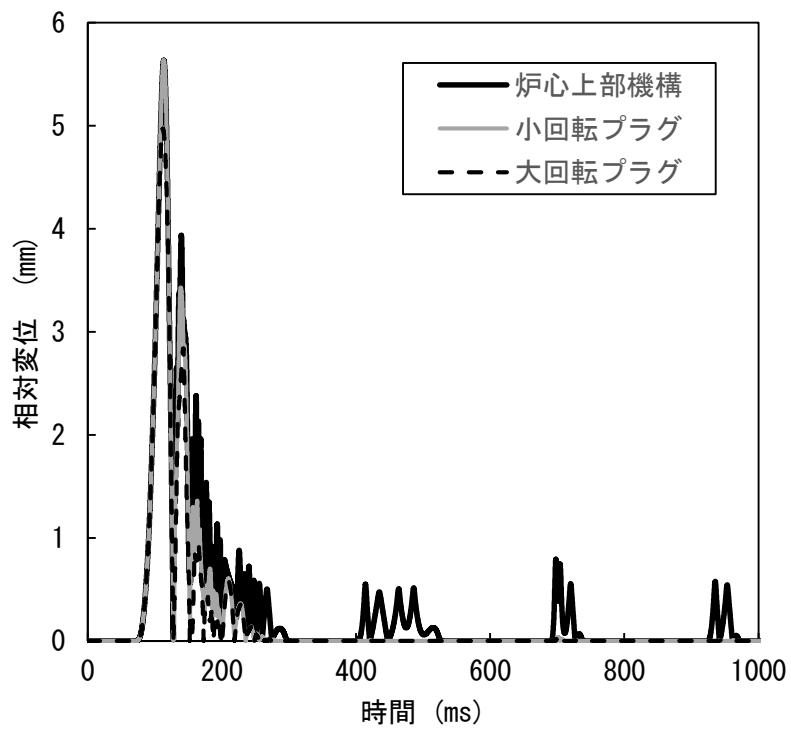


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位  
(安全容器内の構造物との間隙：260mm)



(A) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位  
(安全容器内の構造物との間隙：165mm)

第 4.3.3.3.20 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



第 4. 3. 3. 3. 21 図 回転プラグの動的応答の解析結果

#### 4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.4.1図及び第4.3.3.4.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子

炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。

- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。



#### (4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.4.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

#### (5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.4.2 表に示す。

#### (6) 措置の有効性評価

##### (i) 炉心損傷防止措置

##### i) 基本ケース

##### a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/sとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464°C、応答時間は 3.4秒とする。
- 8) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

## b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.3 図に示す。

制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約 1.8 秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である 105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始 4 秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

### ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、3つの解析条件及び以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させる

ことにより不確かさの影響を最大限に評価する。

反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜に伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した  $4.2\phi/s$  とする。代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+10℃を考慮し、474℃とする。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.4.4 図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「i) 基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10℃高く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べて約 13 秒遅く、時刻約 117 秒となった。その結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 160℃、約 20℃及び約 20℃高くなり、約 2,130℃、約 590℃及び約 580℃となったが、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、約 10℃高い約 480℃となったが、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

## (ii) 格納容器破損防止措置

### i) 基本ケース

#### i. 起因過程の解析

##### a. 解析条件

計算コード SAS4A により解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対

する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の S A S 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。S A S 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは 3.0¢ / s、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4.5 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換える。ただし、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いる。
- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた核分裂生成物ガスの生成量の計算や燃料中の核分裂生成物ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.6 図及び第 4.3.3.4.7 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドップラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は溶融

し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$ 程度であり即発臨界（1.0\$）を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度およびボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程においては、制御棒の引抜き以外に有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

## ii. 遷移過程の解析

### a. 解析条件

計算コード SIMMER-IV により解析する。SIMMER-IV における解析体系を第 4.3.3.4.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。SIMMER-IV における初期物質分布を第 4.3.3.4.9 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、SAS4A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3 次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。

- 5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようにオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。
- 11) 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒までは $3.0\phi/s$ 、その後115秒で0となるように徐々に減少するものとする。

#### b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.4.10図から第4.3.3.4.12図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の100%であるものの、遷移過程開始から20秒まで（事象開始から50秒）に炉心燃料集合体の約40%が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスチールによって閉塞が形成されてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約60秒に反応度が即発臨界を超過しているが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。約70秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約70秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスチール蒸気圧によって燃料が炉心から流出し、その総計は約30%である。この結果反応度は $-30\phi$ を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 $2,820^{\circ}\text{C}$ である。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却

材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。

### iii. 再配置・冷却過程の解析

本評価事故シーケンスでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの1次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「2.5.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡される。このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

### iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約2,820℃であり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果を下回り、機械的エネルギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から iv. より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

### i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードのモデルに関する不確かさとして、FPガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、制御棒の引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は以下のとおり設定する。

- 1) FPガスの保持量：燃料ペレット中のFPガスの保持量は、SAS4Aの定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となるFPガスの圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約4.2¢/sで一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では1.3倍に、負の領域では0.7倍に設定する。
- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは30%である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7倍に設定する。

- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは 20%断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは、制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 0.2\$に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約 0.3\$と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約 40 秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因



過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。

以上を踏まえて、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の場合と同様に、S IMMER-IIIにより解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。

LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。

解析結果を第4.3.3.4.13図から第4.3.3.4.15図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cとなる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300°C以下である。これは「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出量は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはないこと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.4.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

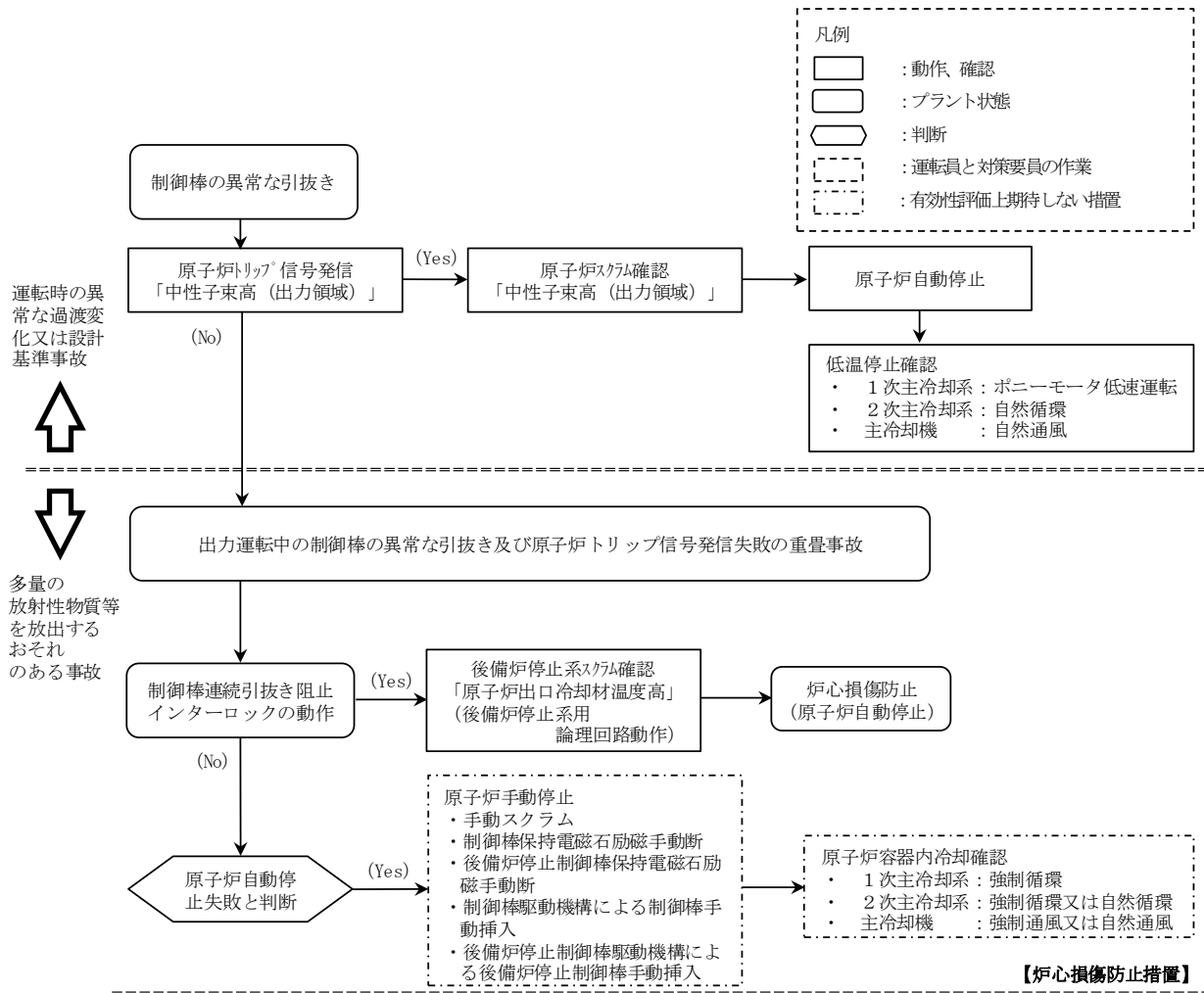
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		<ul style="list-style-type: none"> <li>▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き)</li> <li>▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗)</li> <li>▽原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>																・「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認</li> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>																・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉手動停止</li> </ul>																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第 4.3.3.4.3 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

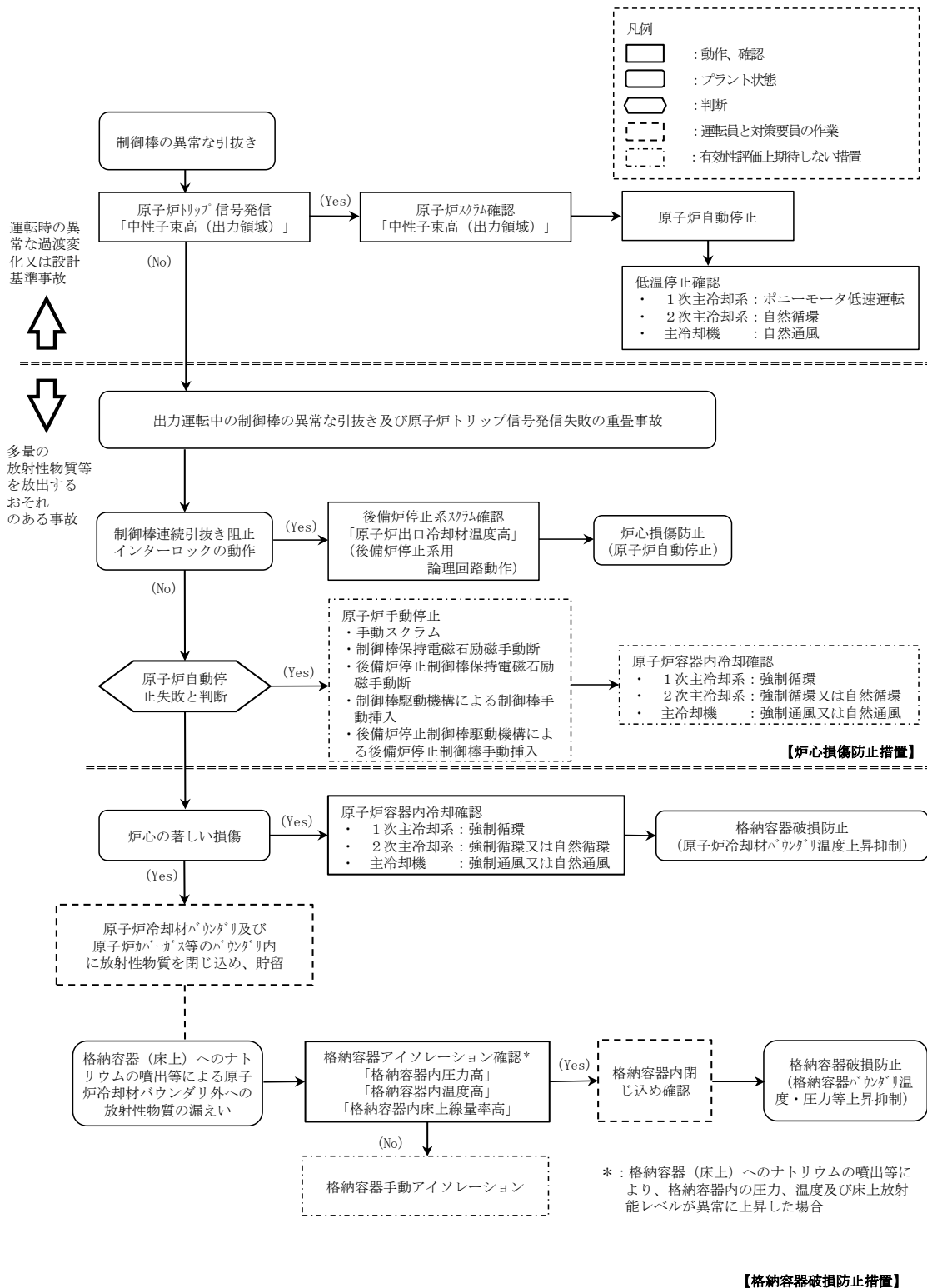
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ② 関連するプロセス計装

第 4.3.3.4.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

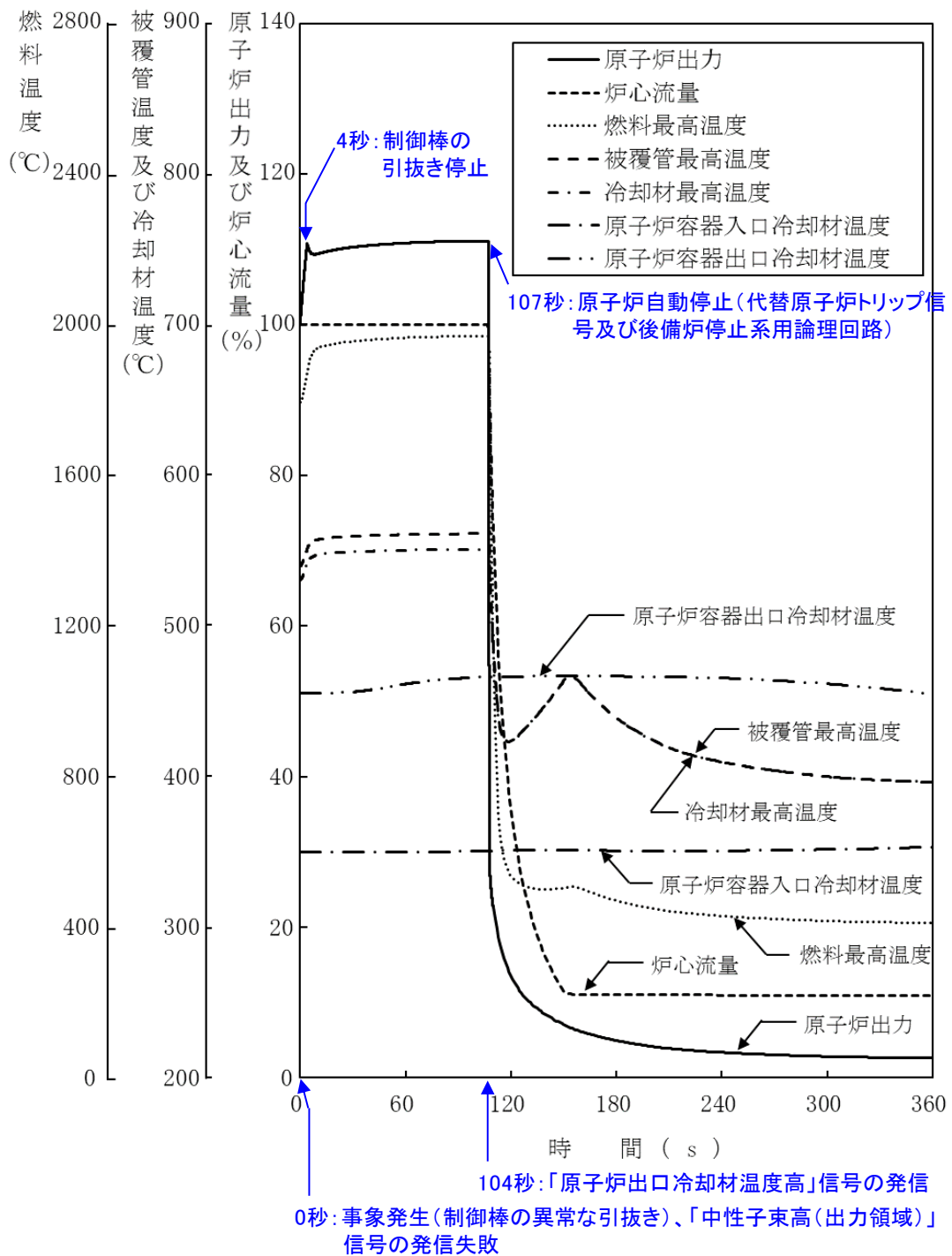
必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考			
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生（制御棒の異常な引抜き） ▽事故発生（「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・ 運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]															
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 10]															・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・ 原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 5 to 240]															・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・ 原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 5 to 240]															・ 燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・ 燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・ 格納容器アイソレーション確認	[Progress bar from 5 to 240]															・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手で隔離する。



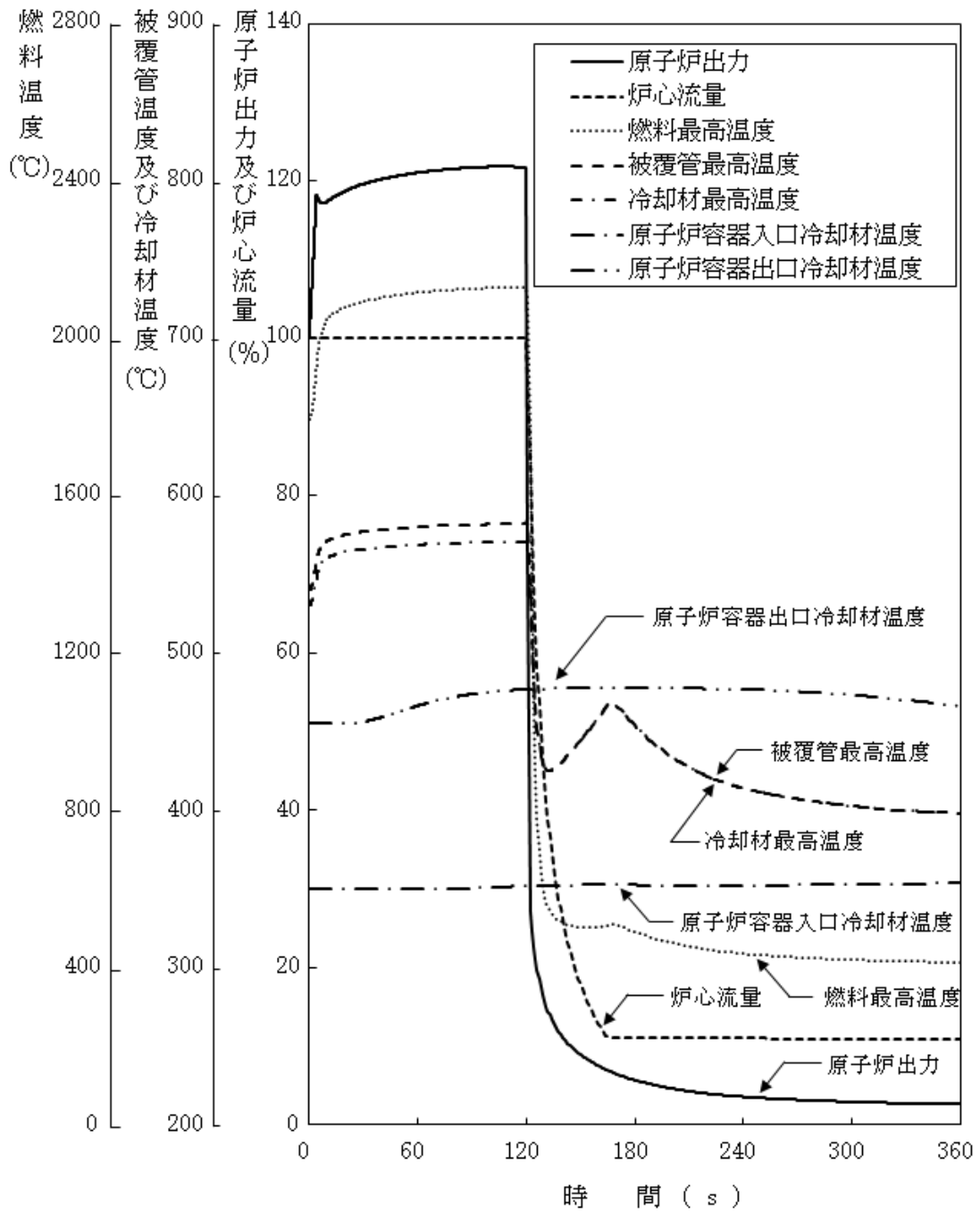
第 4.3.3.4.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.4.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順

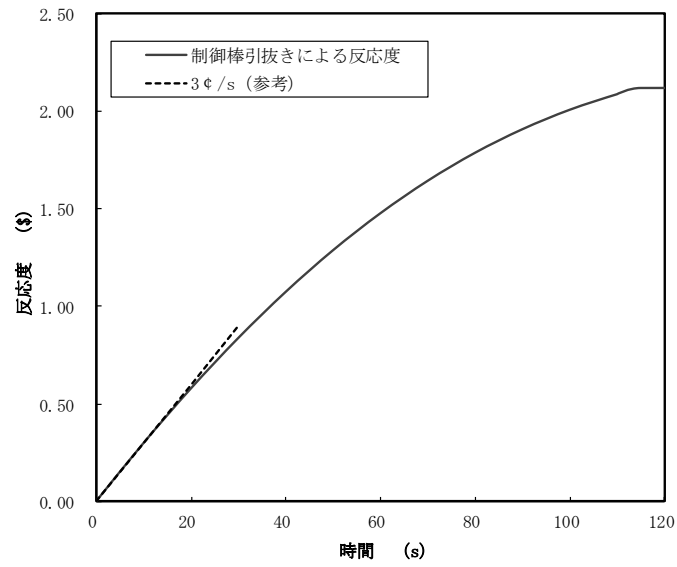


第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置: 制御棒連続引抜き阻止インターロック  
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

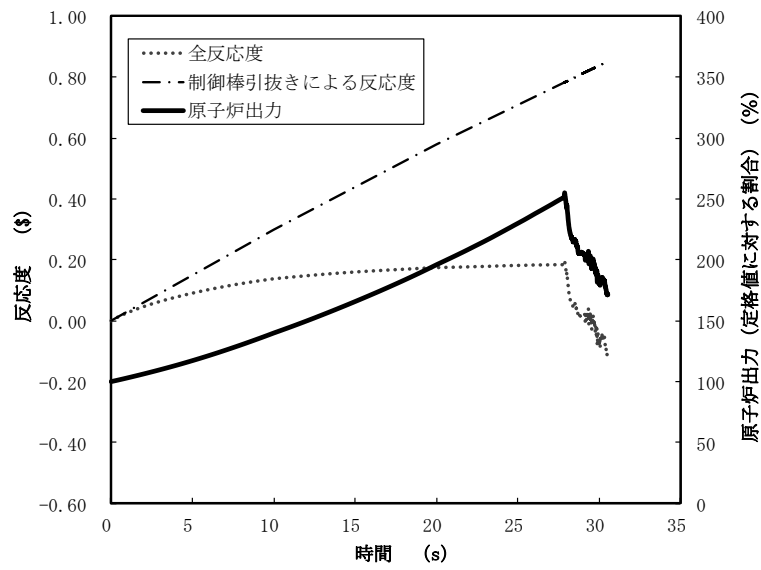


第 4.3.3.4.4 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

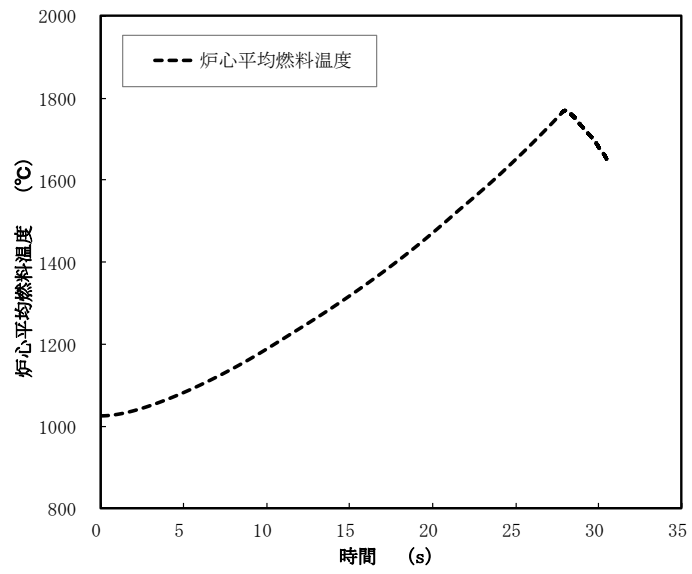




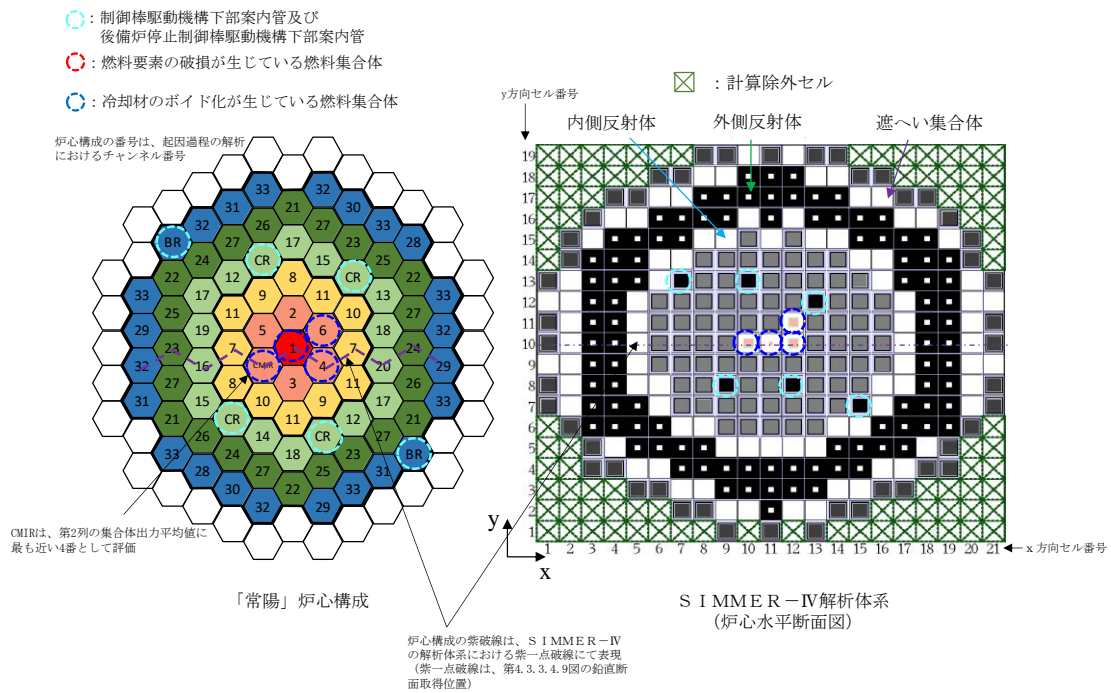
第 4. 3. 3. 4. 5 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



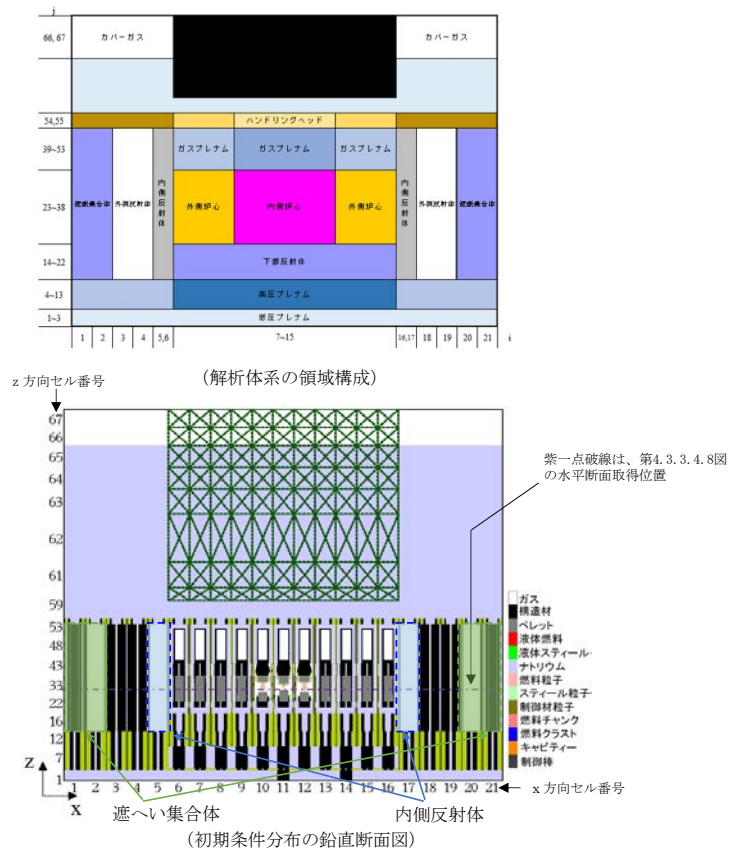
第 4. 3. 3. 4. 6 図 起因過程における出力及び反応度履歴



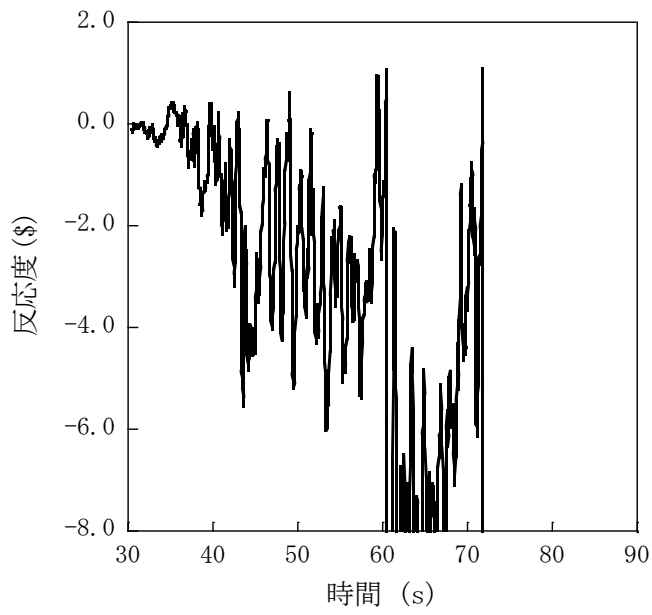
第 4.3.3.4.7 図 起因過程における炉心平均燃料温度



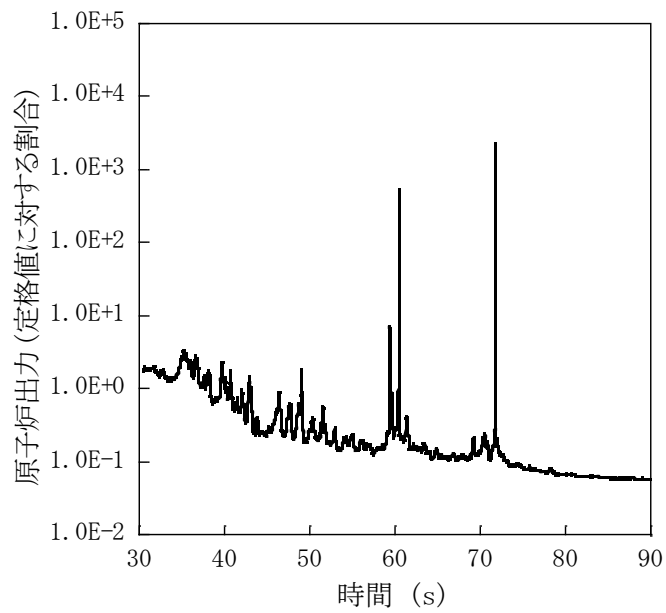
第 4.3.3.4.8 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



