



高速実験炉「常陽」における 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止 並びに多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

【関連条文】

第13条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

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）

第32条（炉心等）

第59条（原子炉停止系統） 他

2021年3月23日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高速実験炉部

下線：本日提示範囲1. 「常陽」の概要等1.1 プラント概要1.2 主な特徴2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止3.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定3.1.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定に関する基本方針3.1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定結果3.1.3 FMEAによる事象選定の網羅性及び妥当性の確認

別紙3-1：FMEAの結果一覧

3.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における主な事象の事象推移等

別紙3-2：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象の事象推移等の一覧

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止4.1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する基本的な考え方4.2 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4.2.1 深層防護に基づく多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止4.2.2 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の選定

別紙4-1：評価の対象外とする異常事象

別紙4-2：炉心損傷防止が困難な事故シーケンスに対する考え方

別紙4-3：設計基準を超える自然現象の取扱い

4.2.2.1 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の選定の基本的な考え方4.2.2.2 評価事故シーケンスの選定4.2.2.3 PRAを活用した事象選定の妥当性の確認4.2.2.4 国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による事象選定の妥当性の確認

下線：本日提示範囲4.2.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

別紙4-4：炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

別紙4-5：炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順等

4.2.4 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4.2.4.1 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方針4.2.4.2 有効性評価に使用する主な計算コード（事象推移と解析評価の流れ）

別紙4-6：SIMMER-IV及びSIMMER-III

4.2.4.3 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）における主な有効性評価の結果4.2.4.4 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）における主な有効性評価の結果4.2.4.5 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）における主な有効性評価の結果4.2.4.6 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）における主な有効性評価の結果

別紙4-7：配管破損規模の考え方

4.2.4.7 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）
における主な有効性評価の結果4.2.4.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）における主な有効性評価の結果4.2.4.9 局所的燃料破損（LF）における主な有効性評価の結果4.3 使用済燃料の損傷が想定される事故の概要及び措置の有効性評価4.4 大規模損壊の基本的な考え方及び放射性物質の放出抑制対策

1. 「常陽」の概要等

「常陽」の概要

使用の目的：高速増殖炉の開発（ただし、その利用は平和目的に限られる。）

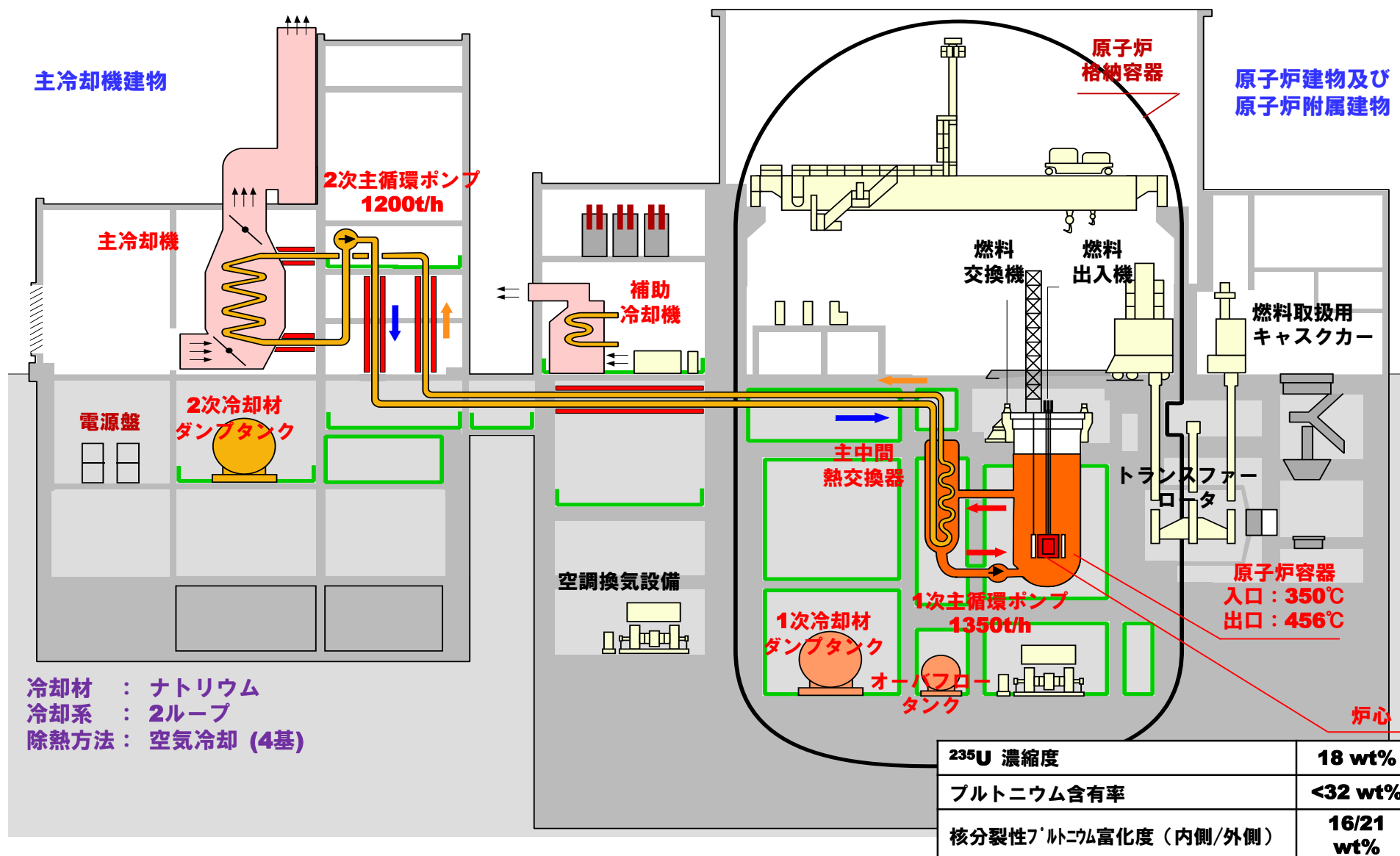
原子炉の型式：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型

熱出力及び基数：100MW/1基

原子炉を設置する事業所の名称：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所（南地区）

原子炉を設置する事業所の所在地：茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地

プラント概要



1.2 主な特徴 (1/3)

- 燃料材として、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット等を用いる。
- 実用発電用原子炉と比べて、出力密度及び燃焼度が高いものの、原子炉の熱出力が低く、炉心に蓄積される核分裂生成物の量は少ない。

■ 核分裂生成物の炉内蓄積量

核分裂生成物の炉内蓄積量は以下の式で求められる。

$$\underbrace{(R_i^I)}_{\text{第①項}} \underbrace{w}_{\text{第②項}} = \underbrace{K \cdot Y_i}_{\text{第③項}} (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

R_i^I : 炉内蓄積量 (Bq)

K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

T_0 : 燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

【炉内蓄積量の特徴及び実用発電用原子炉との比較】

第①項：概ね熱出力に比例。

第②項：燃料の種類により差異が生じるが、第①項と比べ影響は小さい。

第③項：短半減期核種では、本項が無視できる。

長半減期核種 (Kr-85、Cs-137等) の炉内蓄積量に影響。

「常陽」は出力密度が高いため、最高燃焼度に達するまでの運転時間が短く、実用発電用原子炉と比べて本項は小さくなる。

「常陽」 (90,000MWd/t) : 約1.68万時間

実用発電用原子炉 (一例) (48,000MWd/t) : 約3万時間^{*5}

*5: 炉心の1/3ずつ燃料取替する場合、炉心平均では約2万時間に相当

➤ したがって、炉内蓄積量は概ね熱出力に比例したものとなる。

炉内蓄積量 (Bq)

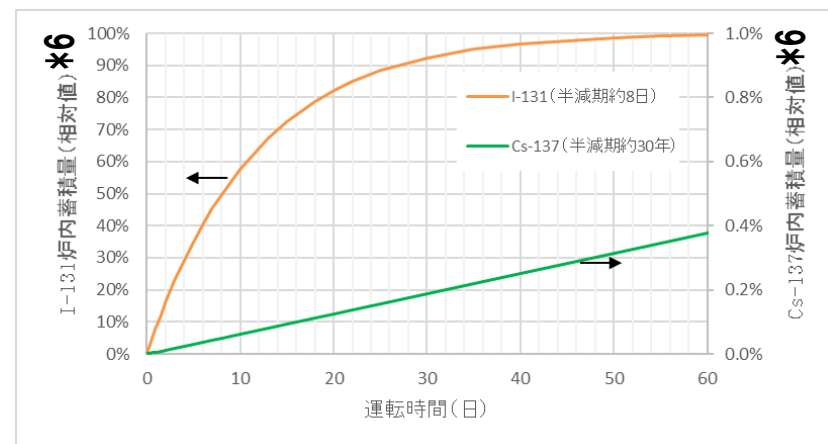
	「常陽」		実用発電用原子炉 (一例) *3 [1]
	標準*1	最高燃焼度*2	
希ガス	1.3×10^{18} (3.3×10^{14}) *4	1.3×10^{18} (7.3×10^{14}) *4	3.9×10^{19}
よう素	9.2×10^{17}	9.2×10^{17}	4.0×10^{19}
Cs-137	3.9×10^{15}	8.8×10^{15}	3.5×10^{17}

*1: サイクル運転末期における標準的な炉内蓄積量 (燃焼度約39,000MWd/t)

*2: 全燃料が燃料要素最高燃焼度 (90,000MWd/t) に達するものとした保守的な炉内蓄積量

*3: 110万kW級PWR (熱出力約3,400MW、最高燃焼度48,000MWd/t) の炉内蓄積量

*4: Kr-85の炉内蓄積量



半減期の違いによる炉内蓄積量への影響

*6: 飽和値に対する割合 (%) を示す。

1.2 主な特徴 (2/3)

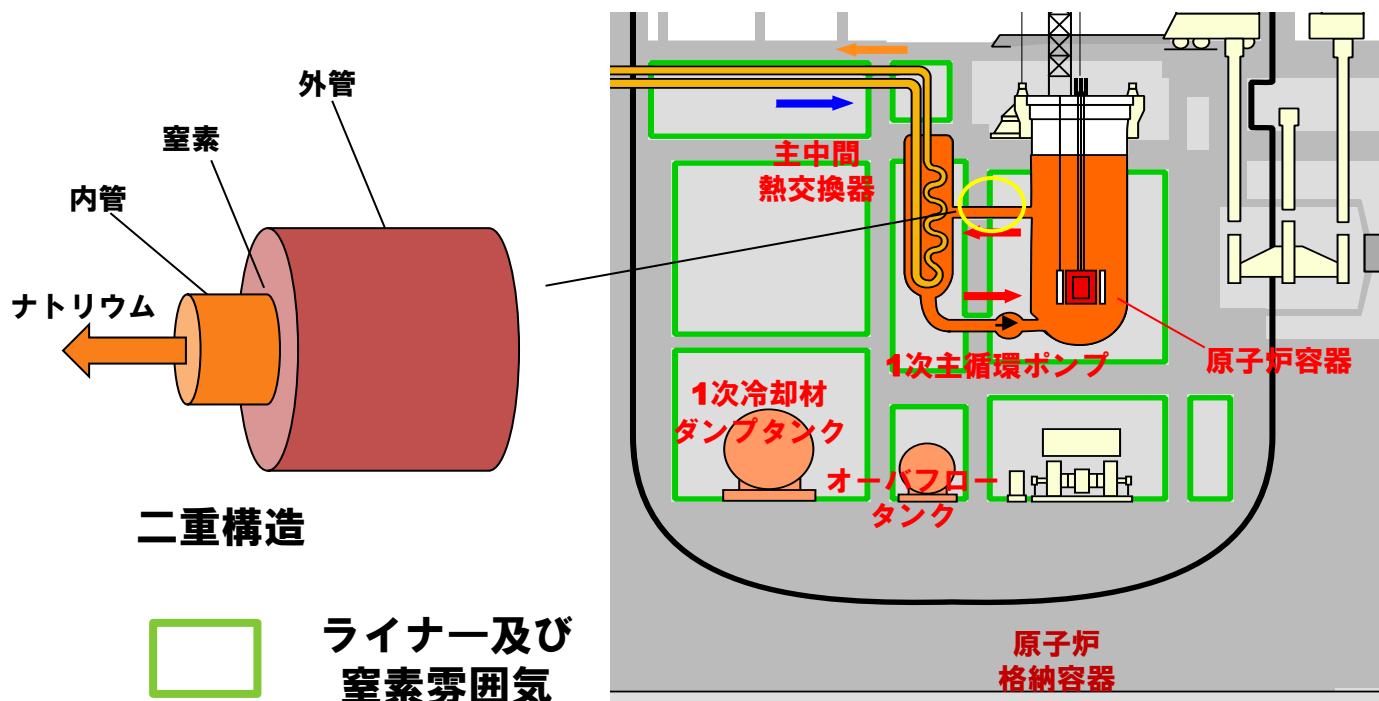
- 冷却材としてナトリウムを使用する。
- ナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、相変化が生じることはない。

このため、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。

- 一方、ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気で使用されるため、原子炉施設は、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を有する。

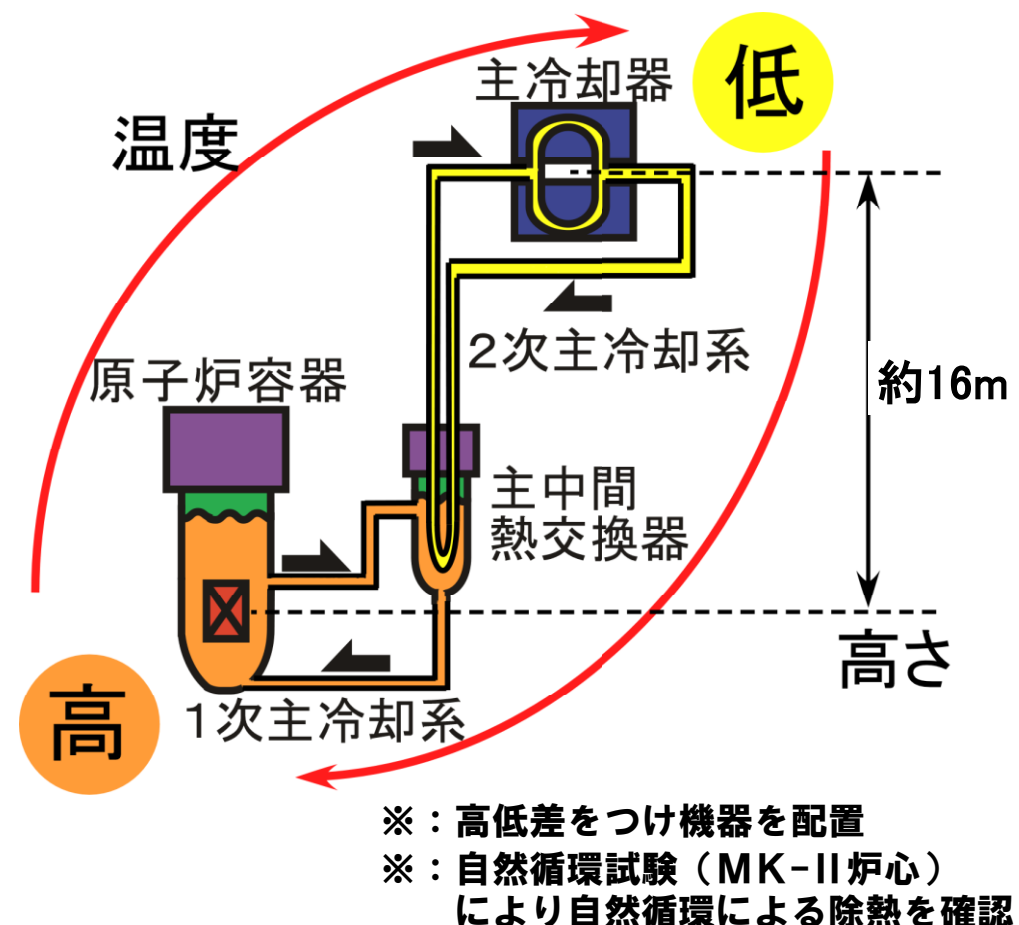
また、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。

さらに、これらの機器等を配置する格納容器（床下）は、原子炉の運転中、窒素雰囲気維持し、万一、格納容器（床下）にナトリウムが漏えいした場合であっても、ナトリウムの燃焼を抑制できるものとする。



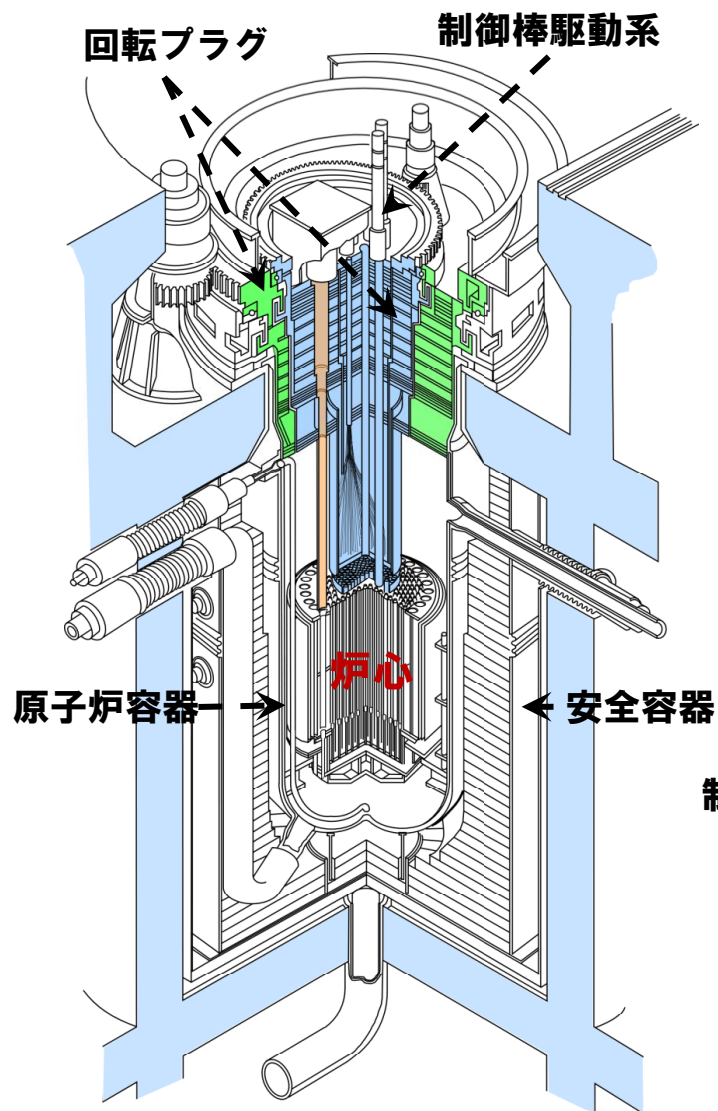
ナトリウムの主な特徴

- 水よりやや軽い（比重：約0.97（20℃））
- 融点は、常圧で約98℃
- 沸点は、常圧で約880℃（高温でも液体状態を維持）
- 熱の伝えやすさ（熱伝導率）が水の約100倍
- 化学的に活性（空気雰囲気中で燃焼）

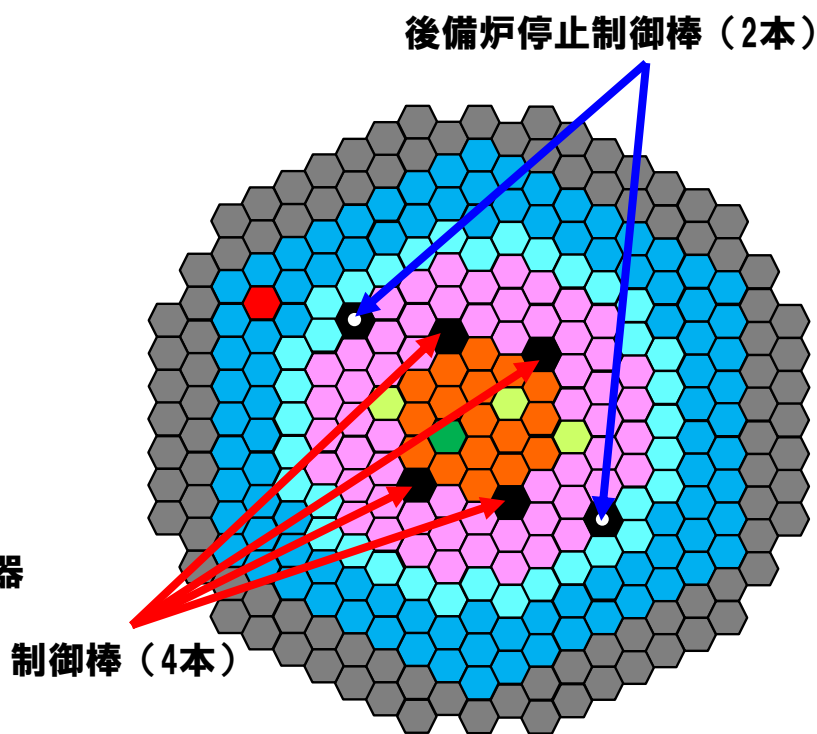


自然循環の概念図

- 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。
- 反応度制御系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系から構成する。また、原子炉停止系統は、独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系並びに独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系から構成する。

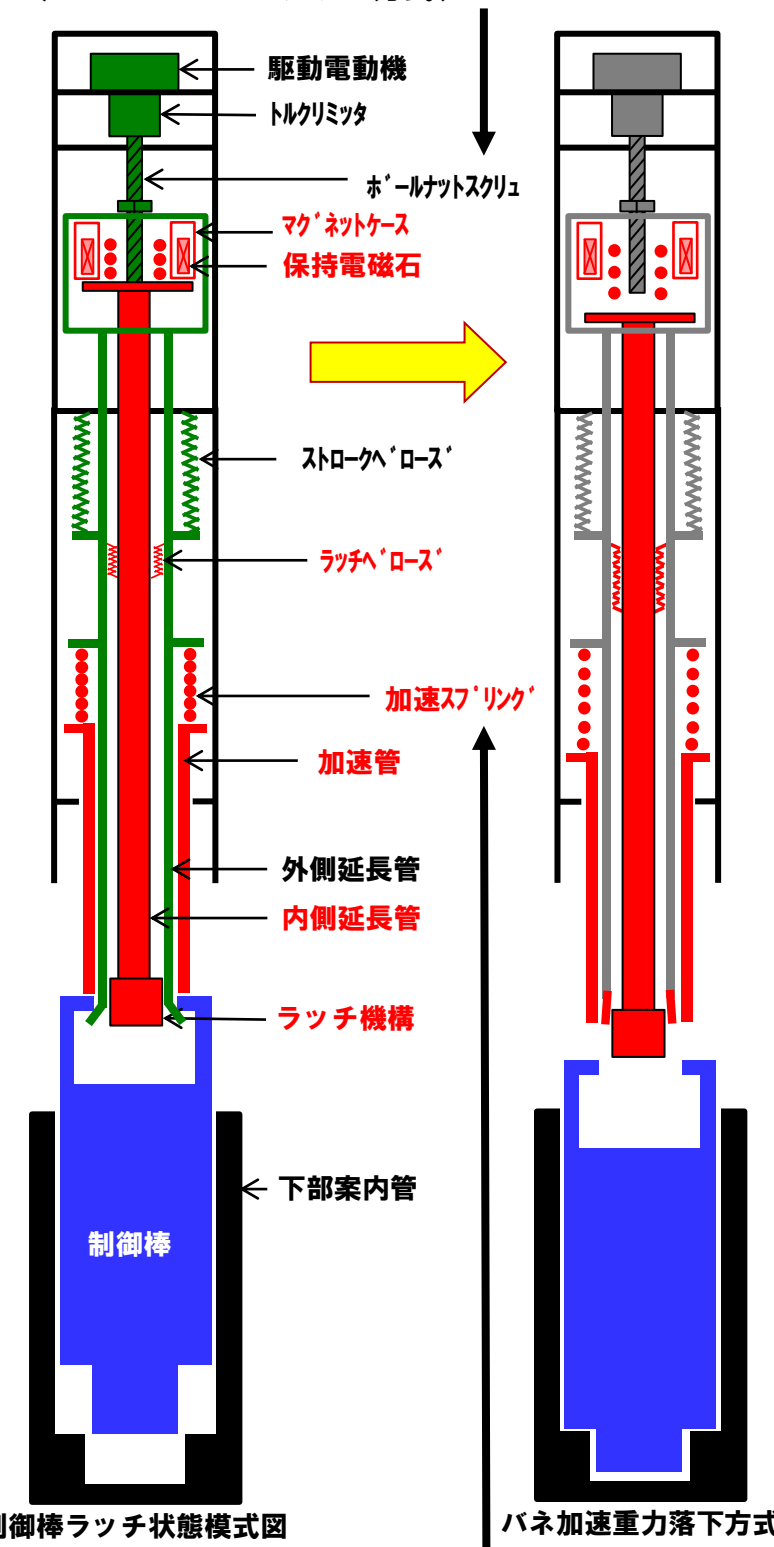


原子炉容器の構造



炉心構成図 (MK-IV標準炉心)

ボールナットスクリュを回転させ、制御棒の位置を調整することにより炉心の反応度(原子炉の出力)を制御(ボールナットスクリュ方式)



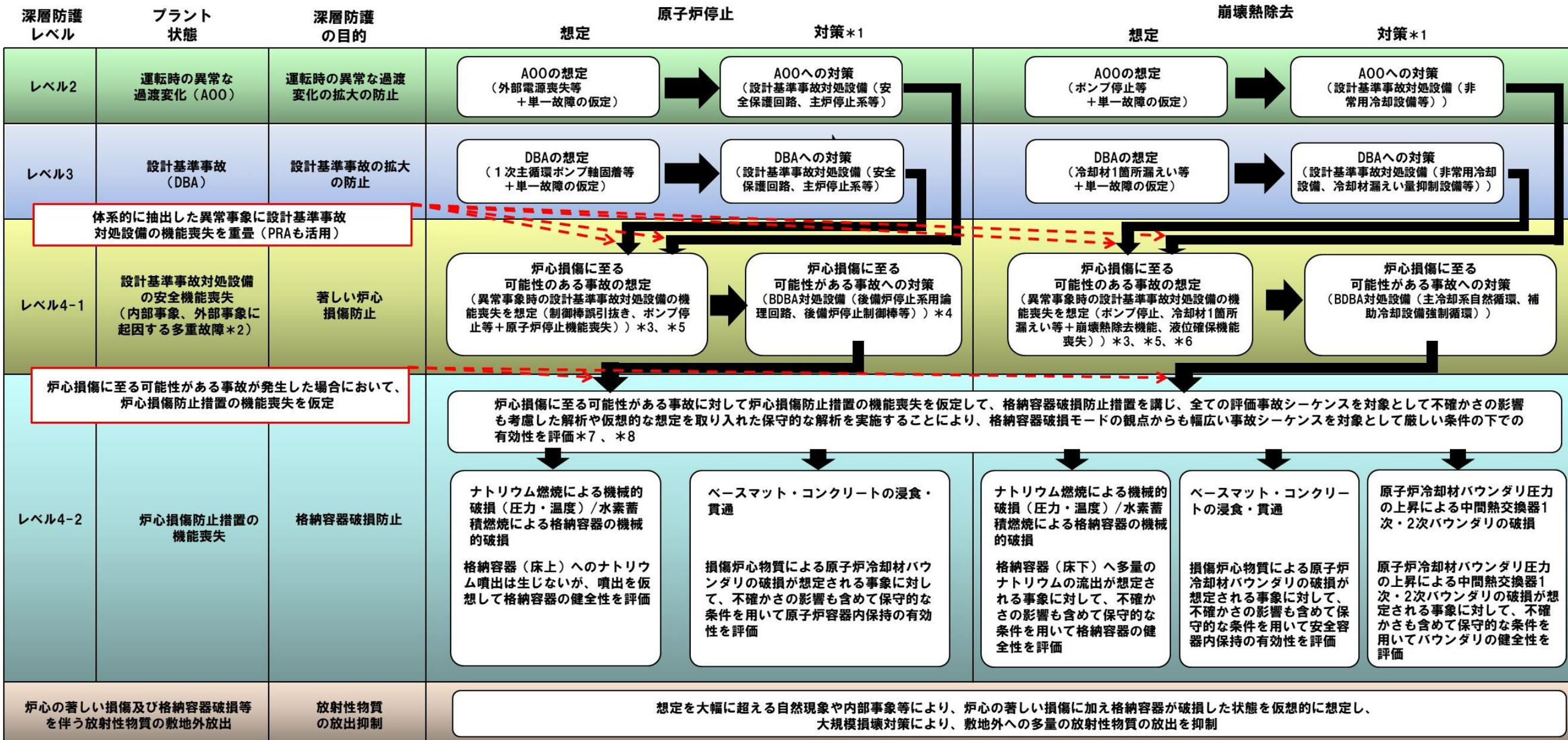
原子炉スクラム時には、保持電磁石の励磁断により、制御棒は、自重で落下するとともにスプリングにより加速されて炉心に落下・挿入(バネ加速重力落下方式)

制御棒及び制御棒駆動系等の概念図

2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像

2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像

- IAEAの深層防護では、運転時の異常な過渡変化を第2レベル、設計基準事故を第3レベル、設計拡張状態を第4レベル、敷地内及び敷地外の緊急時対応を第5レベルとしている。
- 「常陽」においても、運転時の異常な過渡変化を第2レベル、設計基準事故を第3レベル、炉心損傷に至る可能性がある事故に対する炉心損傷防止措置を第4レベルの1、炉心損傷防止措置が機能を喪失した事故に対する格納容器破損防止措置を第4レベルの2として、また、大規模に損壊した際の放射性物質の放出抑制措置を独立して扱う。さらに、大規模損壊を仮想的に想定し、敷地外への放射性物質の放出抑制措置等を講じる。



*1 : 設計基準事故対処設備、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置及び大規模損壊対策は他のレベルの対策の機能喪失を仮定し、独立性を有した設計。大規模損壊対策は可搬型の設備を活用

*2 : 外部事象 (地震、竜巻、火山等) の影響は、内部事象に包絡されるように設計

*3 : 設計基準事故対処設備の機能喪失の組合わせにより、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを抽出し、当該事故シーケンスの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価事故シーケンスを選定し、措置の有効性を評価

*4 : 原子炉停止系を独立2系統化し、後備炉停止系により炉心損傷を防止

*5 : 主中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事象に対しては炉心損傷を防止

*6 : コンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置に異常が生じる事象に対しては炉心損傷を防止

*7 : 炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しても炉心の健全性が確保される事象 (除熱源喪失時停止機能喪失) は炉心の健全性を評価

*8 : 物理現象による受動的な自然循環冷却を措置とし、高い信頼性を確保している2ループ自然循環冷却が可能な事故シーケンスに対しては、1ループの措置の機能喪失を仮定し、残りの1ループの措置による炉心の健全性を評価

3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

3.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定

■ 概要

本原子炉設置変更許可申請にあつては、改正された核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の施行に伴い、大洗研究所（南地区）の高速実験炉原子炉施設を「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等に適合させるための変更を行う。これに伴い、原子炉本体及び計測制御系統施設の構造並びにこれらの設備を変更し、高速炉燃料材料の開発等のための照射試験に必要な性能を踏まえ、熱出力を100MWとする。

また、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故における事象選定については、最新知見を踏まえ、以下の基本方針に基づき実施するとともに、FMEA（故障モード影響解析）により、これらの事象選定に抜け漏れがないことを確認した。

■ 基本方針

- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象の選定は、「試験炉設置許可基準規則の解釈^[1]」に基づき、「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^[2]」等を参考とし、「常陽」の安全上の特徴を踏まえて代表的な事象を選定することを基本とする。
- なお、「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」を参考とする際には、「高出力炉」を対象とする。
- また、「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」における「高出力炉」は、「10MW以上/50MW以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回るため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針^[3]」も参考とする。
- さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方^[4]」も参考とする。

[1] : 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び規則の解釈、平成25年11月27日 原子力規制委員会決定

[2] : 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、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

[3] : 発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

[4] : 高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

■ 運転時の異常な過渡変化における事象選定結果（1/2）

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 ^[1]	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 ^[2]	高速増殖炉の安全性の評価の考え方 ^[3]	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化（分類）
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
/	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	<p>「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」において、「原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能」であることから、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない（高圧で使用され、また、圧力や温度の変化に対して容易に蒸発する水と取扱いが異なる。）。</p>	<p>「常陽」においては、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」に基づき、「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」を対象としていない。</p>
/	/	<p>ナトリウムの化学変化 ※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を例示している。また、「もんじゅ」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を想定している。</p>	<p>「常陽」においては、水・蒸気系を有しないことから対象外と判断した。 「常陽」では、「ナトリウムの化学変化」に近い事象として、設計基準事故として「1次冷却材漏えい事故」を想定しており、その中で漏えいナトリウムによる熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。</p>
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる運転時の異常な過渡変化	<p>※ 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」及び「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に網羅され、対象外と判断</p>

[1] : 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、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

[2] : 発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

[3] : 高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

■ 運転時の異常な過渡変化における事象選定結果（2/2）

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例（PWR）	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例（「もんじゅ」と基本的に同じ）	「常陽」で想定すべき運転時の異常な過渡変化事象	「常陽」における事象選定の考え方
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き 制御棒の落下及び不整合 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈 	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒引抜き 出力運転中制御棒引抜き 制御棒落下 	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒落下 軽水炉や「もんじゅ」では、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しており、制御棒が落下した際に低下した原子炉出力を補償するために生じる制御棒自動引抜きを対象としている。「常陽」は、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しないため、「制御棒落下」が生じた場合に、低下した原子炉出力の補償を目的とした制御棒自動引抜きが生じることはない。また、低下した出力で安定するのみであり、燃料健全性等への有意な影響はないため、対象外と判断した。
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量の部分喪失 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気負荷の異常な増加 2次冷却系の異常な減圧 蒸気発生器への過剰給水 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主給水流量増大 主給水流量減少 負荷喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量増大 1次冷却材流量減少 外部電源喪失 2次冷却材流量増大 2次冷却材流量減少 主冷却器空気流量の増大 主冷却器空気流量の減少 	<ul style="list-style-type: none"> 負荷喪失 「常陽」は、タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。「負荷喪失」に近いプラントの挙動としては、除熱能力が不足する挙動に着目し、「主冷却器空気流量の減少」で代表できる。 主給水流量増大、主給水流量減少 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定した。 原子炉冷却材流量の部分喪失、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動 「常陽」では原子炉冷却材ハウンドリとの境界を構成する充填・ドレン系の弁は、手動操作により開閉されるものであり、電気的な要因による誤「開」が生じることはない。また、原子炉運転中は、当該弁周辺のヒータを「切」とし、ナトリウムをフリーズ（凝固）させる運用としており、機械的な誤「開」の発生も防止される。
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> 負荷の喪失（PWR, BWR） 原子炉冷却材系の異常な減圧（PWR） 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動（PWR） 			<ul style="list-style-type: none"> 負荷の喪失（PWR, BWR） 「常陽」はタービンがないため対象外としたが、同様に除熱能力が不足するプラント挙動は「主冷却器空気流量の減少」で考慮している。 なお、温度上昇により、原子炉冷却材ナトリウムの体積が膨張するが、膨張分のナトリウムはオーバフロータンクに流入し、ナトリウム液面は一定に維持されるため、圧力上昇が生じることはない。また、BWRで考慮している反応度添加も発生しない（沸点：高、圧力：低、サブクール度：大であり、液相のみで使用されるため、ボイド喪失等は発生しない）。 原子炉冷却材系の異常な減圧（PWR） 「常陽」は冷却材としてナトリウムを使用しており、原子炉容器内の冷却材・カバーガスは低圧で維持されるため、「原子炉冷却材系の異常な減圧」は対象外とした。 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動（PWR） PWRでは、ほう酸水の1次冷却系への注入を仮定したものである。「常陽」で1次主冷却系が使用できない場合に用いる「1次補助冷却系」は、1次主冷却系と連通しており、誤起動した場合でも、低温の冷却材が炉心に注入されることはない。 低温の冷却材が炉心に注入されるプラント挙動については、冷却材温度が低下する事象と同じとなるため、「1次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量の増大」で代表される。

⇒ 運転時の異常な過渡変化における事象選定の結果は、既許可と同じとなった

■ 設計基準事故における事象選定結果 (1/2)

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 ^[1]	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 ^[2]	高速増殖炉の安全性の評価の考え方 ^[3]	「常陽」で想定すべき設計基準事故(分類)
反応度の異常な投入	反応度の異常な投入 又は原子炉出力の急激な変化	炉心内の反応度の増大	炉心内の反応度の増大に至る事故
原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	炉心冷却能力の低下	炉心冷却能力の低下に至る事故
環境への放射性物質の異常な放出	環境への放射性物質の異常な放出	※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」においては、「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」が選定されており、当該評価で代表している。	※「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」と同様とする。
		燃料取扱いに伴う事故	燃料取扱いに伴う事故
		廃棄物処理設備に関する事故	廃棄物処理設備に関する事故
	原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化		ナトリウムの化学変化
		ナトリウムの化学変化	※「常陽」においては、「1次冷却材漏えい事故」を想定し、漏えいナトリウムの燃焼による熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	原子炉カバーガス系に関する事故	原子炉カバーガス系に関する事故
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	その他必要と認められる事故	その他

[1] : 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、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

[2] : 発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

[3] : 高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

■ 設計基準事故における事象選定結果（2/2）

分類	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針に記載された事象例（PWR）	高速増殖炉の安全性の評価の考え方に記載された事象例	「常陽」で想定すべき設計基準事故事象	「常陽」における事象選定の考え方
炉心内の反応度の増大に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒飛び出し 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒急速引抜き事故 燃料スランピング事故※ 気泡通過事故※ <p>※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故</p>	<ul style="list-style-type: none"> 燃料スランピング事故 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒急速引抜き事故 「もんじゅ」では制御棒駆動機構に可変モータを使用しているため制御棒急速引抜き事故を想定しているが、「常陽」の制御棒駆動機構は引抜き速度が一定のモータを用いており、構造上急速引抜きは起こりえないため、「制御棒急速引抜き事故」は対象外と判断した。 燃料スランピング事故 燃料スランピング事故は、ステップ状の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次の損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、既許可と同様に、「燃料スランピング事故」を想定する。 気泡通過事故 「常陽」のボイド反応度係数は、ほぼ全炉心で負であり、気泡の炉心通過による正の反応度投入は想定されないため、「気泡通過事故」は対象外と判断した。
炉心冷却能力の低下に至る事故	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材喪失 原子炉冷却材流量の喪失 原子炉冷却材ポンプの軸固着 主給水管破断 	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 1次冷却材漏えい事故 冷却材流路閉塞事故 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 2次冷却材漏えい事故 主給水ポンプ軸固着事故 主蒸気管破断事故※ 主給水管破断事故 <p>※ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を基本に「もんじゅ」で追加で想定されている事故</p>	<ul style="list-style-type: none"> 1次主循環ポンプ軸固着事故 1次冷却材漏えい事故 冷却材流路閉塞事故 2次主循環ポンプ軸固着事故 2次冷却材漏えい事故 主送風機風量瞬時低下事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水ポンプ軸固着事故 「常陽」では水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水ポンプ」を「主送風機」に置き換える。また、主送風機の原理等に鑑み、起因事象として、ブレーキ誤動作を考慮することとし、「主送風機風量瞬時低下事故」を設計基準事故として想定する。 主蒸気管破断事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主蒸気管破断事故」は対象外と判断した。
燃料取扱いに伴う事故	<p>（環境への放射性物質の異常な放出）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体の落下 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替取扱事故 燃料取扱い装置の事故※ <p>※ 「もんじゅ」で含めなかった事故</p>	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替取扱事故 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱事故 「常陽」では、燃料集合体落下により、落下集合体燃料棒の全損を想定している。
廃棄物処理設備に関する事故	<p>（環境への放射性物質の異常な放出）</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性気体廃棄物処理施設の破損 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物処理設備破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物処理設備破損事故 	<p>（相違なし）</p>
ナトリウムの化学変化	-	<ul style="list-style-type: none"> 1次ナトリウム補助設備漏えい事故 蒸気発生器伝熱管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損事故 「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断した。 1次冷却材漏えい事故 「常陽」にあつては、「ナトリウムの化学変化」として、「1次冷却材漏えい事故」を想定し、漏えいナトリウムの燃焼による熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。
原子炉カバーガス系に関する事故	-	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏えい事故 	<ul style="list-style-type: none"> 1次アルゴンガス漏えい事故 	<p>（相違なし）</p>
その他	-	-	-	-

⇒ 設計基準事故における事象は、既許可と概ね同じであるが、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を追加した。

■ FMEAの目的

FMEA（故障モード影響解析）※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※： FMEAとは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することによる潜在的な故障の体系的な分析方法である。

■ FMEAの前提条件

- ・ ①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。
- ・ FMEAにおける主なパラメータ（アイテム（構成品）/故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度）については、以下のとおり設定した。
 - アイテム（構成品）は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象（詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断）とする。
 - 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する（検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断）。
 - 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
 - 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
 - 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

■ FMEAの評価結果

上記の条件に基づきFMEAを実施し（「3. 1. 4 FMEAによる事象選定の網羅性及び妥当性の確認（2/4）～（4/4）」に各要因の評価結果の一例を示す。）、FMEAにより抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故における範囲において設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

■ ① 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」におけるFMEAの結果の一例

「燃料ペレット」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1	機能	故障モード (着目するパラメータ)	故障原因 (パラメータの変動要因)	故障影響*2 (「○」: 該当、「-」: 非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
				核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化					
燃料ペレット	核分裂源	燃料の組成変化	燃焼に伴う超ウラン元素蓄積	○	○	-	低	高	燃焼に伴う核燃料物質の減少により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
	形状保持	燃料の密度変化	焼きしまり	○	-	-	低	高	径方向はスミア密度には影響がなく、また、軸方向の密度変化量による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
		燃料の密度変化(スランピング)	スランピング	○	-	-	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内の反応度増大」に該当。ただし、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、ステップ状の反応度投入事象として、仮想的に設計基準事故「燃料スランピング事故」に設定。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
	核分裂生成物保持	核分裂生成ガスの移動	熱勾配	-	○	-	低	高	ペレット中の熱勾配による揮発性核分裂生成物のペレット内移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
		核分裂生成ガスの放出	ペレットのクラック発生	-	○	-	低	高	揮発性核分裂生成物のペレットからガスプレナムへの移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)

*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。

*2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定

*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故における範囲において設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

■ ② 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」におけるFMEAの結果の一例

「1次主循環ポンプ」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1 構成部品	機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 （「○」：該当、「-」：非該当）			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
		（着目するパラメータ）	（パラメータの変動要因）	燃料温度の 変化	被覆管温度 の変化	冷却材温度 の変化					
1次主循環ポンプ（ポンプ本体）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ								
		流量減少	機器破損（羽根車破損等）	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当。	運転時の異常な過渡変化「1次冷却材流量減少」に設定。	
			軸固着	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」に該当。	設計基準事故「1次主循環ポンプ軸固着事故」に設定。	
1次主循環ポンプ（アウターケーシング）	冷却材の保持	※ MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象に非該当									
1次主循環ポンプ（駆動用主電動機）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ								
		流量減少	※ 「1次主循環ポンプ（ポンプ本体）」に同じ								
1次主循環ポンプ（ポニーモータ）	異常時の冷却材流量確保	※ MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象に非該当									
1次主循環ポンプ（1次冷却材流量制御系）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	流量制御系故障	○	-	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」に該当。	運転時の異常な過渡変化「1次冷却材流量増大」に設定。	
		流量減少	※ 「1次主循環ポンプ（ポンプ本体）」に同じ								

*1：最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

*2：「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

*3：「高」：安全保護回路の動作が生じるもの、「中」：安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」：故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

*4：「高」：通常運転時において発生することが想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に相当する事象、「極低」：発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5：故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内：【故障影響の大きさ／頻度】

【低／低】、【低／中】：故障の影響が生じない又は安全側に動作し、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故における範囲において設計上無視できるもの

【中／低】：事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中／中】：過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの（ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。）

【中／高】：運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高／低】：事故として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）

【高／中】：過渡事象として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）

■ ③ 「環境への放射性物質の異常な放出」におけるFMEAの結果の一例

「内側燃料集合体（被覆管）」、「1次主冷却系（配管）」、「原子炉容器」、「放射線遮蔽（大回転プラグ）」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1	機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 （「○」：該当、「-」：非該当）	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
構成部品		（着目するパラメータ）	（パラメータの変動要因）	放射性物質の放出					
内側燃料集合体 （被覆管）	放射性物質（核 分裂生成ガスを含む。）の保持	放射性物質の放出	被覆管の破損	○	低	※	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は、原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに閉じ込められる。「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当。	※「環境への放射性物質の異常な放出」には該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の評価において、全ての燃料集合体の燃焼度が一樣に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されていることを条件に評価を実施。	設計（原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガスバウンダリ）
1次主冷却系 （配管）			配管の破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」、「ナトリウムの化学反応」に該当。	設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」に設定。	
原子炉容器			原子炉容器の破損	○	高	低	原子炉容器が破損する可能性は極めて低い。ただし、破損した場合には、「環境への放射性物質の異常な放出」に該当。	原子炉容器が破損する可能性は極めて低く、設計上無視できる。なお、「環境への放射性物質の異常な放出」に関する影響は、他の事故事象（「1次冷却材漏えい事故」又は「1次アルゴンガス漏えい事故」）で代表される。	
放射線遮蔽 （大回転プラグ）			回転プラグの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当。ただし、放出源が「1次アルゴンガス漏えい事故」と同等。	他の事故事象（「1次アルゴンガス漏えい事故」）で代表される。	

*1：放射性物質を保有する構成部品等を対象

*2：「放射性物質の放出」を判断項目に設定

*3：「高」：環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」：放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」：放射性物質の放出が機器バウンダリ内に留まるもの

*4：「高」：通常運転時において発生することが想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に相当する事象、「極低」：発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

*5：故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内：【故障影響の大きさ／頻度】

【中／低】、【低／低】：「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの

【高／低】：事故として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）

3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

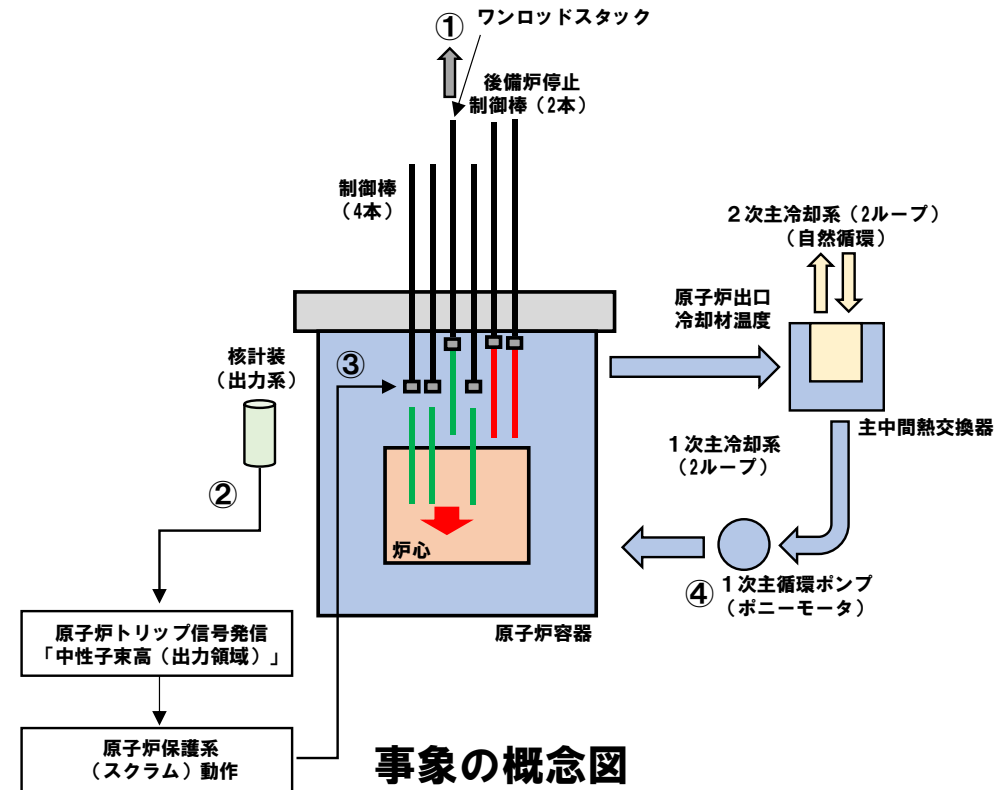
3.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における主な事象の事象推移等

- ここでは、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を踏まえ、「炉心流量が確保された状態での過出力」、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」の代表例として、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「外部電源喪失」及び「2次冷却材流量減少」の事象推移等を示す。

■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等 (1/2)

1. 事象の概要

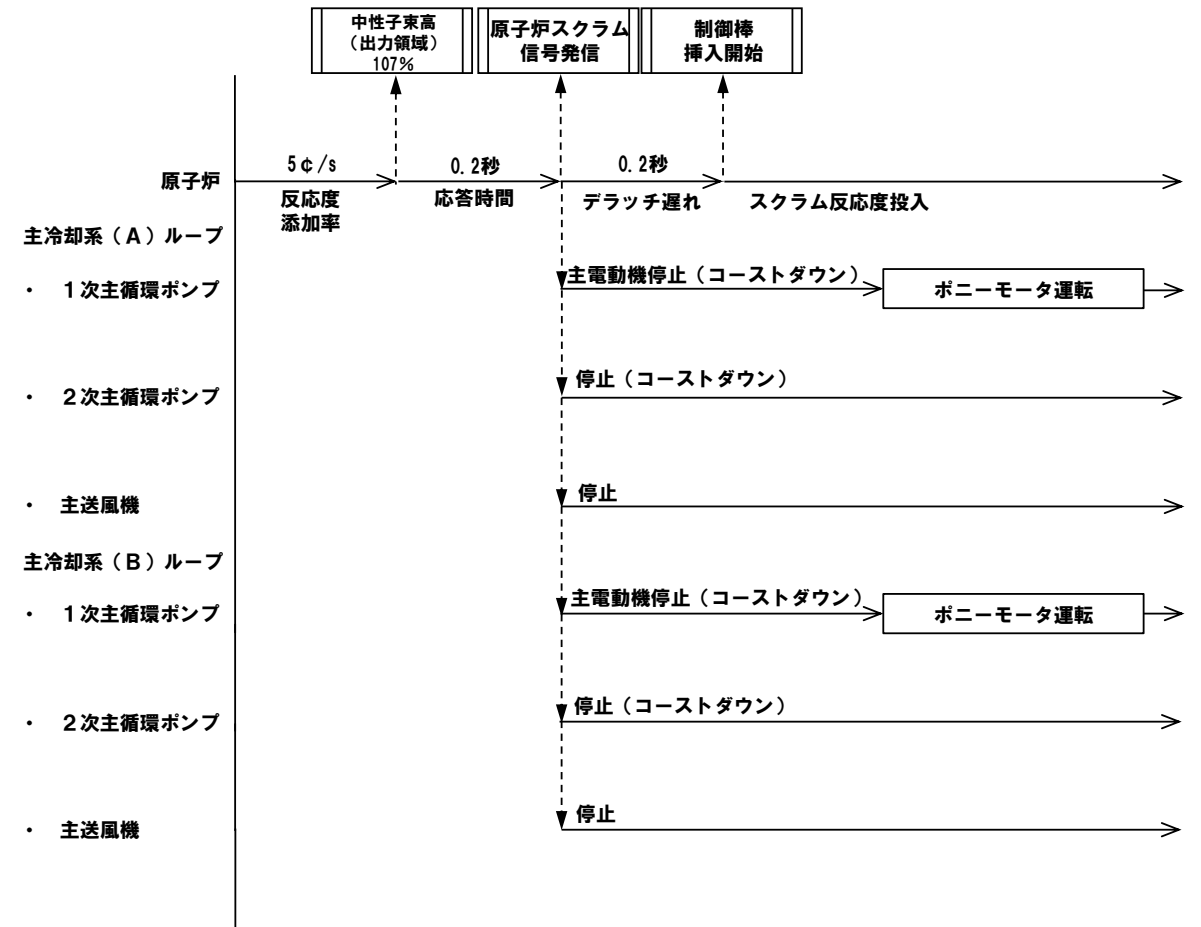
原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等により制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加され (①)、原子炉は、「中性子束高 (出力領域)」により原子炉保護系 (スクラム) が動作し (②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され (③) 自動停止する。また、1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ (④)、その後の崩壊熱は除去される。



2. 主な解析条件

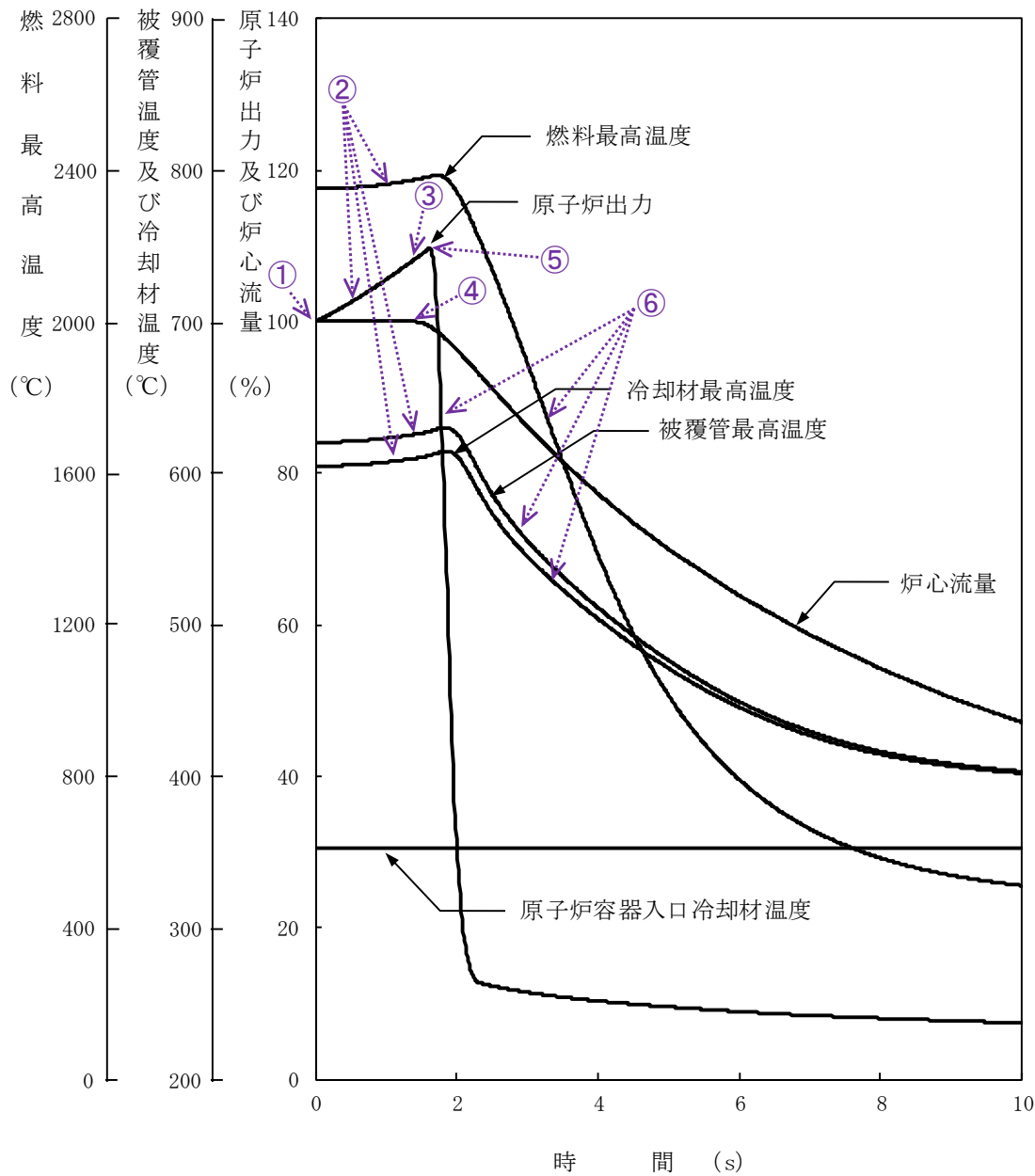
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き (反応度添加率: 5 ϕ /s)		
スクラム反応度	0.050 $\Delta k/k$		
反応度係数	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高 (出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	—		

3. プラント挙動



■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



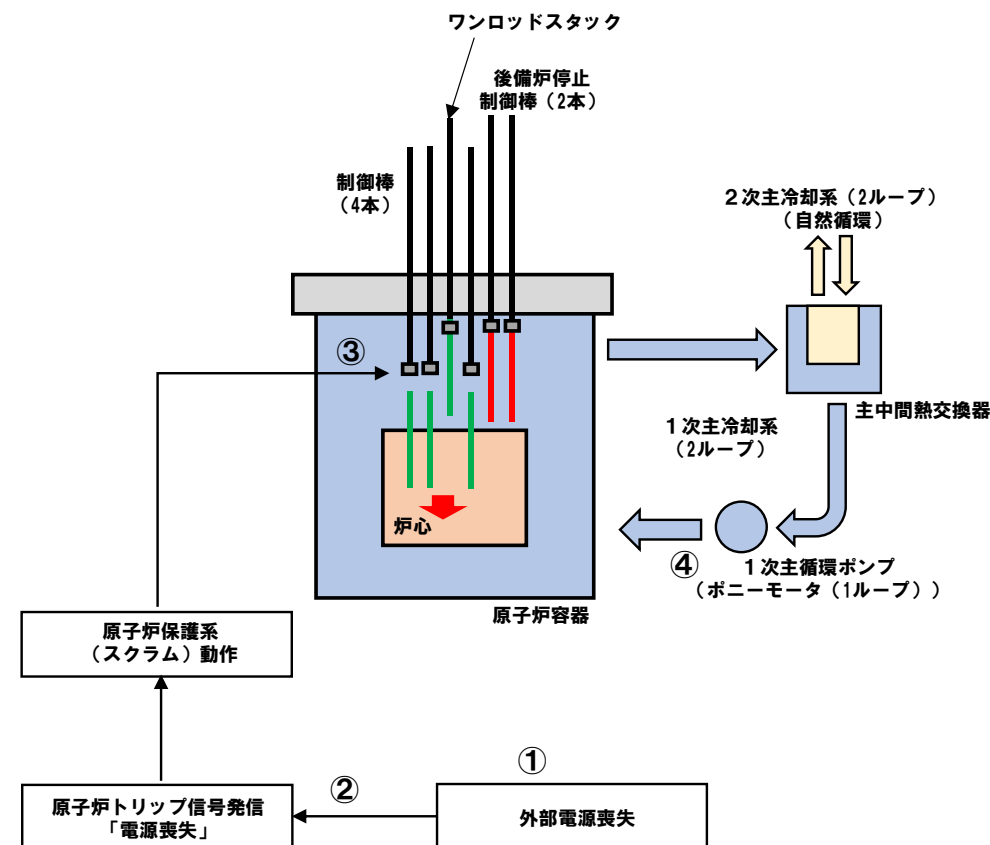
- ① 制御棒1本の誤引抜き発生（ランプ状の正の反応度（反応度添加率：5¢/s）が投入）
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約1.2秒後に原子炉出力107%（原子炉トリップ設定値）到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑤ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度：	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度：	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度：	約620 °C	910 °C

■ 「外部電源喪失」における事象推移等 (1/2)

1. 事象の概要

原子炉の出力運転中に、送電システムの故障や電気設備の故障などにより系統機器の一部又は全部が喪失し (①)、原子炉は、「電源喪失」により原子炉保護系が動作し (②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され (③) 自動停止する。また、1次主冷却系1ループの1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ (④)、その後の崩壊熱は除去される (1ループの1次主循環ポンプのポニーモータは、単一故障として引継ぎ失敗を仮定)。

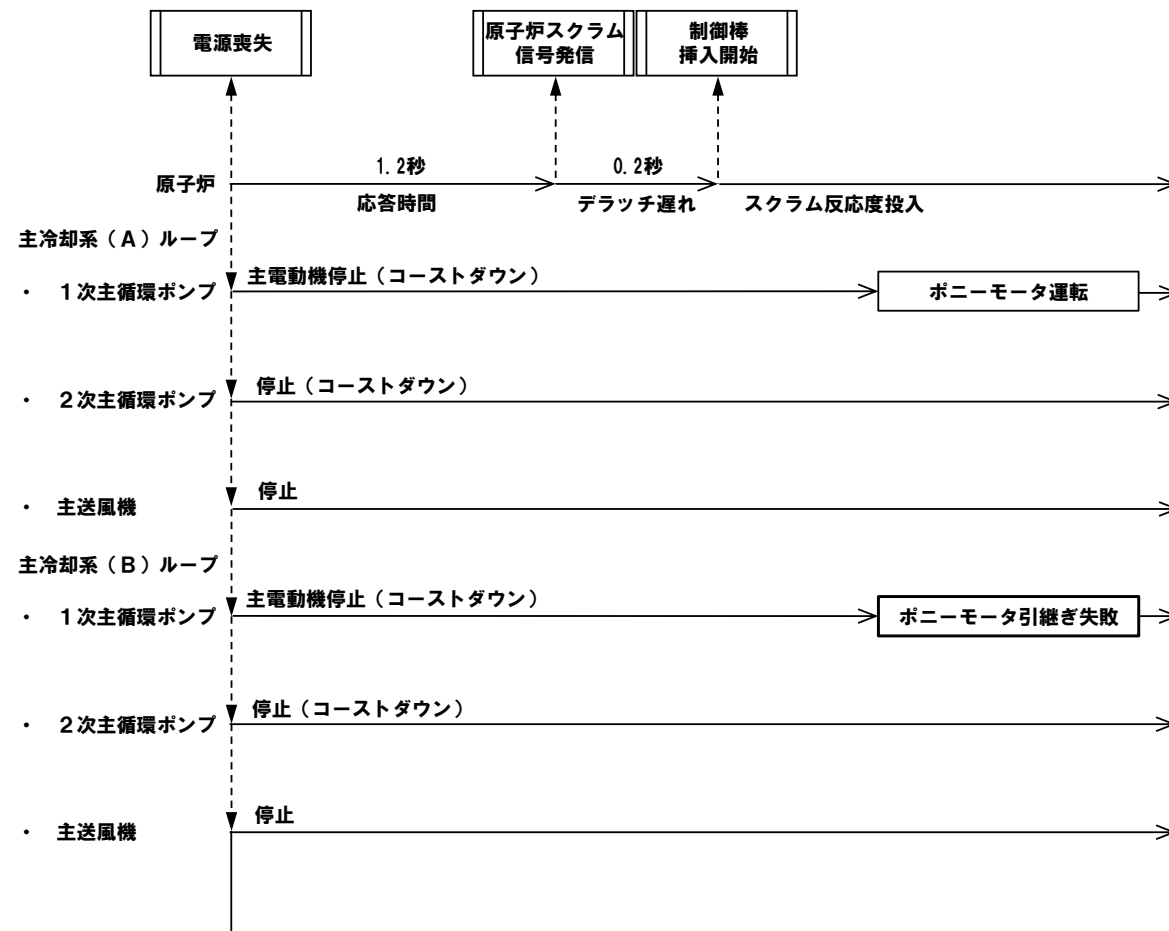


事象の概念図

2. 主な解析条件

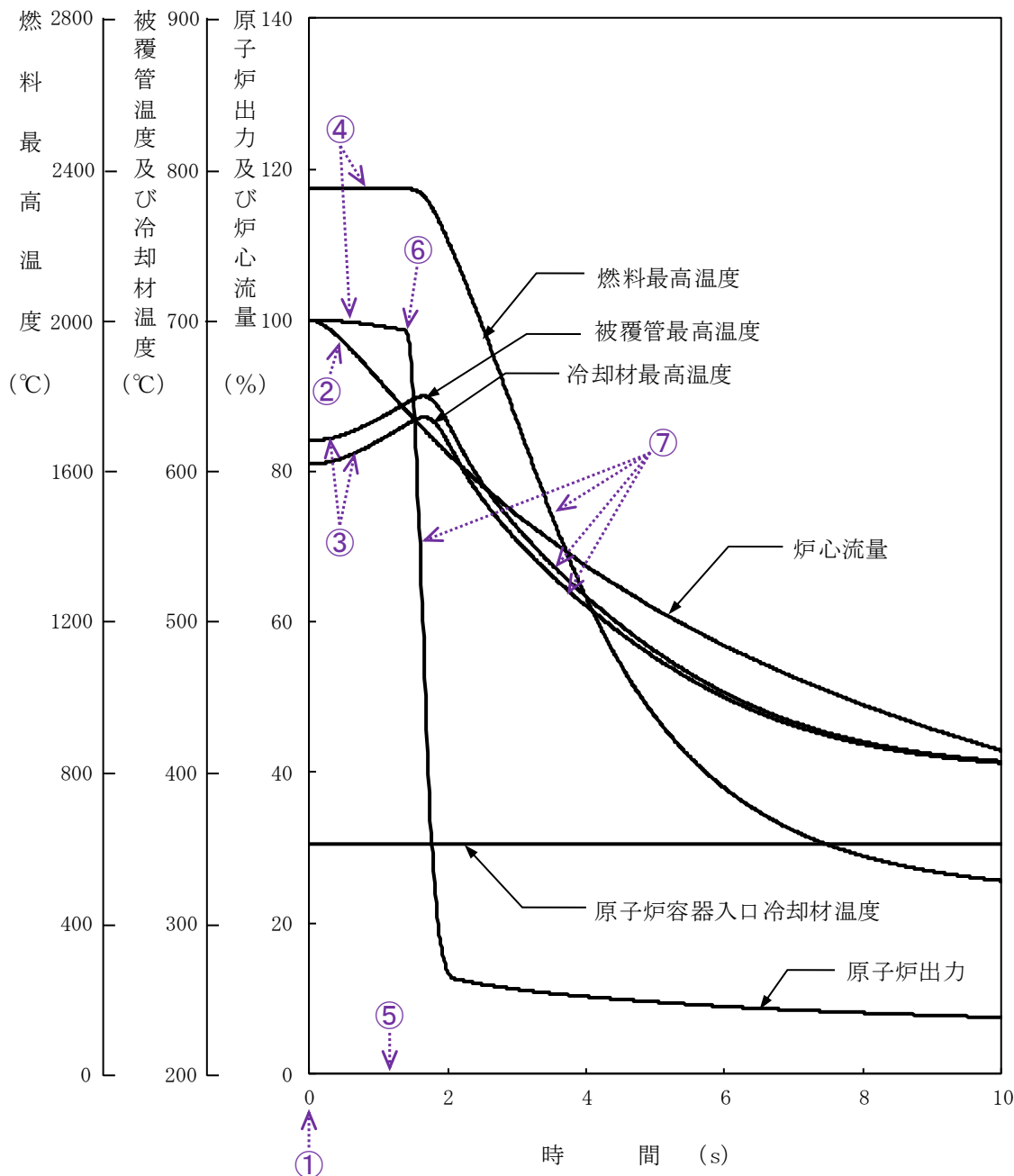
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	外部電源喪失 (1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 ⁻³ Tdk/dT 最小値 (絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値 (絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値 (絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値 (絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	電源喪失	
設定値	—	
応答時間	1.2 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

3. プラント挙動



■ 「外部電源喪失」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



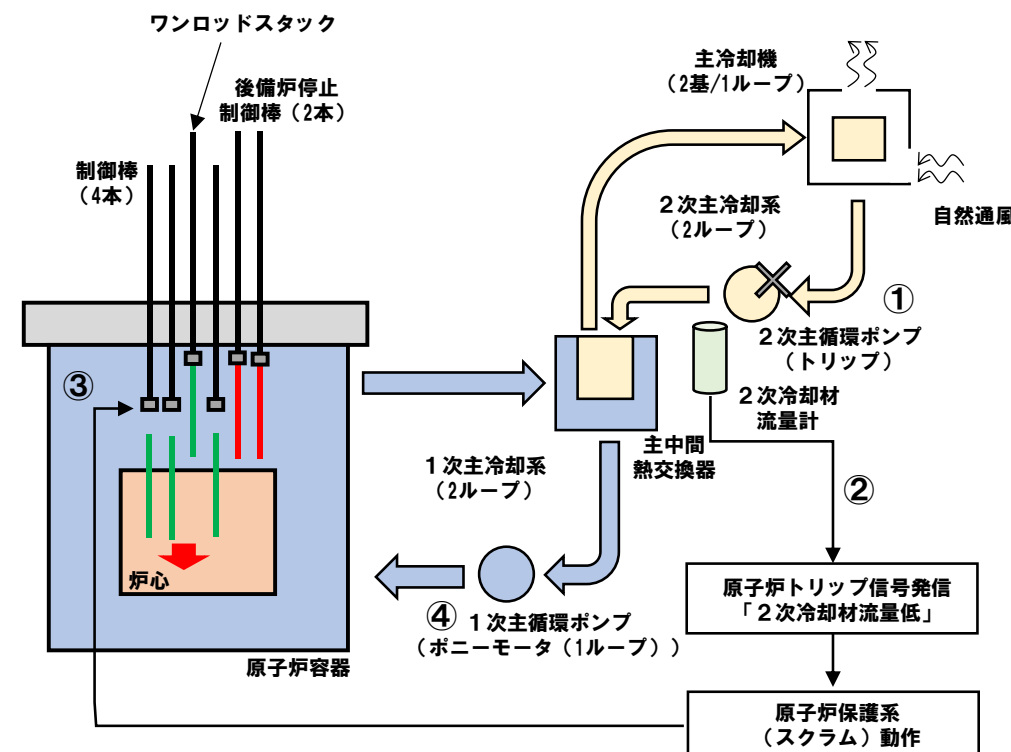
- ① 外部電源喪失発生（1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失）発生
- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度：	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度：	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度：	約640 °C	910 °C

■ 「2次冷却材流量減少」における事象推移等 (1/2)

1. 事象の概要

原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止し(①)、原子炉は、「2次冷却材流量低」により原子炉保護系が動作し(②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され(③)自動停止する。また、1次主冷却系1ループの1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ(④)、その後の崩壊熱は除去される(1ループの1次主循環ポンプのポニーモータは、単一故障として引継ぎ失敗を仮定)。

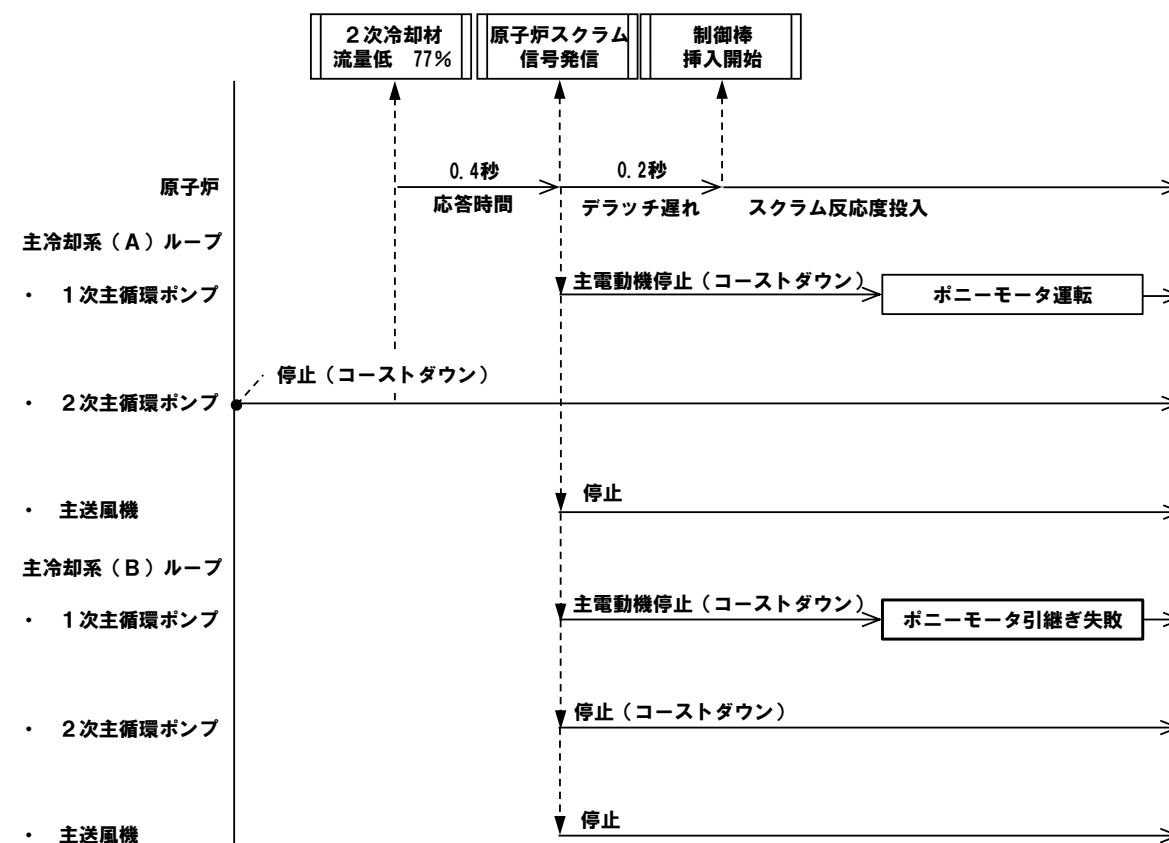


事象の概念図

2. 主な解析条件

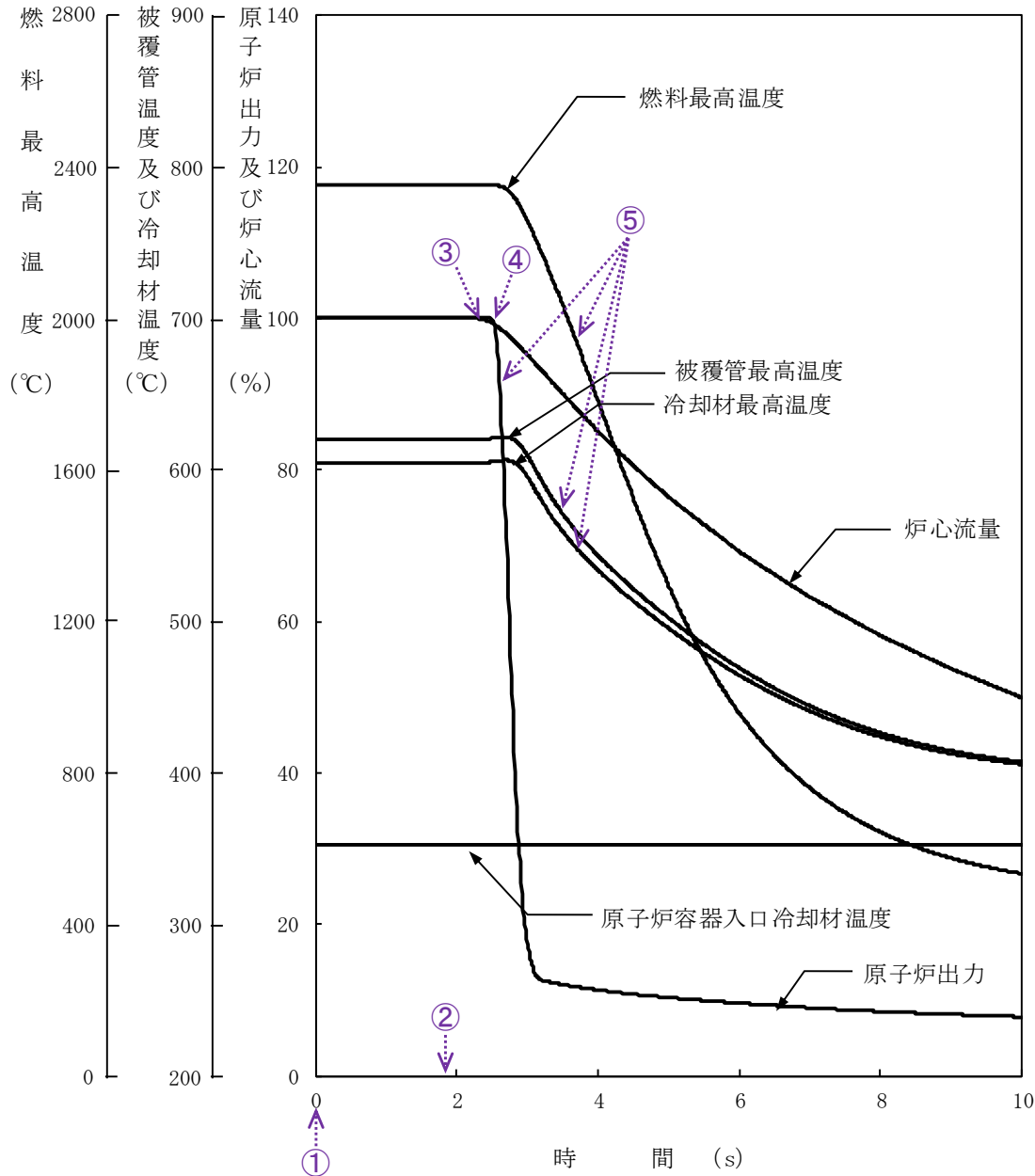
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起回事象	1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7×10 ⁻⁶ Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低	
設定値	定格流量の77 %	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

3. プラント挙動



■ 「2次冷却材流量減少」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



- ① 2次主循環ポンプの停止発生 (2次冷却材流量が減少)
- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少 (コストダウン) 開始
- ④ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度 :	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度 :	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度 :	約610 °C	910 °C