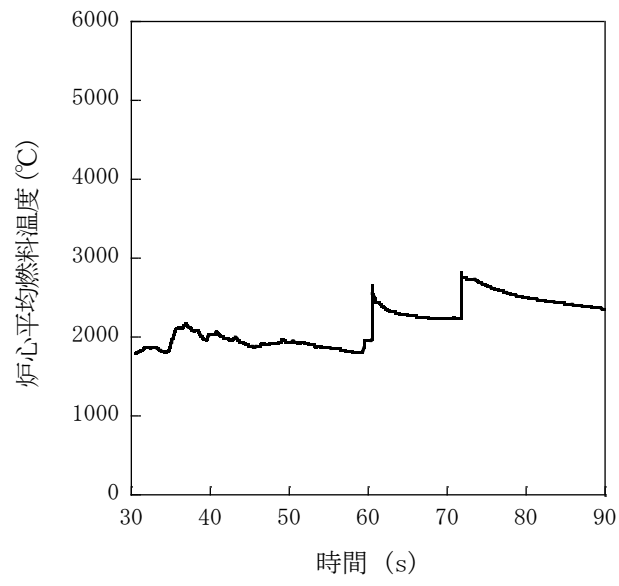
第 4.3.3.4.9 図 SIMMER-IVにおける初期物質分布



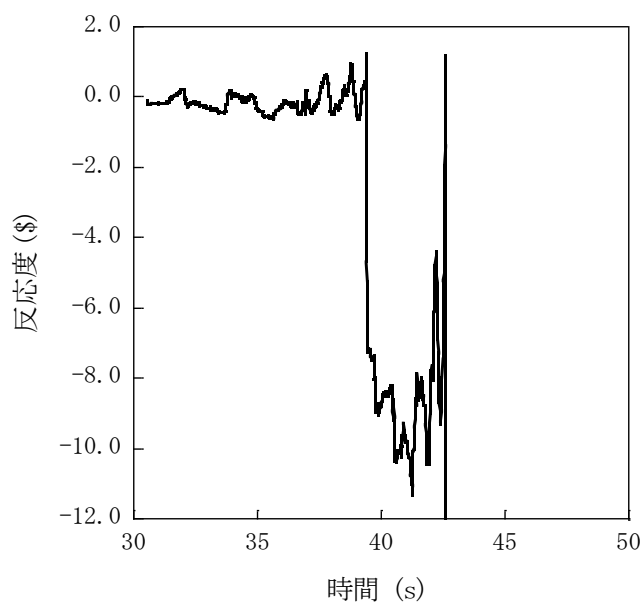
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における反応度履歴



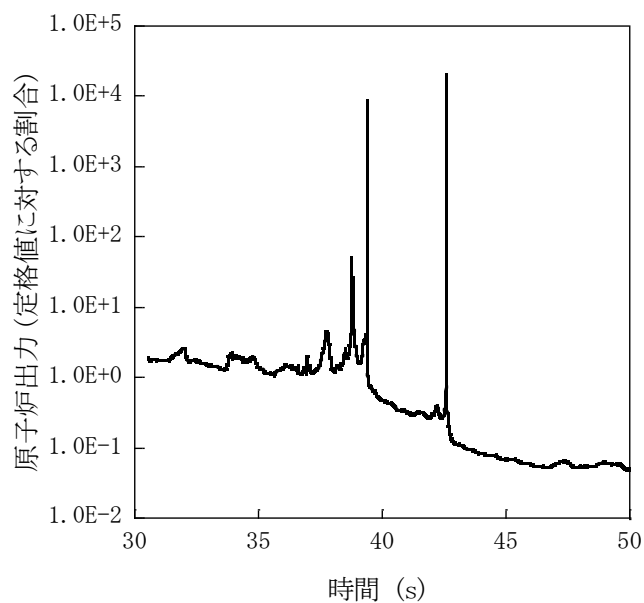
第 4. 3. 3. 4. 11 図 遷移過程における出力履歴



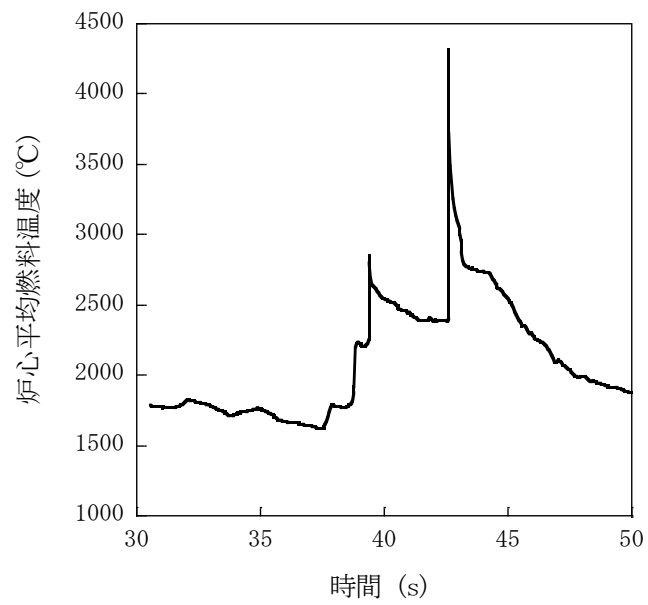
第 4.3.3.4.12 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4.3.3.4.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4.3.3.4.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4. 3. 3. 4. 15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴  
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)

#### 4.3.3.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.5.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。



- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.5.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.5.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

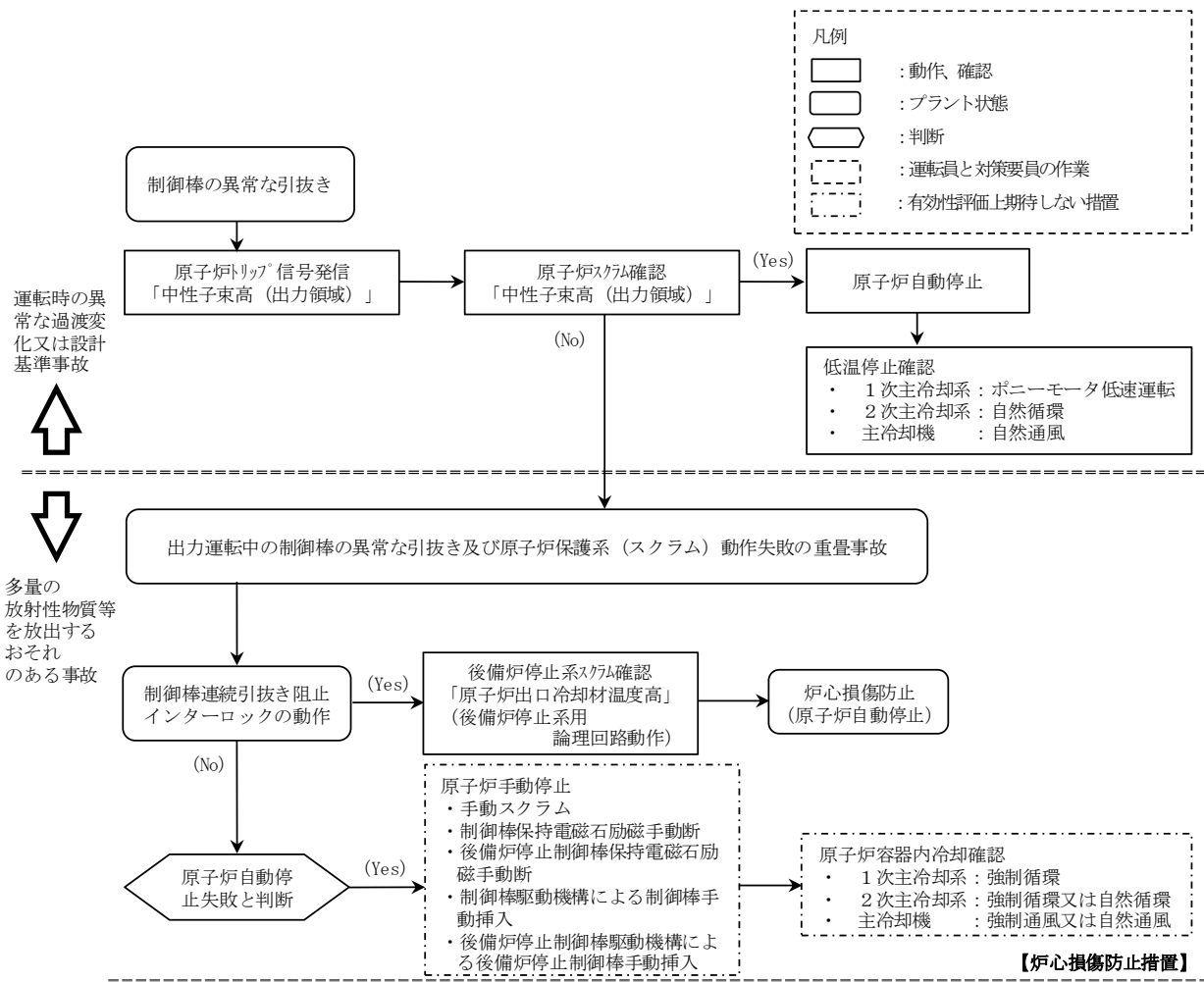
上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
後備炉停止系(自動停止)スクラム確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.5.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Shaded]															・「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Shaded]															・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Shaded]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Shaded]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。



第 4. 3. 3. 5. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.6.5図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.6.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、

制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.6.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.6.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>Cとする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 2 ループの 2 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2 次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464℃、応答時間は 3.4 秒とする。
- 8) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4% $\Delta$ k/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.6.3 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップし、両ループの 2 次冷却材流量が低下し、約 1.6 秒で「2 次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約 80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2 次主冷却系は自然循環に移行し、また、2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 121 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 124 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停



止以前に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490℃及び約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- |           |   |   |
|-----------|---|---|
| ドップラ係数    | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。         |
| 燃料温度係数    | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。                             |
| 被覆管温度係数   | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。        |
| 冷却材温度係数   | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。        |
| ラッパ管温度係数  | : | ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。       |
| 炉心支持板温度係数 | : | 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |

解析結果を第 4.3.3.6.4 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 20℃及び約 10℃高くなり、それぞれ約 570℃及び約 560℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す「(1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。」である。

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>/°Cとする。
- 3) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.6.5図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約121秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である464°Cに到達す

るが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500℃及び約 480℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

## ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.6.6 図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約 10℃高くなり約 560℃、冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約 10℃高く、それぞれ約 510℃及び約 490℃であり、評価項目となるパラメータ

の値を下回る。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.6.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

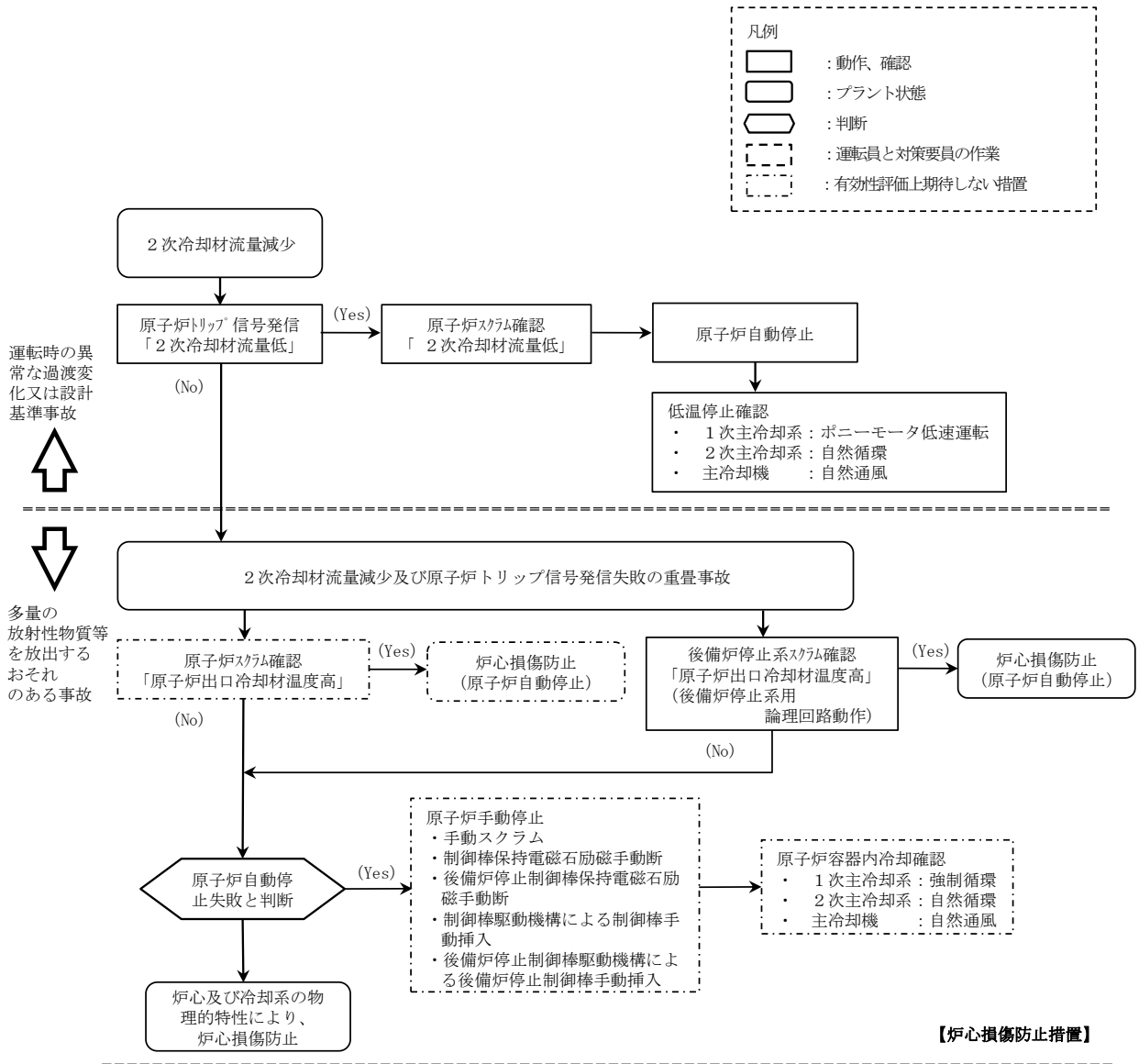
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(2次冷却材流量減少) △事故発生(「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60 minutes]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 5 minutes]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第 4.3.3.6.3 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 関連する核計装
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

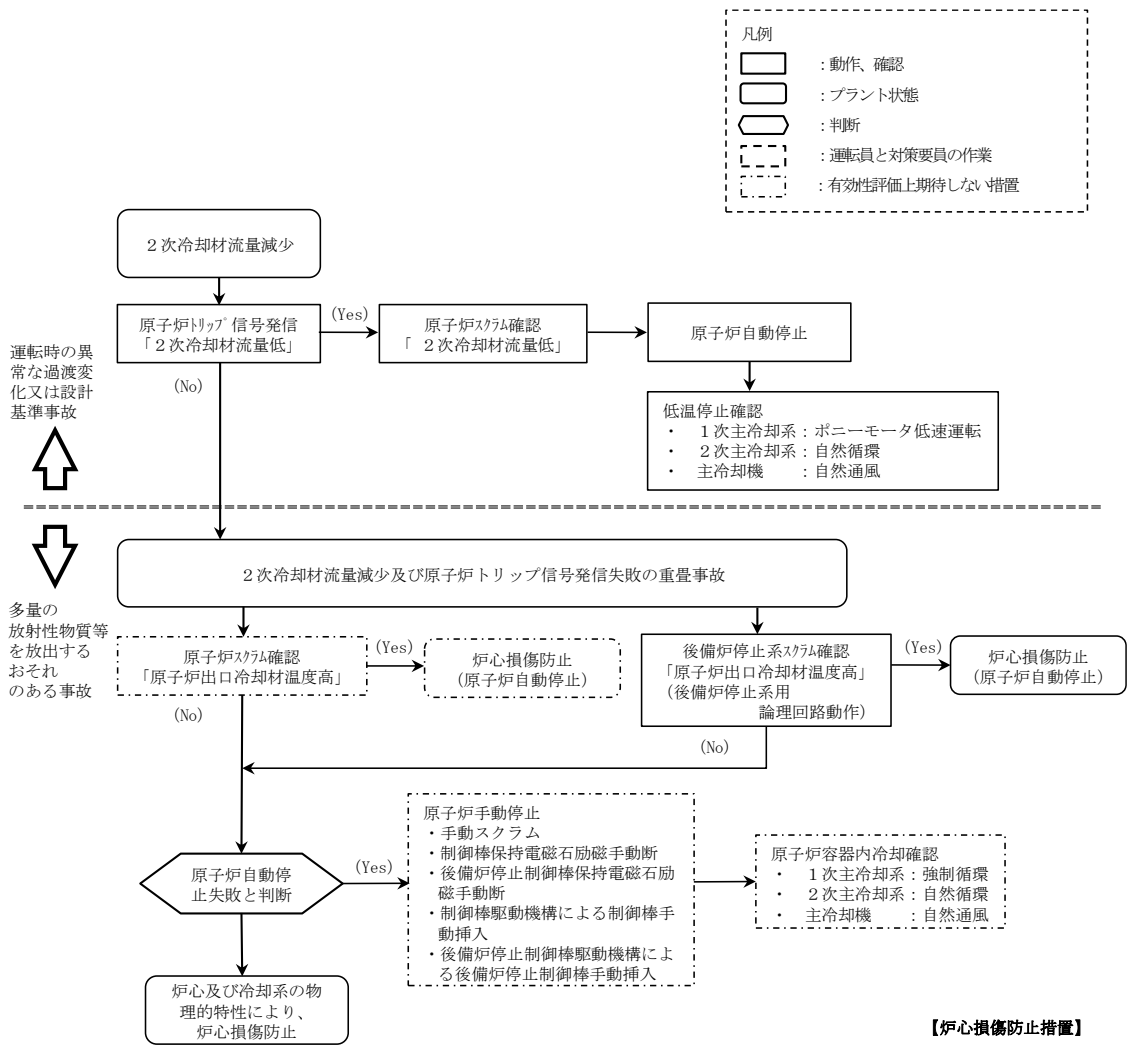
第 4.3.3.6.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間（分）												備考		
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	60	120		180	240
			▽異常事象発生（2次冷却材流量減少） ▽事故発生の判断（「2次冷却材流量低下」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断														
	当直長	・ 運転操作指揮	[Progress bar from 5 to 240]														
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 5 to 10]														・ 原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止	[Progress bar from 5 to 10]														・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	現場対応班員	5 ・ 制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入												[Progress bar from 60 to 240]			・ 原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。

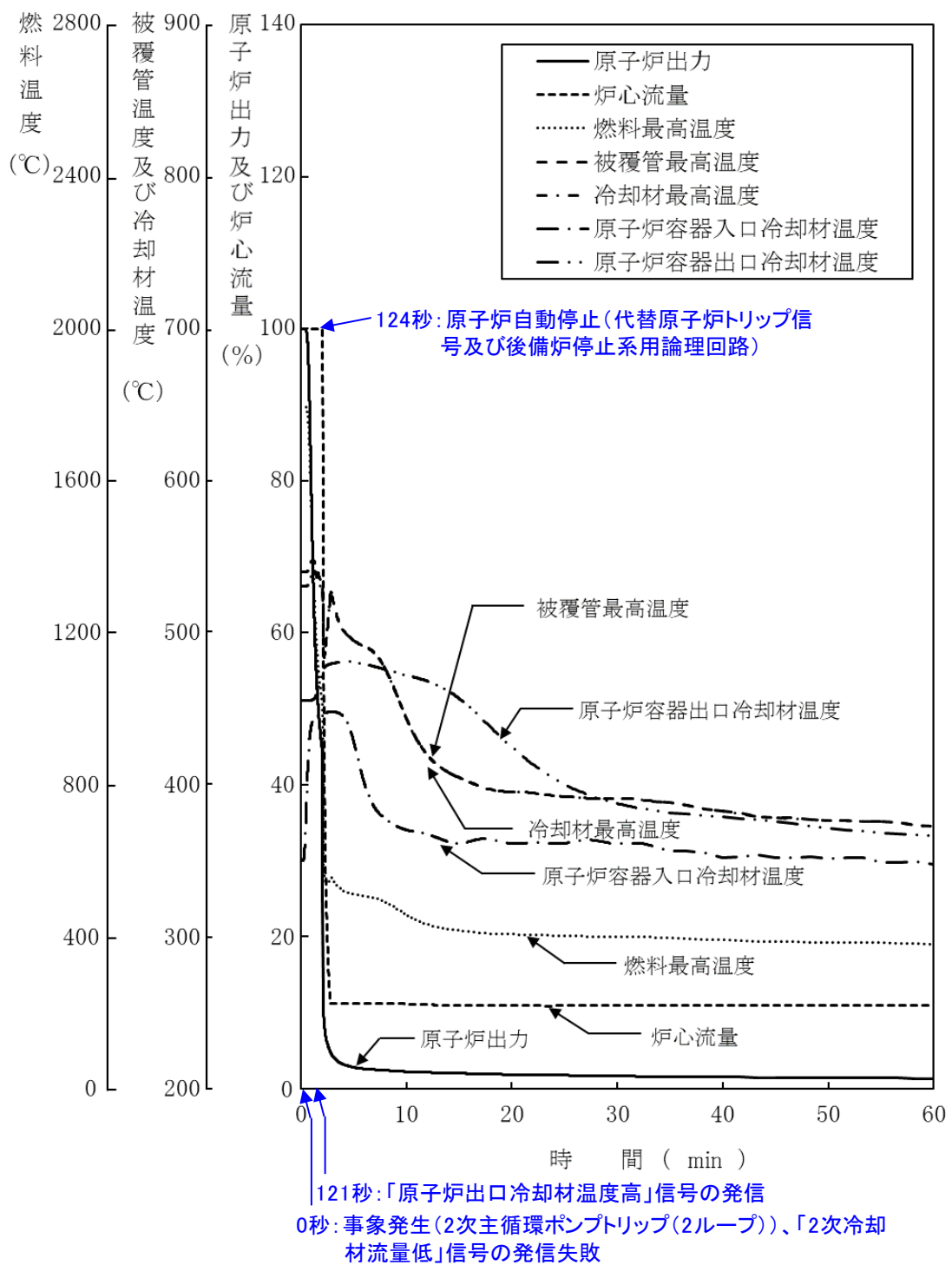


第 4.3.3.6.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

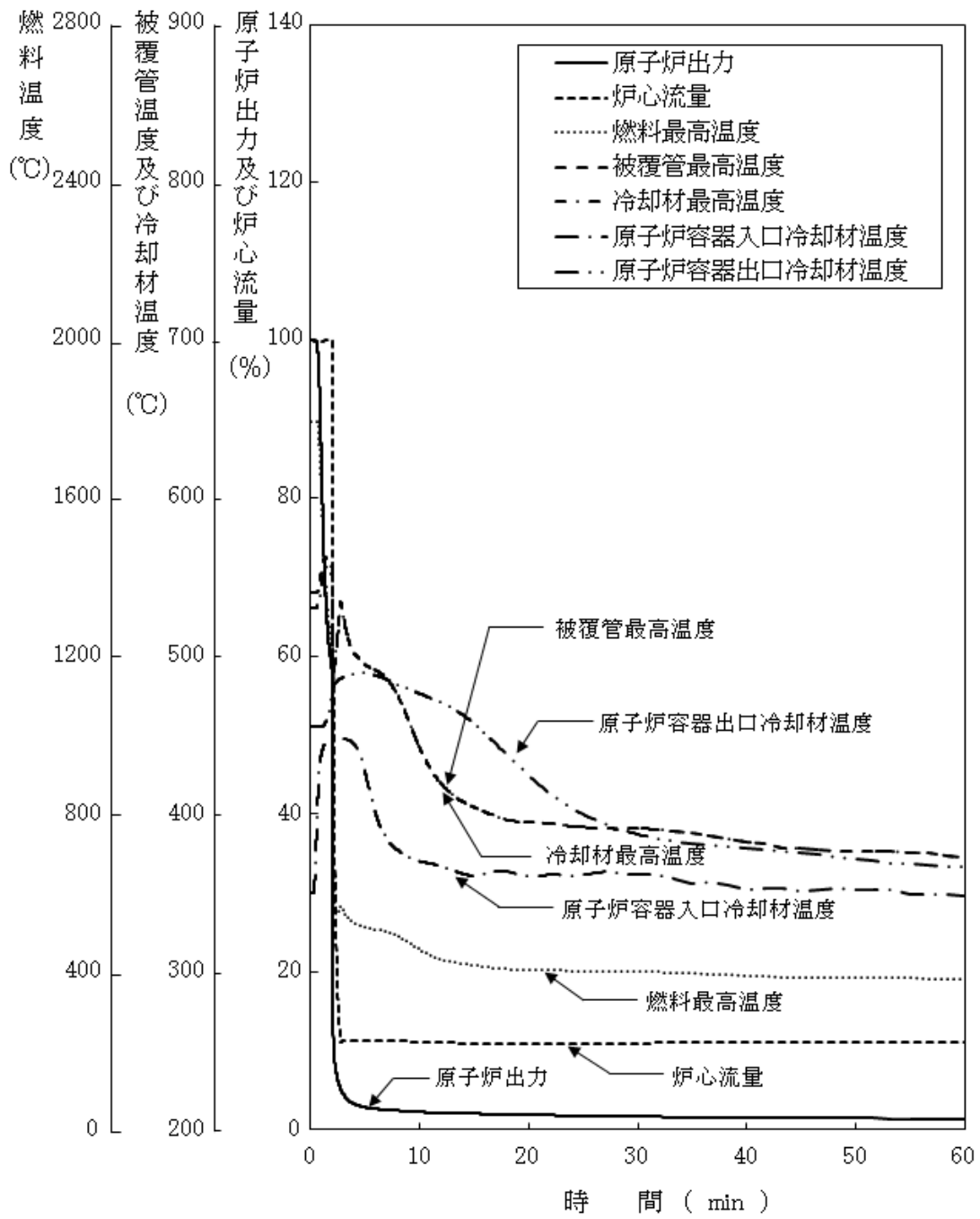




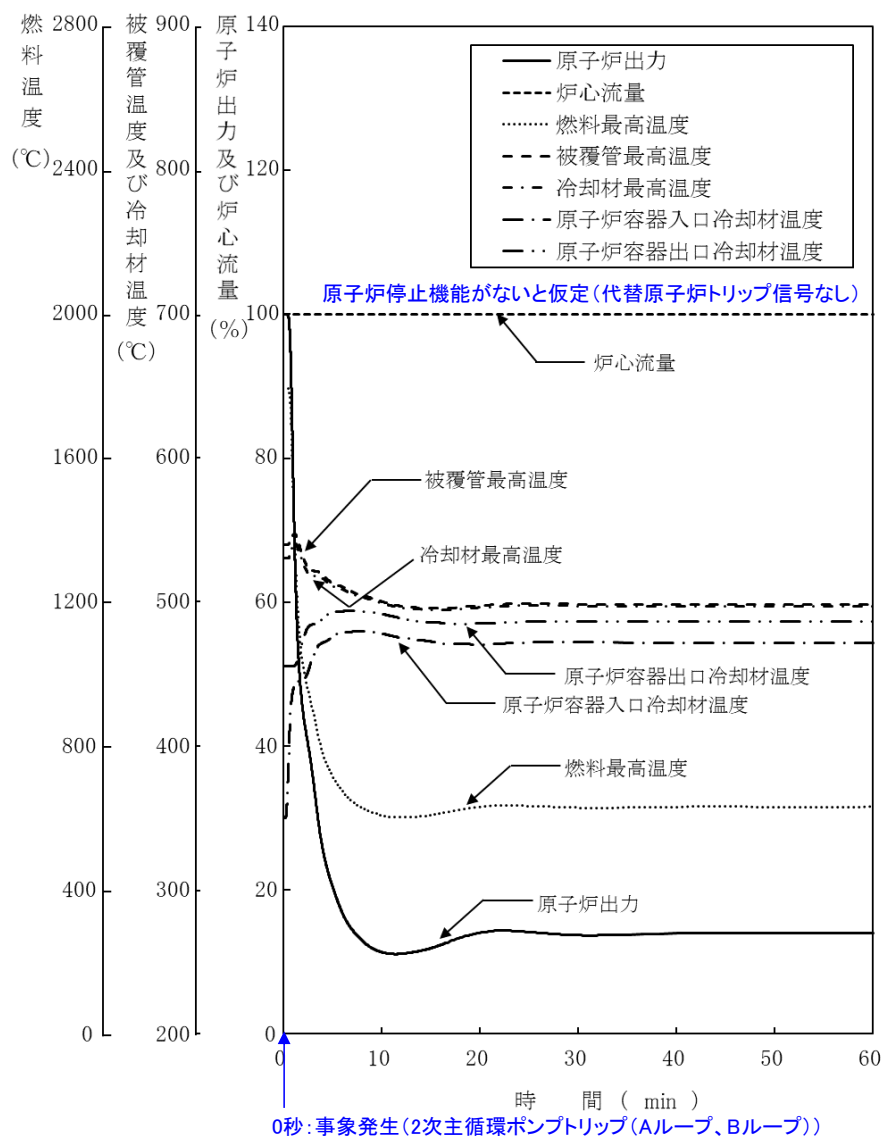
第 4. 3. 3. 6. 2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