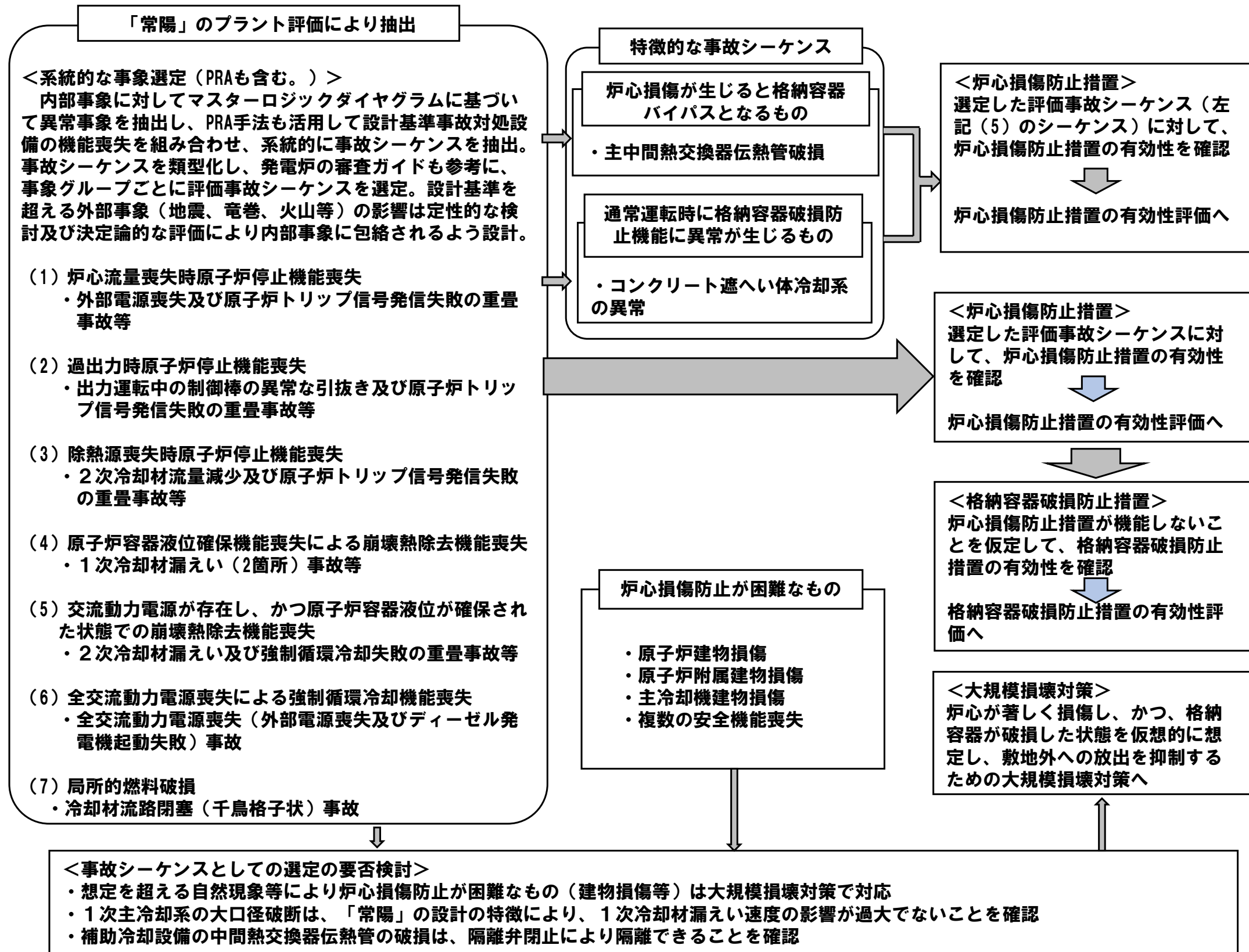
4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する基本的な考え方

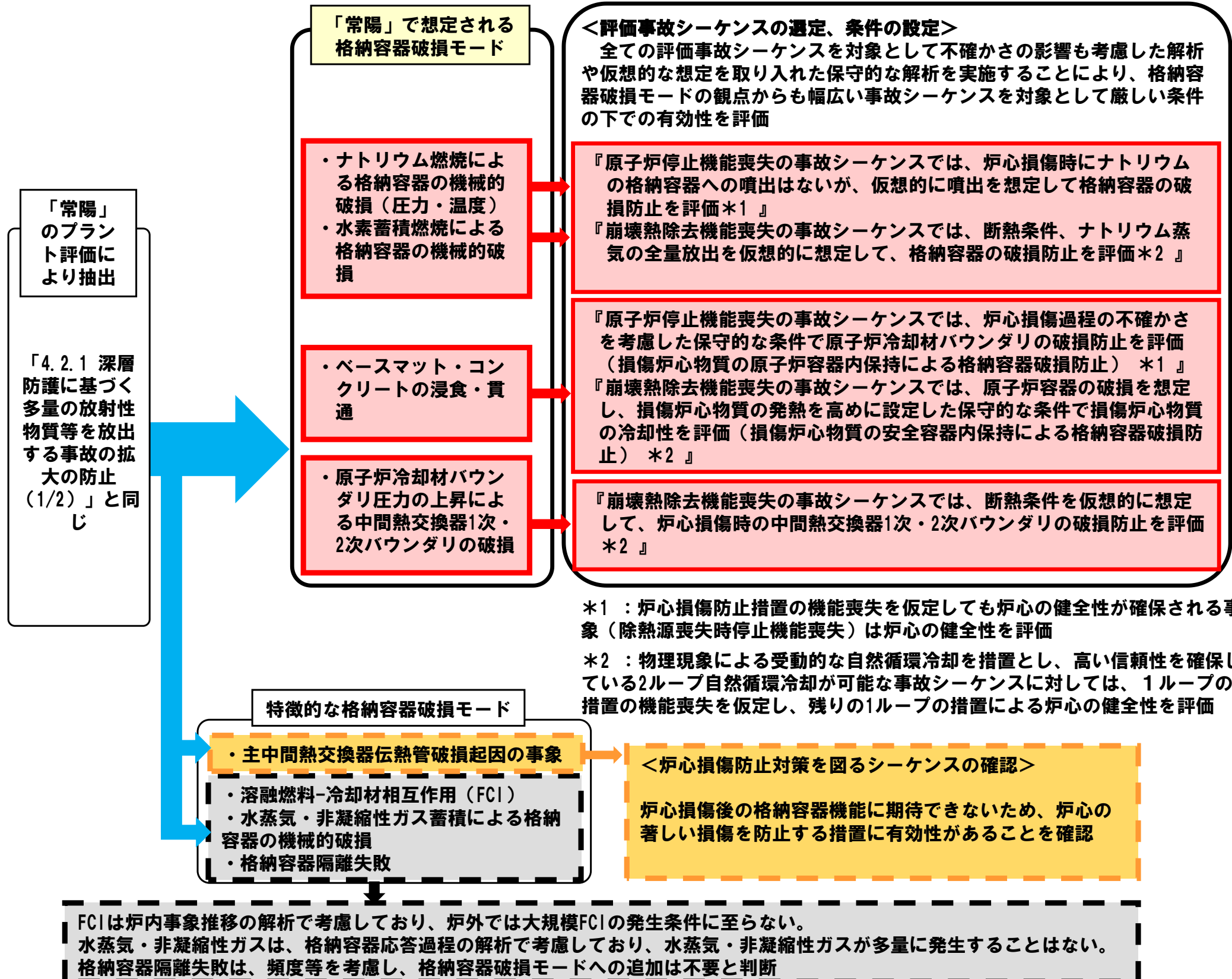
- 「試験炉設置許可基準規則の解釈^[1]」を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じる。
- 事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。
- 選定した事故に対して、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの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。
- また、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「試験炉設置許可基準規則の解釈」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。
- さらに、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（以下「大規模損壊」という。）を仮想的に想定し、ここでは、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。

[1] : 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び規則の解釈、平成25年11月27日 原子力規制委員会決定

- 4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止**
- 4.2 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**



事象グループの抽出・評価事故シーケンスの選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要のイメージ



格納容器破損防止に係る評価事故シーケンス選定の全体概要のイメージ

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.2 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

4.2.2 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の選定

- 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及び事象グループの選定に当たっては、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生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（以下「設計基準事故対処設備」という。）の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から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。）を抽出する。次に、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置の類似性を考慮し事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）を行い、事象グループごとに影響の大きさを考慮して措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定する。
- なお、これらの選定に当たっては、『設計基準事故対処設備のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（以下「出力運転時レベル1 PRA」という。）の結果』及び『国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮された事故シーケンス等の情報』も活用する。

■ 評価事故シーケンスの選定プロセス

1. 異常事象の抽出

- 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又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し、炉心の著しい損傷に至る可能性がある異常事象を体系的に抽出。

2. 事故シーケンスの抽出

- 異常事象ごとに、原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出。

3. 事象グループの選定

- 抽出された事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮して事故シーケンスを類型化。

4. 評価事故シーケンスの選定

- 事象グループごとに、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。
- 選定に当たっては、影響の大きさを考慮した以下の点に着眼。
「a. 系統間機能依存性」、「b. 余裕時間」、「c. 設備容量」、「d. 代表性」
- このうち、「d. 代表性」については、出力運転時レベル1PRAにより定量化した炉心損傷頻度を参照。

■ 異常事象の抽出結果の一例 (炉心全体の昇温をもたらす逸脱を対象)

・ 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考慮

・ 異常が発生する部位ごとに着目するパラメータの変動をもたらす具体的な異常事象を抽出

・ 各異常事象発生時の炉心への影響を類型化

・ 類型化した炉心への影響を基に、類似の異常事象を集約し、代表的な異常事象を選定

異常発生部位	着目パラメータ	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	選定した異常事象
1次冷却系	冷却材流量	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次主循環ポンプ軸固着			1次主循環ポンプ軸固着
	冷却材インベントリ		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 (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 (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)			1次冷却材漏えい (1次補助冷却系配管(内管)破損)
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失		外部電源喪失	
炉心	反応度		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	正の反応度の付加		出力運転中の制御棒の異常な引抜き
2次冷却系	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	2次冷却材流量増大
	空気流量		温度制御系故障又は温度制御系誤操作			主冷却器空気流量増大
	冷却材流量	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次主循環ポンプ軸固着			2次主循環ポンプ軸固着
	冷却材インベントリ		2次冷却材漏えい	2次冷却材流量減少		2次冷却材漏えい
			空気流量	温度制御系故障、温度制御系誤操作又は主送風機(1台)故障(トリップ)		除熱不足
	主送風機軸固着			除熱不足		主送風機風量瞬時低下

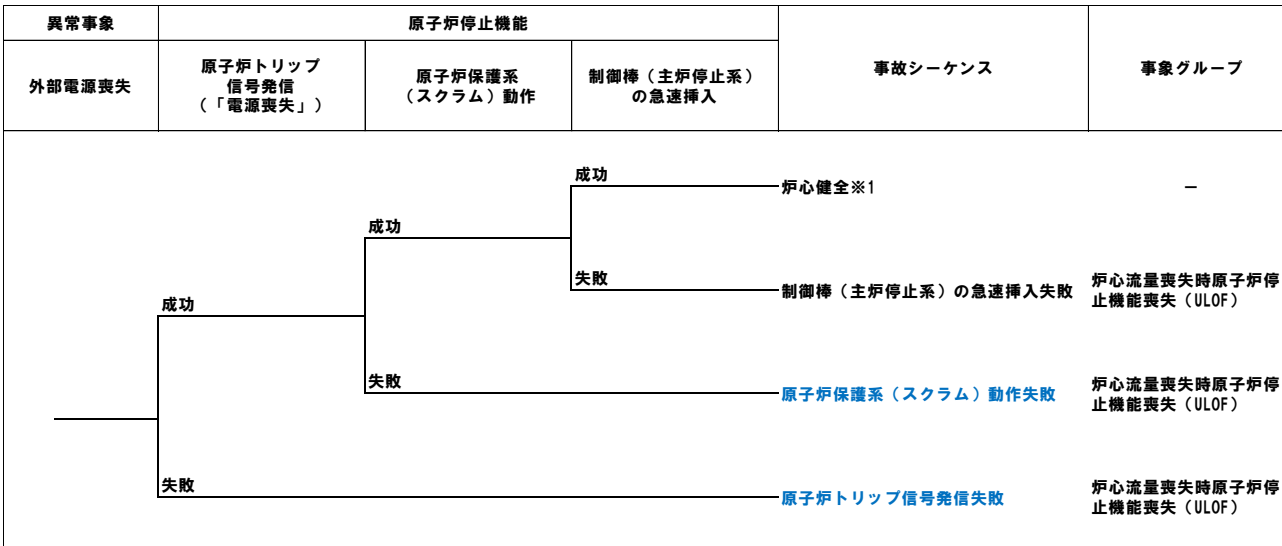
※：燃料要素の線出力密度が高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温をもたらす逸脱についても、同様に異常事象を選定

4.2.2.2 評価事故シーケンスの選定（3/9）

■ 事故シーケンスの抽出結果（イベントツリー）の一例（1/2）

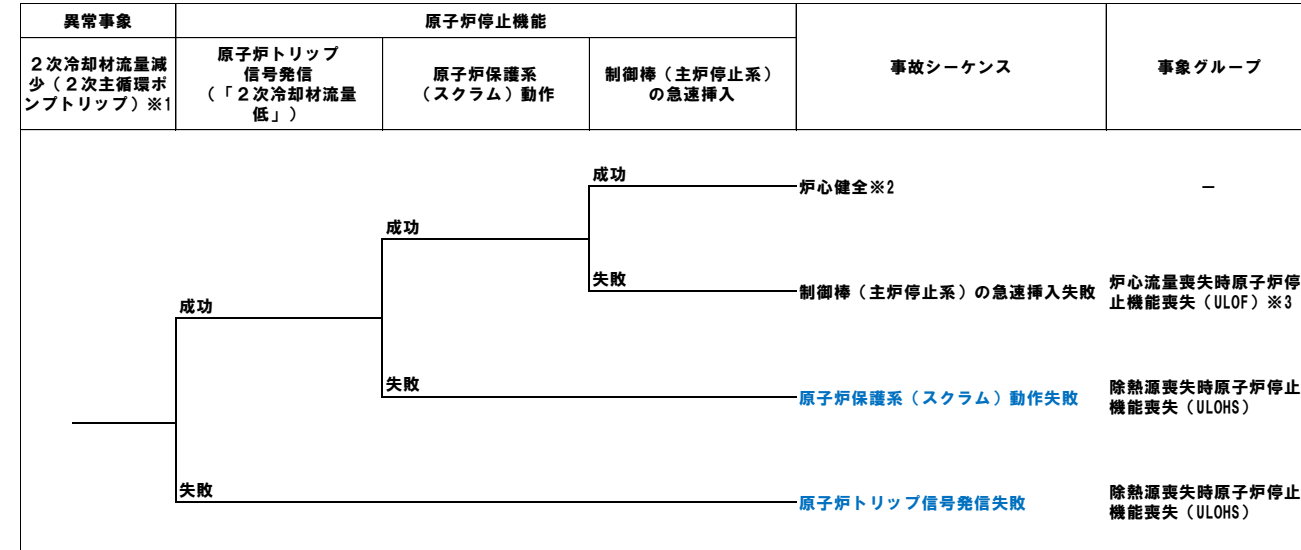
イベントツリーの一例として、事象グループ「ULOF」、「UTOP」及び「ULOHS」のうちの、「外部電源喪失」、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」及び「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」のイベントツリーを以下に示す。

【異常事象（外部電源喪失）のイベントツリー（原子炉停止機能）】



※1： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、別に展開する。

【異常事象（2次冷却材流量減少）のイベントツリー（原子炉停止機能）】

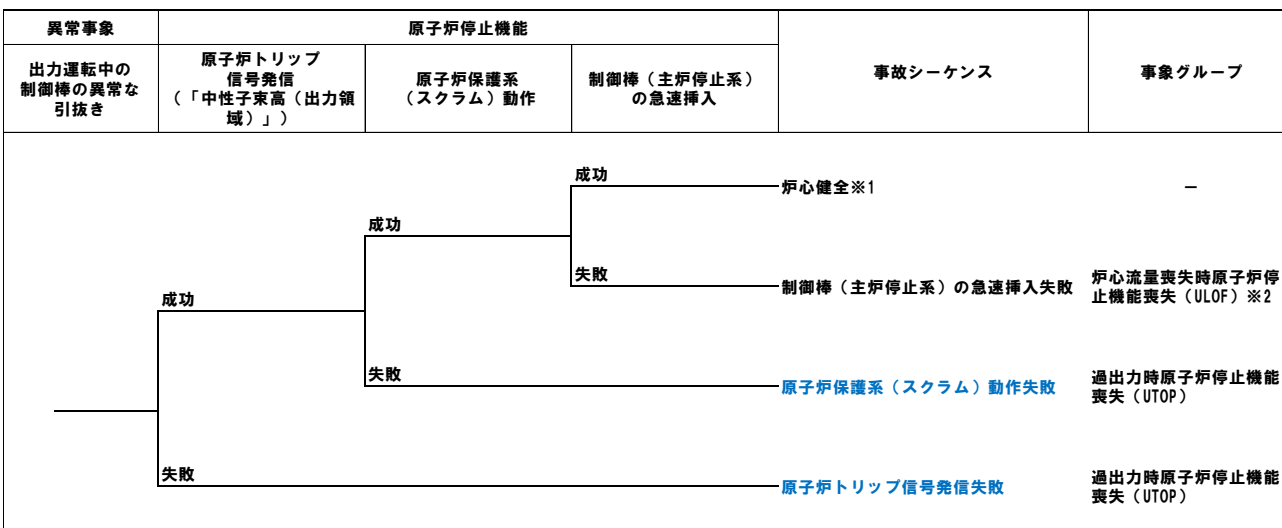


※1： 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、別に展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

【異常事象（出力運転中の制御棒の異常な引抜き）のイベントツリー（原子炉停止機能）】



※1： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、別に展開する。

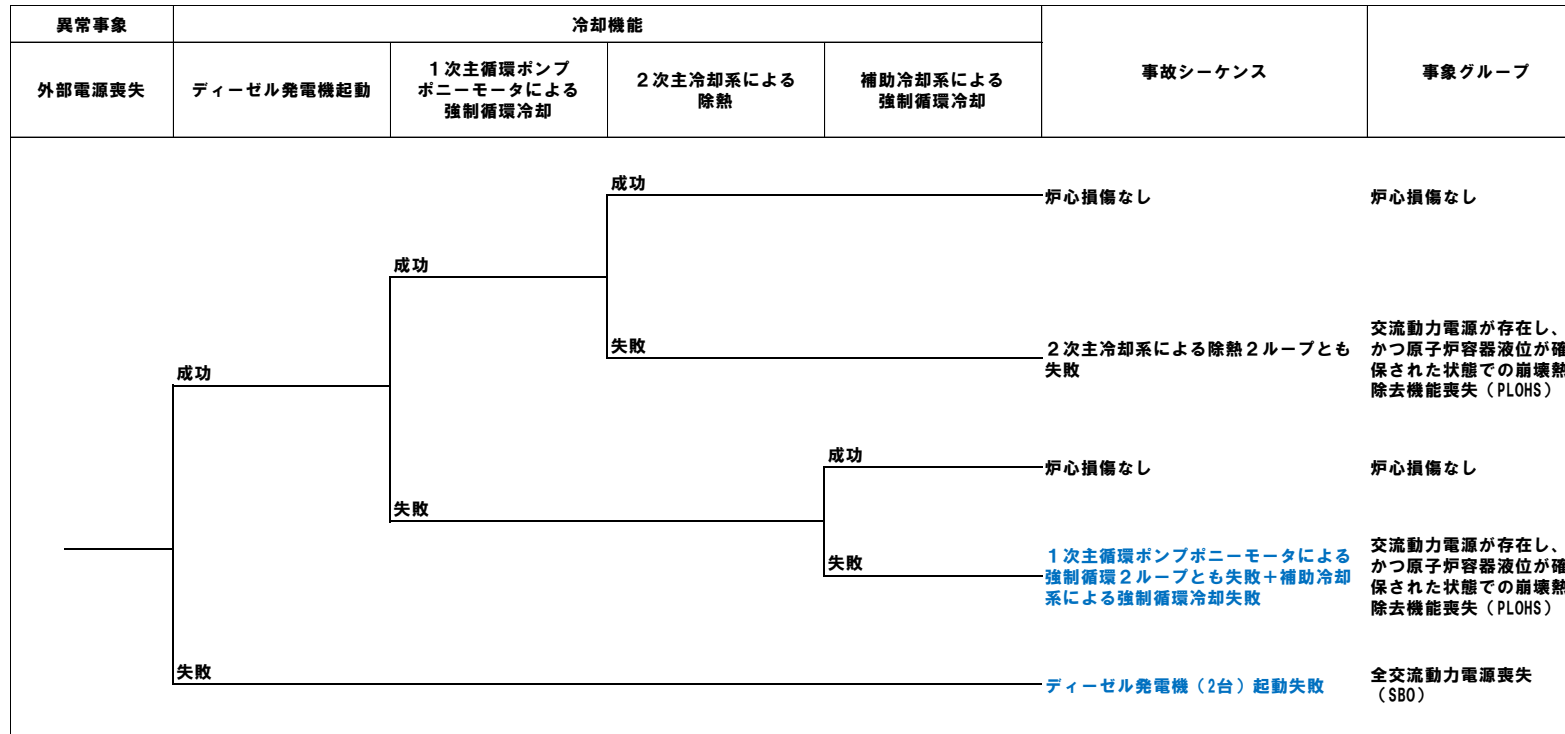
※2： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

青字：評価事故シーケンスとして選定した事故シーケンス

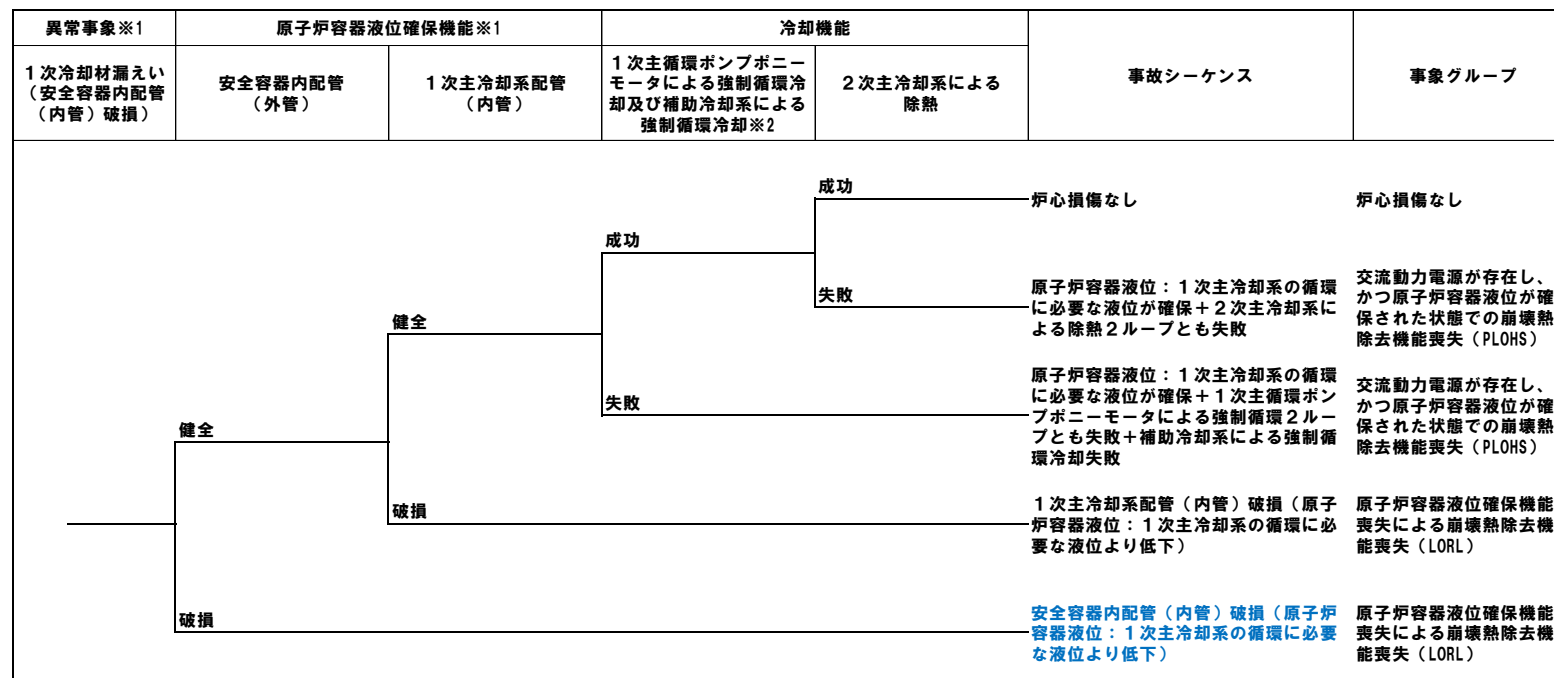
■ 事故シーケンスの抽出結果（イベントツリー）の一例（2/2）

イベントツリーの一例として、事象グループ「PLOHS」、「SBO」及び「LORL」のうちの「外部電源喪失」及び「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」のイベントツリーを以下に示す。

【異常事象（外部電源喪失）のイベントツリー（冷却機能）】



【異常事象（1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損））のイベントツリー（冷却機能）】



※1： 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。
 ※2： 1次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

青字：評価事故シーケンスとして選定した事故シーケンス

4.2.2.2 評価事故シーケンスの選定（5/9）

■ 事象グループの選定結果

抽出された事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定するため、ナトリウム冷却型高速炉の特徴を考慮して事故シーケンスを類型化

- 炉心全体の昇温をもたらす逸脱を（Ⅰ）～（Ⅲ）に類型化
 - （Ⅰ） 炉心流量減少
 - （Ⅱ） 炉心流量が確保された状態での過出力
 - （Ⅲ） 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失
- （Ⅰ）～（Ⅲ）に原子炉停止機能の喪失を重畳したものは、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、①～③を事象グループに選定
- （Ⅰ）～（Ⅲ）に崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失を重畳したものは、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、④～⑥を事象グループに選定（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や全交流動力電源喪失を考慮）
- 燃料要素の線出力密度が高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることをなどを考慮し、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、この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、⑦を事象グループに選定

事象グループ	事象グループの概要
① 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）	原子炉運転中に炉心流量が減少した際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
② 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）	原子炉運転中に過出力となった際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
③ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）	原子炉運転中に除熱不足が生じた際に、何らかの理由（原子炉トリップ信号の発信失敗等）により、制御棒の急速挿入に失敗することによって原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
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）	原子炉冷却材バウンダリに属する配管の破損が生じ、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（当該配管の二重壁（外側）の破損等）により、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
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）	原子炉の崩壊熱除去中に、1次主冷却系による強制循環冷却に必要な原子炉容器液位が確保された状態で、何らかの理由（1次主循環ポンプポニーモータの故障、補助電磁ポンプの故障等）により、強制循環冷却機能を喪失することによって、崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
⑥ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）	外部電源が喪失し、原子炉の崩壊熱除去中に、何らかの理由（非常用ディーゼル発電機の起動失敗等）により非常用ディーゼル電源系も機能喪失することによって、強制循環冷却による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至るもの。
⑦ 局所的燃料破損（LF）	原子炉の運転中に燃料集合体内の冷却材流路の閉塞等により、炉心の局所的な昇温が生じることによって、燃料破損が発生し、その破損が全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至るもの。

■ 評価事故シーケンスの選定結果（1/4）

【ULOFにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
● 1	外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」）による原子炉停止	・非常用冷却設備による損傷炉心物質等の原子炉容器内保持・冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却 ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制 ・格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）	・本事象グループに含まれる事故シーケンスのうち、代表性が相対的に高い『No.1』及び『No.5』の事故シーケンスをULOFを代表する事故シーケンスに選定した。また、本原子炉施設の特徴として、主冷却系を2ループで構成し、1次主循環ポンプの主電動機運転時とポニーモータ運転時でポンプ本体を共用していることを踏まえるとともに、格納容器破損防止措置との機能依存性も考慮し、系統間機能依存性、余裕時間及び代表性の観点から、『No.3』の事故シーケンスも評価事故シーケンスに選定した。 ・なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによっては、出力変化、制御棒反応度挿入特性等の解析条件に僅かな差が生じるが、炉心流量減少時に原子炉停止機能喪失により、評価項目に影響が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
2	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
● 3	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
4	異常事象グループ（1）＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
● 5	外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止		
6	1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			
7	1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			
8	異常事象グループ（1）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			
9	異常事象グループ（2）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗		①後備炉停止制御棒の急速挿入又は ②制御棒駆動機構による制御棒挿入	

異常事象グループ（1）：「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）」

異常事象グループ（2）：異常事象グループ（1）＋「外部電源喪失」、「1次冷却材流量減少（1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）」、「主冷却器空気流量減少」、「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量増大」、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「1次主循環ポンプ軸固着」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「主送風機風量瞬時低下」、「2次冷却材漏えい」

【UTOPにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
● 1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	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（「原子炉出口冷却材温度高」）による原子炉停止	・非常用冷却設備による損傷炉心物質等の原子炉容器内保持・冷却 1次主冷却系：強制循環冷却 2次主冷却系：自然循環冷却 ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制 ・格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）	・本事象グループには、原子炉入口冷却材温度の低下により過出力となる事故シーケンスが含まれるが、正の反応度添加率が大きく、相対的に事象進展が早く、炉心損傷までの余裕時間が短い『No.1』及び『No.4』の事故シーケンスをUTOPを代表する評価事故シーケンスに選定した。 ・なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによって出力変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、過出力時に炉心が昇温し、評価項目に影響が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。
2	2次冷却材流量増大＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）による原子炉停止		
3	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
● 4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止		
5	2次冷却材流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			
6	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			

4.2.2.2 評価事故シーケンスの選定（7/9）

■ 評価事故シーケンスの選定結果（2/4）

【ULOHSにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
● 1	2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号発信失敗	代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」）による原子炉停止	負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却（1次主冷却系強制循環冷却、2次主冷却系自然循環冷却）	<p>・本事象グループには、主冷却器空気流量の異常により原子炉入口冷却材温度が上昇する事故シーケンスが含まれるが、直接的に1次冷却材からの除熱に与える影響が大きく、かつ、相対的に代表性が高い事故シーケンスを措置毎に抽出し、『No.1』及び『No.4』を評価事故シーケンスに選定した。また、主冷却系を2ループで構成し、2次冷却材の漏えいの除熱機能への影響が有意という本原子炉施設の特徴を踏まえ、「2次冷却材漏えい」を起因とする『No.3』を評価事故シーケンスに選定した。</p> <p>・なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによって除熱量の変化等の解析条件に僅かな差が生じるが、除熱源喪失時に冷却材温度が昇温し、原子炉入口冷却材温度が上昇する観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。</p>
2	異常事象グループ（1）＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
● 3	2次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号発信失敗			
● 4	2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	後備炉停止系用論理回路による原子炉停止		
5	異常事象グループ（1）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			
6	2次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗			

異常事象グループ（1）：「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「主送風機風量瞬時低下」

【LFにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
1	局所的過熱事象（約10%過出力）＋ 燃料破損検出及び原子炉停止失敗	燃料破損検出系による検出及び原子炉停止	<p>・非常用冷却設備による損傷炉心物質等の原子炉容器内保持・冷却</p> <p>1次主冷却系：強制循環冷却</p> <p>2次主冷却系：自然循環冷却</p> <p>・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制</p> <p>・格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）</p>	<p>・本事象グループには、燃料要素の偶発的破損及び1サブチャンネル閉塞並びに局所的過熱事象による局所的な異常が含まれるが、評価項目である燃料被覆管最高温度に与える影響が大きく、かつ、燃料集合体内が全体的に昇温されて燃料集合体内の破損伝播速度が相対的に早くなる『No.5』を評価事故シーケンスに選定した。</p> <p>・なお、炉心損傷防止措置の有効性評価について、抽出された事故シーケンスによって発熱量又は除熱量の変化等の解析条件に差が生じるが、局所的に発熱と除熱のバランスからの逸脱が生じる観点では、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。</p>
2	局所的過熱事象（約30%過出力）			
3	燃料要素の偶発的破損＋ 燃料破損検出及び原子炉停止失敗			
4	流路閉塞事象（1サブチャンネル閉塞）＋ 燃料破損検出及び原子炉停止失敗			
● 5	流路閉塞事象（千鳥閉塞）			

■ 評価事故シーケンスの選定結果 (3/4)

【PLOHSにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
● 1	外部電源喪失＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（2ループ）又は 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	主冷却系（1ループ）による自然循環冷却	<p>・本事象グループには、原子炉の停止に至る複数の異常事象と設計基準事故対処設備の機能喪失によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれているが、主冷却系の自然循環により炉心を冷却する観点では、常用系の動的機器全ての機能喪失をもたらす点で外部電源喪失が起因の事故シーケンスが高い代表性を有する。また、冷却材漏えい時の強制循環冷却失敗として冷却材漏えいが含まれる事故シーケンスの中から、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から1ループの自然循環が措置となる事故シーケンスも選定し、『No.1』及び『No.7』を評価事故シーケンスに選定した。</p> <p>・なお、炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価において、抽出された事故シーケンスによって、原子炉停止後の冷却材流量等の解析条件に僅かな差が生じるが、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、2次冷却材漏えいが起因の評価事故シーケンスは2次主冷却系の除熱機能を喪失する条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される</p>
2	異常事象グループ（1）＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗			
3	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗			
4	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗			
5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗	自然循環冷却（2ループ）		
6	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗			
● 7	2次冷却材漏えい＋ 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	①自然循環冷却（1ループ）又は 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	<p>・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等の安全容器内保持・冷却</p> <p>・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止</p> <p>・ナトリウム流出位置（安全板設置位置：格納容器（床下））における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材を敷設</p>	
8	異常事象グループ（2）＋ 2次主冷却系による除熱失敗	①補助冷却設備による強制循環冷却 又は 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		
9	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 2次主冷却系による除熱失敗	補助冷却設備による強制循環冷却		
10	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 2次主冷却系による除熱失敗	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		

異常事象グループ（1）：「1次主循環ポンプ軸固着」、「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量増大」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）」、「2次主循環ポンプ軸固着」、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）」

異常事象グループ（2）：異常事象グループ（1）＋（「外部電源喪失」及び「2次冷却材漏えい」）

【SBOにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
● 1	外部電源喪失＋ ディーゼル発電機（2台）起動失敗	自然循環冷却（2ループ）	受動的な安全特性を活用した主冷却（1ループ）による自然循環冷却	・本事象グループに係る事故シーケンスは、『No.1』のみである。

■ 評価事故シーケンスの選定結果 (4/4)

【LORLにおける評価事故シーケンスの選定結果】

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置		格納容器破損防止措置	評価事故シーケンス選定理由
		液位確保	炉心冷却		
● 1	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	主冷却系サイフォンブレイク	①補助冷却設備による強制循環冷却又は 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	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（補助冷却設備による強制循環冷却が機能しないことを仮定）	<p>・本事象グループには、異常事象（1次冷却材漏えい）と措置との従属性や異常事象によるプラント応答が異なる事故シーケンスが含まれているが、原子炉冷却材液位確保に炉心損傷防止措置が必要な事故シーケンスに対して、炉心冷却の措置毎に有効性評価結果を示す観点から、『No.1』、『No.4』及び『No.5』を評価事故シーケンスに選定した。</p> <p>・なお、炉心損傷防止措置の炉心冷却の評価において、抽出された事故シーケンスによって、炉心冷却時の原子炉冷却材液位等の解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。また、格納容器破損防止措置の有効性評価も同様であり、解析条件に僅かな差が生じるが、評価事故シーケンスは液位低下が大きくなる条件であることから、抽出された事故シーケンスは評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響が評価事故シーケンスに包絡される。</p>
2	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で発生を想定したループと異なるループ	不要		<p>・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等の安全容器内保持・冷却</p> <p>・安全板による原子炉冷却材ハウジングの過圧の防止</p> <p>・ナトリウム流出位置（安全板設置位置：格納容器（床下））における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材を敷設</p>	
3	1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（内管）破損	不要	補助冷却設備による強制循環冷却		
● 4	1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 安全容器内配管（外管）破損	安全容器内での冷却材保持			
● 5	1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）＋ 1次補助冷却系配管（外管）破損	補助冷却系サイフォンブレイク	①自然循環冷却（2ループ）又は 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	主冷却系（1ループ）による自然循環冷却	

4. 2. 2. 3 PRAを活用した事象選定の妥当性の確認 (1/4)

■ PRAの目的

「4. 2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定」の妥当性確認として、以下が目的

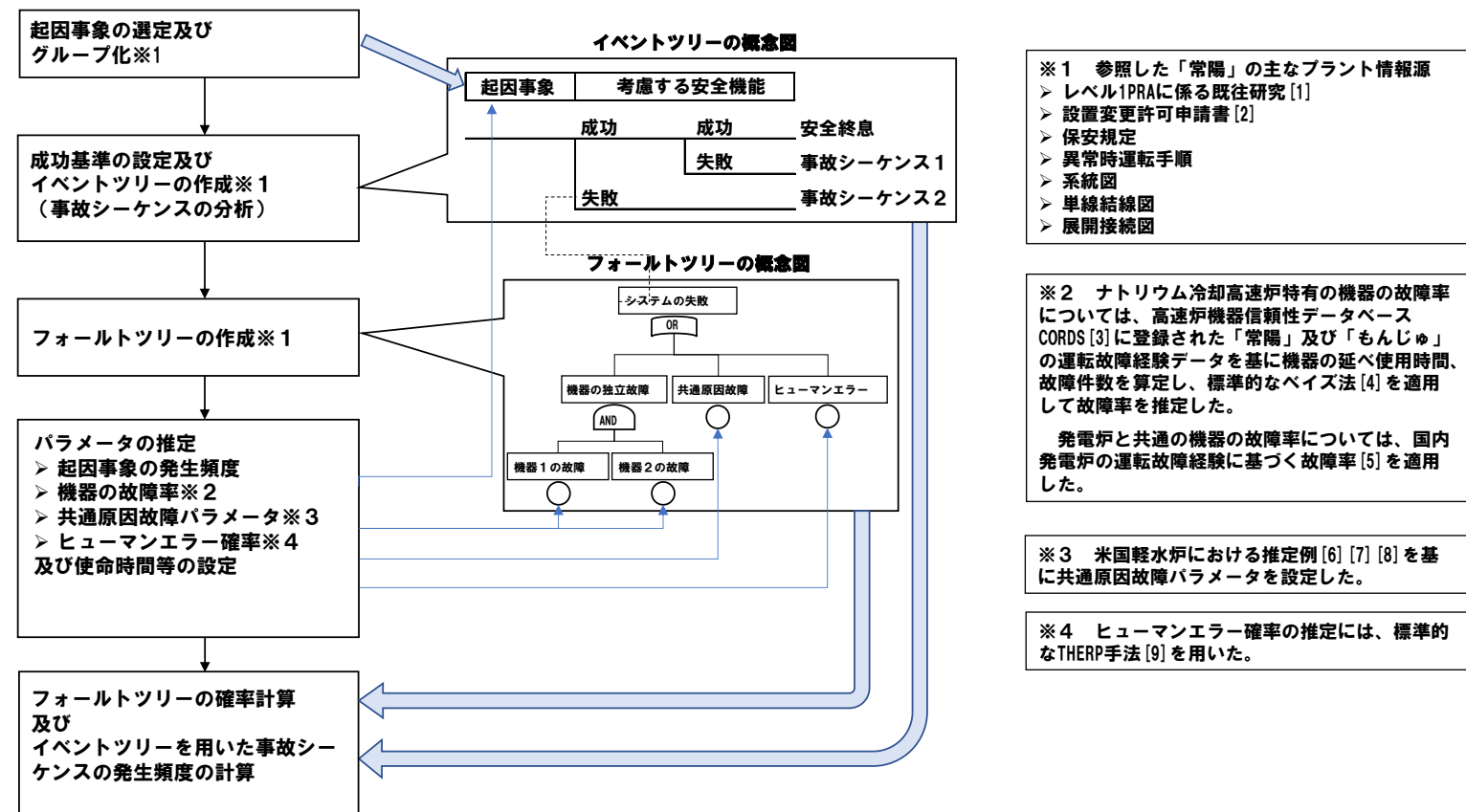
- ① 事象グループに漏れがないことの確認
- ② 異常事象が体系的に選定されていることの確認
- ③ 事故シーケンスが体系的に抽出されていることの確認
- ④ 評価事故シーケンスの選定における「代表性」の判断に活用する事故シーケンスの頻度の整理

■ 評価対象

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能（設計基準事故対処設備）

■ 評価方法

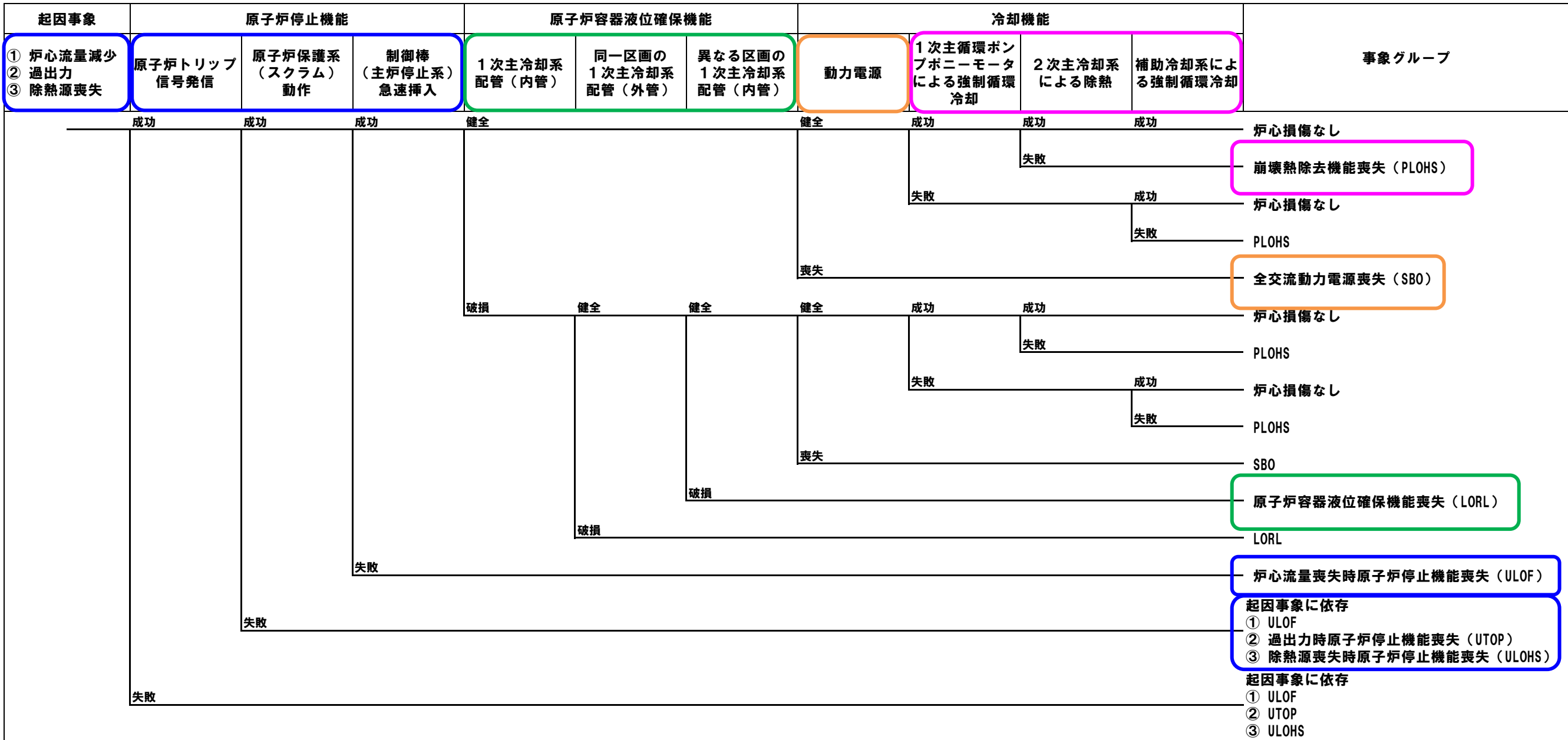
実用発電炉と同様に、日本原子力学会標準等を参考に、以下に示す評価の流れに沿ってPRAを実施



[1] 日本原子力研究開発機構、「高速実験炉『常陽』の確率的な安全評価に係る研究—内的事象に対するレベル1 PSA—」、JAEA-Technology 2009-004、2009年5月。
 [2] 日本原子力研究開発機構、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）原子炉設置変更許可申請書（高速実験炉原子炉施設の変更）の本文及び添付書類の一部補正について」、平成30年10月26日付け30原機（安）013
 [3] 日本原子力研究開発機構、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報、No. 98、pp. 18-31、PNC1340 96-002、1996年6月。
 [4] 一般社団法人 日本原子力学会、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率的なリスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」、AESJ-SC-RK001：2015、2016年3月。
 [5] 一般社団法人 原子力安全推進協会、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29ヵ年56基データ）」、JANSI-CFR-02、2016年6月。
 [6] F. M. Marshall, et. al, "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, October 1998.
 [7] U. S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations, 2015 Update", <http://nrc.nrel.gov/resultsdb/ParamEstSpar/>, October 2016.
 [8] S. A. Eide, et. al, "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500, Vol. 2, April 1999.
 [9] A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report," NUREG/CR-1278, August, 1983.

■ ① 事象グループに漏れがないことの確認

以下に、主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループの関係を模式的に描いたイベントツリー図を示す。



■ ② 異常事象が体系的に選定されていることの確認

PRAにおける起回事象の選定に当たっては、学会標準^[1]に記された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム（MLD）と呼ばれる論理モデルを用いた。

PRAで選定した起回事象グループと「4. 2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定」で選定した異常事象の関係を下表に示す。

下表に示すとおり、PRAで選定した起回事象グループは、「4. 2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定」で選定した異常事象に直接的に対応するか、若しくは、起回事象により異常事象に至ることから、異常事象に対応付けられる。

PRAより抽出した起回事象グループ		選定した異常事象	選定した異常事象に至る理由
外部電源喪失		外部電源喪失	-
正の反応度挿入		出力運転中の制御棒の異常な引抜き	-
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)(Aループ又はBループ)		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(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)		1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	*1: 本事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表される。ただし、原子炉容器液位低下をもたらすものではない。
補助冷却系強制循環喪失*1			
1次冷却材流量減少(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)	*2: 本事象が発生するとインターロックにより1次主循環ポンプのトリップに至るため *3: 本事象が発生すると主冷却機入口ベーンが固定されることから、原子炉出力は定格出力近傍に維持され、炉心の健全性は育かされないが、原子炉を手動スクラムすると想定した。この場合、インターロックにより1次主循環ポンプのトリップに至るため *4: 本事象が発生すると1次主循環ポンプのトリップに至るため
手動スクラム*2			
圧空喪失*3			
非常系3.3kVメタクラ1C(又は1D)喪失*4			
非常系400Vパワーセンタ2D(又は2S)喪失*4			
非常系100V電源盤4C(又は4S)喪失*4		1次主循環ポンプ軸固着	*5: 本事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、1ループの1次主循環ポンプボニーモータ機能喪失に至ることから、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次主循環ポンプ軸固着で代表される。
1次主循環ポンプA(又はB)軸固着			
無停電電源喪失(7C(又は7D)電源喪失)*5			
2次冷却材漏えい(Aループ、Bループ又は純化系)		2次冷却材漏えい	-
2次主循環ポンプ及び制御系の異常		2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	-
		2次主循環ポンプ軸固着	-
主冷却器異常による除熱不足	主冷却器1A(又は1B)ベーン・ダンパ誤閉	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下	-
	主冷却器2A(又は2B)ベーン・ダンパ誤閉		-
	主冷却器(Aループ又はBループ2基)ベーン・ダンパ誤閉		-
	主送風機異常による除熱不足		-
主冷却器空気流量増大	主冷却器1A(又は1B)ベーン・ダンパ誤閉	主冷却器空気流量増大	-
	主冷却器2A(又は2B)ベーン・ダンパ誤閉		-
	主冷却器(Aループ又はBループ2基)ベーン・ダンパ誤閉		-
無停電電源喪失(6C(又は6D)電源喪失)			-
無停電電源喪失(5C(又は5D)電源喪失)			-

[1]: 日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編): 2013, 2014年8月 一般社団法人 日本原子力学会

■ ③ 事故シーケンスが体系的に抽出されていることの確認

⇒ PRAで評価した事故シーケンスを全て抽出

■ ④ 評価事故シーケンスの選定における「代表性」の判断に活用する事故シーケンスの頻度の整理

【ULOFにおける主な事故シーケンスの頻度】

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
外部電源喪失+ 原子炉トリップ信号発信失敗	1.2×10^{-6}	19.2%
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)+ 原子炉トリップ信号発信失敗	3.3×10^{-6}	54.1%
外部電源喪失+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	9.6×10^{-7}	15.7%
1次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉トリップ信号発信失敗	2.5×10^{-7} (2.9×10^{-8}) *1, *2	4.1%

【UTOPにおける事故シーケンスの頻度】

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
出力運転中の制御棒の異常な引抜き+ 原子炉トリップ信号発信失敗	2.5×10^{-7}	77.4%
主冷却器空気流量増大+ 原子炉トリップ信号発信失敗	6.6×10^{-8}	20.1%
出力運転中の制御棒の異常な引抜き+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	6.4×10^{-9}	2.0%
主冷却器空気流量増大+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	1.7×10^{-9}	0.5%

【ULOHSにおける主な事故シーケンスの頻度】

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)+ 原子炉トリップ信号発信失敗	3.4×10^{-6}	49.4%
主冷却器空気流量減少+ 原子炉トリップ信号発信失敗	2.8×10^{-6}	40.2%
2次冷却材漏えい+ 原子炉トリップ信号発信失敗	$3.0 \times 10^{-7} *2$	4.3%
2次主循環ポンプ軸固着+ 原子炉トリップ信号発信失敗	2.5×10^{-7} (2.9×10^{-8}) *1, *2	3.6%
2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)+ 原子炉保護系(スクラム)動作失敗	8.7×10^{-8}	1.3%

*1: 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値

*2: 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、設計の特徴も含めて評価事故シーケンスとして選定

【LORLにおける事故シーケンスの頻度】

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年) *3	寄与割合
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+ 1次主冷却系配管(外管)※破損 ※: 異常事象で破損を想定したループ	2.0×10^{-6}	28.0%
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+ 1次主冷却系配管(内管)※破損 ※: 異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1.7×10^{-6}	23.0%
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)+ 安全容器内配管(内管)破損	5.6×10^{-7}	7.7%
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)+ 安全容器内配管(外管)破損	1.6×10^{-6}	21.9%
1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)+ 1次補助冷却系配管(外管)破損	1.4×10^{-6}	19.4%

【PLOHSにおける主な事故シーケンスの頻度】

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年) *3	寄与割合
外部電源喪失+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.6×10^{-4}	24.4%
1次主循環ポンプ軸固着+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.1×10^{-4}	16.1%
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.2×10^{-4}	18.0%
2次冷却材流量増大+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	6.1×10^{-5}	9.3%
主冷却器空気流量増大+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	3.6×10^{-5}	5.5%
外部電源喪失+ 2次主冷却系による除熱失敗	2.5×10^{-5}	3.8%
1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)+ 2次主冷却系による除熱失敗	2.7×10^{-5}	4.1%
2次冷却材漏えい+ 2次主冷却系による除熱失敗	2.7×10^{-5}	4.1%
1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(破損))+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	4.9×10^{-5}	7.5%
2次冷却材漏えい+ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗+ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.4×10^{-6}	0.2%

*3: 崩壊熱除去機能の使命時間を頻度の過小評価を防止及び評価の単純化のため、保守的に一律1,536時間として評価した値

青字: 「4. 2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定」において選定した評価事故シーケンスに該当する事故シーケンス

■ 目的

「4. 2. 2. 2 評価事故シーケンスの選定」で抽出した事故シーケンス及び事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出結果に抜け、漏れがないことを確認する。

■ 調査範囲

国外のナトリウム冷却型高速炉のうち、米国のCRBRP及びEBR-II、独国のSNR-300、仏国のSuperphenix、露国のBN600及びBN800並びに中国のCEFRについて、可能な範囲でレベル1PRAの実施状況を調査した。

■ 調査結果

米国のCRBRP及び独国のSNR-300について、炉心損傷に至る事象グループの情報を抽出し、また、米国のEBR-IIについて、主要な事故シーケンスの情報を抽出した。

結果を以下に示す。

国外のナトリウム冷却型高速炉との事故シーケンス等の比較

日本	米国	米国	独国
「常陽」	CRBRP ^[1]	EBR-II ^[2]	SNR-300 ^[3]
ULOF	ULOF	ULOF	Group 1
UTOP	UTOP	UTOP	Group 3
ULOHS	ULHS	*1	Group 2
LORL	LOS	*1	Group 6
PLOHS	LHSE	PLOHS *2, *3, *4	Group 5
	LHSL		
SBO	なし	*1	なし
LF	なし	*1	Group 4
	ULOS	*5, *6, *7, *8, *9	

ULOF : Unprotected Loss of Flow

UTOP : Unprotected Transient Over-Power

ULOHS/ULHS : Unprotected Loss of Heat Sink

ULOS : Unprotected loss of sodium

LORL : Loss of Reactor Level

LOS : Loss of sodium (protected)

PLOHS : Protected Loss of Heat Sink

LHSE : Loss of heat sink - early (protected)

LHSL : Loss of heat sink - late

SBO : Station Blackout

LF : Local (Fuel) Faults

*1 : 支配的な事故シーケンスの中に記載なし

*2 : 短期と長期を含む。

*3 : 2系統の「Shutdown cooler」のうち、1系統におけるNaK火災により、残りの1系統が損傷

*4 : 2次ナトリウム火災により1系統の「Shutdown cooler」が機能喪失するとともに残りの1系統が損傷

*5 : 地震起因の「Primary tank」のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造物の破損）

*6 : 地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コストダウン（炉停止成功）

*7 : 過熱器での小規模漏えいの事象拡大（2次系ダンプされず停止されない、または圧力放出されず停止されない）

*8 : 過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly伝播

*9 : アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）

[1] J. G. Giitter and M. W. Akhtar, "An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor Core and Containment Response to Core Disruptive Accidents," Proc. Of the Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Vol.1, pp.463-470, Knoxville, U.S.A., April 21-25, 1985.

[2] D. J. Hill, et. al, "The EBR-II Probabilistic Risk Assessment: lessons learned regarding passive safety," Reliability Engineering and System Safety, 62, pp.43-50 (1998).

[3] A. Bayer and K. Koberlein, "Risk-Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor SNR-300," Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, January-February, 1984.

■ 評価

調査した範囲で、「常陽」において選定した事故シーケンス又は事象グループは、国外のナトリウム冷却型高速炉のレベル1PRAで考慮されているものと比べて概ね共通性があることを確認した。

なお、一部、米国のCRBRP及びEBR-IIにおいて、「常陽」の事故シーケンス又は事象グループに直接当てはまらないものがあるが、それらについての考え方を以下に示す。

対象	「常陽」の事象グループ等との相違点	「常陽」における考え方
米国 (CRBRP)	<p>・地震による「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳したものに相当するULOSを想定※1</p> <p>※1 防止措置を講じるための事象として想定されたものでなく、放射性物質の放出リスクの特徴を把握するために想定されたものである。</p>	<p>・「常陽」では、異常事象、安全機能の作動状態、措置の共通点に着目して事象グループを類型化し、事象グループごとに措置を講じている。また、PRAよりこれらの事象グループの事故シーケンスは、異常の発生後、複数の設計基準事故対処設備の機能喪失を重畳させている事故であることから、その発生頻度は十分に低いと考えられ、事象グループが重畳する頻度は極めて低く、その重畳は不要と判断した。</p> <p>・仮に、これらの重畳を考慮したとしても、原子炉停止機能の喪失に対してはULOF等に対する措置を、液位確保機能喪失に対してはLORLの措置を活用できる。一方、地震誘因の事故シーケンスについては「常陽」では設計基準地震動を一定程度超えた地震動までの範囲において制御棒が挿入されること（原子炉停止機能喪失の事象グループは生じないこと）、また、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去に必要なバウンダリ機能が維持（液位確保機能喪失の事象グループは生じないこと）されることを評価する。</p> <p>・なお、上記の範囲を超える地震動を仮想した場合には、ULOSに相当する事故シーケンスが生じる恐れがあるが、これは想定を超える自然現象等による炉心損傷防止が困難なもののうち、複数の安全機能喪失に相当し、大規模損壊対策で対応する。また、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用し対応する。</p>
米国 (EBR-II)	<p>・地震起因の「Primary tank」のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造の破損）を想定</p> <p>・地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コストダウン（炉停止成功）を想定</p> <p>・「過熱器での小規模漏洩の事象拡大」及び「過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly伝播」を想定</p> <p>・アルゴン加圧による「Primary tank」の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）を想定</p>	<p>・「常陽」においては、原子炉容器の支持構造が地震によって損傷する事象に相当すると考えられ、このような事象に対しては、大規模損壊対策を講じるものとし、事象の進展に応じて、格納容器破損防止措置（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安全容器内保持・冷却）を可能な限り活用し対応する。</p> <p>・本事象は、原子炉を停止する過程での炉心損傷と解釈され、「常陽」では1次主循環ポンプ軸固着を起因として急速に炉心流量が低下する事故シーケンスをULOFの事象グループに含めており、ULOFの事象グループにおいて、相当する厳しさの事故シーケンスを対象にしている。</p> <p>・これらの事象は、水・蒸気系を有さない「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・本事象は、ループ型の「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要と判断した。</p> <p>・仮に、原子炉カバーガス等のバウンダリにおいて、アルゴン加圧が生じたとしても安全板を通じた排気によって過圧が防止され、原子炉冷却材バウンダリの破損や破裂は生じない。</p>

- 4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止**
- 4.2 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**
- 4.2.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置**

■ 概要**【各レベルの独立性】**

第3レベル以下の設計基準事故対処設備、第4レベルの1の炉心損傷防止措置及び第4レベルの2の格納容器破損防止措置をそれぞれ講じ、前段の措置の機能喪失を仮定して独立性を有するように設計

例1) 原子炉停止機能喪失事象

炉心損傷防止措置：後備炉停止系による原子炉停止

格納容器破損防止措置：損傷炉心物質の原子炉容器内での冷却・保持

例2) 崩壊熱除去機能喪失事象

炉心損傷防止措置：主冷却系自然循環による崩壊熱除去

格納容器破損防止措置：損傷炉心物質の原子炉容器破損後の安全容器内での冷却・保持

なお、大規模損壊対策については、第4レベルとは独立した設備を設置し、可搬型の設備を活用して位置的分散を図る。

■ 炉心損傷防止措置の一覧

事象グループ	炉心損傷防止措置 （炉心損傷防止措置に係る設備等は、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）
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 （ULOF）	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉トリップ信号（「1次主循環ポンプトリップ」） 【常設】 ・後備炉停止系用論理回路 【常設（新設）】 ・後備炉停止系による原子炉自動停止 【常設】
過出力時 原子炉停止機能喪失 （UTOP）	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒連続引抜き阻止インターロック 【常設（新設）】 ・代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」） 【常設】 ・後備炉停止系用論理回路 【常設（新設）】 ・後備炉停止系による原子炉自動停止 【常設】
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 （ULOHS）	<ul style="list-style-type: none"> ・代替原子炉トリップ信号（「原子炉出口冷却材温度高」） 【常設】 ・後備炉停止系用論理回路 【常設（新設）】 ・後備炉停止系による原子炉自動停止 【常設】
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）	<ul style="list-style-type: none"> ・安全容器内での冷却材保持及び補助冷却設備による強制循環冷却 【常設】 ・主冷却系サイフォンブレイク及び補助冷却設備による強制循環冷却 【常設】 ・主冷却系サイフォンブレイク及び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 【常設】 ・補助冷却系サイフォンブレイク及び主冷却系（2ループ）による自然循環冷却 【常設】 ・補助冷却系サイフォンブレイク及び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 【常設】
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）	<ul style="list-style-type: none"> ・主冷却系（2ループ）による自然循環冷却 【常設】 ・主冷却系（1ループ）による自然循環冷却 【常設】 ・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 【常設】 ・補助冷却設備による強制循環冷却 【常設】
全交流動力電源喪失 （SBO）	<ul style="list-style-type: none"> ・主冷却系（2ループ）による自然循環冷却 【常設】
局所的燃料破損 （LF）	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料破損検出系による異常検知及び手動スクラムによる原子炉停止 【常設】

■ 格納容器破損防止措置の一覧

事象グループ	格納容器破損防止措置 (格納容器破損防止措置に係る設備等は、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)	
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOF)	<原子炉容器内 閉じ込め>	・非常用冷却設備による原子炉容器内強制循環冷却 (1次主冷却系：強制循環冷却／2次主冷却系：自然循環冷却) 【常設】
	<格納容器内 閉じ込め>	・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制 【常設】 ・格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和 (閉じ込め機能維持) 【常設】
過出力時 原子炉停止機能喪失 (UTOP)	ULOFと同じ	
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	<格納容器破損防止 (物理的特性による 炉心損傷の回避)>	・負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減と冷却系による冷却 (1次主冷却系：強制循環冷却／2次主冷却系：自然循環冷却) 【常設】
		・制御棒駆動機構の手動による押し込み等(自主対策)
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)	<格納容器内 閉じ込め>	・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等の安全容器内保持・冷却 【常設】
		・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止 【常設(新設)】 ・ヒートシンク材及び断熱材による流出ナトリウムの熱的影響の緩和 【常設(新設)】
	<格納容器破損防止 (炉心損傷の回避) >	・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 【常設】
	<格納容器破損防止 (受動的な安全特性に よる炉心損傷の回 避)>	・主冷却系(1ループ)による自然循環冷却 【常設】
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)	LORLと同じ	
全交流動力電源喪失 (SBO)	<格納容器破損防止 (受動的な安全特性に よる炉心損傷の回 避)>	・主冷却系(1ループ)による自然循環冷却 【常設】
局所的燃料破損 (LF)	ULOF及びUTOPと同じ	

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.2 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

4.2.4 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

■ 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方針**● 安全機能の喪失に対する仮定**

- ✓ 各事故シーケンスにおいて、異常事象の発生に加えて設計基準事故対処設備の安全機能の喪失を考慮し、機能喪失の要因として故障等を想定した設備の復旧には期待しない。

- 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置として整備する機器の単一故障は仮定しない。
 - ✓ 当該事故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が多重の機能喪失を起こすことを想定している。
 - ✓ 事故拡大の防止のための資機材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との独立性を考慮している。

- 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。

■ 炉心損傷防止措置の有効性評価の評価項目

- 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 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。

- 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は低く、かつ、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。

- なお、これらの評価項目は「運転時の異常な過渡変化」の判断基準と同様であり、炉心損傷に対して大きな余裕がある。

■ 格納容器破損防止措置の有効性評価に関わる「常陽」の安全特性

- 「常陽」の以下の安全上の特徴を考慮し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を設定する。
 - ✓ 低圧システム（原子炉冷却材のナトリウムを加圧する必要はなく、1次主冷却系等のカバーガス圧は約0.98kPa [gage]）
 - ✓ 伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用
 - ✓ 燃料装荷量の少ない（約1 ton）小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有している（冷却材温度反応度係数及びボイド反応度係数がほぼ全炉心で負）
 - ✓ 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
 - ✓ 格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在

■ 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)。

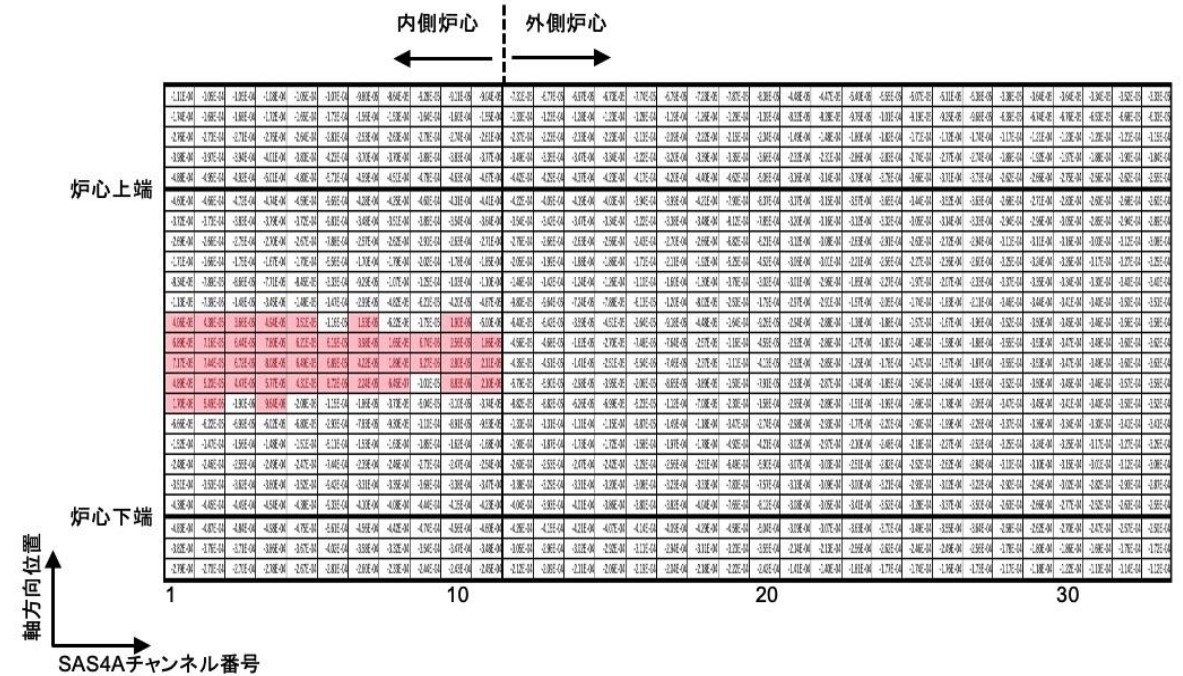


図1 冷却材密度反応度(ボイド反応度)マップ(SAS4)

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

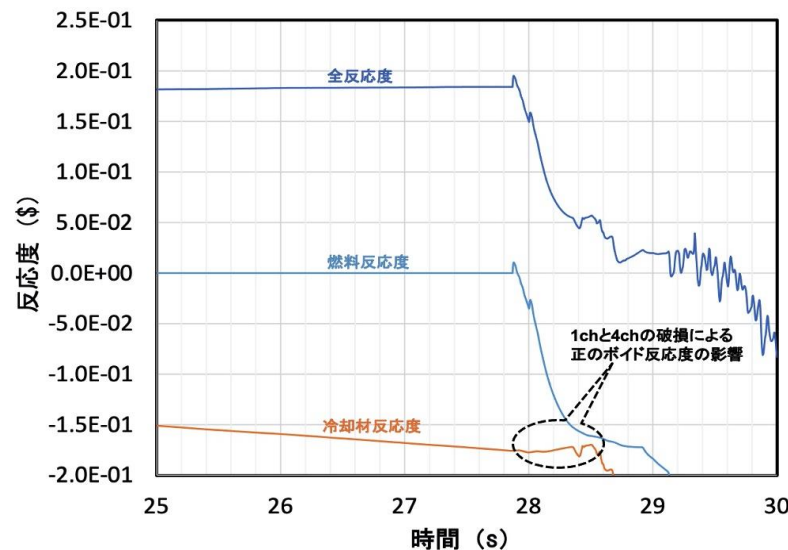
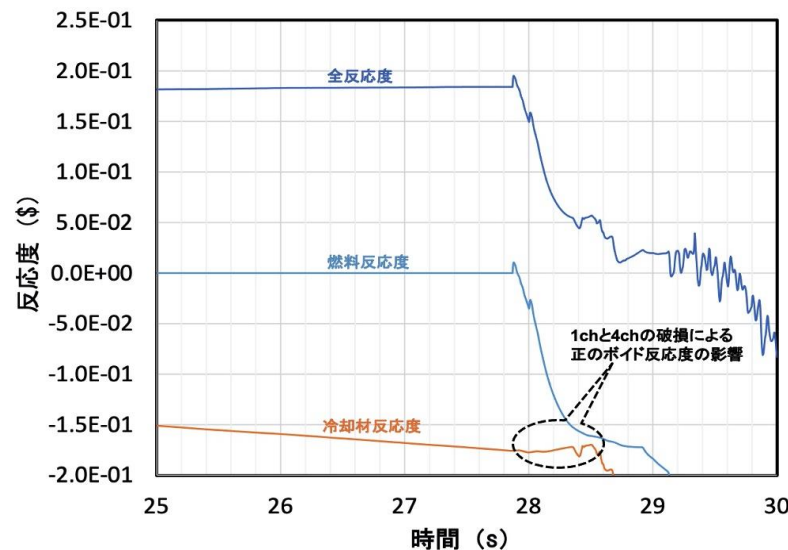


図2 内側炉心のボイド反応度の軸方向分布

図3 UTOP起因過程における各反応度の推移



■ 格納容器破損防止措置の有効性評価の評価項目

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では「炉心損傷防止措置の有効性評価」で設定した項目を適用する。
 - ① 燃料、被覆管、冷却材最高温度が熱設計基準値（それぞれ2,650、840、910℃）以下
 - ② 被覆管の累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下
 - ③ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下
2. 炉心の著しい損傷に至った場合の放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）の原子炉容器内閉じ込め
 - 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. 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（即発臨界超過によるエネルギー放出）
 - 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。
4. 「炉心の著しい損傷に至った場合の損傷炉心物質の原子炉容器内閉じ込め」が達成出来ない場合の損傷炉心物質等の安全容器内閉じ込め
 - 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. 主中間熱交換器や補助中間熱交換器の過温・過圧破損の防止
 - 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. 炉心が熔融する過程で、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
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響等に対して、格納容器の健全性が維持できること。

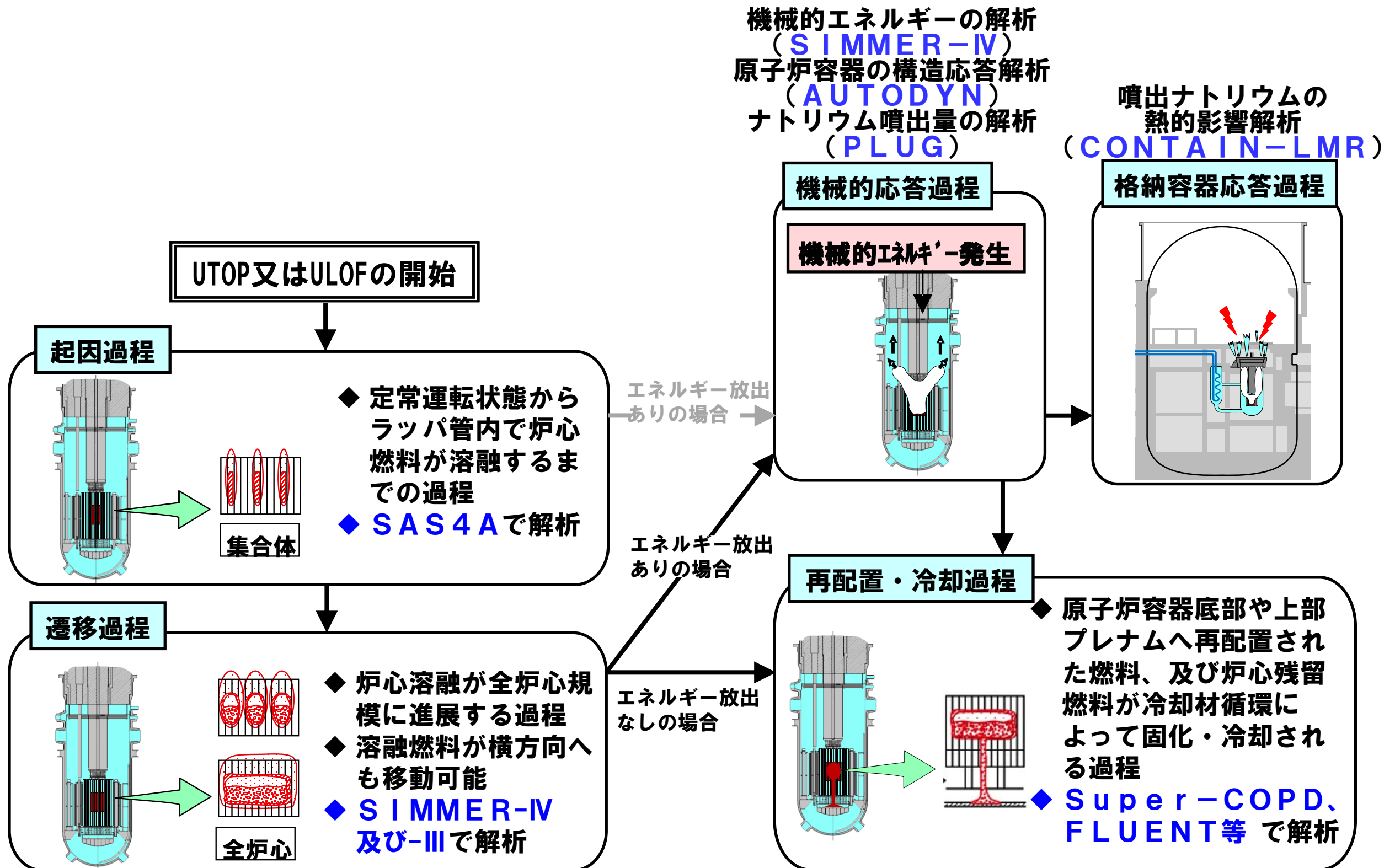
■ 炉心損傷防止措置の有効性評価における解析評価

- LFを除く事象グループにおける炉心損傷防止措置の有効性評価：Super-COPDで解析
- LFにおける炉心損傷防止措置の有効性評価：ASFREで解析

■ UTOP及びULOFにおける格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価

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)



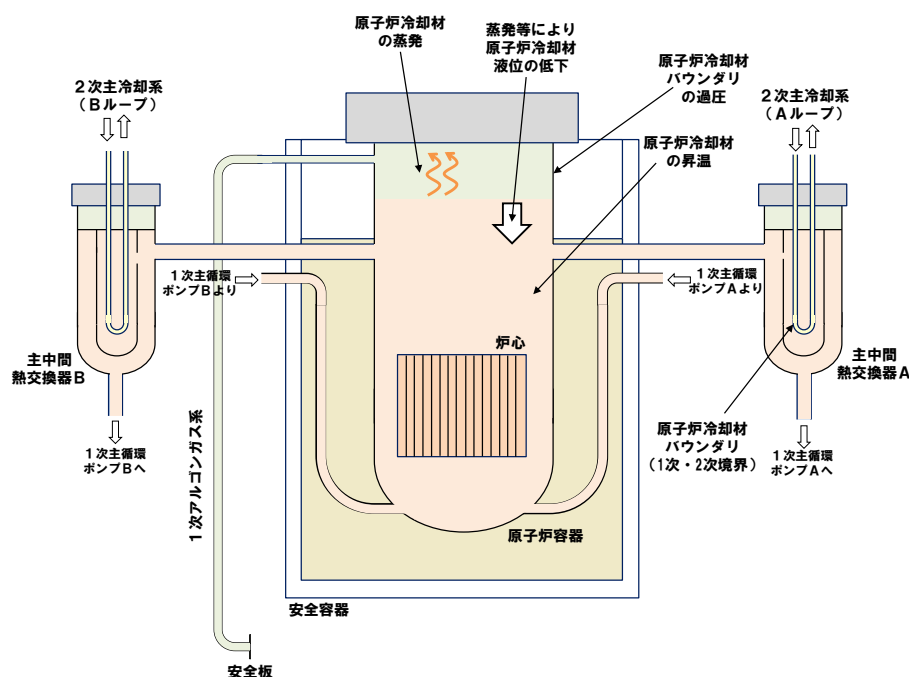
■ ULOHSの格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価

- Super-COPDで解析

■ LORL及びPLOHSにおける格納容器破損防止措置の有効性評価における解析評価

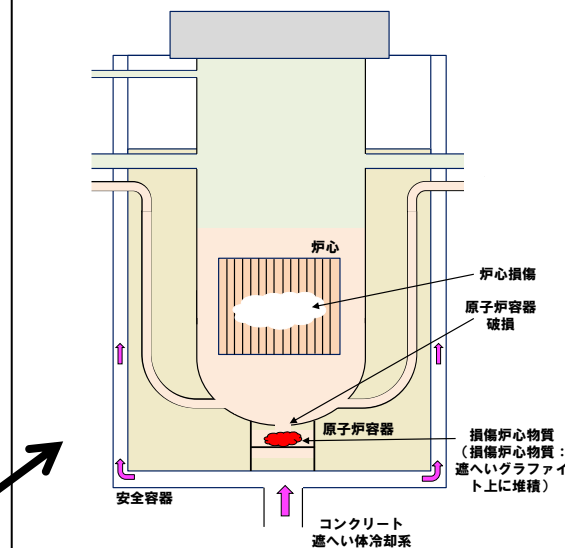
炉内事象過程

- 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



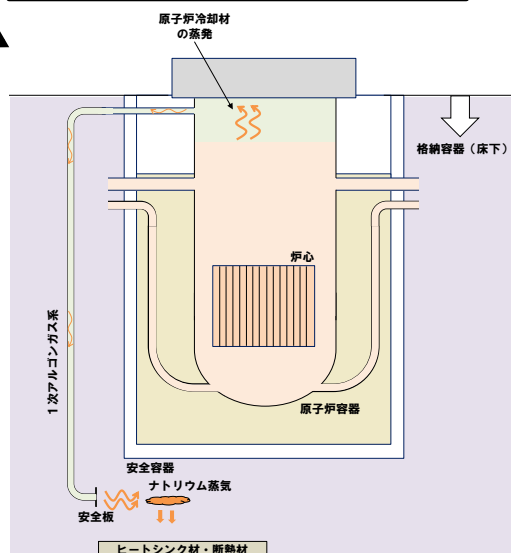
- ◆ 原子炉停止後の崩壊熱により、原子炉冷却材バウンダリ等の昇温・昇圧、原子炉冷却材の蒸発等により原子炉冷却材の液位が低下
- ◆ 原子炉容器破損までの原子炉冷却材の温度や液位を計算するとともに、構造力学に基づき中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性を評価

炉外事象過程



- 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
- ◆ 原子炉冷却材の昇温・液位の低下が継続し、炉心が損傷、さらに、原子炉容器が破損して安全容器内に冷却材や損傷炉心物質が流出
- ◆ 安全容器内での冷却材や損傷炉心物質の熱流動挙動をFLUENTで評価

格納容器応答過程



- 安全板等から原子炉冷却材バウンダリ外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程
- ◆ 原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材が安全板等を介して格納容器（床下）へ流出
- ◆ 格納容器（床下）に流出したナトリウムによる熱的影響をCONTAIN-LMRで評価

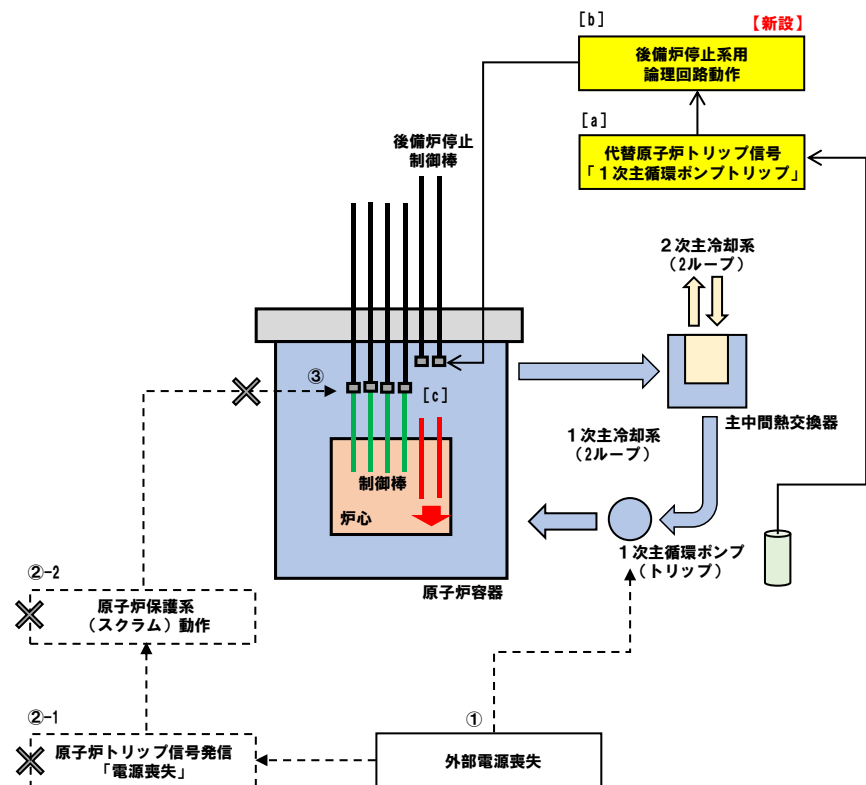
4. 2. 4. 3 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）における 主な有効性評価の結果

【評価事故シーケンス】

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 (ULOF (i))

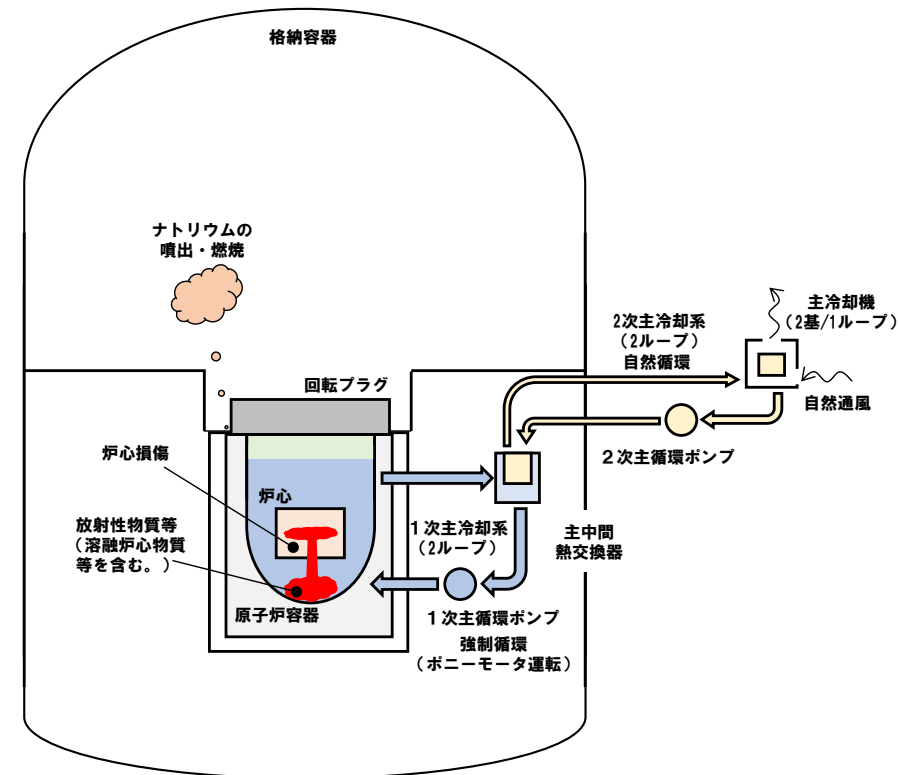
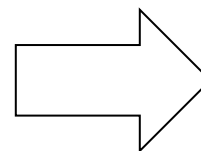
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故 (ULOF (ii))

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 (ULOF (iii))



ULOF (i) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



ULOF (i) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に外部電源喪失(①)により原子炉の流量が減少(除熱不足)し、原子炉トリップ信号の発信に失敗(②-1)(原子炉保護系の動作に失敗(②-2)した場合も同様)することにより制御棒の急速挿入に失敗(③)する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

代替原子炉トリップ信号([a])により後備炉停止系用論理回路が動作([b])し、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入([c])することにより炉心の著しい損傷を防止。

【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

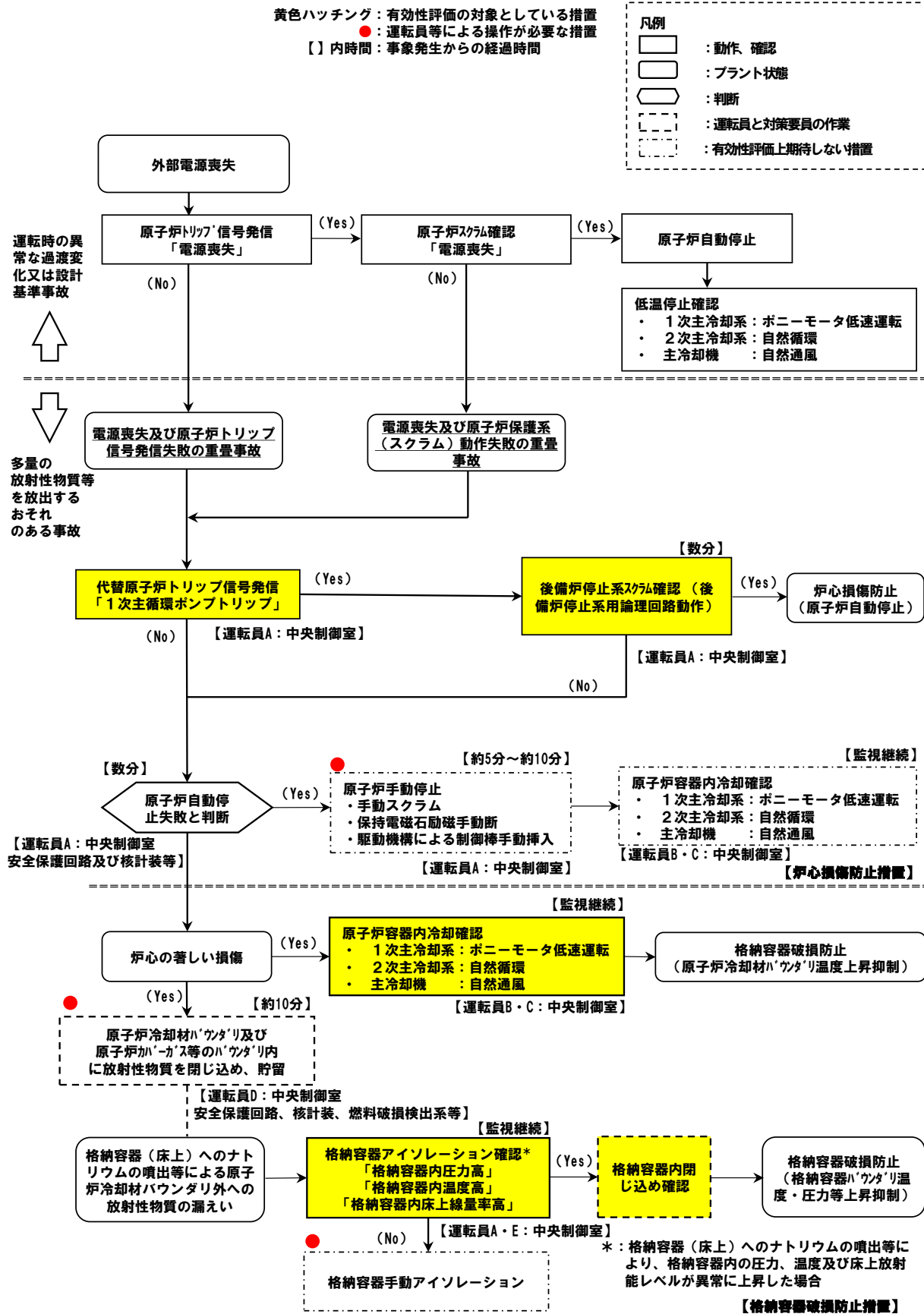
- 非常用冷却設備による放射性物質等(溶融炉心物質等を含む。)の原子炉容器内保持・冷却
 - 1次主冷却系：強制循環冷却
 - 2次主冷却系：自然循環冷却
- 回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制
- 原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和(閉じ込め機能維持)

ULOFの事象進展及び措置の概要

対象事象

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 (ULOF (i))

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 (ULOF (ii))



□ 主な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 代替原子炉トリップ信号【非常用電源系】
- 後備炉停止系用論理回路 (トリップ遮断器を含む)【非常用電源系】
- 後備炉停止制御棒

□ 主な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 1次主冷却系 (強制循環)
- 1次主循環ポンプポニーモータ【非常用電源系】
- 2次主冷却系 (自然循環)
- 主冷却機 (自然通風)
- 回転プラグを含む原子炉容器構造
- 格納容器構造 (隔離弁【非常用電源系】)

ULOFの炉心損傷防止措置の有効性評価

1. 対象事象 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号「電源喪失」発信失敗の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

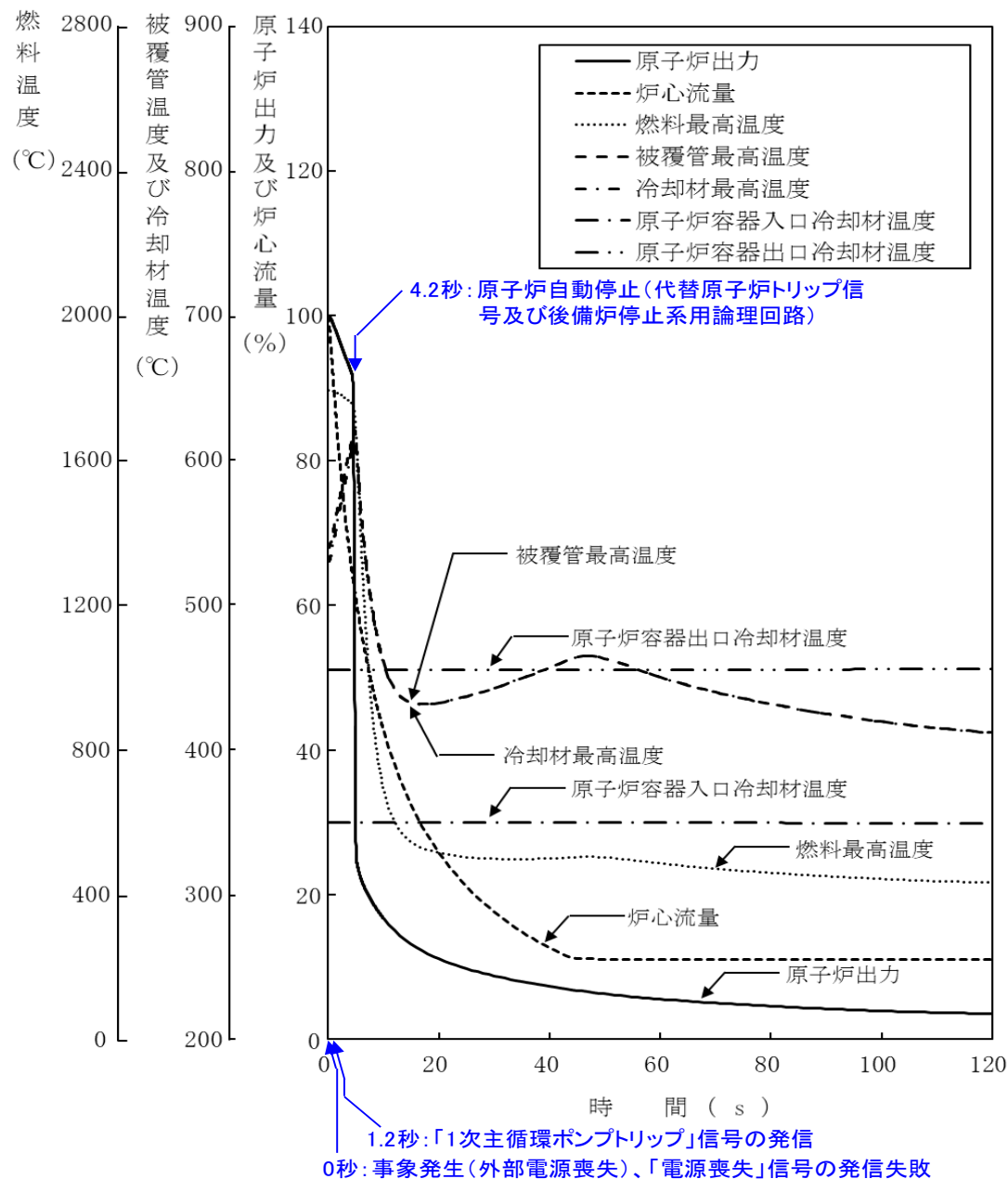
代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系による原子炉自動停止

3. 計算コード Super-COPD

4. 主な解析条件

反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の反応度投入速度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用

5. 主な解析結果

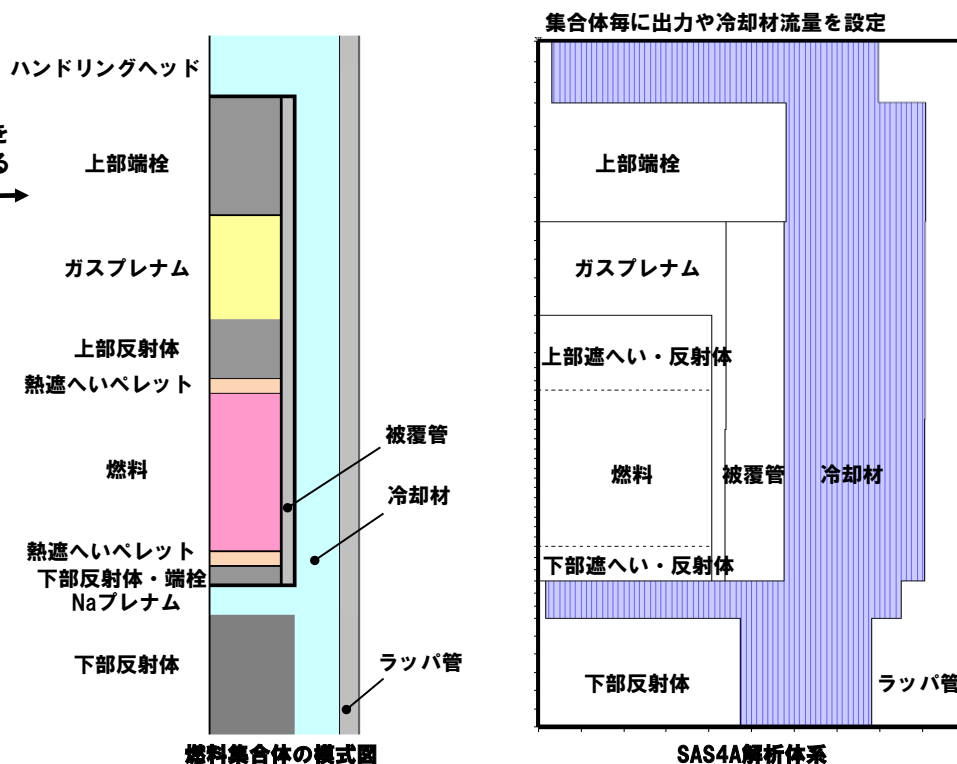
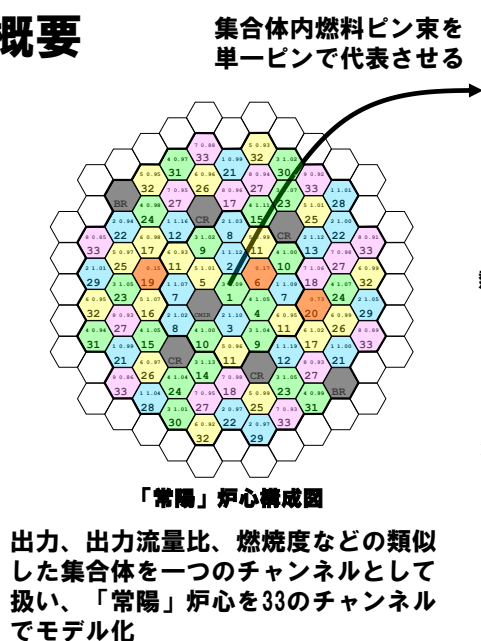


項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約630	840
冷却材最高温度	約530	約620	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

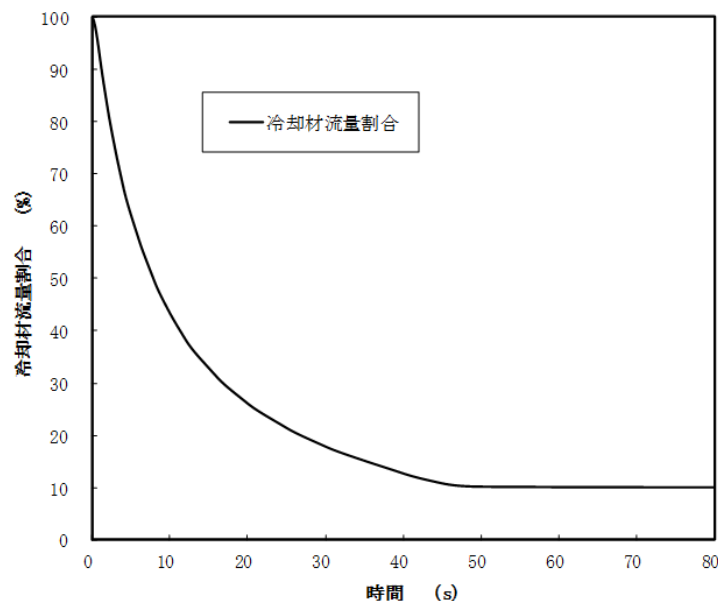
1. 計算コード SAS4A

2. 解析体系の概要



3. 主な解析条件

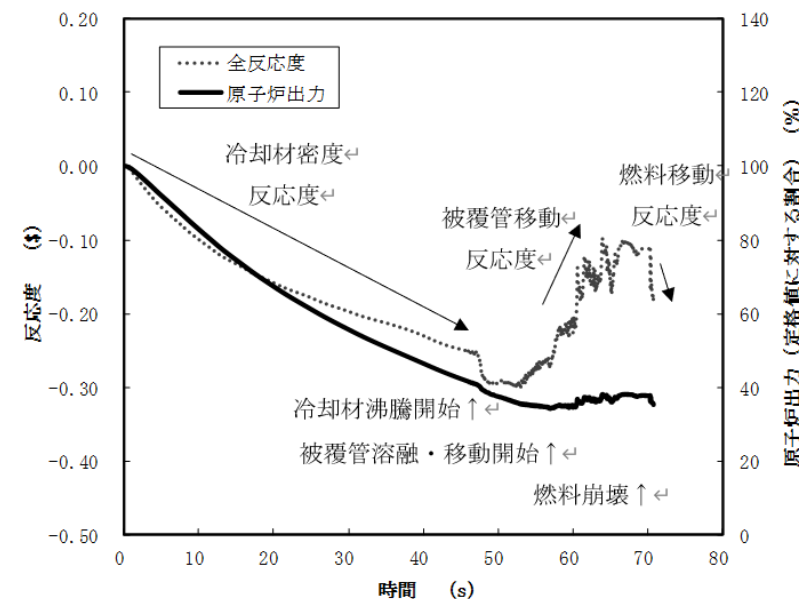
- 外部電源が喪失、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止、ポニーモータによる低速運転に引継ぎ
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラッパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラッパ管の溶融貫通まで



主循環ポンプ停止に伴う冷却材流量減少の推移

4. 主な解析結果

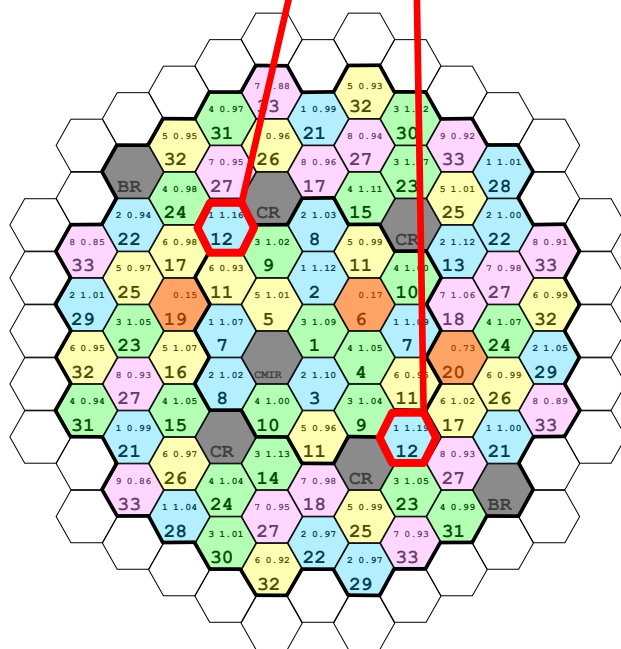
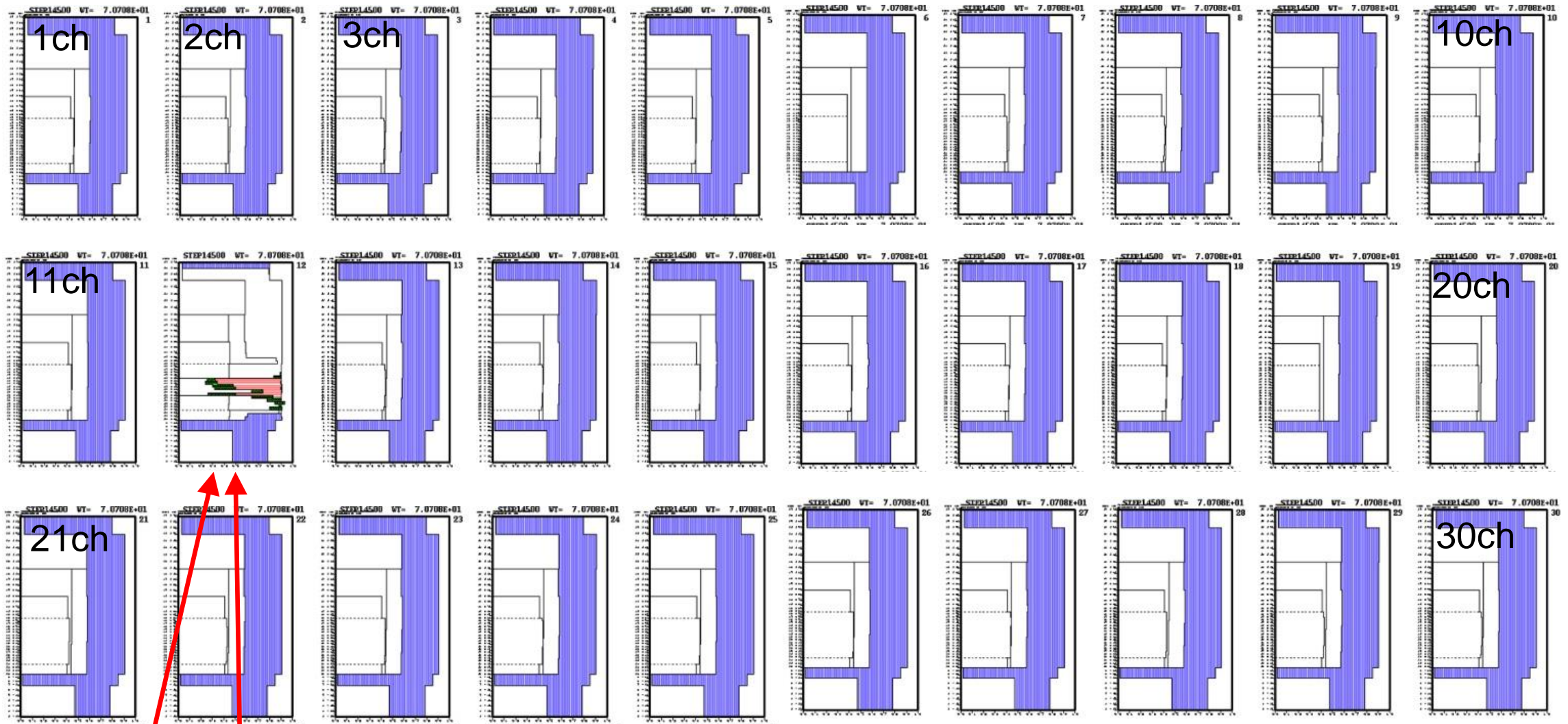
- 冷却材流量が減少し、出力／流量比の最も大きい集合体で冷却材が沸騰、燃料が破損
- 破損集合体の溶融した被覆管は炉心上下端に移動して固化、閉塞を形成（破損燃料は未溶融で固体粒子状態）
- 冷却材温度の上昇、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入され原子炉出力は低下、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、臨界を超えることはない。



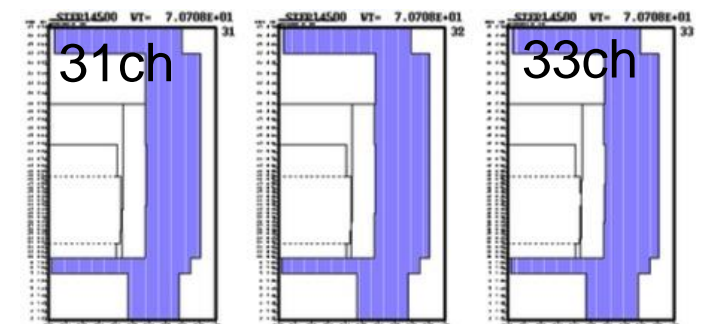
出力及び反応度の推移

ULOF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-III/IV) 接続時の炉心状態-



「常陽」炉心構成図



- 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71sで接続。
- 冷却材の沸騰と燃料破損が発生するのは最も出力流量比の大きな12ch（燃料集合体：2体新燃料、外側炉心）のみで、その他の集合体は未沸騰。

1. 計算コード
SIMMER-IV

2. 基本ケース解析体系の概要

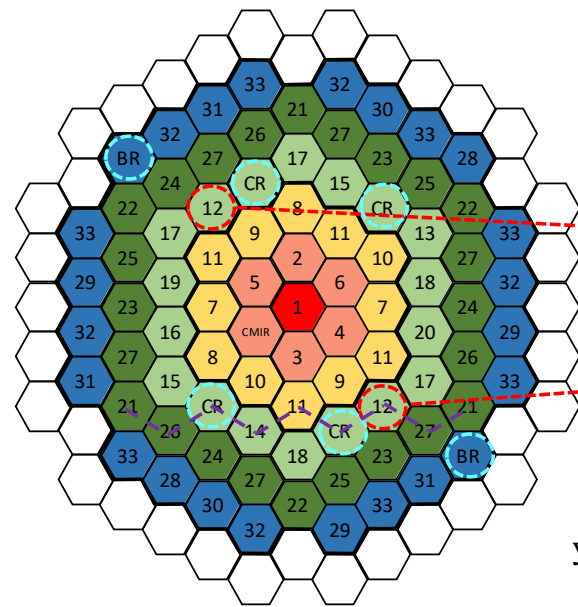
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

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。

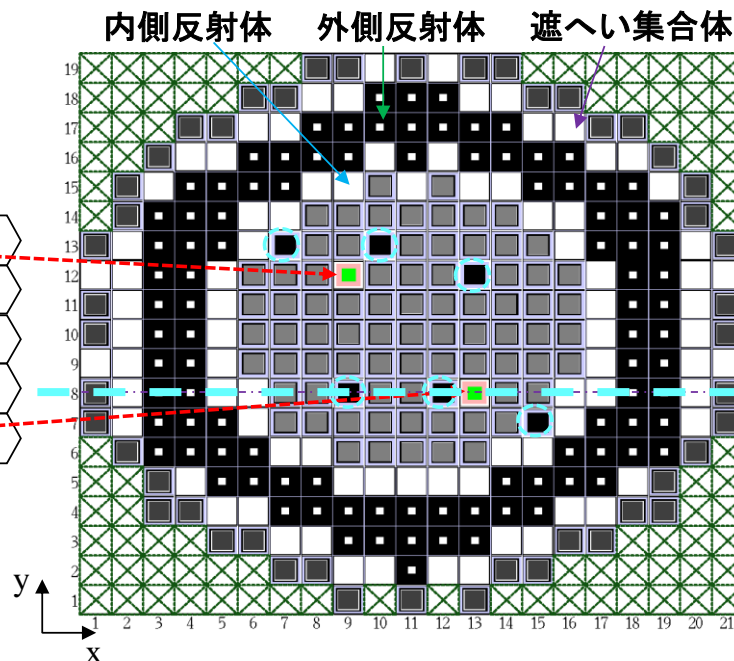
j																						i
66, 67	カバーガス					[黒色領域]										カバーガス						
54, 55						ハンドリングヘッド																
39~53	遮へい集合体		外側反射体		内側反射体	ガスプレナム			ガスプレナム				ガスプレナム			内側反射体	外側反射体		遮へい集合体			
23~38						外側炉心			内側炉心				外側炉心									
14~22	下部反射体																					
4~13	高圧プレナム																					
1~3	低圧プレナム																					
	1	2	3	4	5,6	7~15										16,17	18	19	20	21	i	

○: 制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管

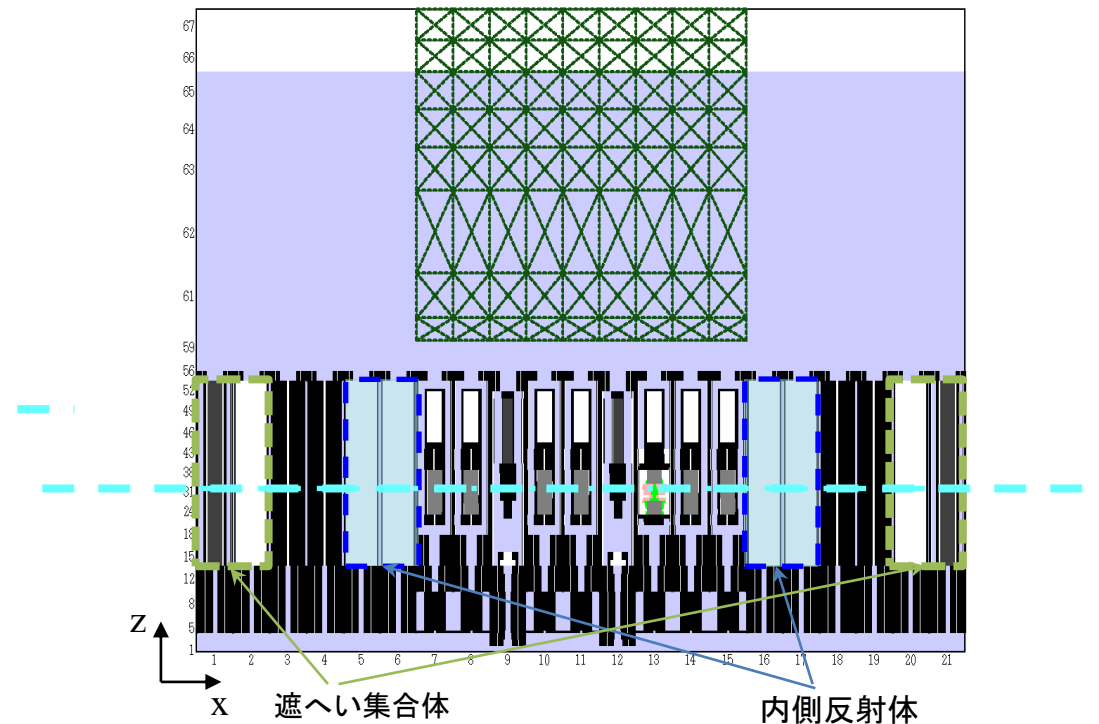
⊗: 計算除外セル



「常陽」炉心構成



SIMMER-IV計算体系：炉心水平断面図



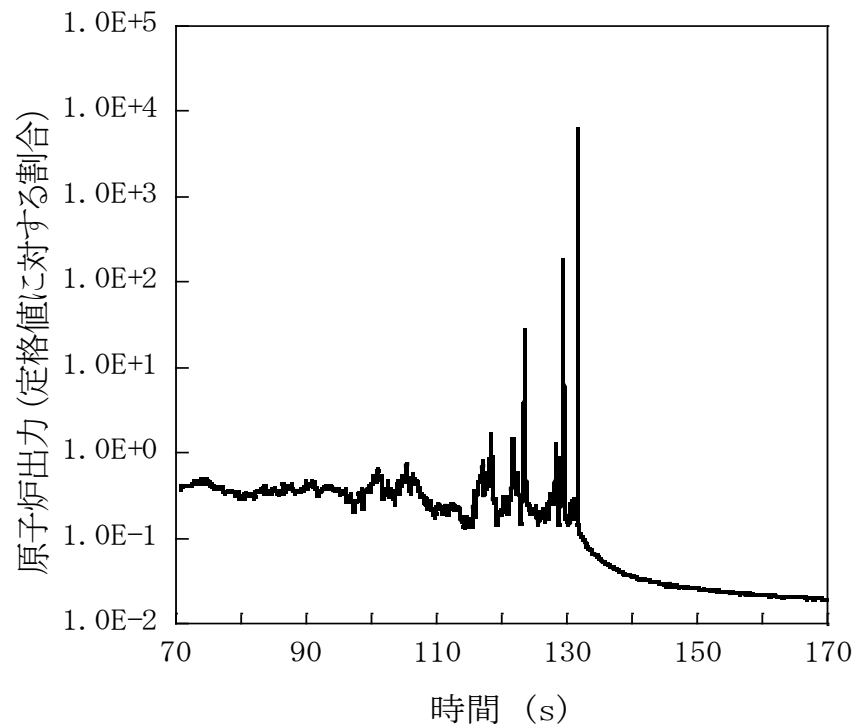
SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

3. 主な解析条件

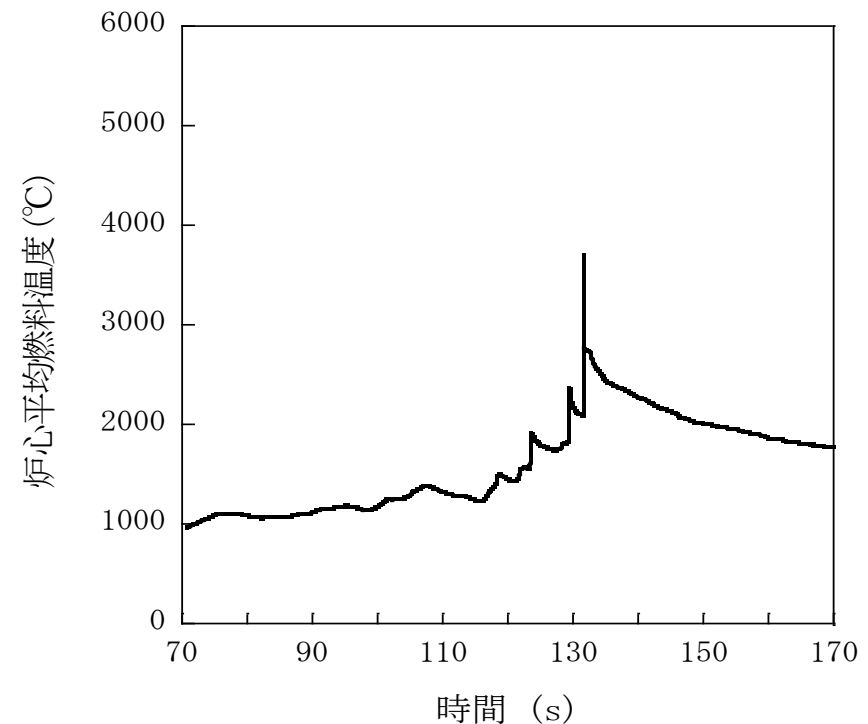
- B型及びC型照射燃料集合体は同一リングに装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットがsolidus温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 損傷燃料のスエリングは考慮せず100%密度で沈降するものとする。
- これらの条件は燃料インベントリを増加し、燃料凝集を促進する保守的な想定である。

4. 基本ケースの主な解析結果

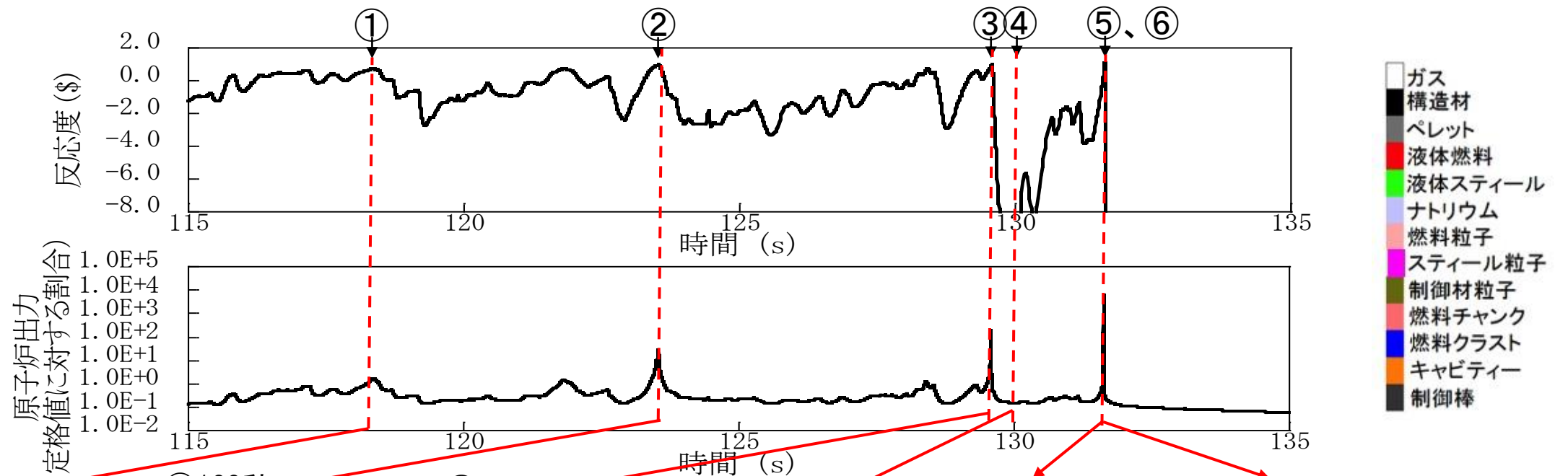
- 冷却材の沸騰と被覆管溶融によって損傷した燃料が沈降すると正の反応度投入が生じ、時刻100秒前後に反応度と出力の上昇が見られる。損傷領域が拡大するとともに反応度変化も徐々に大きくなる。
- 時刻115秒から反応度と出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。
- 損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻129秒に初めて反応度が即発臨界を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻131秒に即発臨界を超過する。この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約3,700°Cである。
- その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出し、深い未臨界(-200\$以下)となる。その後は再び反応度が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。



原子炉出力の推移

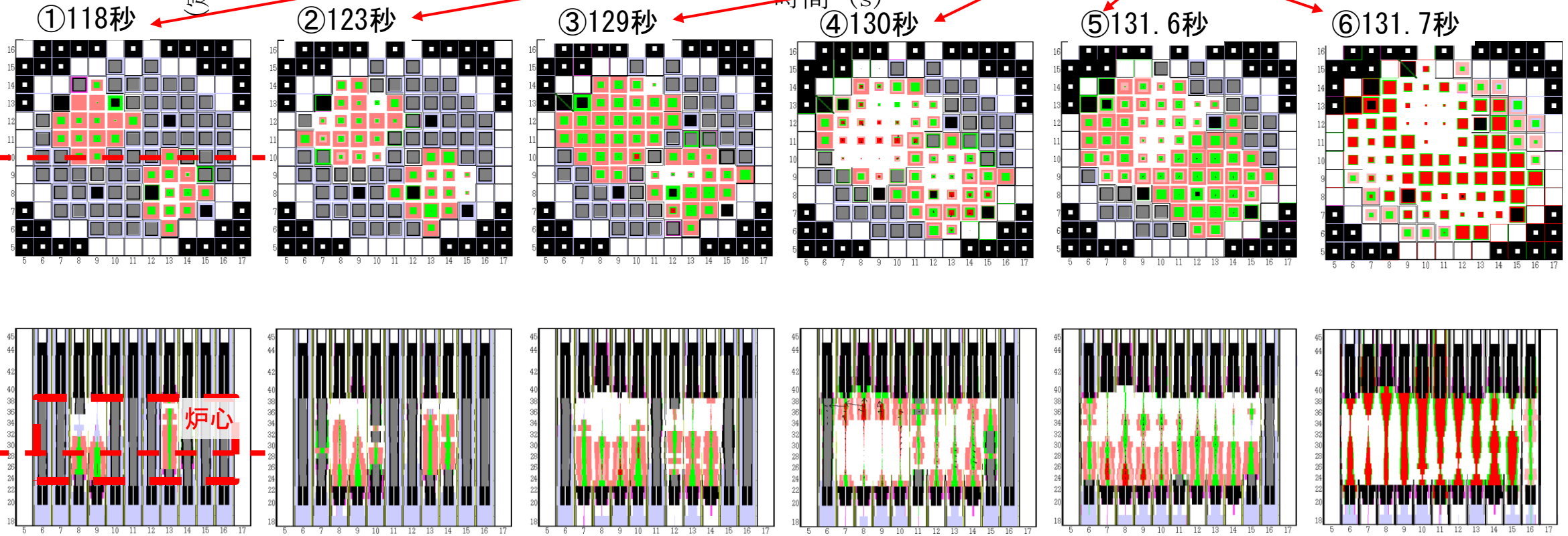


炉心平均燃料温度の推移



水平断面物質分布

縦断面物質分布



① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初の出カピーク。

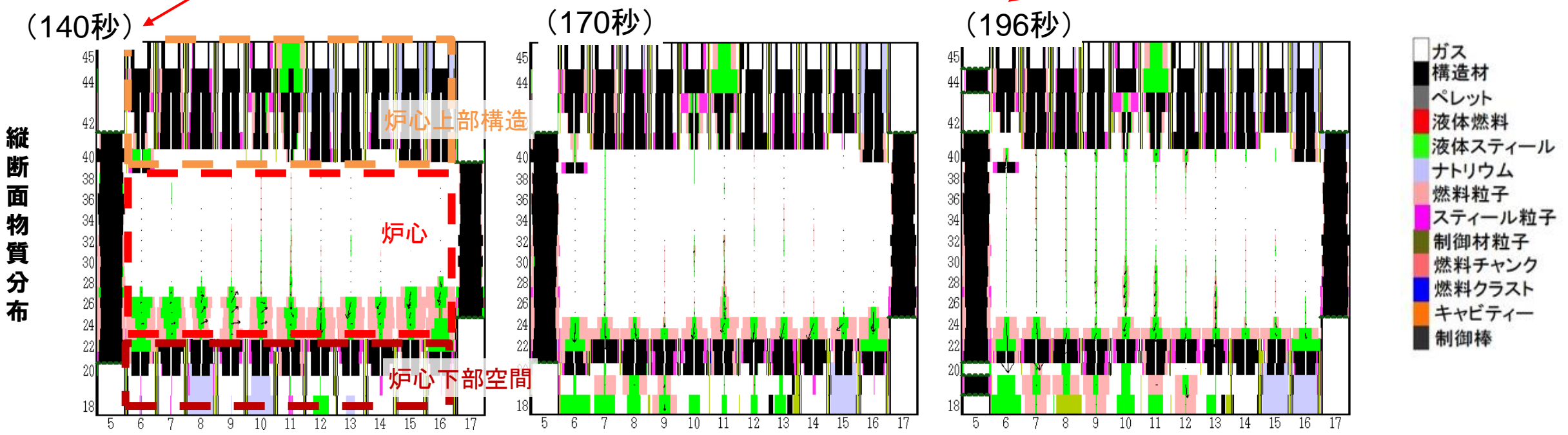
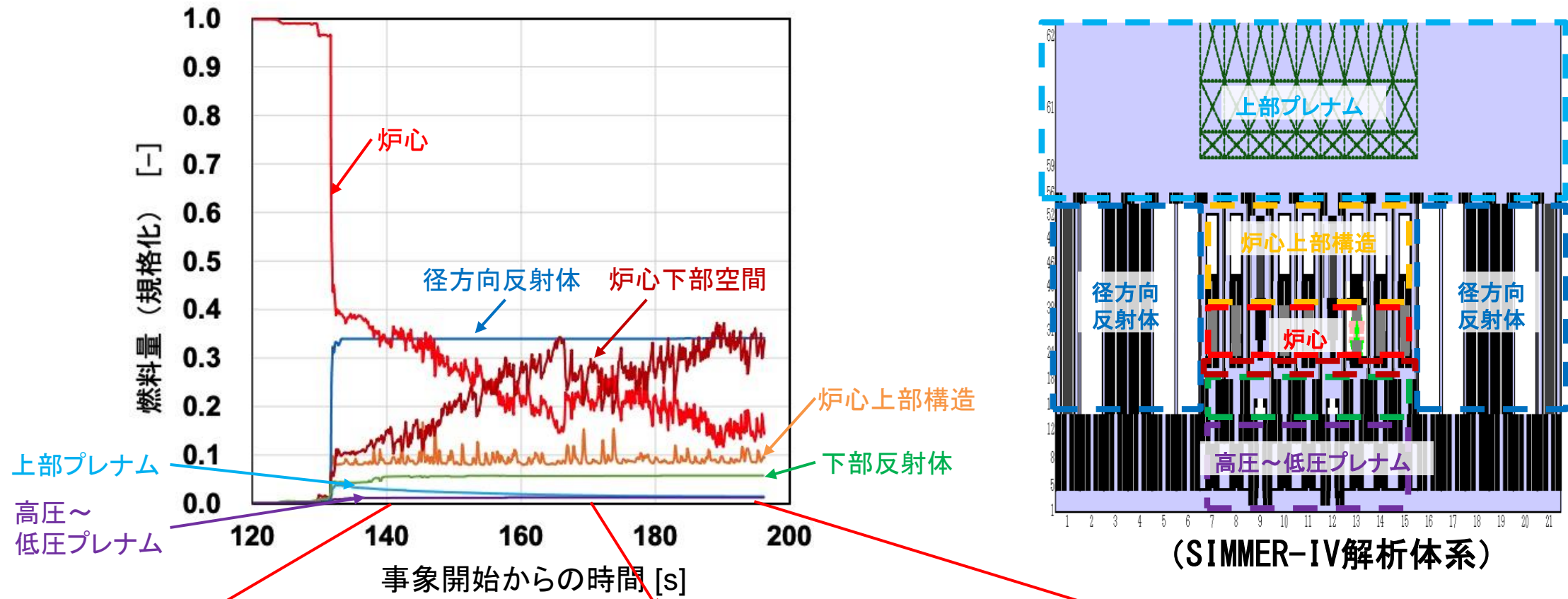
② 炉心の50%が損傷。燃料はすべて未熔融で被覆管による支持を失った固体燃料チャンクの状態。

③ 燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過する。出力ピークは定格出力を越える。

④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下。

⑤ 分散した燃料が炉心下部に再凝集し、揺動する過程で即発臨界を超過。

⑥ エネルギー発生によって燃料が溶融して分散。この後、燃料が炉心外へ流出して事象終息。



- 約132sの即発臨界超過までは炉心下部空間と下部反射体に合わせて約2%流出するのみ。
- 即発臨界超過後、径方向反射体に約34%、炉心上部構造に約9%、炉心下部空間に約10%、流出する。反応度は約134sで約-150\$以下となり、その後約200sにかけて-250\$まで低下する。
- 炉心物質は炉心下部の構造を徐々に溶融浸食し、炉心下部空間に移行する。

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

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凝集である。このような大規模な燃料凝集が起きるのは炉心の損傷が広範囲に進展した状態であることから、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。

具体的には、仮想的な保守的解析条件を含む以下の2つの包絡的なケースを用いて感度解析を行った。

- ①炉心中心への溶融燃料の凝集移動を発生させるケース
- ②制御棒下部案内管の溶融貫通時のFCIの発生を仮定して大規模燃料移動を駆動するケース

以下に、より影響が大きいと評価された①について報告する。

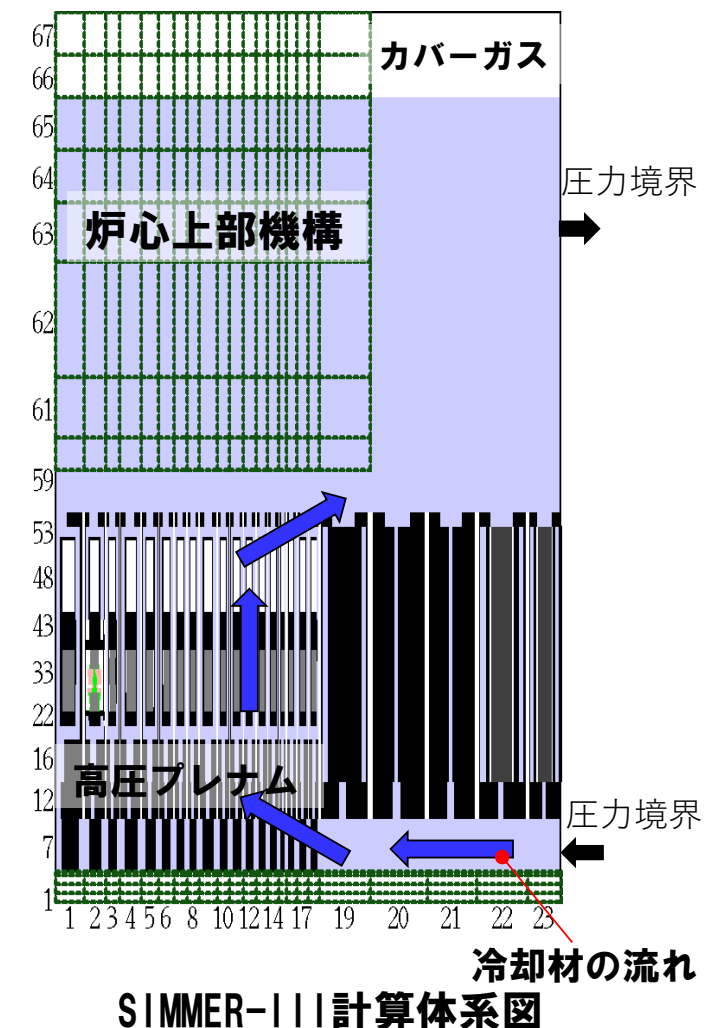
6. 計算コード

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絡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許容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。



-遷移過程の不確かさ影響評価の解析条件及び解析結果-

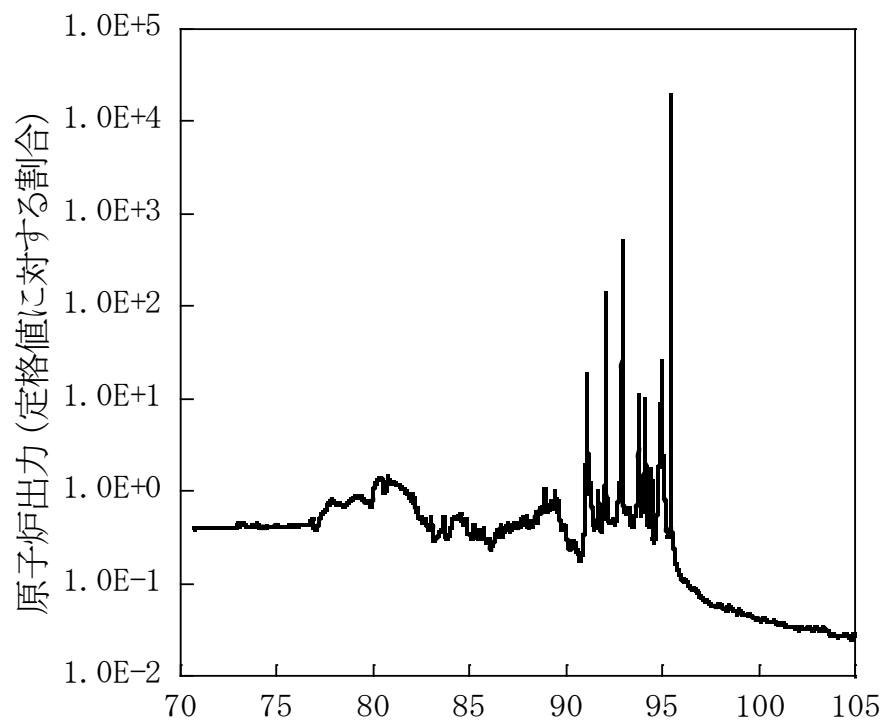
8. 主な解析条件

基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するため、以下の解析条件を適用する。

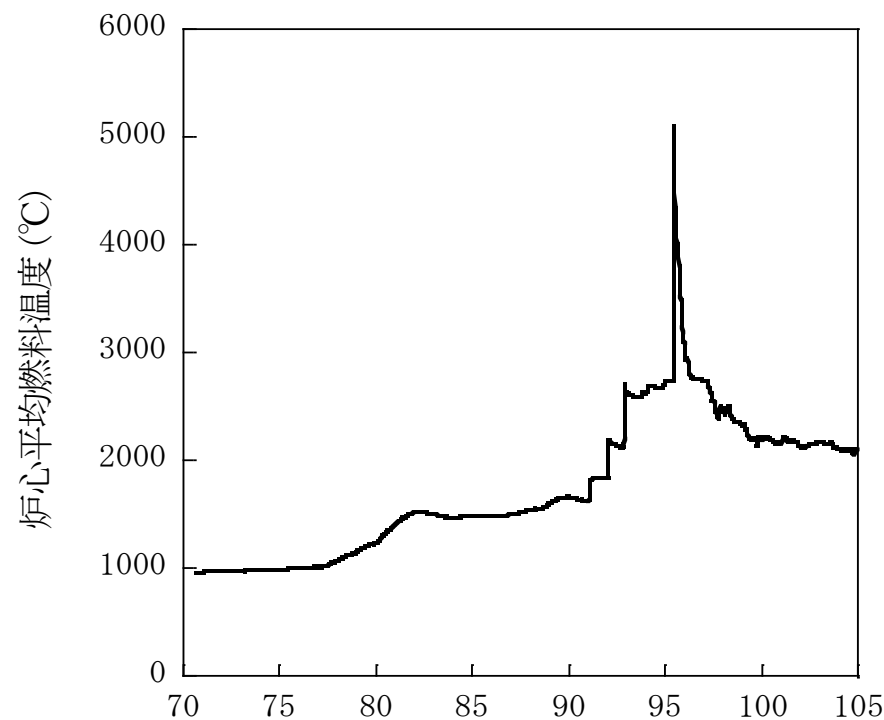
- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- B型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。

9. 主な解析結果

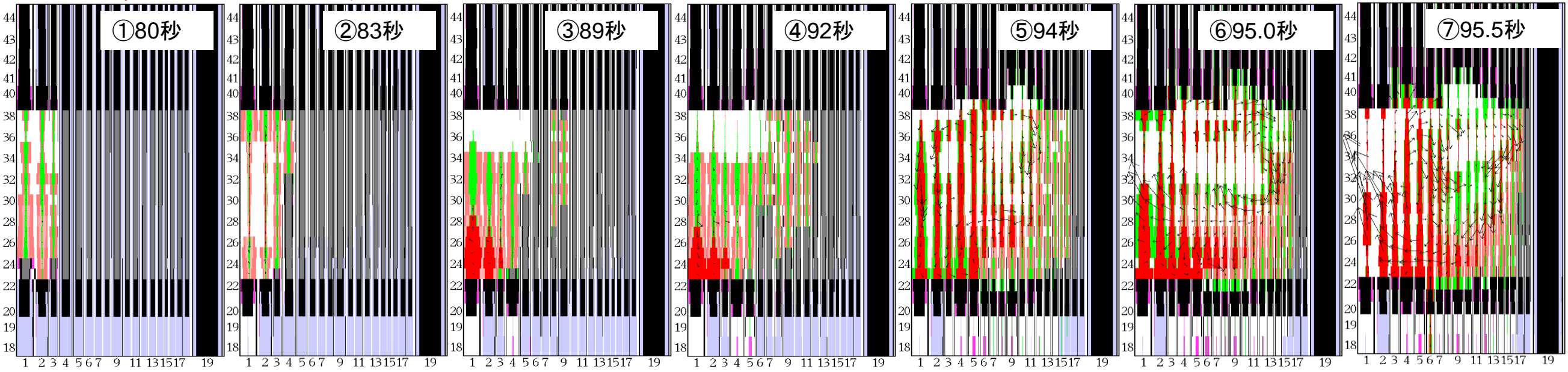
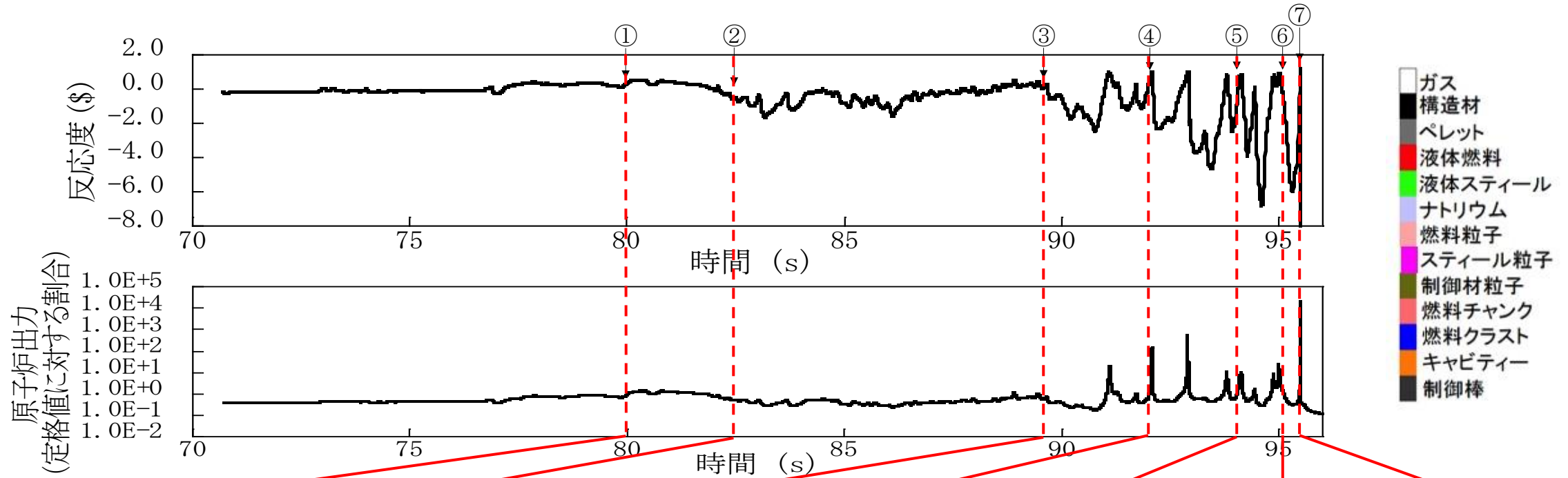
- 事象開始から約90sまでに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。
- 反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$を超過し出力逸走が発生する。炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cである。
- 出力逸走後は溶融燃料が炉心上下に分散し、反応度及び出力が急速に低下し、深い未臨界状態となる。



時間 (s)
原子炉出力の推移



時間 (s)
炉心平均燃料温度の推移



① 破損伝播と伝播先の集合体における燃料沈降により反応度上昇。

② 燃料分散と外側燃料集合体での沸騰により反応度低下。

③ 沸騰した集合体で燃料破損が進行。スチールとナトリウム蒸気圧による燃料分散により反応度低下。

④ 外側炉心まで燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。

⑤ スチール蒸気と燃料熔融時に放出されるFPガスによりスロッシング（炉心物質の径方向揺動）が発生。

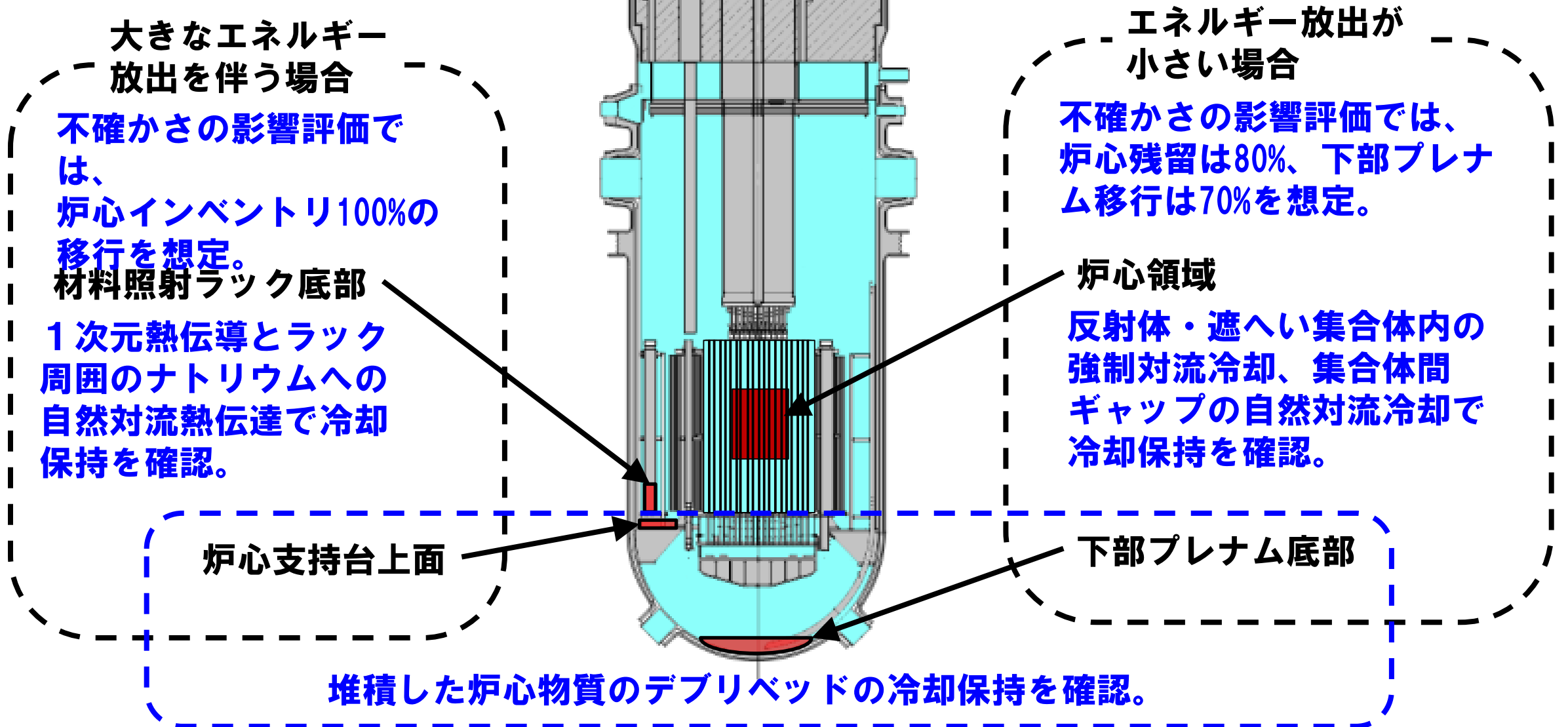
⑥ ほぼ全ての燃料が熔融し、内側炉心から外側炉心に至るスロッシングが発生。

⑦ ⑥で駆動された炉心中心軸に向かう燃料集中により、厳しい即発臨界と大きなエネルギー発生。

1. 再配置・冷却過程の解析方針

- 数分から数時間にわたる長時間挙動が対象。再配置場所毎に炉心物質の冷却に関わる現象も異なる。
- 評価の対象ごとに多次元熱流動解析コード、専用のデブリ冷却解析コード、簡易解析モデル、評価式等を使い分けて事象推移を解析する。
- 初期条件として遷移過程の基本ケースの結果を踏まえて、事象推移の不確かさを考慮した初期条件を設定する。

2. 炉心物質の再配置場所



3. 遷移過程においてエネルギー放出が小さい場合の再配置量

再配置場所	燃料再配置量（炉心インベントリの割合：%）		
	炉心	下部プレナム	径方向反射体領域の集合体間ギャップ
① 再配置・冷却過程初期条件（冷却性の観点から保守的に設定）	80	0	20
② 基本ケース： 下部プレナムへの燃料流出、及び炉心周囲への熱損失により炉心残留燃料が溶融しなくなる状態	50	30	20
③ 不確かさ影響評価ケース（炉心残留）： 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	14（未溶融） 66（溶融）	0	20
④ 不確かさ影響評価ケース（下部プレナム）： 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却保持の不確かさの影響を包絡する条件	10	70	20

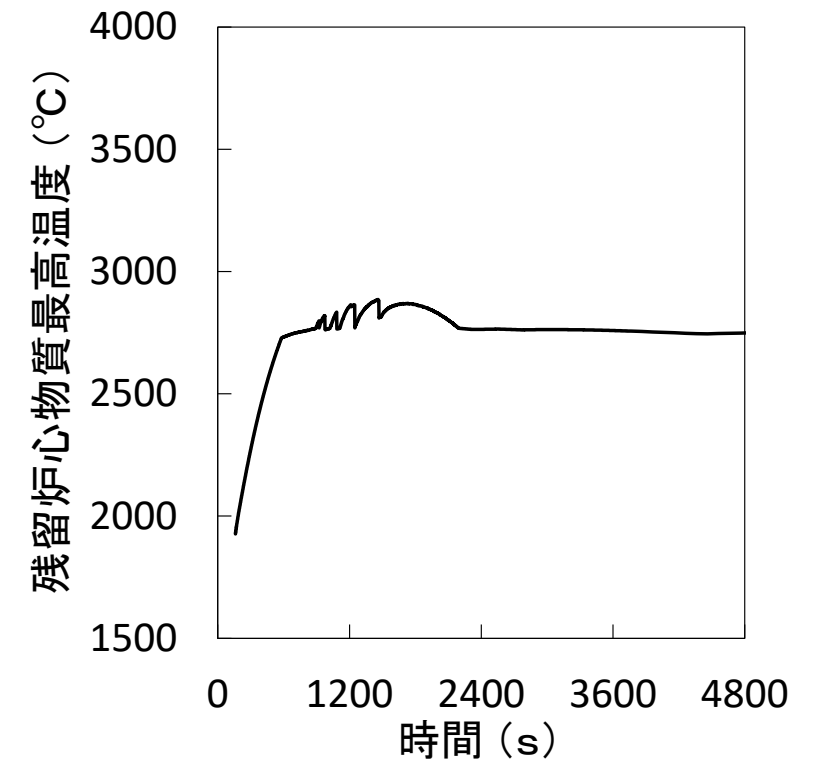
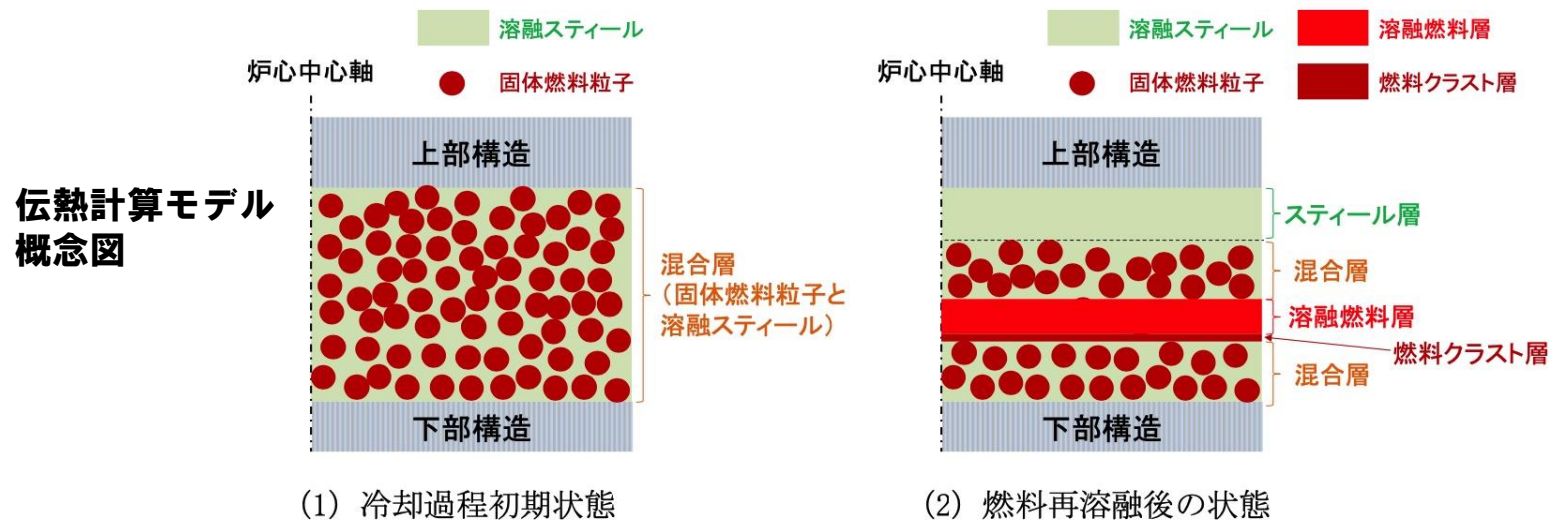
- ① 遷移過程解析結果に基づき、炉心残留物質冷却の観点から保守的な想定として、炉心残留燃料を80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内の燃料を20%として再配置・冷却過程の初期状態とする。
- ② 固化していた炉心残留燃料は崩壊熱によって溶融するとともに、下方向の構造を溶融浸食する。その過程で炉心物質が制御棒下部案内管（LGT）を通じて溶融炉心物質は下部プレナムへ流出する。その結果、炉心残留燃料が減少し、炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスして炉心残留燃料がそれ以上溶融しなくなった状態を基本ケースとする。
- ③ LGTを通した炉心物質流出の不確かさの影響を最大限に評価するため、流出が全く発生しないと想定すると、炉心領域で66%の燃料が溶融して熱バランスが達成される。炉心領域での燃料の冷却保持の観点から最も厳しいこの状態を③不確かさ影響評価ケース（炉心残留燃料冷却性に対する不確かさ影響評価）とする。
- ④ ③の状態ではLGTを通した燃料流出が生じると溶融燃料は一気に下部プレナムへ流出する。この流出量を保守的に70%とした状態を④不確かさ影響評価ケース（下部プレナム冷却性に対する不確かさ影響評価）とする。下部プレナムのデブリベッド冷却の観点から最も厳しいケースである。

4. 炉心残留物質の冷却性評価

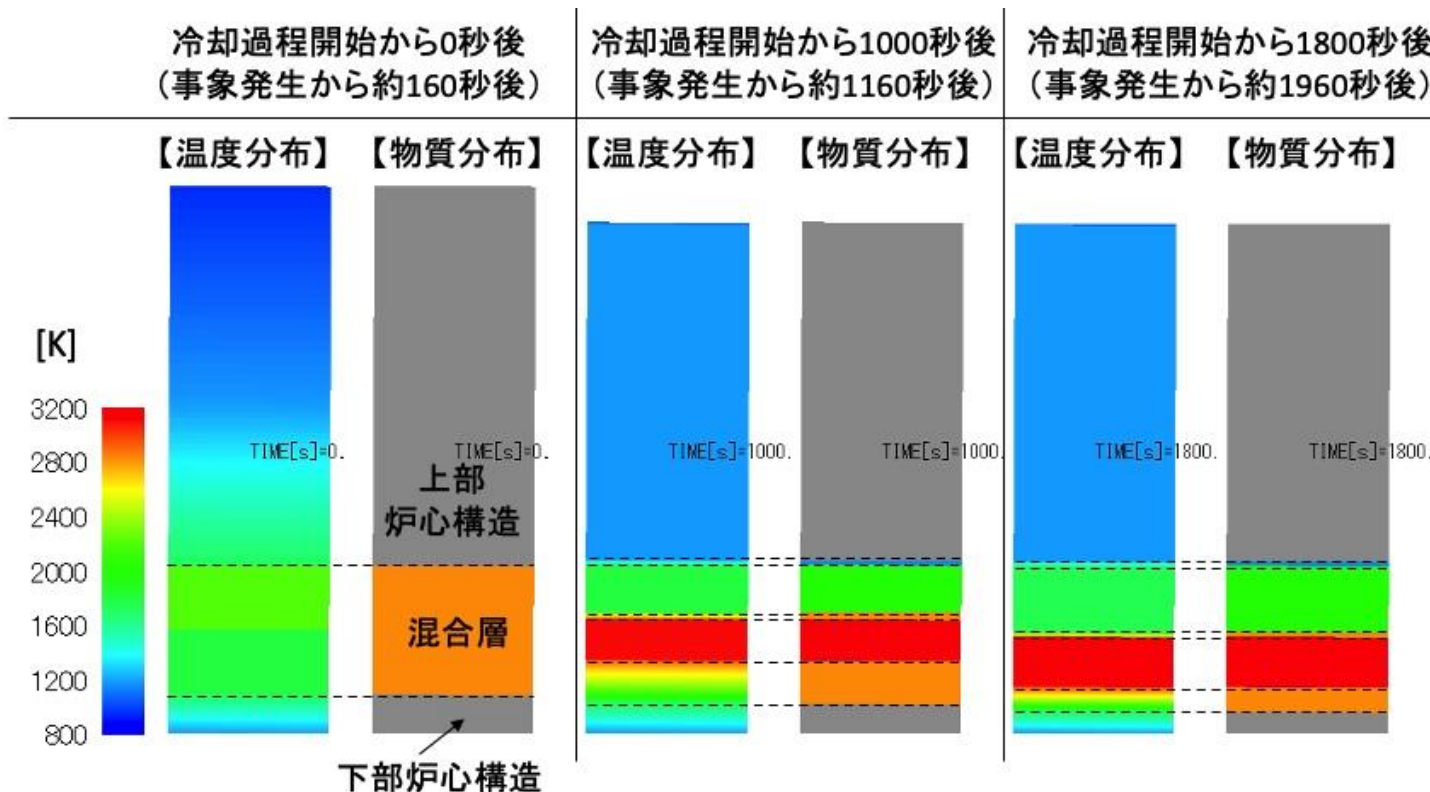
4.1 炉心残留物質の溶融挙動

- 伝熱計算モデルを用いて炉心残留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次元体系で解析するとともに、多次元熱流動解析の境界条件を評価する。

- 固体燃料粒子と溶融スチールからなる混合層と燃料クラスト内は熱伝導、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。

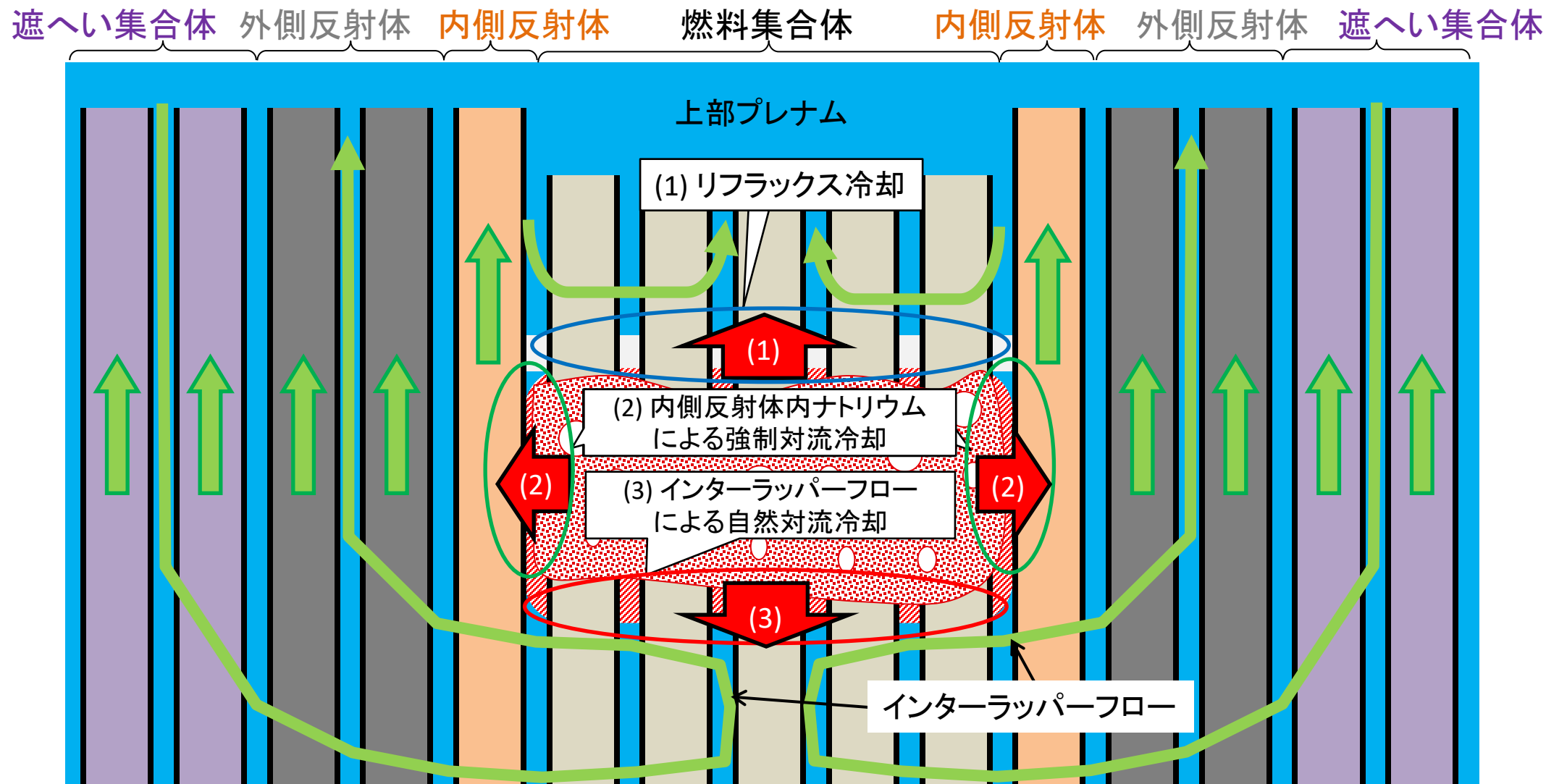


残留炉心物質最高温度の履歴



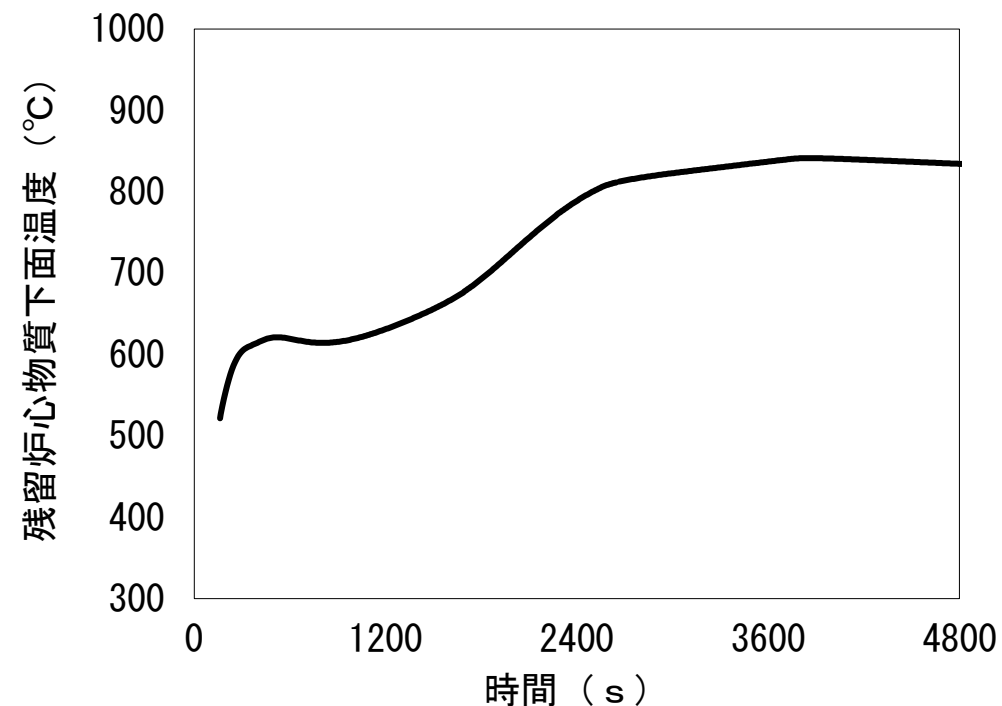
4.2 冷却性評価手法

- (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り評価する（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（インターラッパーフロー）による冷却を多次元熱流動コード（FLUENT）により評価する。
- (3) 下方向への熱移行： インターラッパーフローによる冷却を多次元熱流動コード（FLUENT）により解析する。