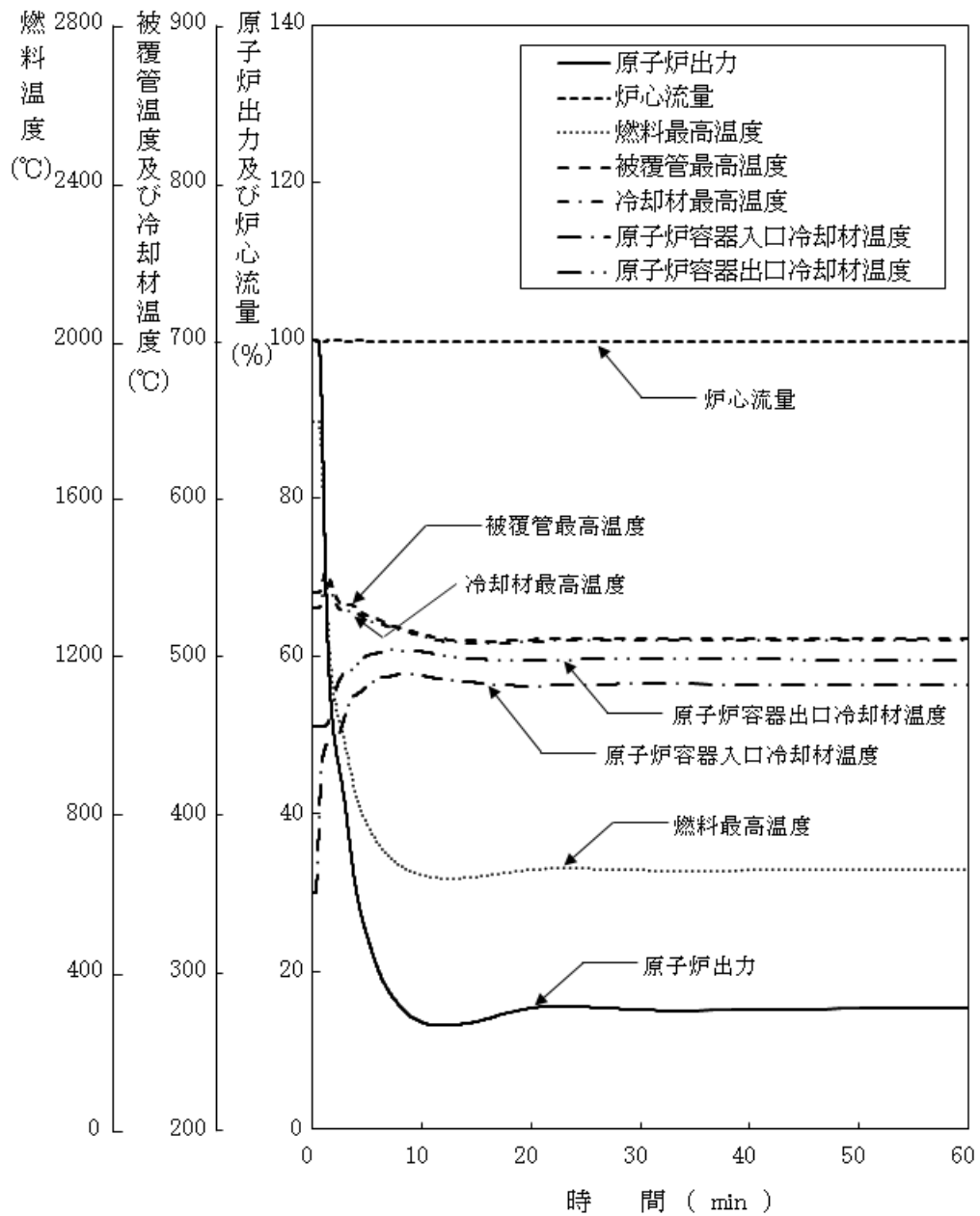
第 4.3.3.6.3 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.6.4 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)



第 4.3.3.6.5 図 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.6.6 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定  
 (不確かさの影響評価) )

#### 4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.7.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を

スクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.7.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.7.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

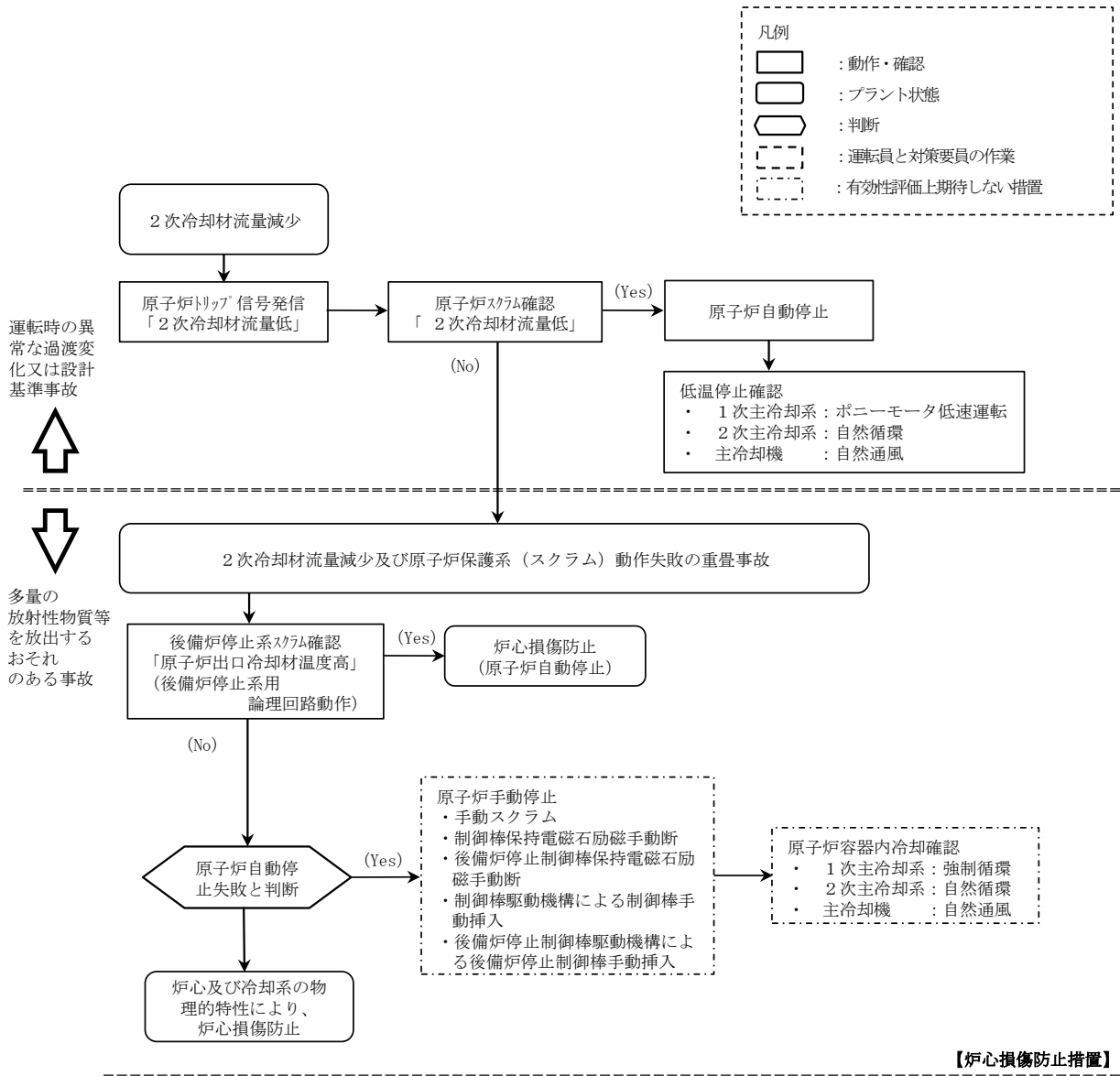


第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.7.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240	
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・後備炉停止系スクラム確認																	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。



第 4.3.3.7.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材漏えい時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

したがって、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.8.6図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.8.1図及び第4.3.3.8.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停

止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、1ループの2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.8.1 表及び第 4.3.3.8.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、後備炉停止制御棒、後備炉停止制御棒駆動系及び後備炉停止系用論理回路は S クラスとして設計する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.8.3 表及び第 4.3.3.8.4 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値と

して、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$ とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- 5) 2 次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの 2 次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの 2 次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 7) 2 次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 8) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464°C、応答時間は 3.4 秒とする。
- 10) 原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を  $1.4\%\Delta k/k$  とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 12) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.8.3 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365°C に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が更に上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投

入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約114秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が發せられ、時刻約117秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の發信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止よりも早い時点で出現し、両者ともに約550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約490℃及び約450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号發信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のおり設定する。なお、以下の反応度係数の不確かさの間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- |          |   |   |
|----------|---|---|
| ドップラ係数   | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。   |
| 燃料温度係数   | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。                       |
| 被覆管温度係数  | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。  |
| 冷却材温度係数  | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。  |
| ラッパ管温度係数 | : | ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |

炉心支持板温度係数： 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.8.4 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下量が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 20℃及び約 10℃高くなり、それぞれ約 570℃及び約 560℃となったが、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度はほとんど変わらず、それぞれ約 490℃及び約 450℃となり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

## (ii) 格納容器破損防止措置

### i) 基本ケース

#### a. 解析条件

計算コード Super-COPDにより解析をする。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>/℃とする。
- 3) 1 ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。この場合、2次主冷却系は、健全な1ループによる自然循環となる。
- 4) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

#### b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.8.5 図に示す。

1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプのトリップを仮定しているため、2次冷却材流量が低下する。2次主冷却系は、1ループの自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止



し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約114秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である464℃に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力及び燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく低下する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約550℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回り、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約510℃及び約490℃にとどまり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

## ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.8.6図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約 10℃高くなり約 560℃、冷却材最高温度は、ほとんど変わらず約 550℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。原子炉出力の最大値及び燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目となるパラメータの値を下回る。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両温度ともに約 10℃高く、それぞれ約 520℃及び約 500℃であり、評価項目となるパラメータの値を下回る。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認する。	—	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装
代替トリップ信号発信	—	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 後備炉停止制御棒 ② 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 後備炉停止系用論理回路 ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.8.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

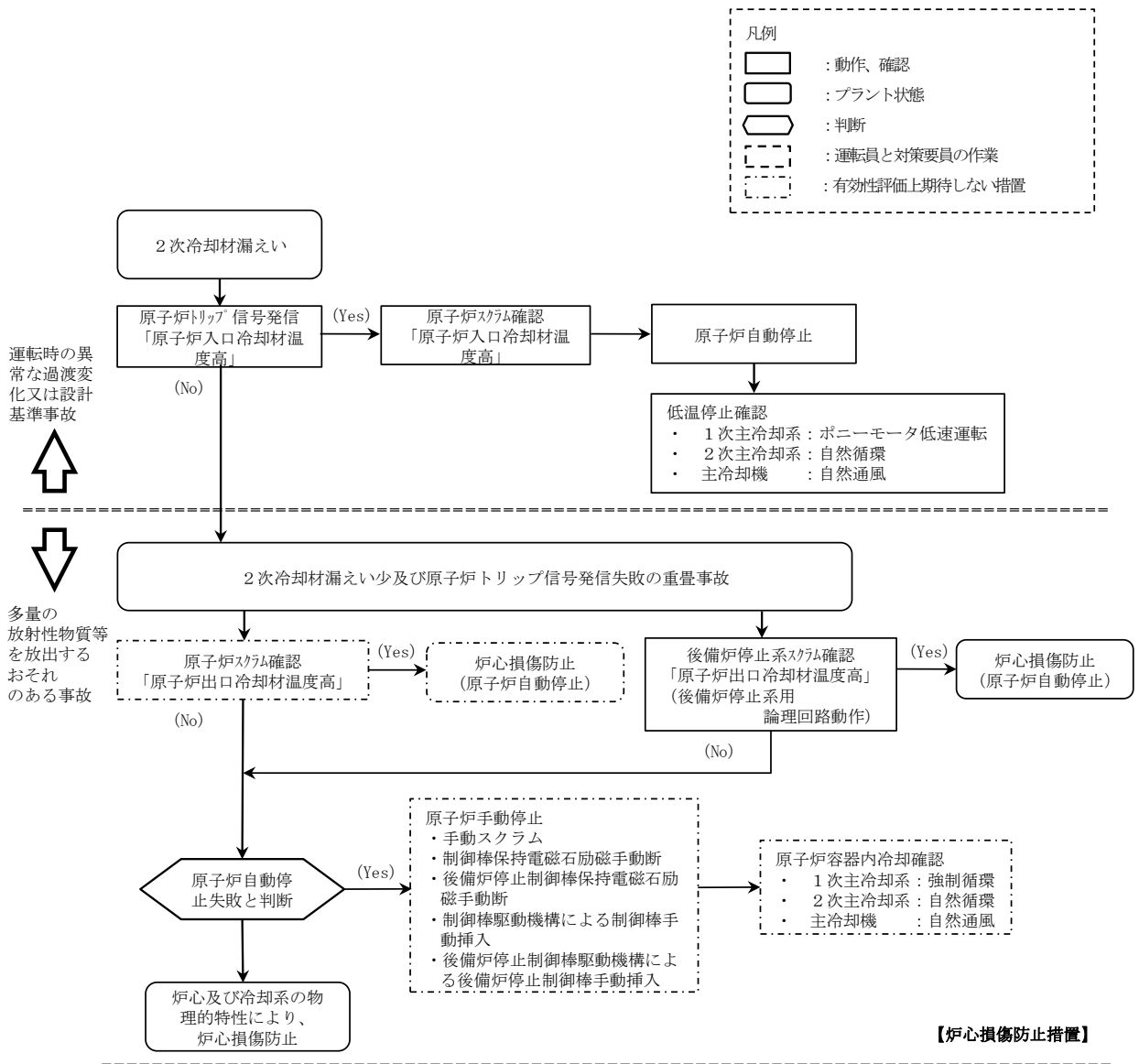
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉自動停止失敗の判断	・ 原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認する。	—	—	—
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	① 関連する核計装
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.8.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

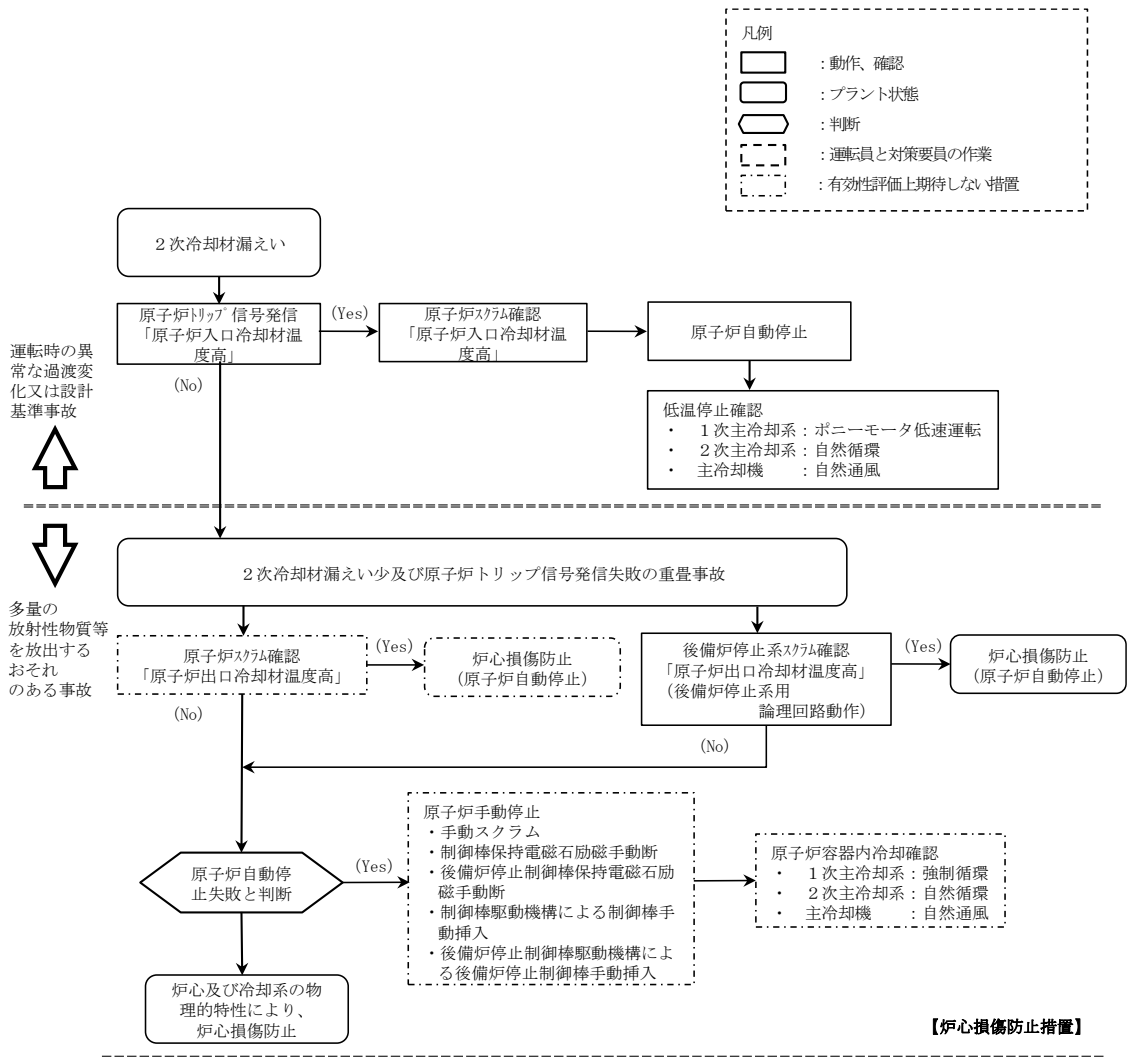
必要な要員と作業項目			経過時間（分）																備考																															
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80		85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235
	当直長	・ 運転操作指揮	異常事象発生（2次冷却材漏えい） ▽事故発生の判断（「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗） ▽原子炉自動停止失敗と判断																																															
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉トリップ信号発信確認 ・ 原子炉スクラム確認 ・ 事故発生の判断	[Gantt chart showing task duration from 5 to 15 minutes]																																															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・ 後備炉停止系スクラム確認	[Gantt chart showing task duration from 15 to 25 minutes]																																															
状況判断	運転員A	1 ・ 原子炉自動停止失敗と判断	[Gantt chart showing task duration from 25 to 30 minutes]																																															
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・ 原子炉手動停止	[Gantt chart showing task duration from 30 to 35 minutes]																																															
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・ 2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart showing task duration from 35 to 105 minutes]																																															

第 4. 3. 3. 8. 4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

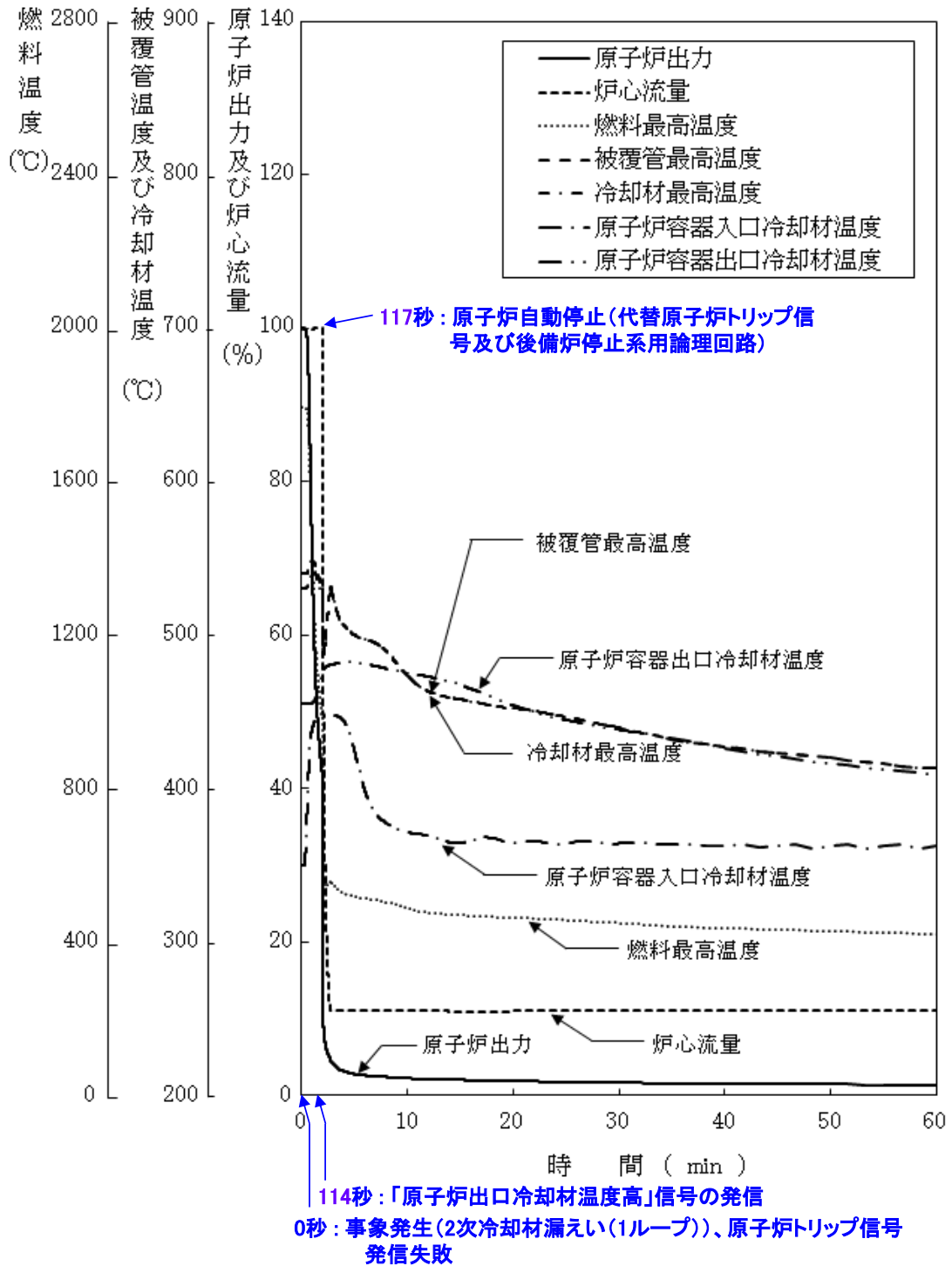
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
		▽異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による 原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材ダンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入																・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



第 4.3.3.8.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

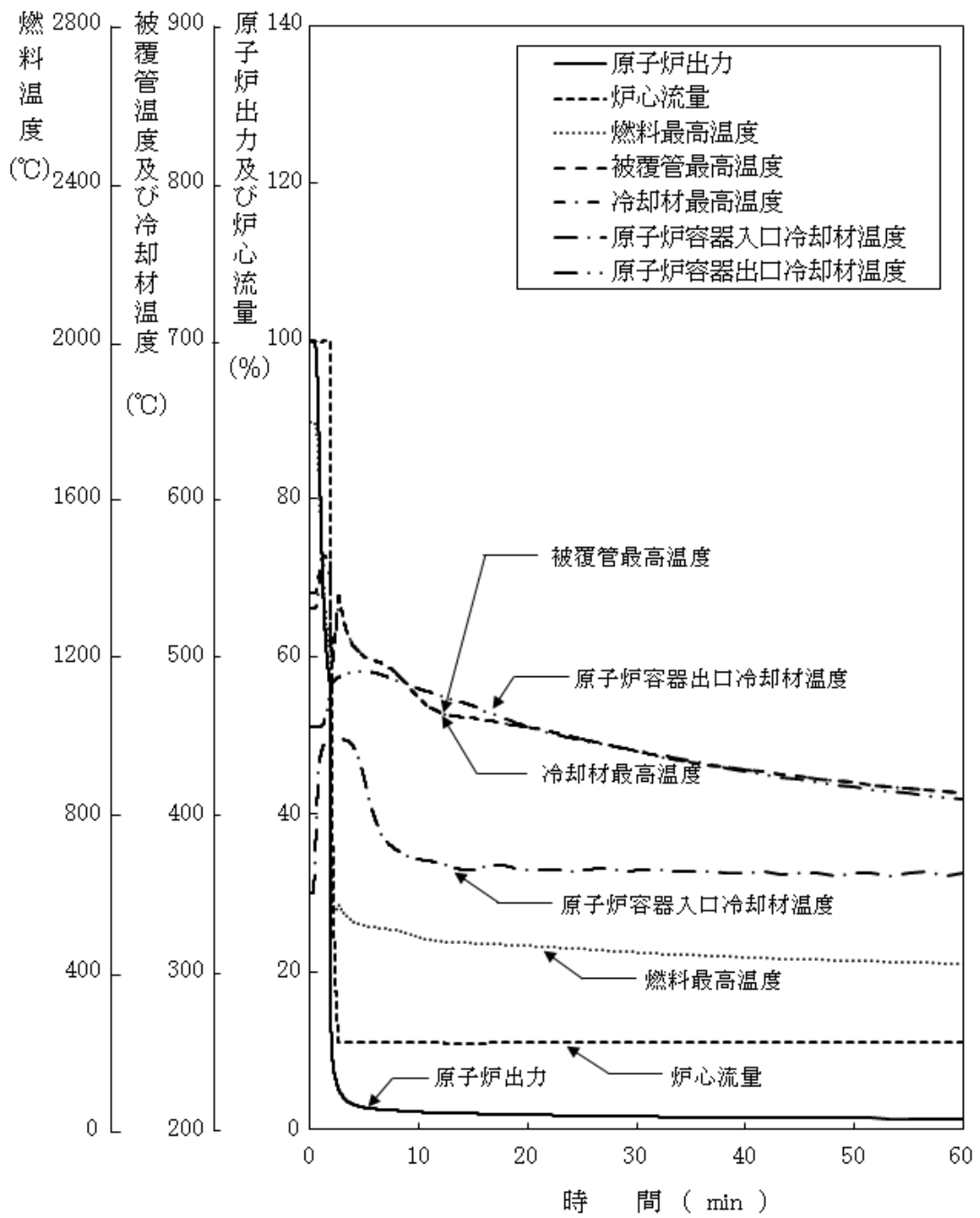


第 4.3.3.8.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

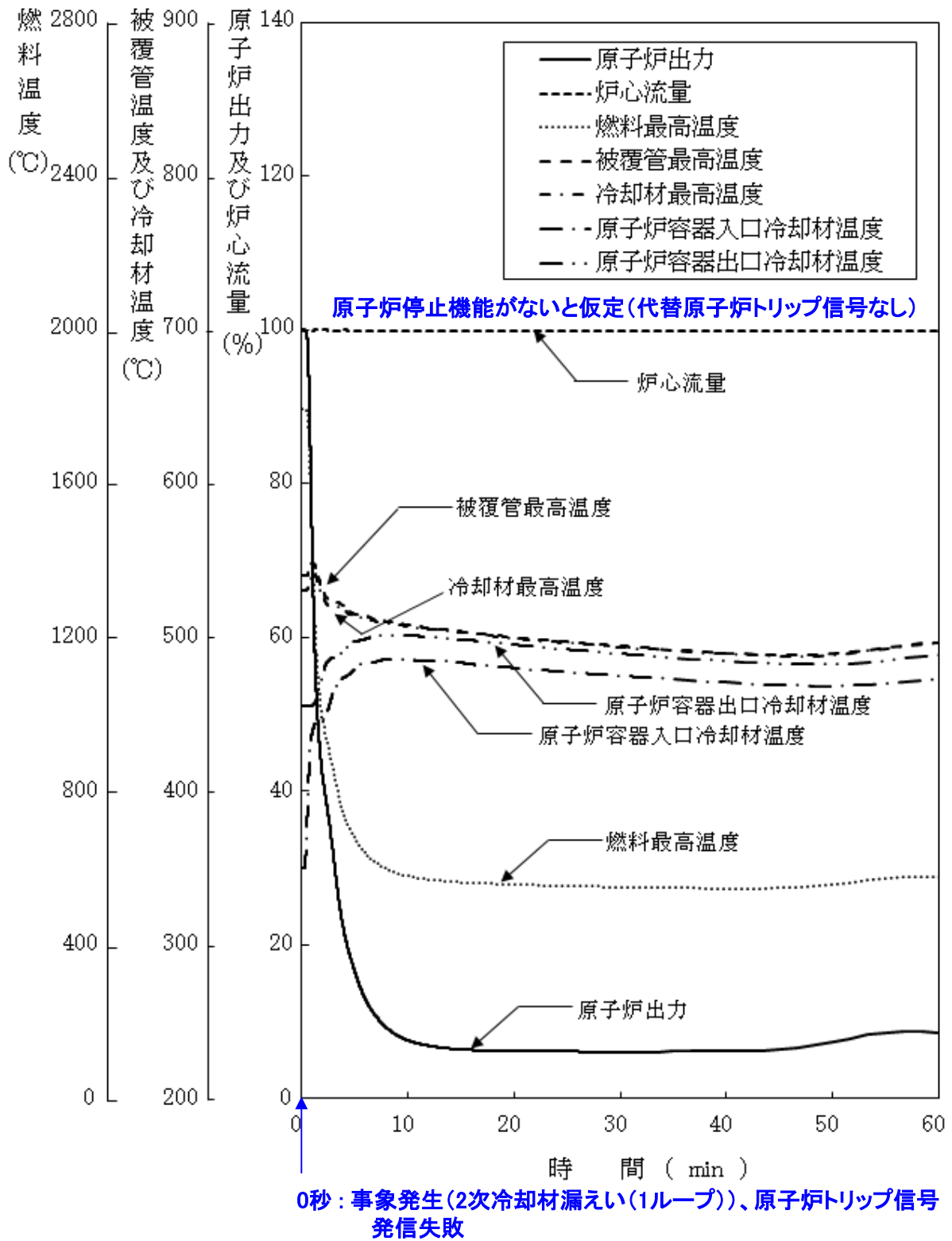


第 4.3.3.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)