4.3 主な解析結果

- (1)～(3)の中で最も厳しい結果を与える、(3)下方向熱移行の冷却について結果を示す。
- F L U E N Tで解析を実施した。炉心残留物質下面の最高温度は、事象発生から約3,900秒後に約850℃となり、最高温度となって以降はなだらかに低下する。
- 集合体ラツパ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する反射体・遮へい集合体内部を流れるナトリウムによってラツパ管を介して冷却され、低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間でギャップ部のナトリウムに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。



残留炉心物質下面の最高温度の履歴

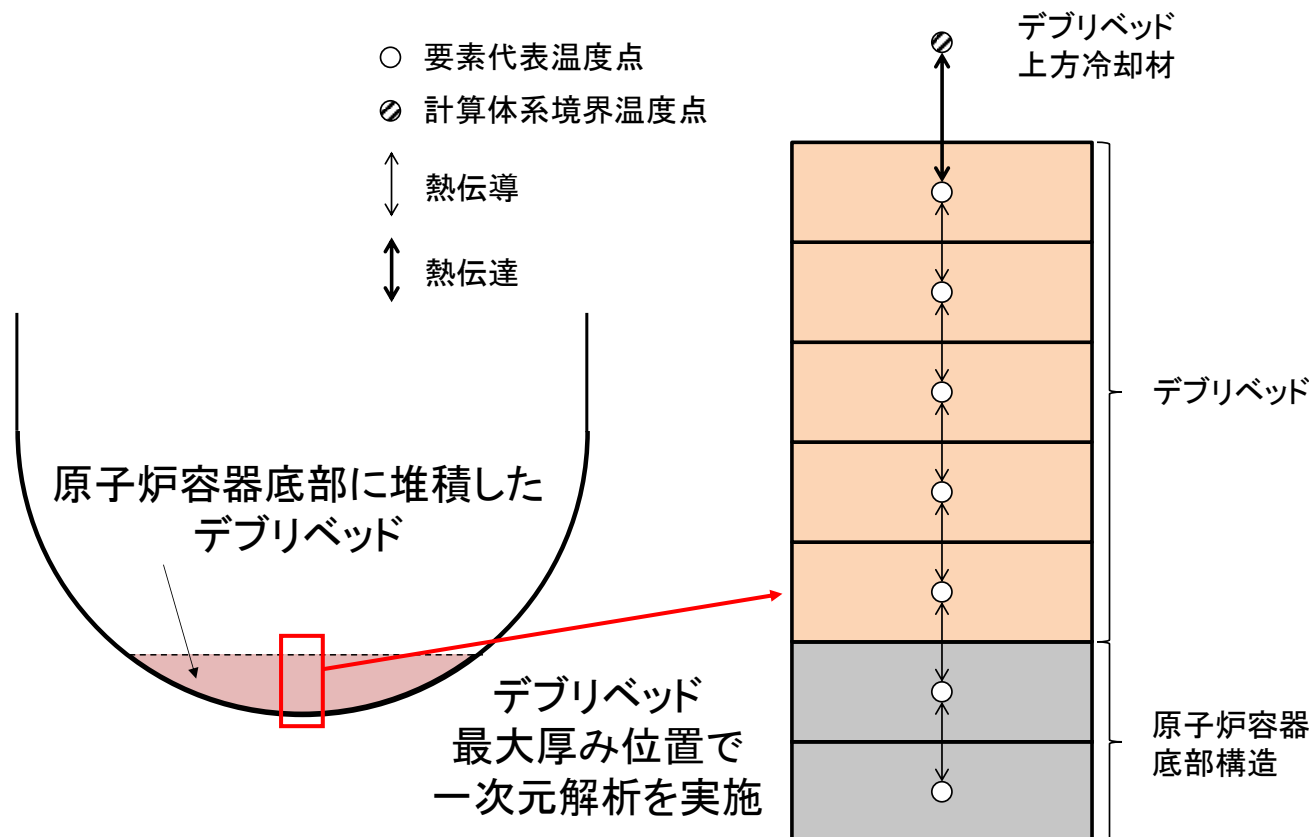
5. 炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価

5.1 計算コード

Super-COPDデブリ熱計算モジュール

(サブクール状態及び沸騰状態に応じたデブリベッドの等価熱伝導率を用いて内部発熱するデブリベッド内の温度分布及び冷却性限界を解析するモジュール)

5.2 解析体系及び解析条件



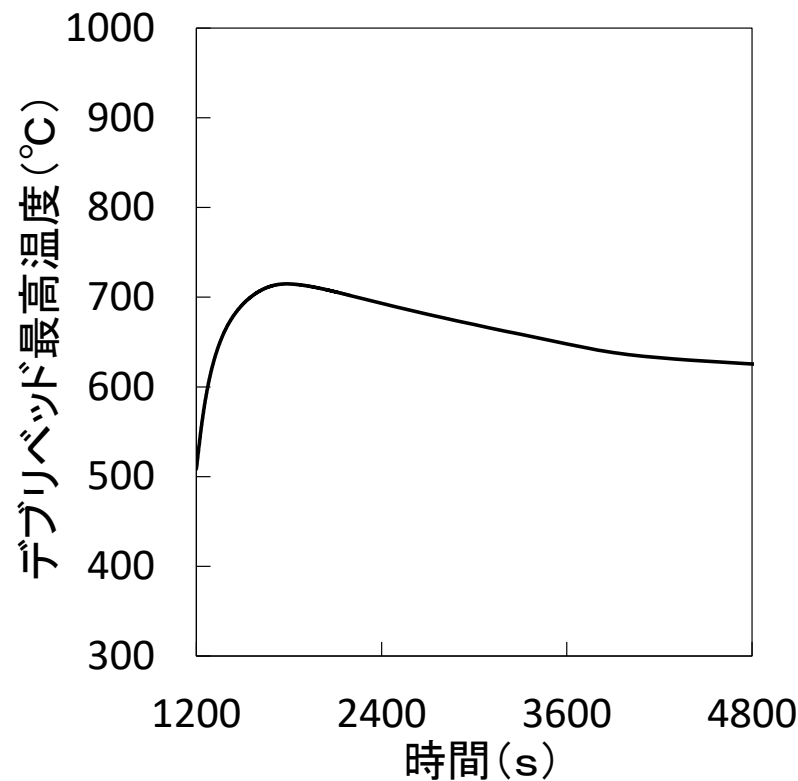
- LGT等を通じて炉心から下部プレナムに移行した炉心物質は、冷却材中で固化・微粒化して原子炉容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。
- デブリベッドの性状について炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 $400\mu\text{m}$ 、空隙率0.6とする。
- 崩壊熱は、遷移過程までの過程において燃料の損傷・溶融と高温状態が継続したことを考慮して希ガス及び揮発性FPからの崩壊熱を除いた値を用いる。

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価

-炉容器底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価解析条件及び結果-

5.3 解析条件

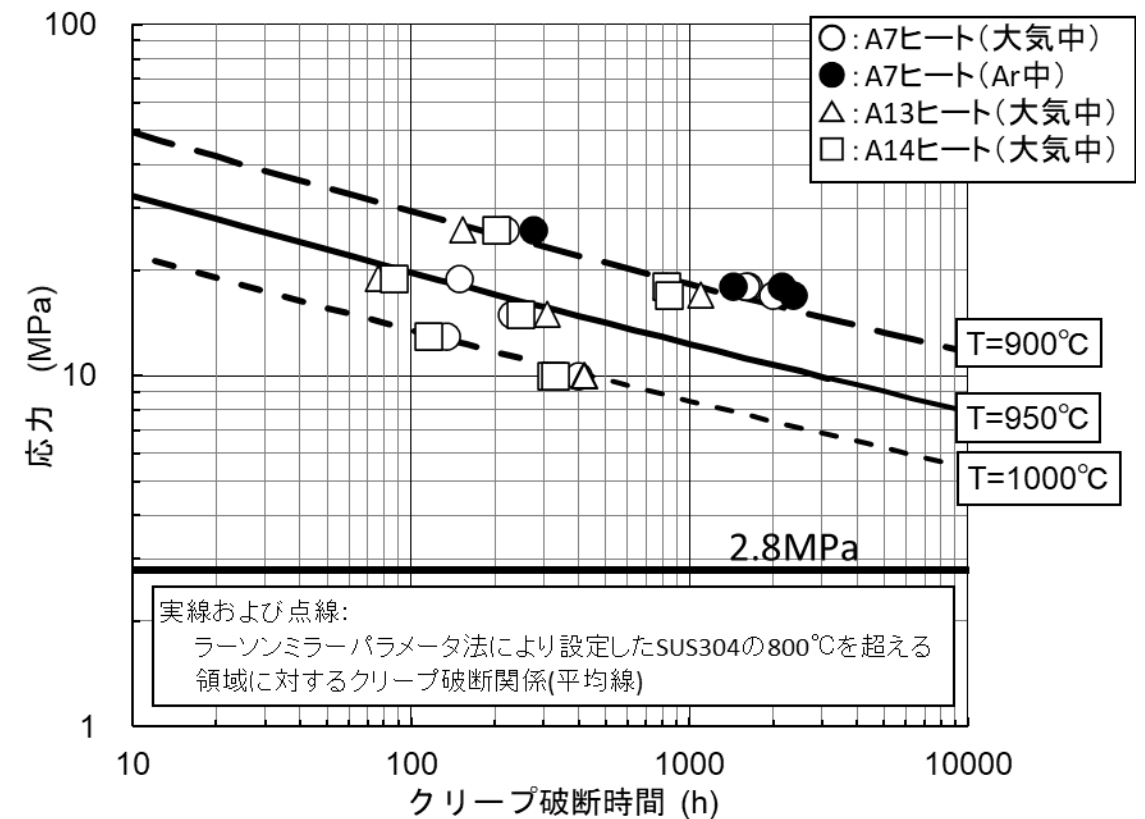
- 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環により冷却パスは確保。
- 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は再配置過程の不確かさを考慮して、炉心インベントリの70%。



デブリベッド最高温度の履歴

5.4 解析結果

- デブリベッド最高温度は約1800秒後に約720°Cまで上昇し、その後は崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 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°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も有意に小さくクリープ破断は発生しない。



SUS304のクリープ破断時間と応力の関係

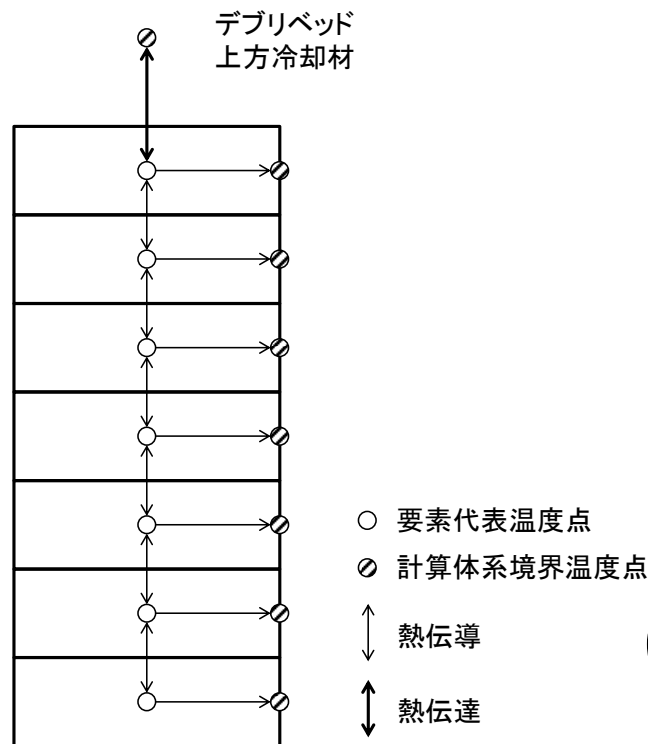
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価-大きなエネルギー放出により上部プレナムに放出された炉心物質の冷却保持解析手法、解析条件及び解析結果-

6. 上部プレナムに放出された炉心物質の冷却保持

6.1 解析手法および解析条件

炉心支持台上面 : Super-COPDデブリ熱計算モジュール

材料照射ラック底部 : 側面からの除熱（垂直円柱の自然対流熱伝達除熱）も重要であるため、側面からの除熱も考慮した伝熱計算モデルを用いて評価した。



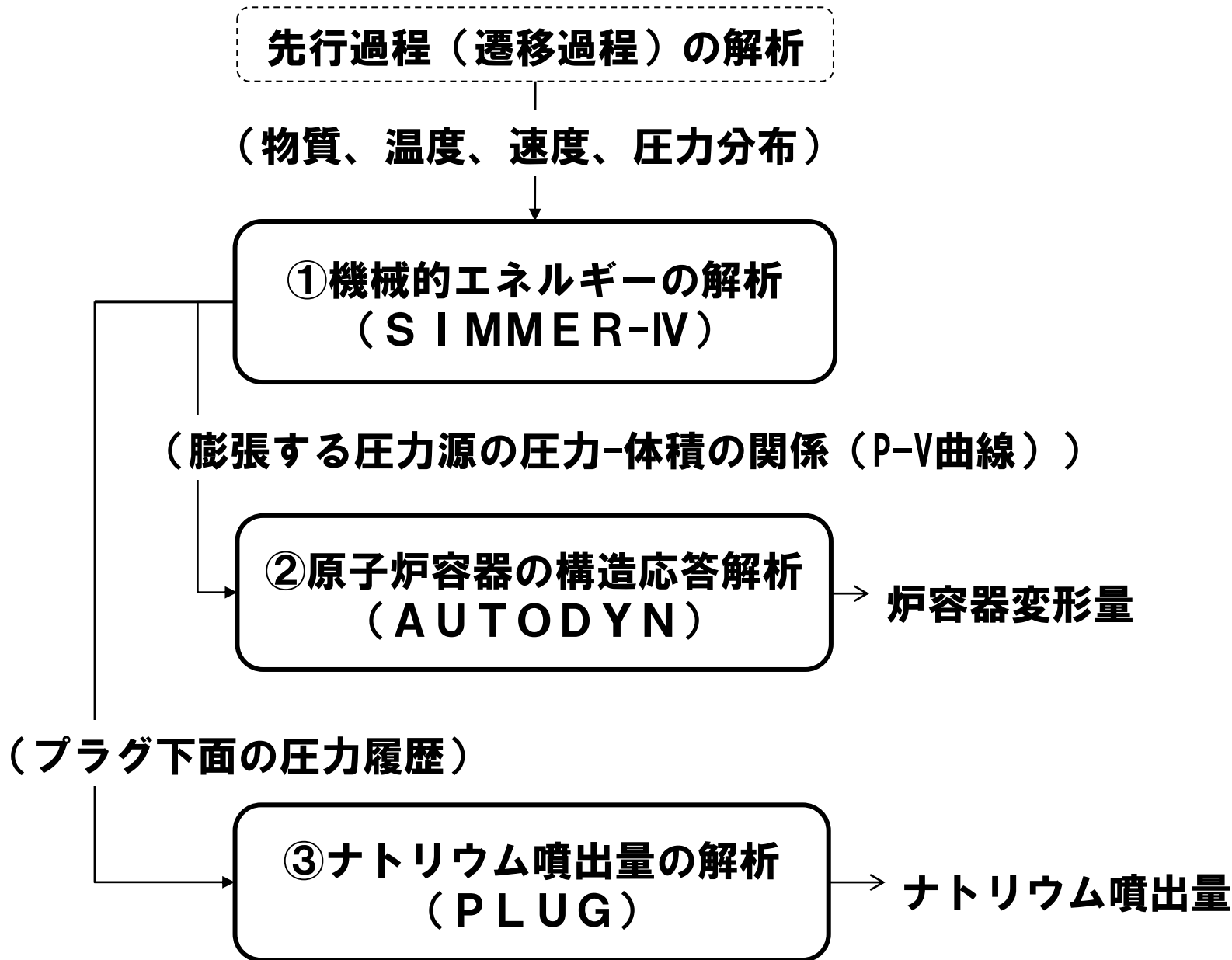
材料照射ラック底部の
デブリベッド解析モデル

- 後述する機械的応答過程解析において、上部プレナムへの燃料放出量は炉心インベントリの約80%であった。ここでは保守側にこれを100%として不確かさを包絡した評価を行う。
- 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ガイドの開口面積の比より、インベントリの約4%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。

6.2 解析結果

- デブリベッド最高温度は、材料照射ラック底部に堆積したデブリベッド及び炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの両者ともにベッドの形成から約130秒後に約760°Cまで上昇し、その後は崩壊熱の減衰によって低下した。
- 冷却材温度も過大となることはなく、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性は不確かさ（移行燃料量）を考慮しても確保される。

機械的応答過程の解析は下図に示す手順で実施した。

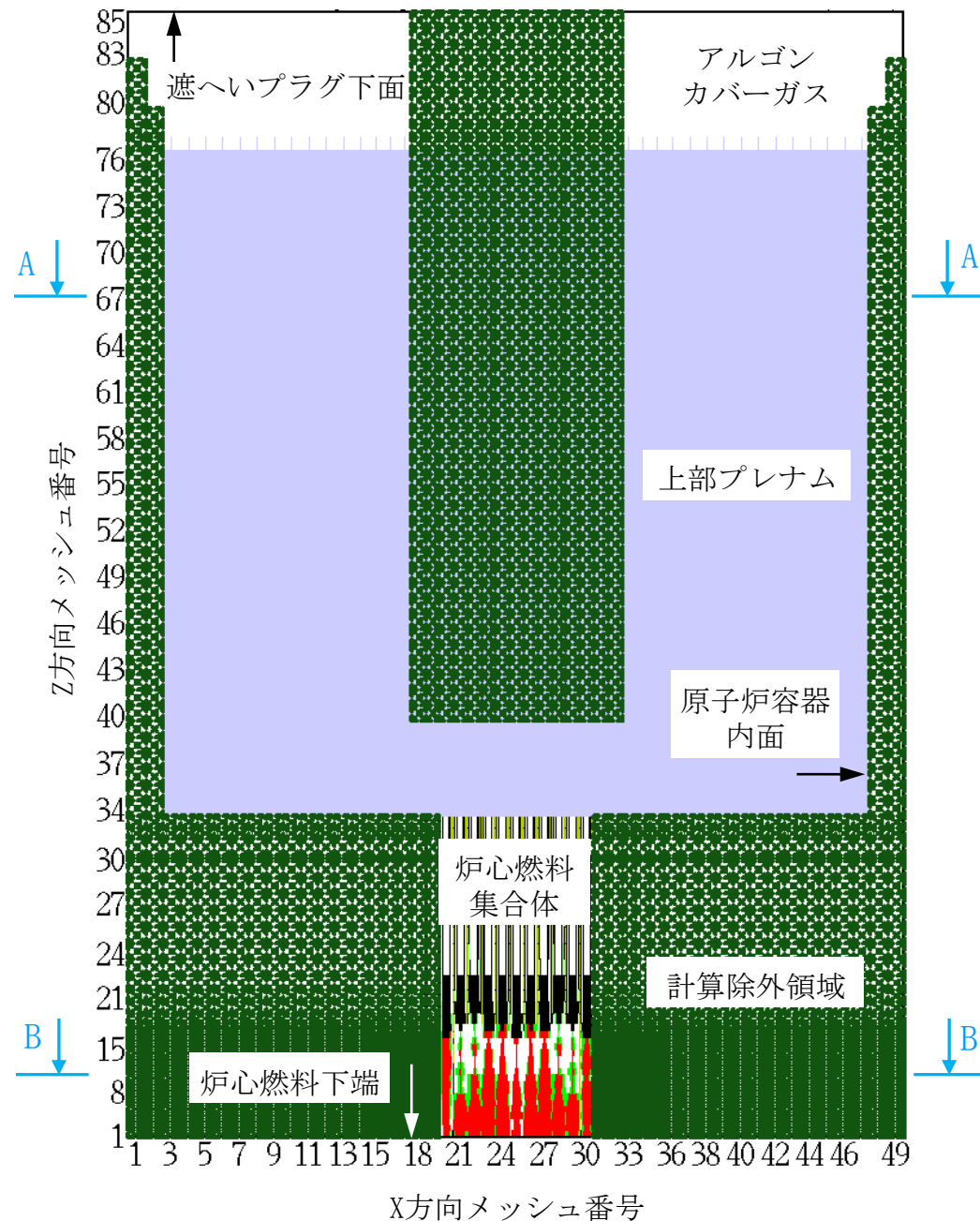


機械的応答過程解析の手順

- 初期状態は遷移過程において即発臨界を超過して出力逸走が起こった直後の、炉心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）である。
- 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。
- 機械的エネルギー発生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原子炉容器の構造応答を解析する。
- ナトリウム噴出量の解析で使用する遮へいプラグ下面の圧力履歴は、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見逃したものである。

1. 解析体系

(1) 機械的エネルギー発生挙動解析

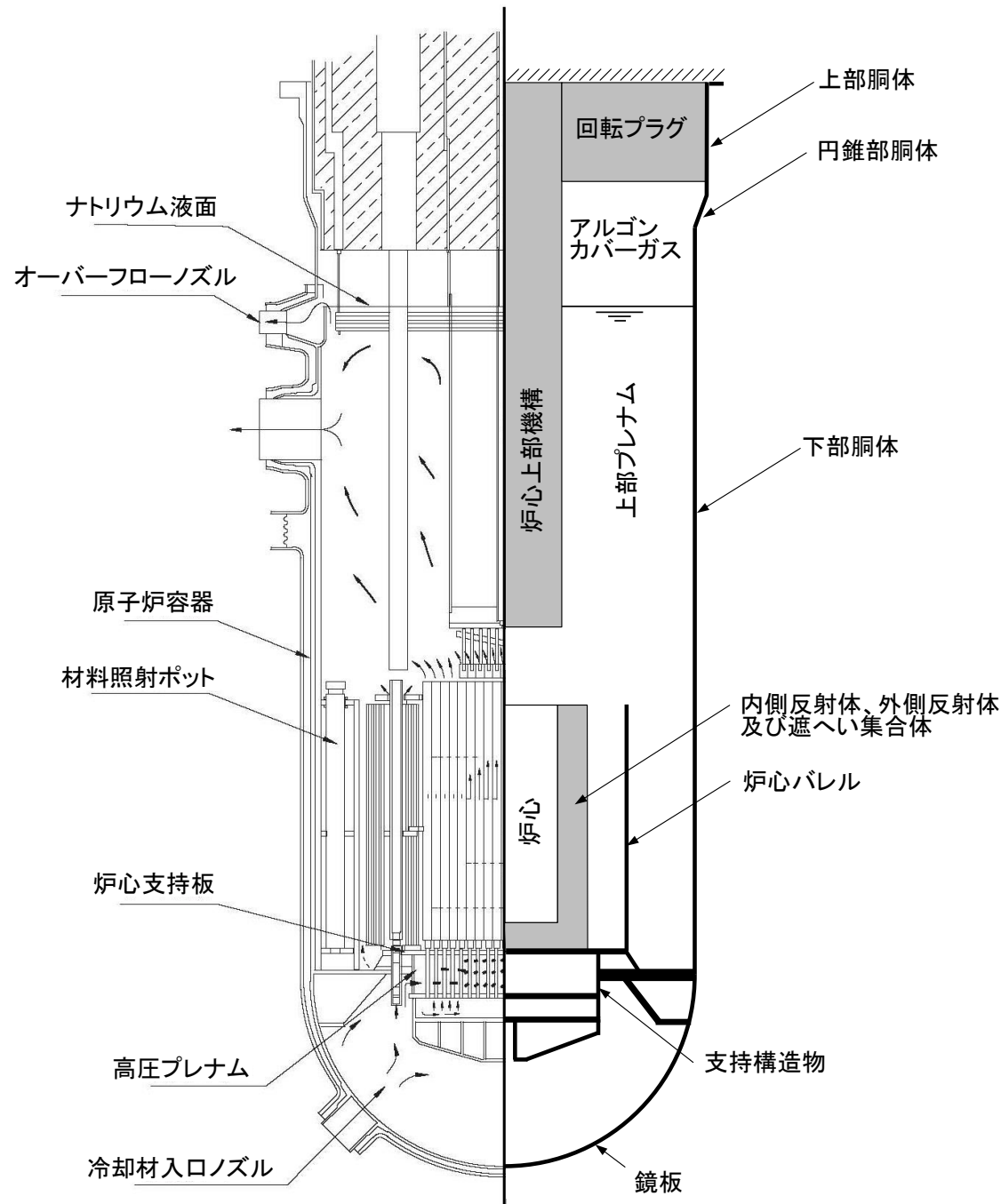


機械的エネルギーの解析 (SIMMER-IV) の解析体系

- SIMMER-IVによる機械的エネルギーの解析は、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遮へいプラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いて行う。
- 炉心及びその周辺の初期状態は遷移過程解析の結果をそのまま接続する。
- 機械的エネルギーの発生が大きくなる以下の条件を用いる。
 - 遷移過程で炉心上部構造部の流路中に侵入した溶融炉心物質の固化によって形成された閉塞を無視。
 - 炉心部から上部プレナムへの溶融炉心物質の噴出を容易にするとともに、原子炉容器内における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
 - 炉心の下端及び径方向外端は剛体として扱う。

1. 解析体系

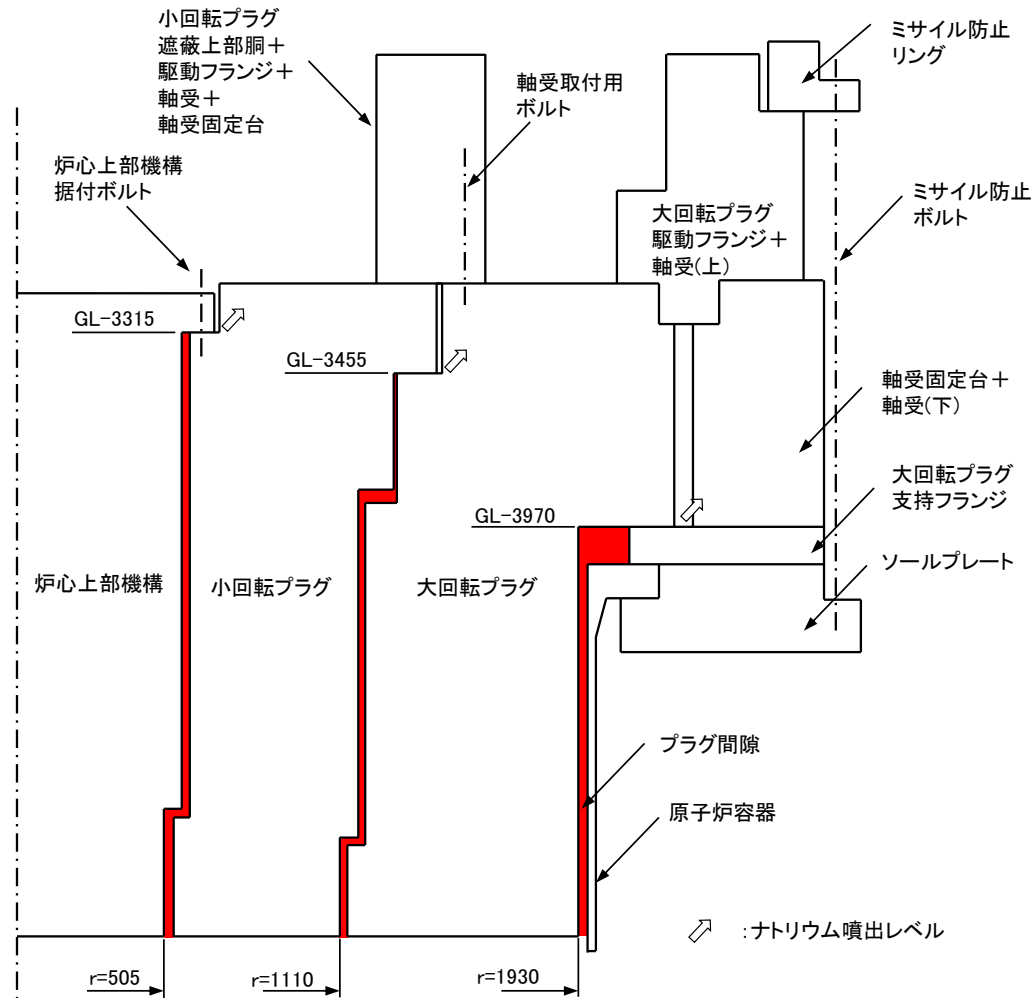
(2) 炉容器応答解析



- 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。
- 炉心の膨張は、圧力源の体積（増分）と圧力の関係（P-V曲線）を入力とするガス膨張挙動モデルで模擬する。
- この解析では、遮へいプラグ及び炉心上部機構は剛体としてモデル化し、これら構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなる条件を用いている。

1. 解析体系

(3) プラグ応答およびナトリウム噴出挙動解析



- 遮へいプラグを構成する主要プラグである大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構をモデル化し、各プラグを固定するボルトをモデル化する。
- ナトリウム噴出量の解析では、遮へい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。
- ナトリウム噴出量の計算では、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し、ナトリウム噴出量を多くする条件を用いる。

ナトリウム噴出量の解析 (P L U G) の解析体系

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。
- 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
 - 遮へいプラグ反発係数の不確かさ
- 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。
- 以後、熱エネルギー発生の不確かさ影響評価解析ケースの解析結果について示す。

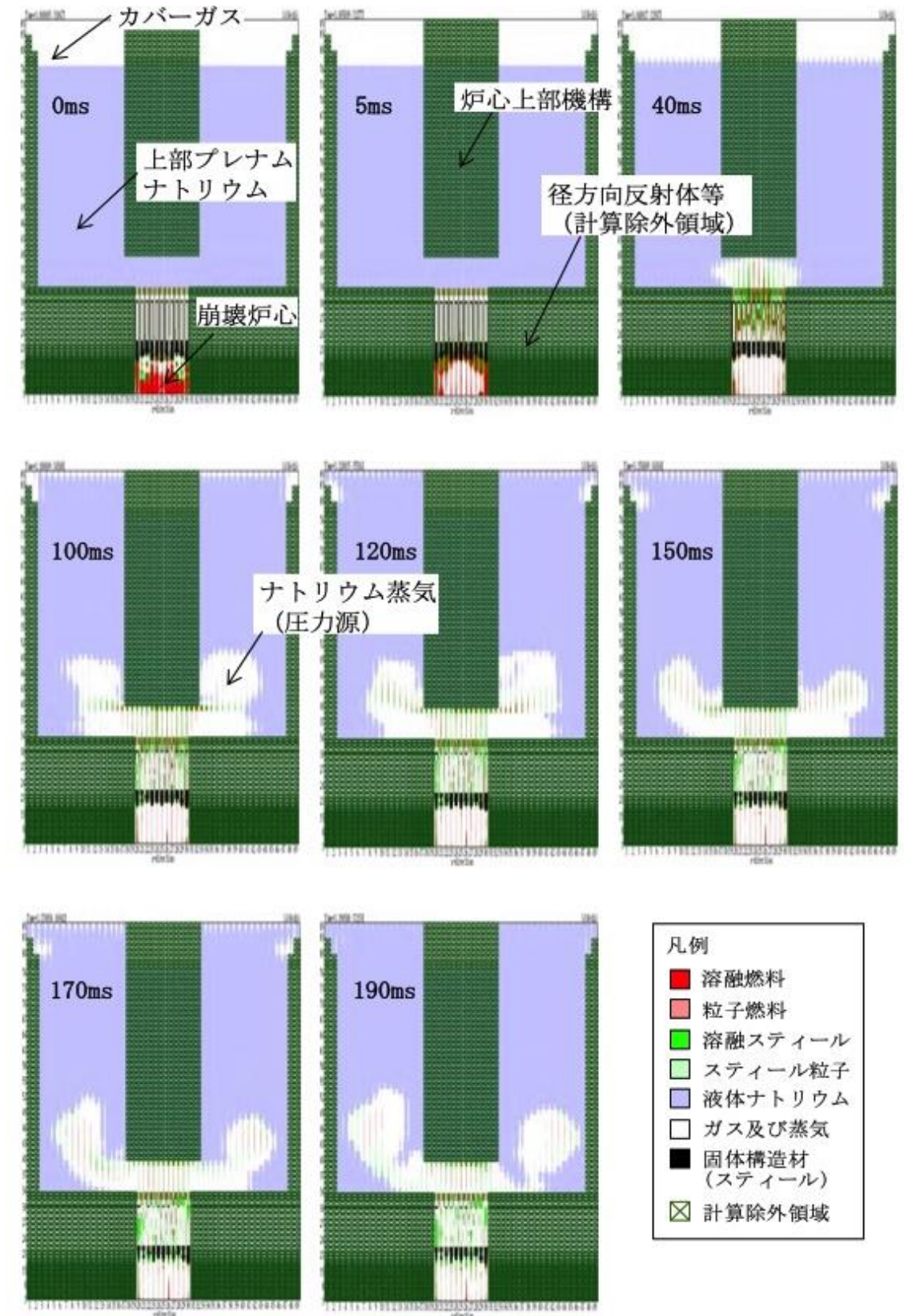
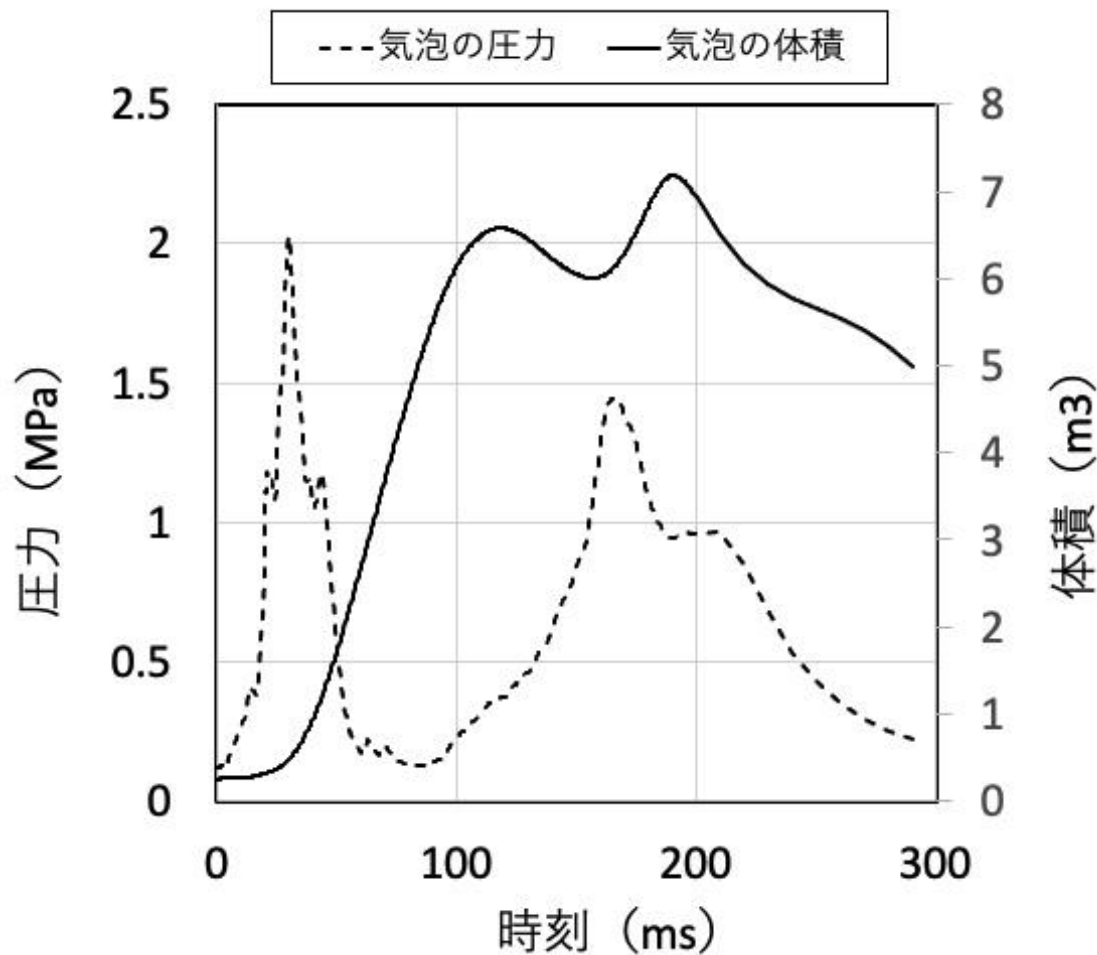
	基本解析ケース	不確かさ影響評価解析ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：3699℃	接続時：5109℃
炉心平均スチール温度	接続時：1466℃	接続時：2395℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

3. 機械的応答過程不確かさの影響評価 解析結果

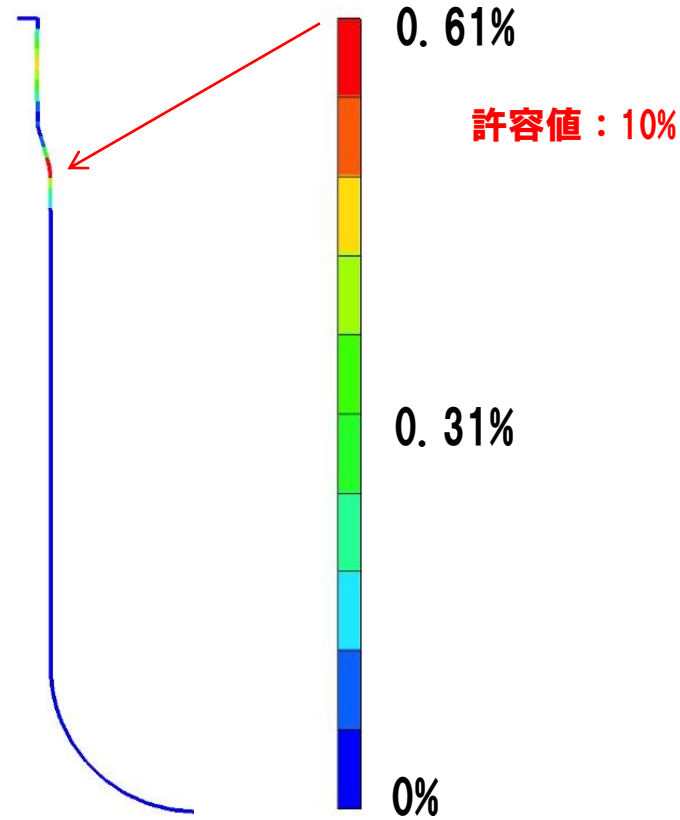
3.1 機械的エネルギーの解析

(SIMMER-IV)

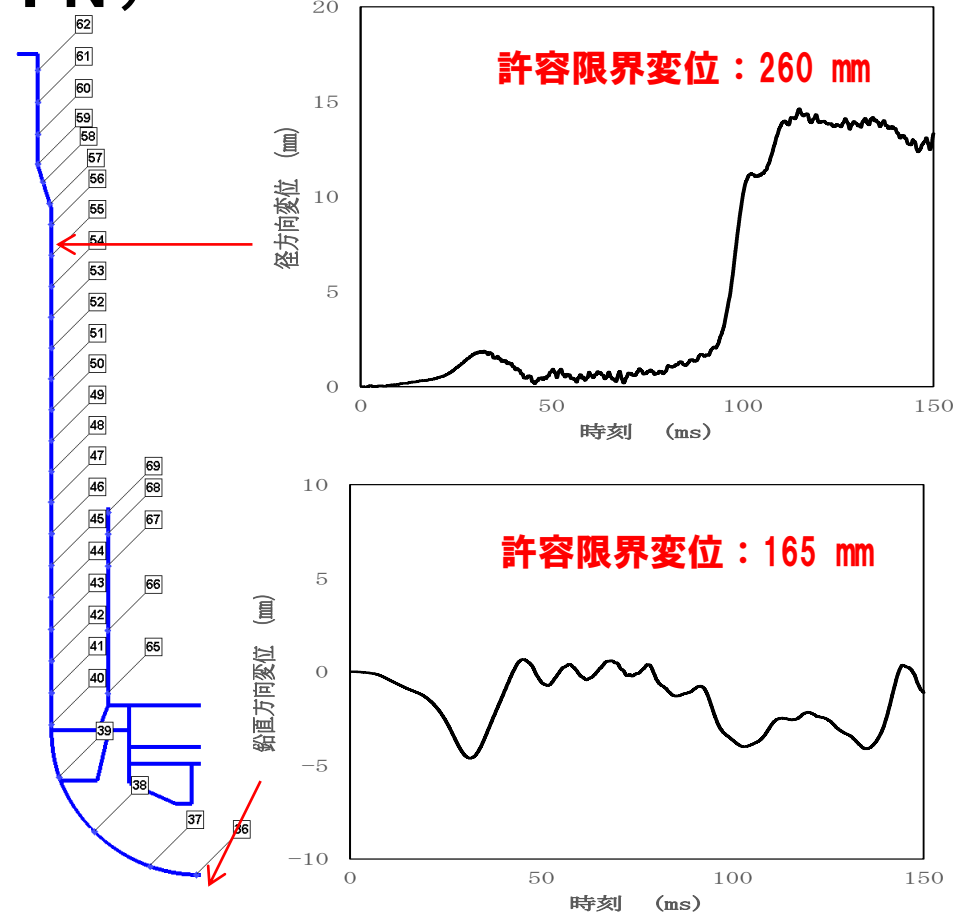
炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された溶融燃料と溶融スティールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸気 (CDA気泡) を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約3.6MJと評価された。なお、基本ケースで発生した機械的エネルギーは約1.8MJである。



3.2 原子炉容器の構造応答解析 (AUTODYN)

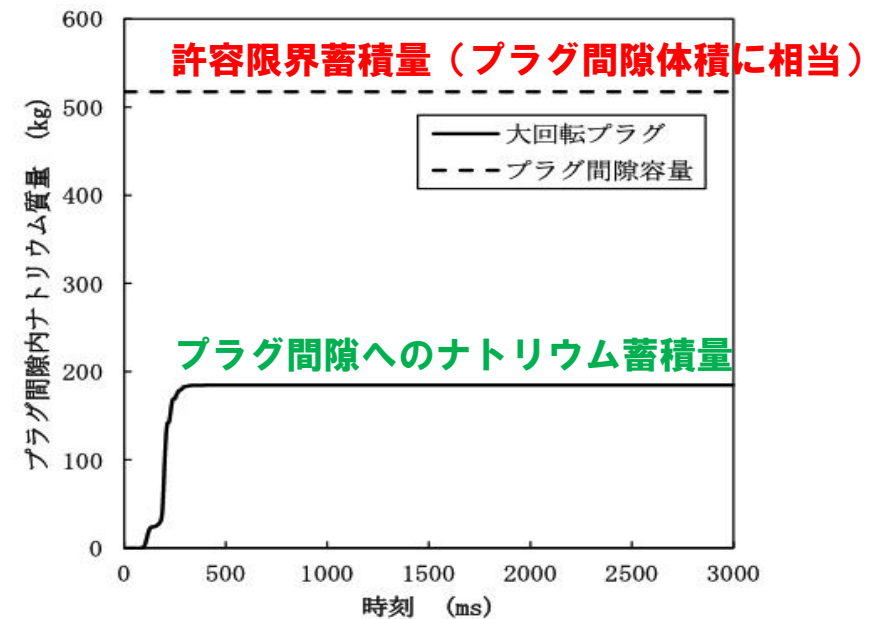
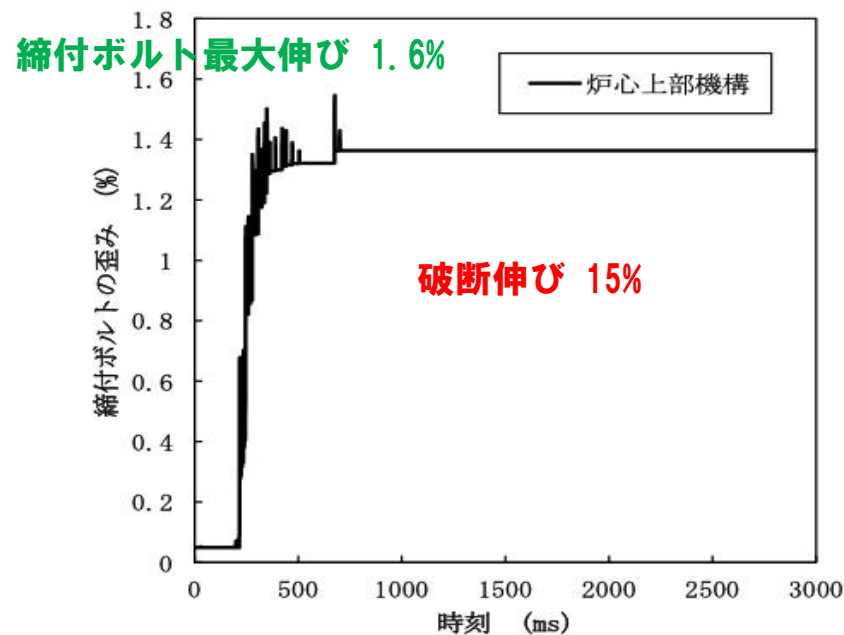


原子炉容器歪みの分布



原子炉容器変位の時間変化

3.3 ナトリウム噴出量の解析 (PLUG)

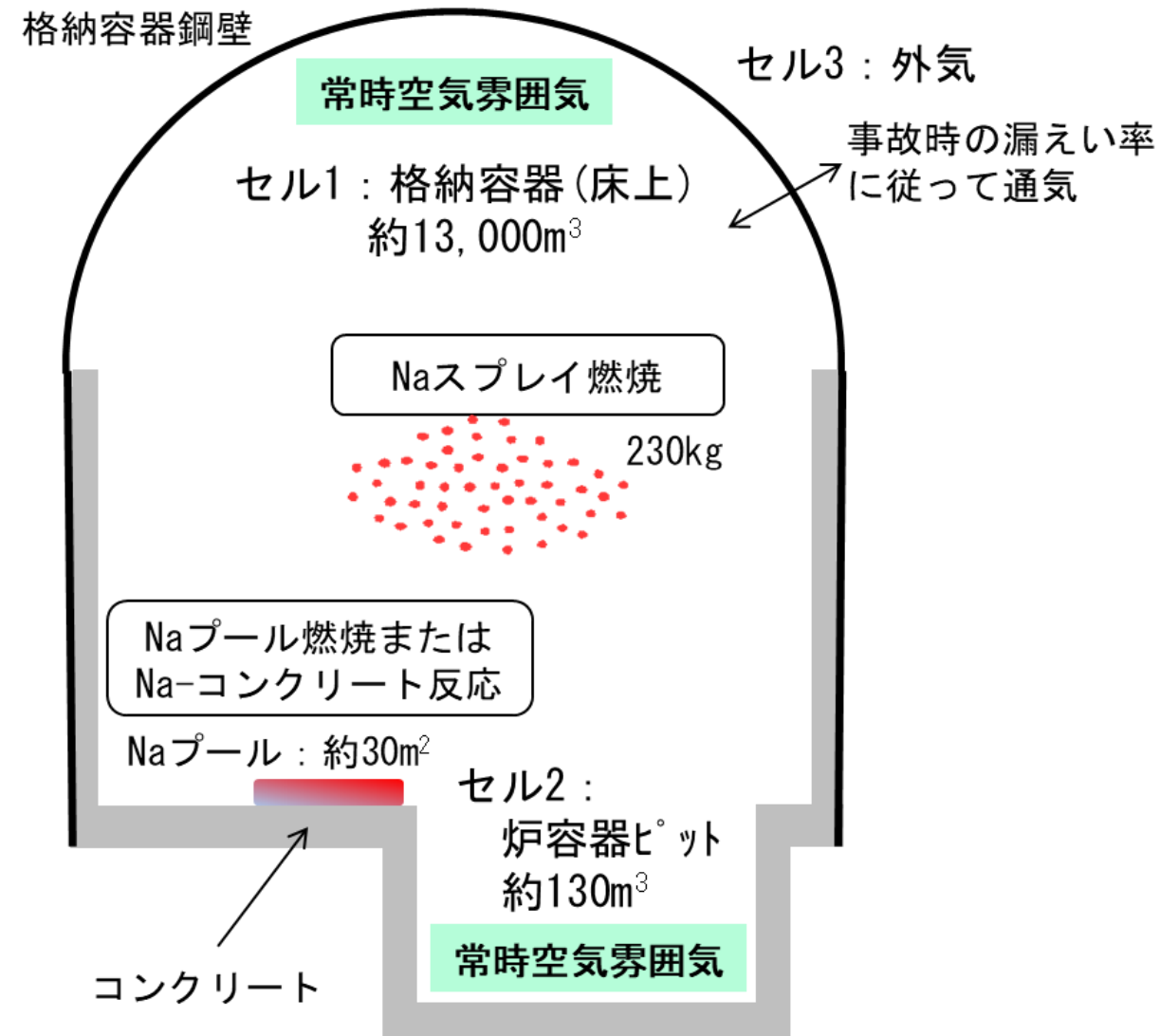


1. 計算コード

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

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入念に確認するために、敢えて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。

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。

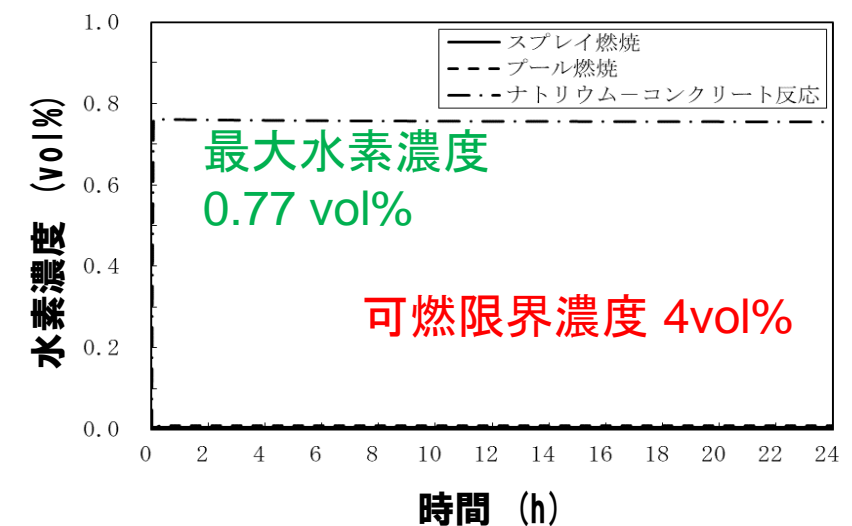
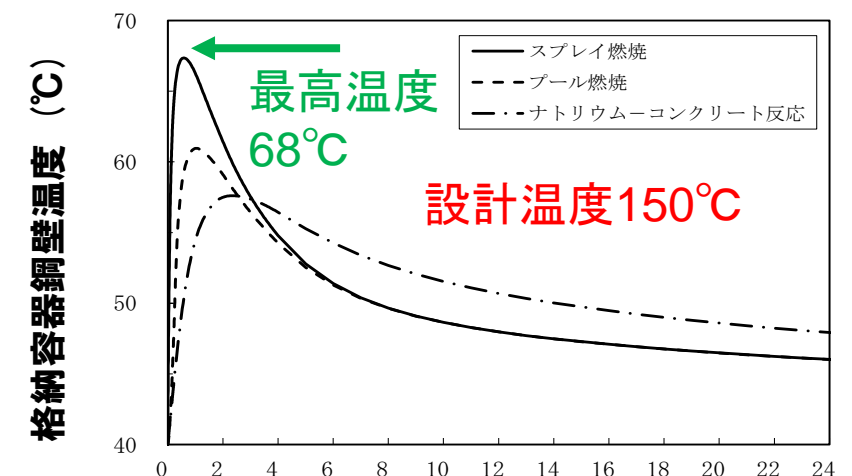
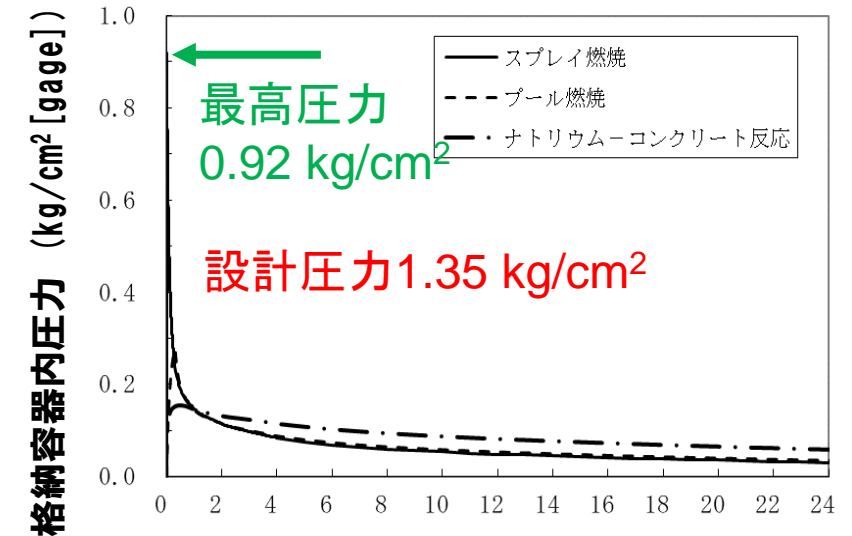
ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することとも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応することを仮定する。

4. 解析結果

格納容器（床上）の雰囲気圧力が最高となるのは、スプレー燃焼のケースであり、最高圧力は約0.92kg/cm² [gage] まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm² [gage] を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレー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0.77vol%まで上昇するが、可燃限界濃度の4vol%を下回る。即ち、水素燃焼は発生しない。

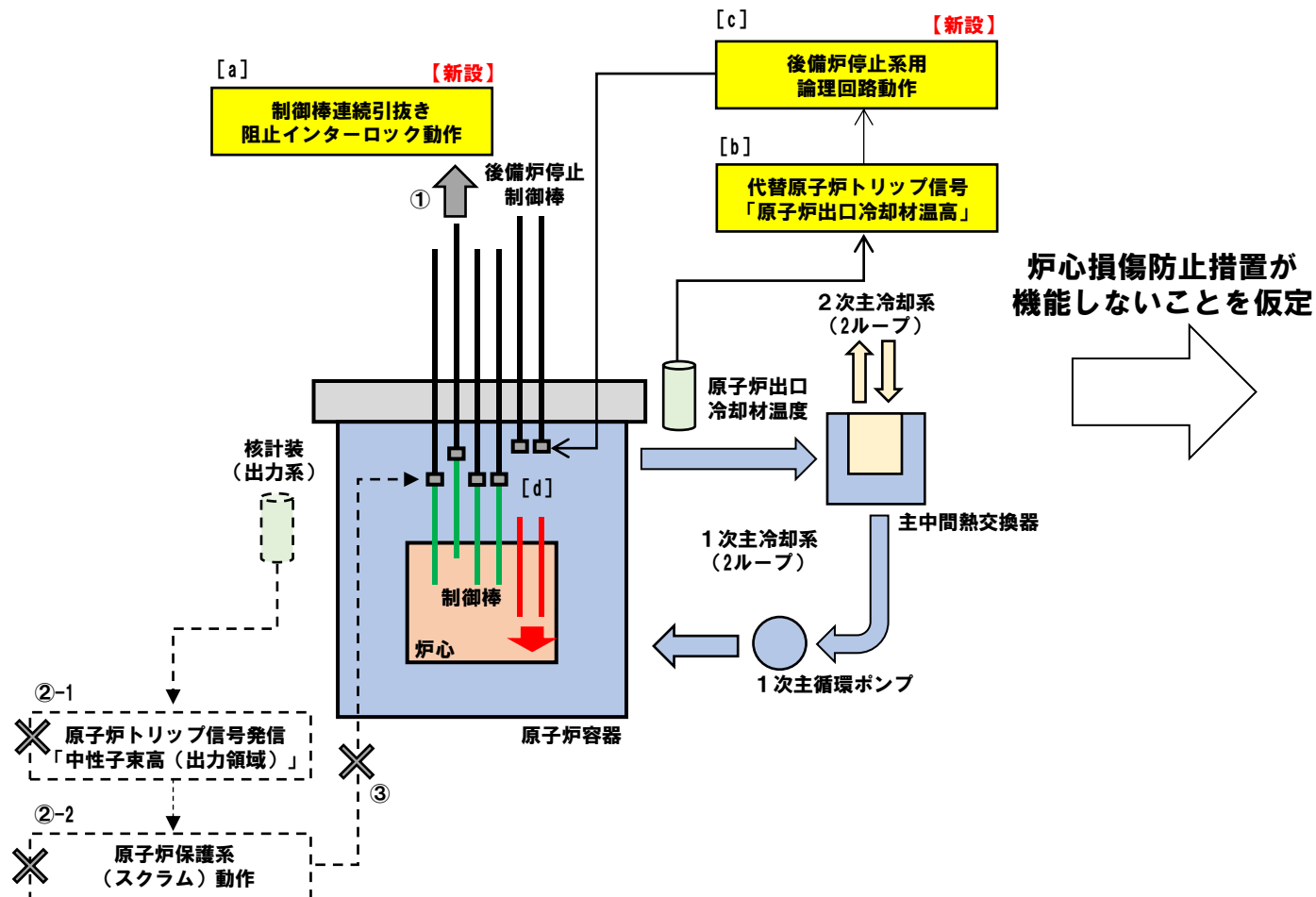


4.2.4.4 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）における 主な有効性評価の結果

【評価事故シーケンス】

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（UTOP（i））

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（UTOP（ii））



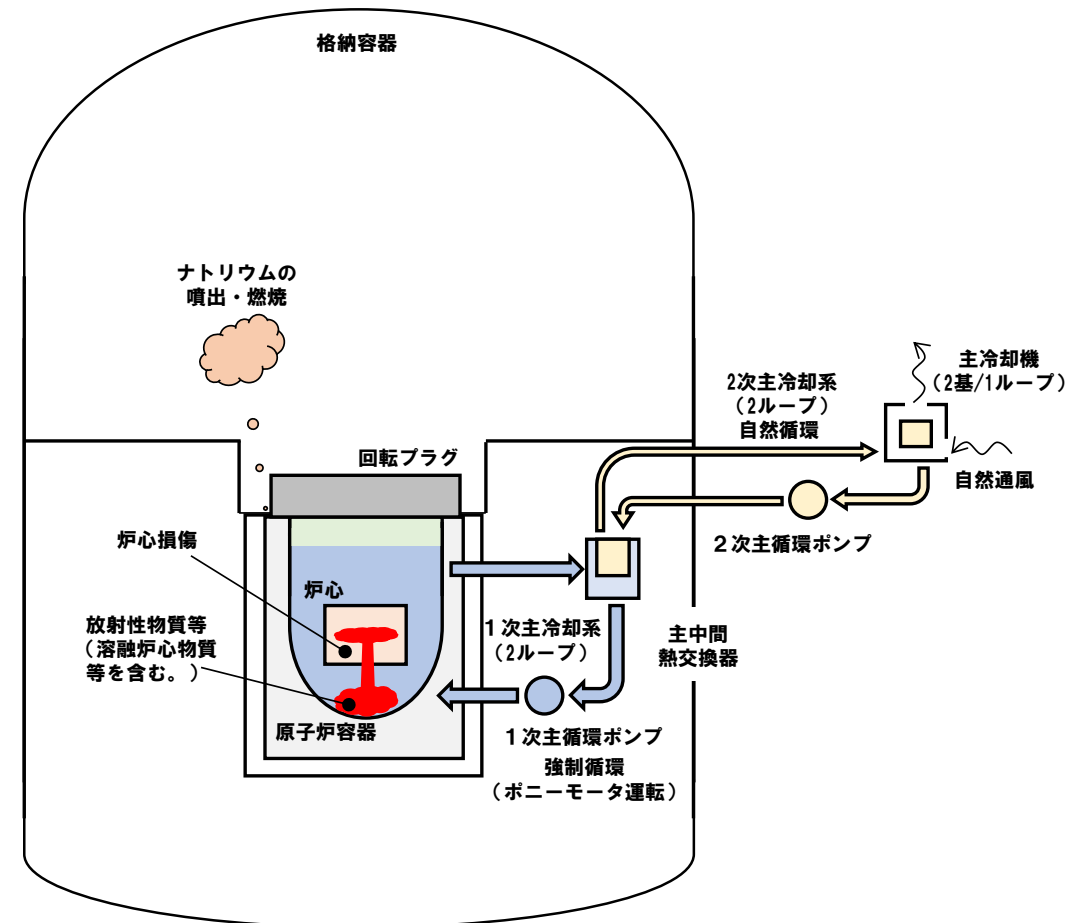
事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に制御棒の異常な引抜き（①）により原子炉の出力が上昇（過出力）し、原子炉トリップ信号の発信に失敗（②-1）又は原子炉保護系の動作に失敗（②-2）することにより制御棒の急速挿入に失敗（③）する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

制御棒連続引抜き阻止インターロックの動作により制御棒の引抜きを停止し（[a]）、代替原子炉トリップ信号（[b]）により後備炉停止系用論理回路が動作（[c]）し、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入（[d]）することにより炉心の著しい損傷を防止。



事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

・左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

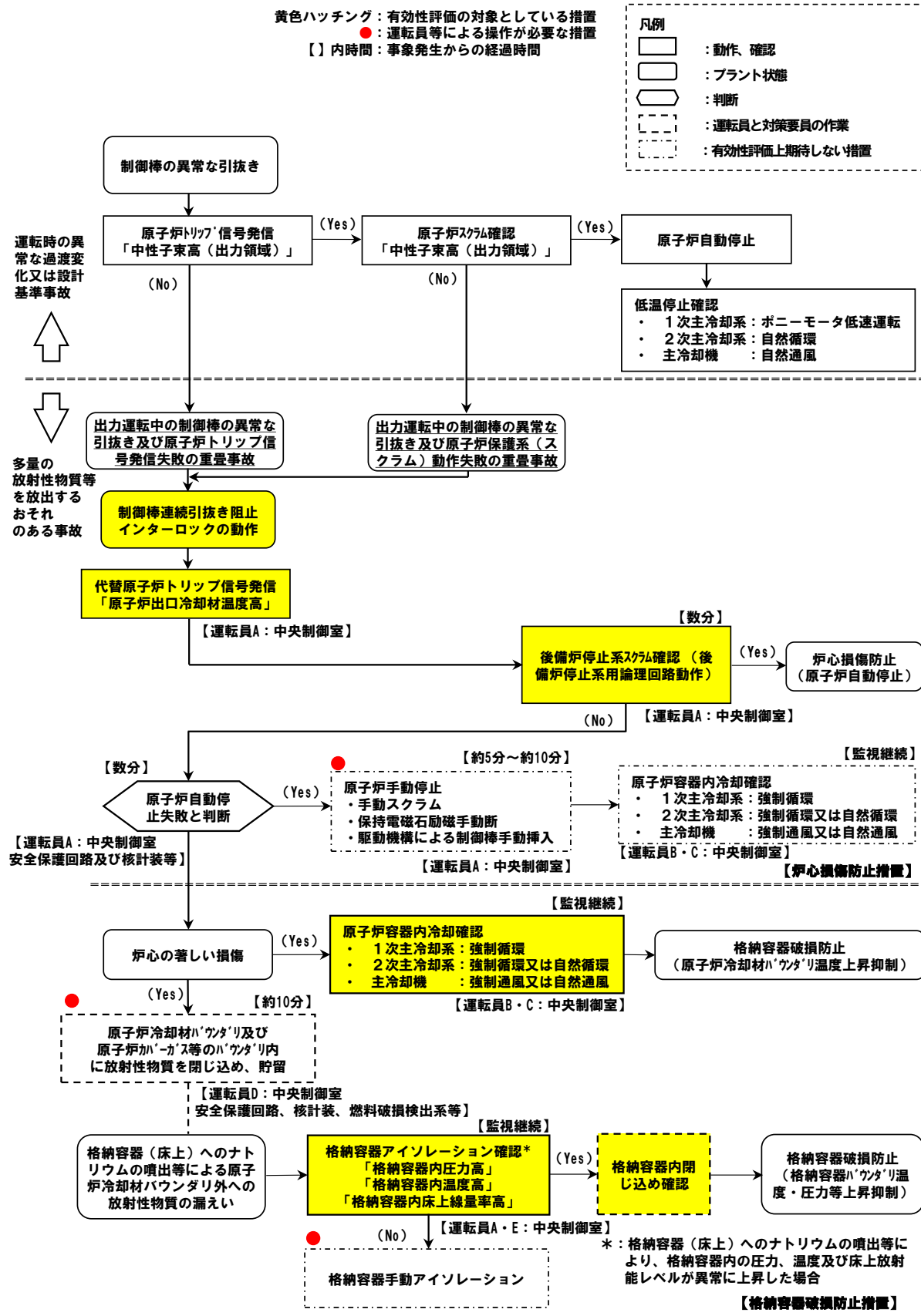
- ・非常用冷却設備による放射性物質等（溶融炉心物質等を含む。）の原子炉容器内保持・冷却
 - 1次主冷却系：強制循環冷却
 - 2次主冷却系：自然循環冷却
- ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制
- ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）

UTOPの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要

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 (UTOP (i))

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 (UTOP (ii))



□主な炉心損傷防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- ・ 制御棒連続引抜き阻止インターロック【非常用電源系】
 - ・ 代替原子炉トリップ信号【非常用電源系】
 - ・ 後備炉停止系用論理回路(トリップ遮断器を含む)【非常用電源系】
 - ・ 後備炉停止制御棒

□主な格納容器破損防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- ・ 1次主冷却系(強制循環)
1次主循環ポンプポニーモータ【非常用電源系】
 - ・ 2次主冷却系(自然循環)
 - ・ 主冷却機(自然通風)
 - ・ 回転プラグを含む原子炉容器構造
 - ・ 格納容器構造(隔離弁【非常用電源系】)

UTOPの炉心損傷防止措置の有効性評価

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*1、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系による原子炉自動停止

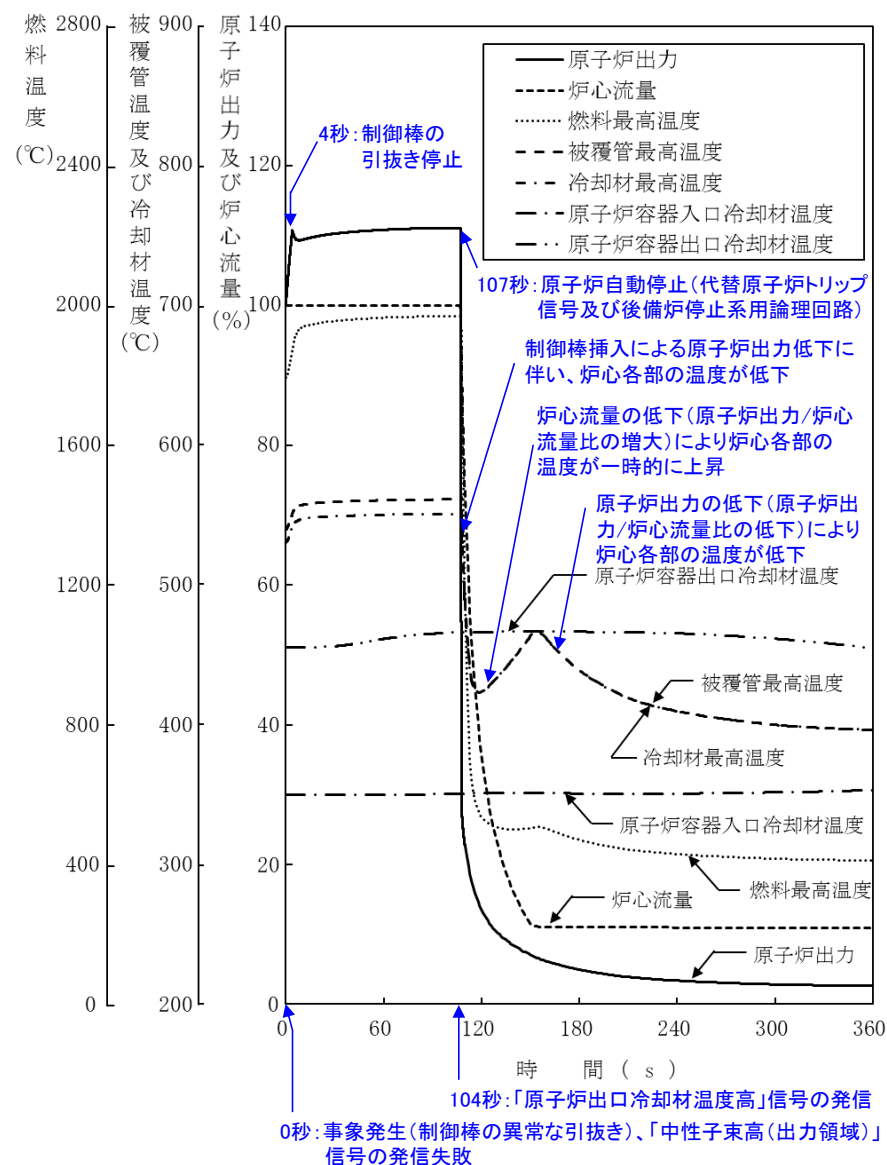
*1：出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒（有効性評価では連続引抜き時間として4秒を設定）となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを新設し、「原子炉出口冷却材温度高」によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止

3. 計算コード Super-COPD

4. 主な解析条件

- ・反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の挿入により付加される反応度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用
- ・制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率は、最適評価値として $3.0\text{ }\beta/s$ を設定

5. 主な解析結果



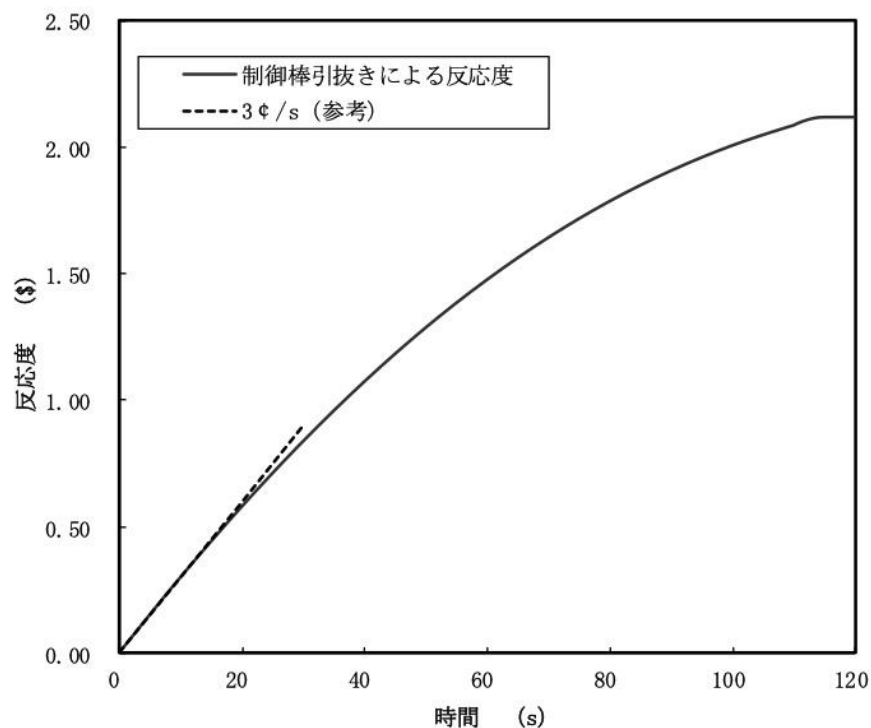
項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,970	2,650
被覆管最高温度	約540	約570	840
冷却材最高温度	約530	約560	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

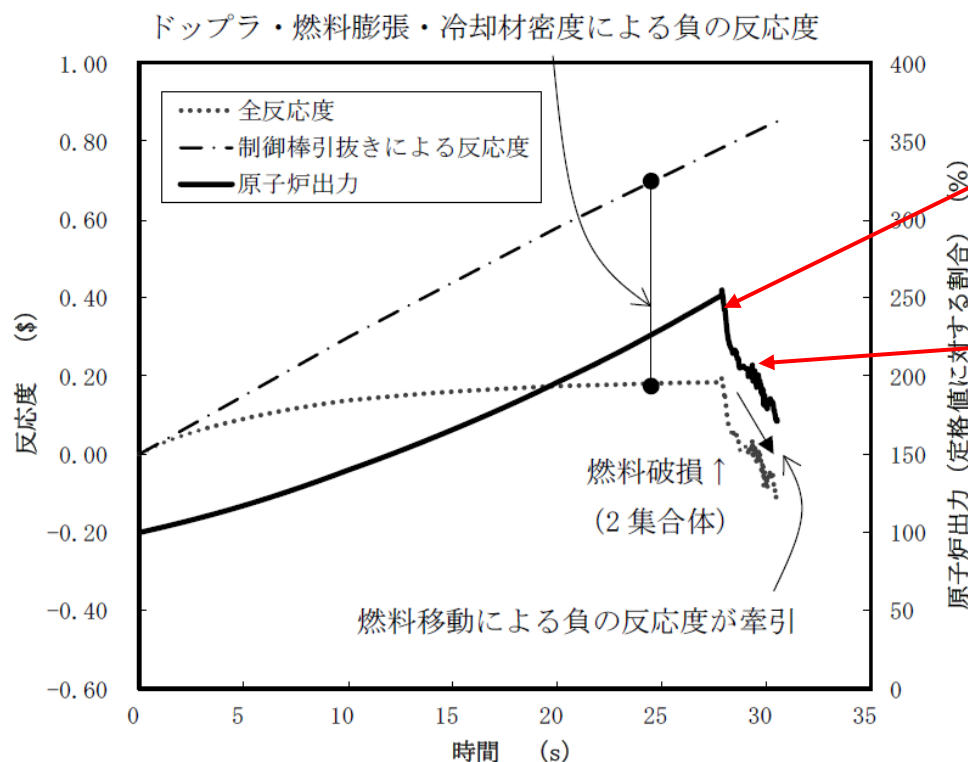
■ UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価-起因過程の解析-

1. 計算コード SAS4A

2. 解析体系の概要 (ULOFに同じ)



制御棒の引抜きにより投入される反応度



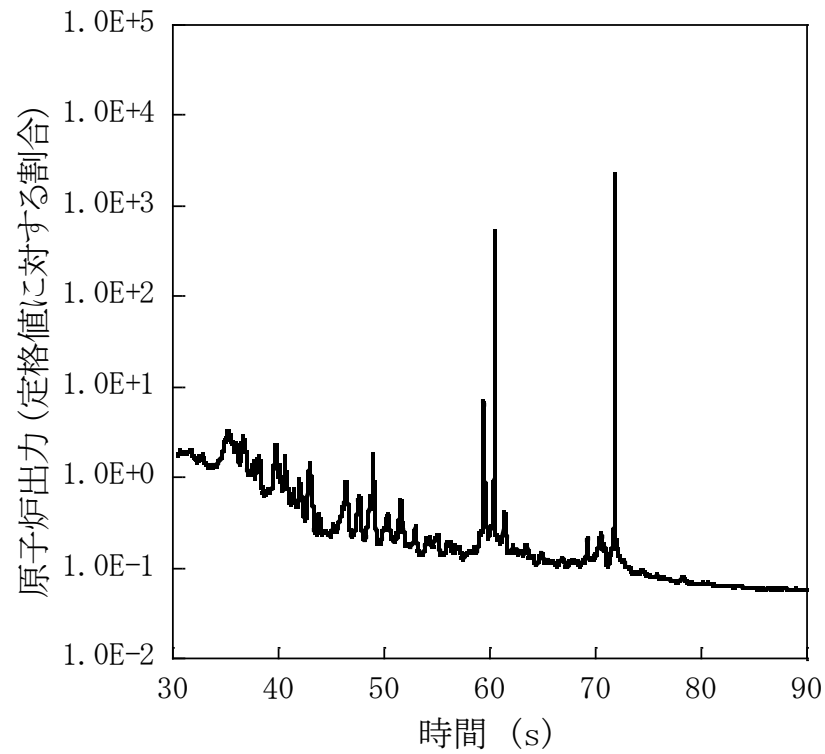
出力及び反応度の推移

3. 主な解析条件

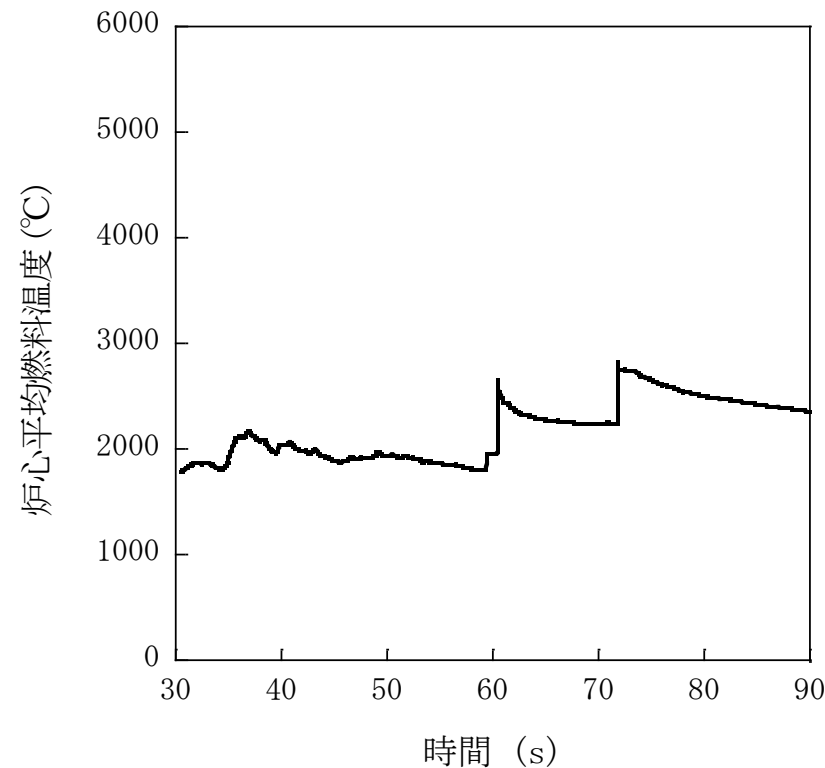
- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 解析対象は起因過程 (事故の開始からラツパ管内で炉心燃料が溶融する過程) で、ラツパ管の溶融貫通まで

4. 主な解析結果

- 燃料の中心部は溶融、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、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、原子炉出力が低下
- 被覆管の昇温に伴う強度低下によって燃料は崩壊、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



原子炉出力の推移



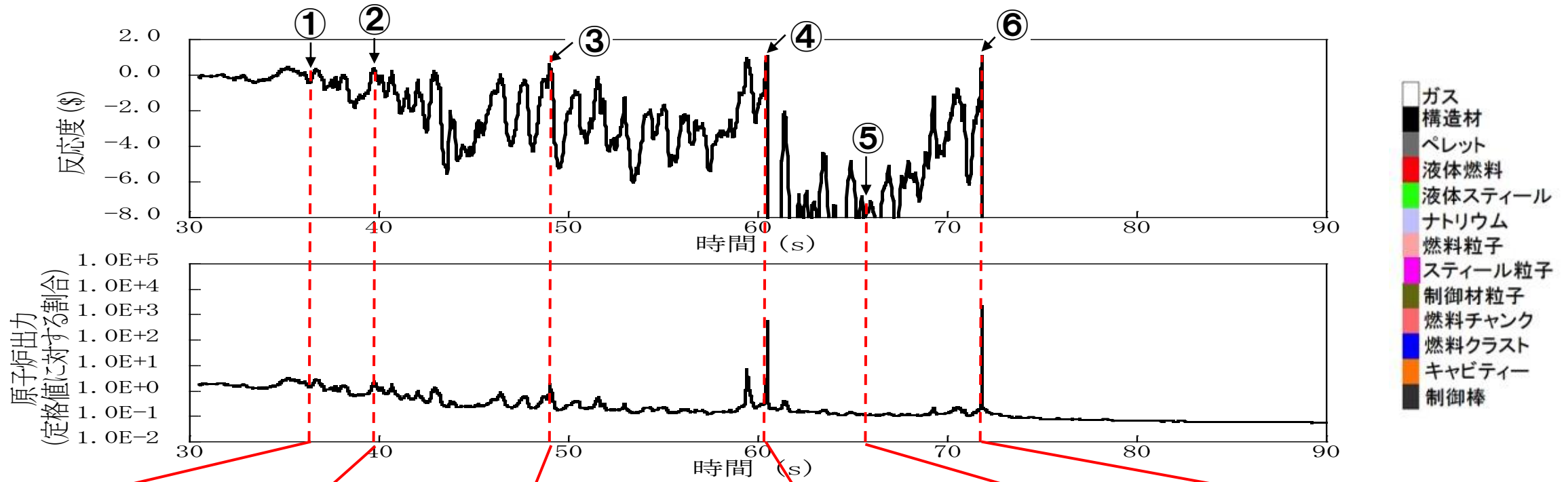
炉心平均燃料温度の推移

1. 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。

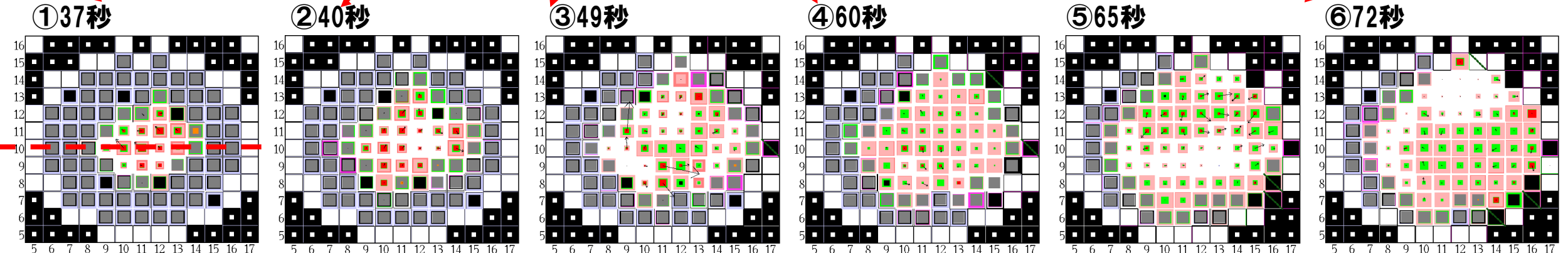
2. 基本ケースの主な解析結果

- 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 $2,820^{\circ}\text{C}$ 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。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ことにある。

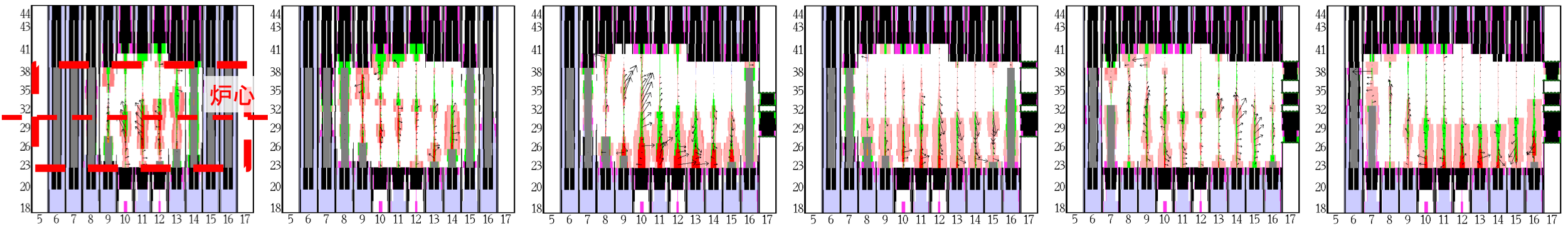


- ガス
- 構造材
- ペレット
- 液体燃料
- 液体スチール
- ナトリウム
- 燃料粒子
- スチール粒子
- 制御材粒子
- 燃料チャンク
- 燃料クラスト
- キャビティー
- 制御棒

水平断面物質分布



縦断面物質分布



①～③ 損傷燃料は下部に堆積しようとするが、1次主循環ポンプの運転が継続しているため、炉心下部のFCIによって燃料が分散することで反応度は増減を繰り返す。約50秒までに炉心の約40%の燃料が損傷する。

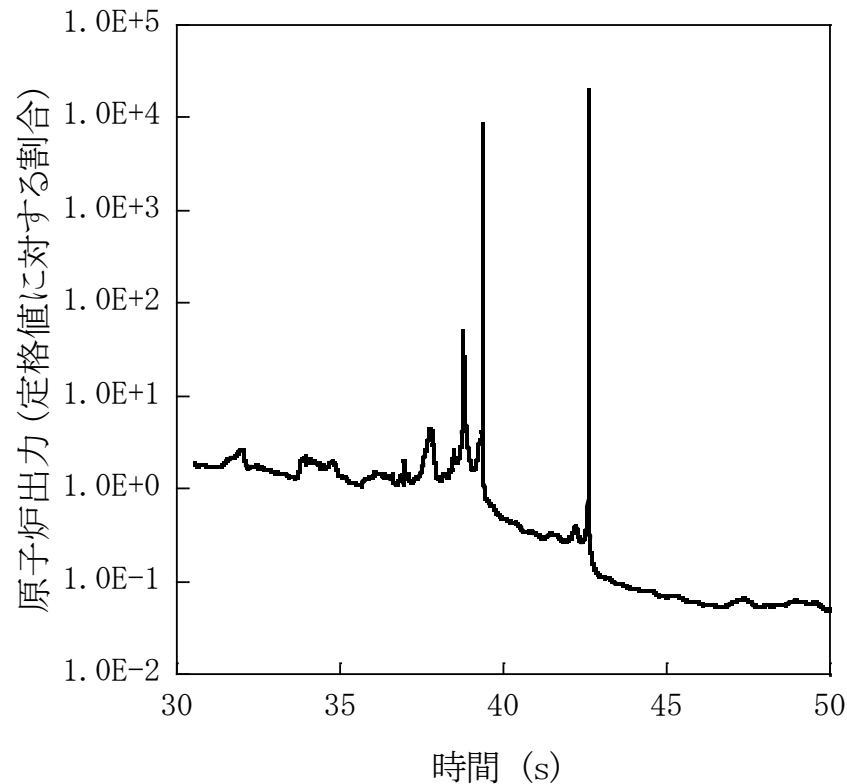
④ 損傷して堆積する燃料の増加により初めて即発臨界を超過する。

⑤ 分散する燃料の増加によって反応度は-8\$程度まで低下する。

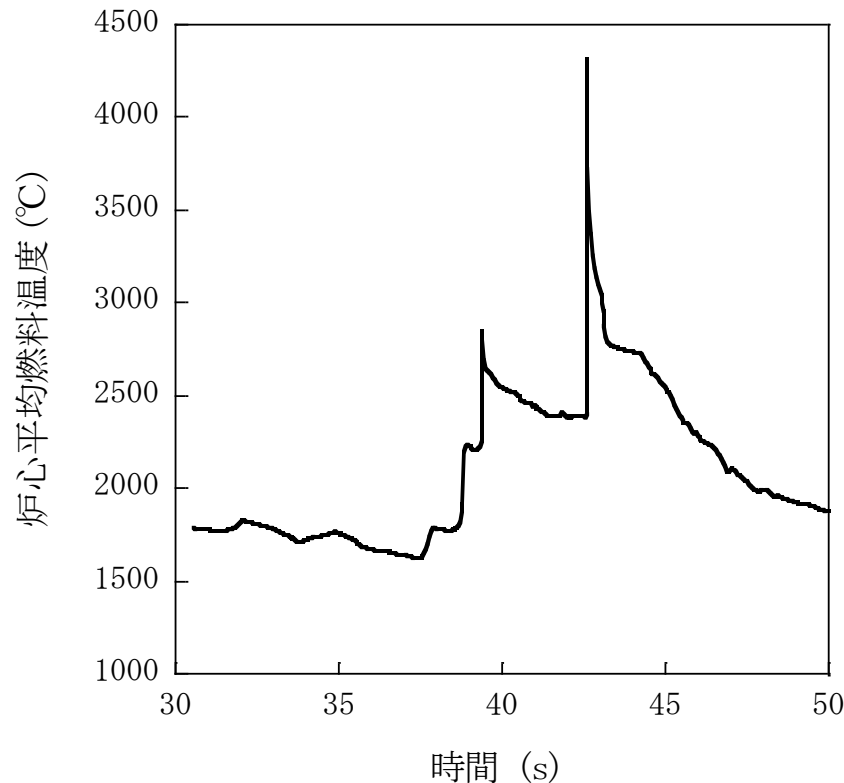
⑥ ⑤で分散していた燃料のほとんどが炉心下部に堆積することで即発臨界を超過。

UTOP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



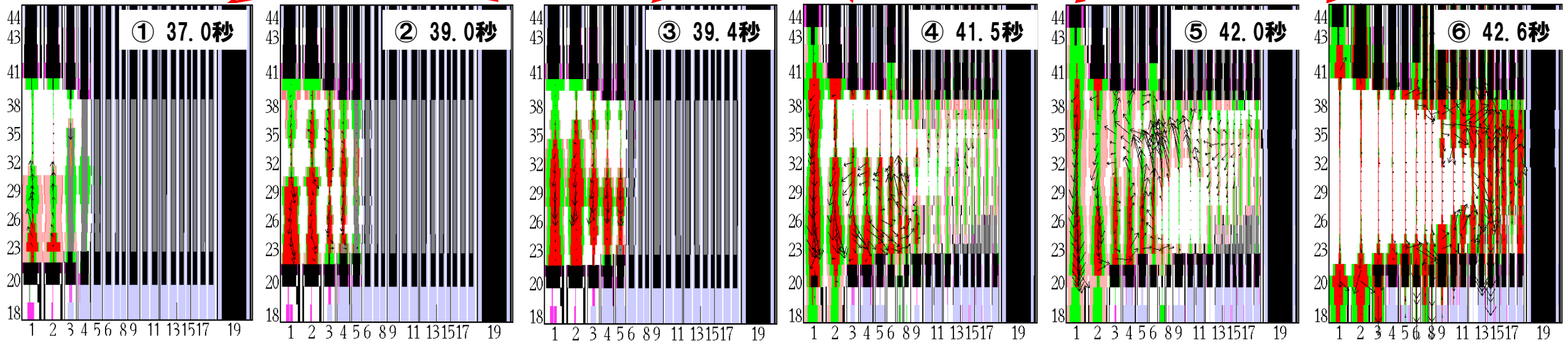
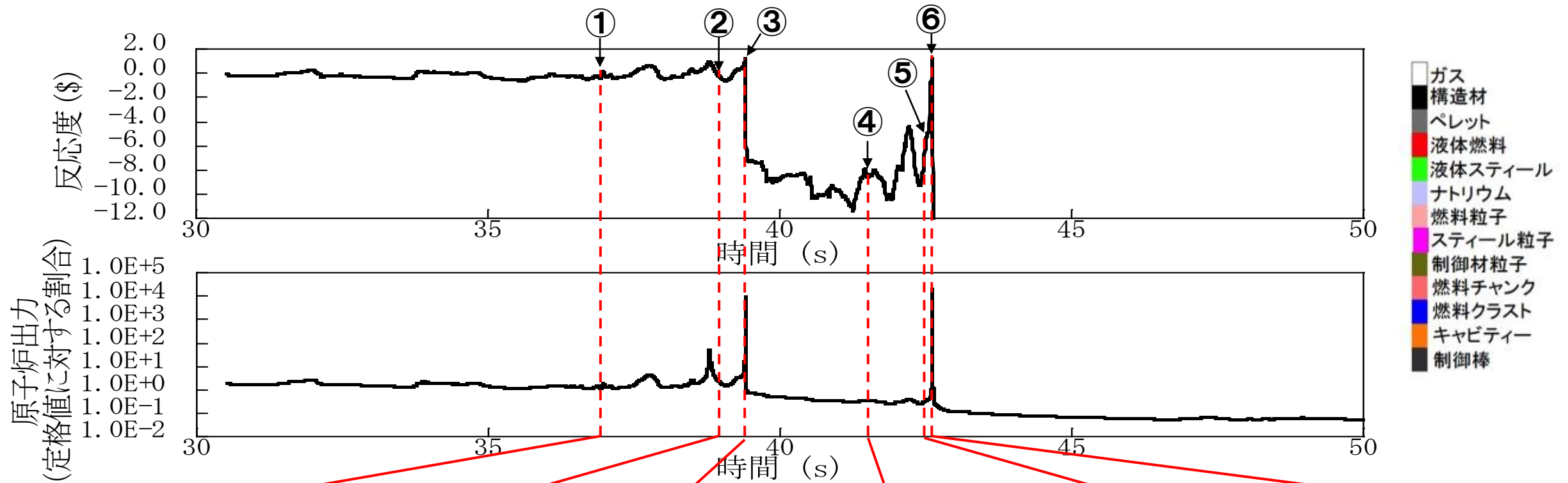
炉心平均燃料温度の推移

1. 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。

2. 主な解析結果

- 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であった。
- UTOPでは1次主循環ポンプの運転が継続され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域がULOFに比べて小さくなること、また、炉心下部で発生するFCIによって炉心下部への燃料凝集が抑制されることから、ULOFに比べて即発臨界超過に伴うエネルギー放出は小さくなる。



① 破損伝播と伝播先の集合体における燃料沈降により反応度上昇。

② 出力上昇によって損傷領域の拡大と燃料の溶融に至る。

③ 溶融領域に接する健全集合体のラツパ管破損に伴うFCIにより溶融燃料が炉心下部に凝集して最初の即発臨界超過が発生。

④ ③の即発臨界超過による燃料分散により反応度は-10\$程度まで低下する。

⑤ 炉心下部で発生したFCIによって炉心中心への燃料凝集が加速される。

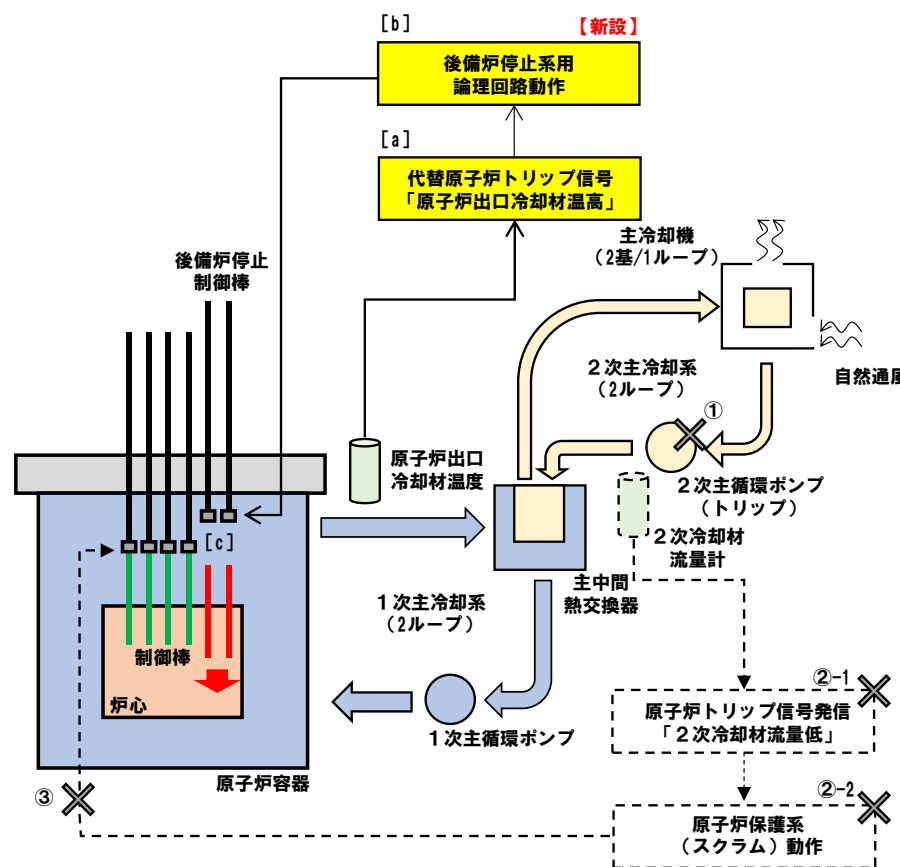
⑥ ⑤の燃料凝集によって厳しい即発臨界超過となり、炉心上下への燃料流出によって反応度は-200\$以下に低下する。

- 「常陽」のUTOP事象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、遮へい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。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。

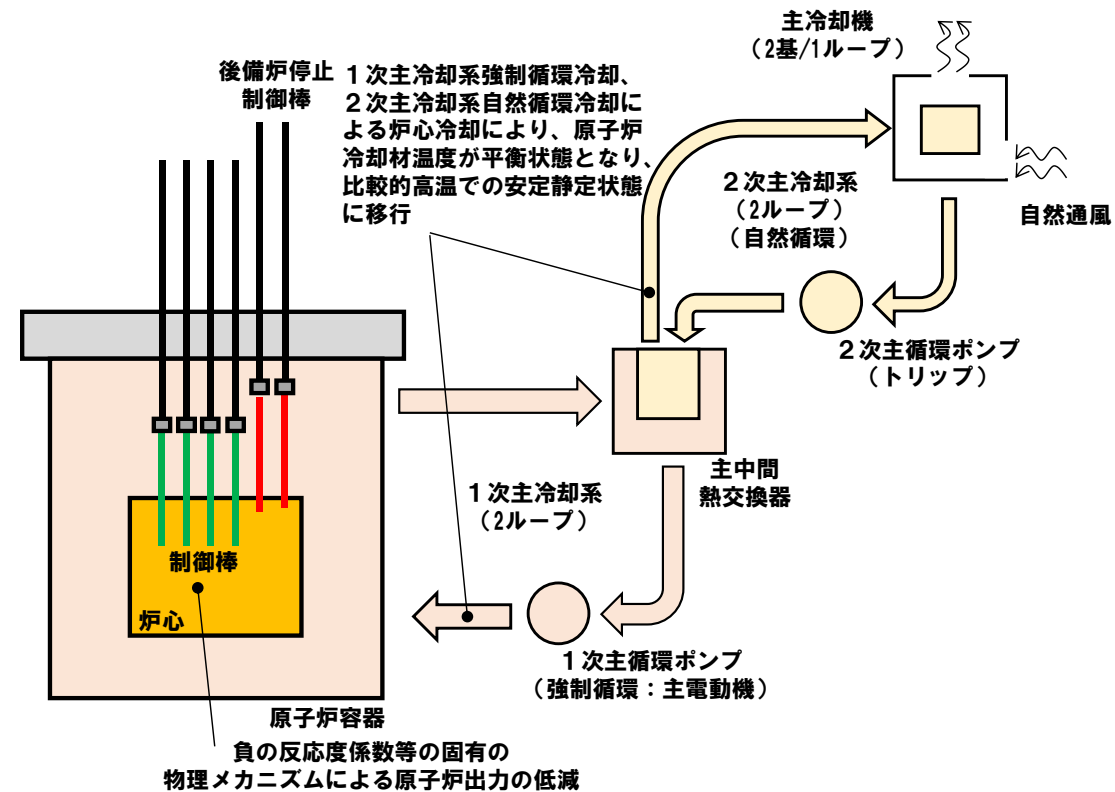
4. 2. 4. 5 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）における 主な有効性評価の結果

【評価事故シーケンス】

- 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（ULOHS（i））
- 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（ULOHS（ii））
- 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（ULOHS（iii））



炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



(i) (ii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

(i) (ii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に2次主循環ポンプのトリップ等により2次冷却材の流量が減少(①)し、原子炉トリップ信号の発信に失敗(②-1)又は原子炉保護系の動作に失敗(②-2)することにより制御棒の急速挿入に失敗(③)する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

代替原子炉トリップ信号([a])により後備炉停止系用論理回路が動作([b])し、後備炉停止制御棒を炉心に急速に挿入([c])することにより炉心の著しい損傷を防止。

【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

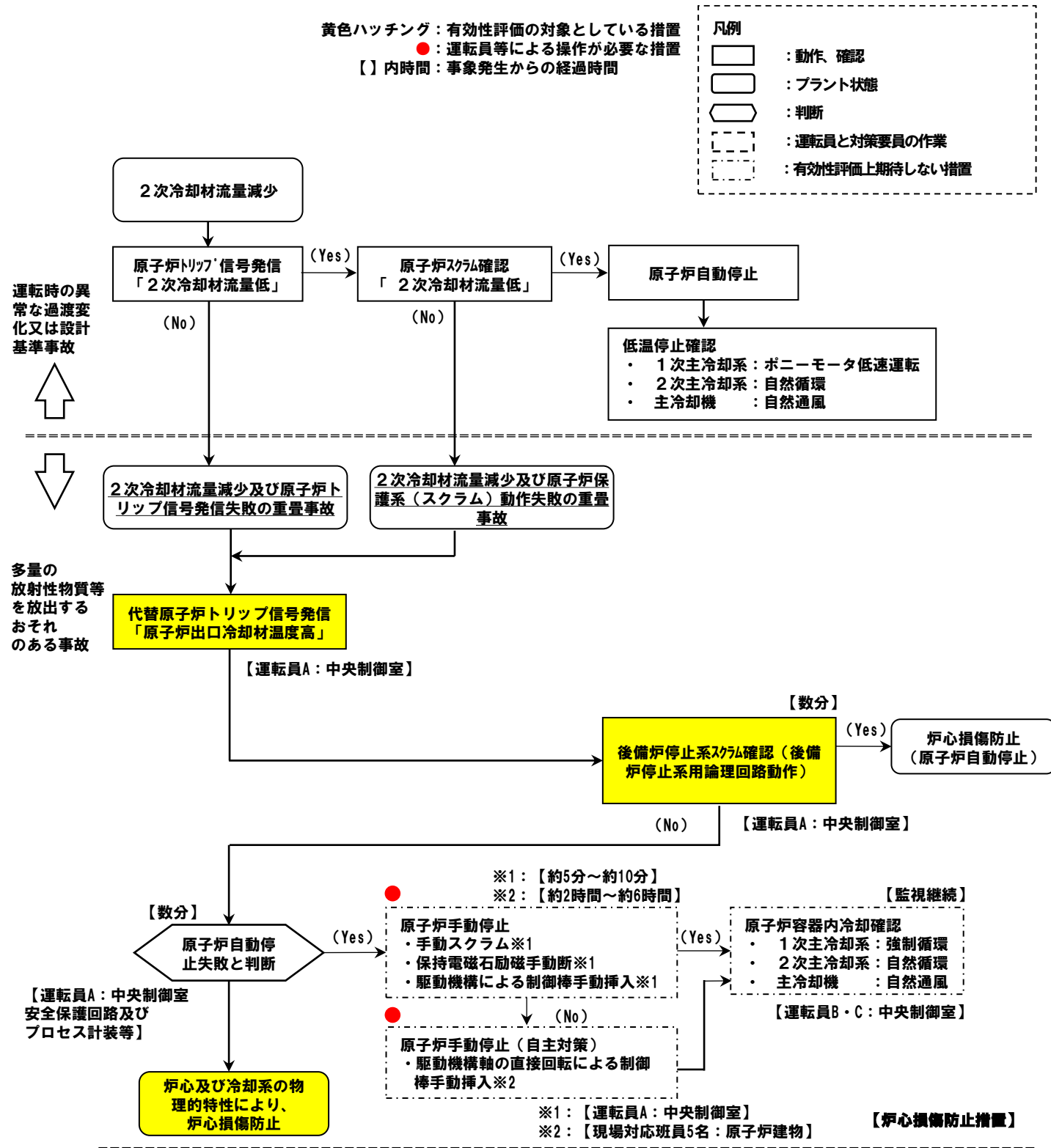
- 負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減と冷却系による冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出を防止。

ULOHSの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要

対象事象

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（ULOHS（i））

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（ULOHS（ii））



□主要な炉心損傷防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 代替原子炉トリップ信号【非常用電源系】
- 後備炉停止系用論理回路（トリップ遮断器を含む）【非常用電源系】
- 後備炉停止制御棒

□主要な格納容器破損防止措置

【】内は動作に必要な関連設備

- 負の反応度係数等の固有の物理メカニズムによる原子炉出力の低減
- 1次主冷却系（強制循環）
1次主循環ポンプ主電動機【常用電源系】
- 2次主冷却系（自然循環）
- 主冷却機（自然通風）

ULOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価

1. 対象事象 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

2. 主な炉心損傷防止措置

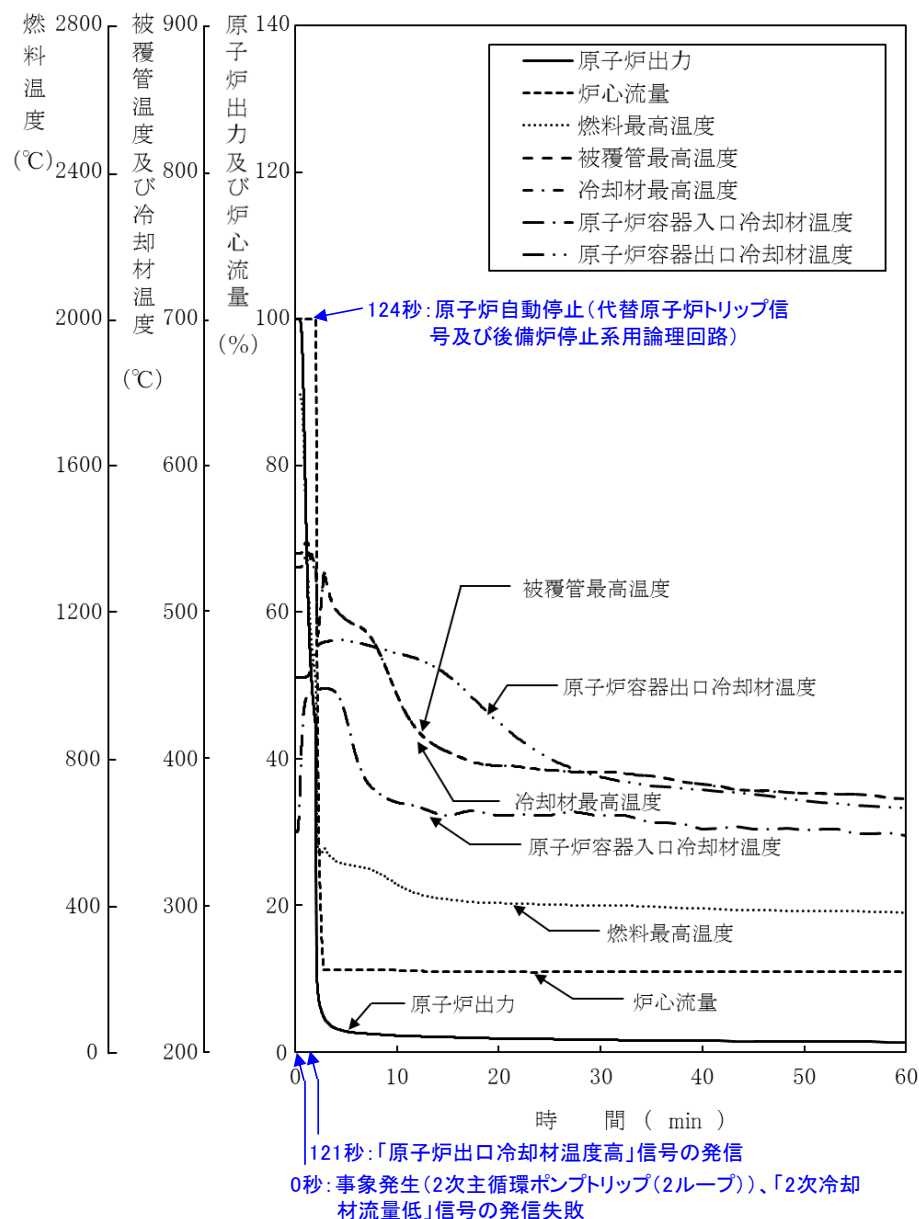
代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」、後備炉停止系用論理回路、後備炉停止系による原子炉自動停止

3. 計算コード Super-COPD

4. 主な解析条件

反応度係数、原子炉保護系の特性、後備炉停止制御棒の挿入による付加される反応度、崩壊熱等の条件は最適評価値を使用

5. 主な解析結果



項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約550	840
冷却材最高温度	約530	約550	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

1. 対象事象

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（炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定）

2. 主な格納容器破損防止措置

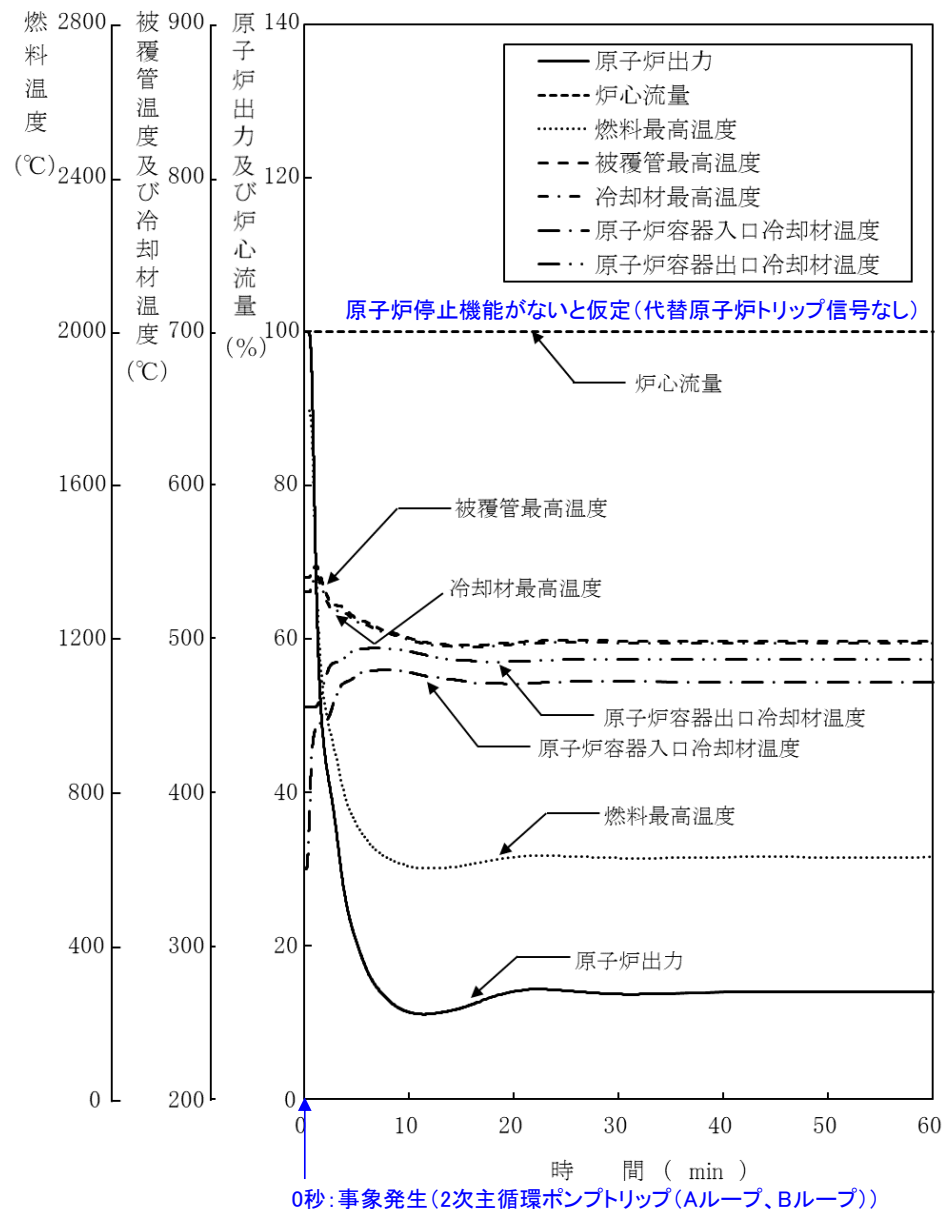
負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる出力低減 1次主冷却系強制循環、2次主冷却系自然循環による炉心冷却

3. 計算コード Super-COPD

4. 主な解析条件

反応度係数等の条件は最適評価値を使用。また、主冷却機は自然通風による除熱を考慮

5. 主な解析結果



項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約550	840
冷却材最高温度	約530	約550	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

- 「常陽」のULOHS事象における炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した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。
- 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が機能し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。解析条件の不確かさを考慮しても、同様の結論である。
- なお、本評価事故シーケンスの収束は評価項目との比較により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※1。また、何らかの原因で運転員の手動操作による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※2。

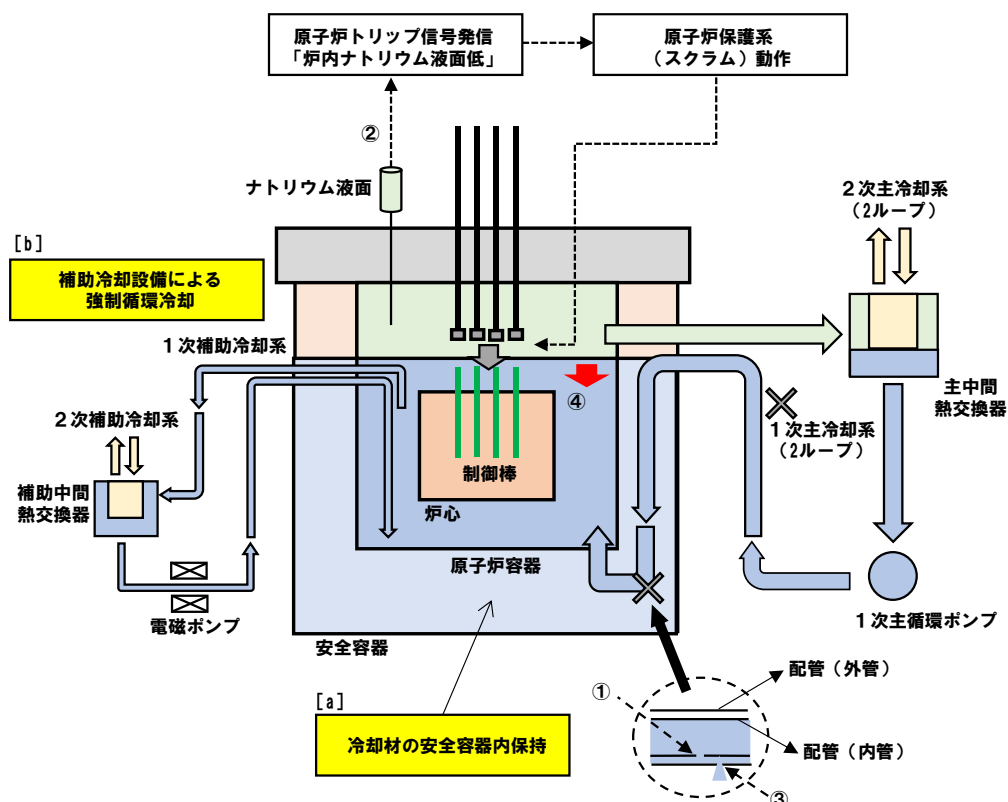
※1:中央制御室において、運転員が①手動スクラム、②制御棒保持電磁石励磁手動断、③後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、④制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は⑤後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を低温の安定静定状態(低温停止状態)に導く。

※2:原子炉建物において、現場対応班員が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、原子炉を低温の安定静定状態(低温停止状態)に導く。

4.2.4.6 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） における主な有効性評価の結果

【評価事故シーケンス】

- 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（LORL（i））
- 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（LORL（ii））
- 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（LORL（iii））



（i）の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

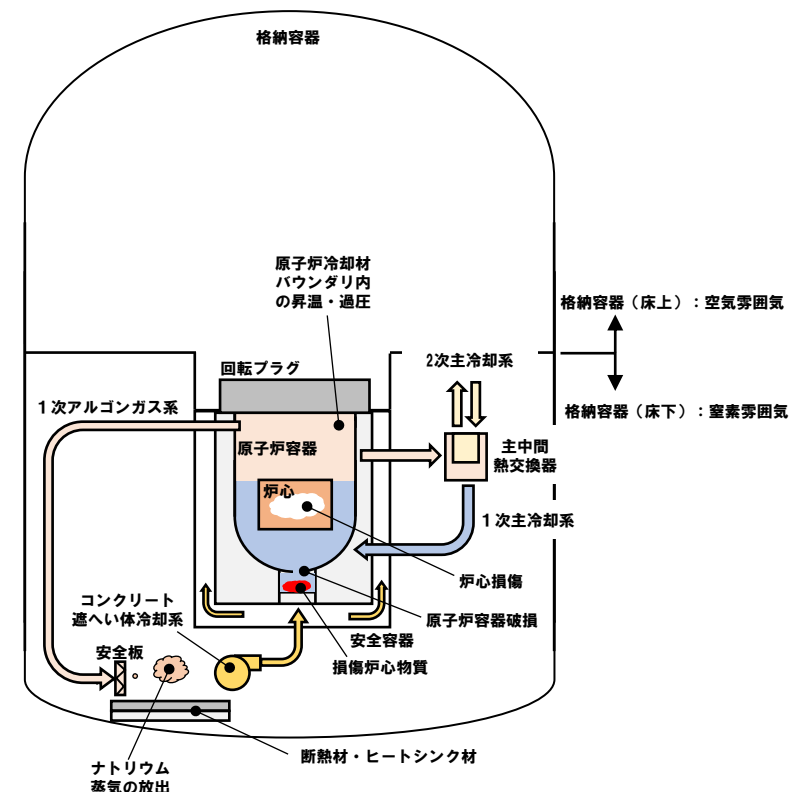
【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に1次主冷却系の安全容器内配管（内管）が破損（①）し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止（②）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（③）し、1次冷却材が二重壁外に漏えいし、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（④）する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

二重壁外に漏えいした1次冷却材を安全容器にて保持（[a]）し、炉心冷却に必要な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（[b]）することにより炉心の著しい損傷を防止。

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



（i）の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

- 左記の事故時に炉心損傷防止措置（補助冷却設備による強制循環冷却）が機能しないことを仮定

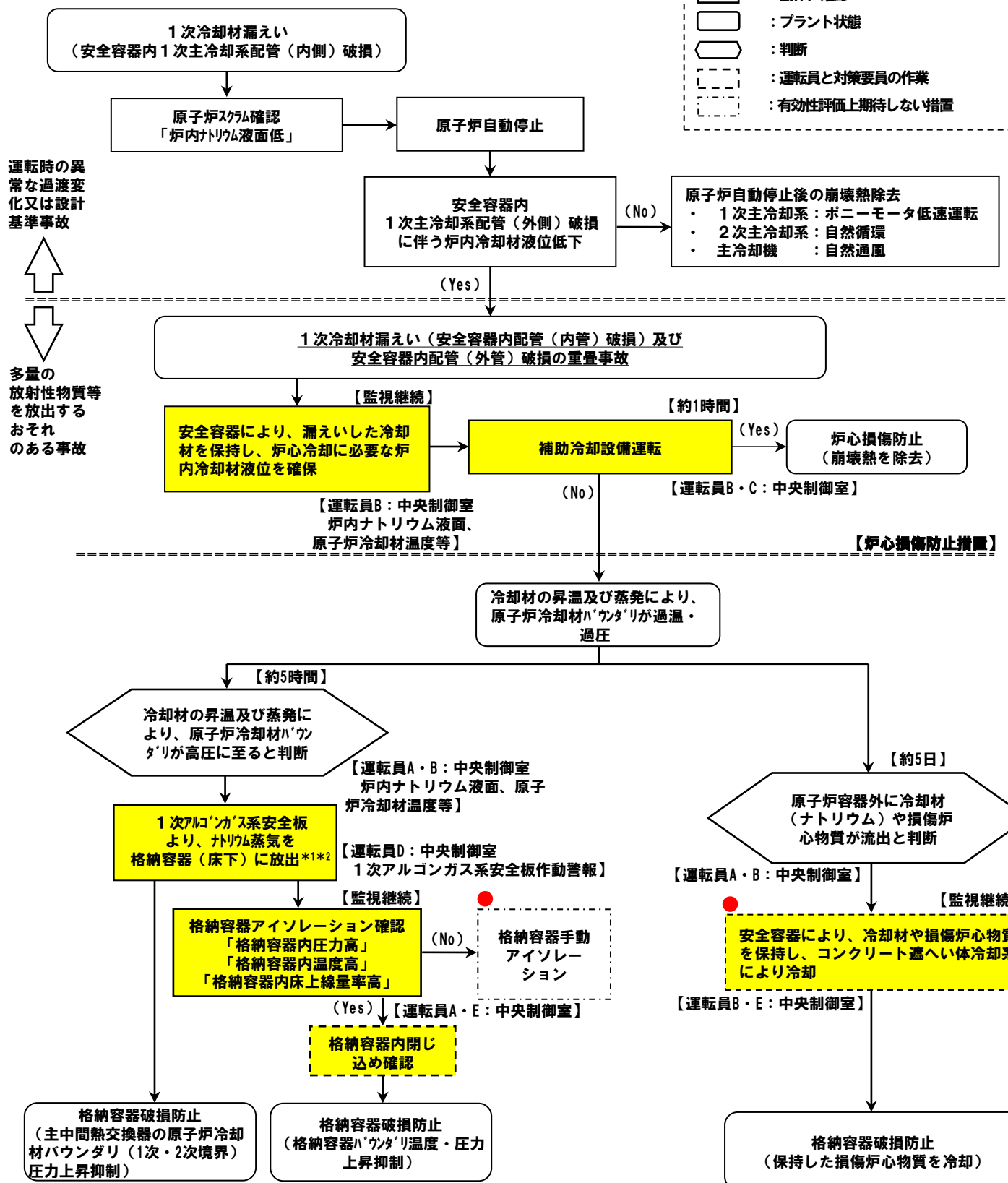
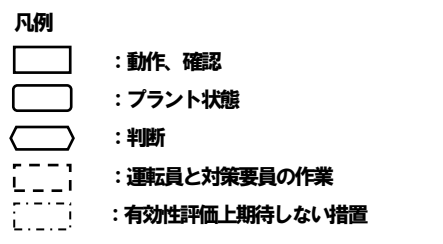
【格納容器破損防止措置の概要】

- 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等の安全容器内保持・冷却
- 安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止
- ナトリウム流出位置（安全板設置位置：格納容器（床下））における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材を敷設

対象事象

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（LORL（i））

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置
 ●：運転員等による操作が必要な措置
 【】内時間：事象発生からの経過時間



運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

□主な炉心損傷防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- 安全容器内での冷却材の保持
 - 補助冷却設備【非常用電源系】

□主な格納容器破損防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- 1次アルゴンガス系の安全板
 - 安全容器内での損傷炉心物質等の保持
 - コンクリート遮へい体冷却系【非常用電源系】
 - 格納容器構造（隔離弁【非常用電源系】）

*1：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
 *2：原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保持

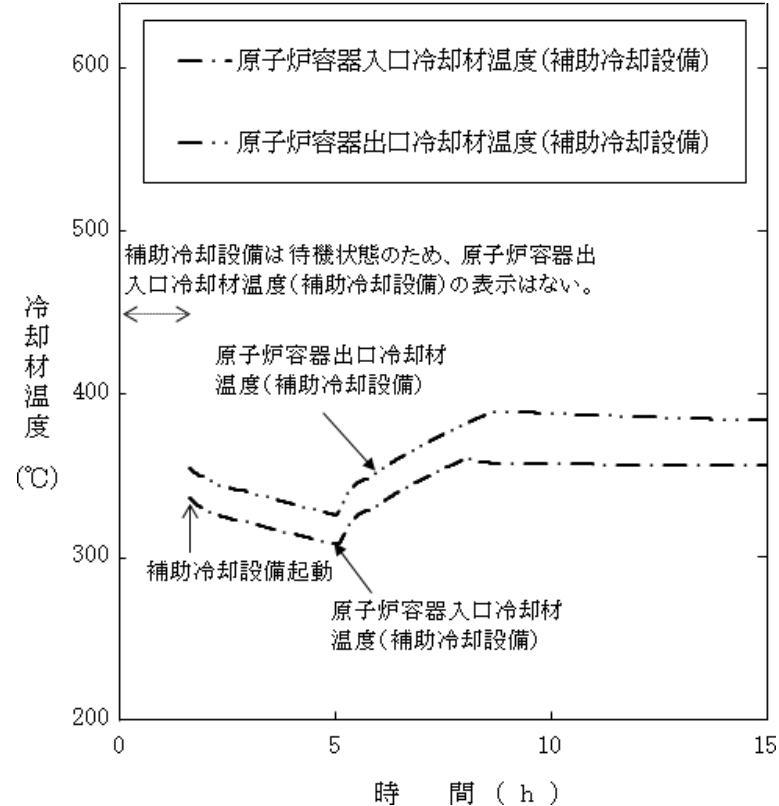
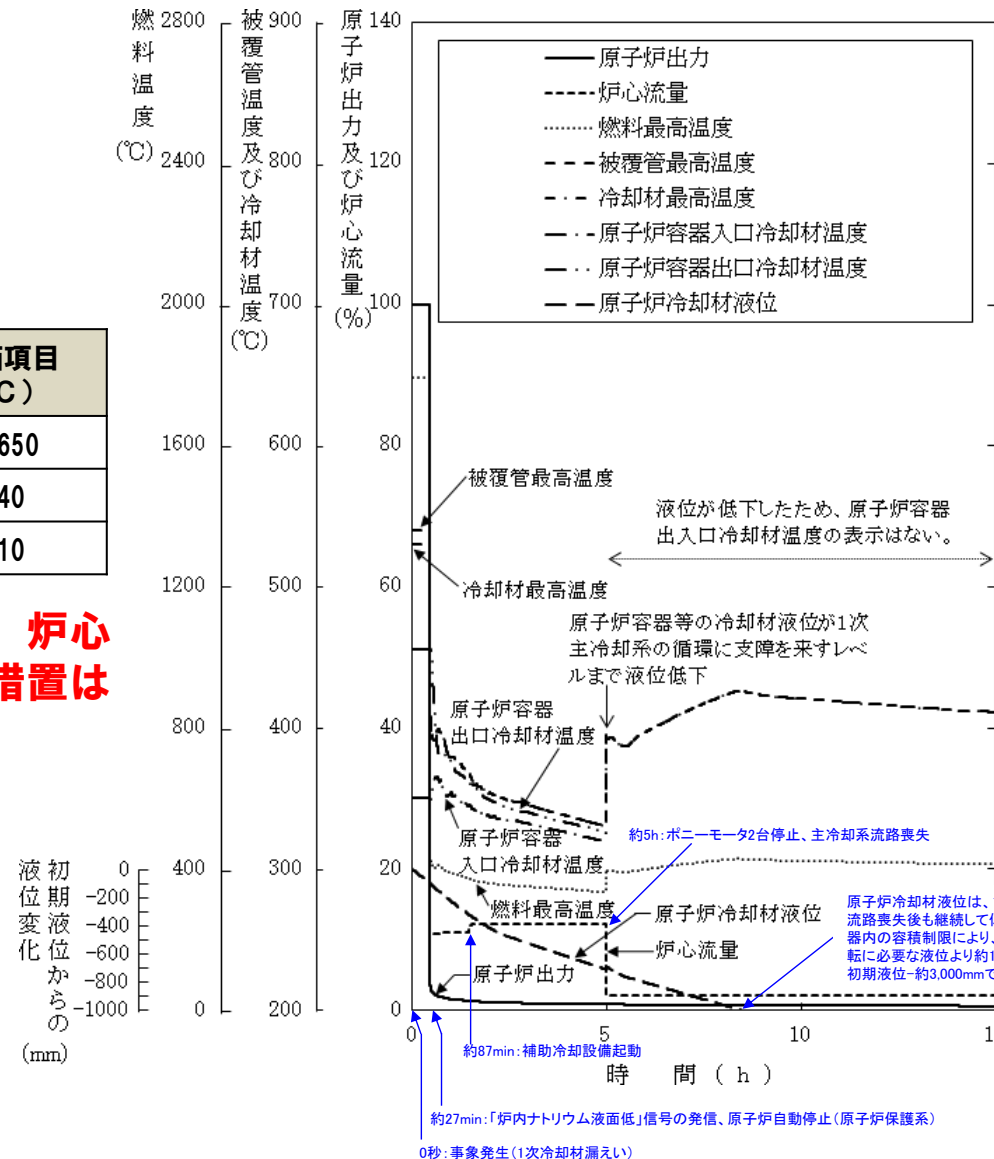
【格納容器破損防止措置】

LORLの炉心損傷防止措置の有効性評価

1. 対象事象 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
2. 主な炉心損傷防止措置
 - ・安全容器内で冷却材を保持し、炉心冷却に必要な液位の確保
 - ・補助冷却設備の強制循環冷却による崩壊熱除去
3. 計算コード Super-COPD
4. 主な解析条件
 - ※ N_sL：原子炉容器通常ナトリウム液位
 - ・解析では、1次主冷却系の安全容器内配管（内管及び外管）が同時に破損すると仮定し、漏えいナトリウムは全て二重壁外に漏えいするものと設定
 - ・1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN_sL※－約8,200mmにある安全容器内の原子炉容器入口低所配管（内管及び外管）とし、漏えい口の大きさは t^2 （tは配管厚さ）を想定して42mm²と設定
 - ・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、崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を使用
5. 主な解析結果

項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約550	840
冷却材最高温度	約530	約540	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価



（補助冷却設備の原子炉容器出入口冷却材温度）

（炉心部及び原子炉容器出入口冷却材温度）

1. 対象事象

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

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却

3. 炉内事象過程における事象推移

- (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、最終的に損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材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内の遮へいグラフィット上に落下する。

※：なお、(3)の原子炉容器底部の破損までには長期間を要するが、本評価ではこれらの事象推移の不確かさを包絡する保守的な条件として、(1)のナトリウム液位が炉心頂部に達した時点で損傷炉心物質の全量が遮へいグラフィット上に落下すると仮想して炉外事象推移の解析を行う。

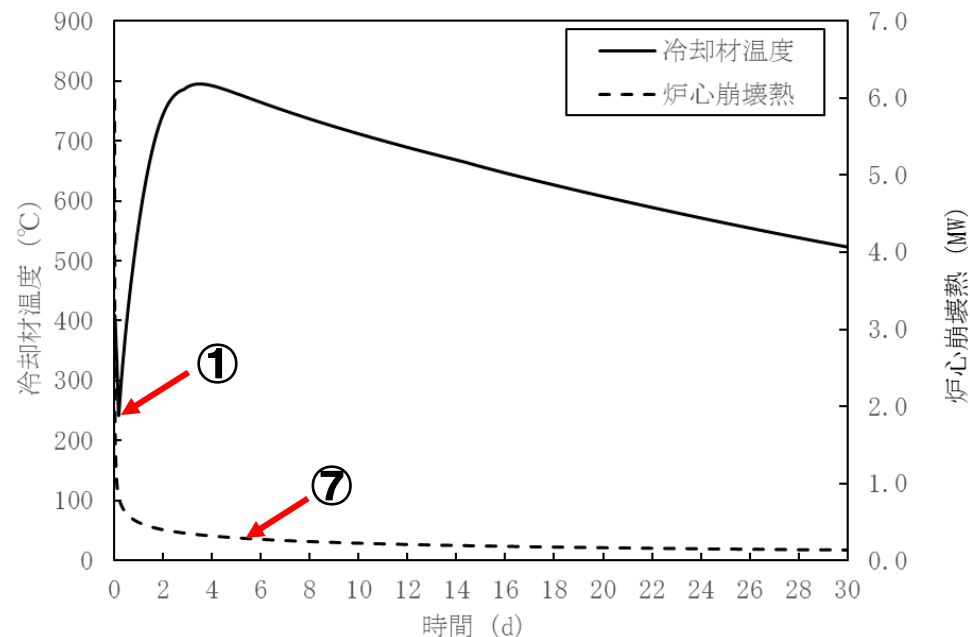
4. 解析手法

原子炉冷却材ナトリウム容量と炉心崩壊熱に基づき、原子炉冷却材の昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を計算する。

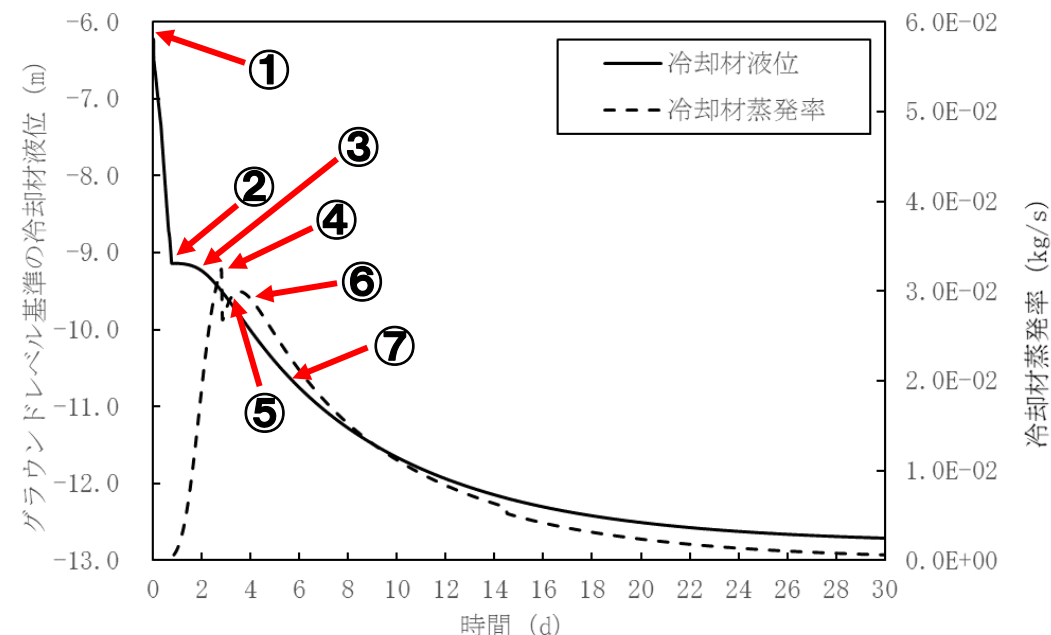
5. 主な解析条件

- 漏えいしたナトリウムは、安全容器内にて保持され、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。
- 原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、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。
- 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。
- 冷却材液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回る（主冷却系の循環流路喪失）までは1次主冷却系ナトリウムを含め、下回った後は原子炉容器内ナトリウムのみを昇温範囲とする。
- 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計算する。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）を超過すると、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気下の格納容器（床下）に流出するものとする。
- 炉心頂部露出時点で原子炉容器が破損してその時点の崩壊熱を有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行すると仮定する。

6. 主な解析結果



冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移



冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移

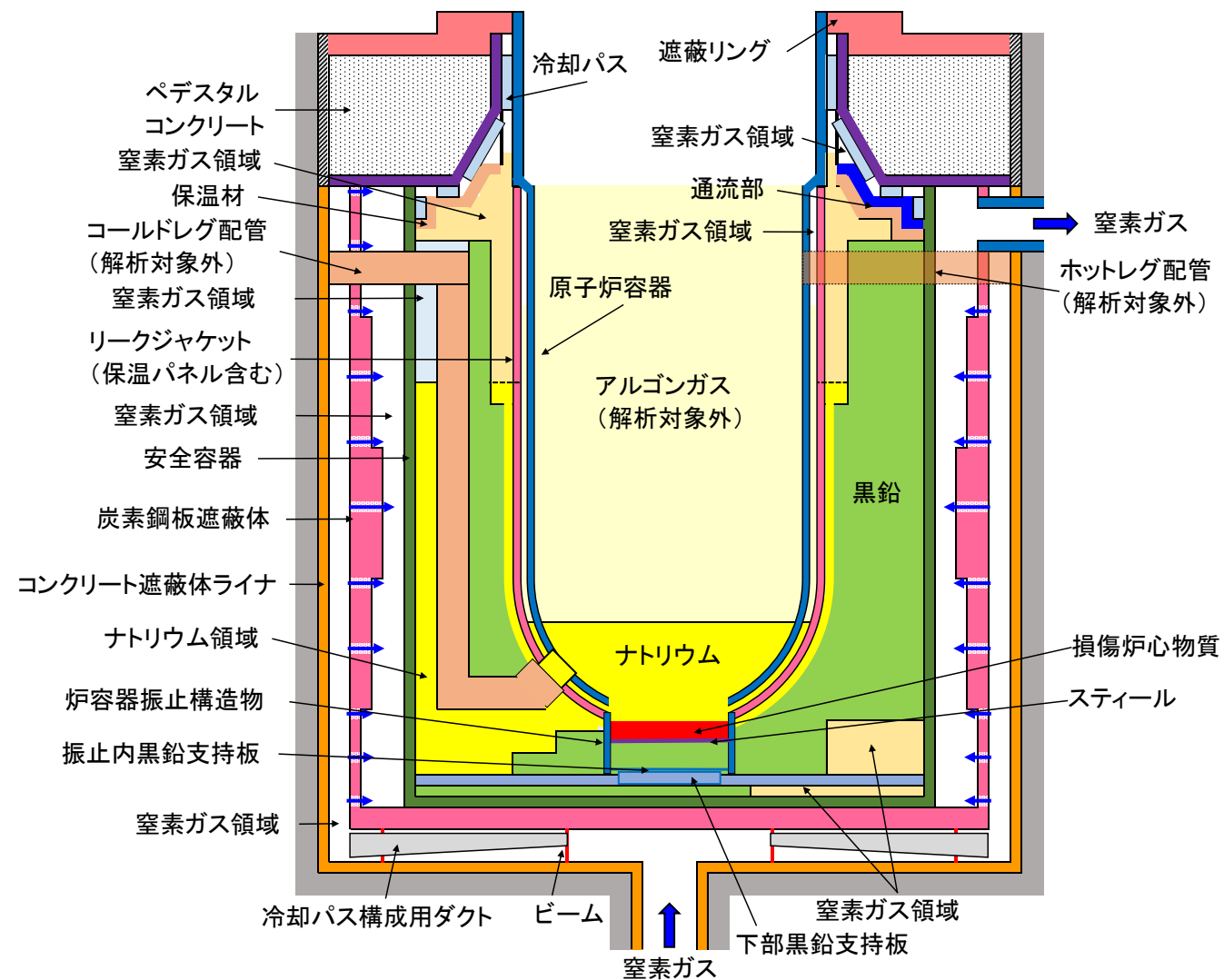
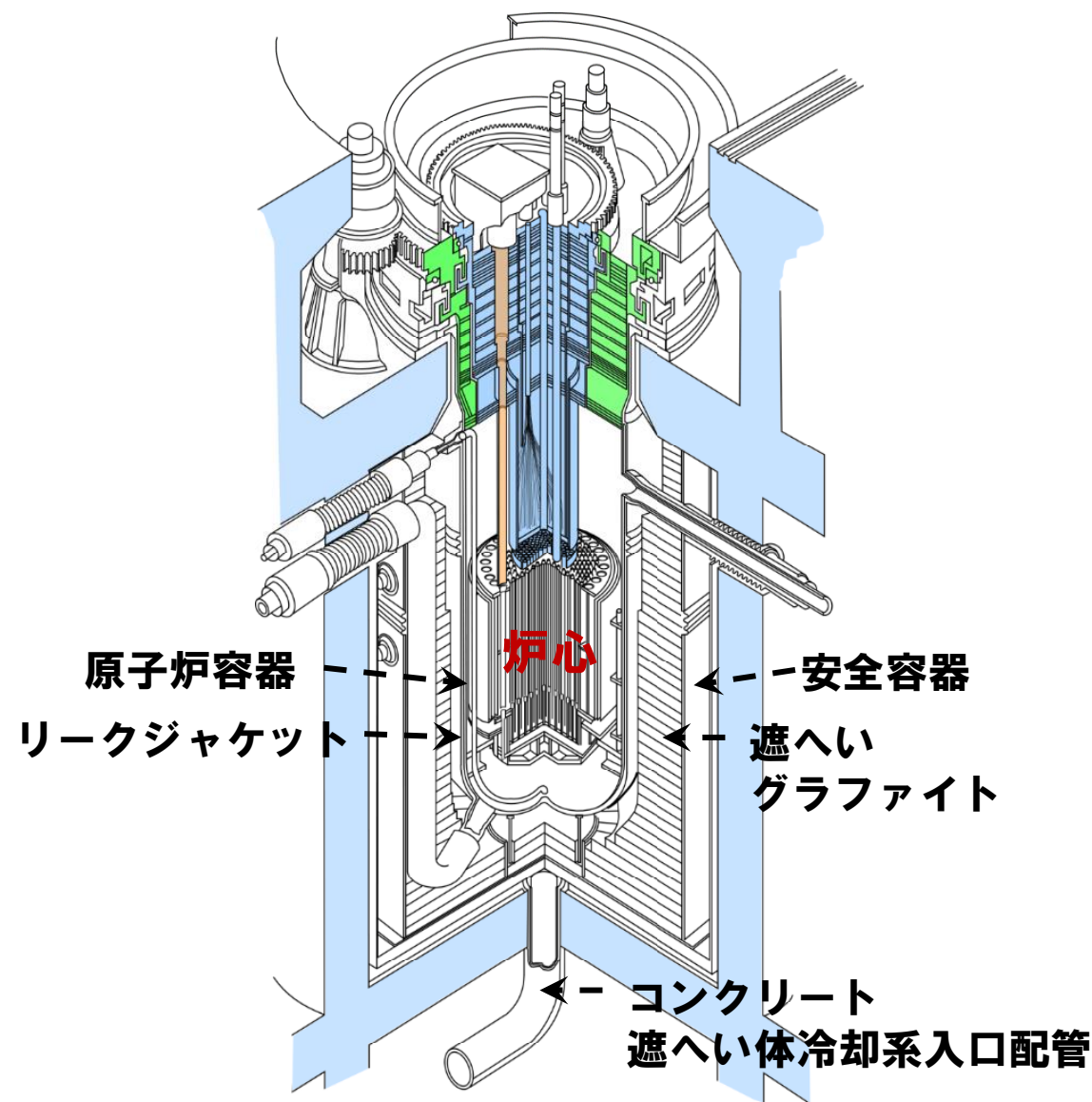
- ① 1次主冷却系の流路喪失（液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回った時点）
- ② 原子炉冷却材の安全容器への漏えい停止
- ③ 1次冷却材の蒸発により、原子炉容器内の液位が低下
- ④ 炉心構造物等の頂部までの液位低下による1次冷却材の断面積の低下により、冷却材蒸発率が低下
- ⑤ 1次冷却材の昇温により、冷却材蒸発率が上昇
- ⑥ 崩壊熱がコンクリート遮へい体冷却系による除熱量を下回ることにより、冷却材蒸発率が低下
- ⑦ 炉心頂部露出：事象発生約5.5日後 ⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約800°C
⇒ 当該時刻の崩壊熱：約240kW※

※：希ガス及び揮発性核分裂生成物の崩壊熱を除く（参考：希ガス及び揮発性核分裂生成物を含む崩壊熱：約290kW）。

- ・ 炉心頂部露出時点で原子炉容器が破損してその時点の崩壊熱240kWを有する損傷炉心物質全量が安全容器に移行すると仮定し、炉外事象過程において、安全容器内冷却・保持のための措置の有効性を評価。
- ・ なお、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こと、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、1次冷却材を介して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）を過温・過圧することはない。

1. 事象想定と解析体系

- 炉心が損傷し原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質による原子炉容器底部のクリーブ破損を想定する。
- 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。



FLUENT解析体系の概要

2. 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

項目	基本ケース	
	初期定常解析	過渡解析
崩壊熱	240 kW	崩壊熱の減衰を考慮
窒素ガス入口温度	40 °C (コンクリート遮へい体冷却系(*1)の定格温度)	
窒素ガス流量	20,500 m ³ /h (コンクリート遮へい体冷却系(*1)の定格流量)	

(*1) 事故時の除熱容量1MW(コンクリート遮へい体冷却系の設計及び工事の方法の認可申請書記載値)

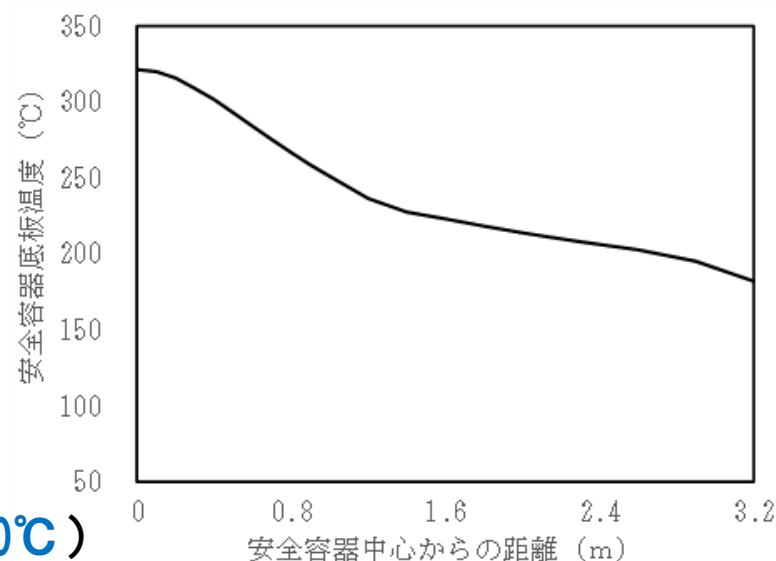
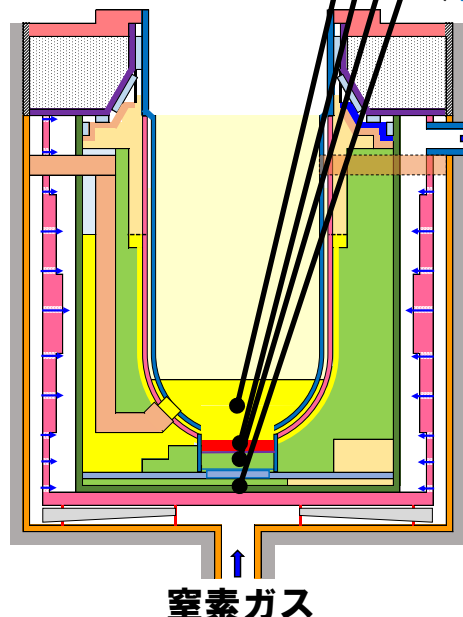
■ 主な解析結果

初期定常解析結果
(基本ケース、不確かさの影響評価)

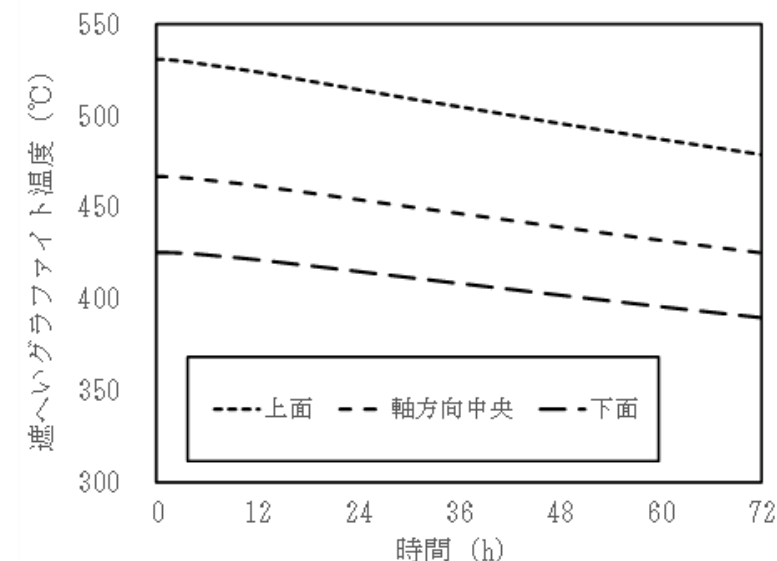
領域	最高温度 [°C]
ナトリウム	約350
損傷炉心物質	約860
遮へいグラファイト	約530
安全容器	約330

(安全容器設計温度：450°C)

窒素ガス出口温度(*)
定常：約75°C
(*)安全容器からの除熱が約94%
(他にペDESTAL部からの除熱が約6%)



安全容器底板の径方向
温度分布
(基本ケース、初期定常解析)



遮へいグラファイト温度の時間変化
(基本ケース、過渡解析)

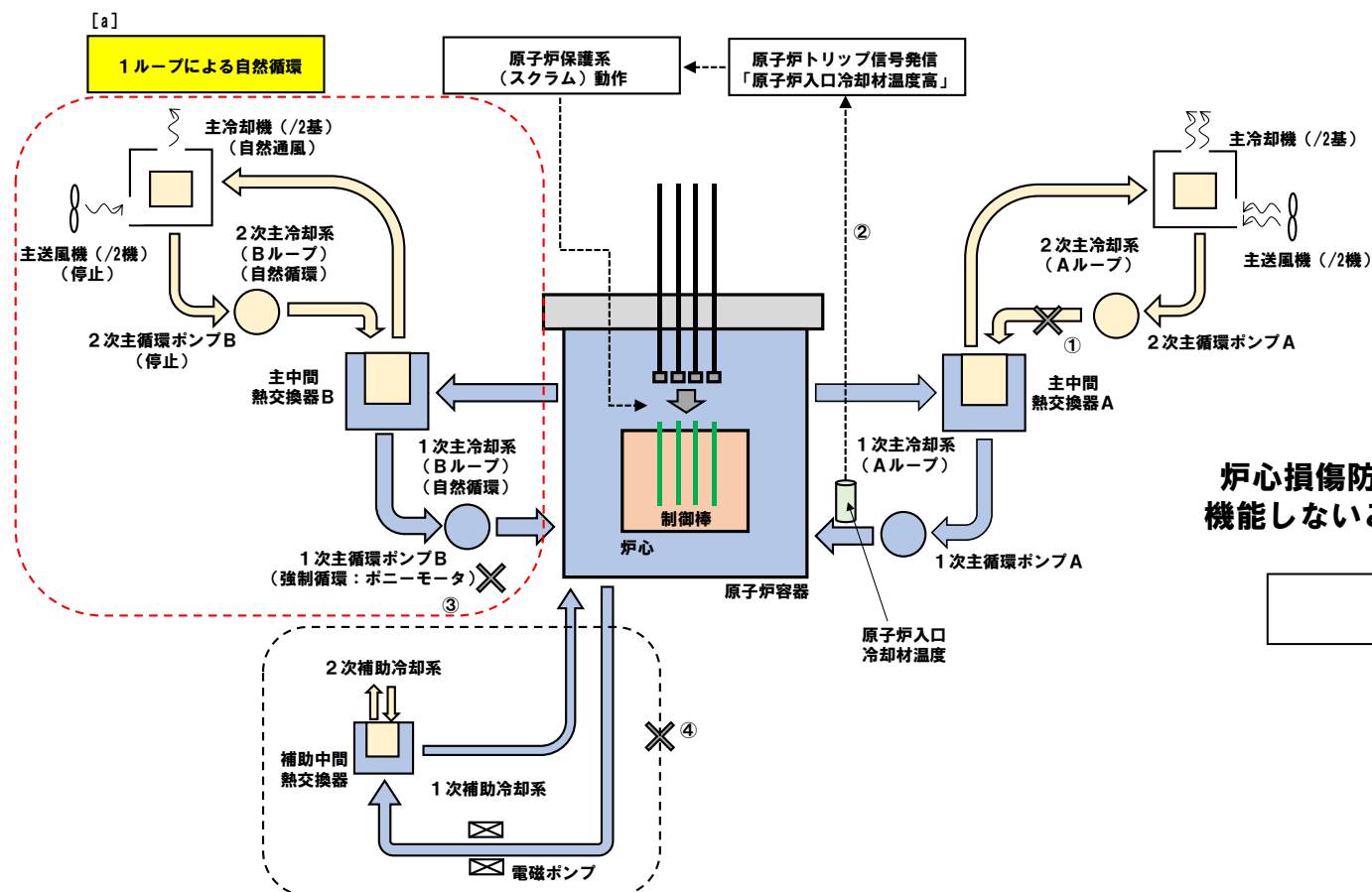
→崩壊熱が最も高い時刻0秒での定常解析において最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。

→コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却により、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却されており、格納容器破損防止措置は有効と評価。

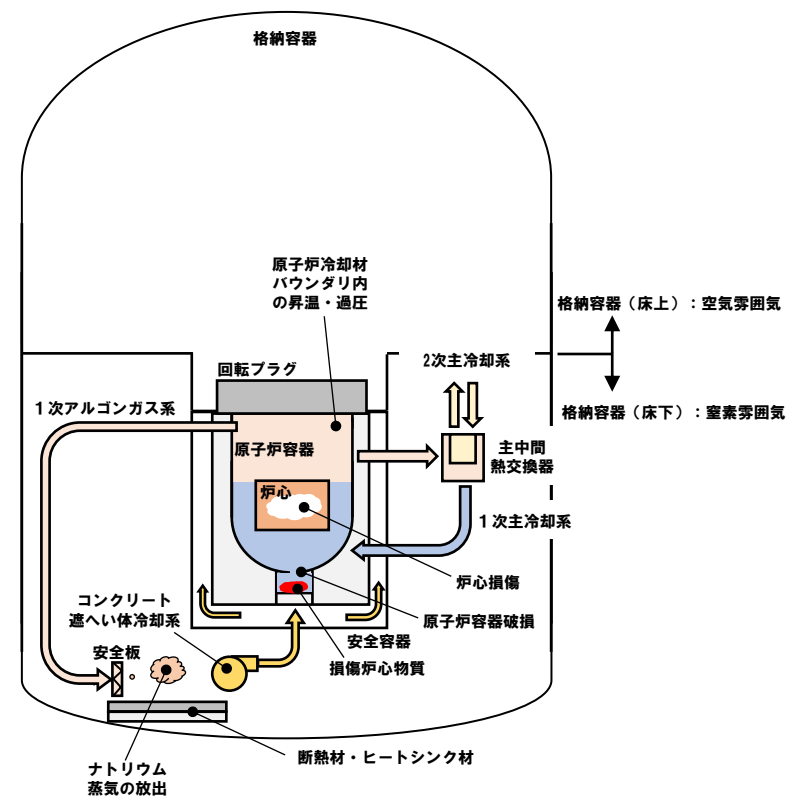
4.2.4.7 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）における主な有効性評価の結果

【評価事故シーケンス】

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (i))
 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (ii))



(ii) の事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図



(ii) の事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に2次冷却材の漏えいが生じ(①)、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止(②)した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系の低速運転(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(③)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(④)する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

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其自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去([a])することにより炉心の著しい損傷を防止。

【評価事故シーケンスの概要】

・左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

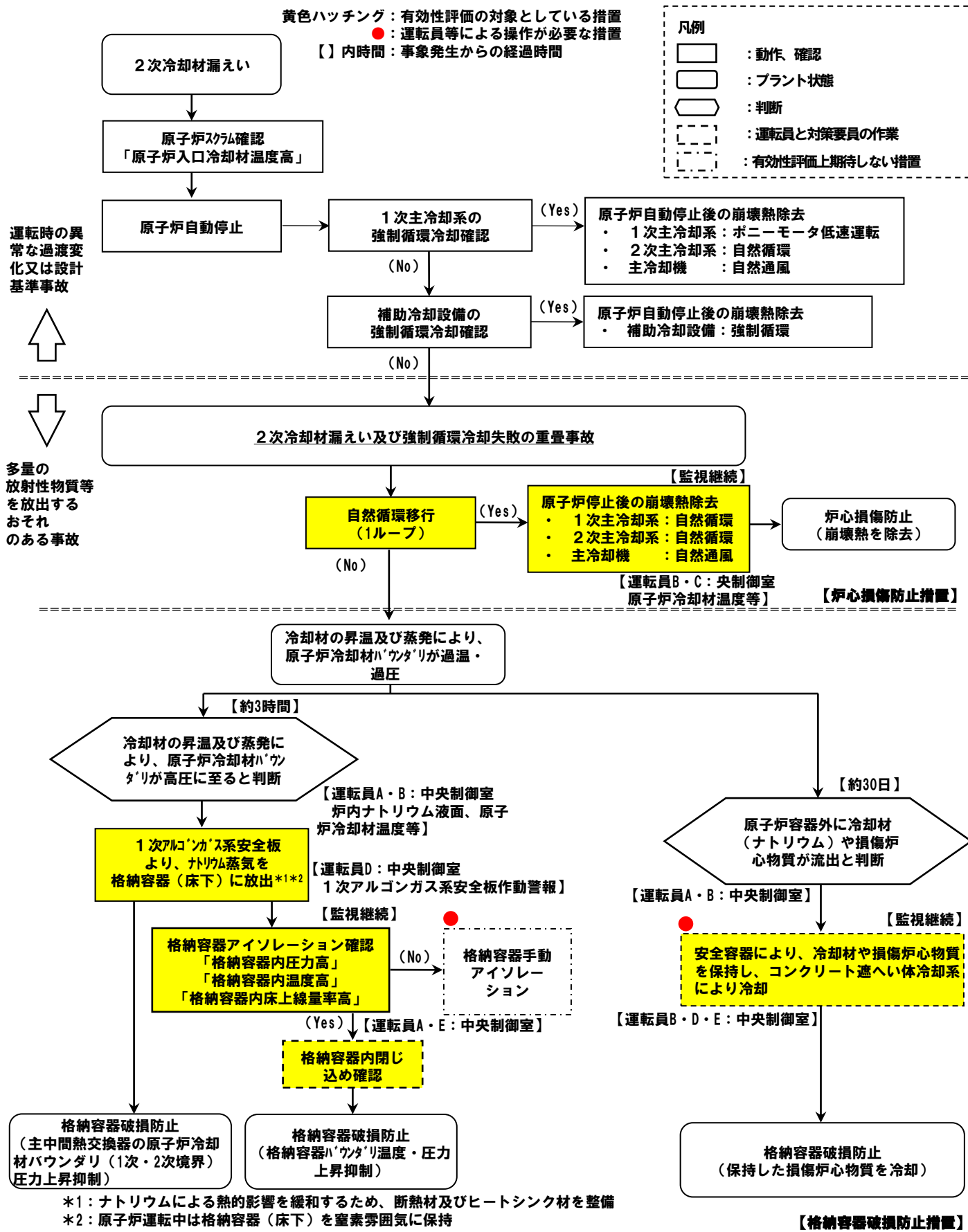
【格納容器破損防止措置の概要】

- ・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等の安全容器内保持・冷却
- ・安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧の防止
- ・ナトリウム流出位置(安全板設置位置:格納容器(床下))における熱的影響緩和措置としてヒートシンク材・断熱材を敷設