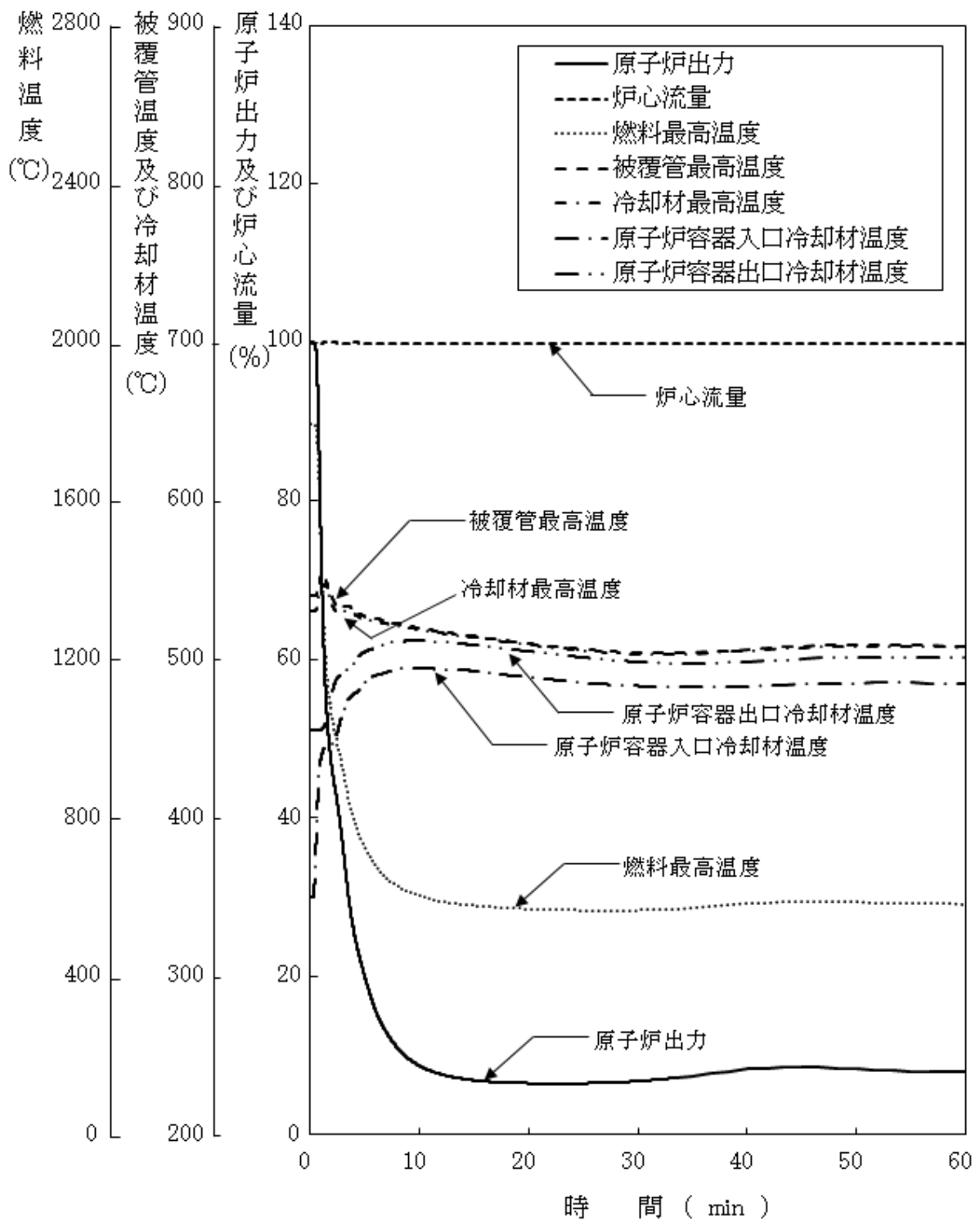




第 4.3.3.8.4 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)



第 4.3.3.8.5 図 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故  
(炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.8.6 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定  
 (不確かさの影響評価) )

#### 4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

##### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び事故安全容器内配管（外管）破損の重畳は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図及び第4.3.3.9.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

##### （3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### （i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.9.1表及び第4.3.3.9.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪

失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.9.3表及び第4.3.3.9.4表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードS u p e r - C O P Dにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 1次冷却材は、1次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えいするものとする。
- 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。
- 6) カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ0.49kPa及び1.72kPaで一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。
- 7) 原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方100mmの位置(N s L-710mm)を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。
- 8) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低(N s L-320mm)」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が350℃となるように補助冷却機入口ベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.9.3 図及び第 4.3.3.9.4 図に示す。

安全容器内の 1 次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ 1 次冷却材が流出するため、炉心流量がわずかに低下するとともに、原子炉冷却材液位が低下し、約 27 分後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム液面低」の設定値である N s L -100mm に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やかに低下する。その後も漏えいが継続し、約 87 分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値である N s L -320mm に到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているため、主冷却器出口ナトリウム温度の制御目標値を維持できず、炉心温度及び 1 次・2 次冷却材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約 5 時間で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方 100mm の位置を下回り、1 次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備のみでの除熱になる。その後、1 次・2 次冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊熱は安定的に除去される。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約 550℃及び約 540℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約 370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時においては、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約 430℃であり、原子炉容器出入口冷却材（1 次補助冷却系）の最高温度は、それぞれ約 390℃及び約 360℃である。

以上より、1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影

響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、2つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を用いる。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して誤差-40mmを考慮し、N s L-140mmとする。

解析結果を第4.3.3.9.5図及び第4.3.3.9.6図に示す。

原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「i)基本ケース」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約550℃、540℃及び約370℃であり、評価項目を満足する。1次主冷却系の冷却材流路を喪失した後の被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び同喪失のタイミングが早くなったことにより、両温度ともに約10℃高い約440℃であり、評価項目を満足する。

なお、補助冷却設備の単独運転移行時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、「i)基本ケース」の解析に比べて、原子炉容器出入口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、両温度ともに約10℃高いそれぞれ約400℃及び約370℃である。

以上より、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

#### (ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LM



Rで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で1次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、1次冷却材を介して主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)を過温・過圧することはない。また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には1次補助冷却系の弁を閉止するため補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)を過温・過圧することはない。したがって、これら原子炉冷却材バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、「(6) 蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器(床下)に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、本評価項目に係る有効性評価は「2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力を計算する。

i) 基本ケース

i. 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で評価する。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とし、漏えい口の大きさは42mm<sup>2</sup>とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。
- 5) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値(最適評価値)を用いる。
- 7) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。

8) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器(床下)に流出するものとする。

#### b. 解析結果

計算結果を第4.3.3.9.7図及び第4.3.3.9.8図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材漏えい箇所からのナトリウムの漏えいにより液位が低下し、原子炉は自動停止するものの、その後の崩壊熱除去機能の喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは、1次アルゴンガス系内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さらに低下する。

評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約4時間後に1次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1次主冷却系の循環が停止する。事象発生約18時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡し、1次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約3日後に約800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約5日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない。

以上のように、炉内事象過程においては、炉心の損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。

#### ii. 炉外事象過程の解析

##### a. 解析条件

計算コードFLUENT等により解析する。FLUENTによる解析体系を第4.3.3.9.9図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉容器底部に移行した放射性物質等はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を溶融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。
- 2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。
- 3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性FPを除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱(240kW)を炉外過程解析の

初期値とする。

- 5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス (40℃で 20, 500m<sup>3</sup>/h) を流入させ、4) の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約 1/3 が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル (以下「GL」という。) -12, 460mm で維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位は GL-8, 900mm とする。
- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び放射性物質等による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する

b. 解析結果を第 4. 3. 3. 9. 10 図から第 4. 3. 3. 9. 13 図に示す。

安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する (安全容器底板の下には炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。)。第 4. 3. 3. 9. 10 図に示した安全容器底板の径方向温度分布においては、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心 (第 4. 3. 3. 9. 10 図の横軸が 0 の位置) から離れるに従い温度は低下する。炭素鋼遮へい板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛直上向きに流れ方向を変え、コンクリート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側面に開けられた開口部から、安全容器に向けて窒素ガスが水平方向に流出し、安全容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒素ガスは上向きの流れとなって安全容器の上部から流出する。第 4. 3. 3. 9. 11 図に示す安全容器側面の温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面 (第 4. 3. 3. 9. 11 の横軸が 0 の位置) から約 1. 5m 近傍で最も高くなり、それより上方は低下する。

崩壊熱が最も高い時刻 0 秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃であり、設計温度 (450℃) を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。

以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力 (1 次応力) は当該部の許容応力を

十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる。

以上より、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却されるとともに、安全容器に係る評価項目を満足することから、安全容器の健全性は確保され、格納容器の破損は防止できる。

ii) 不確かさの影響評価

i. 炉内事象過程の不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさの影響を包絡した条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価

安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造温度に対し、影響が大きいパラメータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件が挙げられる。

発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱(240kW)を設定している。しかしながら、損傷炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大きいため、崩壊熱のみの不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱(240kW)から25%増加させて300kWとする条件で解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.9.14図及び第4.3.3.9.15図に示す。

温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温度レベルが上昇する。安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度(450℃)を超えることはなく、また、損傷炉心物質の最高温度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラファイトの最高温度は約680℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃でありナトリウムが沸騰することはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保され、格納容器の破損は防止できる。

第4.3.3.9.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・ 補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	① 安全容器	—	① 関連するプロセス計装
補助冷却設備運転	・ 補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	① 補助冷却設備	—	① 関連するプロセス計装

第 4.3.3.9.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

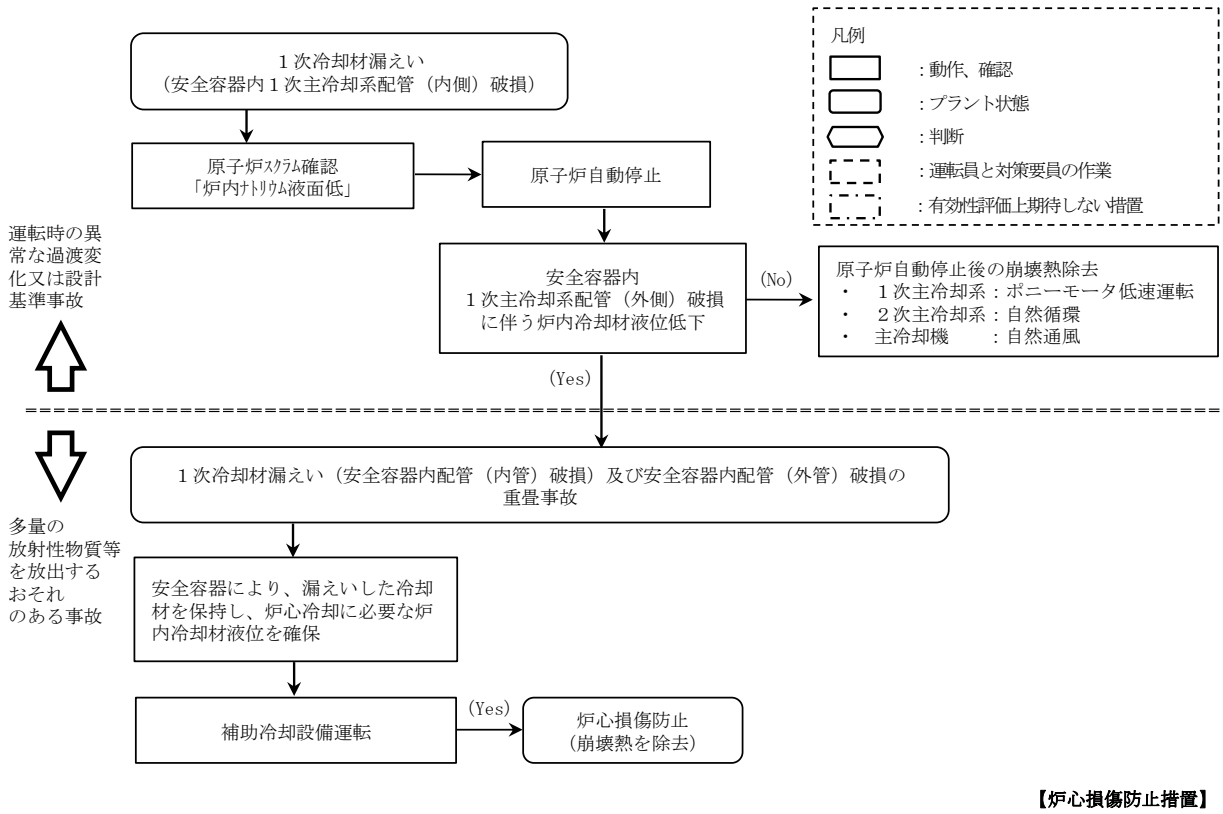
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高压に至ると判断 する。	—	—	①関連するプロセス計装
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	①断熱材及び ヒートシンク材	—	①関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床上 線量率高」により、原子炉保護 系（アイソレーション）が動作 し、工学的安全施設が自動的に 作動し、隔離されることを確認 する。	①格納容器 ②格納容器バウ ンダリに属する 配管・弁	—	①原子炉保護系 （アイソレーション） ②関連するプロセス計装
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上 昇した場合、原子炉容器外に冷 却材や損傷炉心物質が流出し たと判断する。	—	—	①関連するプロセス計装
安全容器による 冷却材や損傷炉心物質 の保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	・安全容器により冷却材や損傷 炉心物質が保持されることを 確認する。また、コンクリート 遮へい体冷却系の運転により、 安全容器内にて保持した損傷 炉心物質を冷却する。	①安全容器及び コンクリート遮 へい体冷却系	—	①関連するプロセス計装

第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

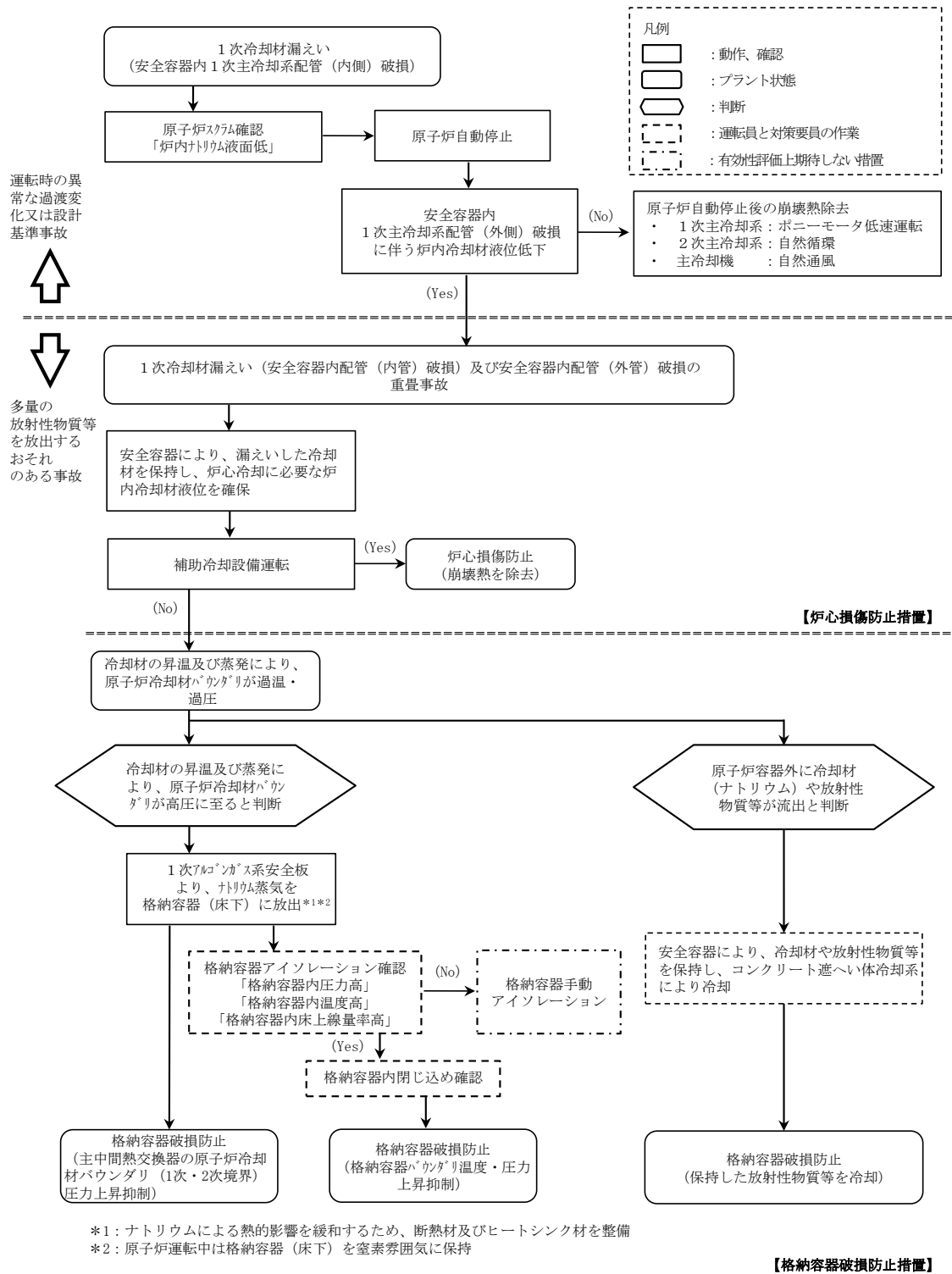
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	5時間	1日	5日	10日	30日	40日		
			▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断(安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)												
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded bar]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded bar]												・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Shaded bar]												・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Shaded bar]												・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Shaded bar]												・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。



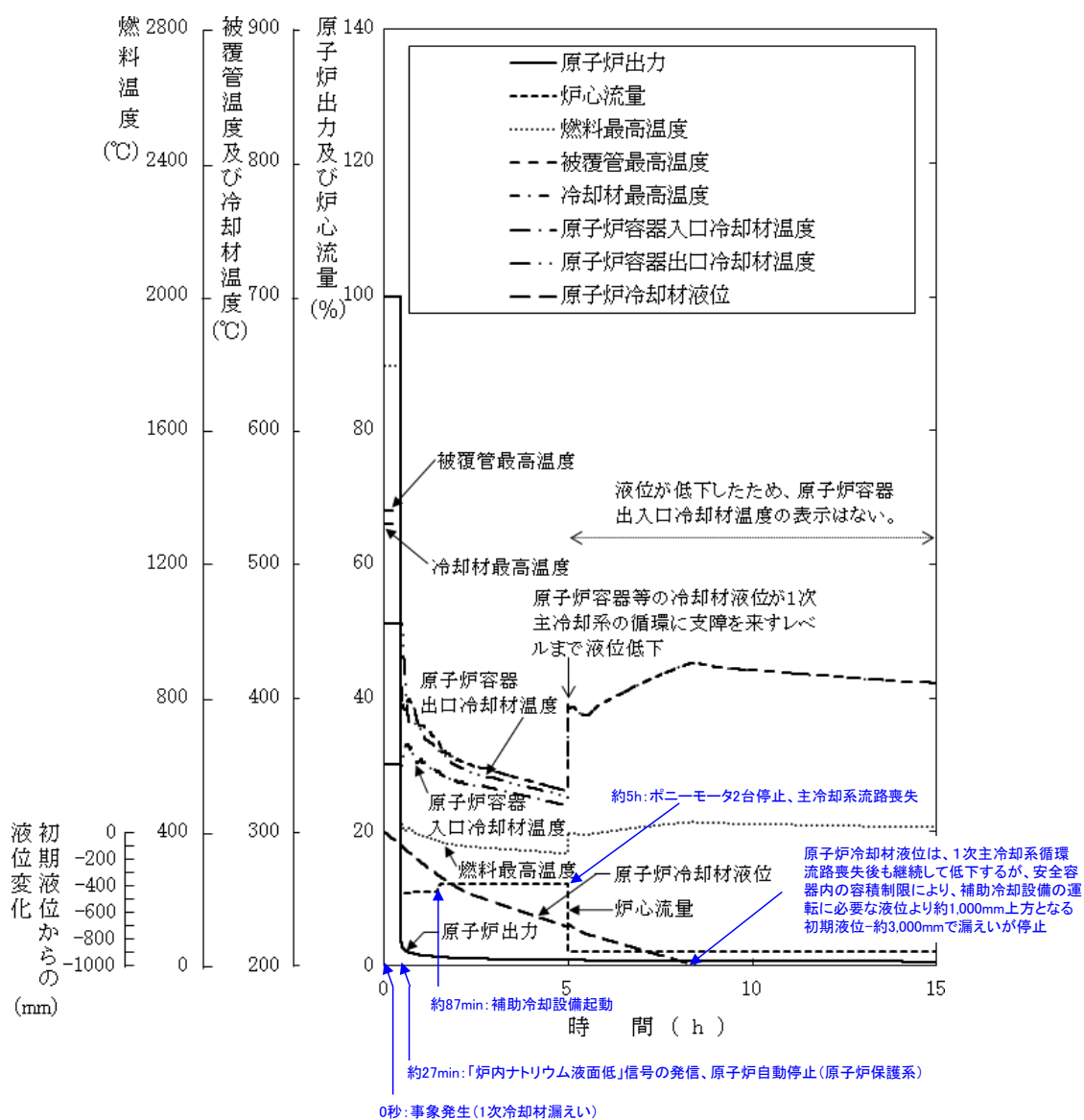




第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

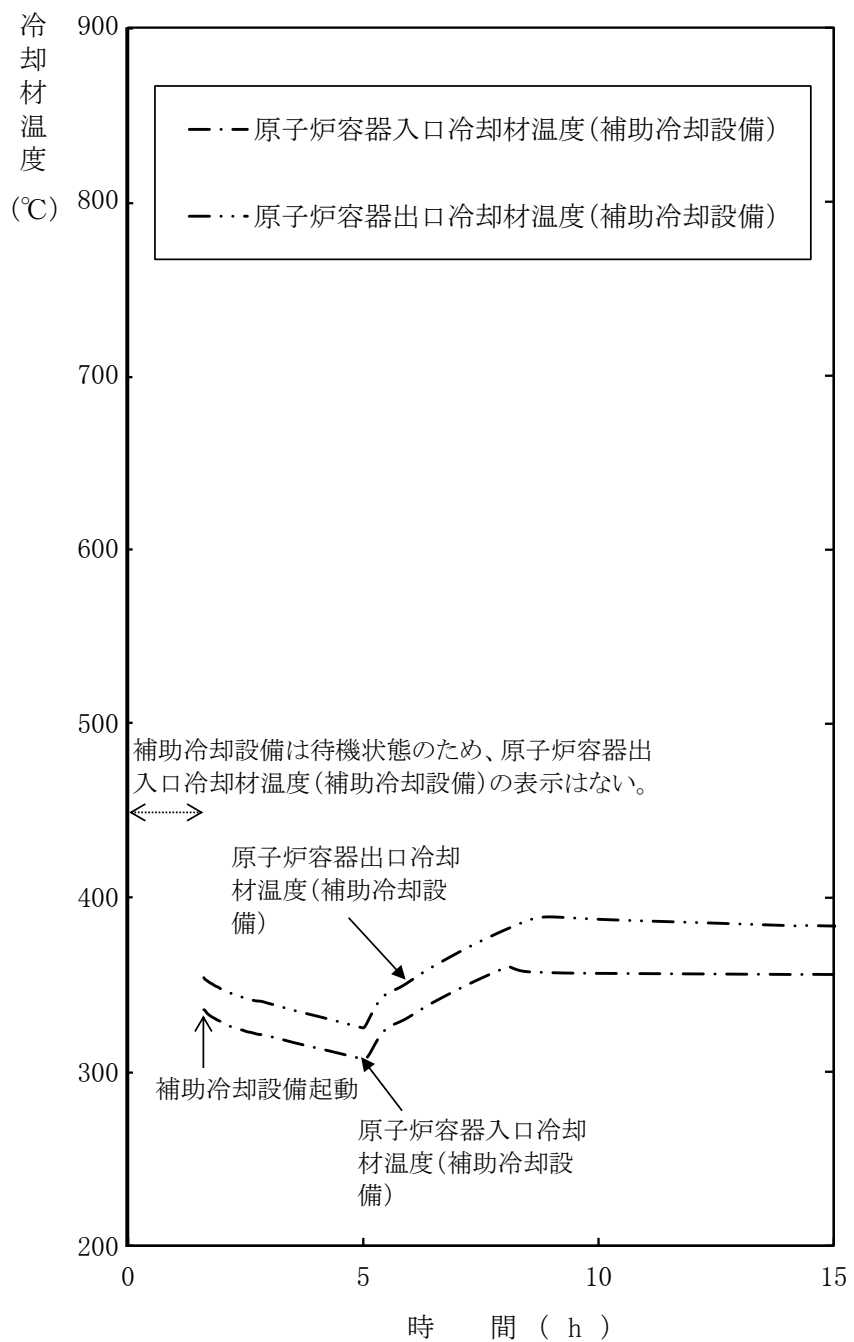


第 4.3.3.9.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

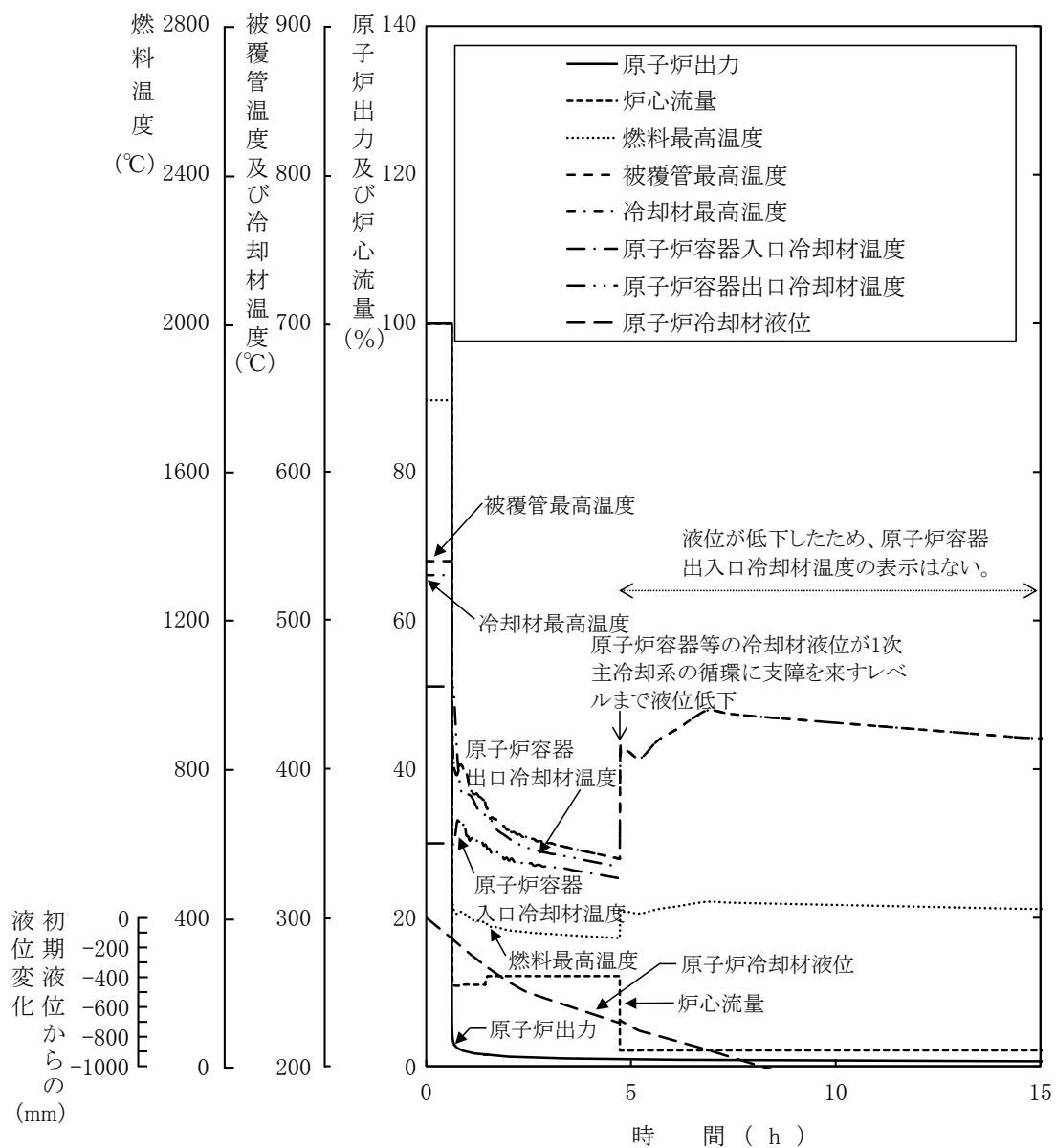


第 4.3.3.9.3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

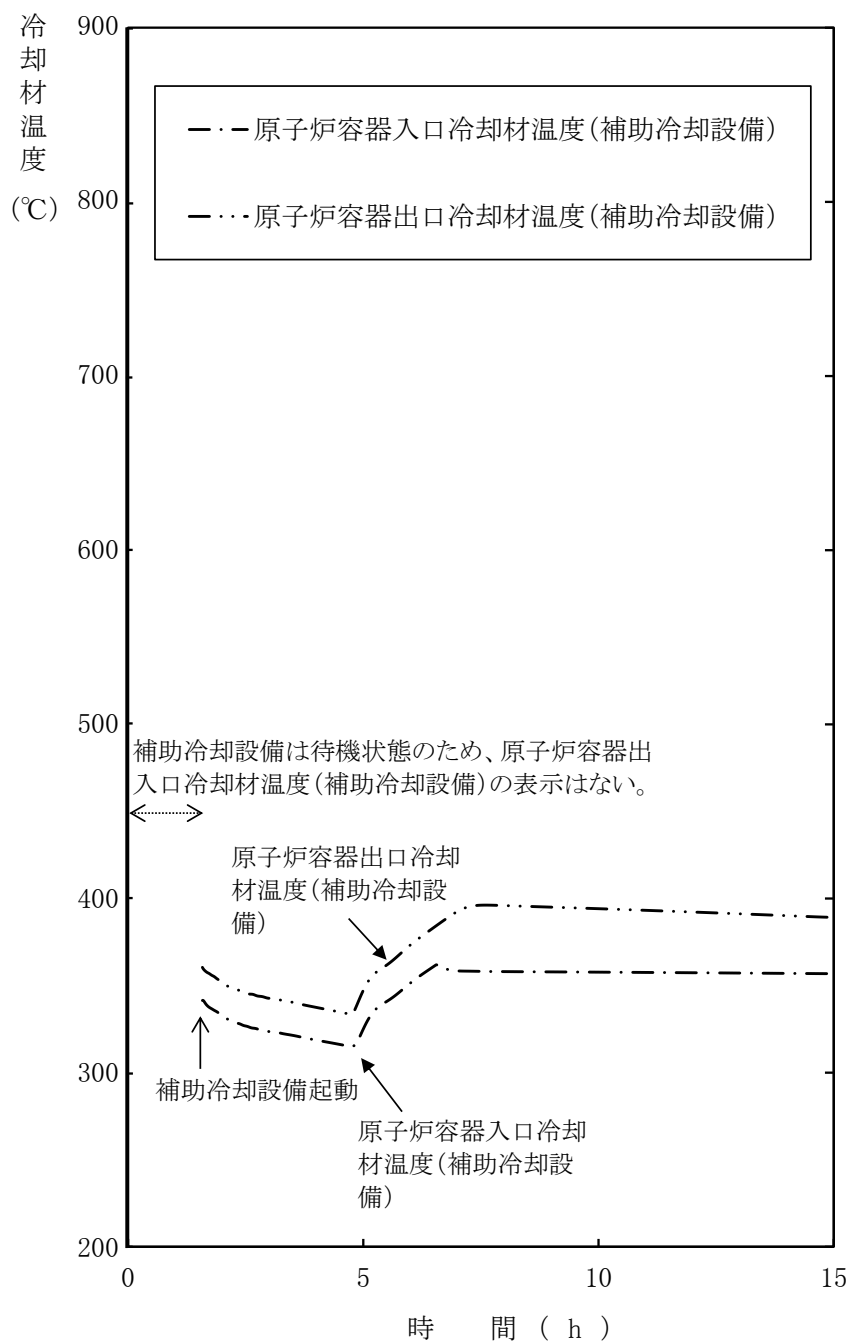
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