■ PLOHSの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要

・ 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故 (PLOHS (ii))



□ 主な炉心損傷防止措置

- ・ 1次主冷却系 (自然循環)
- ・ 2次主冷却系 (自然循環)
- ・ 主冷却機 (自然通風)

□ 主な格納容器破損防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- ・ 1次アルゴンガス系の安全板
 - ・ 安全容器内での損傷炉心物質等の保持
 - ・ コンクリート遮へい体冷却系【非常用電源系】
 - ・ 格納容器構造 (隔離弁【非常用電源系】)

■ PLOHSの炉心損傷防止措置の有効性評価

1. 対象事象 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な炉心損傷防止措置

主冷却系（1ループ）による自然循環冷却

3. 計算コード Super-COPD

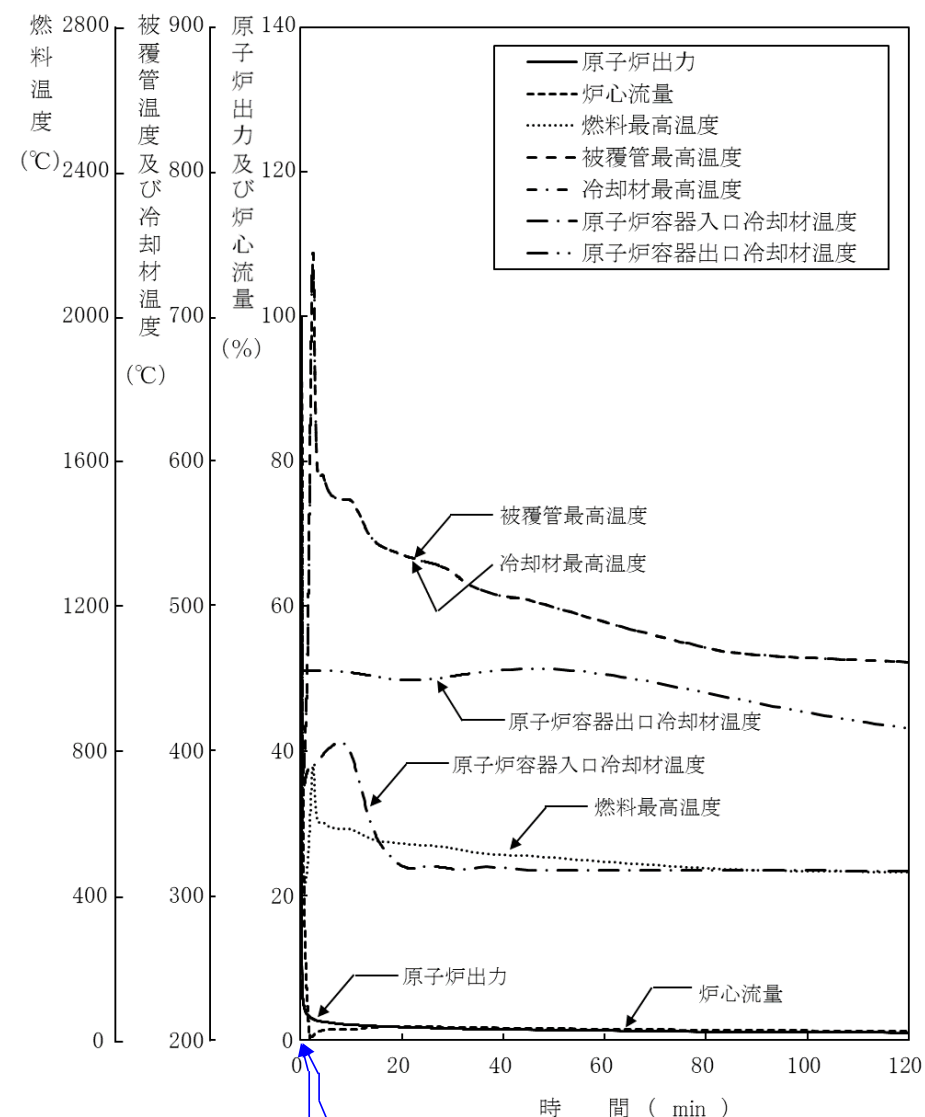
4. 主な解析条件

- 1) 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の原子炉冷却材温度の上昇を高めめに評価するために、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
- 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。原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」（設定値365℃）によるものとする。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設定
- 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、炉心支持板温度係数及び崩壊熱にはノミナル値（最適評価値）を使用

5. 主な解析結果

項目	初期温度 (°C)	最高温度 (°C)	評価項目 (°C)
燃料最高温度	約1,800	約1,800	2,650
被覆管最高温度	約540	約750	840
冷却材最高温度	約530	約750	910

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価



18秒:「原子炉入口冷却材温度高」信号の発信、原子炉自動停止(原子炉保護系)

0秒:事象発生(1ループの2次冷却材漏えい)、当該ループ除熱能力完全喪失

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却

3. 炉内事象過程における事象推移

- (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、最終的に損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材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内の遮へいグラフィット上に落下する。

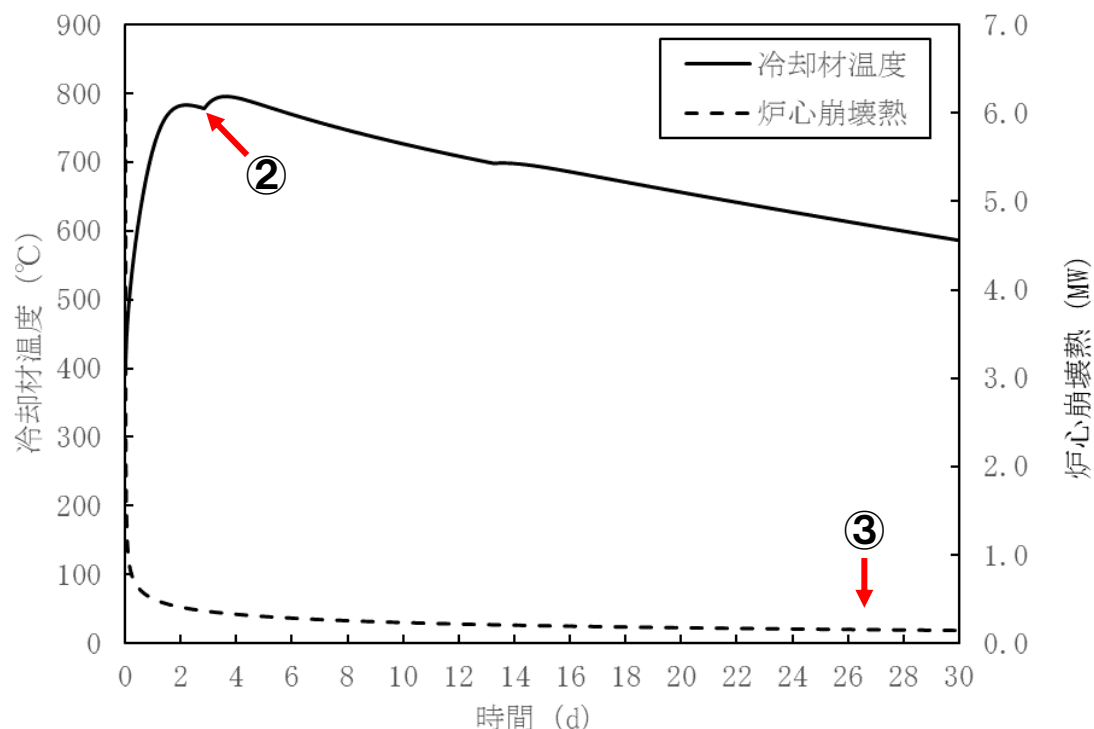
4. 解析手法

原子炉冷却材ナトリウム容量と炉心崩壊熱に基づき、原子炉冷却材の昇温、蒸発挙動を計算し、蒸発による液位低下を計算する。

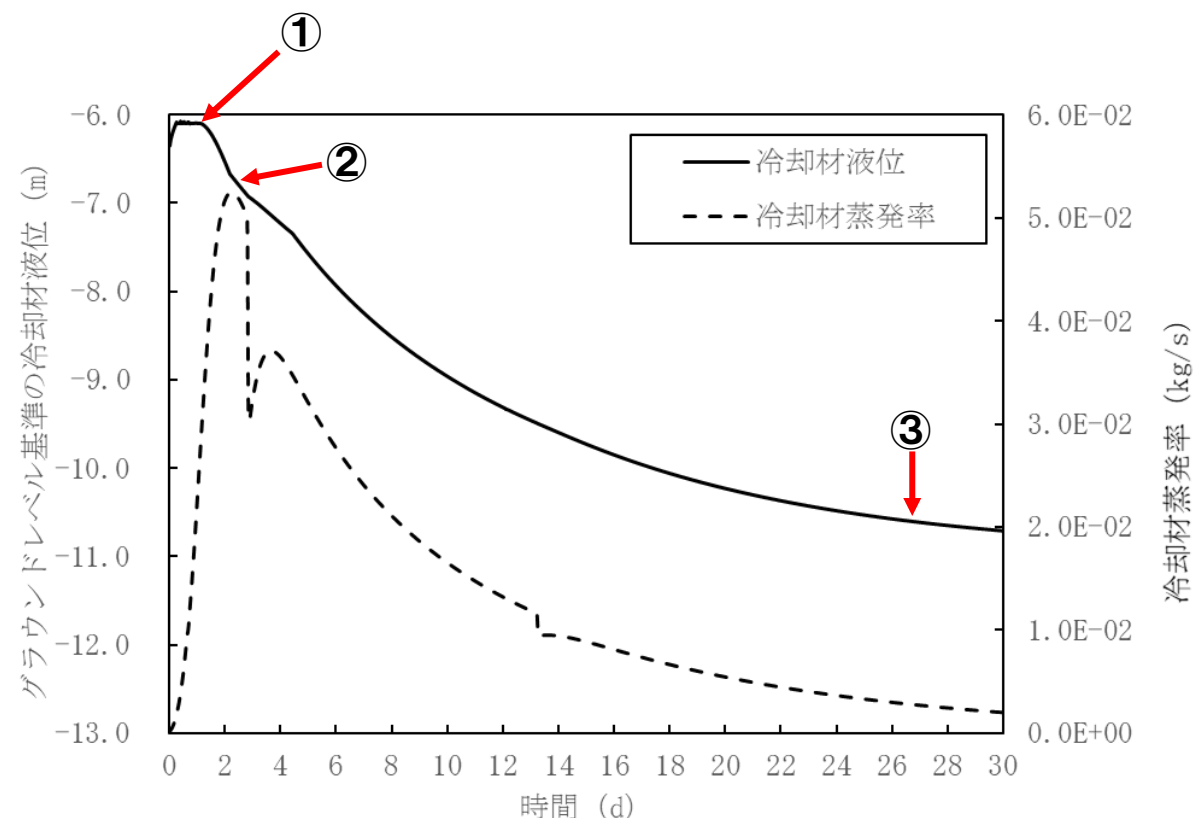
5. 主な解析条件

- 炉心の著しい損傷に至る条件を仮想するため、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。
- 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。
- 冷却材液位が主中間熱交換器入口窓上端を下回る（主冷却系の循環流路喪失）までは1次主冷却系ナトリウムを含め、下回った後は原子炉容器内ナトリウムのみを昇温範囲とする。
- 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計算する。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）を超過すると、安全板が開放され、格納容器応答過程では蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気中の格納容器（床下）に流出するものとする。

6. 主な解析結果



冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移



冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移

- ① 熱膨張した原子炉冷却材のオーバフロータンクへの流出
- ② 1次主冷却系の循環液位喪失（液位が主中間熱交換器の入口窓上端を下回った時点）
⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約790℃
- ③ 炉心頂部露出：事象発生約27日後
⇒ 当該時刻までの冷却材最高温度：約800℃
⇒ 当該時刻における炉心崩壊熱：約140kW※

※：希ガス及び揮発性核分裂生成物の崩壊熱を除く（参考：希ガス及び揮発性核分裂生成物を含む崩壊熱：約150kW）。

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

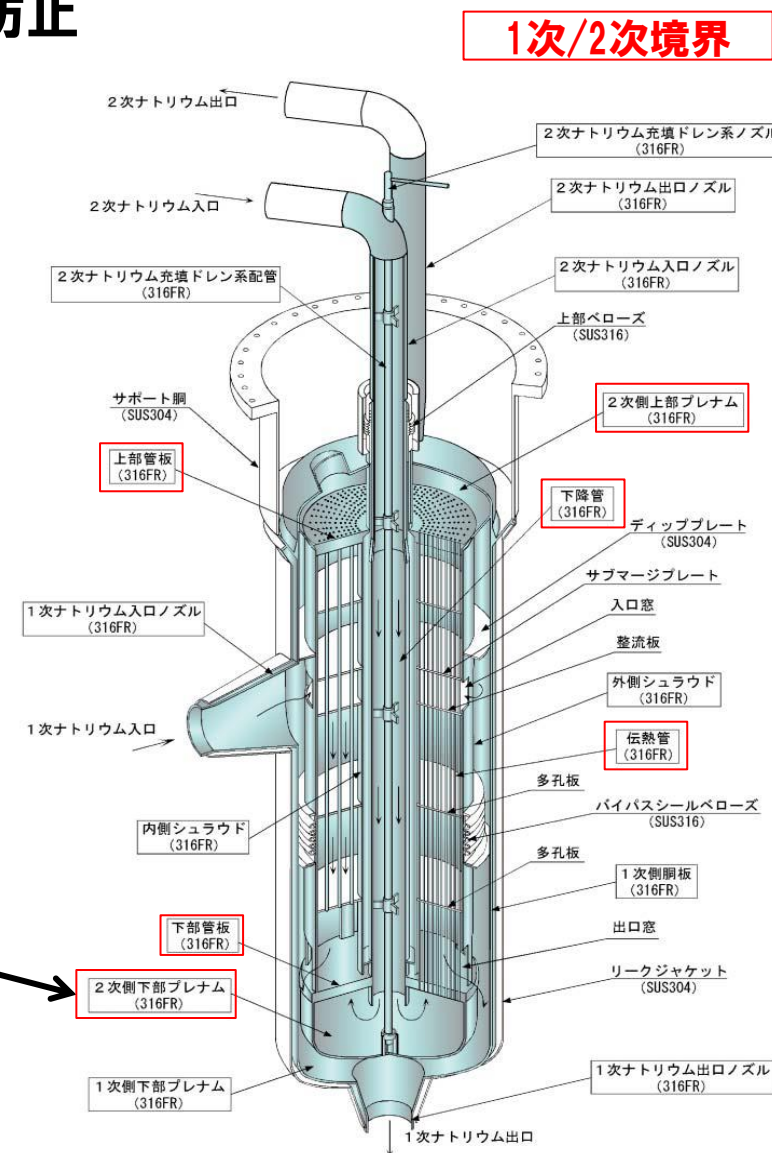
2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却

3. 評価部位の選定

- ・ 管板及び管は鏡板と比較して強度が高い。
- ・ 主な1次応力は自重及びヘッド圧
(上部プレナムの鏡板に係る圧力は下部と比較して低い)

以上より、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）の最も条件が厳しい箇所は、2次側下部プレナム鏡板



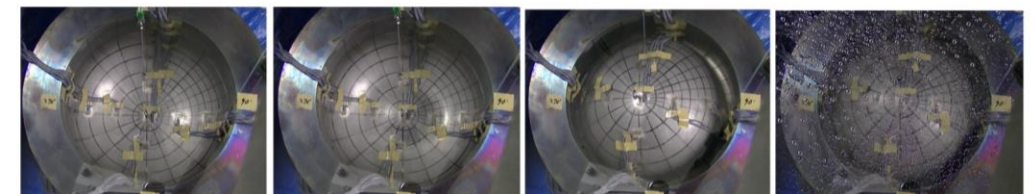
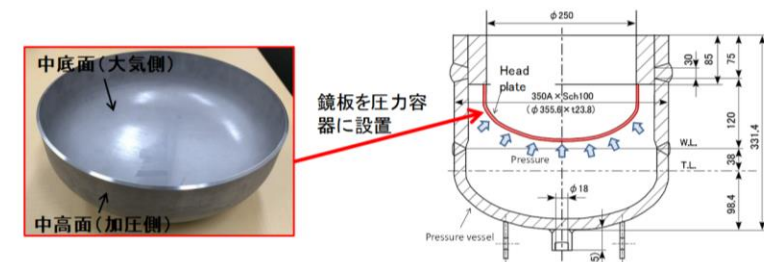
主中間熱交換器の構造

4. 評価手法

- 原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の破損の発生には、2次側下部プレナム鏡板のバウンダリ機能が維持できない状態（（クリープ）延性破断）となる必要がある。
- 外圧を受ける鏡板の（クリープ）延性破断は、鏡板が頂部の反転を伴う座屈を経て、中高面が完全に反転し、円筒部にまで変形が至る場合に発生することが実験で示されている^[1]。
⇒ 破損様式を座屈として評価すれば、バウンダリ機能の喪失に対して保守的な評価が可能（座屈の評価は、発電炉の設計規格^[2]に準拠し評価）

[1] : PVP2016-63147、PVP2017-65227

[2] : 日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格
第1編 軽水炉規格（2016） PVB-3220、PVB-3230



試験前 座屈発生時点(約6.3MPa) 非対称変形(約9.8MPa) 漏えい発生後(試験終了)

外圧破損試験のための試験体および治具を設計・制作の上、加圧試験により座屈を経てバウンダリ機能が喪失するまでの挙動を確認するとともに、バウンダリ機能を喪失する限界圧力や破損様式等を明らかとした。

鏡板の外圧によるバウンダリ機能喪失確認試験

5. 評価結果

- 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「常陽」の主中間熱交換器の2次側下部プレナム鏡板の許容圧力 : 0.6MPa
- PLOHS時の1次側の最大圧力 : 0.1MPa以下（2次側圧力を0とした場合）
⇒ 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）の機能は維持されると評価

→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）の破損は防止されることから、格納容器破損防止措置は有効と評価

1. 対象事象

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

2. 主な格納容器破損防止措置

- ・ 1次アルゴンガス系の安全板による原子炉冷却材バウンダリの過圧防止
- ・ ヒートシンク材、断熱材によるナトリウム蒸気の熱的影響の緩和
- ・ コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却による損傷炉心物質等の安全容器内保持・冷却

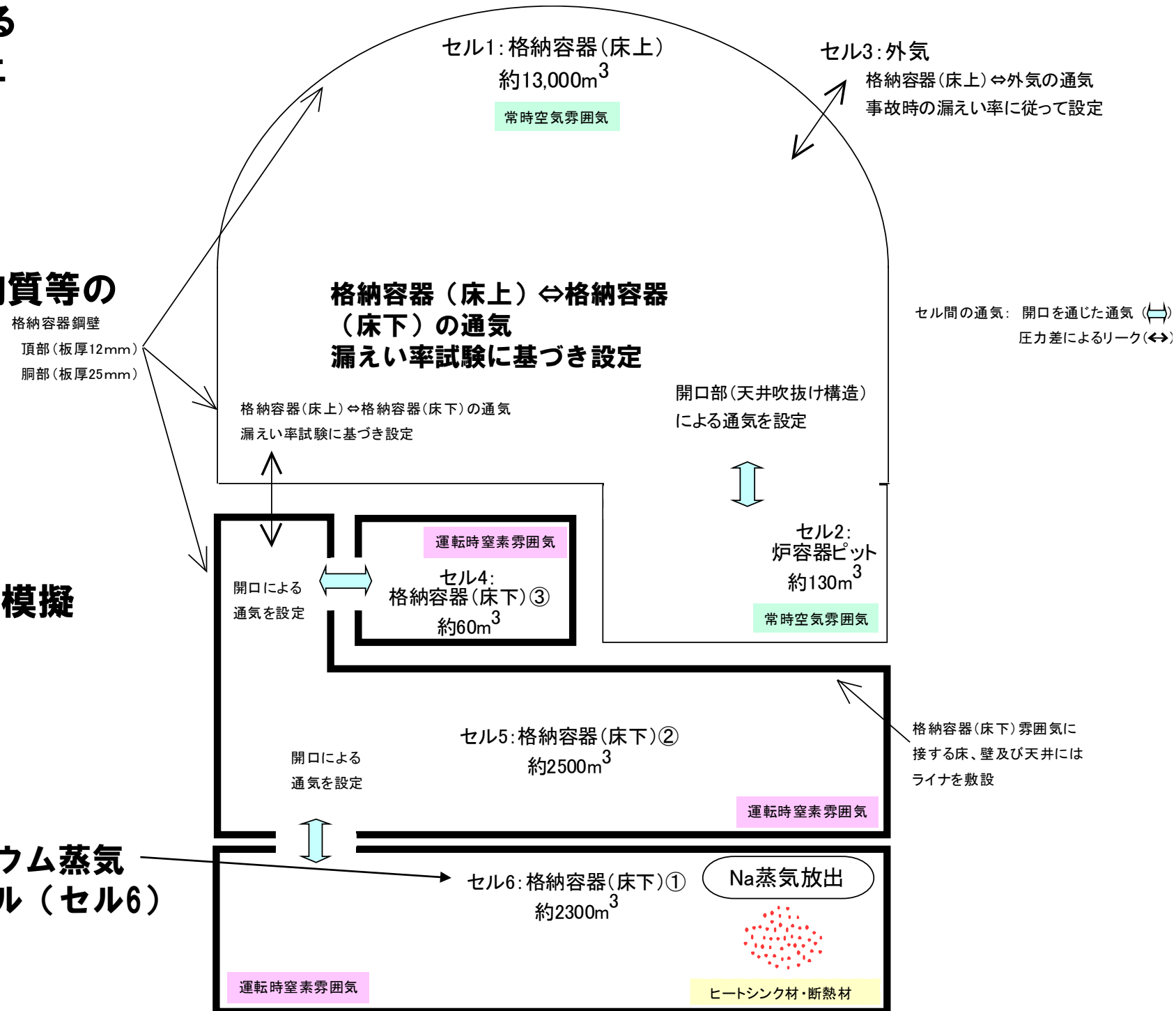
3. 計算コード

CONTAIN-LMR

4. 解析体系の概要

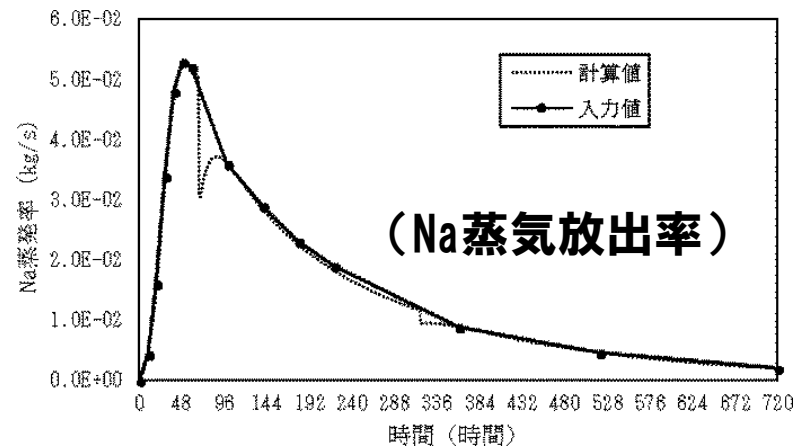
外気領域を含め格納容器内を6セルで模擬

ナトリウム蒸気
放出セル（セル6）

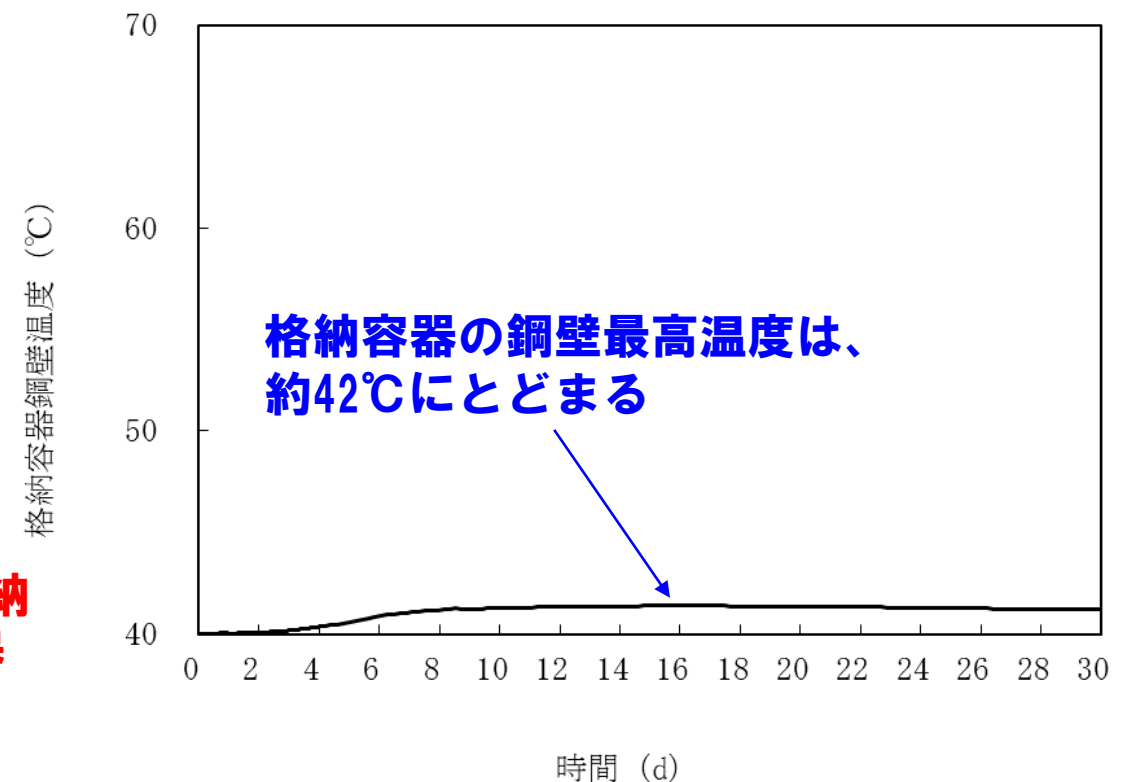
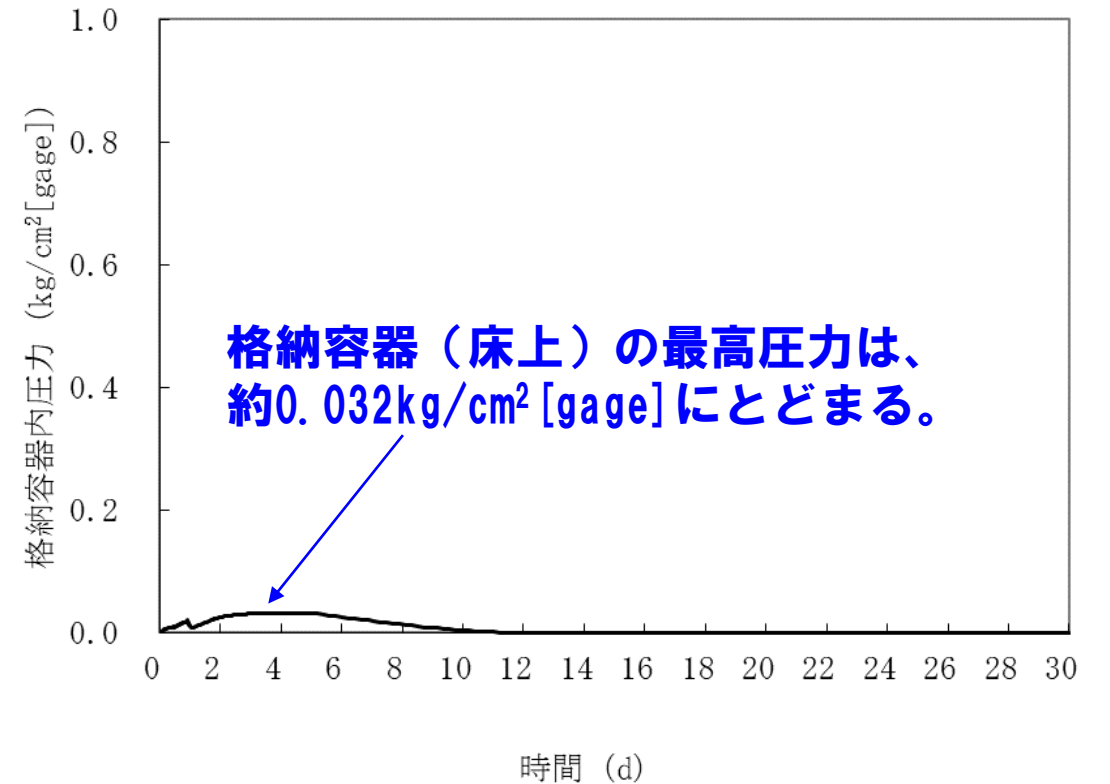


5. 主な解析条件

項目	条件
放出ナトリウム蒸気量、蒸気温度	炉内事象推移の解析結果から設定
格納容器内初期雰囲気組成	酸素:0.21、水蒸気:0.029 (モル比、格納容器床上) 酸素:0.035、水蒸気:0.012 (モル比、格納容器床下)
格納容器床上と格納容器床下の通気	考慮
反応形態	ナトリウム蒸気との反応
熱輸送形態	熱輻射、自然対流熱伝達
コンクリートからの水分放出	考慮



6. 主な解析結果



→格納容器 (床上) の設計圧力 (1.35kg/cm² [gage]) 及び格納容器鋼壁の設計温度 (150°C) を下回ることから、格納容器の破損は防止され、格納容器破損防止措置は有効と評価

4. 2. 4. 8全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO） における主な有効性評価の結果

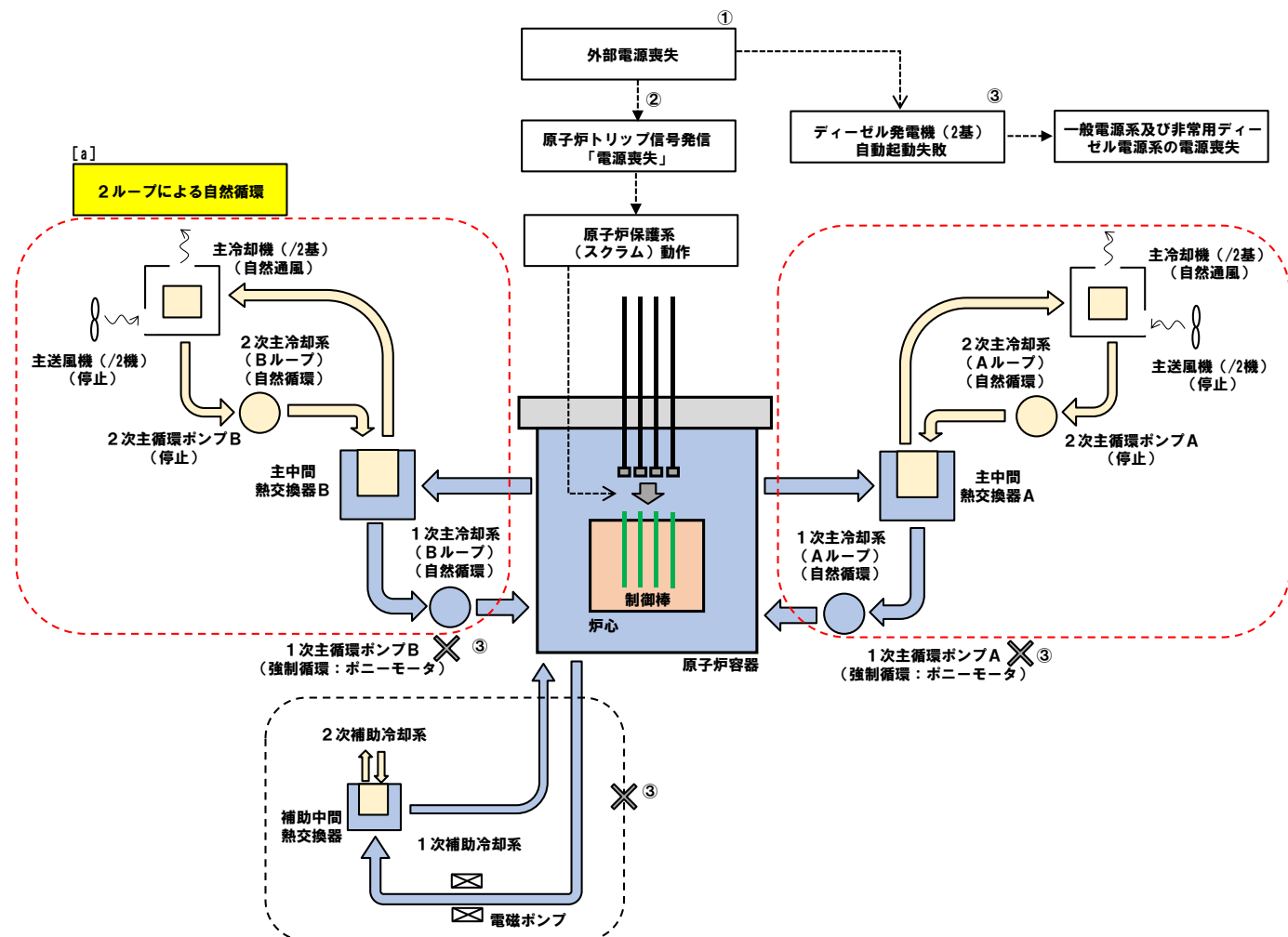
SB0の評価事故シーケンス及び評価事故シーケンスの概要

●：選定した評価事故シーケンス

No.	事故シーケンス	炉心損傷防止措置	格納容器破損防止措置
● 1	外部電源喪失＋ ディーゼル発電機（2台）起動失敗	自然循環冷却（2ループ）	主冷却系（1ループ）による自然循環冷却

【評価事故シーケンスの選定理由】

本事象グループに係る事故シーケンスは、『No. 1』のみである。



事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

出力運転中に外部電源が喪失（①）し、原子炉が「電源喪失」により自動停止（②）した後、非常用ディーゼル発電機（2台）の自動起動に失敗（③）し、一般系電源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。

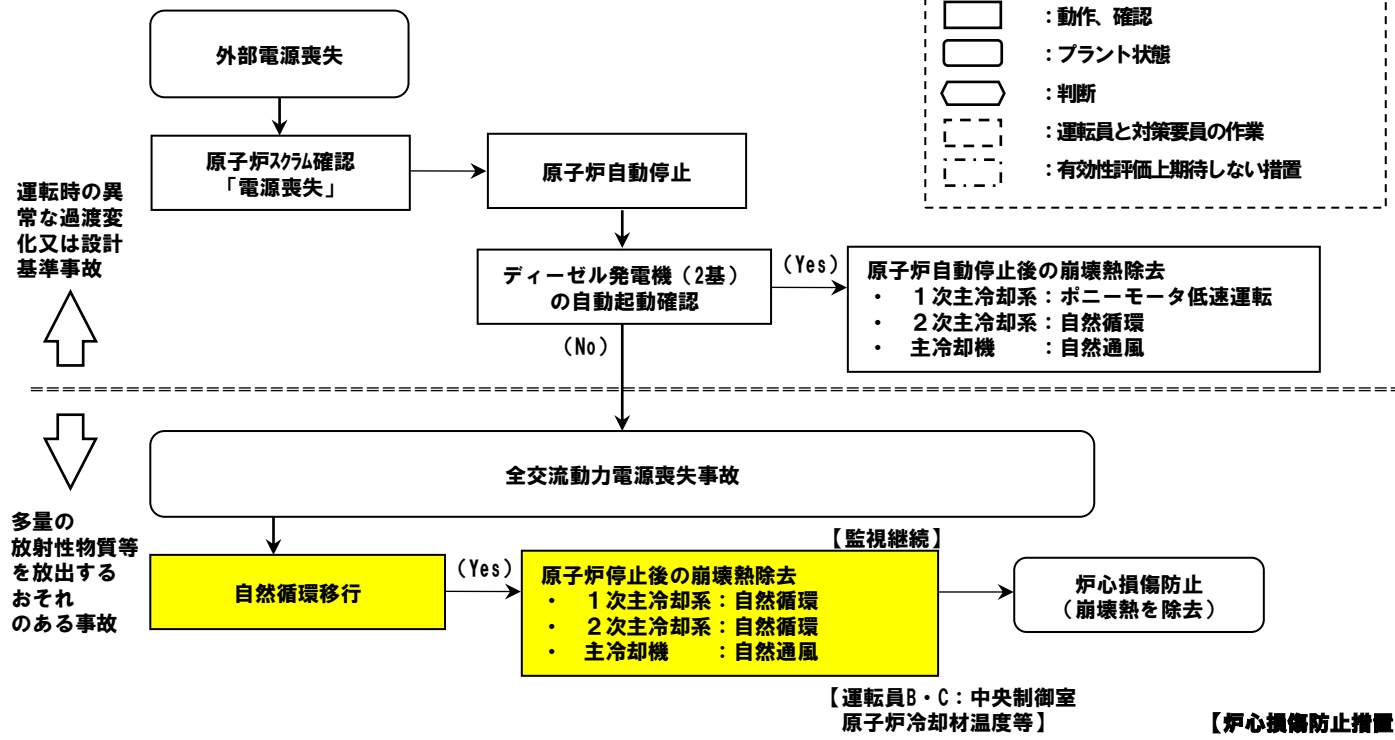
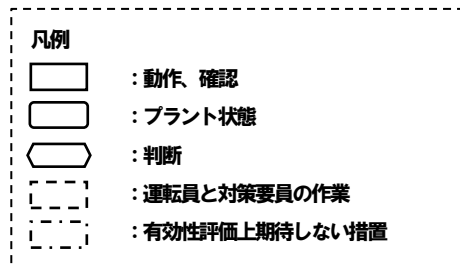
【炉心損傷防止措置の概要】

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（[a]）により原子炉停止後の崩壊熱を除去することにより炉心の著しい損傷を防止。

【格納容器破損防止措置の概要】

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系統の動的機器を有する措置と比べて極めて信頼性が高い。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、PLOHSの評価事故シーケンス（ii）に示すとおり、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、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。

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置
 ●：運転員等による操作が必要な措置
 【】内時間：事象発生からの経過時間



□主な炉心損傷防止措置

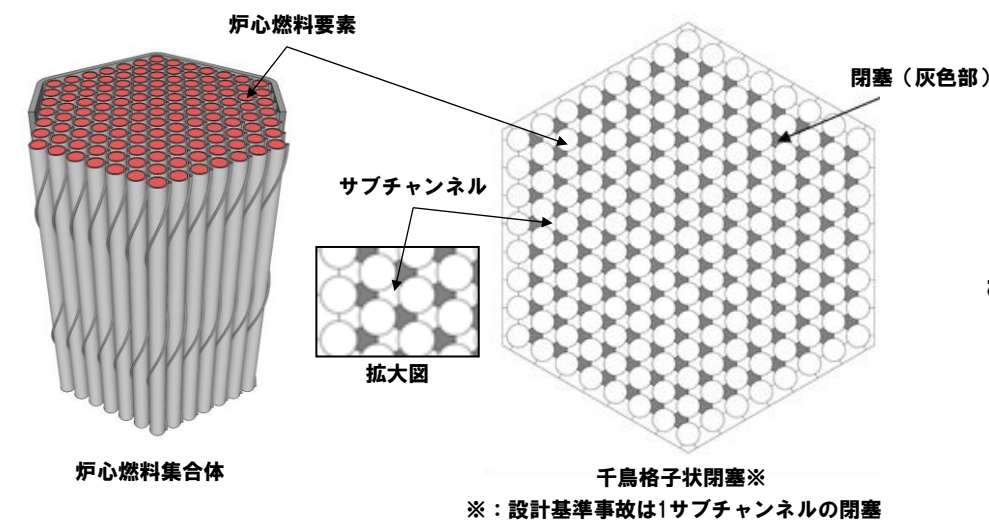
- ・ 1次主冷却系（自然循環）
- ・ 2次主冷却系（自然循環）
- ・ 主冷却機（自然通風）

■ 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故（PLOHS）及び全交流動力電源喪失（SBO）時の格納容器防止措置について

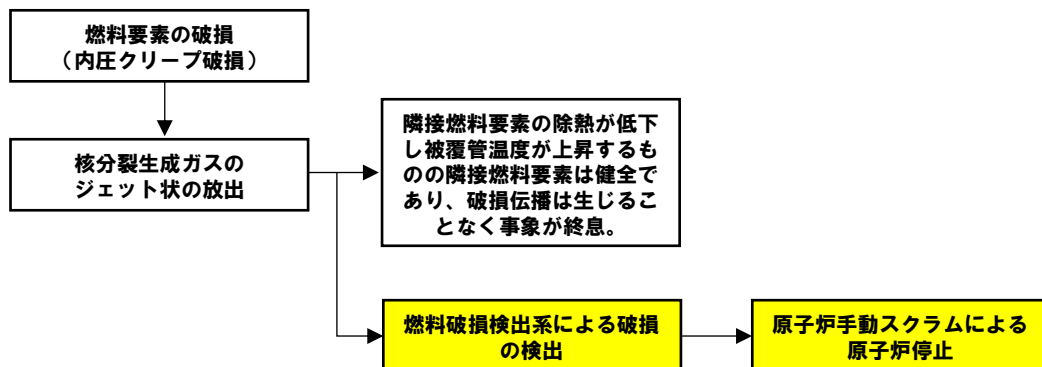
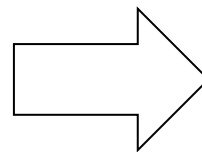
- 炉心損傷防止措置として、受動的な安全機能である2ループの自然循環冷却によって炉心損傷が防止される。
- 流体の密度差という固有の物理特性を駆動力として炉心が冷却されるため、自然循環冷却という現象に本来失敗はない。
- 自然循環冷却失敗に至る主な要因は、冷却材ナトリウムの循環経路の破損（静的故障）による循環液位喪失、主冷却機における空気流路の開度制御の失敗（動的故障）による過冷却である。
- これらの要因は、偶発的に生じるものであり、これらの偶発要因によって独立したシステムである2ループが同時期に自然循環冷却に失敗することは考え難い。したがって、炉心損傷防止措置が機能しない場合においても、格納容器防止措置としては1ループの自然循環冷却に期待できる。

4.2.4.9 局所的燃料破損（LF）における主な有効性評価の結果

**【評価事故シーケンス】
冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故**



炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定



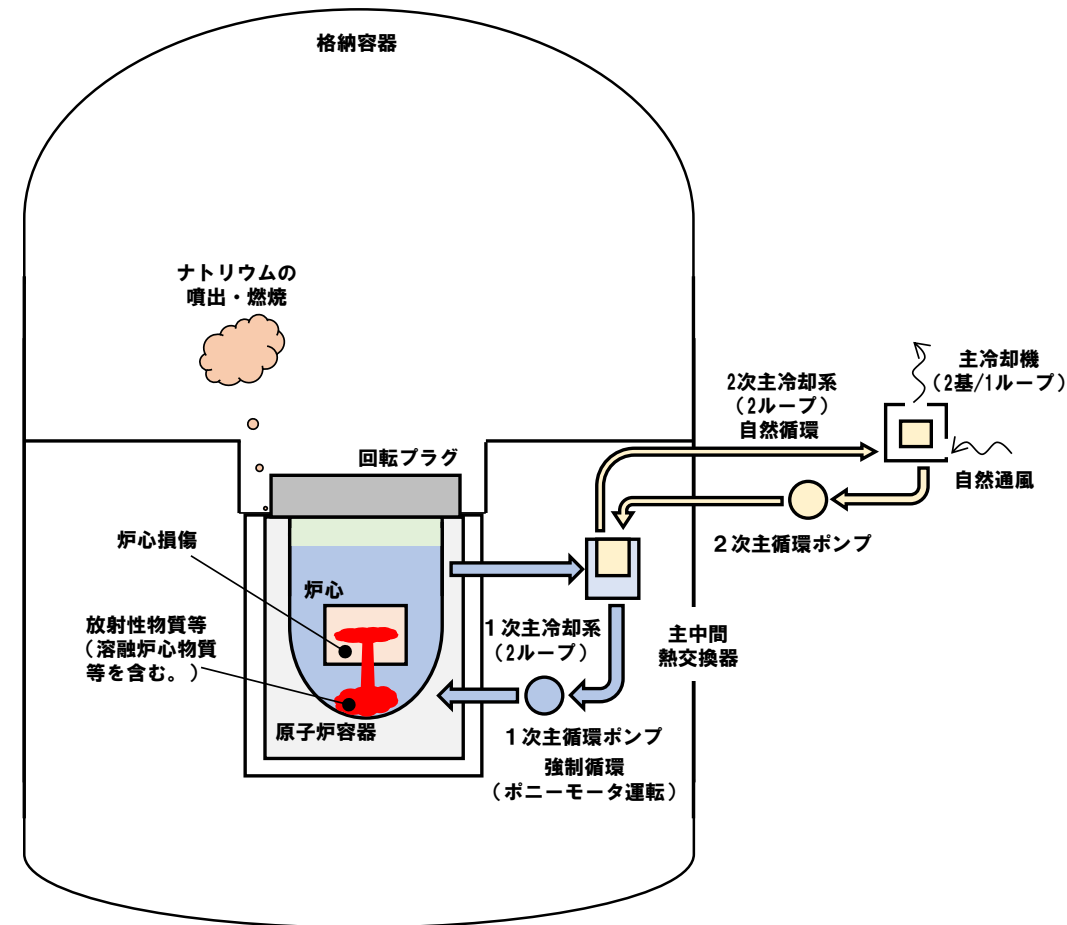
事象進展及び炉心損傷防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、炉心燃料集合体内の1次冷却材の流路のうち、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞する事象。

【炉心損傷防止措置の概要】

燃料破損検出系により異常を検知して、運転員による原子炉の手動スクラムにより原子炉を停止し、炉心の著しい損傷を防止。



事象進展及び格納容器破損防止措置の概念図

【評価事故シーケンスの概要】

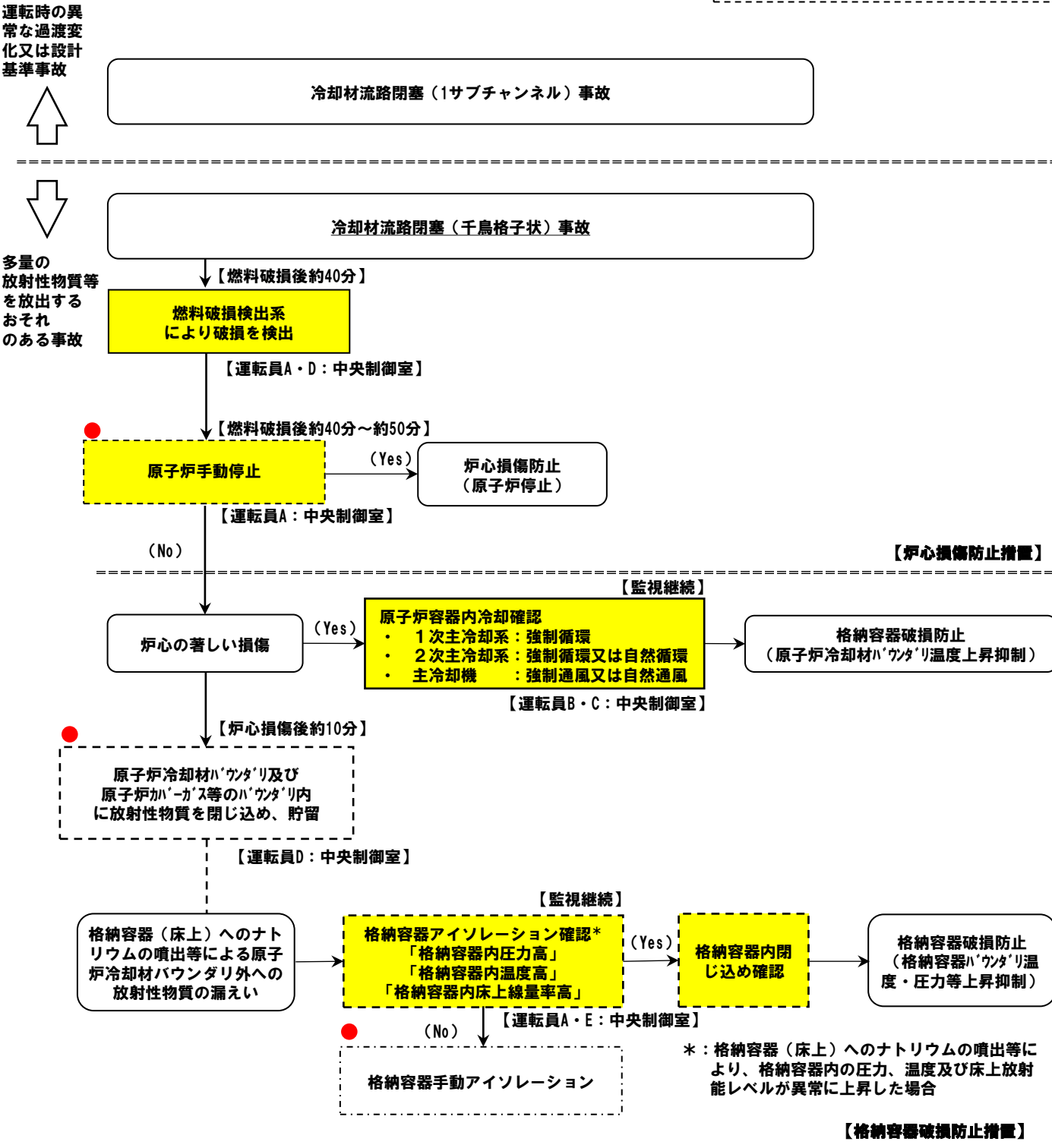
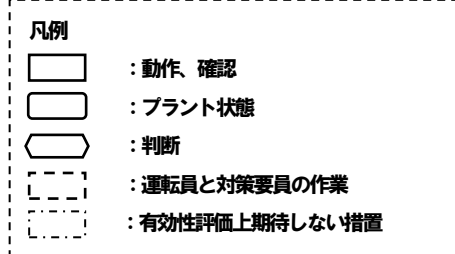
- ・左記の事故時に炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定

【格納容器破損防止措置の概要】

- ・非常用冷却設備による放射性物質等（溶融炉心物質等を含む。）の原子炉容器内保持・冷却
 - 1次主冷却系：強制循環冷却
 - 2次主冷却系：自然循環冷却
- ・回転プラグを含む原子炉容器構造による即発臨界超過時のナトリウム噴出量の抑制
- ・原子炉格納容器構造による即発臨界超過時の噴出ナトリウム等の影響緩和（閉じ込め機能維持）

LFの評価事故シーケンスの事象進展及び措置の概要

黄色ハッチング：有効性評価の対象としている措置
 ●：運転員等による操作が必要な措置



□主な炉心損傷防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- 燃料破損検出系【非常用電源系】
- 安全保護回路【非常用電源系】
- 制御棒

□主な格納容器破損防止措置

- 【】内は動作に必要な関連設備
- 1次主冷却系（強制循環）
1次主循環ポンプポニーモータ【非常用電源系】
- 2次主冷却系（自然循環）
- 主冷却機（自然通風）
- 回転プラグを含む原子炉容器構造
- 格納容器構造（隔離弁【非常用電源系】）

*：格納容器（床上）へのナトリウムの噴出等により、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

【格納容器破損防止措置】

1. 対象事象

冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

2. 主な炉心損傷防止措置

燃料破損検出系による異常検知及び原子炉手動停止

3. 計算コード

ASFRE

4. 解析体系と条件の概要

閉塞物：ステンレス鋼

閉塞厚さ：ワイヤ巻ピッチ209mmの1/3

軸方向閉塞位置：発熱上端

水平方向閉塞位置：千鳥格子状

流路閉塞前の燃料最高温度：2,350℃ (熱的制限値)

流路閉塞前の被覆管最高温度：620℃ (熱的制限値)

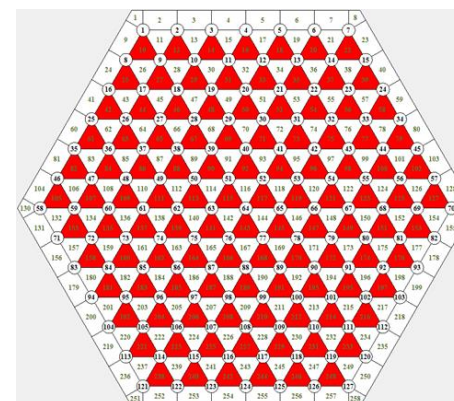
軸方向出力分布：考慮する

径方向出力分布：考慮する

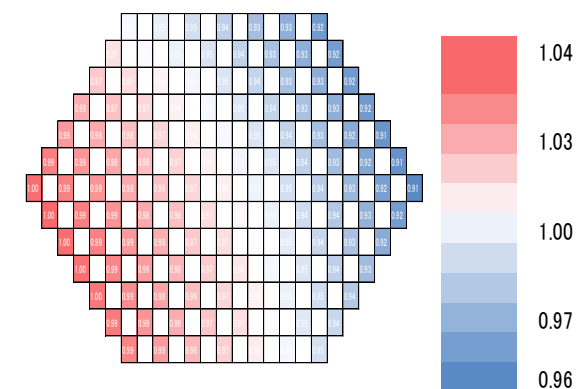
<燃料要素の破損を想定した場合>

燃焼末期、0.2mmφの破損孔を想定

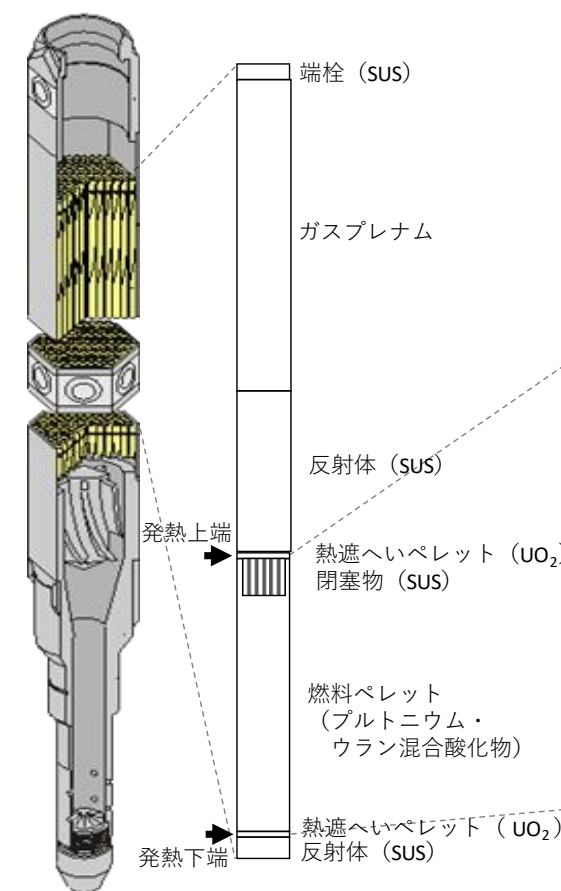
ガスの放出時間：10秒



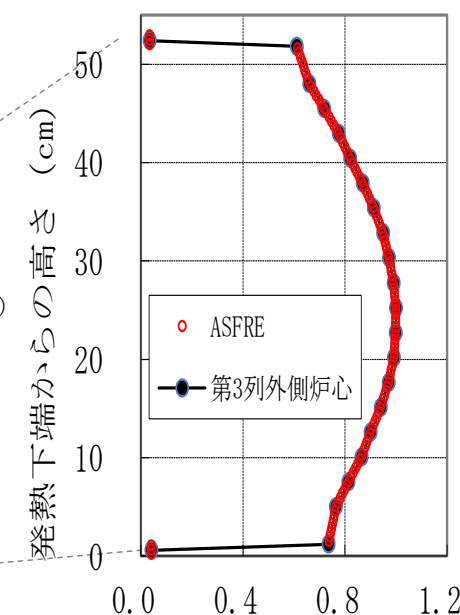
千鳥格子状閉塞



径方向出力分布



解析モデルの概要



軸方向出力分布

5. 主な解析結果

● ASFREによる解析結果

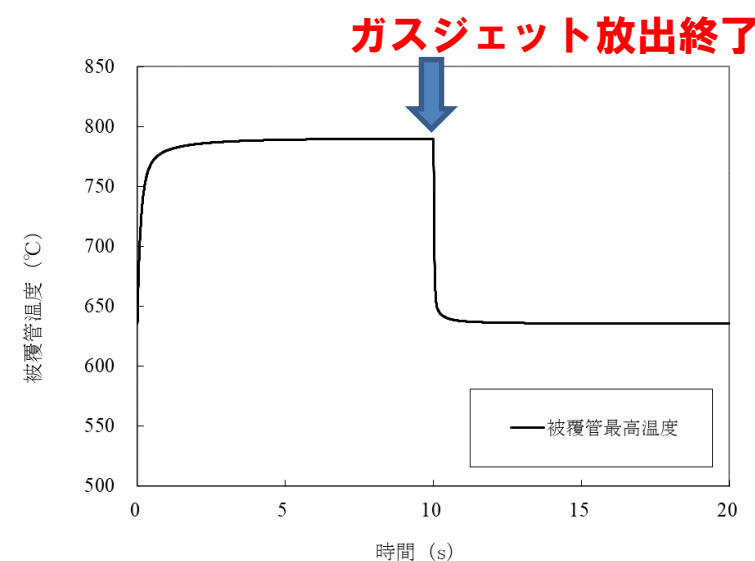
	流量 (kg/s)	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	燃料 最高温度 (°C)
閉塞前	8.57	600	620	2,350
閉塞後	8.02	640	720	2,360

● ガスジェット衝突解析

- 千鳥格子閉塞時に高温状態が継続して被覆管がクリープ破損し、隣接ピンに対してガスジェットが約10秒間放出されることを想定

	冷却材 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)
燃料破損後	770	800

- 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た場合、燃料破損検出系による監視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。この間、他の燃料要素が新たに破損することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。



被覆管最高温度の時間変化（ガスジェット衝突）

→最高温度は評価項目を十分に下回り、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価

- 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において閉塞の発生した燃料集合体における燃料の損傷を仮定し、さらに、炉心損傷防止措置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可能性がある。
- 炉心の著しい損傷に至るには、閉塞が生じた燃料集合体で冷却材の沸騰、被覆管及び燃料の溶融が発生し、さらに、ラッパ管が溶融破損することで隣接する燃料集合体へ燃料の損傷が伝播する必要がある。
- このような伝播が発生する場合でも、LFは単一の燃料集合体の異常に起因する炉心局所の事故であり、その伝播は極めて緩慢である。
- この燃料集合体の損傷の伝播挙動は、1次主循環ポンプの運転が継続した状態で燃料集合体の損傷が伝播するUTOPと類似の挙動となるが、制御棒の誤引抜きによる反応度印加と原子炉出力上昇がないため、UTOPよりも緩慢な挙動となり、原子炉容器及び格納容器に対する影響はUTOP、さらにはUTOPの事故影響を包絡するULOFに包絡されると考えられる。
- 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。

- 各評価事故シーケンスに対して講じた炉心損傷防止措置の有効性評価の結果、評価項目を満足し、炉心の著しい損傷は防止されることから、措置は有効と評価した。
- 各評価事故シーケンスに対して講じた格納容器破損防止措置の有効性評価の結果、評価項目を満足し、格納容器の破損は防止されることから、措置は有効と評価した。
- 以上より、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を想定しても、炉心の著しい損傷、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。

4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.3 使用済燃料の損傷が想定される事故の概要及び措置の有効性評価

【使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故】

※ 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し、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を想定。

【使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故】

※ 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を想定。

【事故の拡大防止のための主な措置】

- 水冷却池の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設置。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ように措置。
- 可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給。
- 水冷却浄化設備の配管破断に対して、サイフォンブレイカーを設置。サイフォンブレイカーは多様化し、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確保。

資機材（一例）

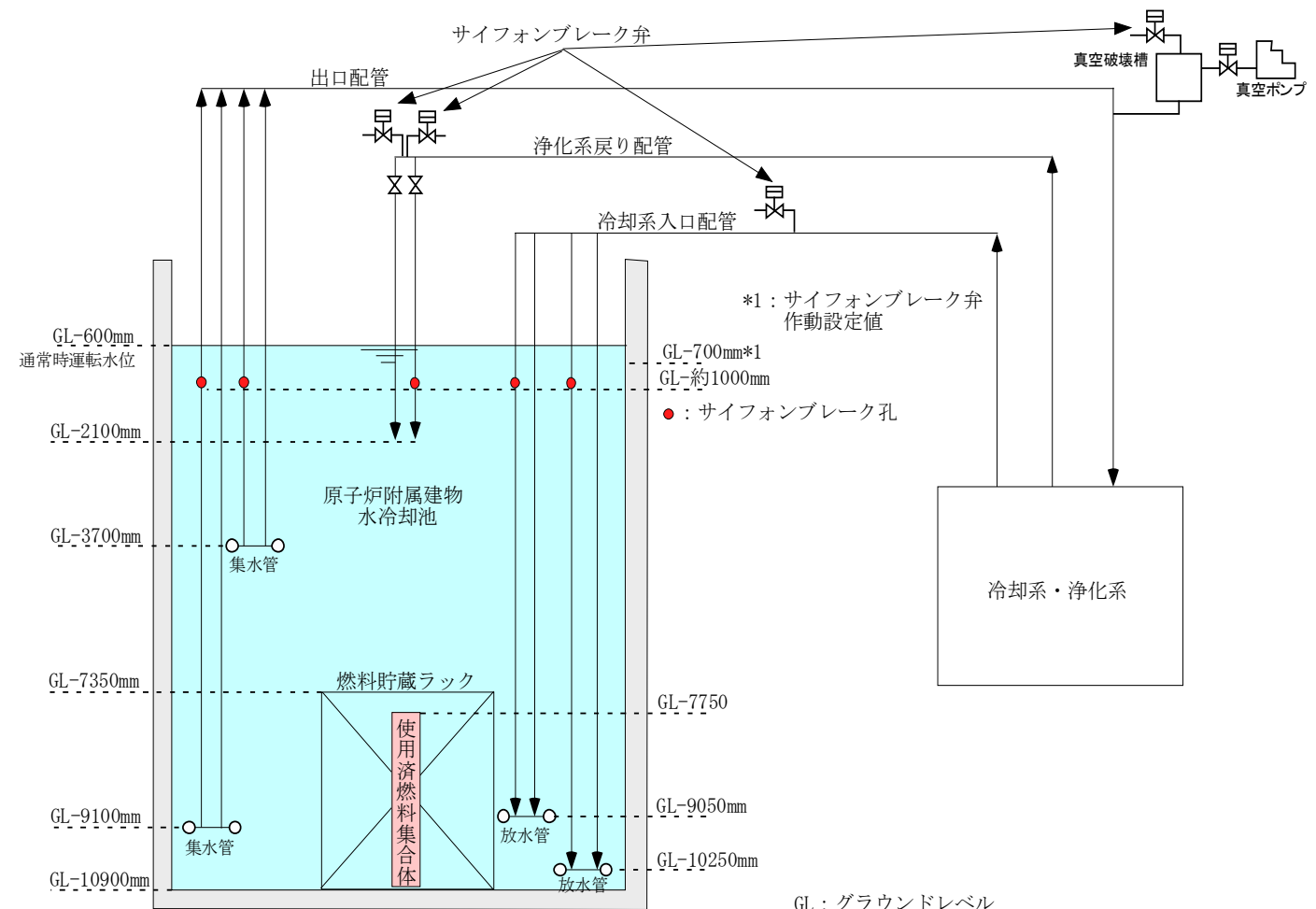
i) 可搬式ポンプ：最大吐出量：840 Q/min / 最大揚程：30m)



ii) ホース：8本（20m/本）

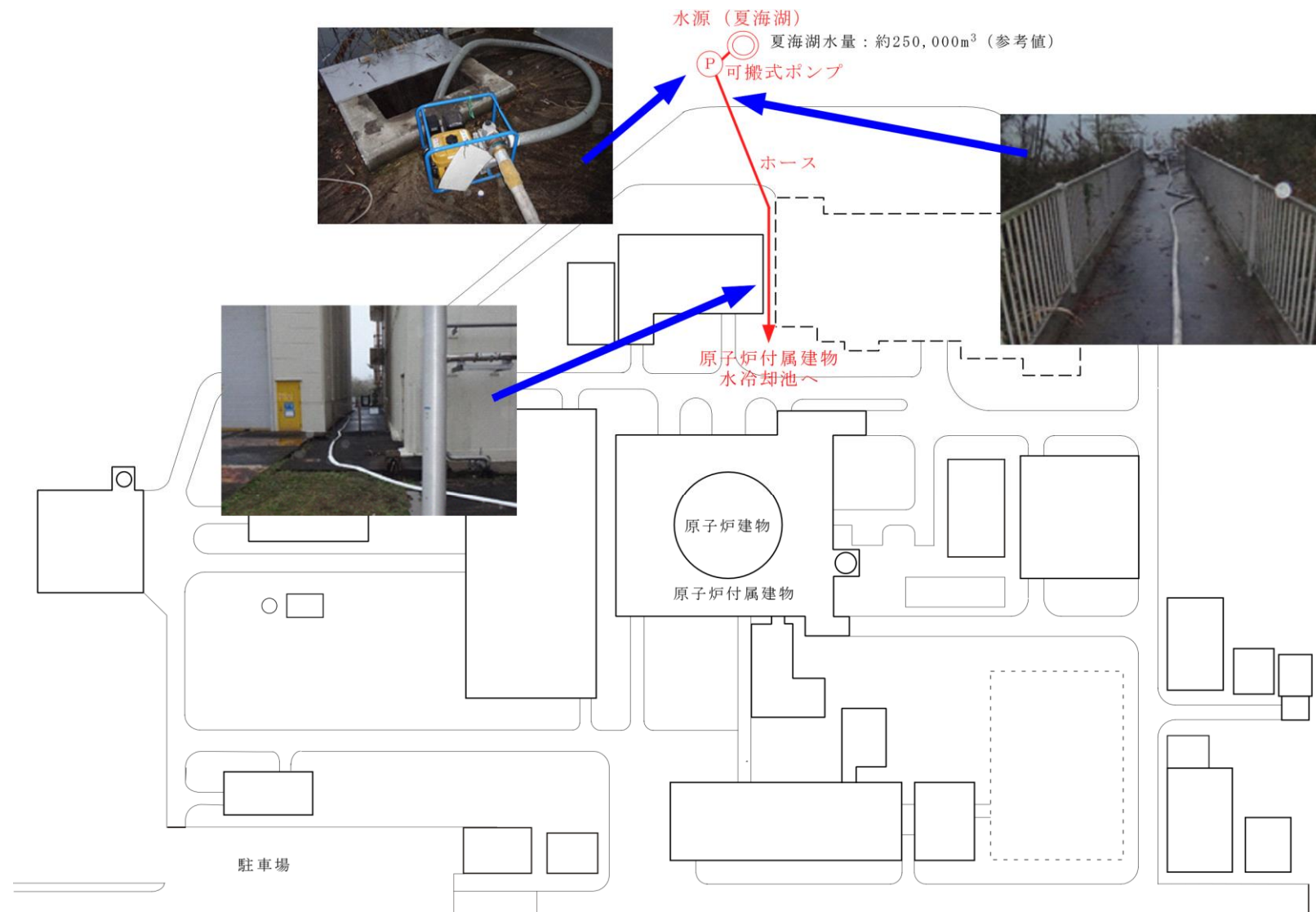


【水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの配置】



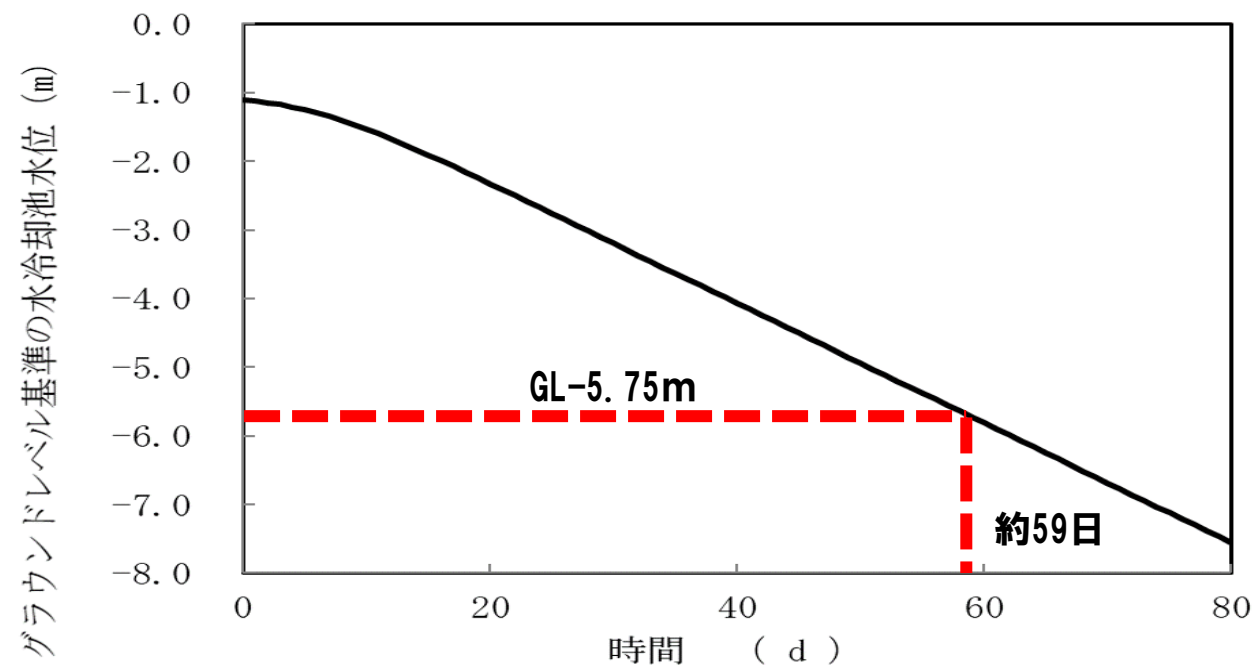
【水の供給に係る可搬式ポンプ及びホースの配置例】

使用済燃料の損傷が想定される事故に対しては、夏海湖から、可搬式ポンプ及びホースを用いて、原子炉附属建物の水冷却池へ水を供給する。



【措置の有効性評価】

使用済燃料頂部より上方2m (GL-5.75m) まで水位が低下するまでの期間が約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を確保。



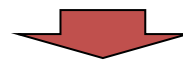
4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

4.4 大規模損壊の基本的な考え方及び放射性物質の放出抑制対策

■ 大規模損壊として想定する事故及び目標を達成するために講じる措置の概要

大規模な自然災害（地震等）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並びに使用済燃料の損傷に至ること（以下「大規模損壊」という。）を仮想的に想定。

- > 燃料体の損傷が想定される事故において、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じたにもかかわらず、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事象として以下を想定。
 - 複数の安全機能を喪失する事象
 - 冷却材ナトリウムが漏えいした状態で格納容器が破損する事象
- > 使用済燃料の損傷が想定される事故において、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じたにもかかわらず、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、使用済燃料の損傷に至る事象として以下を想定。
 - 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池で使用済燃料の冠水が維持できなくなる事象



達成すべき目標の設定：事業所外への放射性物質の放出抑制

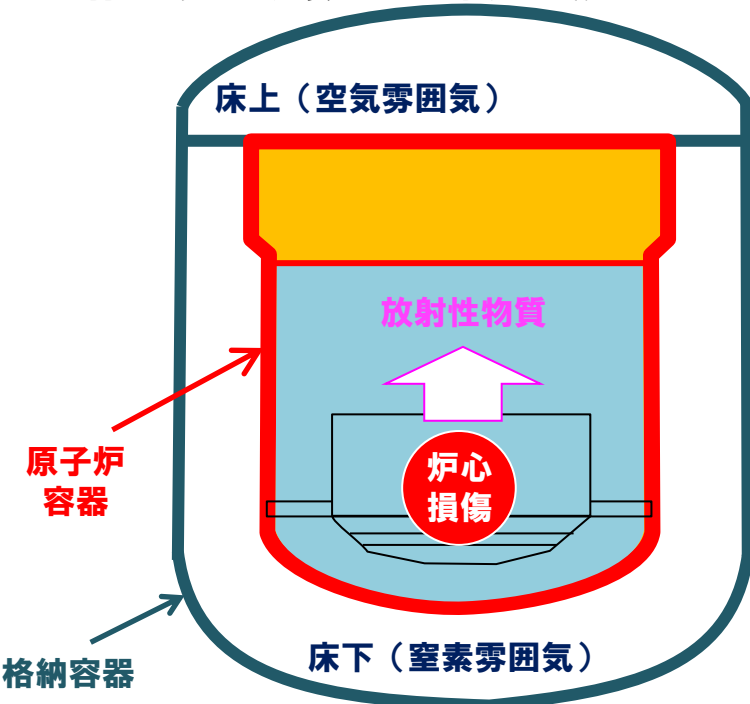
< 以下の対策に関する手順書、及び当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備 >

燃料体の損傷に係る大規模損壊の想定	炉心の著しい損傷の緩和対策	格納容器破損緩和対策	放射性物質放出抑制対策
<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内での冷却材ナトリウムの大規模漏えい 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機能を喪失していない設備を用いて崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を緩和 ・ 上記に係る消火*1 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機能を喪失していない設備を用いて崩壊熱を除去し、格納容器の破損を緩和 ・ 上記に係る消火*1 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器の目張り ・ 特殊化学消火剤の散布 ・ 仮設カバーシートの敷設 ・ 仮設放水設備による原子炉施設周辺への放水 ・ 上記に係る運搬ルート of 整地、消火*1
<ul style="list-style-type: none"> ・ 主冷却機建物内での冷却材ナトリウムの大規模漏えい 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保及び原子炉建物（格納容器含む）への影響緩和に係る消火*1 		—
使用済燃料貯蔵設備に係る大規模損壊の想定	使用済燃料損傷緩和対策		放射性物質放出抑制対策
<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料貯蔵設備損傷等による冠水維持失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 仮設放水設備（可搬型ポンプ及びホースを含む）による注水 ・ 上記に係る運搬ルート of 整地、消火*1 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設周辺への放水 ・ 上記に係る運搬ルート of 整地、消火*1

*1： 空気雰囲気中でのナトリウム火災及び航空機燃料火災には特殊化学消火剤を使用する。状況に応じて2次冷却材の緊急ドレンや火災区域への窒素ガスの供給を実施する。上記以外の火災についてはABC消火器又は仮設放水設備等を使用する。

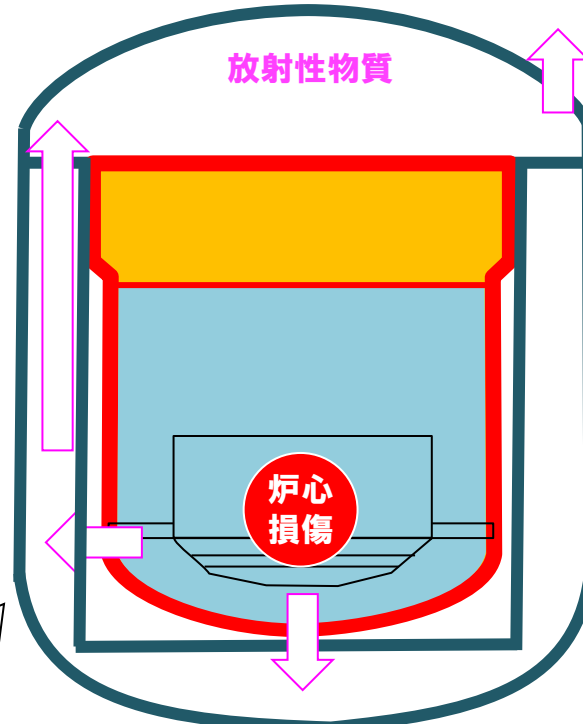
■ 大規模な自然災害により発生することを仮想する状態の一例*1 (燃料体の損傷が想定される事故)

炉停止後の崩壊熱除去機能喪失による炉心の損傷



- 【崩壊熱除去機能喪失による炉心の著しい損傷】
- ・原子炉冷却材バウンダリ等による閉じ込め
 - ・炉内インベントリは発電炉より1桁以上小さい
 - ・よう素の大半はナトリウム中に保持
 - ・希ガス核種の大半は炉心が損傷するまでに崩壊

多量の冷却材ナトリウムの漏えい

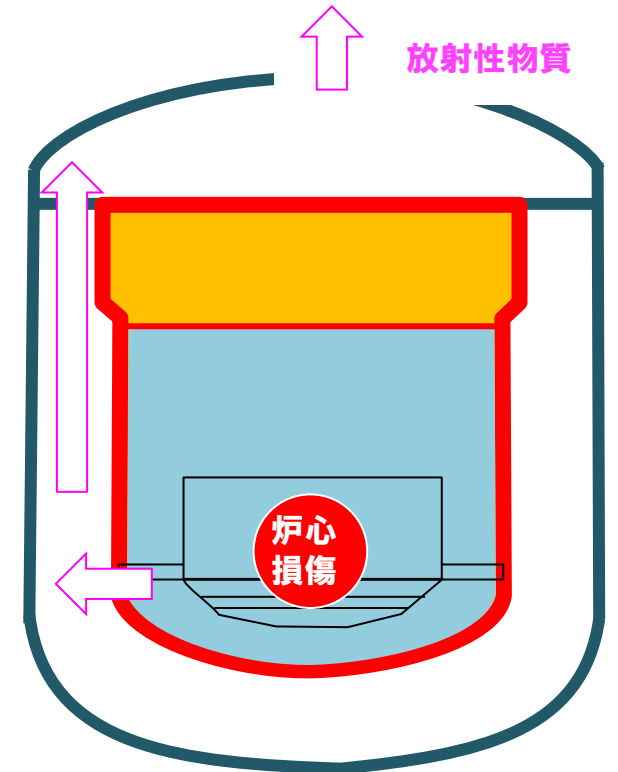


- 【床下：窒素雰囲気であり、ナトリウムの燃焼は抑制されるが、温度・圧力が上昇するため、少量の放射性物質は、ナトリウムエアロゾルとともに床上へ移行】
- ・窒素雰囲気によりナトリウム燃焼は抑制
 - ・格納容器バウンダリによる閉じ込め
 - ・格納容器床下へのプレートアウトによる減衰

- 【床上：空気雰囲気であり、ナトリウム及びナトリウム化合物の反応が生じる。温度・圧力が上昇するため、少量の放射性物質は格納容器外に移行】
- ・格納容器バウンダリによる閉じ込め
 - ・アンユラス部排気設備等を用いた放出抑制（機能を喪失していない場合）
 - ・格納容器床上へのプレートアウトによる減衰