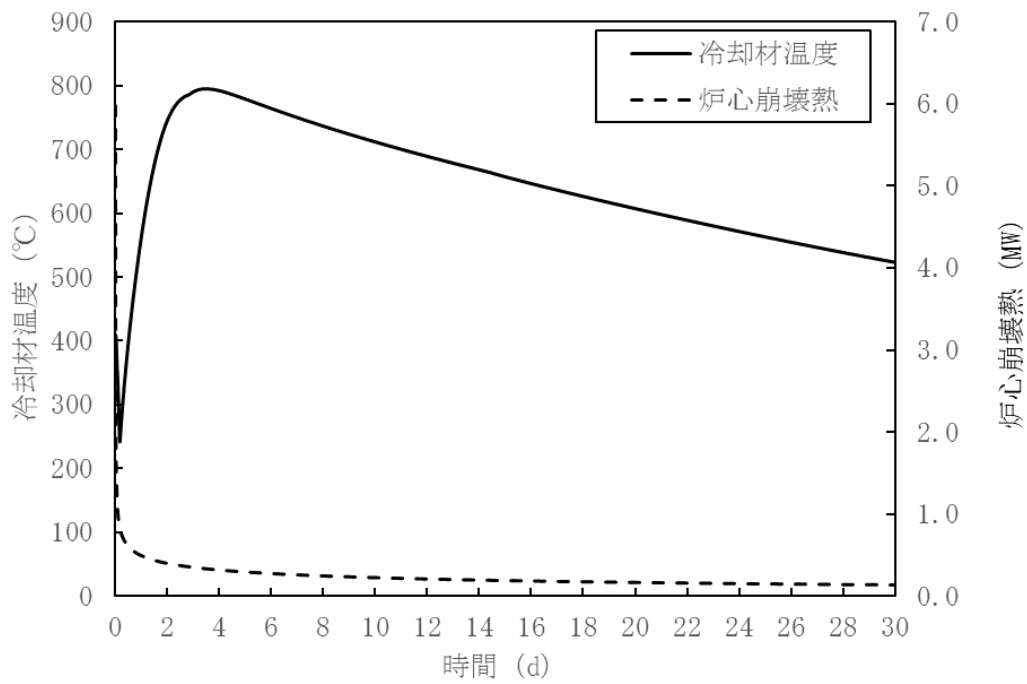
第 4. 3. 3. 9. 4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）  
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



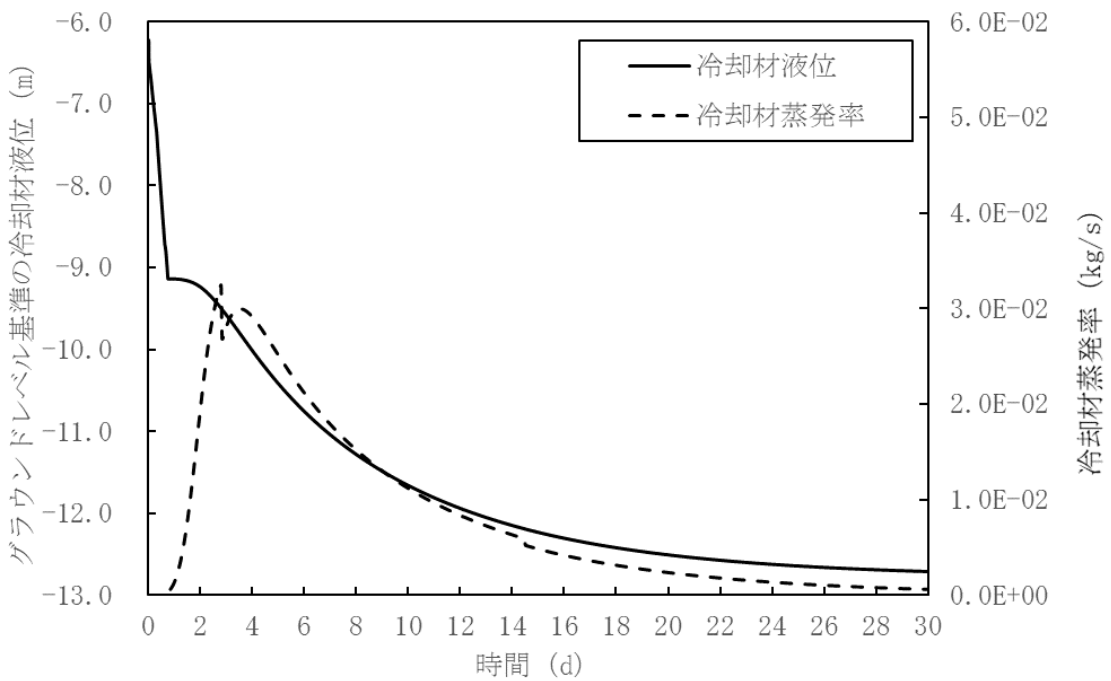
第 4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）  
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



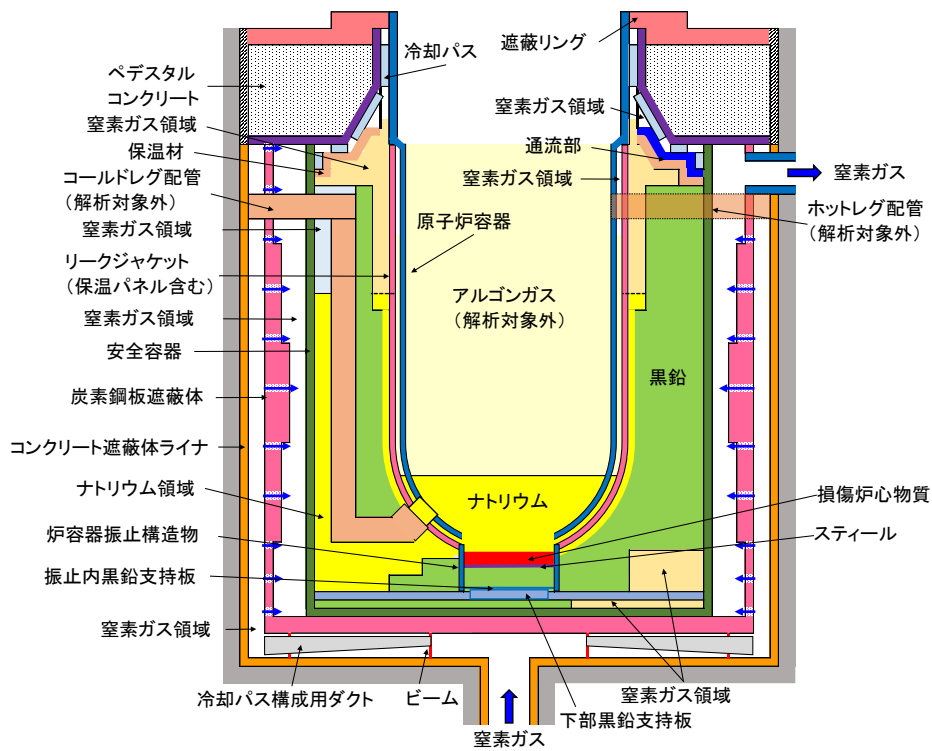
第 4. 3. 3. 9. 6 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



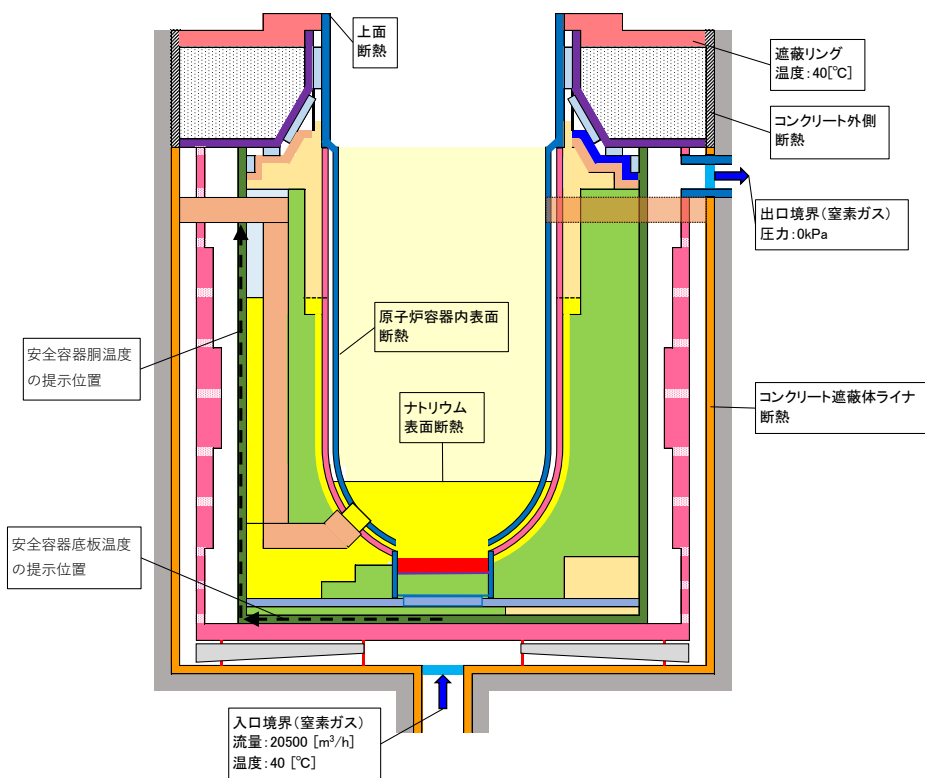
第 4.3.3.9.7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 4.3.3.9.8 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



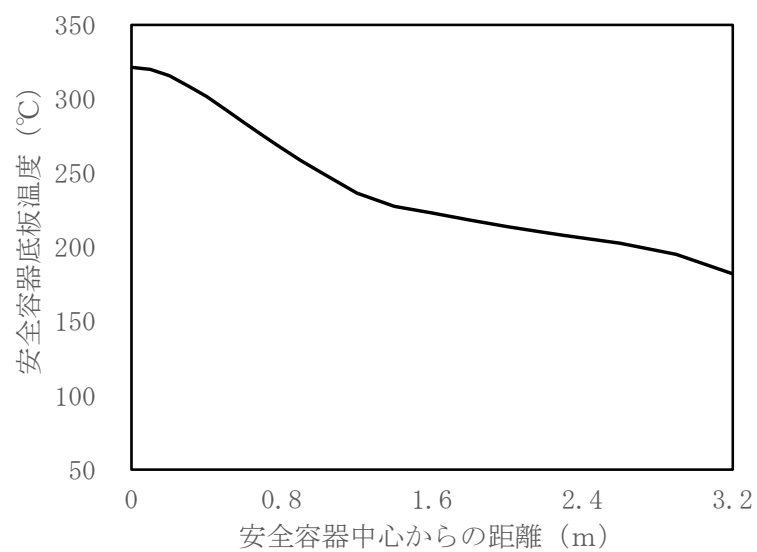
(解析体系)



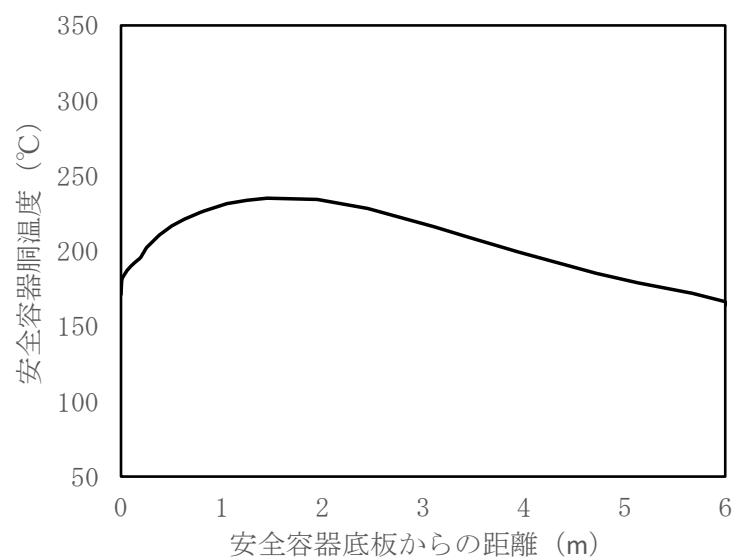
(境界条件等)

第 4.3.3.9.9 図 FLUENTにおける解析体系等

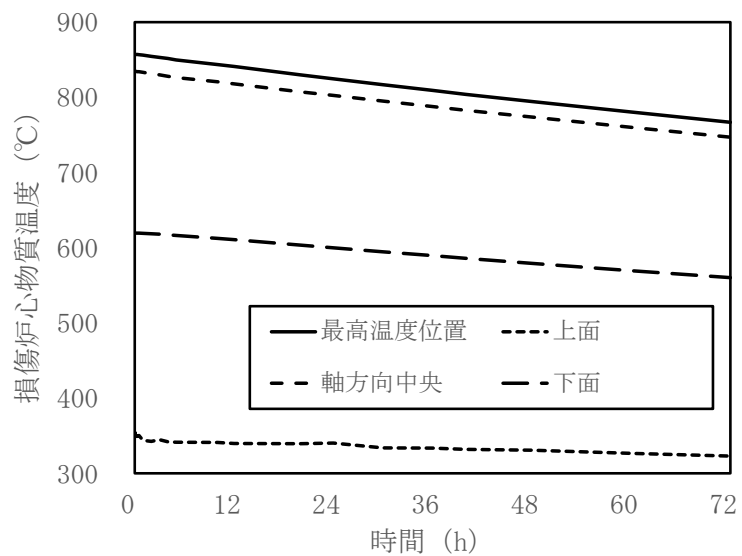




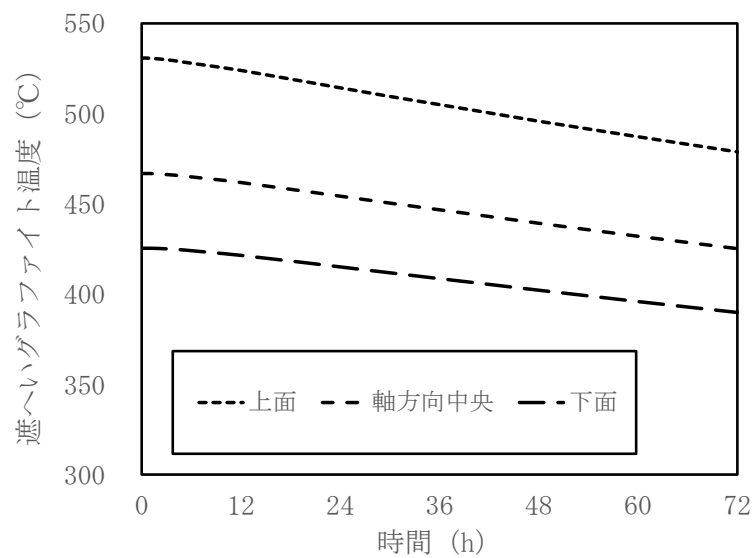
第 4.3.3.9.10 図 安全容器底板の径方向温度分布



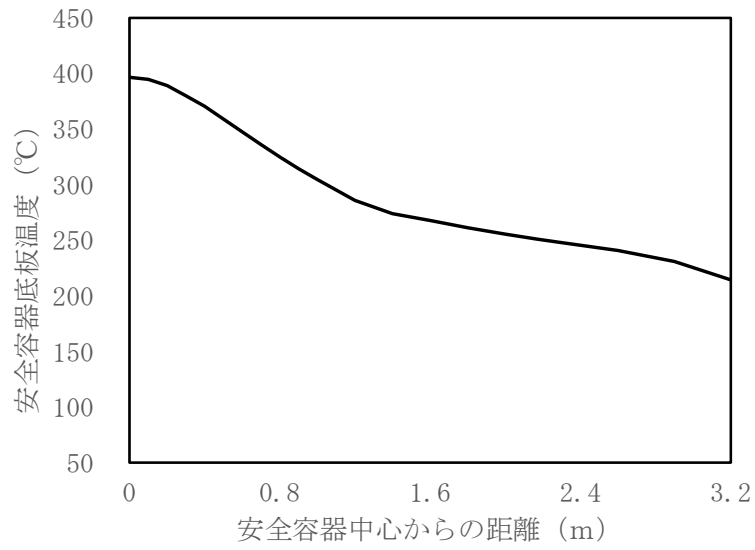
第 4.3.3.9.11 図 安全容器胴の軸方向温度分布



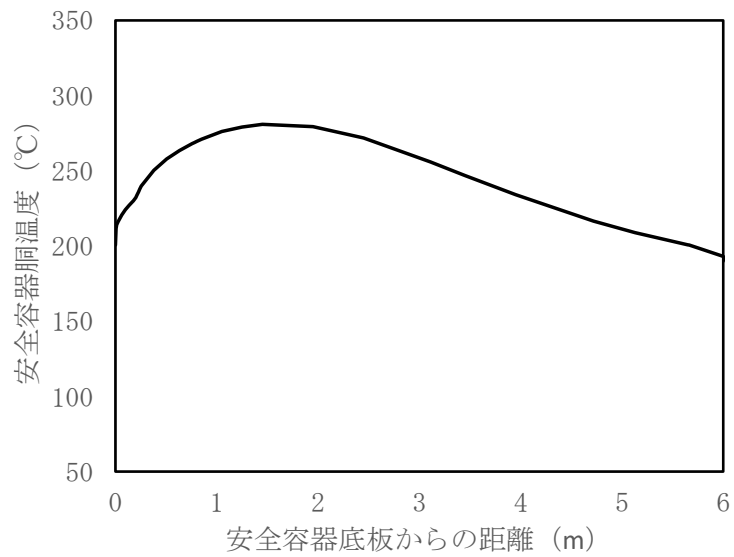
第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 4. 3. 3. 9. 13 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 4.3.3.9.14 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 4.3.3.9.15 図 安全容器胴の軸方向温度分布（不確かさの影響評価）

#### 4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

##### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内側及び外側）とする。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい

（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、その信頼性は極めて高い。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉容器の外面から炉心を冷却することにより原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止する。

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.10.1図及び第4.3.3.10.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

##### （3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### （i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- c. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- d. ナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.10.3表及び第

4.3.3.10.4に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コードSUPER-COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.3図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは90mm<sup>2</sup>とする。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.4図及び第4.3.3.10.5図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約610℃であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約540℃である。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、熱設計基準値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

ii. 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.6図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、1次主冷却系の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは90mm<sup>2</sup>とする。ナトリウムは、漏えい口より事象進展を考慮した冷却材温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの拡がり面積は、床面の構造を考慮した上で最大となる170m<sup>2</sup>とする。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.7図及び第4.3.3.10.8図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約0.025kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約2.5kPa[gage]）及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約0.065kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約6.4kPa[gage]）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

以上より、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、「i) 基本ケース i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析」において、評価項目に対して厳しい結果となるように解析条件（初期温度及び境界条件等）を設定している。このため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る不確かさの影響評価は不要である。

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの拡がり面積は、「i) 基本ケース ii. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール拡がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉保護系(スクラム)</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> <li>③ 関連する核計装</li> </ul>
事故発生 の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① サイフォンブレイク配管</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>
補助冷却設備運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 補助冷却設備</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>① 関連するプロセス計装</li> </ul>



第 4.3.3.10.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

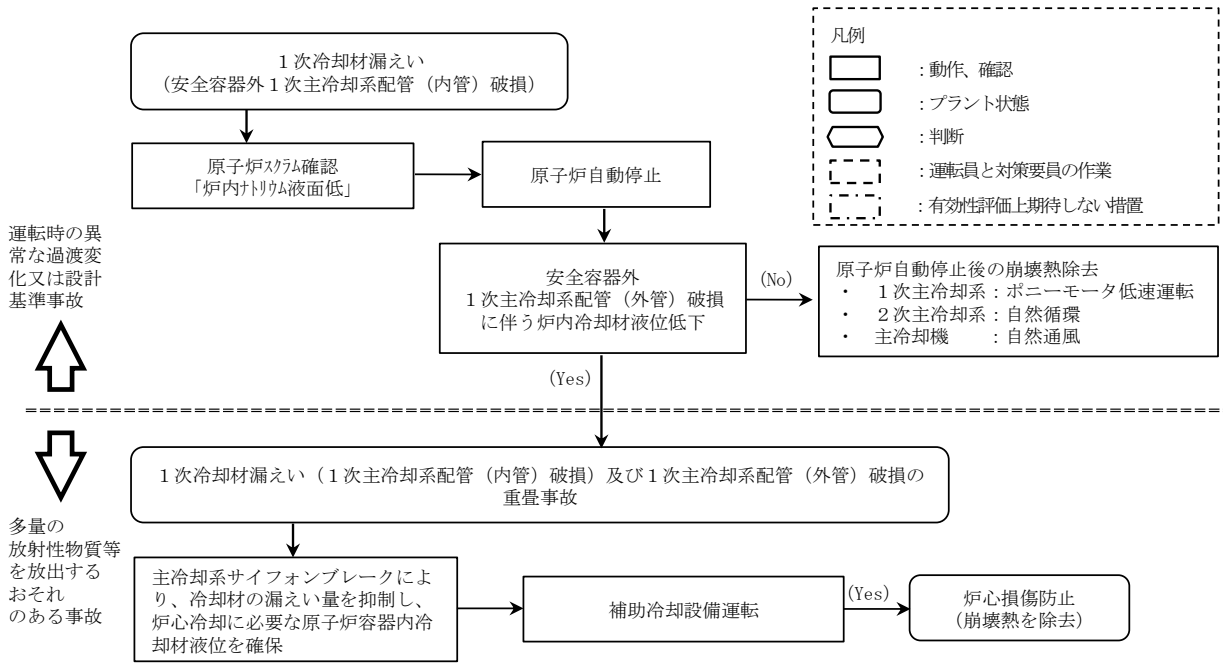
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①関連するプロセス計装
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系	—	①関連するプロセス計装
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②関連するプロセス計装

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損)																										
			▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。										

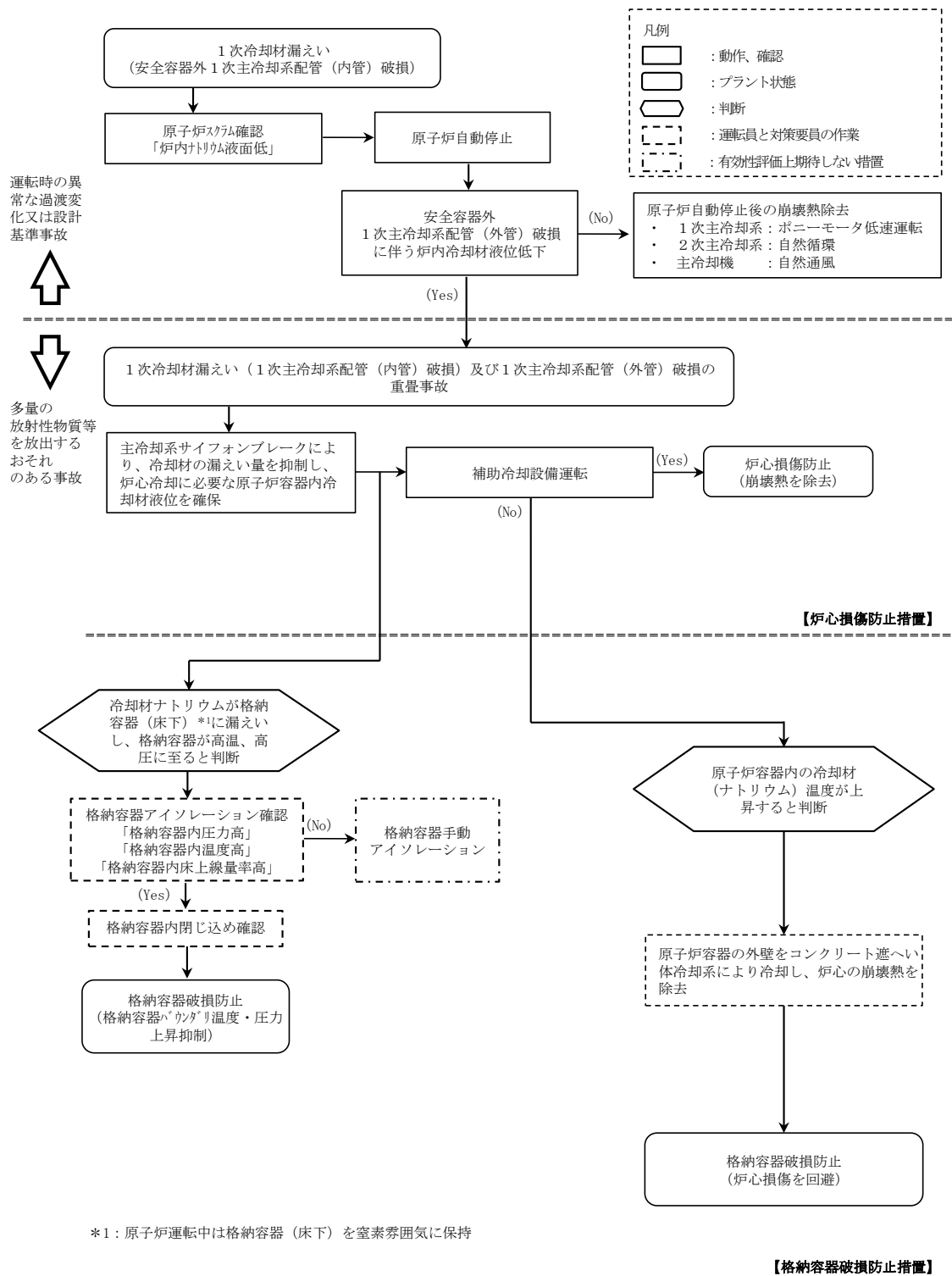
第4.3.3.10.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損)																										
			▽事故発生の判断(安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
			▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。										
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。										
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	[Gantt chart showing activity from 120 to 180 minutes]																・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。										
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。										

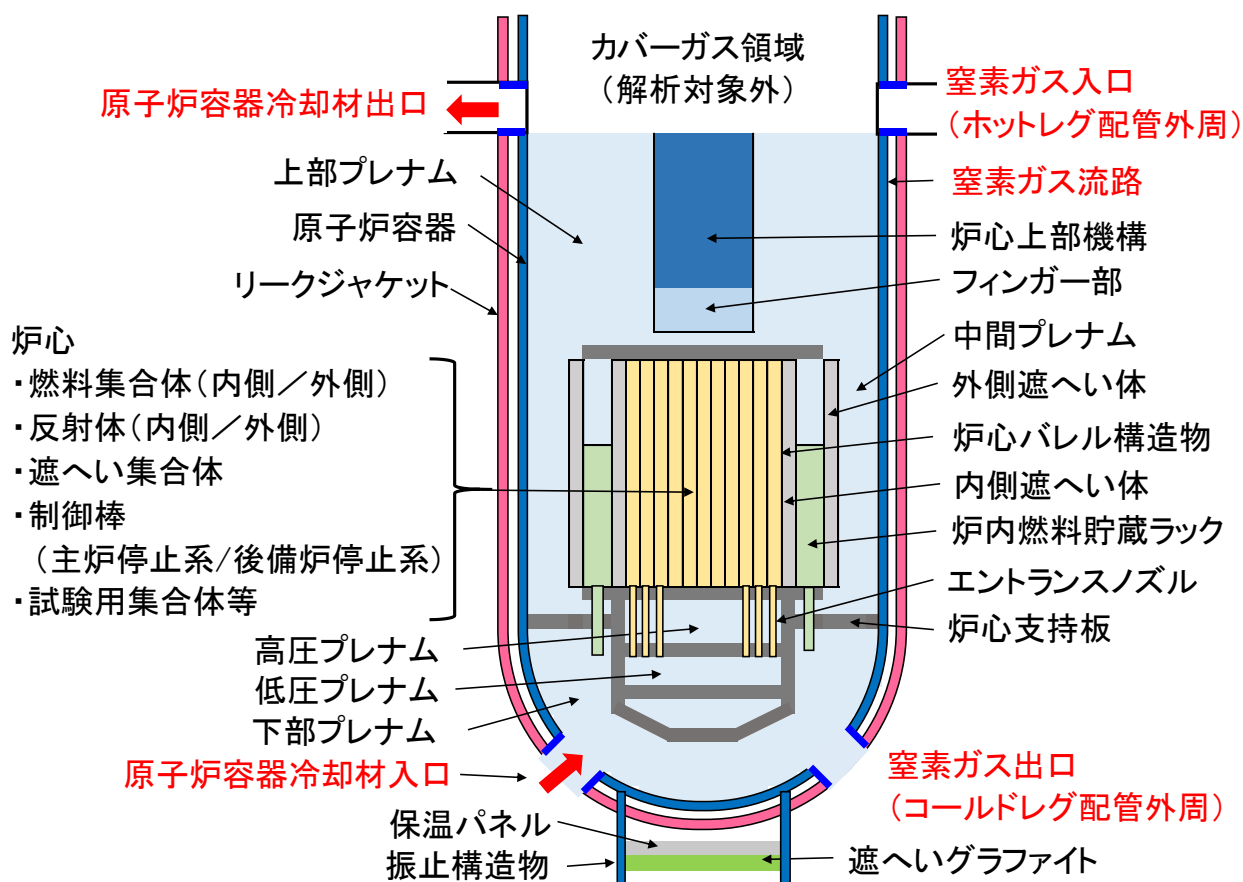


【炉心損傷防止措置】

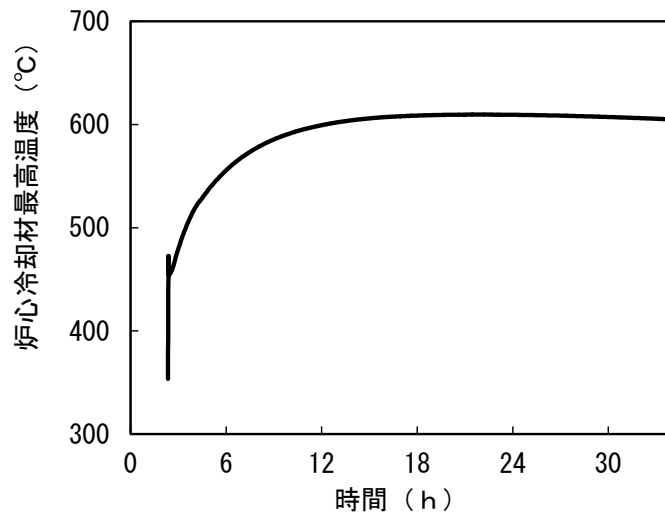
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



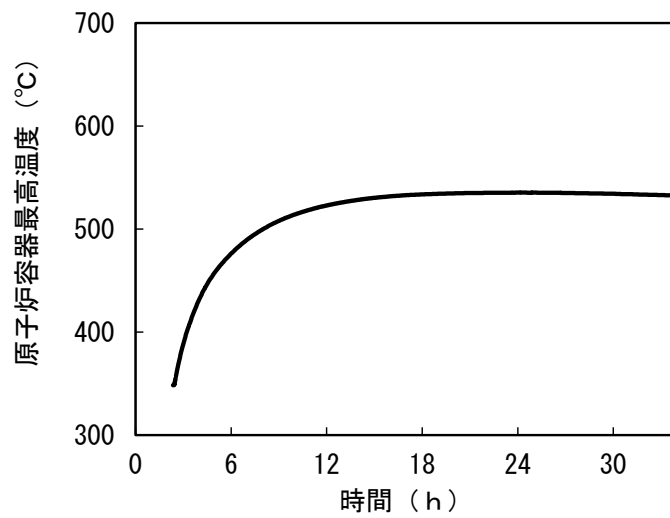
第 4.3.3.10.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