【参考：格納容器外へのCs-137の放出量】
 停止機能喪失事象：0.4TBq
 崩壊熱除去機能喪失事象： 8×10^{-3} TBq

格納容器の破損

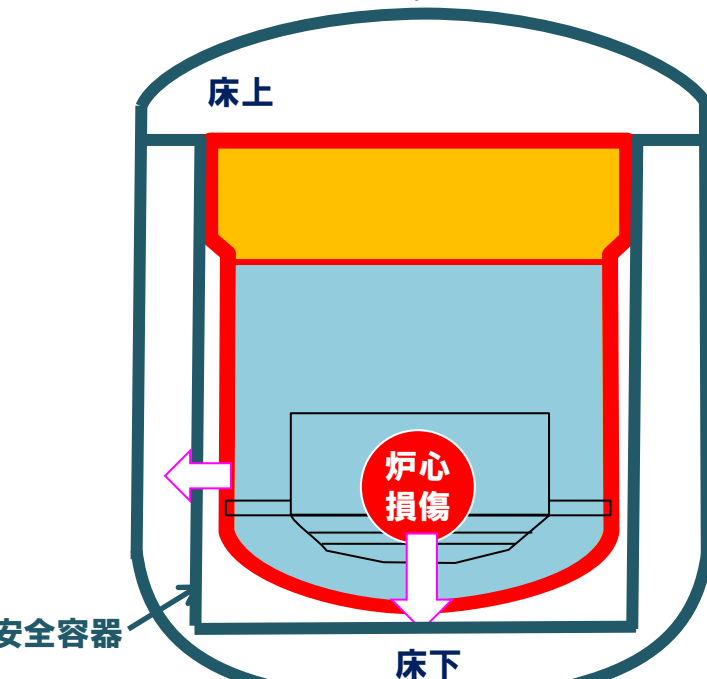


- 【床上でナトリウム等が反応しており、格納容器が大きく破損している場合】
- ・特殊化学消火剤を用いた消火活動を展開
 - ※ ナトリウム等の反応抑制、エアロゾルの沈降により放射性物質の放出を抑制

- 【床上でナトリウム等が反応していない場合】
- ・仮設カバーシートによる放射性物質の放散抑制

- 【床上でナトリウム等が反応しており、格納容器が局部的に破損している場合】
- ・破損箇所の目張りによる放出抑制

- 【全状態に共通の措置】
- ・仮設放水設備による事業所外への放出抑制
 - ・アンユラス部排気設備等を用いた放出抑制（機能を喪失していない場合）

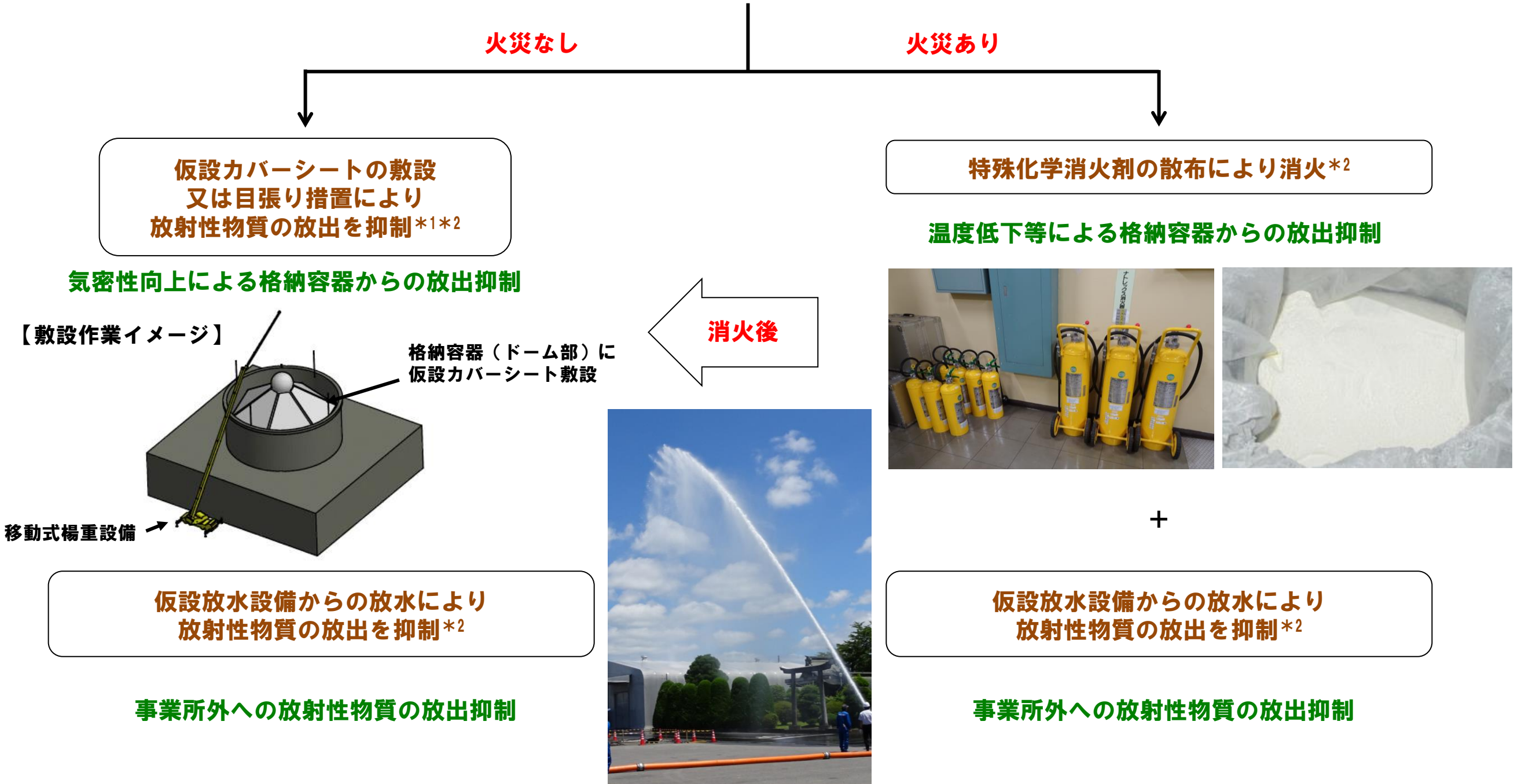


- 【損傷炉心物質は安全容器中に移行】
- ・安全容器による閉じ込め
 - ・よう素の核的減衰、安全容器内へのプレートアウトによる減衰

*1： 大型航空機が直接的に原子炉冷却材バウンダリ（原子炉容器等）に衝突することはなく、大型航空機の衝突及び火災による影響は、主に、閉じ込め機能（格納容器）の喪失及び複数の安全機能の喪失であり、当該影響は、大規模な自然災害の影響で代表できる。

■ 放射性物質の放出抑制対策の概要と組み合わせ

- ・炉心の著しい損傷及び格納容器の破損
- ・使用済燃料の損傷



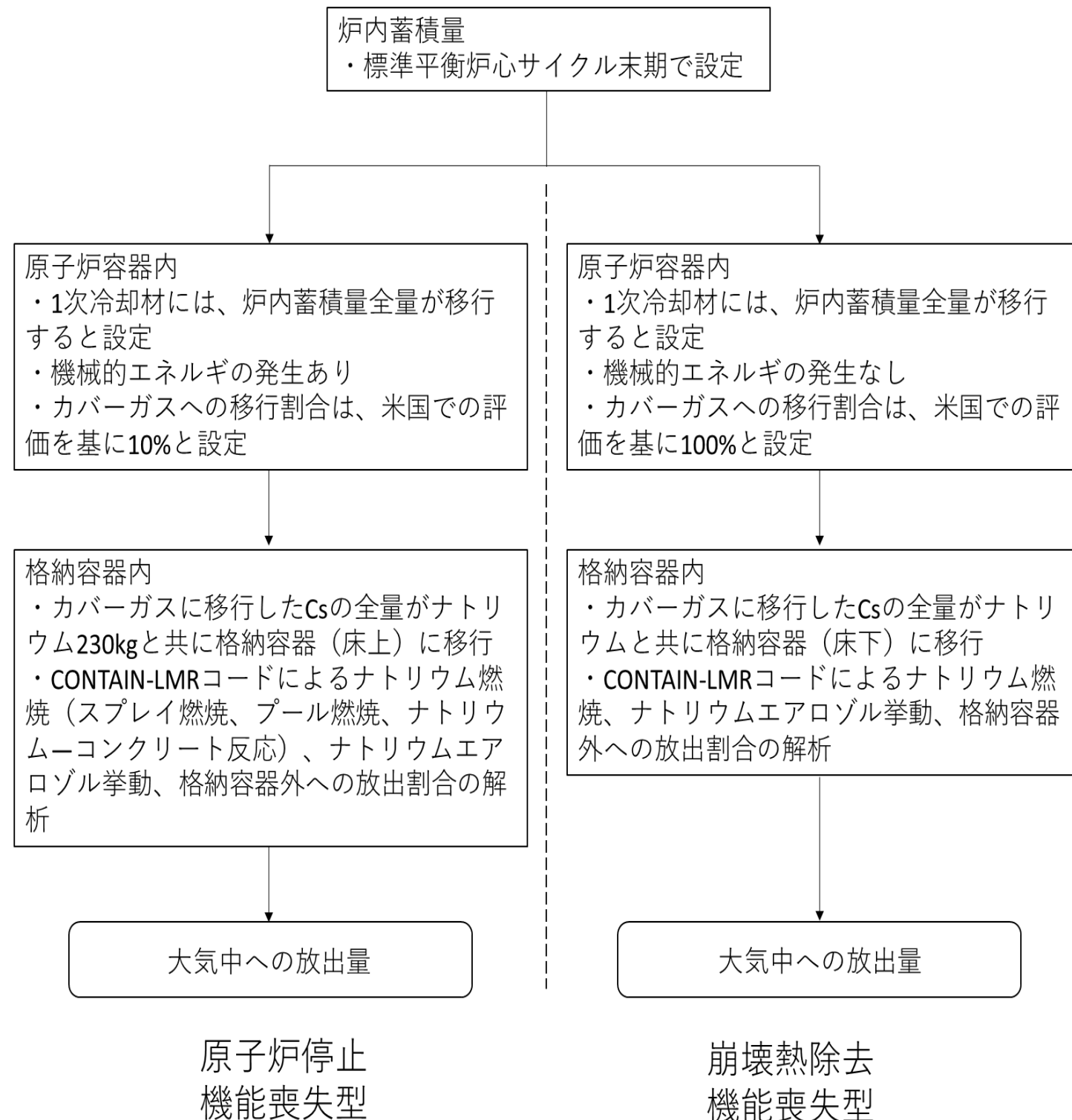
*1： 放射線レベルが低い場合等においては、格納容器の漏えい箇所を調査し、目張り等の措置を実施。

*2： 放射性物質の放出低減機能や閉じ込め機能を有する設備・機器について、その復旧が可能な場合には、当該設備・機器の復旧措置を並行して実施。また、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。

※ 発電炉では、仮設放水設備により、原子炉建屋への直接放水が可能であり、①格納容器からの放出抑制、②事業所外へのプルームの放出抑制、③消火の役割を担うと認識。「常陽」では、仮設カバーシート敷設が①を、仮設放水設備からの放水が②を、特殊化学消火剤散布が③を担当。

第395回審査会合において、炉心損傷時の放射性物質の移行も踏まえて、大規模損壊対策の実現性について説明するよう指摘を受けたため、炉心損傷時のCs-137の移行について検討した。

放射性物質の移行は原子炉停止機能喪失型と崩壊熱除去機能喪失型で移行割合、移行経路が異なるため、両者の評価を実施した。



Cs-137放出量の評価フロー

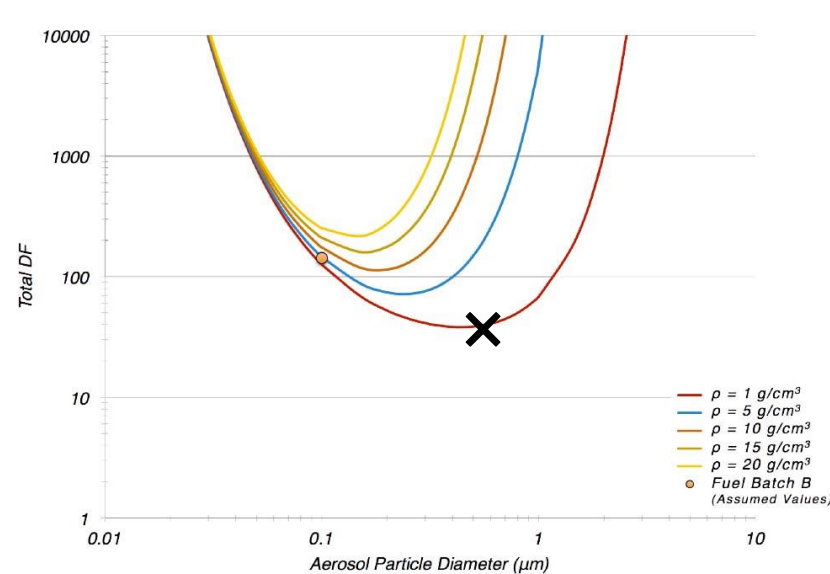
1. 炉内蓄積量の評価

Cs-137の炉内蓄積量は、Meek & Riderの累積核分裂収率を使用した解析結果より 3.9×10^3 TBqとする。
 なお、燃焼度は標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tとする。

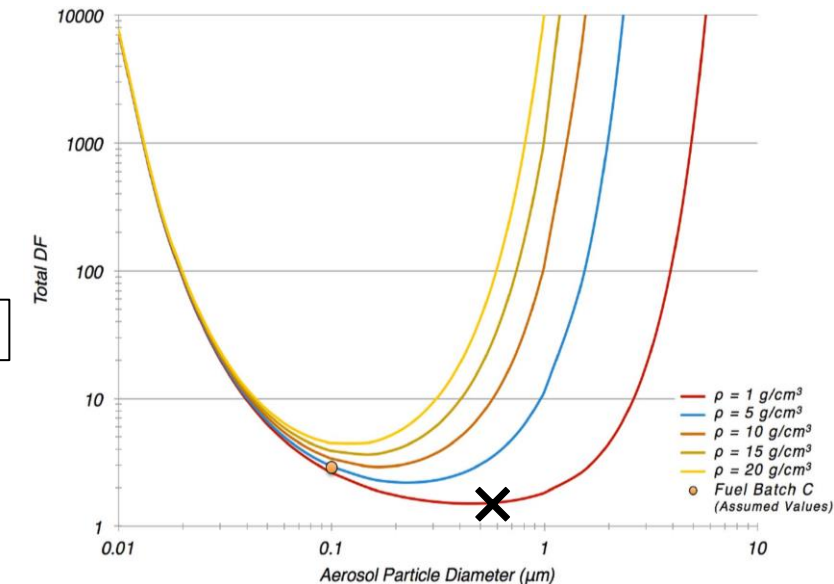
2. 移行割合の評価

(1) 格納容器への移行割合

以下の米国の評価 [1] をもとに、常陽の条件からナトリウム中での保持割合を評価。



× : 評価値計算条件



停止機能喪失事象における揮発性FPの除染係数

崩壊熱機能喪失事象における揮発性FPの除染係数

(2) 格納容器から大気への移行割合

Cs-137は格納容器内でナトリウム燃焼に伴うエアロゾルと同様の挙動を示すものとして、CONTAIN-LMRコードにより格納容器から大気への移行割合を評価した。

3. 格納容器外への放出量

事象	炉内蓄積量 (TBq)	格納容器放出割合 (%)	大気放出割 (%)	大気放出 (TBq)
ULOF	3.9×10^3	10	0.1	0.39
PLOHS	3.9×10^3	100	2×10^{-4}	7.8×10^{-3}

[1] Argonne National Laboratory, "Regulatory Technology Development Plan Sodium Fast Reactor Mechanistic Source Term - Trial Calculation", ANL-ART-49 Vol. 1, 2016.

評価の対象外とする異常事象

評価事故シーケンスの選定において、以下の異常事象は、発生する可能性や影響を考慮して評価の対象外と判断

対象外と判断した異常事象	対象外と判断した理由
a. 気体廃棄物処理設備の破損	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷の観点からは、考慮不要であるため
b. 燃料集合体の落下	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の出力運転中、使用済燃料貯蔵設備における使用済燃料集合体の取扱中における落下が考えられるが、落下しても原子炉の運転に影響がなく、炉心損傷の観点からは、考慮不要であるため
c. 原子炉容器破損	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器の破損する可能性は、十分に低いと考えられるため
d. 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填・ドレン系の破損	<ul style="list-style-type: none"> 左記の破損により主冷却系及び補助冷却設備の冷却機能並びに原子炉容器液位確保機能を喪失することはないため <p>※：これらが通常運転中に発生すると、原子炉の停止及び崩壊熱除去の開始に至ることから、その影響は、異常事象（「1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）」）に包絡</p>
e. 制御棒の急速引抜き	<ul style="list-style-type: none"> 設計上、制御棒の引抜き速度は一定であり、その速度は、異常事象（「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」）を超えないため

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスに対する考え方

【炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの整理】

深層防護の第4レベルで考慮する事故シーケンス

- ① 設計基準事故で想定する異常事象を上回る規模の異常事象
- ② 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故発生時の設計基準事故対処設備の故障の組合わせ

【①について】

実用発電用原子炉では、大破断LOCA（Loss of coolant accident：冷却材喪失事故）を超える規模の損傷に伴う冷却材の喪失（Excess-LOCA）がある。

⇒ これに対して、「常陽」では、大口径配管破損が考えられるが、熱伝導度の高いナトリウムを低圧で単相状態で使用しており、運転状態からの逸脱に対して安定であることに加え、2重管構造の設計であることから、冷却材の喪失に進展することはない、対応する事故シーケンスはない。

【②について】

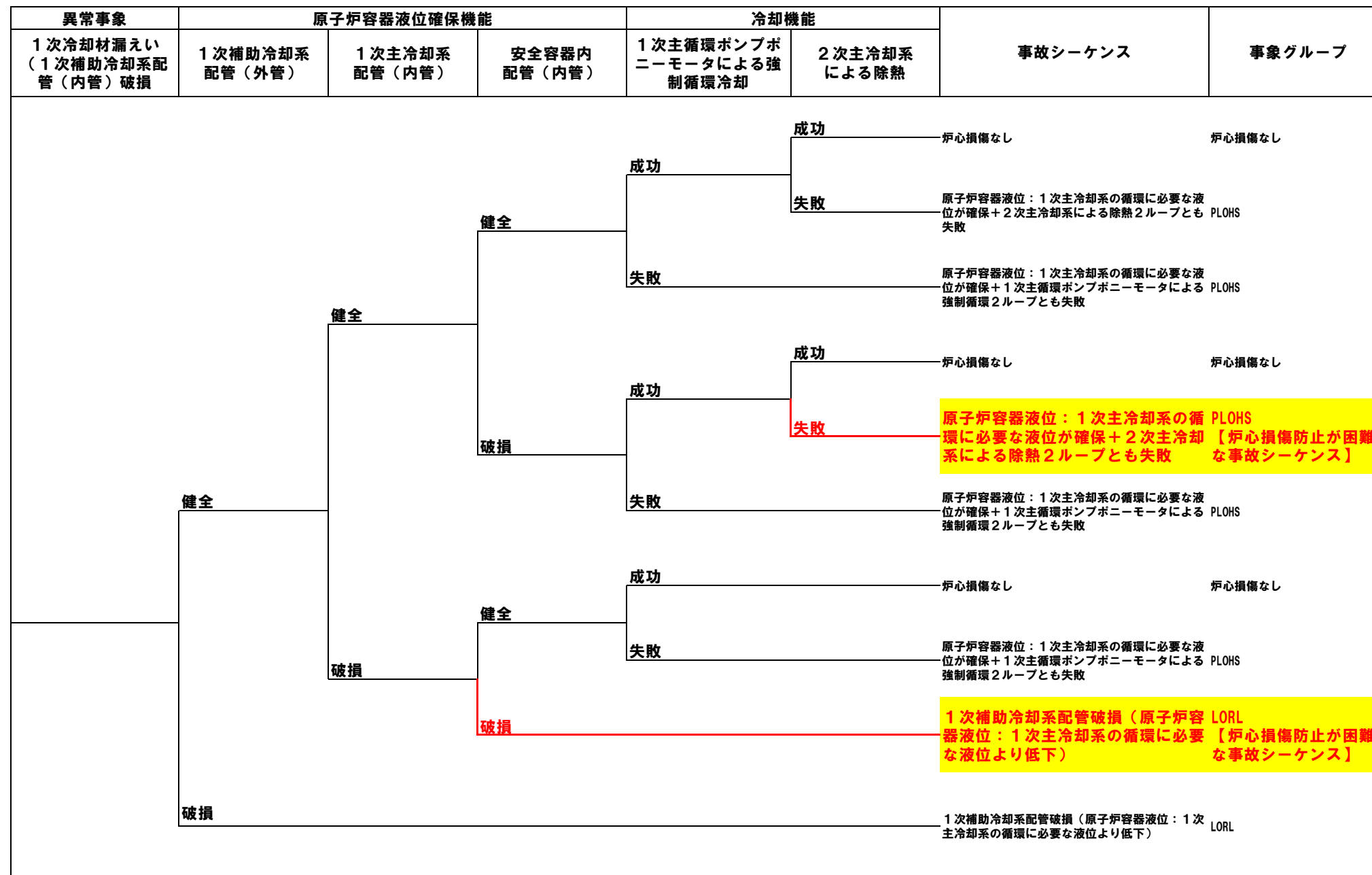
実用発電用原子炉では、一部のLOCAとECCS（Emergency core cooling system：非常用冷却装置）故障の組合わせがある。

⇒ これに対して、「常陽」では、基本的に設計基準事故対処設備の多重故障を想定しても、炉心損傷防止措置による炉心損傷防止が可能である。また、「常陽」では、2ループの主冷却系による自然循環冷却を炉心損傷防止措置としており、自然循環冷却機能も含めた全ての崩壊熱除去機能を喪失するのは、ポンプ・ブロワ等の動的機器の機能喪失に加え、2箇所以上の低圧の静的機器の機能喪失が重畳する場合であり、これらは、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応するものとしている。

⇒ なお、本設置変更許可申請において、抽出した事故シーケンスは、異常事象と緩和機能喪失の組合わせのうち、炉心損傷に至る最小の組合わせとしており、当該事故シーケンスに「炉心損傷防止措置に影響を与える設計基準事故対処設備の故障」を更に重畳した場合は、炉心損傷の防止ができないものがある。ただし、これらの事故シーケンスの発生頻度は低く、また、格納容器破損防止措置の有効性評価において想定した事象と事故の影響は同等となることから、当該事故シーケンスの想定は不要と判断した。

【炉心損傷防止が困難な事故シーケンスの発生頻度の定量化】

「常陽」では、複数の安全機能が同時に喪失するような想定（「複数の安全機能の喪失」）をした場合において、炉心損傷の防止が困難となる場合がある。



発生頻度*1
（/炉年）

3.2 × 10⁻⁹

8.7 × 10⁻¹¹

*1：保守的に使命時間を一律1,536時間とした場合

炉心損傷の防止が困難な事故シーケンスの一例

上記を含めた「複数の安全機能の喪失」は、国外の先進的な対策を講じても炉心を冷却することが困難であり、かつ、想定を大幅に超える地震を想定した場合に発生する可能性があることから、大規模損壊対策で対応する。また、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容器破損防止措置を柔軟に活用する。

【国外での先進的な対策と「常陽」の措置の比較】

	国外の高速炉の炉心損傷防止措置*1	「常陽」の炉心損傷防止措置	備考
原子炉停止機能喪失	<p>・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、後備炉停止系を含む全ての原子炉停止系が失敗した際の対策として、受動的炉停止機構（熔融金属保持方式、温度作動型制御棒等）の開発が進められている。</p>	<p>・ 「常陽」は、小型の原子炉であり、制御棒又は後備炉停止制御棒の合計6本のうち、1本でも挿入に成功すれば炉心損傷は防止できることから、設計基準事故対処設備（主炉停止系）及び炉心損傷防止措置（後備炉停止系）により、原子炉停止機能は高い信頼性を有した設計としている。</p>	<p>・ 受動的炉停止機構は、大型炉には重要な設備であり、各国にて開発が進められているが、「常陽」は燃料の装荷量の少ない小型の原子炉であり、高い固有の安全特性を有していることから、受動的炉停止機構を設置しても安全性向上への寄与は小さいと判断している。</p> <p>・ また、新しい原子炉停止系の設置は、大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではないと判断している。</p>
崩壊熱除去機能喪失	<p>・ 実用段階の大型炉開発を進める各国において、設計基準事故対処設備による崩壊熱除去に失敗した際の対策として、原子炉冷却材ナトリウムを用いた直接炉心冷却型の崩壊熱除去系及び1次/2次冷却系冷却型の強制循環、自然循環を組み合わせた炉心損傷防止措置が検討されている。また、例えば、米国や仏国では、1次系ナトリウムの漏えい対策として設置するガードベッセルを冷却する代替除熱系の設置が検討されている。</p>	<p>・ 「常陽」における崩壊熱除去機能喪失については、主冷却系の自然循環冷却を炉心損傷防止措置としており、当該措置は、受動的、物理的特性によって機能する信頼性が高いものである。また、主冷却機は高い除熱能力を有しており、4基の主冷却機のうち、1基の自然通風によって崩壊熱を除去できる。また、原子炉冷却材液位が主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合には、原子炉容器内から直接炉心を冷却する別の独立した補助冷却設備による強制循環冷却を、さらに、原子炉容器外面を窒素ガスにより冷却し崩壊熱を除去することを炉心損傷防止措置として整備している。</p> <p>・ 「常陽」における液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失については、外管等の2重管を設置した上で、さらに、安全容器やサイフォンブレーク系等を設置している。</p>	<p>・ 左記のとおり、「常陽」における崩壊熱除去機能喪失（液位確保機能喪失によるものを含む。）に対する炉心損傷防止措置は、各国と比較しても高い信頼性を有している。</p> <p>・ 「常陽」は、出力の小さい小型の原子炉であることから、事象進展の時間的猶予が大きい特徴を有しており、また、左記のとおり、多様かつ多重の信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じていることから、新たな崩壊熱除去設備を追加しても安全性向上への寄与は小さいと判断している。</p> <p>・ また、新しい崩壊熱除去設備の設置は、大幅な改造工事を伴うとともに、工事や開発段階の異常等に付随するリスクも考慮すると現実的ではないと判断している。</p>

*1：高速炉の運転経験を有する米国、仏国、独国及び露国の高速炉に関して、可能な範囲で調査

設計基準を超える自然現象の取扱い

【概要】

自然現象等の外部事象について、その影響が及ぶ範囲に着目すると以下のとおり大別される。

- ① 建物外部へつながる主冷却機等の冷却機能のみに影響が限定されるもの（竜巻、火山、津波等）
- ② 広範囲の緩和機能（例：原子炉停止機能、原子炉容器液位確保機能、冷却機能）に影響が及ぶおそれのあるもの（地震）

【主な自然現象の取扱い（津波、竜巻及び火山）】

a. 津波

津波については、本原子炉施設は台地に位置するため、津波により重大な影響をうけるおそれがないことから、津波による共通原因故障を考慮する必要はない（詳細は、設置許可基準規則第5条の津波による損傷の防止にて示す。）。

b. 竜巻

竜巻については、設計基準として100m/sを設定して防護することとしている（詳細は、設置許可基準規則第6条の外部からの衝撃による損傷の防止にて示す。）。これを超えたとしても、原子炉停止機能及び冷却機能は建物により防護されていることから、直接的に大規模に安全機能を喪失することはなく、内部事象に起因する多重故障を考慮した全交流動力電源喪失又は崩壊熱除去機能喪失事故に係る事象グループの事象に包絡されると判断している。

c. 火山

火山について、火山による火砕降下物に対して、本原子炉施設は、火山からの離隔距離が大きく、噴火時には原子炉を停止する措置を講じることから、火砕降下物による全交流動力電源喪失又は崩壊熱除去機能喪失事故の厳しさは、内部事象に起因する多重故障を考慮した全交流動力電源喪失又は崩壊熱除去機能喪失事故に係る事象グループの事象に包絡されると判断している。

【主な自然現象の取扱い（地震）（1/2）】

地震については、広範囲の緩和機能に影響が及ぶおそれがあることから、影響が及ぶ範囲内で共通原因故障の可能性を考慮して、機器の設計仕様、機器配置の共通性等に着目して、地震が同時に誘発する複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の機能喪失を体系的に整理、検討した。

当該整理に当たっては、設計基準地震動を超える地震を想定した場合の耐震裕度に関するナトリウム冷却高速炉での既往評価の知見^[1]、一般的な安全上の特徴を踏まえ実施した。

具体的には、設計基準地震動を超えて入力地震動が増大した場合には、以下の順で機能を喪失することが考えられる。この相対的な関係は本原子炉施設においても同様と考えられることを踏まえ、炉心の著しい損傷に至る可能性がある異常事象に至るものとして、地震誘因異常事象を体系的に抽出した。

- ① 外部電源の喪失
- ② 非常用発電機・1次主循環ポンプ等の動的機器の機能喪失
- ③ 建物、配管等の静的機器の機能喪失

また、炉心への影響の観点で、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として、以下のとおり影響を類型化した。

- (Ⅰ) 炉心流量減少
- (Ⅱ) 炉心流量が確保された状態での過出力
- (Ⅲ) 炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失

なお、原子炉停止機能については、設計基準地震動を一定程度超えても制御棒及び後備炉停止制御棒による停止機能は維持される（詳細は、別に示す。）ものとした。

[1]：東京電力福島第一原子力発電所を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価、JAEA-Research-2013-001、2013、日本原子力研究開発機構

【主な自然現象の取扱い（地震）（2/2）】

抽出した地震誘因異常事象の一覧

炉心への影響	No.	抽出した地震誘因異常事象 ※ 黄色ハンチングは、内的事象で抽出されなかった異常事象	分類
炉心流量減少	1	地震誘因1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）*1	A
	2	地震誘因外部電源喪失	A
	3	地震誘因1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管1ループ（内管）破損）	A
	4	地震誘因1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管2ループ（内管）破損）	A
	5	地震誘因1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）	A
	6	地震誘因1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）	A
炉心流量が確保された状態での過出力	7	地震誘因反応度投入	A
	8	地震誘因2次冷却材流量増大	A
	9	地震誘因主冷却器空気流量増大（1基）	A
	10	地震誘因主冷却器空気流量増大（2～4基）	B
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	11	地震誘因2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）*1	A
	12	地震誘因2次冷却材漏えい（1ループ）	A
	13	地震誘因2次冷却材漏えい（2ループ）	B
	14	地震誘因主冷却器空気流量減少*1	A
	15	地震誘因主送風機風量瞬時低下*1	A
—	16	地震誘因建物損傷	C

・分類の定義

A：当該異常に始まる事故シーケンスの影響は、内的事象で抽出・選定された評価事故シーケンスに包絡されるもの

B：当該異常の想定は内的事象で抽出・選定された事故シーケンスに含まれないが、その影響は、解析条件に僅かな差が生じるものの、評価事故シーケンスと同様の事象推移をたどるか、影響は評価事故シーケンスに包絡され、評価事故シーケンスの炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止が適用可能であるもの

C：炉心流量減少及び除熱源喪失のみならず、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止の機能喪失の可能性があり、大規模損壊対策により影響を緩和するもの

*1：内的事象における異常事象は、1ループ（又は1基）のポンプ（又は主送風機）のトリップによる流量減少であるが、インターロックにより残るループ（又は主送風機）もトリップするため、結果として、地震により複数の機器のトリップに伴う流量減少は、内的事象に包絡される。

上記のとおり、設計基準を超える地震を想定した場合であっても、その影響は、基本的に内的事象で抽出・選定した評価事故シーケンスに包絡され、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を適用することが可能である。ただし、地震により建物が損傷するような場合であっても、これらの措置の機能を喪失する可能性があり、これらについては、大規模損壊対策によりその影響を緩和するものとする。

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要

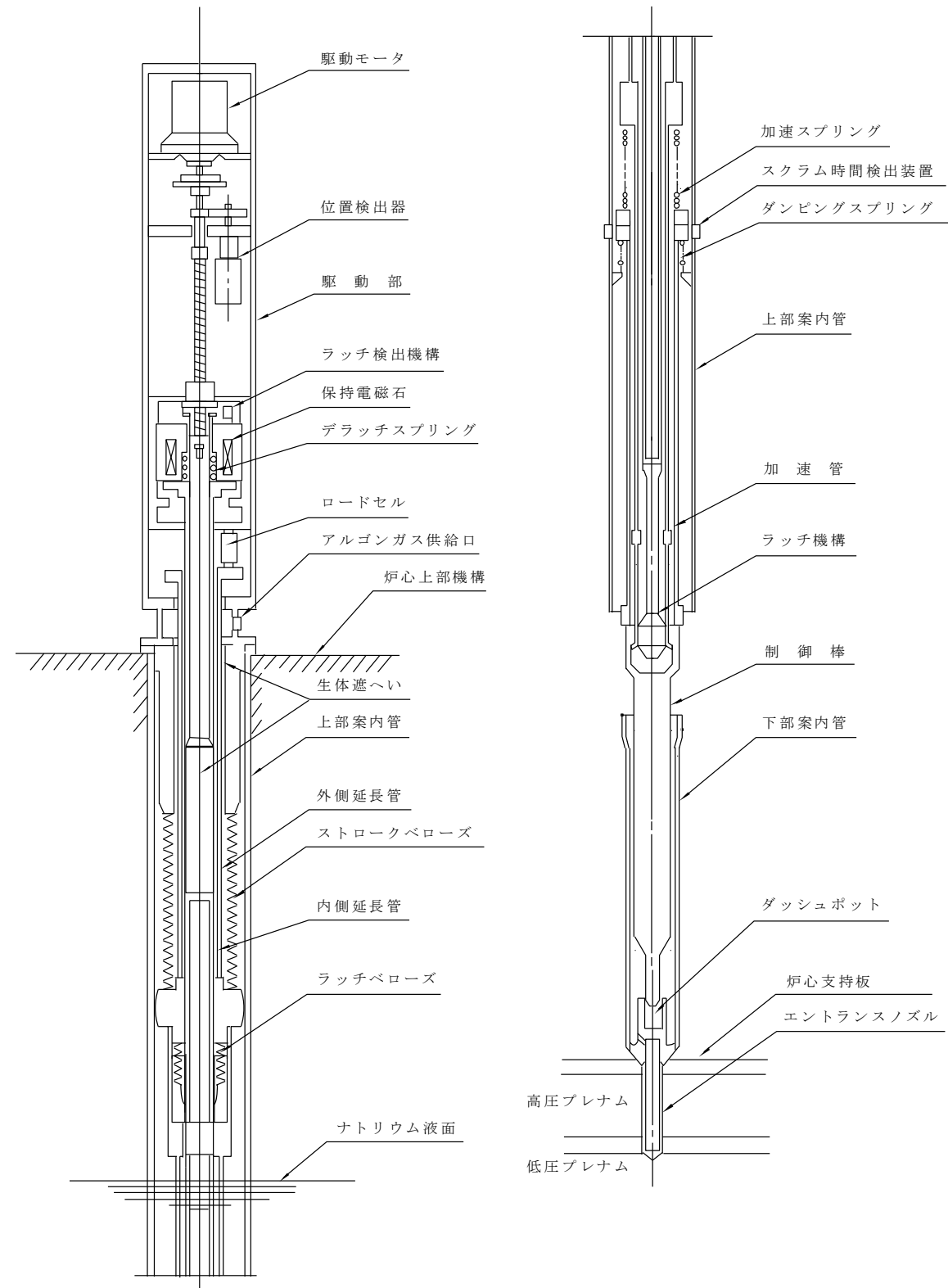
【原子炉停止機能の概要】

【制御棒及び後備炉停止制御棒の概要】

- 独立した4式の制御棒及び制御棒駆動系を設置
制御棒4本を炉心第3列に配置
- 独立した2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設置
後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置
- 原子炉スクラム時には、保持電磁石励磁断により、制御棒がデラッチ制御棒は、自重で落下するとともにスプリングにより加速されて炉心に落下・挿入され、原子炉は停止（バネ加速重力落下方式）
- 後備炉停止系は、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計
- 原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても動作可能
- スクラム時挿入時間は、保持電磁石励磁断から反応度値90%挿入までが0.8秒以下となるように設計
- 制御棒及び後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるように設計

【関連設備】

- 後備炉停止系用論理回路：原子炉保護系の論理回路とは別の論理回路を新設し、論理回路の動作に係る多様性及び独立性を確保
- 制御棒連続引抜き阻止インターロック：出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒（有効性評価では連続引抜き時間として4秒を設定）となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを新設し、「原子炉出口冷却材温度高」によるトリップ信号の発信までに出力が過度に上昇することを防止



制御棒駆動系の構造

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障 (1/4)】

① 原子炉トリップ信号

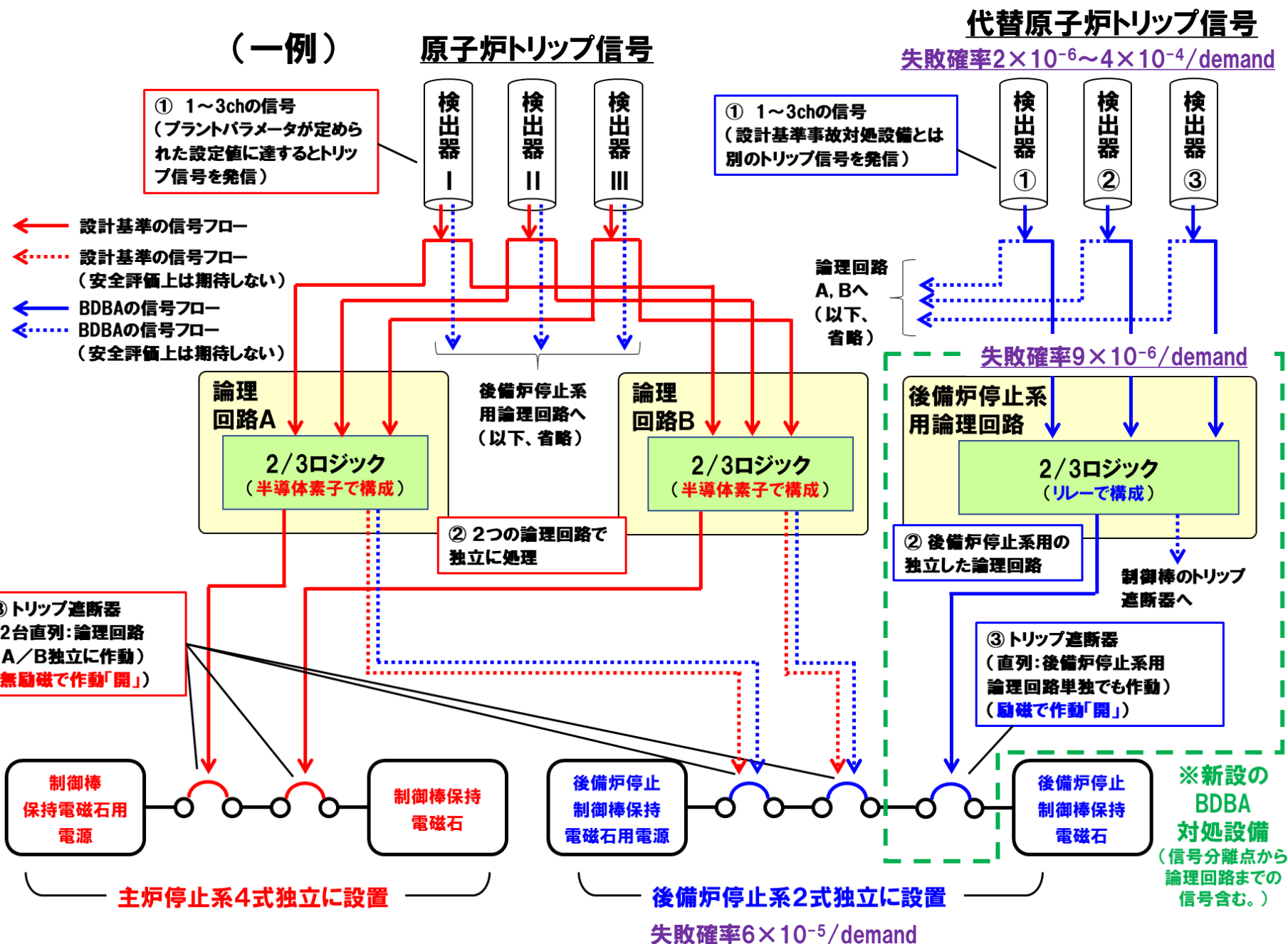
【設計基準】1種類の原子炉トリップ信号に対して、それぞれ独立した検出器を複数設けることで、原子炉トリップ信号発信に係る独立性及び多重性を確保
 【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の検出器により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保

② 安全保護回路

【設計基準】原子炉保護系（スクラム）の論理回路は、それぞれ独立した2台を設けることで、ロジック回路の作動に係る独立性及び多重性を確保
 【BDBA】設計基準事故対処設備とは別の後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路からのトリップ遮断器を設けることで、論理回路の動作に係る多様性及び独立性を確保

③ 制御棒の急速挿入

制御棒等の保持電磁石用電源は、論理回路に対応してトリップ遮断器を設けることで、制御棒等の切離しに係る独立性及び多重性を確保。また、制御棒等の急速挿入に係る共通原因故障の防止対策を講じ、必要な信頼性を確保



- 原子炉停止に係る施設は独立性及び多重性を確保しており、単一故障を想定しても、停止機能を喪失することはない、必要な信頼性を確保
 - 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故では、主炉停止系の反応度価値の最も大きな制御棒一本が全引き抜き位置に固着した場合を想定し、主炉停止系のみで原子炉を安全に停止できることを確認
 - BDBAでは、後備炉停止系の急速挿入のみで炉心損傷を防止できることを確認
- ※ 「BDBA」：多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（2/4）
-原子炉トリップ信号の多様化の確保-】

- 設計基準事故対処設備として考慮した原子炉トリップ信号^{※2}の発信失敗を想定したとしても、残された既設の原子炉トリップ信号を活用することにより、選定した異常事象の全てに対して独立で多様な代替原子炉トリップ信号^{※4}を確保

既設の原子炉保護系の作動項目	過渡・事象 ^{※1}	設計基準事故対処設備 (原子炉トリップ信号 ^{※2})	BDBAの事象Gr ^{※3}	BDBA対処設備 (代替原子炉トリップ 信号 ^{※4})	第3信号
中性子束高（出力領域）	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 主冷却器空気流量の増大	中性子束高（出力領域）	過出力時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	手動スクラム
中性子束高（中間領域／起動領域）	—	—	—	—	—
炉周期短（中間領域／起動領域）	—	—	—	—	—
原子炉出口冷却材温度高	—	—	—	—	—
原子炉入口冷却材温度高	主冷却器空気流量の減少 2次冷却材漏えい事故 主送風機風量瞬時低下事故	原子炉入口冷却材温度高	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
1次冷却材流量低	1次冷却材流量減少 1次主循環ポンプ軸固着事故	1次冷却材流量低	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
2次冷却材流量低	2次冷却材流量減少 2次主循環ポンプ軸固着事故	2次冷却材流量低	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失	原子炉出口冷却材温度高	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
炉内ナトリウム液面低	1次冷却材漏えい事故	炉内ナトリウム液面低	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	原子炉出口冷却材温度高、手動スクラム
炉内ナトリウム液面高	—	—	—	—	—
1次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
2次主循環ポンプトリップ	—	—	—	—	—
電源喪失	外部電源喪失	電源喪失	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	1次主循環ポンプトリップ	2次主循環ポンプトリップ、手動スクラム
手動スクラム	—	—	—	—	—

※1：原子炉保護系の作動設定値に至らないものを除く

※2：既設の原子炉トリップ信号のうち、設計基準事故対処設備として考慮（「過渡変化の解析」及び「事故経過の解析」において考慮）する信号

※3：原子炉停止機能の喪失を想定する事象Grに対して整理

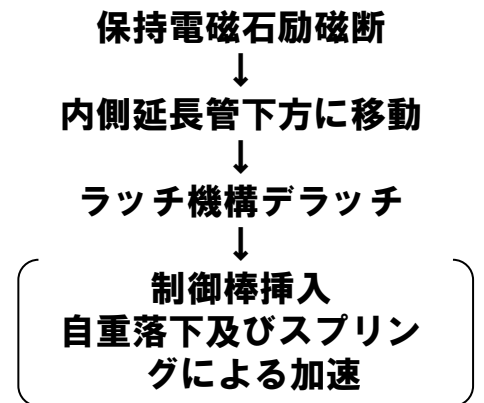
※4：既設の原子炉トリップ信号のうち炉心損傷防止措置として考慮する信号

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障（3/4）】

分類		具体的な故障例	防止対策
内的事象	機械的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・ マグネットケース固着 ・ 内側延長管／ラッチペローズ固着 ・ ラッチ機構固着 ・ 加速スプリング固着／加速管干渉（自重による落下） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実績に基づく構造信頼性の確保 ・ 使用前の検査等による性能確認
	熱的・化学的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・ 変形による可動部固着 ・ ナトリウム凝固による可動部固着 ・ 腐食／侵食による可動部固着 ・ スエリングによる可動部固着 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 製作時の材料管理／寸法管理 ・ 間隙部へのナトリウム凝固防止設計 ・ 高温配置によるナトリウム凝固防止設計 ・ ナトリウム純度管理 ・ 照射量管理
	電氣的・磁氣的要因	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保持電磁石励磁断失敗 ・ 電磁石の保持力低減失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 保持電磁石励磁断の多重化 ・ 保持電磁石の適切な設計 ・ 使用前の検査等による性能確認 ・ フェイルセーフ設計
	設計・製作時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> ・ 材料不適合、機械／電気品不良 ・ 寸法公差逸脱、溶接欠陥、組立不良 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実績に基づく設計・製作の信頼性の確保 ・ 使用前の検査等による性能確認
	保守・補修時のエラー	<ul style="list-style-type: none"> ・ 整備不良、交換品不良、組立不良 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実績に基づく保守・補修の信頼性の確保 ・ 使用前の検査等による性能確認
外的事象	地震	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震による制御棒挿入阻害 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震時の挿入性を確保
	その他	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自然現象（地震以外）による制御棒挿入阻害 ・ 自然現象による外部電源喪失 ・ 自然現象による外部火災他 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外殻施設（建物）による防護 ・ フェイルセーフ設計

【原子炉停止システムの急速挿入失敗の原因として想定される共通原因故障 (4/4)】

- 制御棒には各々制御棒駆動系を設けることで独立性を確保
 - 制御棒の挿入に係る多重性を確保
- バネ加速重力落下方式では、延長管から制御棒をデラッチすることで、制御棒を落下・挿入
 - 制御棒の挿入は、自重落下及びスプリング加速により、信頼性を向上 (自重落下のみでも炉心損傷に至ることなく原子炉を停止可能)

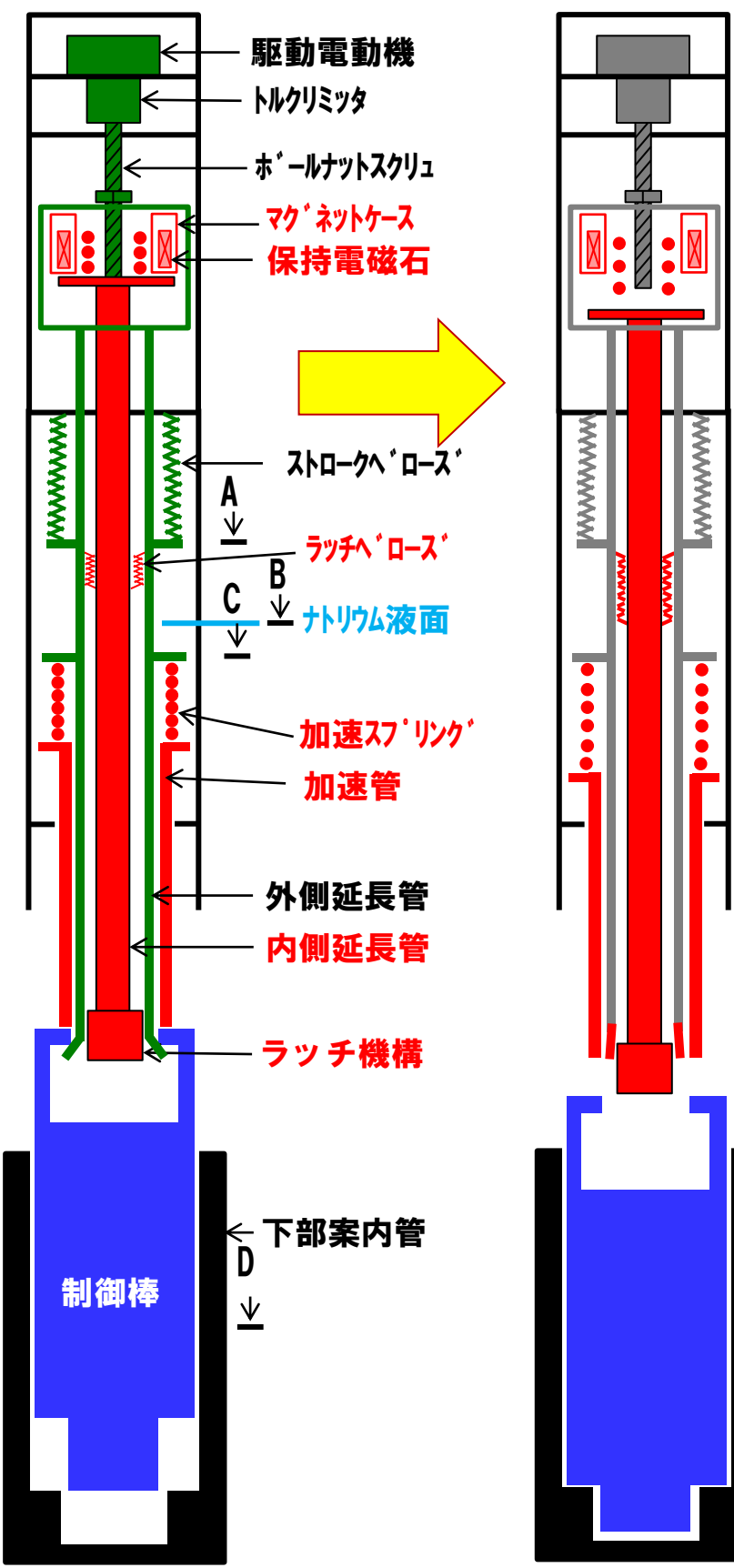


マグネットケースの固着、保持電磁石励磁断失敗

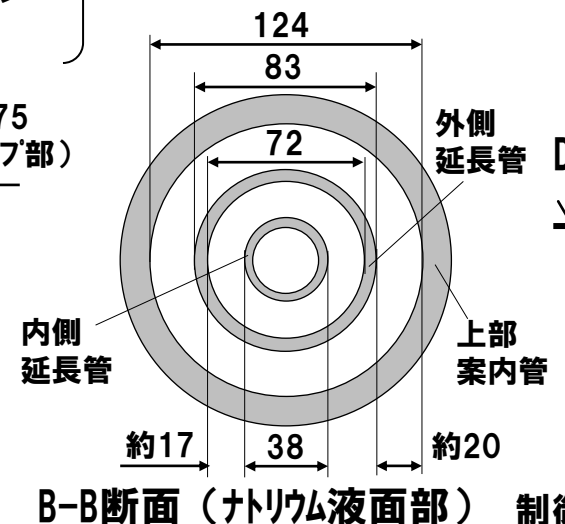
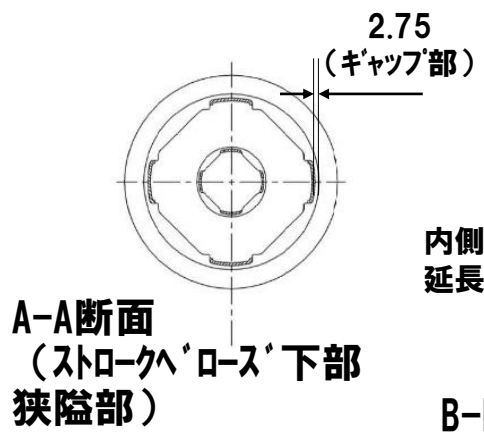
内側延長管/ラッチ機構の固着

加速スプリングの固着、加速管の干渉

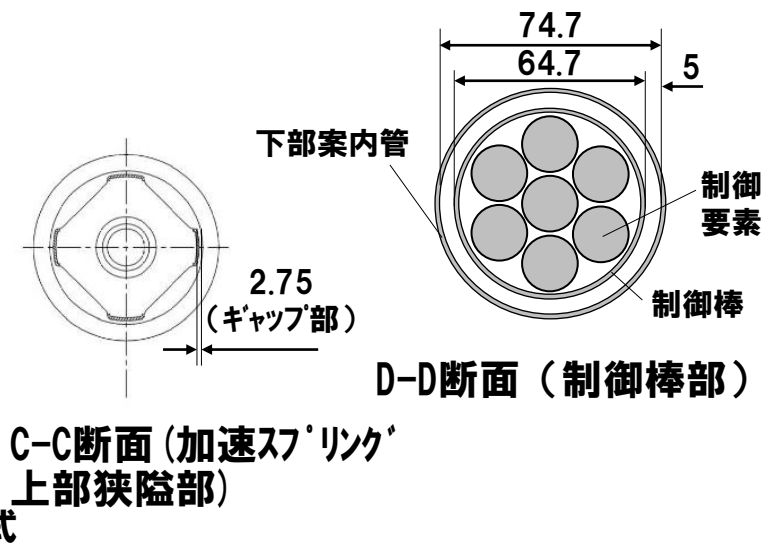
ラッチ機構の固着



- ナトリウム液面上部でのナトリウム (化合物を含む。) の付着による固着
 - ナトリウム液面 (B断面) 近傍に狭隘部を設けず、液面近傍に付着しない構造
 - ベローズでバウンダリを構成し、ベローズ内にナトリウムが侵入しない構造。また、ベローズ外の狭隘部 (A断面) は高温環境により、付着を防止
- ナトリウム中の異物の侵入による固着
 - 下部案内管と制御棒間 (D断面) への異物の侵入は生じ難く、かつ、下部案内管によるガイドにより、異物による固着は生じ難い。
 - 上部案内管内の狭隘部 (C断面) に異物が閉塞すると駆動機構の動作に異常が生じる可能性があるが、出力調整時に検知可能であり、また、制御棒切り離しによる急速挿入機能に影響はない。



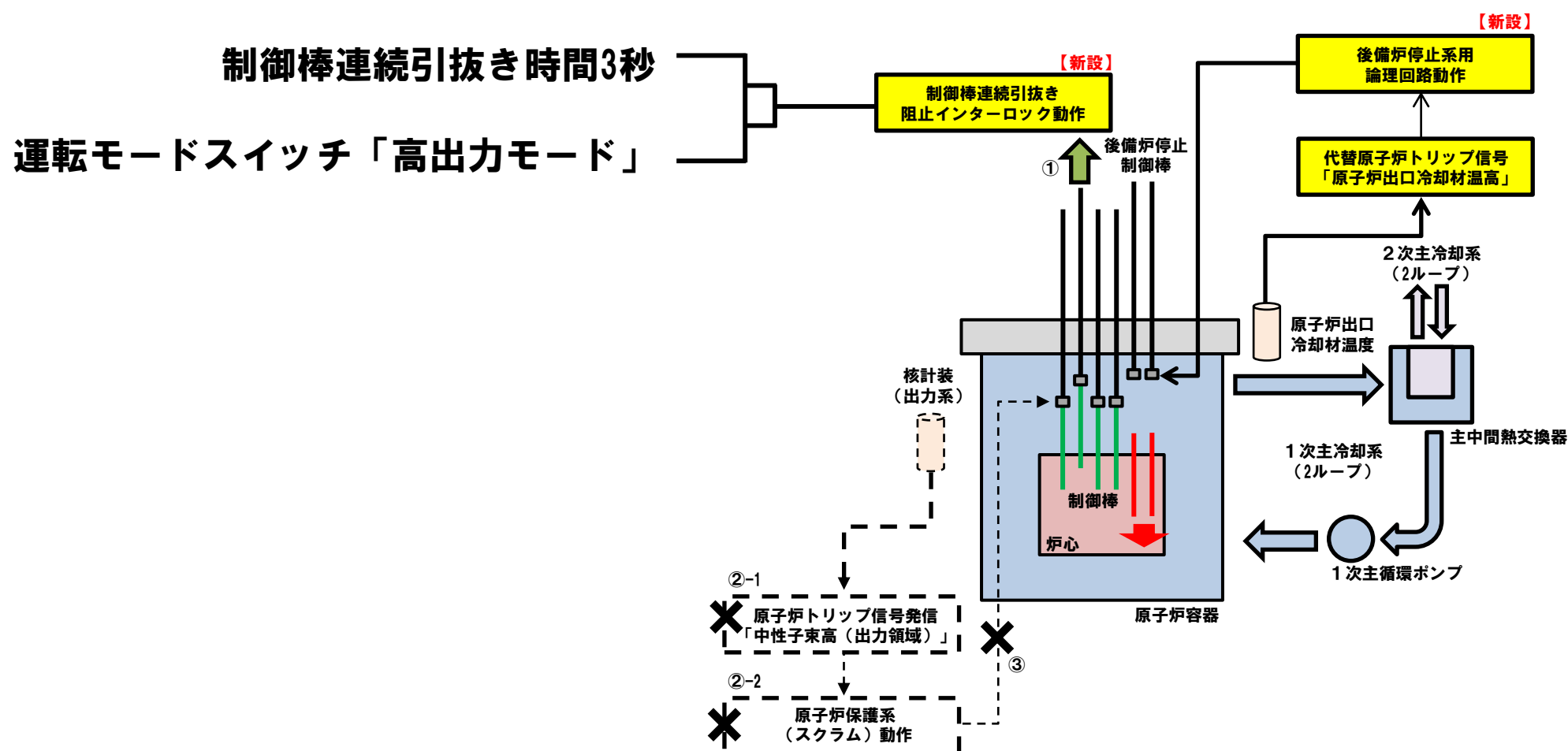
制御棒ラッチ状態模式図



バネ加速重力落下方式

【制御棒連続引抜き阻止インターロック】

- ・ 出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを設けることにより、UTOP有効性評価で設定する連続引抜き時間4秒を超えない設計とする。
- ・ 制御棒駆動機構駆動回路と同じ非常用電源設備より給電するものとする。



UTOPの事象進展及び炉心損傷防止措置の概要図

【地震時の制御棒挿入性 (1/5) -概要-】

●地震時の制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入機能に対する設計方針

制御棒又は後備炉停止制御棒（制御棒又は後備炉停止制御棒を収納する下部案内管を含む。）及び制御棒又は後備炉停止制御棒をラッチする上部案内管（上部案内管に連結される駆動機構を含む。）の地震時に生じる水平方向の相対変位を考慮しても、制御棒又は後備炉停止制御棒のスクラム時挿入時間（保持電磁石励磁断から反応度価値 90 %挿入まで）が規定時間（0.8秒）以内になるよう設計する。

●基準地震動に対する制御棒挿入性評価

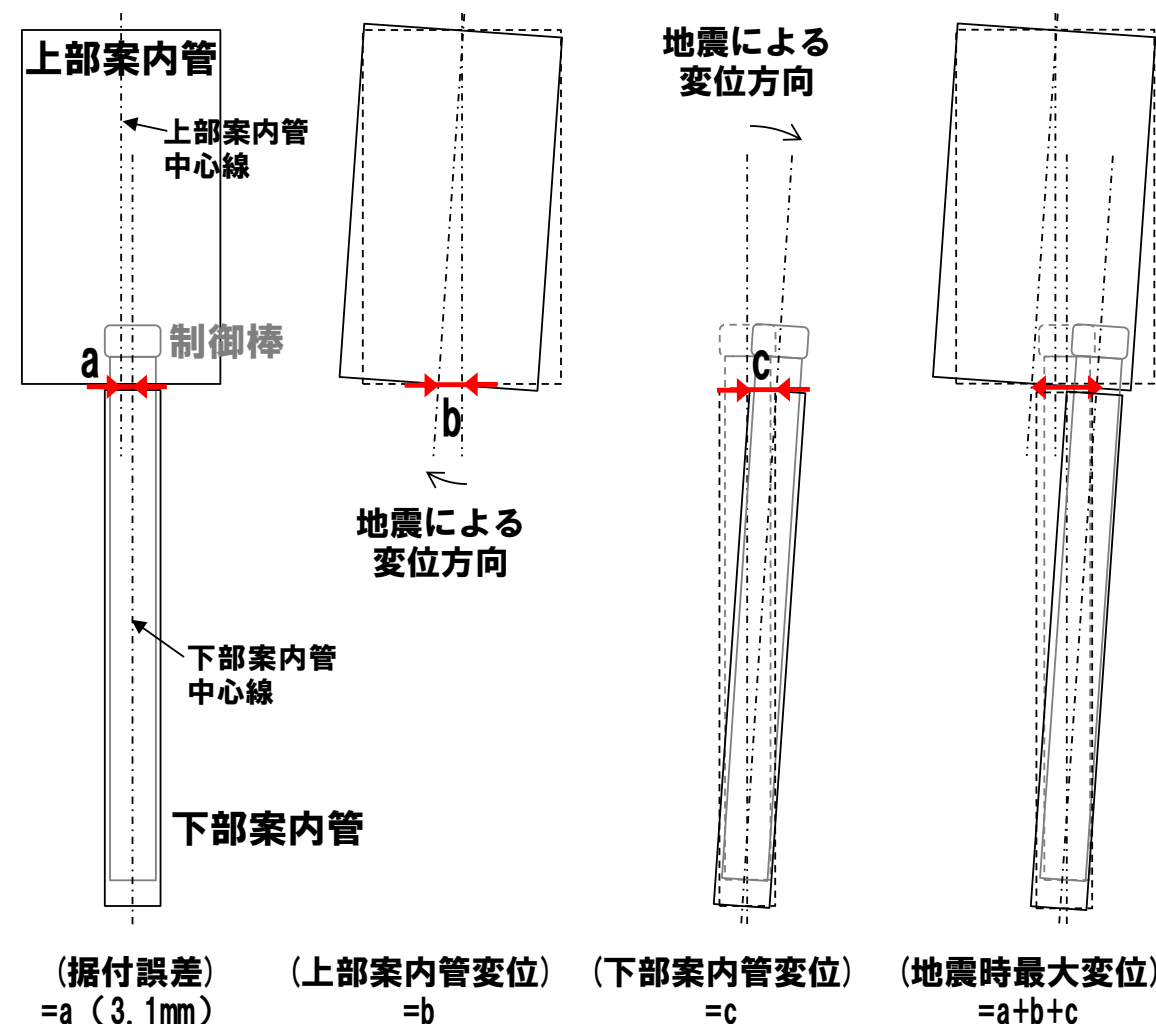
以下の2つの評価を実施する。

(1) 静的条件での制御棒挿入性評価

基準地震動 S_s に対して上部案内管と下部案内管の地震時最大変位量（右図）を評価し、その相対変位量が35mm以下であることを確認する。

(2) 動的条件での制御棒挿入性評価

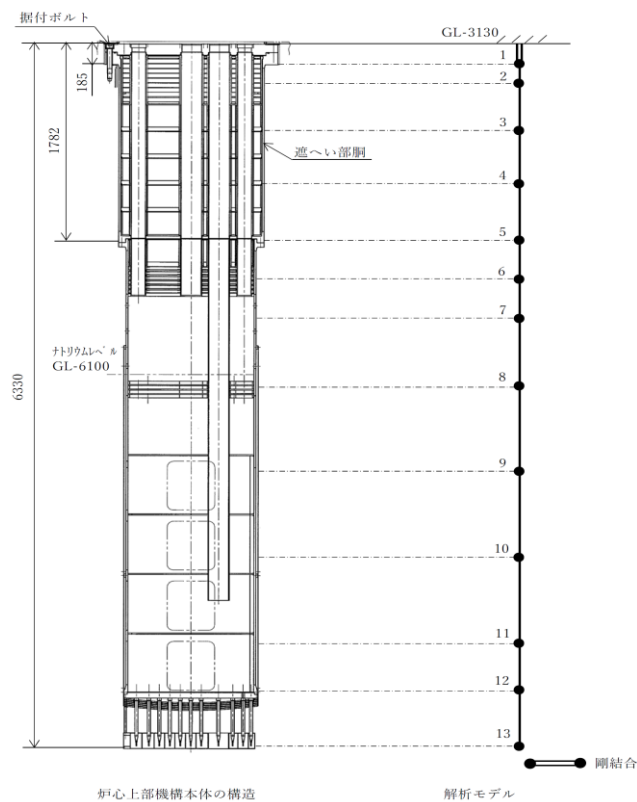
機構解析により、衝突による摩擦抵抗を考慮してもスクラム時挿入時間が規定時間以内となることを確認する。



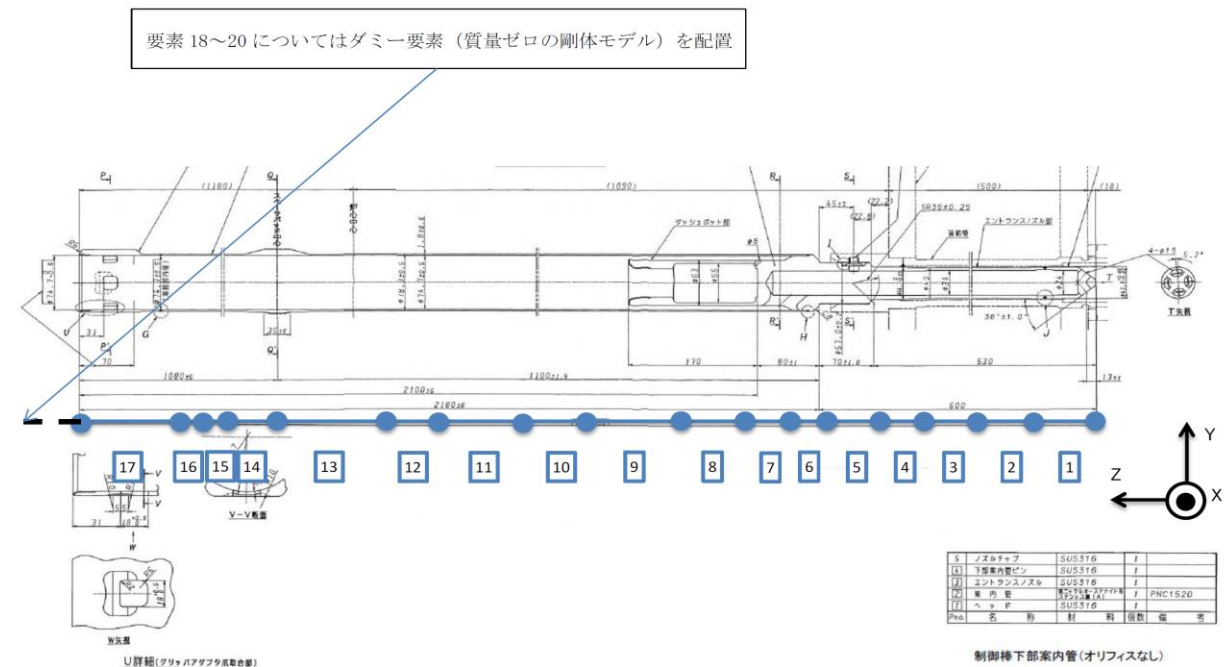
【地震時の制御棒挿入性 (2/5) -静的条件での制御棒挿入性評価 (1)解析条件-】

●変位量評価の解析条件

	上部案内管	下部案内管
解析対象	炉心上部機構	全炉心 (群振動解析)
解析コード	FINAS (ver. 21.3)	Revian-3D (v8.2)
固有値解析	1次8.4Hz、2次39.9Hz	1次6.7Hz、2次46.7Hz、3次129.2Hz
減衰定数	1.0% (Rayleigh型比例減衰)	3% (1次)、15% (2次、3次)
加振波	建物地下中1階床応答 (加速度) ※NS方向、EW方向それぞれ解析	炉心支持板応答 (加速度) ※NS+EW+UDの3次元解析



FINAS解析の炉心上部機構モデル

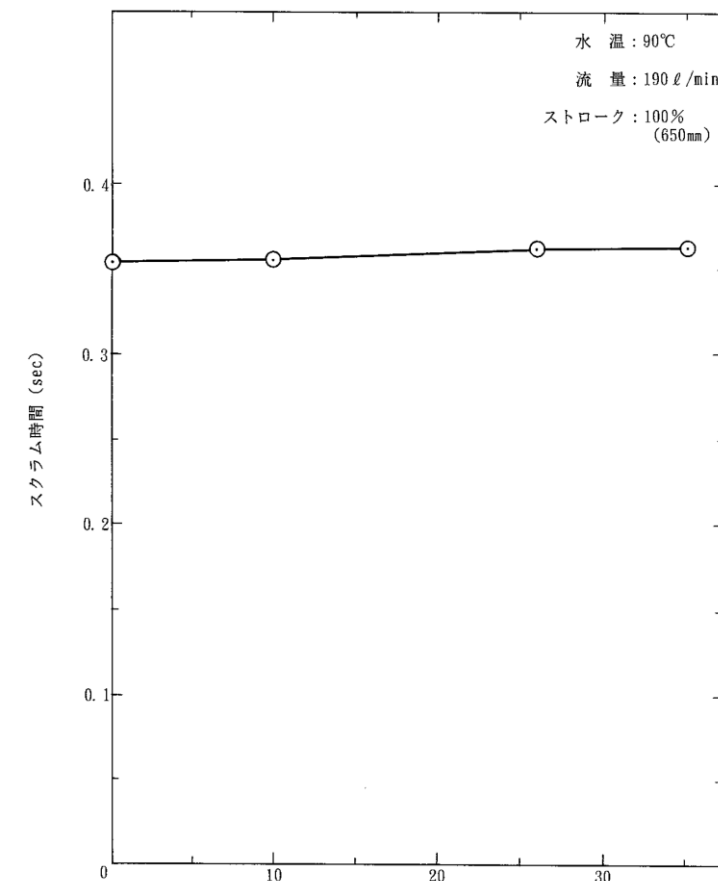


Revian-3D解析の下部案内管モデル

【地震時の制御棒挿入性（3/5）-静的条件での制御棒挿入性評価（2）評価結果-】

●最大相対変位量評価結果

	上部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	下部案内管 最大変位 (mm) (NS+EW)	据付誤差 (mm)	最大相対 変位量 (mm)
Ss-D	6.4	14.4	3.1	23.9
Ss-1	14.5	12.9	3.1	30.5
Ss-2	11.5	14.2	3.1	28.8
Ss-3	7.0	13.3	3.1	23.4
Ss-4	8.4	11.2	3.1	22.7
Ss-5	9.2	10.4	3.1	22.7



水中スクラム試験結果

(実機ナトリウム環境を模擬する水温及び流量を設定)

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

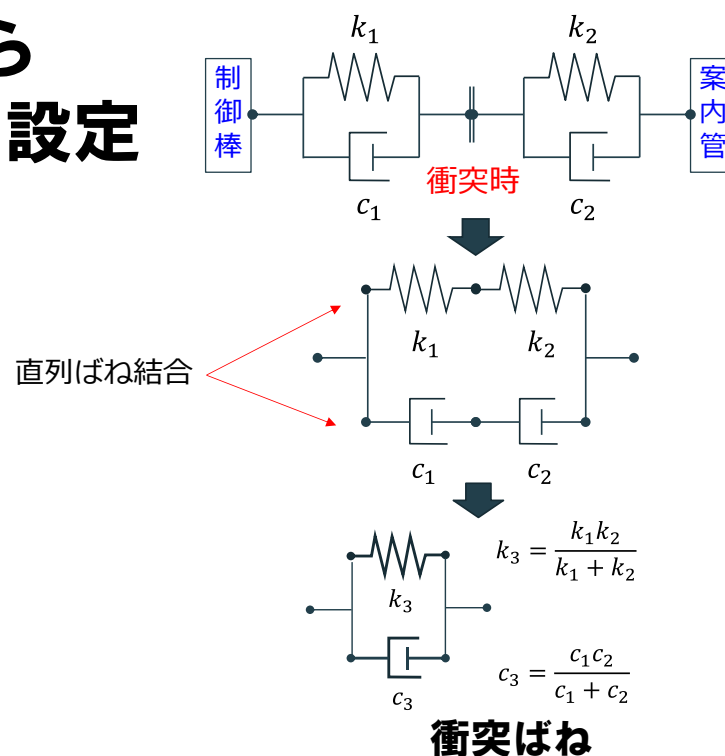
- ・水中における実規模大モックアップ試験では、スクラム時間は35mmまでの相対変位量においてほぼ一定の値となっており、スクラム時挿入時間への影響がないことを確認している。
- ・位相を考慮せずにそれぞれの最大変位量を保守的に足し合わせた場合でも、基準地震動による最大相対変位量は最大でも30.5mm（Ss-1）で、スクラム試験の結果から0.8秒以内の挿入性が確認されている35mmを超えない。

【地震時の制御棒挿入性 (4/5) -動的条件下での制御棒挿入性評価 (1) 解析条件-】

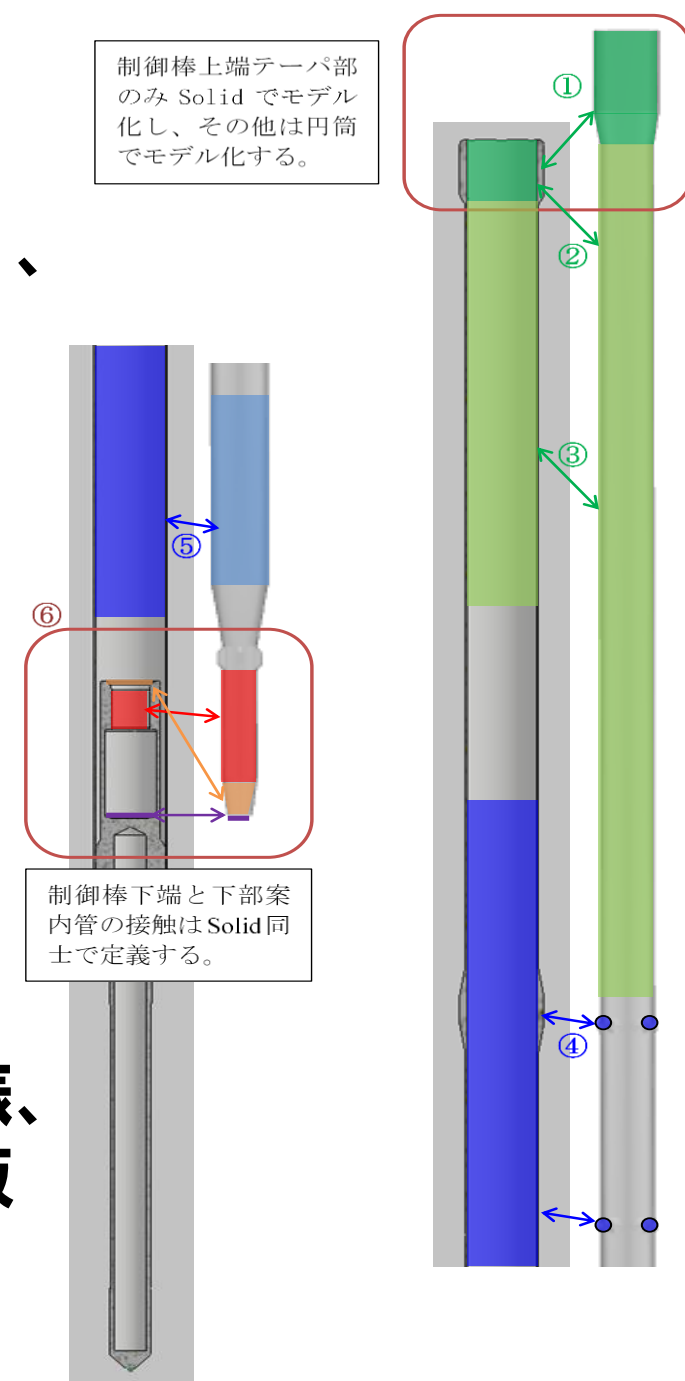
●機構解析※

- 解析コード：ADAMS (ver. 2019) ※衝突や摩擦等を模擬した解析
- モデル 制御棒、下部案内管：形状模擬した剛体
上部案内管：単純円筒、加速管：円筒構造
- 接触条件：接触箇所 (右図) における衝突剛性、衝突減衰を、落下試験結果から設定した衝突剛性 ($k_{1,2}$)、衝突減衰 ($c_{1,2}$) から以下のように合成し設定

部位	衝突剛性 k_3 (N/mm)	衝突減衰 c_3 (Ns/mm)
①	1.6×10^4	9.0×10^{-1}
②	5.7×10^3	1.7×10^{-1}
③	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
④	3.8×10^3	1.0×10^{-1}
⑤	7.1×10^3	2.0×10^{-1}
⑥	2.2×10^4	2.1×10^0



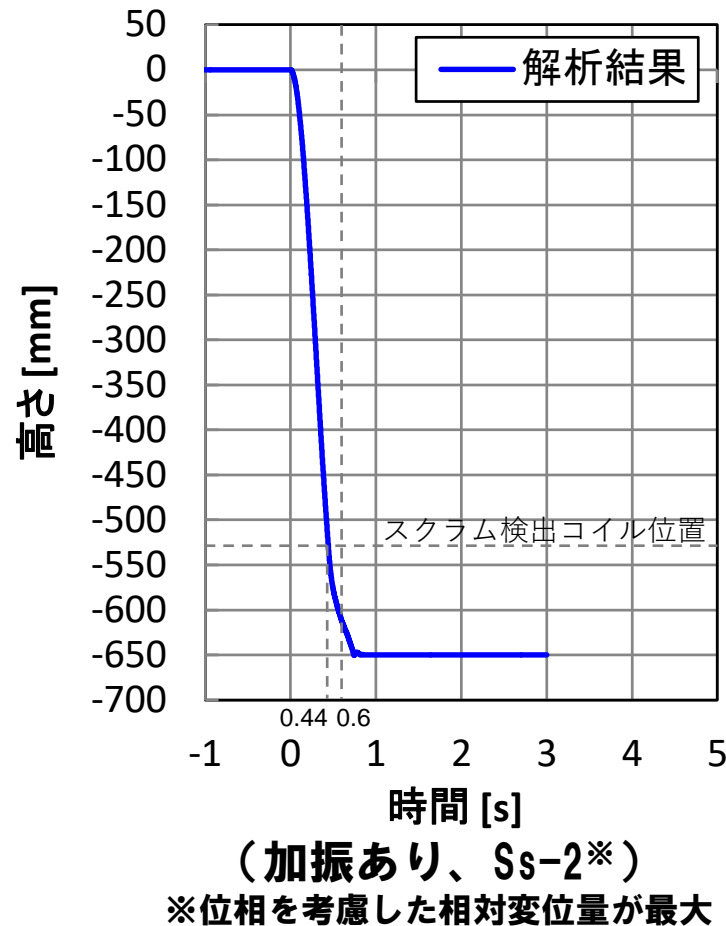
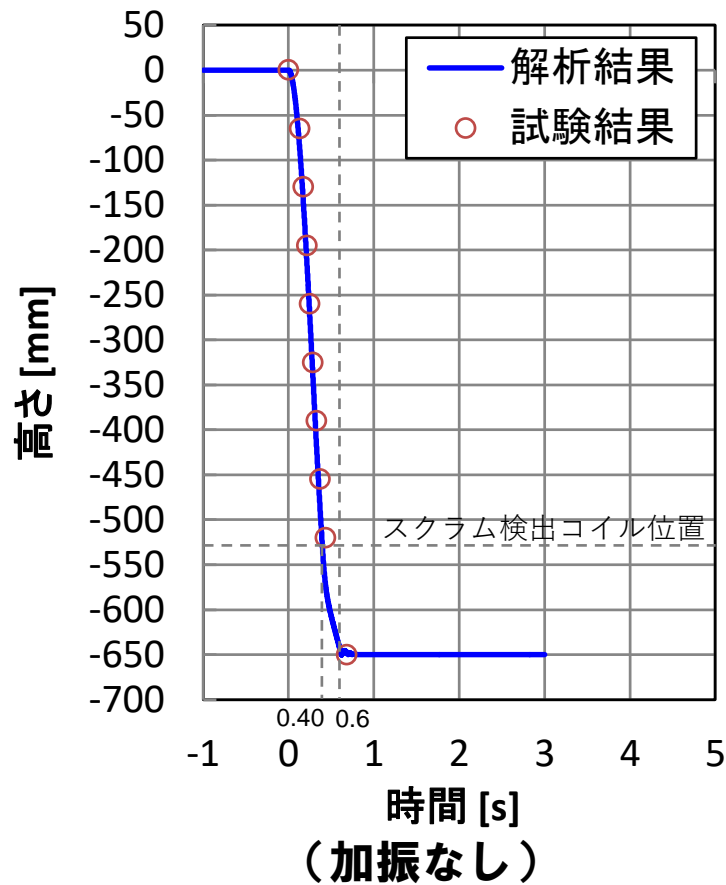
制御棒上端テーパ部のみ Solid でモデル化し、その他は円筒でモデル化する。