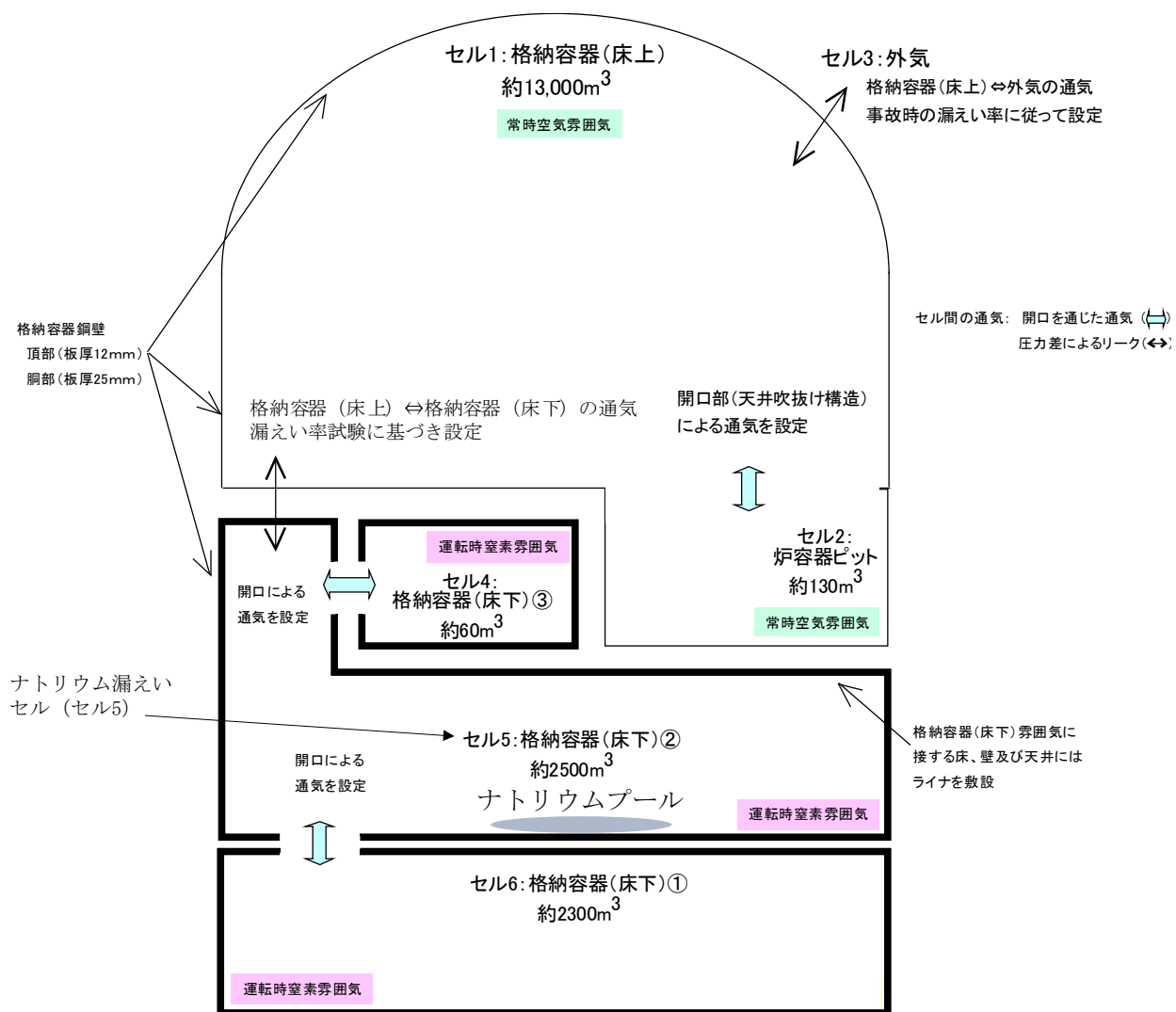
第 4. 3. 3. 10. 3 図 FLUENTにおける解析体系



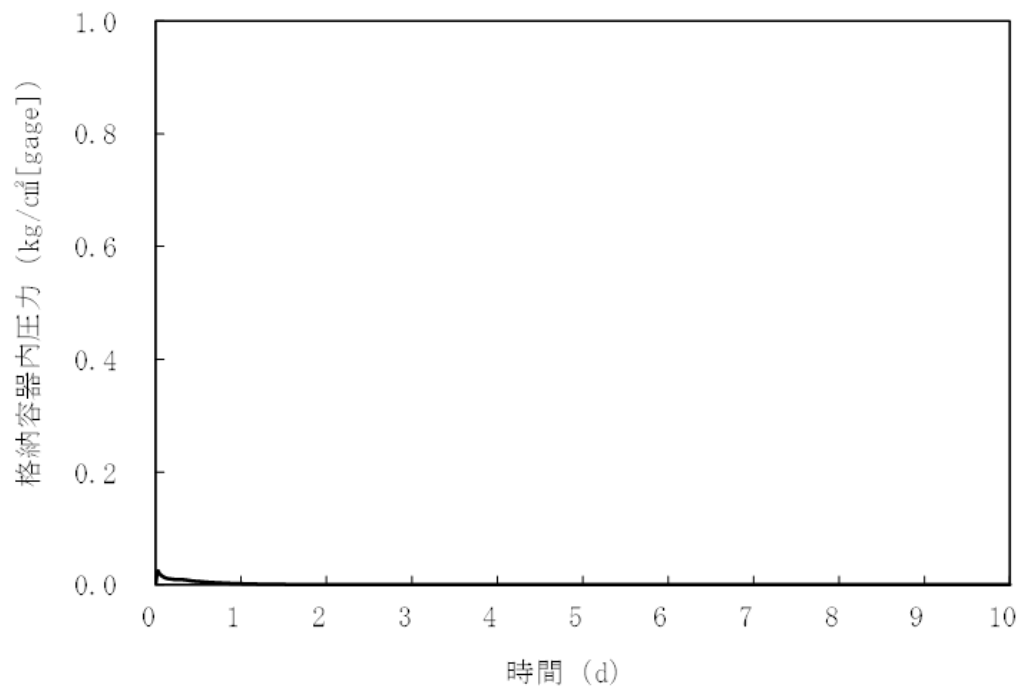
第 4. 3. 3. 10. 4 図 冷却材最高温度の時間変化



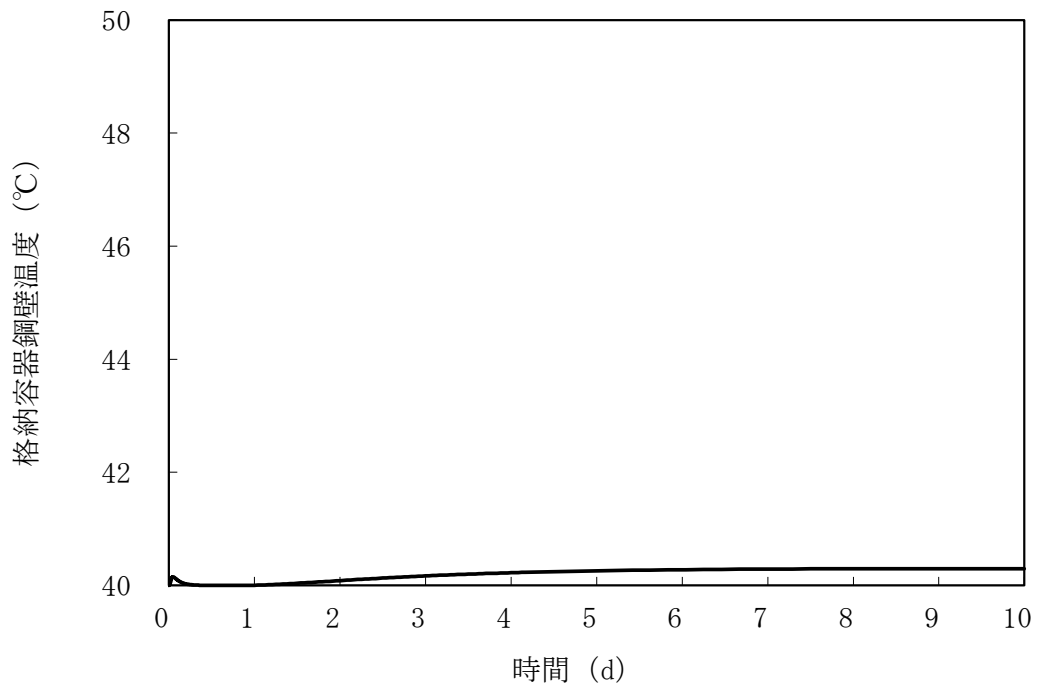
第 4. 3. 3. 10. 5 図 原子炉容器最高温度の時間変化



第 4. 3. 3. 10. 6 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4.3.3.10.7 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.8 図 格納容器鋼壁温度の推移



#### 4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

##### （1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。なお、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風による炉心損傷防止措置の有効性評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定して評価しており、本評価条件の方が保守的となるため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。なお、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「4.3.3.10 1次冷却

材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故）より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.11.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

### （3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

#### （i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次補助冷却系サイフオンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフオン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。

#### （ii）格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

#### （iii）その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

### （4）資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破

損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.11.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.11.2表に示す。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

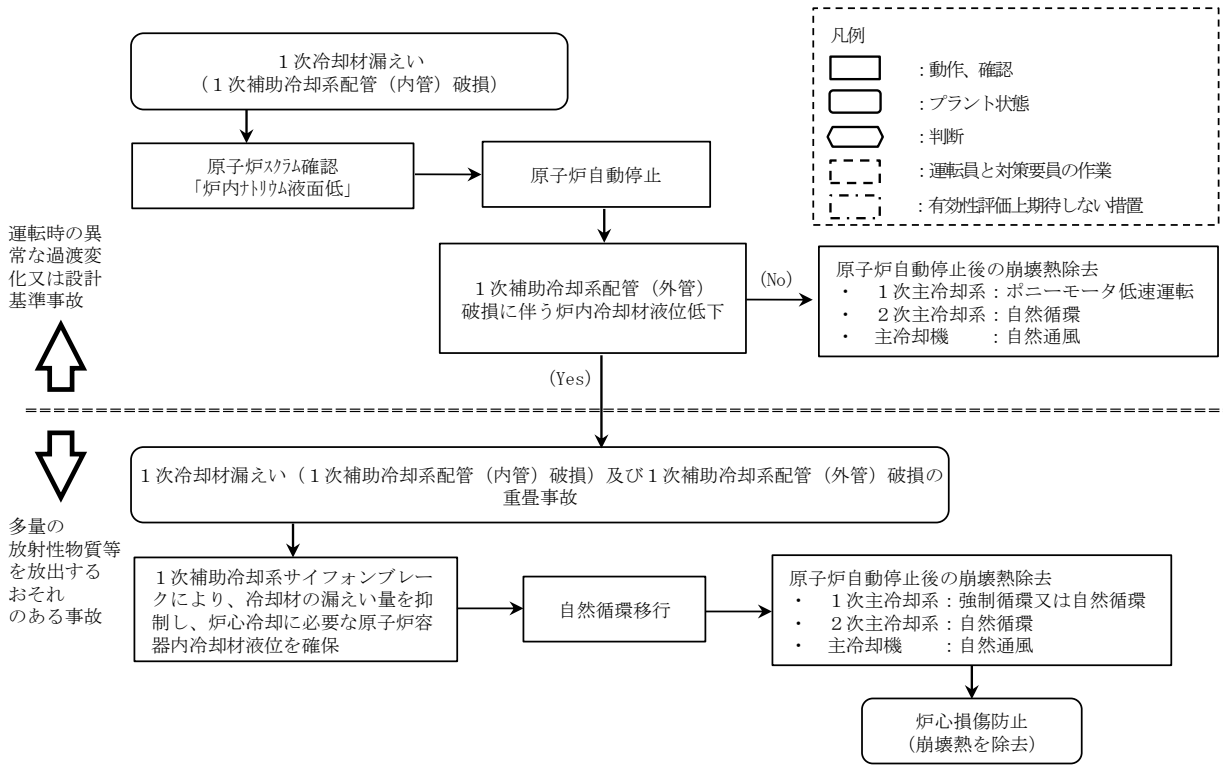
炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

漏えいした冷却材による熱的影響に係る格納容器破損防止措置は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.11.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次補助冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・ 主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	① 1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	① 関連するプロセス計装
主冷却系による崩壊熱除去	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装





【炉心損傷防止措置】

第 4. 3. 3. 11. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.12.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

###### (ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1 次主冷却系及び2 次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.12.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.12.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は 1.2 秒とする。
- 7) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 7.1%Δk/k とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 原子炉の停止後、2 ループの1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。



## b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.12.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に移行するが、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約 650℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期温度から上昇することなく低下し、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

### ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.12.3 図に示す。

崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ約 20℃高くなりともに約 670℃となるが、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

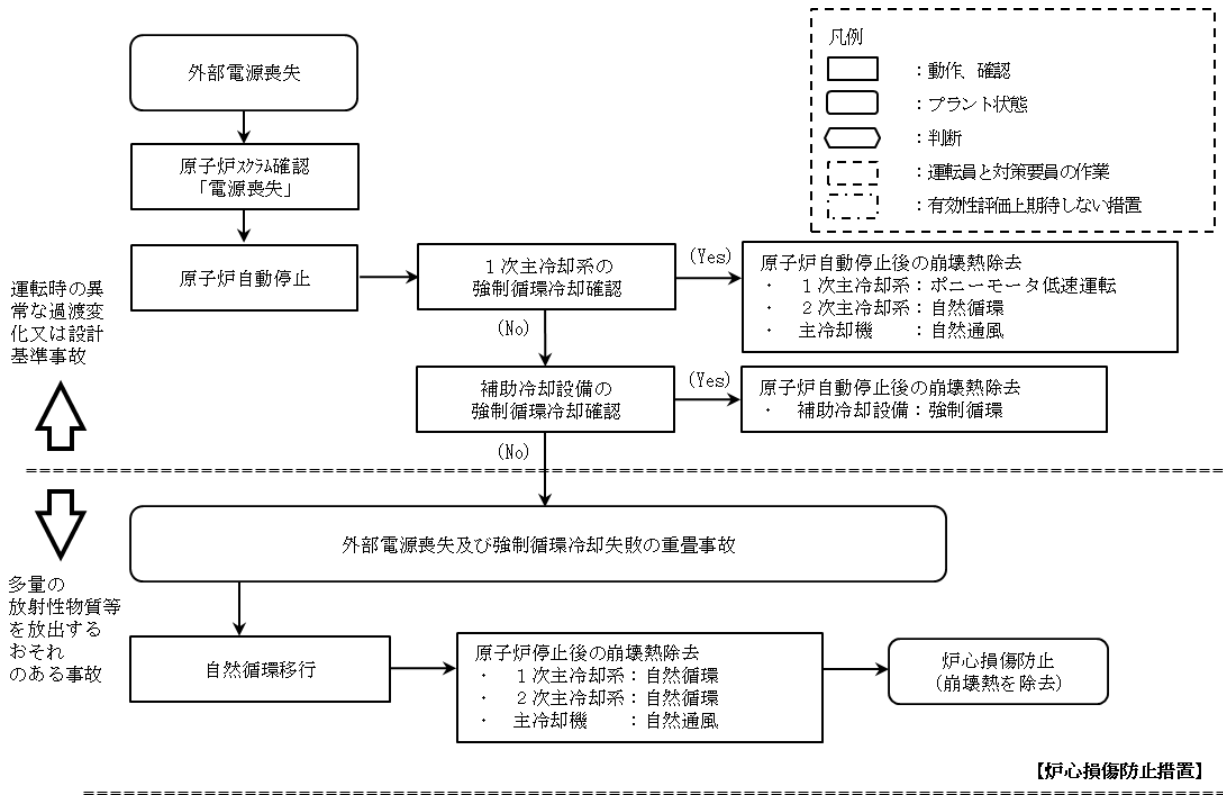
上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

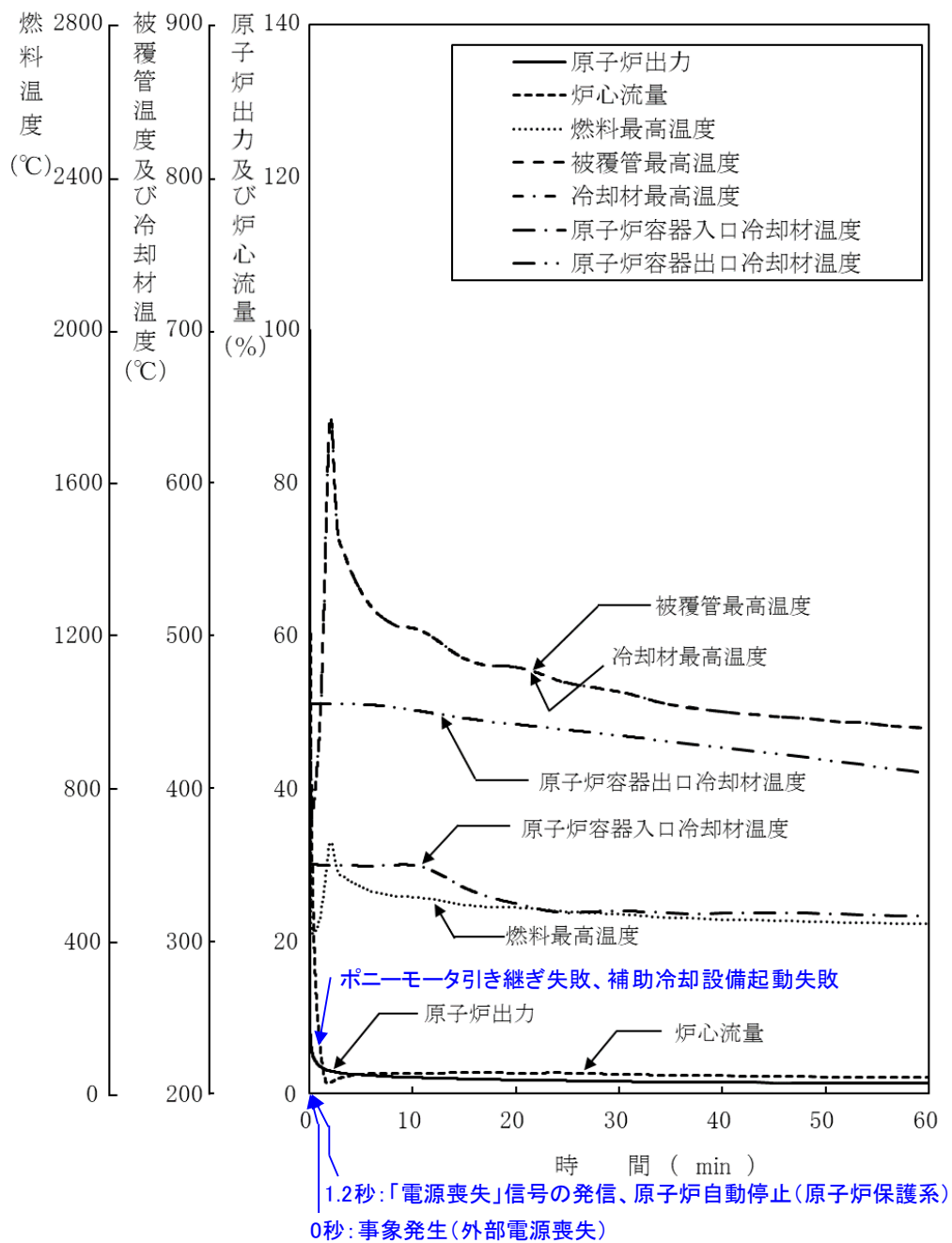
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

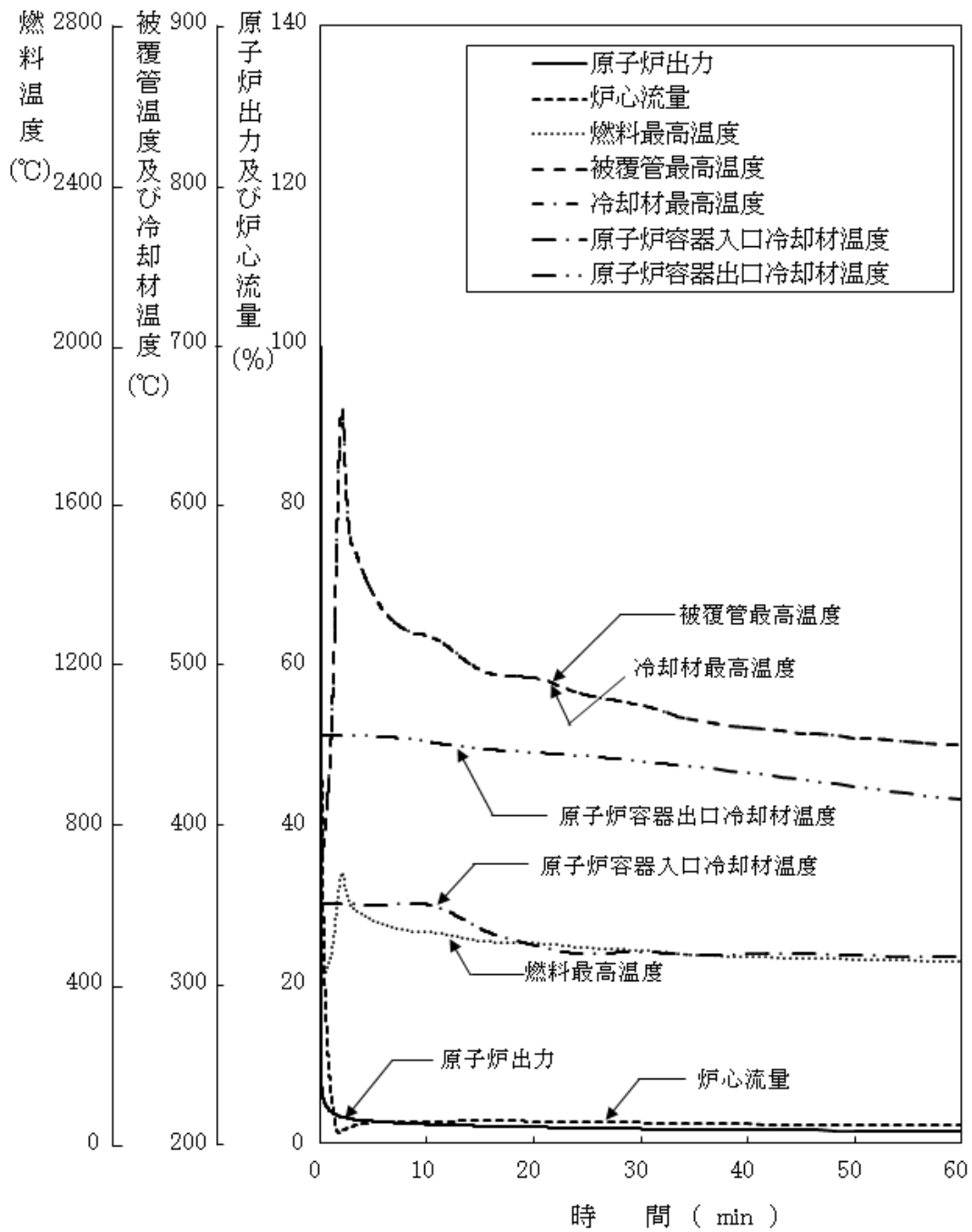
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生(スクラム)の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded]												・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B	2 ・事故発生(スクラム)の判断	[Shaded]	[Shaded]											・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。
	運転員D、E	2 ・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	[Shaded]	・強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努める。



第 4. 3. 3. 12. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.12.2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)



第 4.3.3.12.3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

#### 4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

##### (1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出したものとして、安全容器にて、流出した冷却材や放射性物質等を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.13.1図及び第4.3.3.13.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。



- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、1ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.13.1 表及び第 4.3.3.13.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm<sup>2</sup>°Cとする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は365°C、応答時間は0.4秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 7) 原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 8) 1ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な1ループによる自然循環冷却である。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.13.3図に示す。

1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定

し、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプのトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器 1 次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れを持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値以上に上昇することなく速やかに低下し、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1 次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両温度ともに約 750℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期温度からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約 410℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

## ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。なお、2 つの解析条件の間に相関はなく互いに独立であるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らか

かであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し 373℃とする。

解析結果を第 4.3.3.13.4 図に示す。

「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が「i）基本ケース」の解析より約 2 秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i）基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 20℃高い約 770℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i）基本ケース」の解析と変わらず、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、両者ともに約 10℃高い約 470℃及び約 420℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

#### (ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動を FLUENT で解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答を CONTAIN-LMR で解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す (4) から (6) である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、炉外事象過程の評価の条件は、「4.3.3.10 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」の炉外事象過程の評価の方が相対的に厳しい。このため、炉外事象過程の評価は、「4.3.3.10 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）の過圧を防止できること。」

の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6) 蒸発した冷却材 (ナトリウム) が格納容器 (床下) に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」の評価項目は、格納容器応答過程の解析により評価する。

なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを解析する。本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算では、原子炉冷却材温度及び圧力が評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。

#### i) 炉内事象過程の解析

##### a. 解析条件

2次冷却材の漏えい等により、1次主冷却系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で解析する。

- 1) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。
- 2) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。
- 3) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 4) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 6) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) の温度を評価する。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界) を第4.3.3.13.5図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。
- 7) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 (2016) のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- 8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しないものとする。

##### b. 解析結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.3.3.13.6図及び第4.3.3.13.7図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇す

る。

原子炉容器内の冷却材の蒸発により原子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると安全板が開放され、原子炉冷却材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する措置を講じていることから、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の圧力は0.1MPa以下に抑制される。これに対して、日本機械学会 発電用原子力設備規格に準拠して、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815℃における主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈に関して評価した結果、許容圧力は0.6MPaであり、原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)内の圧力は許容圧力を下回る。

なお、当該事象発生時には補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)に影響が生じることを防止する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

## ii) 格納容器応答過程の解析

### a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.13.8図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器(床上)、格納容器(床下)及び格納容器外(外部環境)をモデル化する。
- 2) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 3) 窒素雰囲気(酸素濃度3.5vol%)の格納容器(床下)に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器(床下)の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。
- 5) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 6) 格納容器(床上)と格納容器(床下)の間は、圧力差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.9 図及び第 4.3.3.13.10 図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約  $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約  $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約  $42^\circ\text{C}$  であり、格納容器の設計圧力  $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約  $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度  $150^\circ\text{C}$  を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約  $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約  $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約  $68^\circ\text{C}$  であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

Cs-137 の総放出量は約  $4.4 \times 10^{-3}\text{TBq}$  であり、 $100\text{TBq}$  を大きく下回る。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

iii) 不確かさの影響評価

a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性に影響を与える重要現象は原子炉冷却材温度及び圧力である。この内、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様に基づき保守的に設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.11 図及び第 4.3.3.13.12 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は  $815^\circ\text{C}$  を下回り、その許容圧力は  $0.6\text{MPa}$  である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、「i) 炉内事象過程の解析」と同じ  $0.1\text{MPa}$  以下となり、許容圧力を下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

b) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器（床下）は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.13 図及び第 4.3.3.13.14 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii）格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約  $0.015\text{kg/cm}^2$  高くなり、約  $0.047\text{kg/cm}^2$  [gage]（約  $4.7\text{kPa}$  [gage]）である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約  $42^\circ\text{C}$  である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約  $0.015\text{kg/cm}^2$  高くなり約  $0.047\text{kg/cm}^2$  [gage]（約  $4.7\text{kPa}$  [gage]）である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約  $5^\circ\text{C}$  高くなりいずれも約  $73^\circ\text{C}$  である。Cs-137 の総放出量は約  $4.9 \times 10^{-3}\text{TBq}$  であり  $100\text{TBq}$  を大きく下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

以上 a) 及び b) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。



第4.3.3.13.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行 (1ループ)	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装

第 4.3.3.13.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

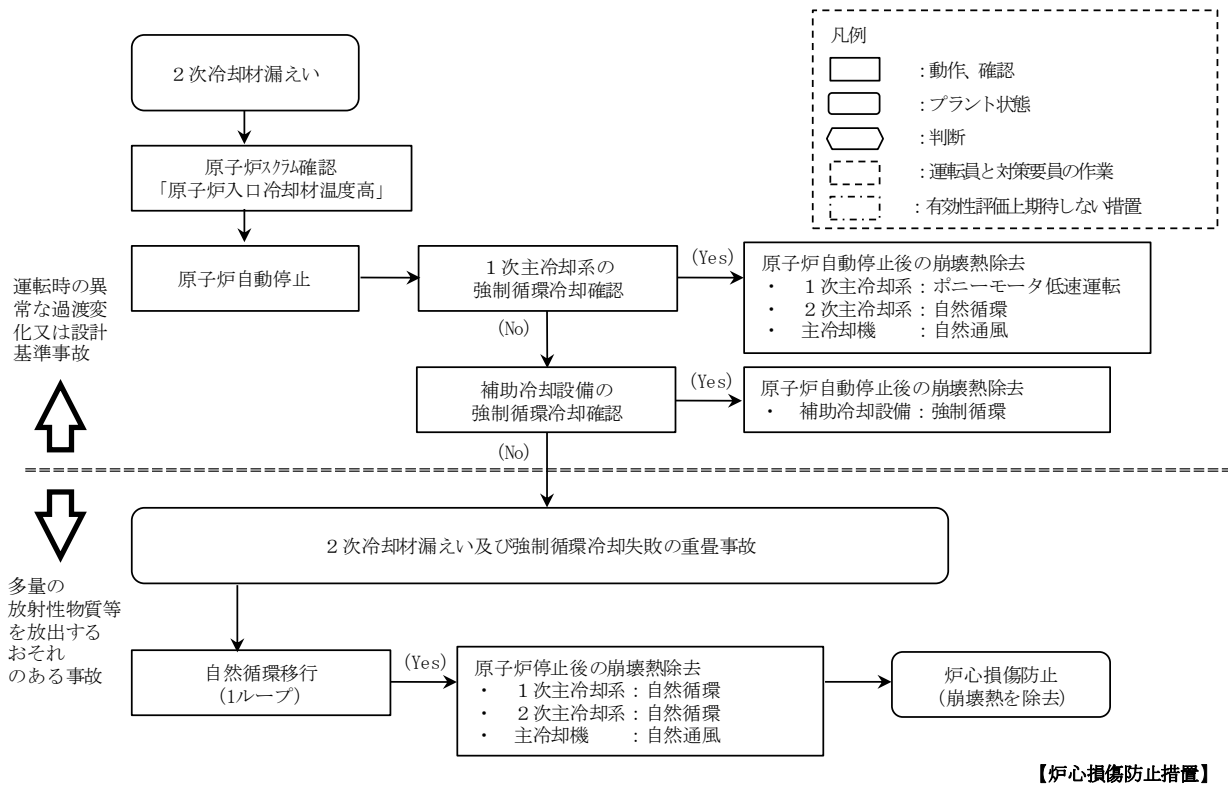
動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム(自動停止)確認	・ 「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生の判断	・ 1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	・ 冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	・ 1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に流出することを確認する。	① 断熱材及びヒートシシク材	—	① 関連するプロセス計装
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系(アイソレーション) ② 関連するプロセス計装
原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	・ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却	・ 安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。	① 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系	—	① 関連するプロセス計装

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

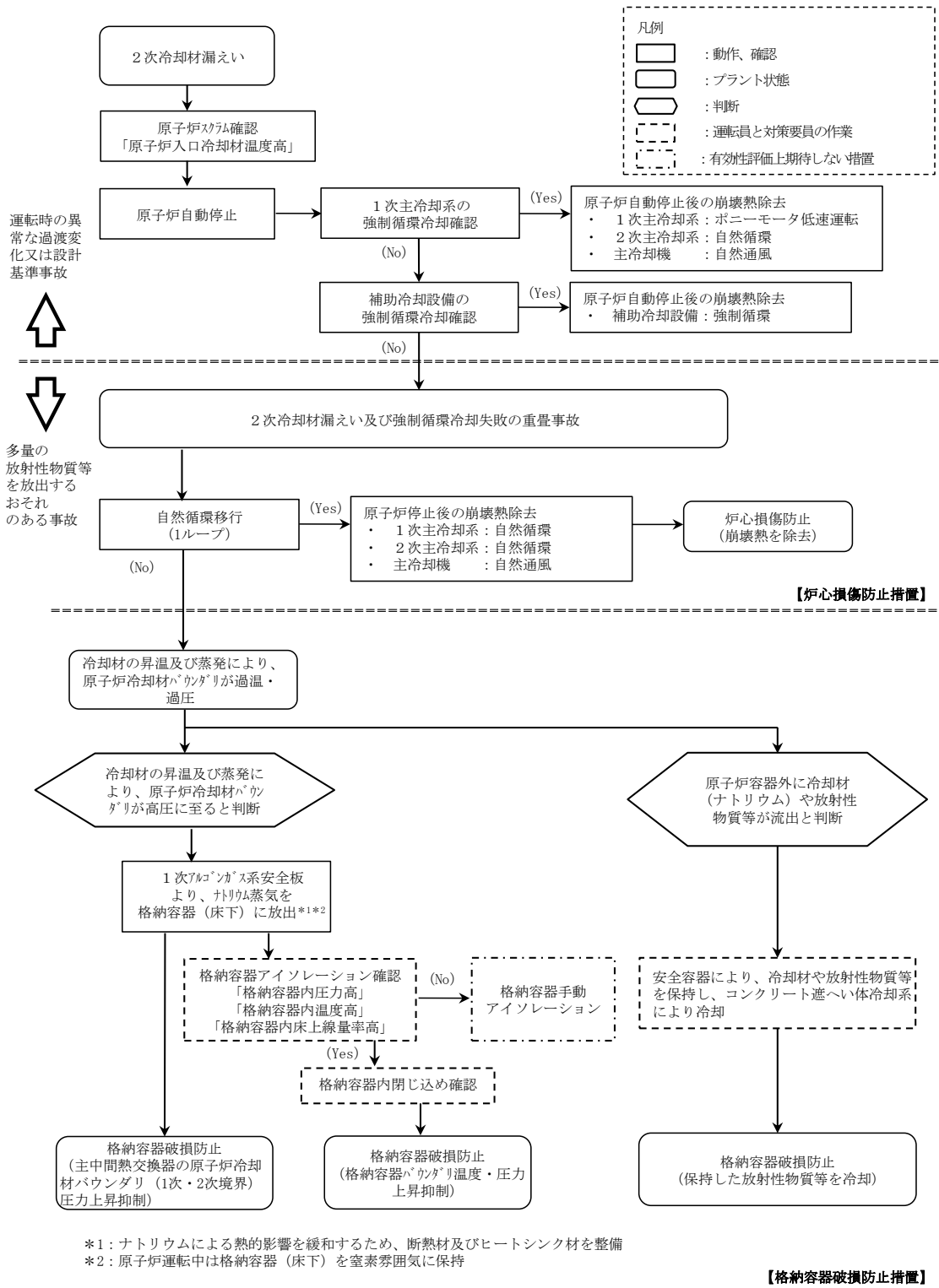
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 0 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing duration from 0 to 5 minutes]												・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 0 to 10 minutes]												・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Bar chart showing duration from 0 to 40 minutes]												・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

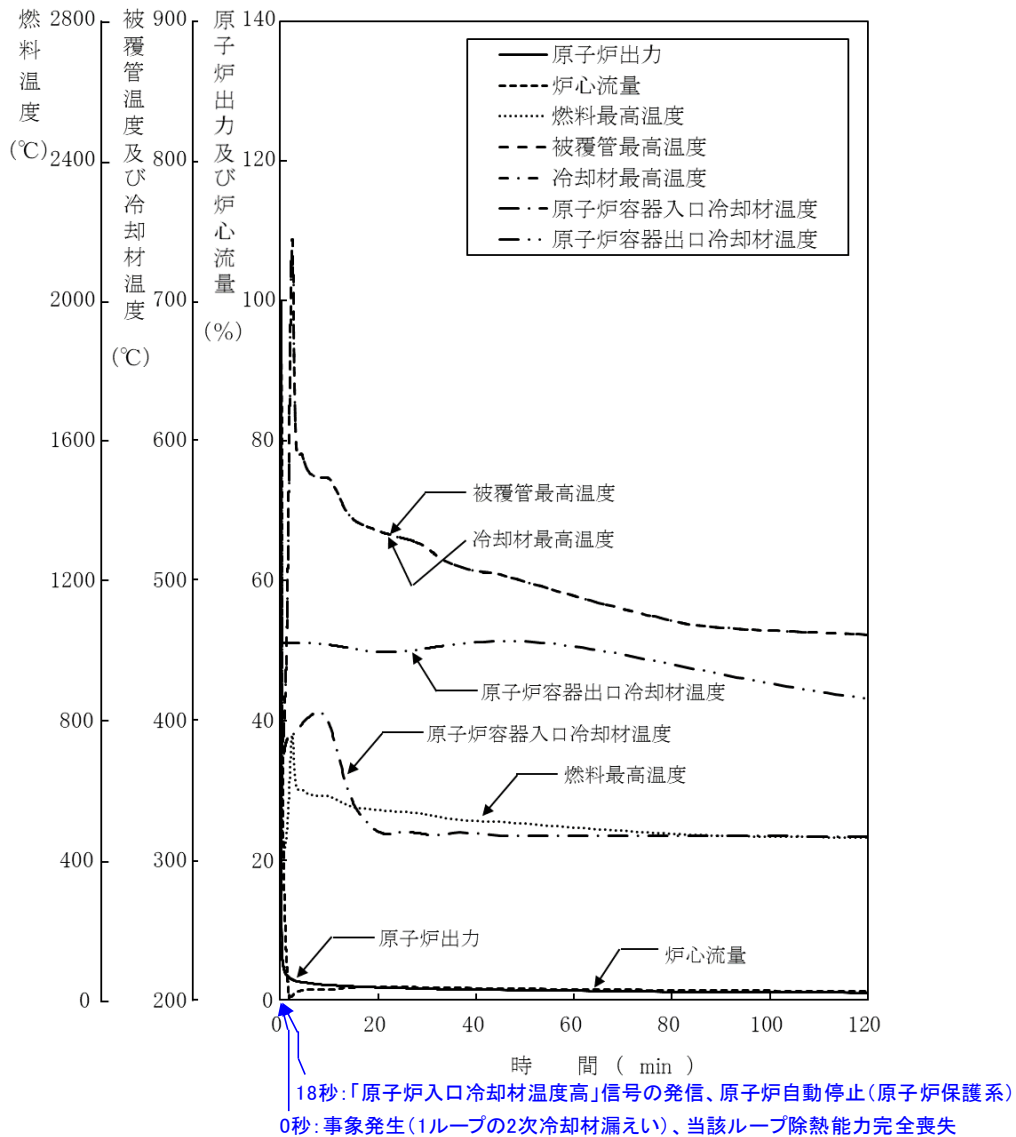
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 0 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing duration from 0 to 5 minutes]												・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 0 to 10 minutes]												・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Bar chart showing duration from 0 to 40 minutes]												・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Bar chart showing duration from 0 to 30 minutes]												・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員D	1 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Bar chart showing duration from 0 to 30 minutes]												・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Bar chart showing duration from 0 to 30 minutes]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	[Bar chart showing duration from 0 to 10 minutes]												・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Bar chart showing duration from 0 to 40 minutes]												・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。



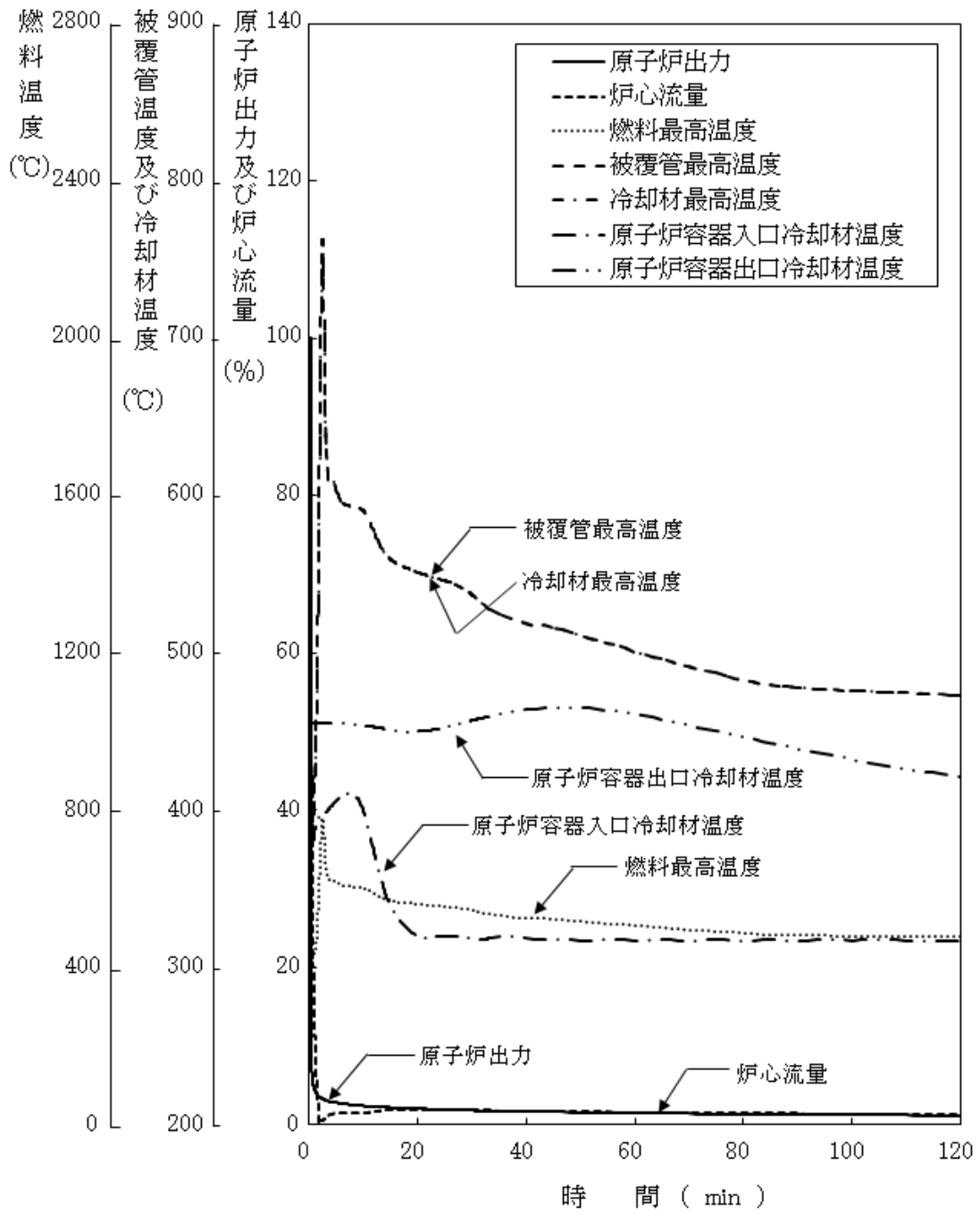
第 4.3.3.13.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.13.2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要

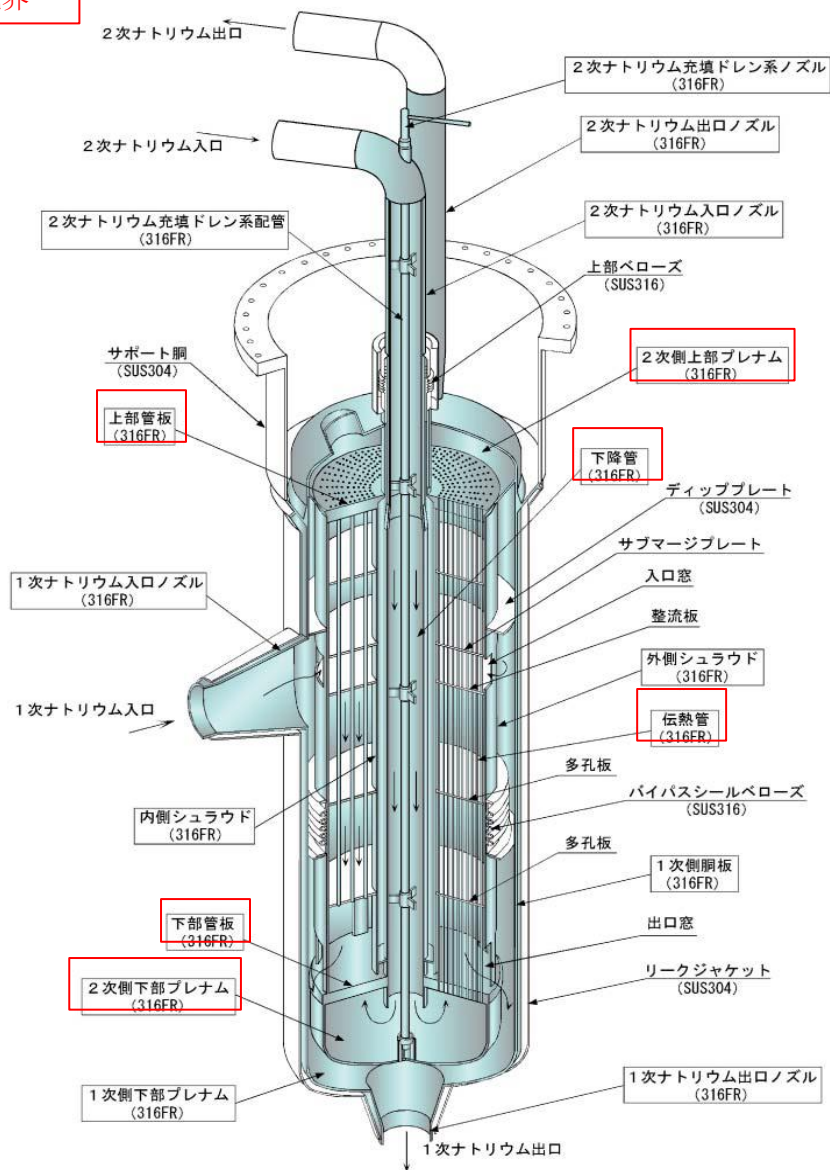


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
 (炉心損傷防止措置: 1 ループ自然循環による冷却)



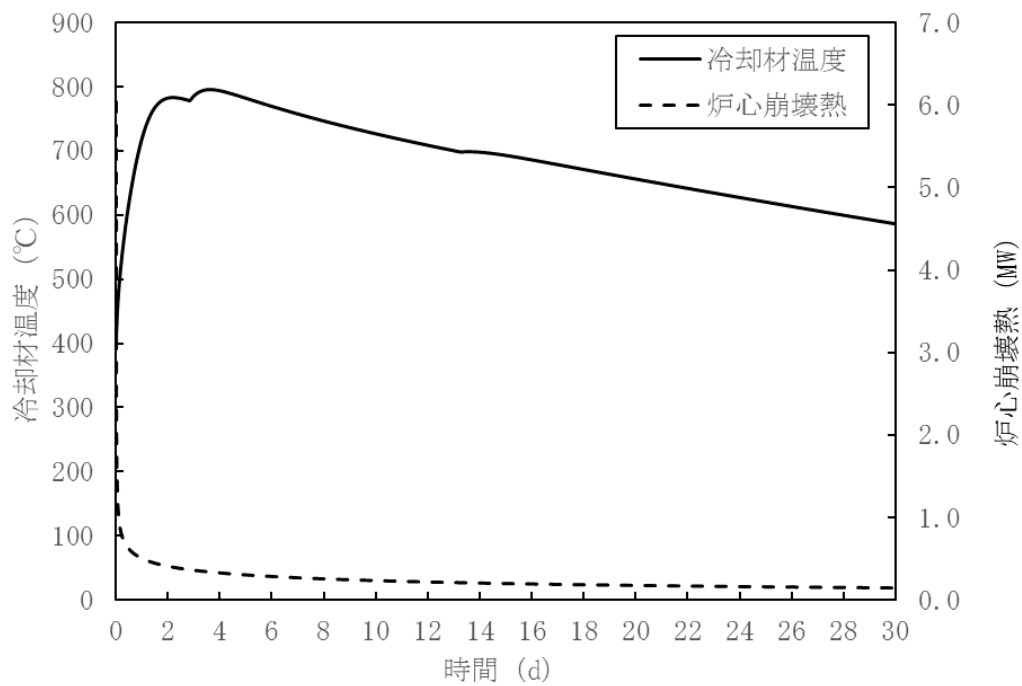
第 4.3.3.13.4 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故  
(不確かさの影響評価)

1次/2次境界

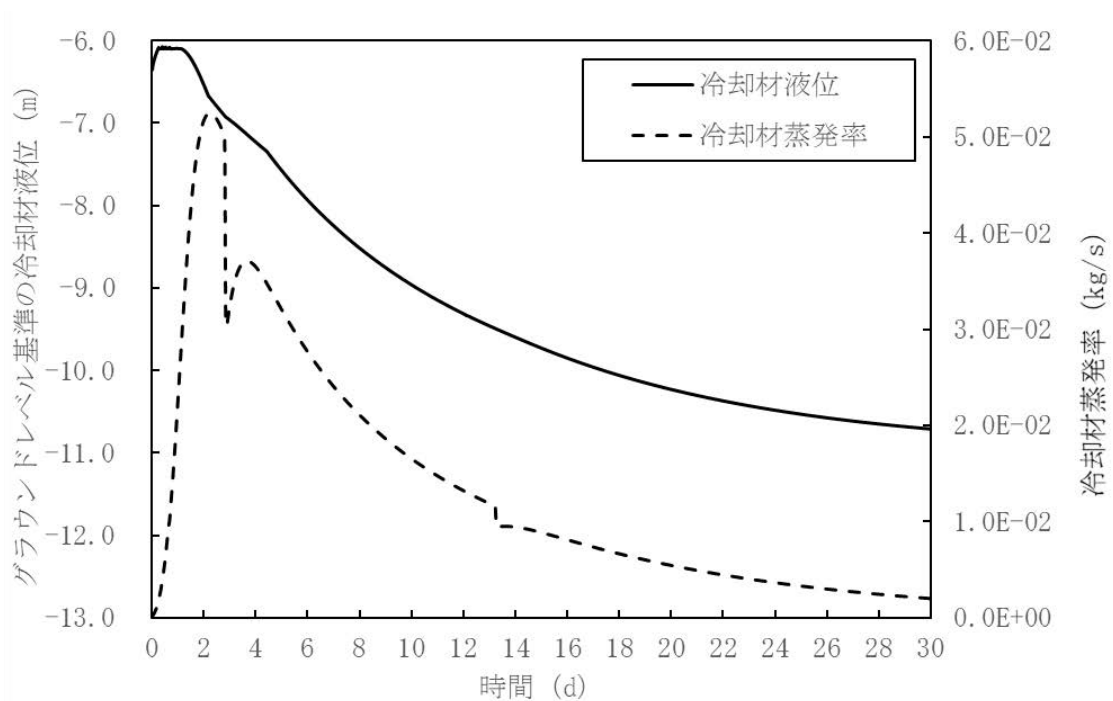


第 4. 3. 3. 13. 5 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)

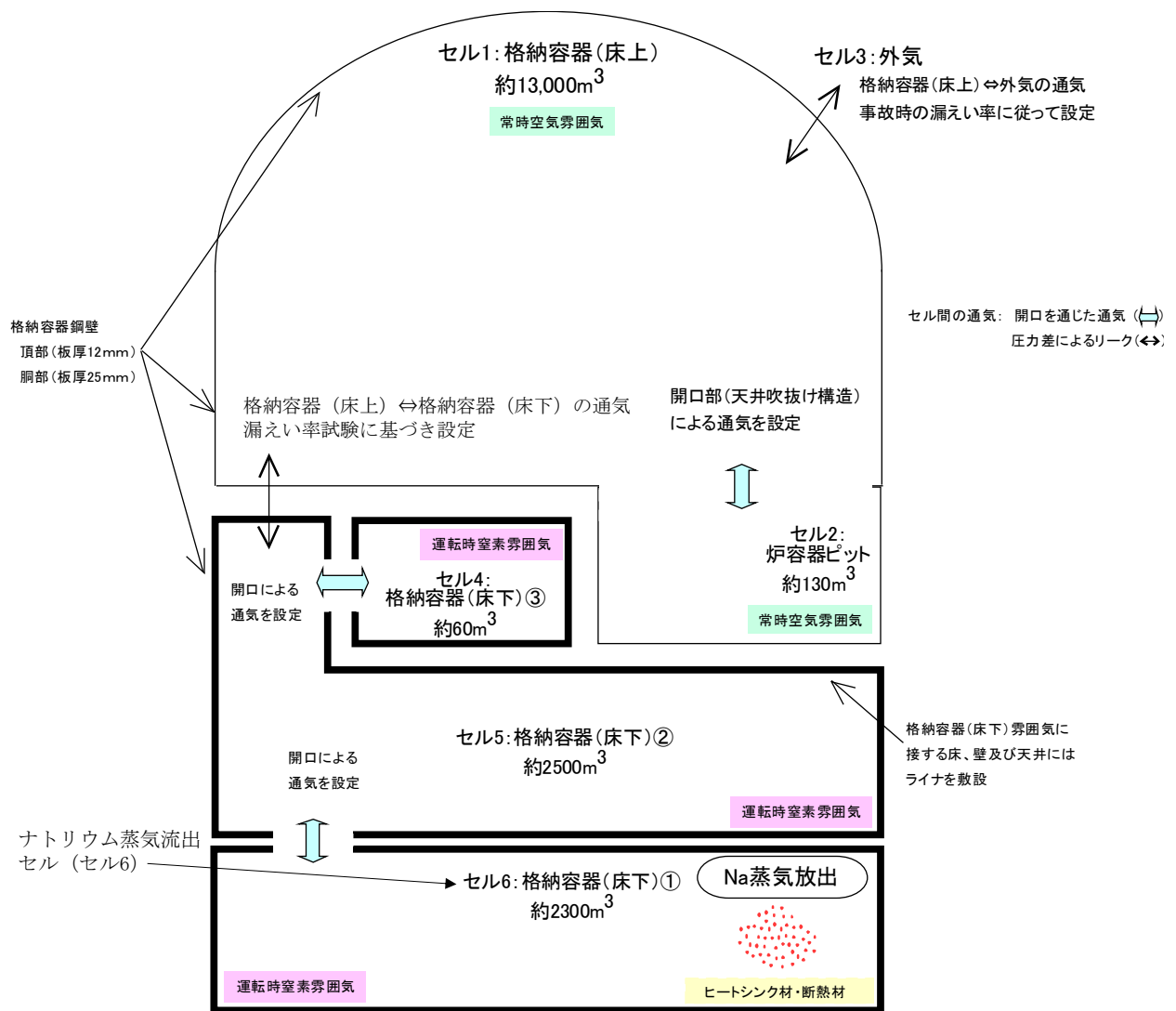




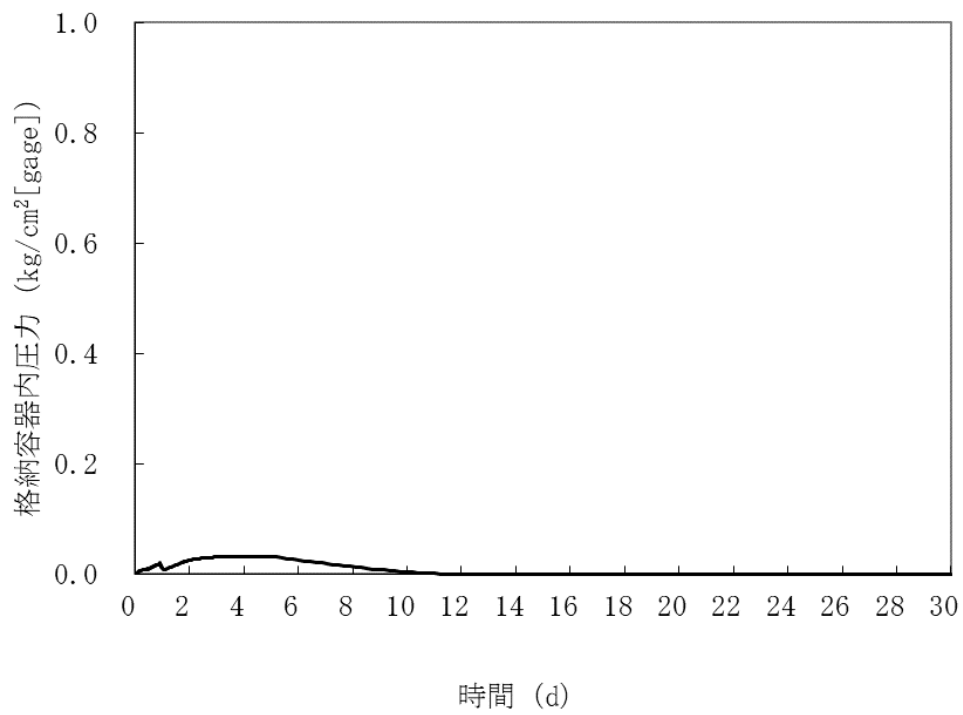
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



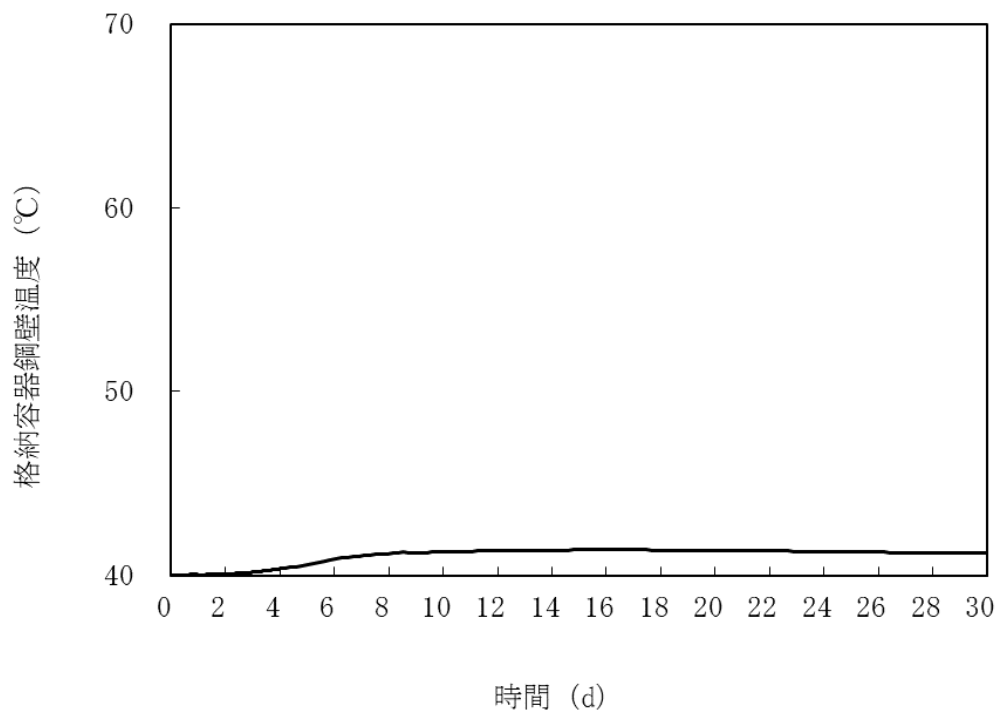
第 4. 3. 3. 13. 7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



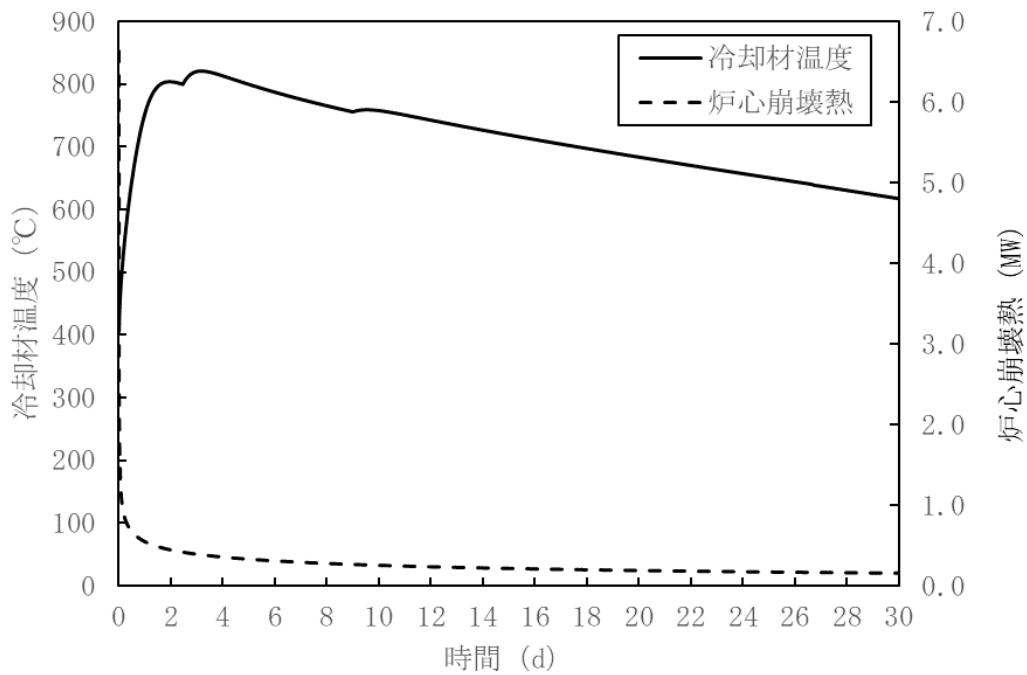
第 4. 3. 3. 13. 8 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



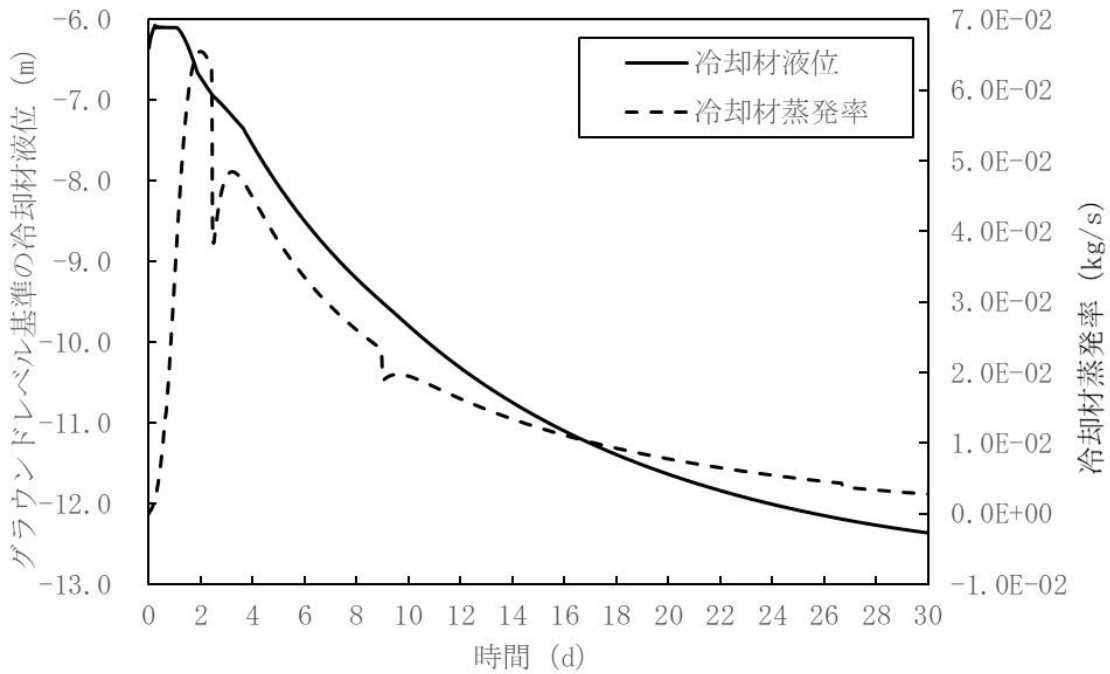
第 4. 3. 3. 13. 9 図 格納容器内圧力の推移



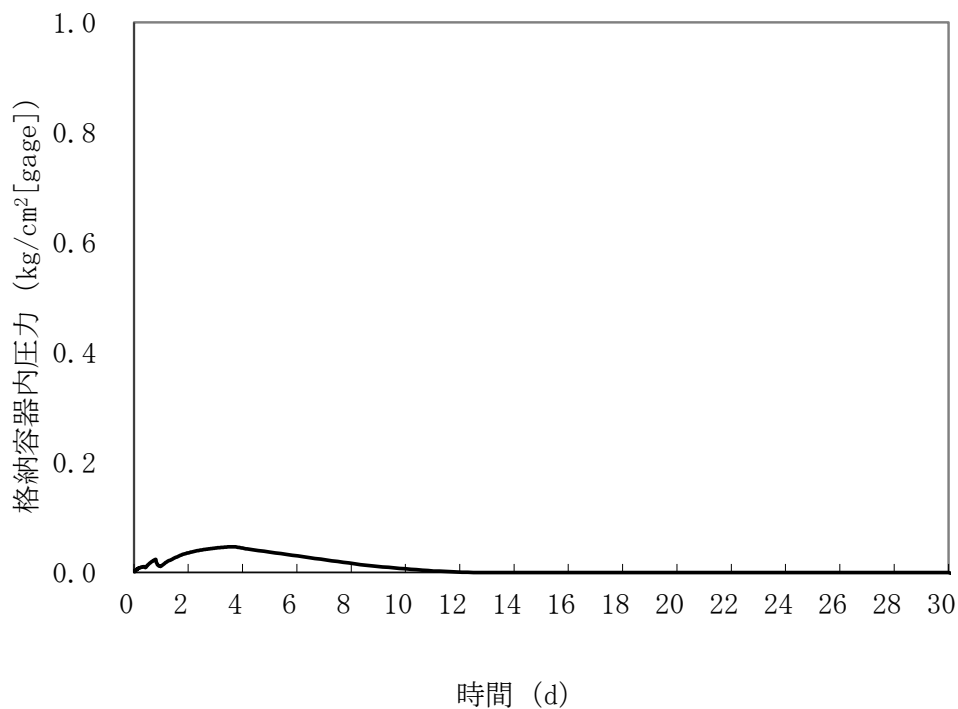
第 4. 3. 3. 13. 10 図 格納容器鋼壁温度の推移



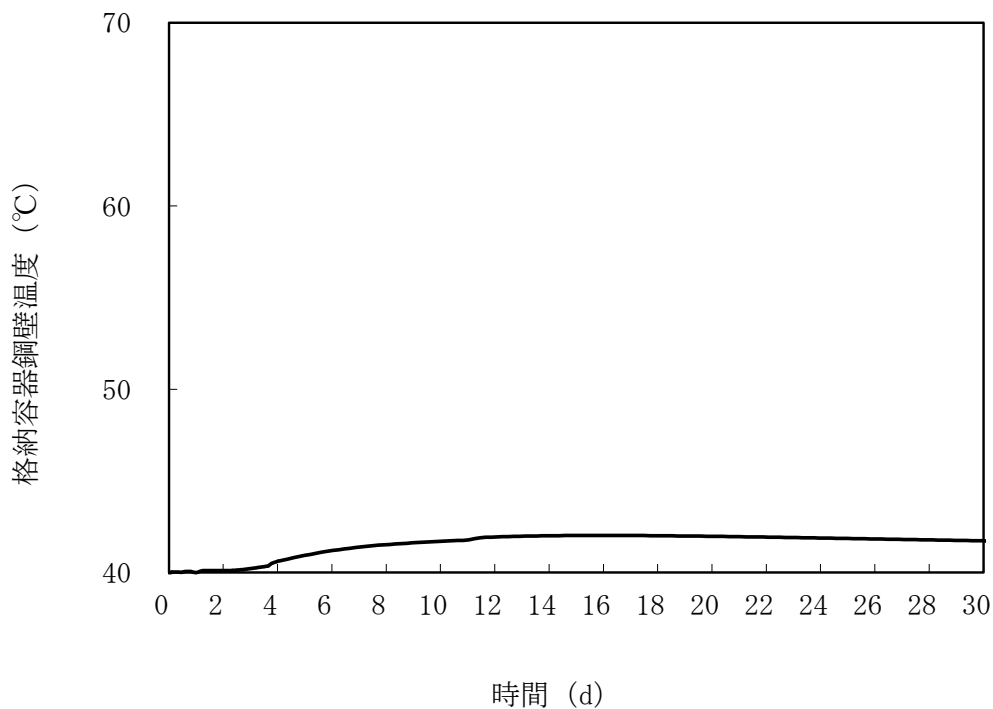
第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果  
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



第 4.3.3.13.12 図 炉内事象推移の計算結果  
 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移：不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 13 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 14 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)

#### 4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

##### (1) 事故の原因及び説明

全交流動力電源喪失事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。

##### (2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.14.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。

##### (3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### (i) 炉心損傷防止措置

全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。
- d. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。

###### (ii) 格納容器破損防止措置

全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1 次主冷却系及び2 次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.14.1 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、仮設電源設備を整備する。

(5) 作業と所要時間

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.14.2 表に示す。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

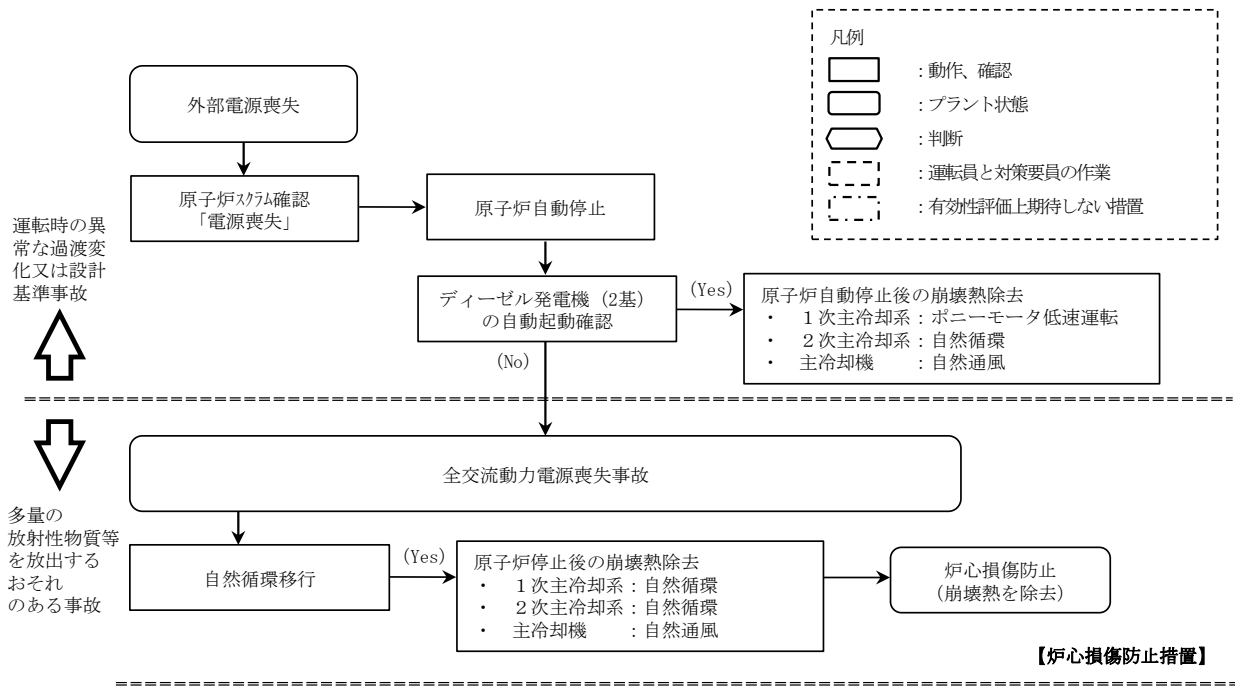
第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・ 「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)を確認する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系	—	① 原子炉保護系(スクラム) ② 関連するプロセス計装 ③ 関連する核計装
事故発生 の判断	・ ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	① 関連するプロセス計装
自然循環移行	・ 1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	—	① 仮設電源設備 ② 仮設計器	① 関連するプロセス計装



第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日												
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)																						
	当直長	・運転操作指揮	[Shaded]																						
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Shaded]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。						
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Shaded]																						
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4 ・自然循環移行	[Shaded]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・仮設計器等により温度監視等を行う。						
	運転員E	1 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧		[Shaded]																・ディーゼル発電機の起動失敗の原因を調査し、その復旧に努める。					



第 4.3.3.14.1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要

#### 4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

##### （1）事故の原因及び説明

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材流路のうち、複数のサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素あるいはラップ管によって囲まれる冷却材流路）が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の冷却材流路が千鳥格子状に閉塞されると、除熱能力が低下し、燃料要素が昇温して破損に至る可能性がある。また、破損した燃料要素から内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され隣接する燃料要素に衝突すると、隣接燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至る可能性がある。

##### （2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。また、燃料要素が破損した場合には、破損した燃料要素から放出された核分裂生成ガスを燃料破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、燃料要素が破損伝播して炉心の著しい損傷へと拡大することを防止する。

仮に、何らかの原因で炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないとした場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器から格納容器（床上）にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.15.1図及び第4.3.3.15.2図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の形成時点を起点とする。

##### （3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

###### （i）炉心損傷防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。
- b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、冷却材流路が同時に閉塞される

ことを防止する。

- c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムにより原子炉を停止できるものとする。
- e. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。なお、本措置は上記 c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記 d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。

b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

#### (4) 資機材

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.15.1 表及び第 4.3.3.15.2 表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。

#### (5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.15.3 表及び第 4.3.3.15.4 表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 40 分と運転員の操作時間約 20 分の合計 1 時間としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。

#### (6) 措置の有効性評価

##### (i) 炉心損傷防止措置

##### i) 基本ケース

##### a. 解析条件

計算コード A S F R E により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。

- 1) 閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、熱的制限値である  $2,350^{\circ}\text{C}$  及び  $620^{\circ}\text{C}$  とする。
- 2) 冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、それぞれ、 $600^{\circ}\text{C}$  及び  $350^{\circ}\text{C}$  とする。
- 3) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞれ、 $418\text{W}/\text{cm}$  及び  $2.24\text{MW}$  とする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、 $8.57\text{kg}/\text{s}$  とする。
- 5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 6) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- 7) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- 8) 閉塞部の厚みは、スパイラルワイヤ巻きピッチ ( $209\text{mm}$ ) の  $1/3$  とする。
- 9) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、 $10,000\text{W}/\text{m}^2\text{K}$  とする。
- 10) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータの低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2\text{C}$  とする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720℃及び約 640℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。

しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。

ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4.3.3.15.3 図に示す。被覆管最高温度は、約 800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。

燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはない、急速な破損伝播が起こることはない。

崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。

以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「(5) 作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「i) 基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「i) 基本ケース」に十分に包絡される。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「i) 基本ケース」において、それぞれ、初期温度を通常の運転状態と異なる熱的制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果をもとに算出した保守的な値を設定していることから、これらの不確かさを包絡した解析としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることか

ら閉塞位置の不確かさを包絡している。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。

このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	・ 燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉 手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系	—	① 関連する核計装

第4.3.3.15.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内 冷却確認	・ 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。	—	—	① 関連するプロセス計装
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	① 関連するプロセス計装
格納容器 アイソレーション 確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	① 原子炉保護系（アイソレーション） ① 関連するプロセス計装

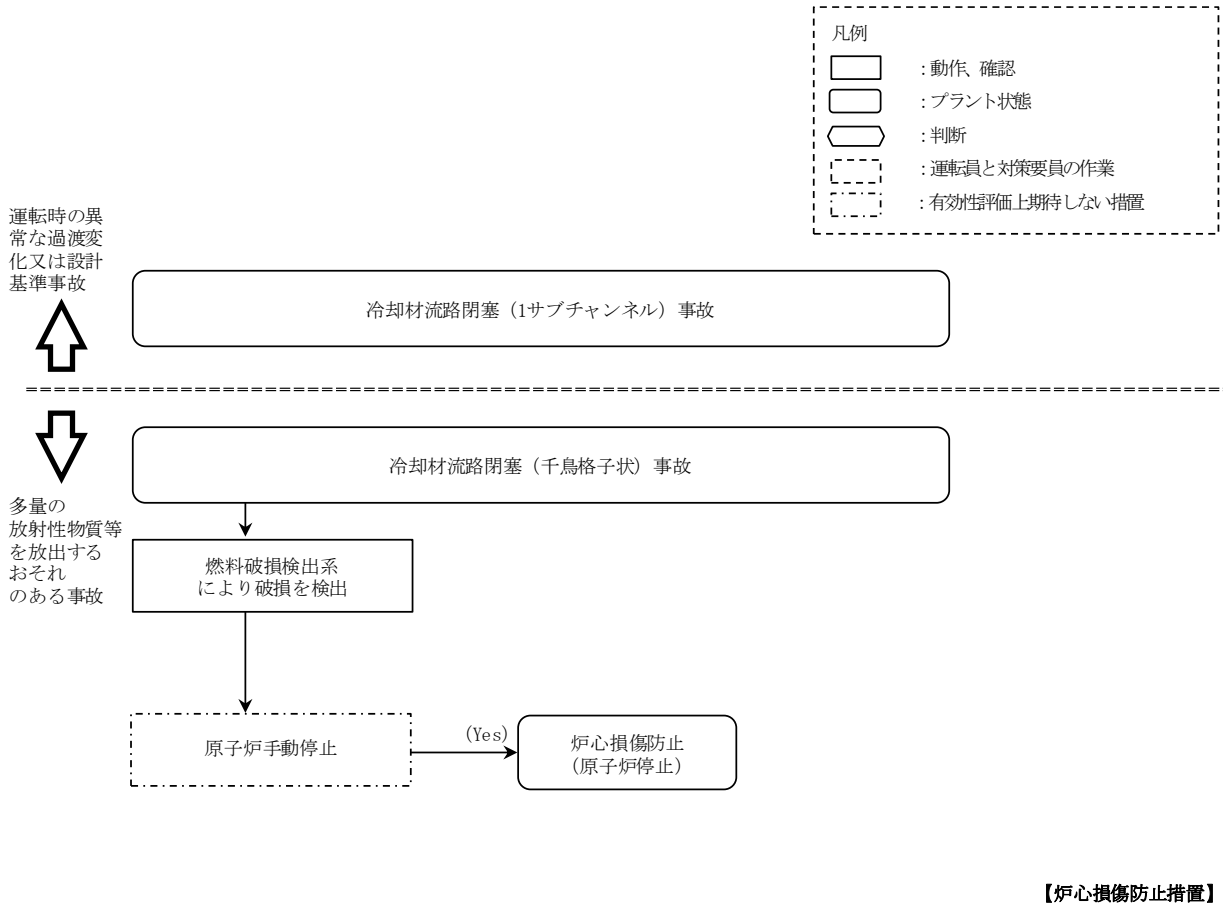


第4.3.3.15.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

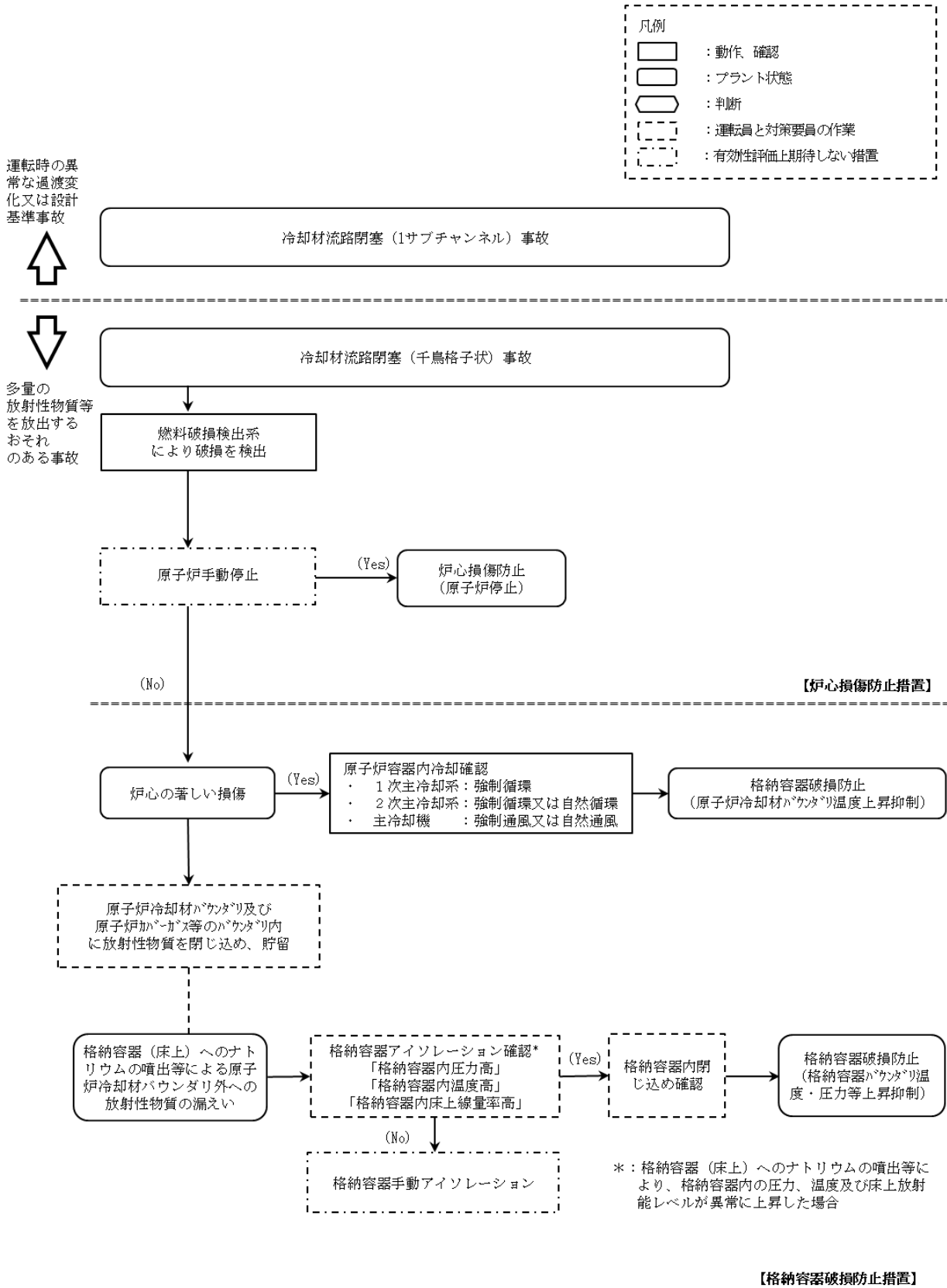
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 240 min]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 0 to 30 min]												・燃料破損検出系(遅発中性子法燃料破損検出設備)により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 30 min]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.15.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

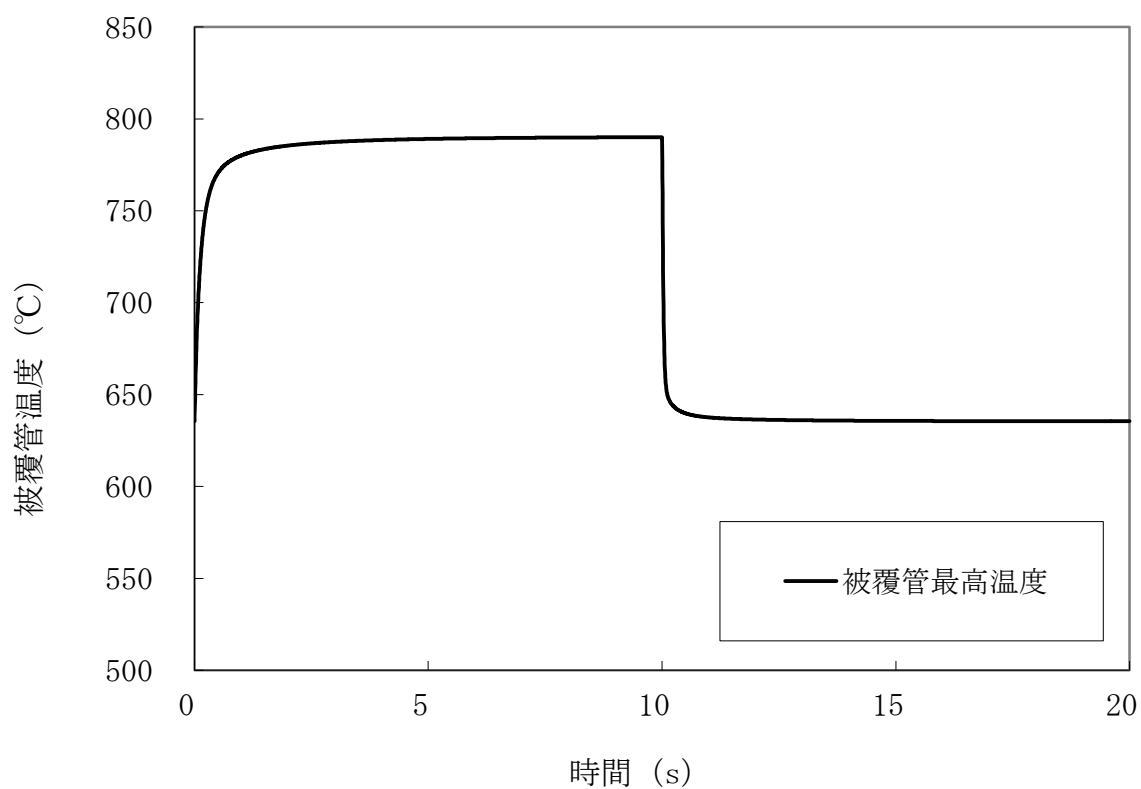
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 0 to 240 min]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 0 to 30 min]												・燃料破損検出系(遅発中性子法燃料破損検出設備)により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 0 to 30 min]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Gantt chart bar from 0 to 240 min]												・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Gantt chart bar from 0 to 120 min]												・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart bar from 0 to 120 min]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 15. 1 図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 2 図 格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4. 3. 3. 15. 3 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故  
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

#### 4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

##### 4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故

###### (1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。

###### (2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその水位を確認できるものとする。
- d. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。

###### (3) 資機材

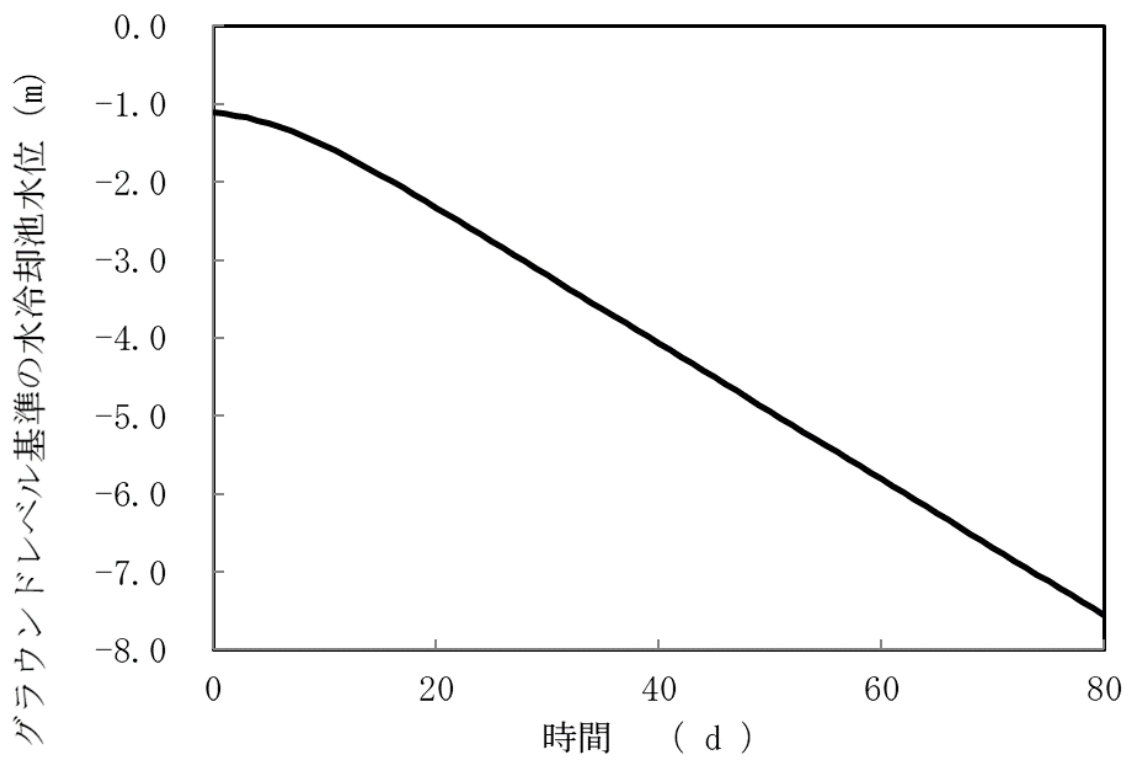
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、可搬式ポンプ及びホースとする。

###### (4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置にあっては、訓練の実績等に鑑み、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は、保守的に約2日間とする。

###### (5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第4.4.1.1図に示す。使用済燃料頂部の上方2m（グラウンドレベル基準-5.75m）まで水位が低下するのに要する期間が約59日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期間は約2日間であり、当該措置に必要な期間は確保されている。



第 4. 4. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化

#### 4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

##### (1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。

##### (2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっては、作業員がその水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。なお、サイフォンブレイカーは多様性を有するものとし、このうち一つは、開口部を水面下に位置させる構造とすることで、水位の低下による開口部の開放により、受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。
- e. 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。

##### (3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。

##### (4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の所要時間は、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

##### (5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性は、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

## 第53条 指摘内容に対応するまとめ資料の該当箇所

指摘No.	指摘受領 会合	指摘内容	まとめ資料 該当箇所
205	第395回	LORL及びPLOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価において、炉心頂部露出時点で損傷炉心物質全量が安全容器に移行すると仮定していることに関し、炉心損傷過程における事象推移の扱いに係る考え方を示すこと。	1383～1384ページ 別紙8-33-1
286	第427回	デブリベッドの粒子径に関して、妥当性確認との整合の観点を含めて、Sauter平均の扱いについて検討すること。その際に、他の保守性の考え方も含めて整理し、保守性について分かり易く説明すること。	1334～1342ページ 別紙8-23-1～8-23-8
251	第419回	措置の手順の説明に関し、個々の事象グループに対して、以下を明確にして説明すること。① どのような条件でどのように炉心が損傷するのか。② 炉心の状態、炉心の著しい損傷をどのパラメータで判断するのか。③ 炉心の著しい損傷に至る前段階の過程における影響緩和に係る自主対策の実施、終了の判断（時間を含む。）	1155～1157ページ 別紙6-別添6-2-1～6-2-2
275	第424回	格納容器床下を一つの区画と設定しているとのことであるが、漏えいナトリウムの影響範囲の拡大を抑制するための区画化等の対策について検討すること。	1185～1187ページ 別紙6-別添6-12-1～6-12-2
294	第433回	LORL (ii) 及びLORL (iii) のサイフォンブレイクの成立性について、必要なアルゴンガスの容量、既往の試験経験を踏まえた改善、ポニーモータの運転条件等を含めて整理して説明すること。また、ポニーモータの運転条件は、ULOFに対する沸騰回避のためのポニーモータ流量増大との関係も含めて整理すること。	1188～1193ページ 別紙6-別添6-13-1～6-13-5 1169～1171ページ 別紙6-別添6-5-1～6-5-2
295	第433回	1次補助冷却系サイフォンブレイク弁が誤って開いた場合の悪影響について説明すること。	1201～1202ページ 別紙6-別添6-16-1
296	第433回	コンクリート遮へい体冷却系を用いた原子炉容器外面冷却及び安全容器外面冷却に関して、窒素ガス流路の切り替え及び冷却水の増大に係る手順及び所要時間を技術資料に記載すること。併せて、措置に係る補機冷却系の仕様、系統等について追記すること。	1197～1200ページ 別紙6-別添6-15-1～6-15-3
297	第433回	LORLに対する原子炉容器外面冷却に関して、原子炉容器外面冷却に係る窒素ガス流路と原子炉冷却材ナトリウムの漏えい個所との関係を説明すること。	1194～1196ページ 別紙6-別添6-14-1～6-14-2