- 加振条件：上部案内管を水平2方向及び鉛直方向に並進加振、下部案内管上端を水平2方向に加振、炉心支持板 (ピン支持) を水平2方向及び鉛直方向に加振
- 解析タイミング：最大相対変位が生じるタイミング

【地震時の制御棒挿入性 (5/5) -動的条件下での制御棒挿入性評価 (2) 評価結果-】

●スクラム時間評価結果



	スクラム時間 (スクラム検出コイル位置に 到達するまでの時間)
加振なし	0.40
加振あり	0.44

スクラム検出コイル位置：-530mm
(制御棒反応度値で 90 %挿入とな
る位置は約-512mm)

※	上部案内管-下部 案内管の最大相 対変位量 (mm)	据付誤差 (mm)	最大相対変位 量 (mm)
Ss-D	12.8	3.1	15.9
Ss-1	17.2	3.1	20.3
Ss-2	17.3	3.1	20.4
Ss-3	11.8	3.1	14.9
Ss-4	13.6	3.1	16.7
Ss-5	14.3	3.1	17.4

●基準地震動Ssの地震に対する挿入性

- ・機構解析ではスクラム試験結果をよく再現している。
- ・加振時でもスクラム時間は0.5秒以内。
- ・保持電磁石励磁断からデラッチリミットスイッチ作動までの時間を0.2秒として (スクラム時間が0.6秒以内)、基準地震動時でも制御棒は規定時間内に挿入される。

【主冷却系による自然循環冷却 (1/2)】

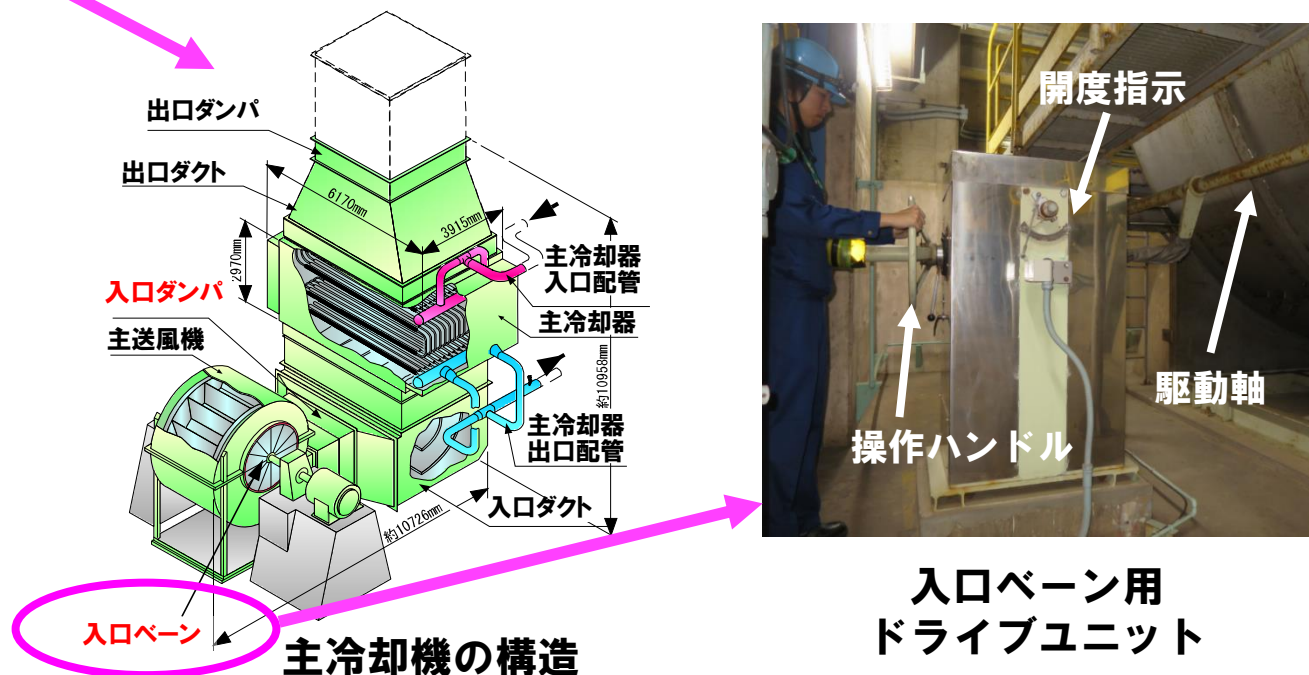
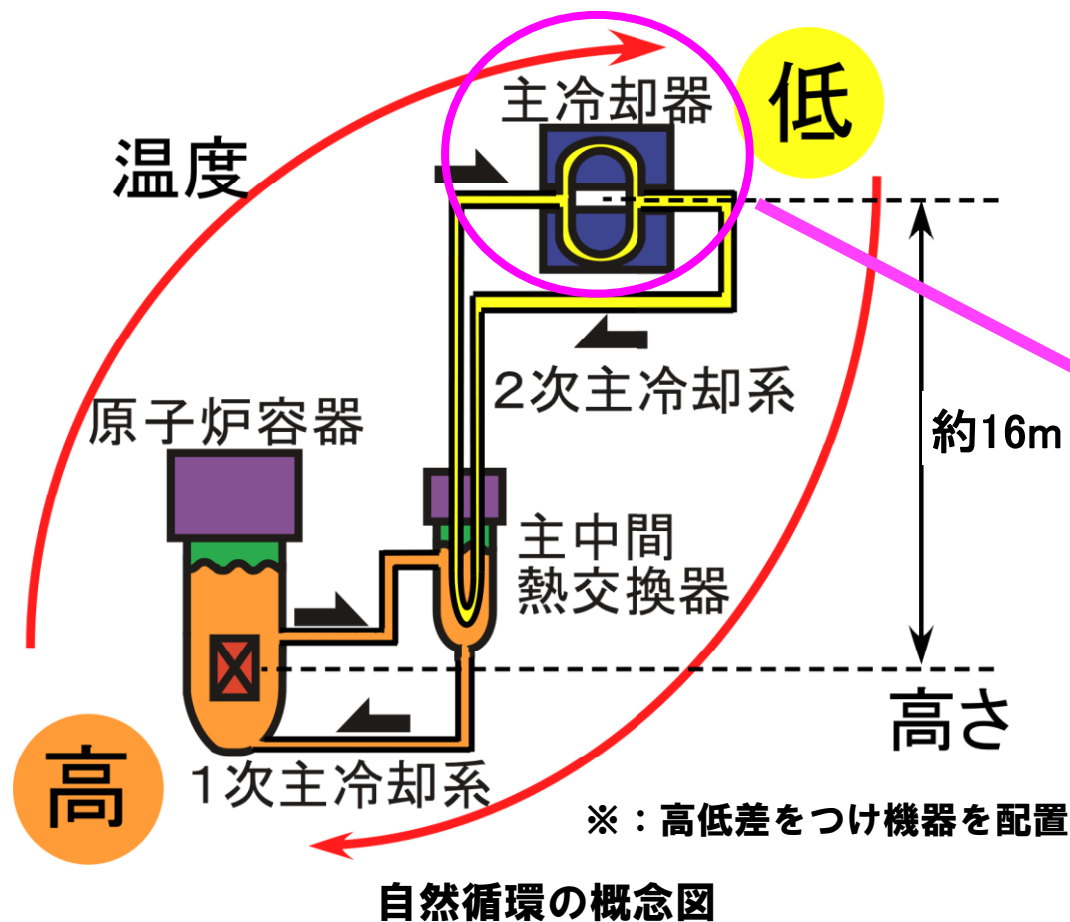
- 原子炉停止後の崩壊熱除去期間中に主冷却系又は補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した際に使用
- 適切な高低差で機器を配置し、冷却材の密度差を駆動力とした信頼性の高い措置
- 失敗の主な要因
 - ・ 循環経路の破損 (静的故障) による循環液位喪失
 - ・ 主冷却機の空気流路の開度制御失敗 (動的故障) による過冷却

これらは偶発的に生じる事象であり、独立した2ループ同時での失敗は考え難い。

2ループの自然循環冷却に期待できる事故シーケンスでは、炉心損傷防止措置が機能しない場合でも、格納容器破損防止措置として1ループの自然循環冷却に期待できる。

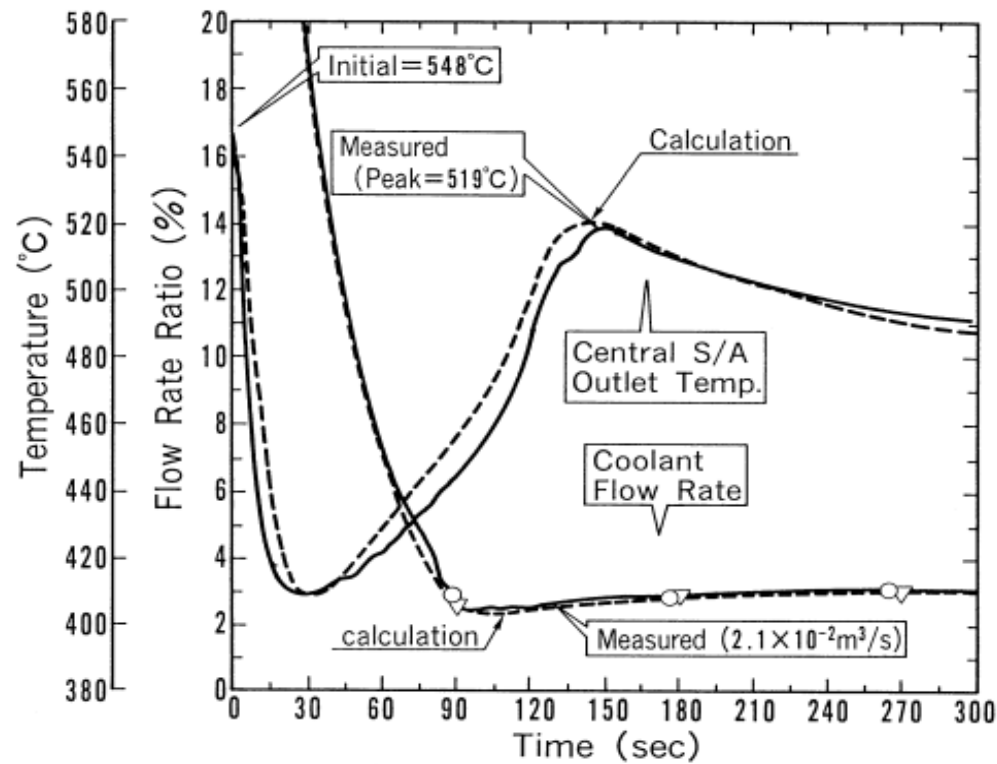
【主冷却機の自然通風除熱の制御】

- 主冷却機の入口ベーン・ダンパの開度を自動制御 (交流無停電電源系より給電)
- 電源喪失等により、自動制御できない場合には、仮設計器により冷却材温度等のパラメータを確認し、手動で開度を調整

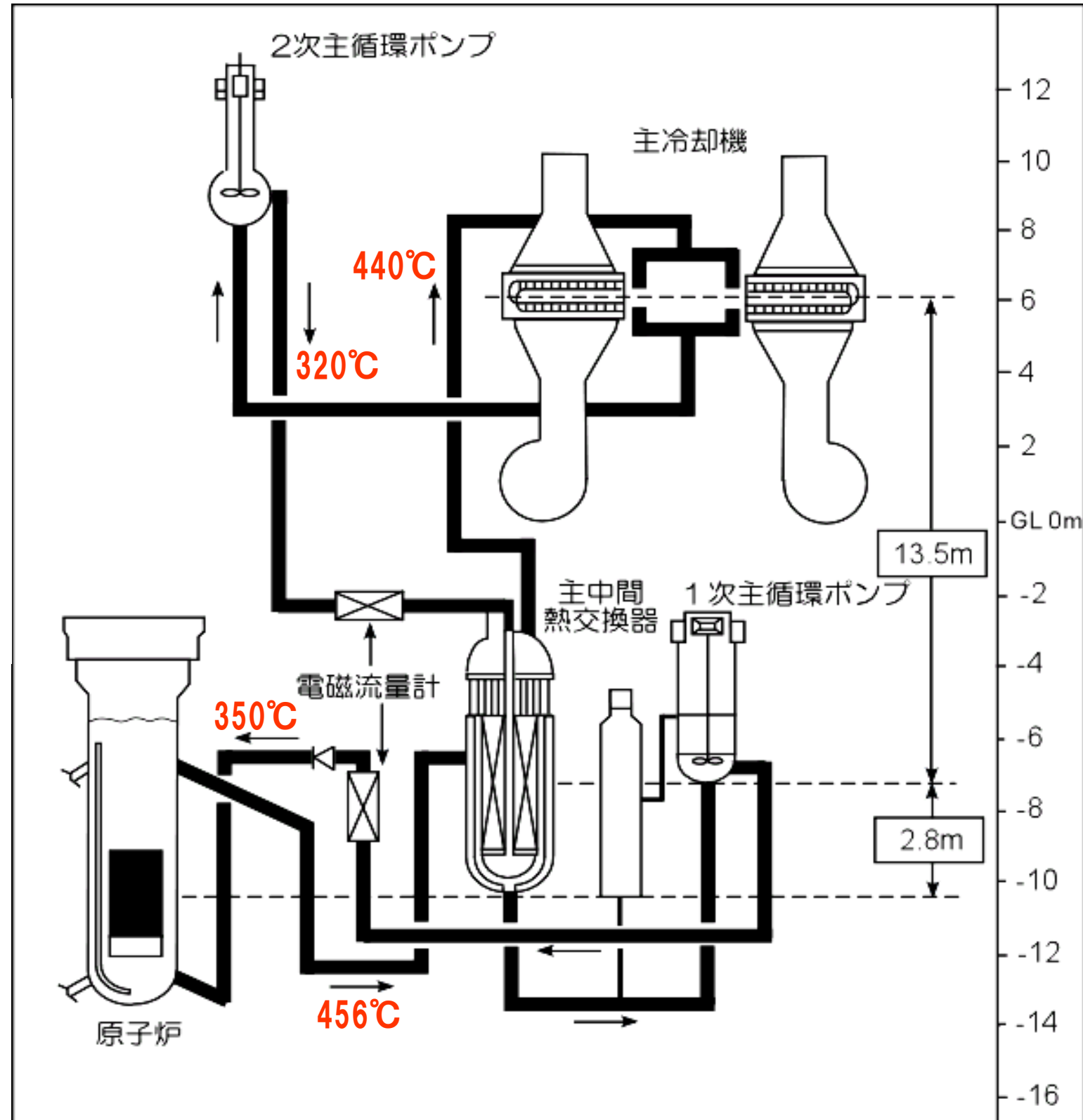


【主冷却系による自然循環冷却 (2/2)】

過去の自然循環試験の実績
(MK-II炉心 (100MW))



注) 図中の温度は、MK-IV炉心定格運転の状態



主冷却系の機器等の配置

【補助冷却設備による強制循環冷却】

- 原子炉停止後の崩壊熱除去期間中に原子炉容器の冷却材液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回る等、主冷却系による冷却に失敗した際に使用（基本的に原子炉容器冷却材の液位が所定の液位まで低下した時点で自動で起動）
- 補助冷却設備は、主冷却系と独立した系統
- 使用する機器等は、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、また、電源を必要とするものは、非常用電源設備より給電

補助冷却設備による強制循環冷却
に使用する主な機器等

機器等	駆動源
補助中間熱交換器	
1次補助冷却系循環ポンプ （電磁ポンプ）	非常用ディーゼル電源系／
2次補助冷却系循環ポンプ （電磁ポンプ）	非常用ディーゼル電源系／
補助冷却器	
補助送風機 （インレット弁付）	非常用ディーゼル電源系／ 交流無停電電源系
入口ダンパ（空気圧作動）	圧縮空気（非常用ディーゼル 電源系）／交流無停電電源系
出口ダンパ（電動機駆動）	非常用ディーゼル電源系／ 交流無停電電源系

【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】

- 1次冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する場合を除く事故時に使用可能（コンクリート遮へい体冷却系を予熱窒素ガス系と接続し、原子炉容器等の二重構造の間隙部に窒素ガスを通気）
- コンクリート遮へい体冷却系は、主冷却系と独立した系統
- 使用する機器等は、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、また、電源を必要とするものは、非常用電源設備より給電

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
に使用する主な機器等

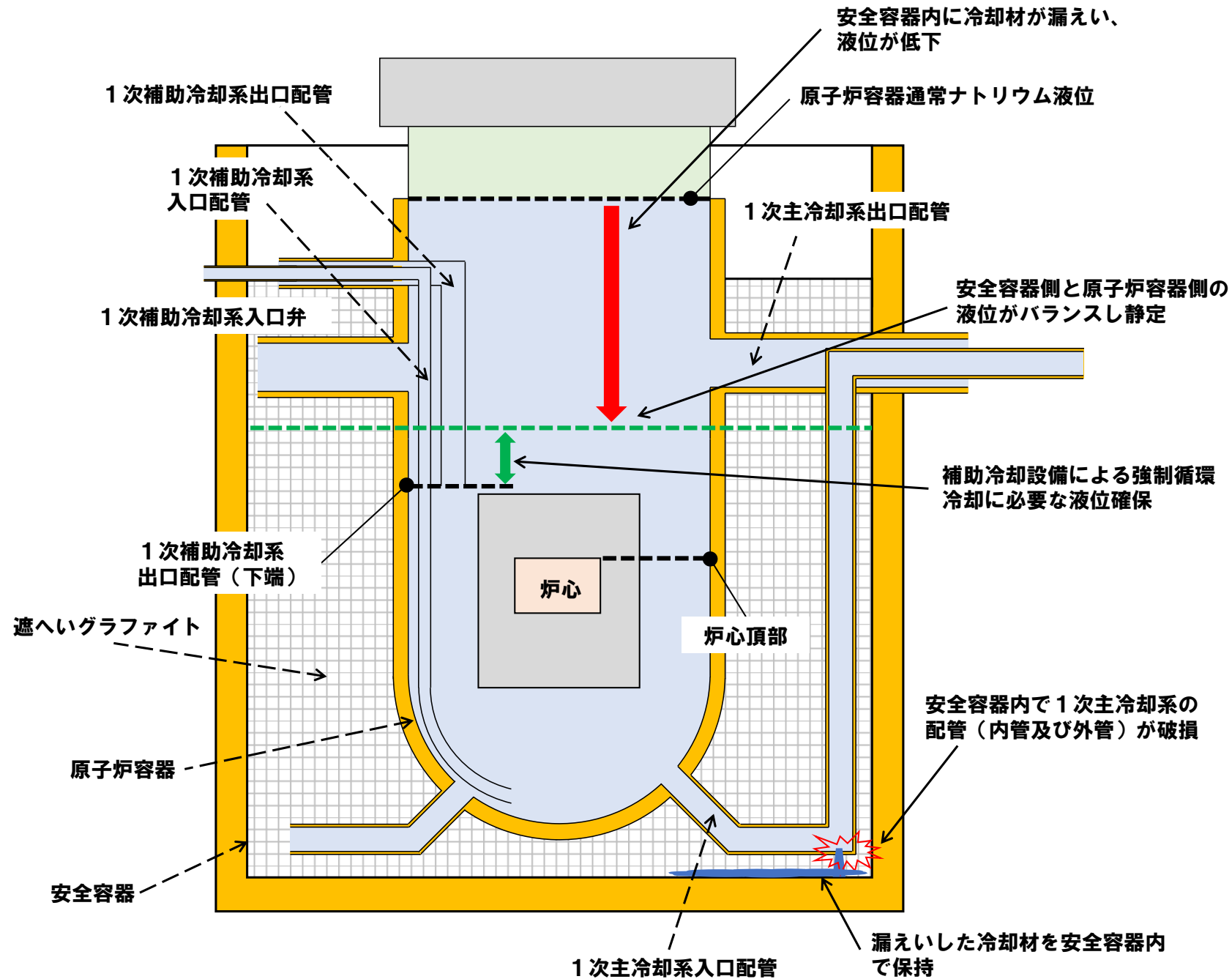
機器等	駆動源
窒素ガスブロワ (2台(1台予備))	非常用ディーゼル電源系
窒素ガス冷却器*1 (2基)	
コンクリート遮へい体冷却系 と予熱窒素ガス系の連通弁 (窒素ガス作動)	窒素ガス(非常用ディーゼル電源系)
予熱窒素ガス系仕切弁 (電動弁)	非常用ディーゼル電源系

*1：冷却水は補機冷却設備を使用

原子炉冷却材液位確保機能（1/3）

【安全容器内での冷却材の保持】

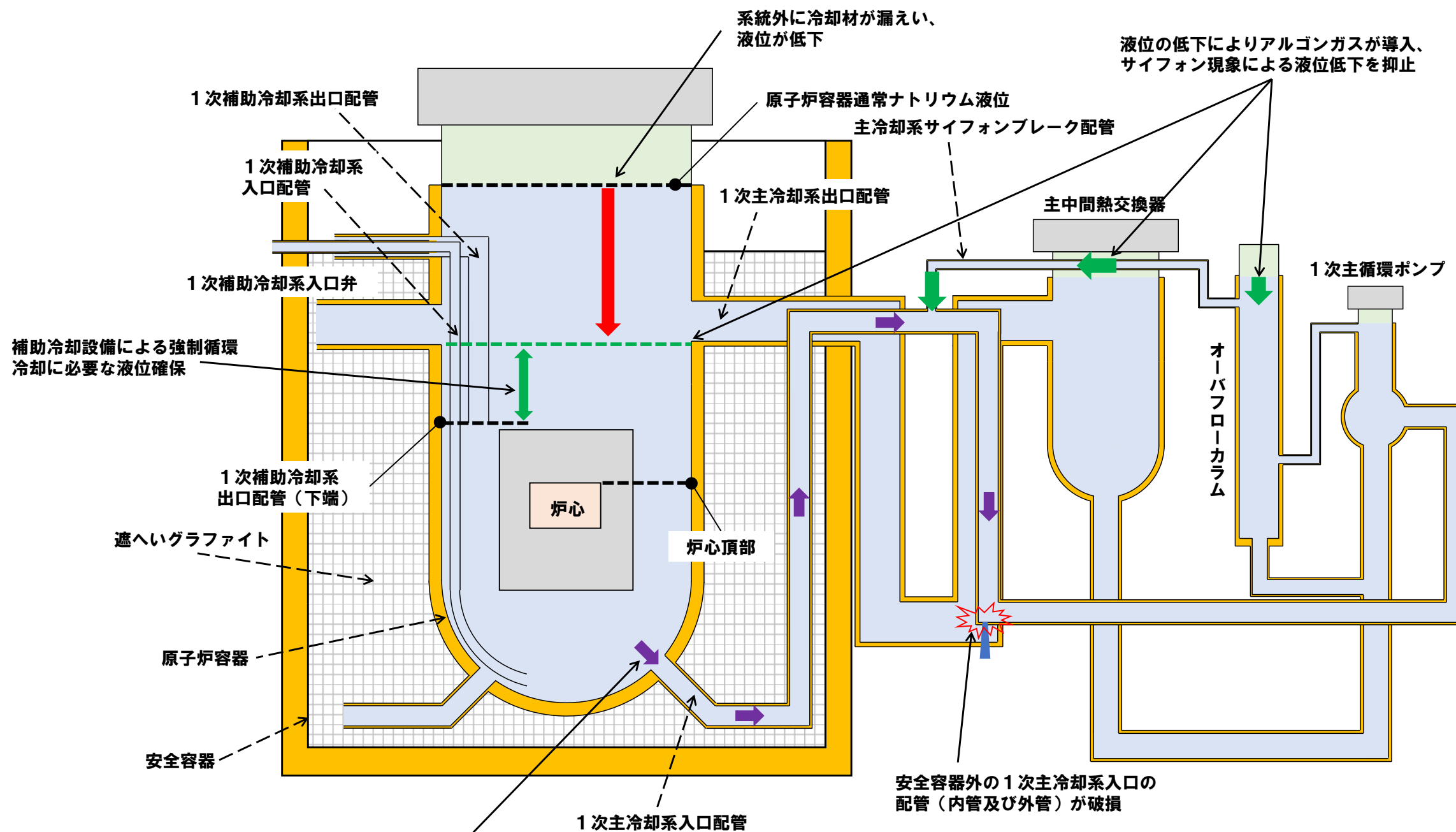
- 安全容器内に設置される1次主冷却系の配管（内管及び外管）が破損した際に、安全容器内で漏えいした冷却材を保持することで、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保（電源不要）
- 安全容器は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備



安全容器内での冷却材の保持の概念図

【主冷却系サイフォンブレイク】

- 安全容器より外側の1次主冷却系入口の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を、主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスが導入されることにより抑止し、補助冷却設備の強制循環冷却に必要な液位を確保
- 配管等の適切な配置によりアルゴンガスは、オーバフローカラムの液位低下に伴い、受動的に導入（電源不要）
- 主冷却系サイフォンブレイク配管等は、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



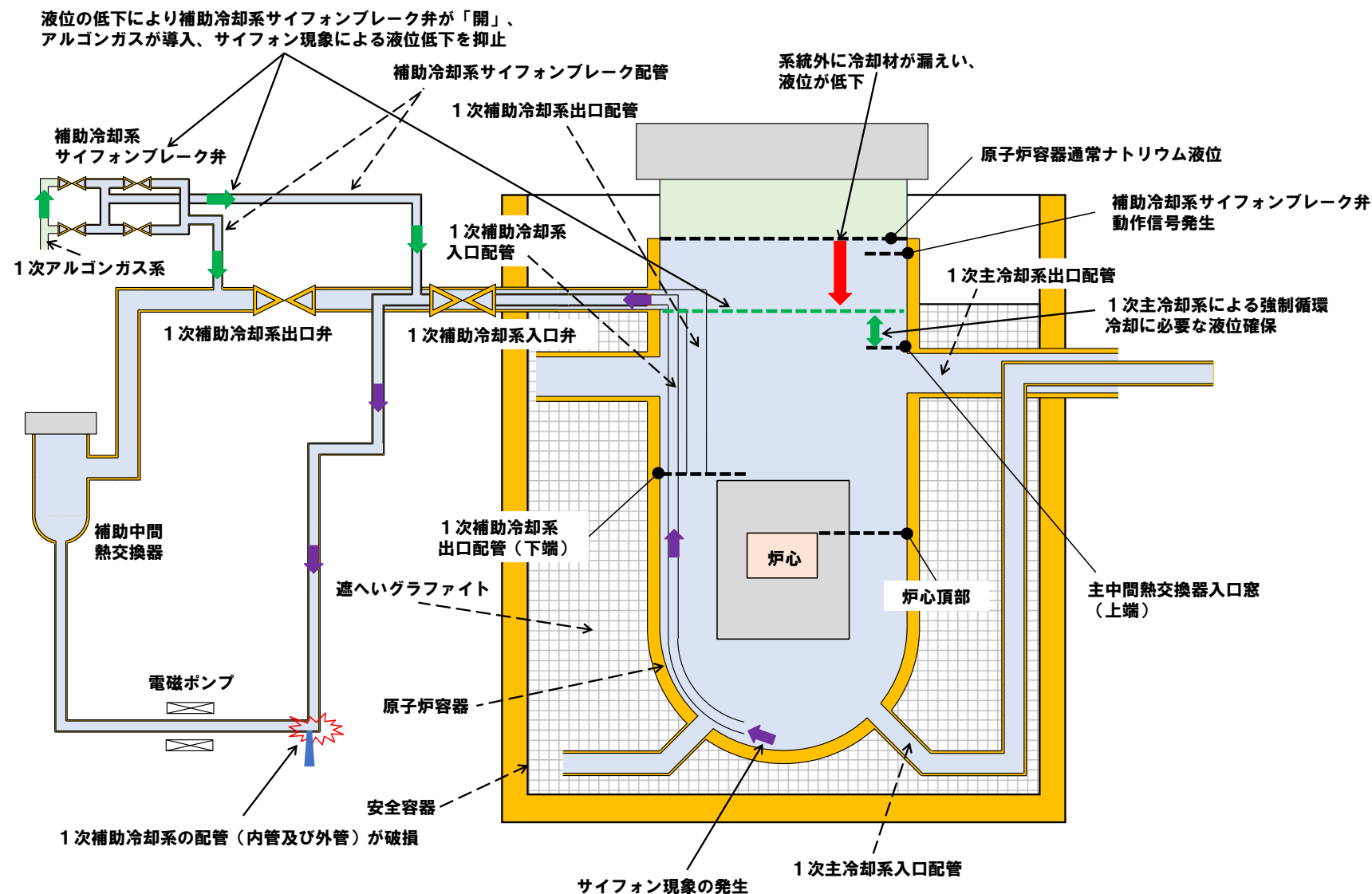
主冷却系サイフォンブレイクの概念図

【補助冷却系サイフォンブレーク】

- 1次補助冷却系の低所配管（内管及び外管）が破損した際に、サイフォン現象による原子炉容器の冷却材液位の低下を、補助冷却系サイフォンブレーク配管からアルゴンガスを導入することにより抑止し、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保
- アルゴンガスは、原子炉容器の冷却材液位が所定の液位まで低下した時点で、自動で補助冷却系サイフォンブレーク止弁が「開」となり導入
- 補助冷却系サイフォンブレーク止弁は、中央制御室での操作、及び現場で直接操作が可能
- 使用する機器等は、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、また、電源を必要とするものは、非常用電源設備より給電
- 万一、補助冷却系サイフォンブレークに失敗した場合には、1次補助冷却系の出入口弁を「閉」とし、1次主冷却系の循環に必要な液位を確保可能

補助冷却系サイフォンブレーク等に使用する主な機器等

機器等	駆動源
補助冷却系サイフォンブレーク止弁（4個）	非常用ディーゼル電源系／直流無停電電源系
1次補助冷却系出入口弁	直流無停電電源系



補助冷却系サイフォンブレークの概念図

【損傷炉心物質等の原子炉容器内閉じ込め】

- ULOF、UTOP及びLFにおいて、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- 炉心の著しい損傷が生じた際に、原子炉容器底部等に再配置された損傷炉心物質を非常用冷却設備による原子炉容器内の強制循環冷却によって損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却・保持

非常用冷却設備の運転状態

事象グループ	1次主冷却系	2次主冷却系
ULOF	強制循環冷却（ポニーモータ／2ループ）*1	自然循環（2ループ）
	強制循環冷却（ポニーモータ／1ループ）*2	自然循環（2ループ）
UTOP	強制循環冷却（主電動機／2ループ）	自然循環（2ループ）
LF	強制循環冷却（主電動機／2ループ）	自然循環（2ループ）

*1：異常事象が1次主循環ポンプ軸固着を除く場合

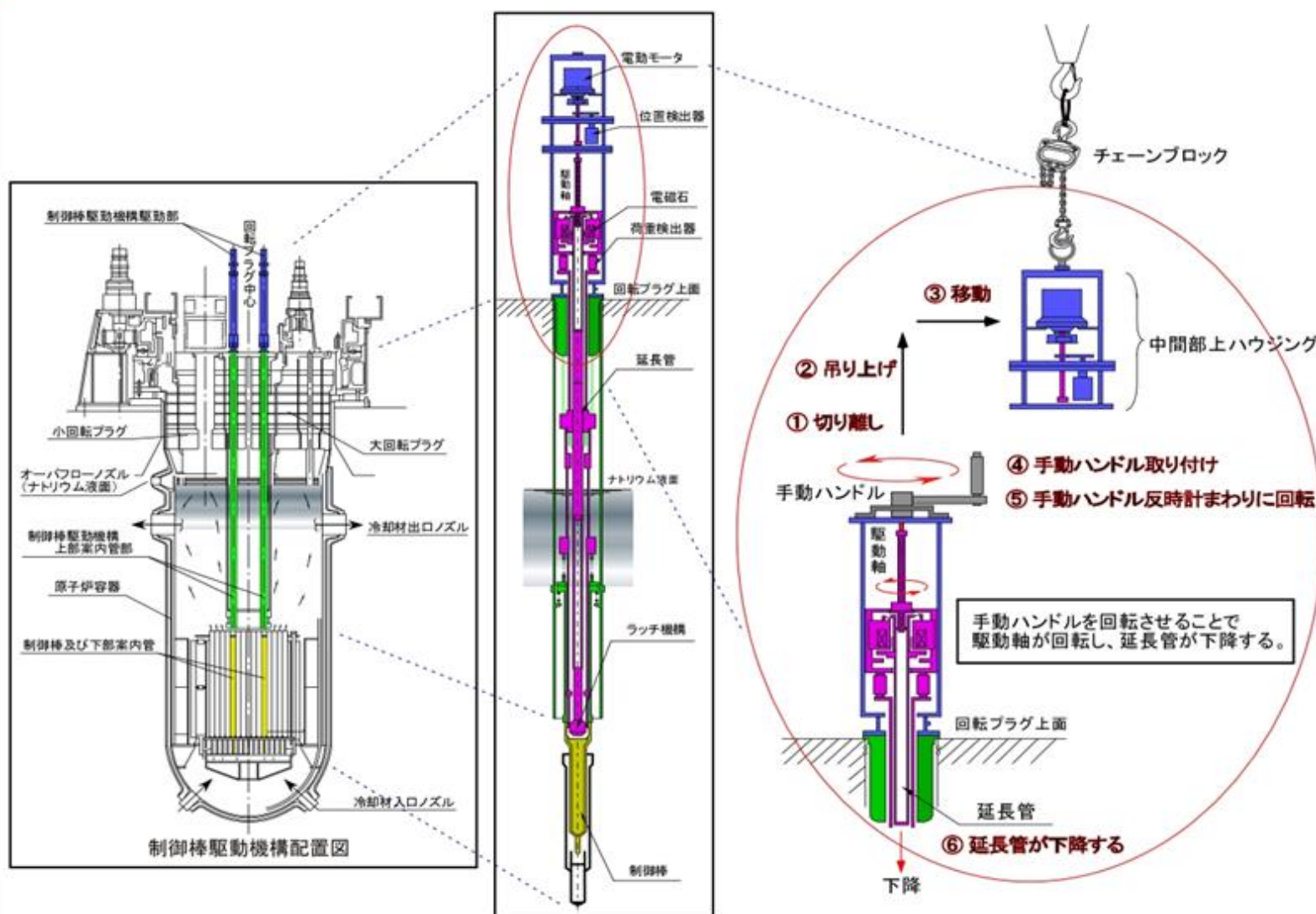
*2：異常事象が1次主循環ポンプ軸固着の場合

【格納容器内閉じ込め（ULOF、UTOP及びLF）】

- ULOF、UTOP及びLFにおいて、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
- 炉心の著しい損傷が生じ、また、機械的エネルギーが発生した際に、①回転プラグを含む原子炉容器構造により即発臨界超過時のナトリウム噴出量を抑制、また、格納容器（床上）にナトリウムが噴出した場合には、②大きな自由空間体積を有する格納容器構造により噴出したナトリウム等による影響を緩和し、格納容器の破損を防止し、施設からの多量の放射性物質等の放出を防止

【物理的特性による格納容器破損防止（ULOHS）】

- ULOHSにおいては、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合であっても、固有の物理メカニズム（負の反応度係数等）による出力低減及び冷却系による冷却によって、炉心の著しい損傷が防止されるため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も防止
- 上記の状態は、比較的高温での安定静定状態であるため、中央制御室での以下のいずれかの操作により低温の安定静定状態に移行
 - ・ 手動スクラム
 - ・ 制御棒又は後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断
 - ・ 制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構の手動挿入
- さらに、自主対策として、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させ制御棒を炉心に挿入する設備、手順を整備



制御棒駆動機構の軸の回転操作（自主対策）の概念図

【格納容器閉じ込め（LORL及びPLOHS）】

- LORL及びPLOHSにおいて、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性がある（事象によっては、炉心損傷防止措置が機能しないと仮定しても、主冷却系（1ループ）による自然循環冷却等によって、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が防止）。
- 格納容器の破損を防止し、施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するため以下の措置を講じる。
 - ① 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を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り安全容器内で保持・冷却
 - ② 安全板によっ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）の過圧破損を防止
 - ③ 安全板を通じて格納容器（床下）に流出した冷却材の熱的影響をヒートシンク材及び断熱材で緩和
- 使用する機器等は、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、また、電源を必要とするものは、非常用電源設備より給電
- ①について、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流路は、通常運転時に同じ（基本的に操作不要）

コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却
に使用する主な機器等

機器等	駆動源
窒素ガスブロワ （2台（1台予備））	非常用ディーゼル電源系
窒素ガス冷却器*1 （2基）	

*1：冷却水は補機冷却設備を使用

- ②について、安全板は、1次アルゴンガス系に新たに配置（原子炉建物地下2階）
- 安全板の破裂圧力は、約9.8kPaに設定（通常運転時の原子炉カバーガス圧力：約0.98kPa）
- 安全板が破裂した際には、中央制御室に警報を発報
- 原子炉冷却材の充填時等の安全板の誤開を防止するため止弁を設置
- ③について、ヒートシンク材には、流出したナトリウムからの吸熱効果を大きくするため、比熱が大きく、かつ、無機質で安定で耐ナトリウム性が良好なアルミナを使用
- ヒートシンク材及び断熱材は、安全板を設置する部屋に設置

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順等

炉心損傷防止措置に係る手順等

【LORL時の補助冷却設備による崩壊熱除去の監視の手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作時間	主な監視パラメータ
(1) 1次主冷却系のナトリウム漏えいの発生、原子炉の自動スクラムの確認を運転員に指示 ※：ナトリウム漏えいが発生していると判断され、原子炉の自動スクラムに至っていない場合、手動スクラムの実施を運転員に指示	当直長	10分以内で実施可能	・ナトリウム漏えい警報
(2) 原子炉容器の冷却材液位がN s L -320mmで1次補助冷却系循環ポンプが自動起動、定格流量約56t/hまで自動で到達すること、2次補助冷却系の補助送風機の自動起動を確認 その後、補助冷却設備の流量、温度を監視することにより、崩壊熱が除去されることを確認 ※：1次補助冷却系循環ポンプ又は2次補助冷却系の補助送風機が自動起動していない場合は、中央制御室にて手動で起動	運転員 (1名)		・原子炉容器冷却材液位 ・補助冷却系の流量、温度
(3) ナトリウム漏えい量が所定の容積で抑制されていることを原子炉容器冷却材液位の変化量より確認			・原子炉容器冷却材液位

【PLOHS時の自然循環冷却による崩壊熱除去の監視の手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作時間	主な監視パラメータ
(1) 主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去の実施を運転員に指示	当直長	5分以内で開始可能	
(2) 主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパの自動制御により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認 ※：自動制御による崩壊熱除去に失敗した場合は、「SBO時の自然循環冷却による崩壊熱除去の手順」を適用し、手動で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを制御し、崩壊熱を除去	運転員 (2名)		・原子炉容器出入口冷却材温度 ・主冷却器出入口冷却材温度
(3) 異常事象が2次冷却材ナトリウムの漏えいの場合、上記と並行して、「2次冷却材ナトリウム漏えい事故対応マニュアル」に従って2次主冷却系のナトリウムをドレンする等の必要な対応を実施	運転員 (2名)		・ナトリウム漏えい警報

【SBO時の自然循環冷却による崩壊熱除去の手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
<p>(1) 外部電源喪失時に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、主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却による崩壊熱除去に失敗した場合、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去の実施を運転員に指示</p>	<p>当直長</p>	<p>5分以内で実施可能</p>	
<p>(2) 原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出入口冷却材温度等により、正常に崩壊熱が除去されていることを確認</p>	<p>運転員 (2名)</p>		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器出入口冷却材温度 主冷却器出入口冷却材温度
<p>(3) 主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパ操作の圧縮空気の圧力が所定の値まで低下(全交流動力電源喪失から約100分後)した場合、中央制御室からの指示により、現場(主冷却機室)で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を実施 ※：崩壊熱除去中の主な操作は主冷却機の入口ベーンの全閉・全開(開度制限内)であり、崩壊熱除去中のプラントの挙動が緩慢であることから、その操作の間隔は約5分</p>		<p>5分以内で開始可能</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器出入口冷却材温度 主冷却器出入口冷却材温度
<p>(4) 交流無停電電源系が喪失(全交流動力電源喪失から2時間以上経過後)した場合、仮設計器により原子炉容器出入口冷却材温度、主冷却器出口冷却材温度を確認し、(3)の操作に継続して中央制御室からの指示により、現場で主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを手動操作して崩壊熱除去を実施 主冷却器入口冷却材温度が365℃を下回った時点(MK-III性能試験実績：原子炉停止の約1時間20分後)で、主冷却機の入口ベーン及び入口ダンパを全閉、その後はプラントの温度に異常がないことの監視を継続</p>	<p>運転員 (4名)</p>	<p>仮設計器による監視10分以内開始可能</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器出入口冷却材温度(仮設計器) 主冷却器出口冷却材温度(仮設計器)
<p>(5) 交流無停電電源系が喪失した場合、本設計器による監視機能復旧のため、仮設電源設備を敷設</p>	<p>現場対応班員 (4名)</p>	<p>2時間以内で実施可能</p>	

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ		
(1) 燃料破損検出系の警報が発報し、その指示値が原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（カバーガス法燃料破損検出設備：バックグラウンドの値の10倍の計数率）を超過したことを確認した場合、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	40分 程度*1	・燃料破損検出系の警報		
(2) 手動スクラムボタンによる原子炉手動停止			運転員（1名）	20分以内で 実施可能	
(3) (2) により制御棒等が挿入できない場合、以下の①～③の操作を順に実施（いずれかの一つの操作が有効であれば、制御棒等が挿入され原子炉は停止） ① 励磁制御棒全数スイッチの「切」 ② 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチの「切」 ③ 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチの「切」					
(4) (3) によっても制御棒等の挿入ができない場合、各制御棒の駆動機構又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを「挿入」として個別に挿入					
(5) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」		5分以内で 実施可能			

*1：燃料破損検出系の検出時間

格納容器破損防止措置に係る手順等

【炉心損傷後の原子炉容器内冷却の確認の手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作時間	主な監視パラメータ
(1) 原子炉の停止に失敗したと判断した場合、原子炉容器内の冷却状態を確認するため、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	10分以内で 確認可能	
(2) 1次主循環ポンプがポニーモータ低速運転に移行、所定の流量が確保されることを確認	運転員 (2名)		・ 1次主冷却系流量
(3) 2次主循環ポンプ及び主送風機が自動停止、2次主冷却系が自然循環に移行することを確認			
(4) 主冷却器出口ナトリウム温度が、入口ベーン及び入口ダンパの開度調整により制御され、主冷却器出口ナトリウム温度及び原子炉容器入口冷却材温度が安定することを確認			・ 主冷却器出口冷却材温度 ・ 原子炉容器入口冷却材温度
(5) 原子炉の状態監視を強化するため、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長		
(6) 炉内ナトリウム液面、1次主冷却系流量・温度・圧力、2次主冷却系流量・温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度(炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度)・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化	運転員 (2名)		・ 原子炉容器冷却材液位 ・ 1次、2次主冷却系流量 ・ 原子炉容器出入口冷却材温度 ・ 主冷却器出入口冷却材温度 ・ ナトリウム漏えい警報 ・ カバーガス温度、圧力 ・ 格納容器内温度、圧力 ・ 格納容器内線量率

【原子炉冷却材バウンダリ等のバウンダリ内での放射性物質の閉じ込め・貯留の手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作時間	主な監視パラメータ
(1) 燃料破損検出系の指示値が異常に上昇する等、燃料の破損が推定される場合、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	40分 程度*1	・ 燃料破損検出系
(2) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」	運転員 (1名)	5分以内で 実施可能	

*1：燃料破損検出系の検出時間

【格納容器アイソレーションの手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 炉心の著しい損傷に至る事故の発生により、格納容器内の温度、圧力、線量率が異常に上昇した場合、運転員にこれらの監視の強化を指示	当直長 運転員 (1名)	30分以内で 実施可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度、圧力 ・ 格納容器内線量率
(2) 格納容器内の温度、圧力、線量率のいずれかが原子炉保護系（アイソレーション）の設定値まで上昇しているにもかかわらず、原子炉保護系（アイソレーション）が動作していない場合、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長		<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度、圧力 ・ 格納容器内線量率
(3) 中央制御室の手動アイソレーションボタンにより原子炉保護系（アイソレーション）を作動、格納容器隔離弁を「閉」	運転員 (1名)		
(4) 格納容器隔離弁の状態が正常であることを確認			
(5) 格納容器隔離弁の状態に異常が認められた場合は、個別の隔離弁を手動「閉」として格納容器を隔離	運転員 (2名)		

【運転員の手動操作による制御棒挿入操作手順】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 原子炉の状況（出力、制御棒位置、安全保護回路の動作、冷却系の状態等）から、原子炉の緊急停止が必要な場合に原子炉の自動スクラムに失敗していると判断した場合、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	20分以内で実施可能	・原子炉出力
(2) 手動スクラムボタンによる原子炉手動停止	運転員（1名）		・原子炉出力
(3) (2)により制御棒等が挿入できない場合、以下の①～③の操作を順に実施（いずれかの一つの操作が有効であれば、制御棒等が挿入され原子炉は停止） ① 励磁制御棒全数スイッチの「切」 ② 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁スイッチの「切」 ③ 各制御棒又は各後備炉停止制御棒の励磁電源スイッチの「切」			・原子炉出力
(4) (3)によっても制御棒等が挿入ができない場合、各制御棒の駆動機構又は各後備炉停止制御棒の駆動機構スイッチを「挿入」として個別に挿入 ※：中央制御室からの遠隔操作による原子炉停止機能が喪失した場合、現場対応班により、各制御棒の駆動機構を手動で操作して制御棒を挿入			・原子炉出力

【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する操作手順（自主対策）】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 「運転員の手動操作による制御棒挿入操作手順」で制御棒等が挿入できない場合、原子炉停止機能喪失と判断し、以下の操作により、原子炉上部に設置されている各制御棒駆動機構の駆動軸を機械的に回転させて制御棒を炉心に挿入	現場対応班員 (5名)	5時間以内で実施可能	
(2) 原子炉上部の線量率を測定し、異常がないことを確認			
(3) 作業員の被ばくを防止するための防護措置を講じる。			
(4) 制御棒駆動機構の中間部上ハウジングを切り離し、制御棒を手動で挿入 ※：本対応に必要な資機材は、全て敷地内で保管、1時間以内に資機材の準備が可能			
(5) (4)の操作により炉心第3列に配置している制御棒1本を挿入 下端まで挿入できない場合、他の炉心第3列に配置している制御棒を操作、低温停止に必要な反応度(0.0092 Δk/k) *1を挿入	運転員（1名）		・原子炉出力
(6) 作業中は中央制御室において、反応度及び出力等の監視を強化する。			・原子炉出力

*1：制御棒は、制御棒（主炉停止系）4本、後備炉停止制御棒（後備炉停止系）2本の全6本で構成。
制御棒1本をサイクル運転初期の引き抜き位置から下端まで挿入すると約0.01 Δk/kの反応度が挿入、低温停止に必要な反応度を挿入することが可能

【原子炉容器液位確保機能喪失時の安全板作動確認】

手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 1次冷却材漏えい事故による炉心冷却機能の喪失時に、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断した場合、原子炉の状態の監視を強化するため、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長	5分以内で 実施可能	
(2) 炉内ナトリウム液面、原子炉冷却材温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度（炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度）・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化	運転員 (2名)		<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器冷却材液位 ・1次、2次主冷却系流量 ・原子炉容器出入口冷却材温度 ・主冷却器出入口冷却材温度 ・ナトリウム漏えい警報 ・カバーガス温度、圧力 ・格納容器内温度、圧力 ・格納容器内線量率
(3) 1次アルゴンガス系安全板が作動した場合、以下の(4)及び(5)に示す手順でナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出したことを確認	運転員 (1名)	短時間で実 施可能	
(4) 1次制御盤に「1次アルゴンガス系安全板作動」の警報が発報したことを確認			
(5) 併せて、以下に示す監視パラメータ①から③の指示値が低下、④及び⑤の指示値が上昇した場合、安全板が作動したと判断、格納容器の監視を強化 ① 炉容器カバーガス圧力 ② 呼吸ガス圧力調整ヘッド圧力 ③ 1次主循環ポンプ(A)／(B)出口ナトリウム圧力 ④ 格納容器（床下）温度 ⑤ 格納容器（床下）雰囲気放射線モニタ計数值（窒素循環系ガスモニタ）			<ul style="list-style-type: none"> ・カバーガス圧力 ・1次アルゴンガス圧力 ・1次主循環ポンプ出口圧力 ・格納容器（床下）温度 ・格納容器（床下）窒素雰囲気放射線モニタ

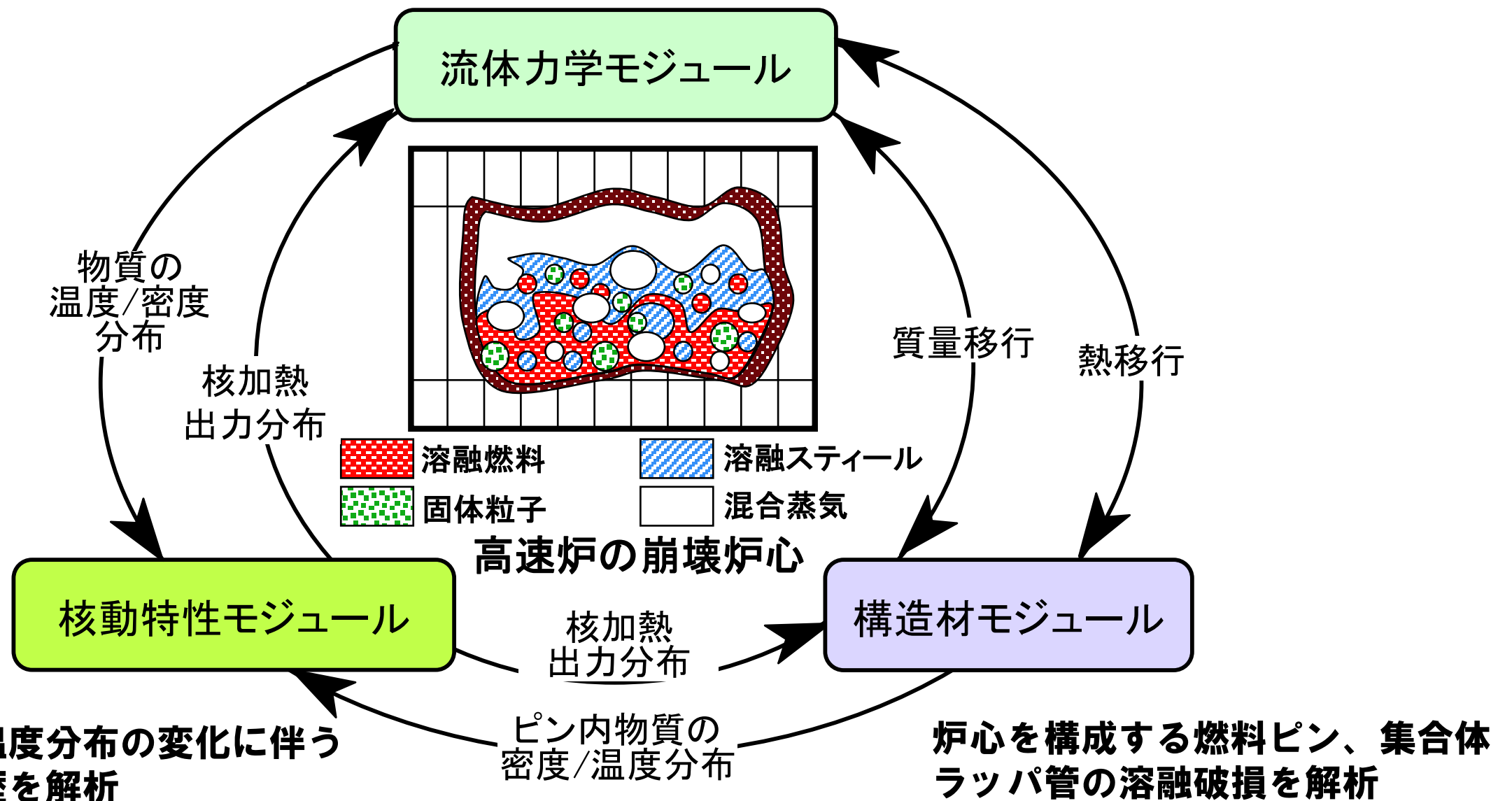
手順	要員 (作業に必要な要員数)	操作 時間	主な監視パラメータ
(1) 主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却、主冷却系の自然循環冷却、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却による崩壊熱除去機能が喪失した場合、原子炉の状態及びコンクリート遮へい体冷却系の運転状態の監視を強化するため、運転員に以下の操作の実施を指示	当直長		
(2) 炉内ナトリウム液面、原子炉冷却材温度・圧力、ナトリウム漏えい検出設備、燃料破損検出設備、カバーガス系温度・圧力、安全容器内温度（炉容器壁面温度、黒鉛遮へい体温度及び安全容器壁面温度）・圧力、格納容器内温度・圧力・線量率の監視を強化	運転員 (2名)	30分以内で 実施可能	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器冷却材液位 ・1次、2次主冷却系流量 ・原子炉容器出入口冷却材温度 ・主冷却器出入口冷却材温度 ・ナトリウム漏えい警報 ・カバーガス温度、圧力 ・格納容器内温度、圧力 ・格納容器内線量率
(3) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの安全容器部への通気風量及び窒素ガス冷却器の通水流量を増加 コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス温度・圧力・流量の監視を強化			<ul style="list-style-type: none"> ・コンクリート遮へい体冷却系通気風量、通水流量、窒素ガス温度
(4) 原子炉カバーガス中の放射性物質を閉じ込めるため、1次アルゴンガス系排気ラインの隔離弁を「全閉」			
(5) 格納容器内温度、圧力又は線量率が上昇した場合、格納容器を隔離 ※：可能な場合、アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）を運転し、周辺環境への放射性物質放出量の低減に努める。	運転員 (2名)	短時間で実 施可能	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内温度、圧力 ・格納容器内線量率
(6) カバーガス系の圧力が異常に上昇した場合、カバーガスの排気による減圧等を実施			<ul style="list-style-type: none"> ・カバーガス圧力
(7) 安全容器内の圧力が異常に上昇した場合、窒素ガスの排気による減圧等を実施			<ul style="list-style-type: none"> ・安全容器圧力
(8) 損傷炉心物質等が原子炉容器から安全容器内に移行した場合、安全容器内温度・圧力等の監視を継続、コンクリート遮へい体冷却系による安全容器冷却により、損傷炉心物質等を安全容器内で冷却・保持			<ul style="list-style-type: none"> ・安全容器温度、圧力

S I M M E R - I V 及 び S I M M E R - I I I

SIMMER-IV及びSIMMER-IIIコードの概要

- SIMMER: Sn, Implicit, Multi-phase, Multi-component, Eulerian, Recriticality
- SIMMER-II: 米国ロスアラモス国立研→日本には1980年に導入
- SIMMER-IV及びSIMMER-III: 新たに原子力機構で開発、国際協力で検証・改良

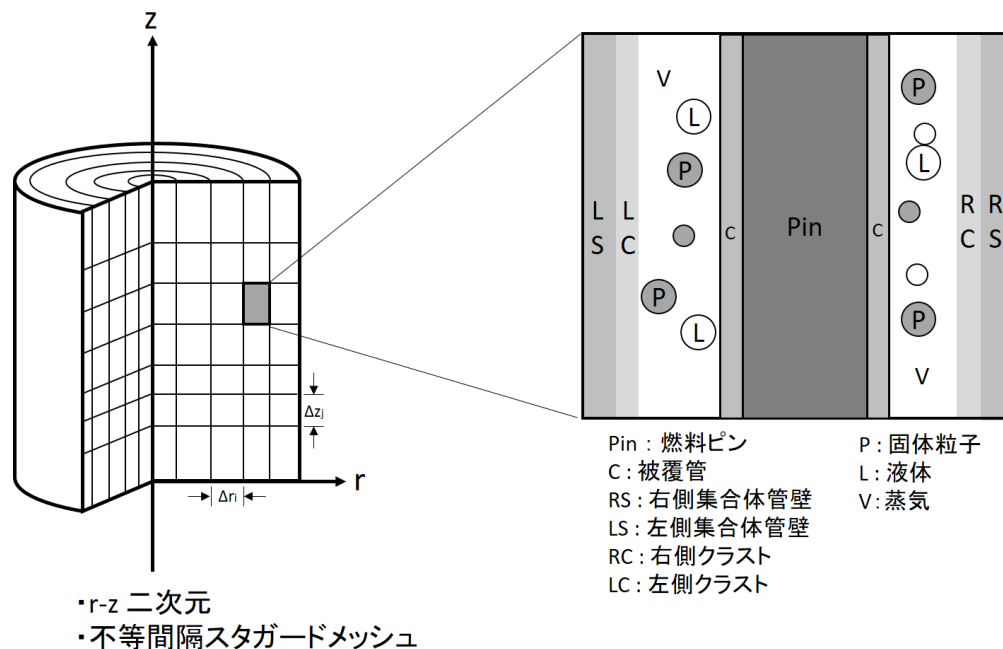
高速炉の損傷炉心における多相多成分の熱流動を解析



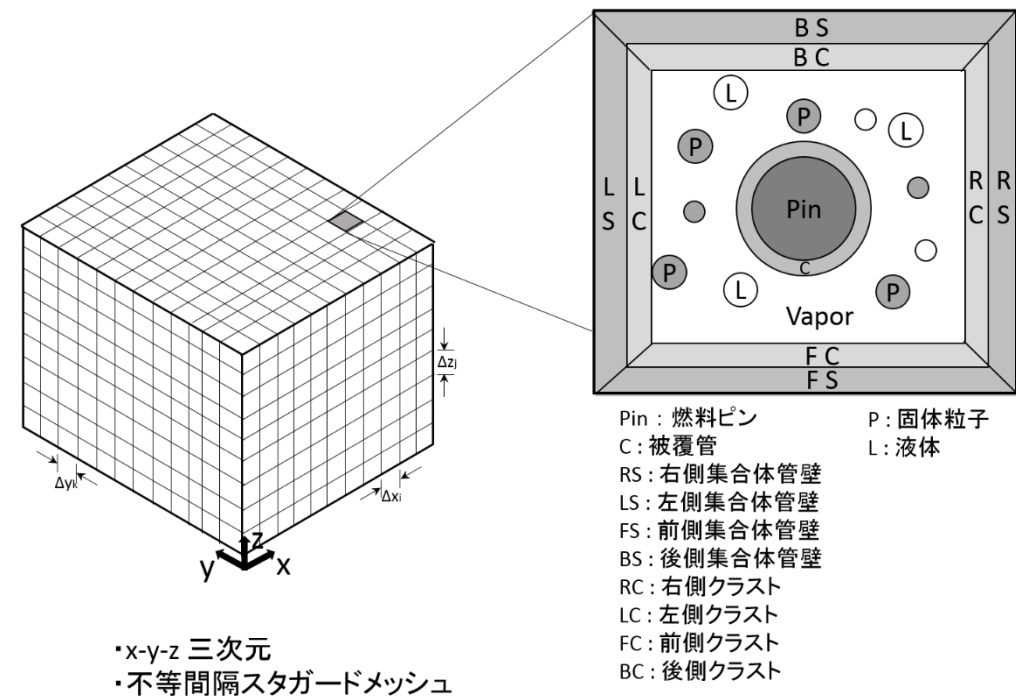
SIMMER-IV及びSIMMER-IIIに必要な機能

モジュール	主要な機能	モデル
共通	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全ての炉心物質、固液気相の区別 ・ SAS4Aからの接続 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多成分の固体、液体、蒸気相の取り扱い ・ 専用の接続ツール
流体力学	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多次元、物質間相対運動 ・ 物質間伝熱、相互作用、沸騰、相変化 ・ 多相流の流動状況の表現 ・ 固体～臨界温度までの熱物性、飽和蒸気圧 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多成分の質量・運動量・エネルギー保存式、構成方程式 ・ 熱及び物質移動（伝熱、溶融固化、蒸発凝縮） ・ 流動様式、境界面積モデル ・ 熱物性、EOSモデル
構造材	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料ピン、ラッパ管の健全状態の取扱い ・ 燃料ピン、ラッパ管の溶融、破損挙動 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材－流体間の熱移行 ・ 構造材破損モデル、溶融固化
核動特性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模燃料移動に伴う中性子束・反応度変化 ・ 物質の密度・温度の動的变化を反映 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多群輸送理論による空間依存動特性 ・ 多群核断面積の更新

- SIMMERコードは円筒座標系と直交座標系を使用することが出来る。通常、SIMMER-IIIコードは2次元円筒座標系、SIMMER-IVコードは3次元直交座標系を用いる。
- 物理モデル（基礎式、状態方程式、構成方程式、等）と数値アルゴリズムはSIMMER-IIIとSIMMER-IVで共通である。

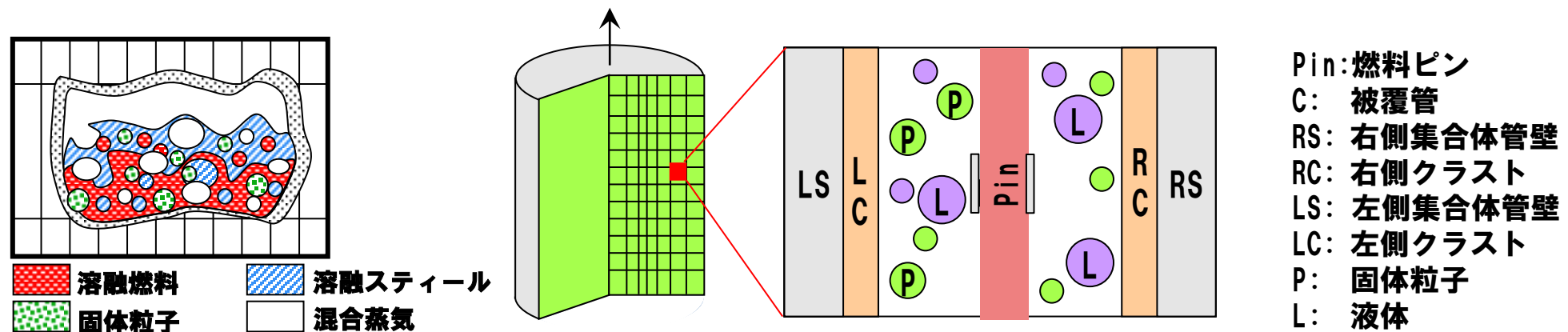


SIMMER-III 解析体系



SIMMER-IV 解析体系

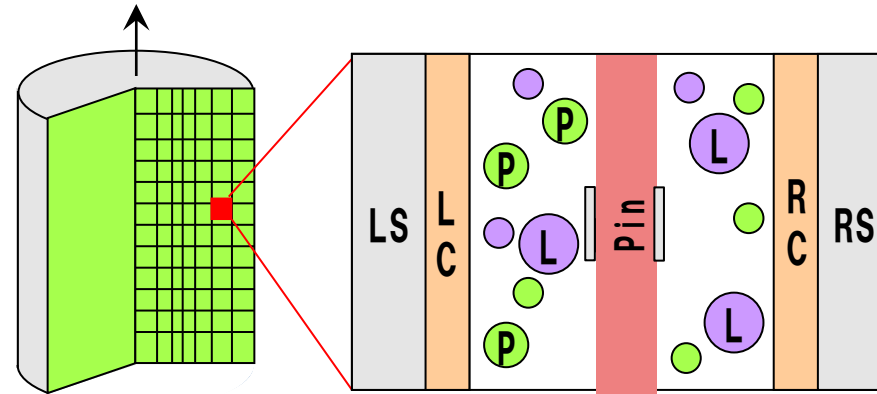
- SIMMERコードで取り扱う炉心物質は燃料、スチール、ナトリウム、制御材及び気体であり、物理的状态（固体、液体、気体）と存在場所（構造材中、流体中）等を区別する。また、炉心物質の相対運動を取り扱う。



- 多相多成分の流動様式、熱及び質量移行（溶融／固化、蒸発／凝縮）、運動量交換を実験相関式に基づいてモデル化した。
- 状態方程式は固体から臨界点までの広い温度範囲にわたって実験データを元にフィッティングした多項式を用いている。非理想気体則によって高温領域での精度を確保した。液体の圧縮性も考慮している。

■ 構造材モジュール

- ✓ 構造物として扱われる燃料ピン、集合体管壁の内部の熱伝導を計算し、健全状態から過渡破損挙動までを扱う。



Pin: 燃料ピン
 C: 被覆管
 RS: 右側集合体管壁
 RC: 右側クラスト
 LS: 左側集合体管壁
 LC: 左側クラスト
 P: 固体粒子
 L: 液体

- ✓ 集合体管壁は前後左右のセル境界の管壁の質量及び温度を独立に取り扱うことで、集合体管壁の溶融破損に伴う炉心プールの拡大挙動を解析する。燃料が固化する場合は、前後左右の集合体管壁上に燃料クラストが形成される。

■ 核計算モジュール

- ✓ 改良準静近似に基づく空間依存動特性モデルを採用している。時間及び空間依存の中性子束を時間に強く依存する振幅関数と弱く依存する形状関数に分離する。形状関数は汎用の公開コードである多群Sn輸送理論に基づくDANTSYSで解析し、中性子束分布と随時更新されるマクロ断面積から求める反応度及び動特性パラメータを用いて振幅関数の時間変化を解析する。

- SIMMERコードの検証及び妥当性確認をコード開発と並行して実施してきた。
 - 第1期検証プログラム（1990-1994）：Verification中心
 - ・ コードが設計された仕様どおりにプログラミングされ動作することを確認することを目的として理論解、基礎的なベンチマーク問題、小規模模擬実験の解析を行った。
 - ・ 個別モデルを分離した形で検証解析を行うことにより、個々のモデルのコーディングのデバッグとチェック、妥当性の評価を実施した。
 - 第2期検証プログラム（1995-2000）、EAGLE試験の解析（2000-）：Validation
 - ・ 安全評価上重要な現象を対象として、炉内及び炉外の安全性実験の解析を通じて、SIMMERコードの適用性と妥当性確認を行った。

■ 第1期検証プログラム

「×」：課題に関係する個別モデル

No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
Category 1: 流体対流アルゴリズム							
1.1	理想気体の衝撃波管	PNC	×				
1.2	二相衝撃波管	FZK	×	×	×		
1.3	U字管内の流体振動	IPSN	×				
1.4	1次元流体沈降	PNC	×				
1.5	2次元流体沈降	PNC	×				
1.6	1次元ナトリウム沸騰	PNC	×	×	×	×	
1.7	粒子を含む液体プールのスロッシング	FZK	×	×	×		
1.8	水撃（ウォーターハンマー）	PNC	×				
1.9	液体スラッグの衝突	FZK	×	×	×		
1.10	サブクール水による水蒸気の排出	PNC	×				
1.11	1次元気泡柱の安定性	PNC	×	×	×		
Category 2: 境界面積と運動量交換モデル							
2.1	0次元プール流	PNC		×	×		
2.2	1次元等温気泡柱	CEA-G	×	×	×		
2.3	2次元等温気泡柱	CEA-G	×	×	×		
2.4	発達した流れの圧力損失	CEA-G	×	×	×		
2.5	管内流における運動量交換	PNC	×	×	×		
2.6	発達した環状流	PNC	×	×	×		
Category 3: 熱伝達							
3.1	管壁への熱伝達	PNC					×
3.2	構造材軸方向熱移行	PNC					×
3.3	ナトリウムの膜沸騰	PNC				×	

Conv. : 流体対流アルゴリズム
 FR/IA: 流動様式と境界面積モデル
 MXF: 運動量交換関数モデル
 H&M: 熱物質移行モデル
 STR: 構造材モデル

PNC: 動力炉・核燃料開発事業団（現：日本原子力研究開発機構）
 FZK: 独国カールスルーエ研究センター（現：KIT）
 IPSN: 仏国放射線防護・原子力安全研究所（現：IRSN）
 CEA-G: 仏国原子力庁グルノーブル研究所

■ 第1期検証プログラム

「×」：課題に関する個別モデル

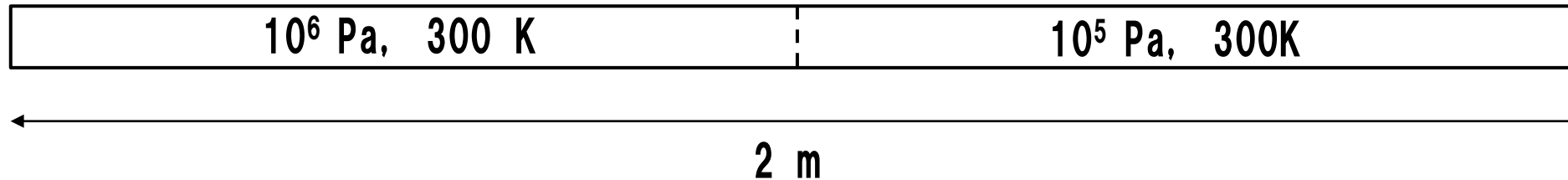
No	課題	担当組織	Conv.	FR/IA	MXF	H&M	STR
Category 4: 溶融と固化							
4.1	燃料固化：GEYSER実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.2	燃料固化：SMPR実験	CEA-G	×	×	×	×	×
4.3	高温融体の管内固化：THEFIS実験	FZK	×	×	×	×	×
Category 5: 蒸発と凝縮							
5.1	水蒸気の液滴への凝縮	PNC				×	
5.2	液滴蒸発時のエネルギー保存	PNC				×	
5.3	蒸気泡の凝縮	PNC				×	
5.4	燃料の急激な蒸発	FZK	×	×	×	×	
5.5	管内の沸騰	PNC	×	×	×	×	
5.6	構造材への蒸気凝縮	CEA-G	×	×	×	×	×
5.7	壁への熱伝達を含む沸騰プール	CEA-G	×	×	×	×	×
5.8	二相ブローダウン：Bartakパイプ	CEA-G	×	×	×	×	×
5.9	二相ブローダウン：Edwardsパイプ (1)	CEA-G	×	×	×	×	
5.10	二相ブローダウン：Edwardsパイプ (2)	PNC	×	×	×	×	
5.11	ナトリウム中への融体の噴出：THINA実験	CEA-G	×	×	×	×	

Conv. : 流体対流アルゴリズム
 FR/IA: 流動様式と境界面積モデル
 MXF: 運動量交換関数モデル
 H&M: 熱物質移行モデル
 STR: 構造材モデル

PNC : 動力炉・核燃料開発事業団 (現: 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
 FZK : 独国カールスルーエ研究センター (現: KIT)
 IPSN : 仏国原子力安全防護研究所 (現: IRSN)
 CEA-G : 仏国原子力庁

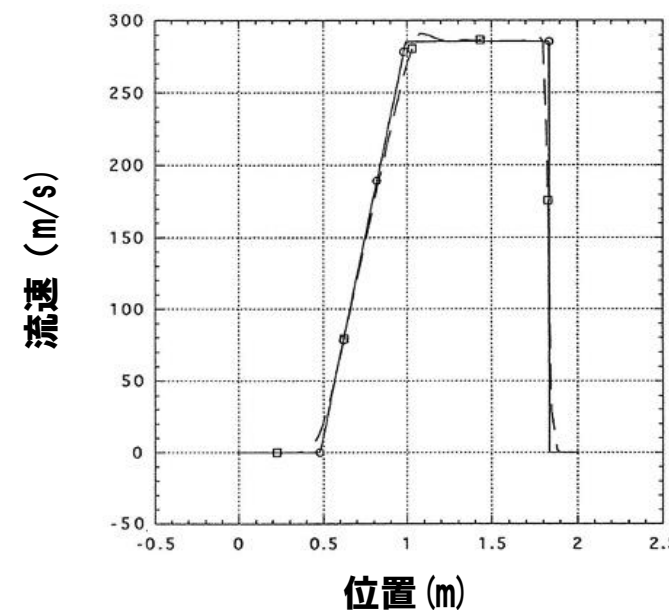
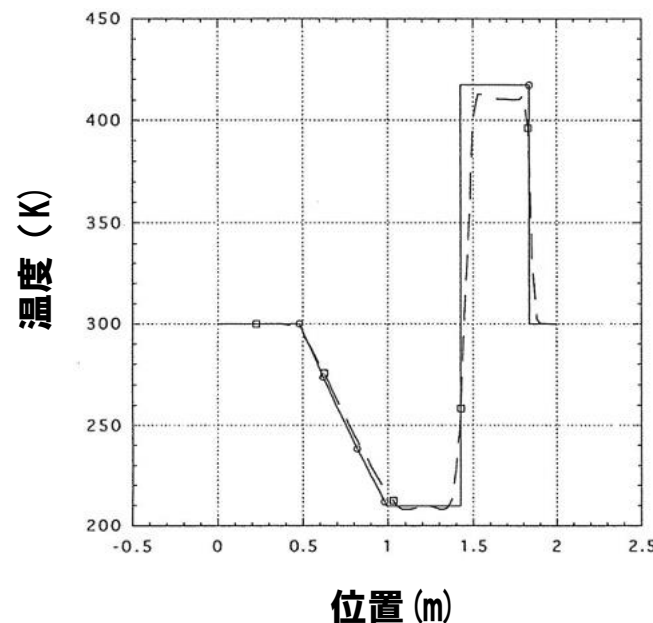
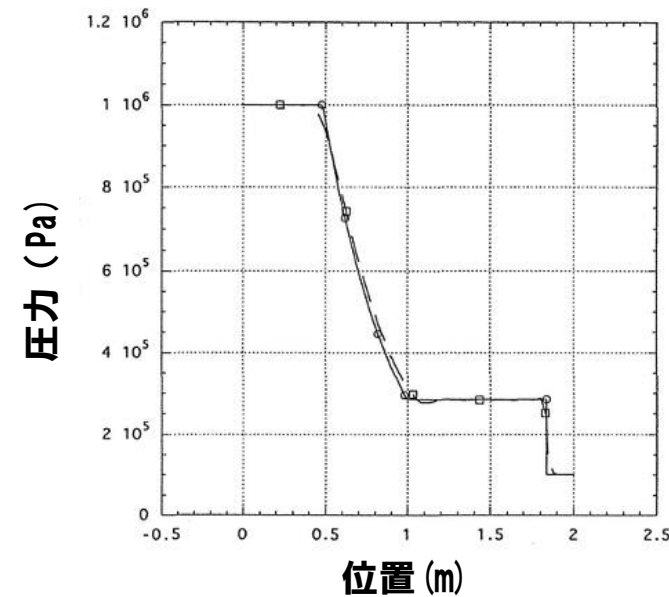
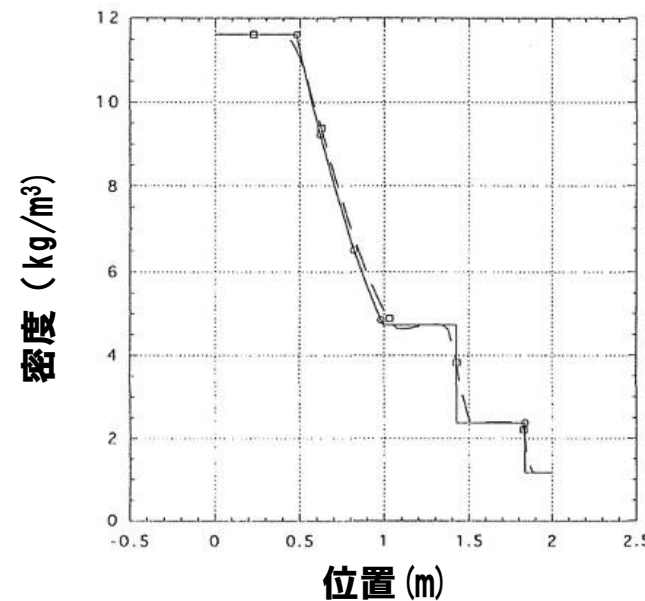
■ 1.1 理想気体の衝撃波管

長さ2mの管を中央で圧力差のある等温の気体を設定して仕切り、時刻0で仕切りを解放する。



1.5ms後の密度、圧力、
温度、流速を理論解と比較

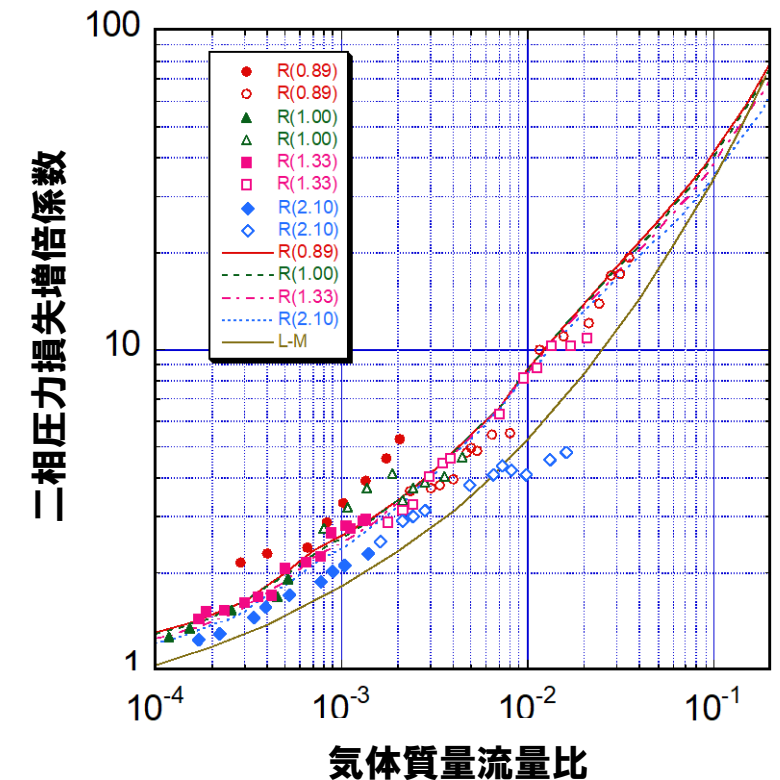
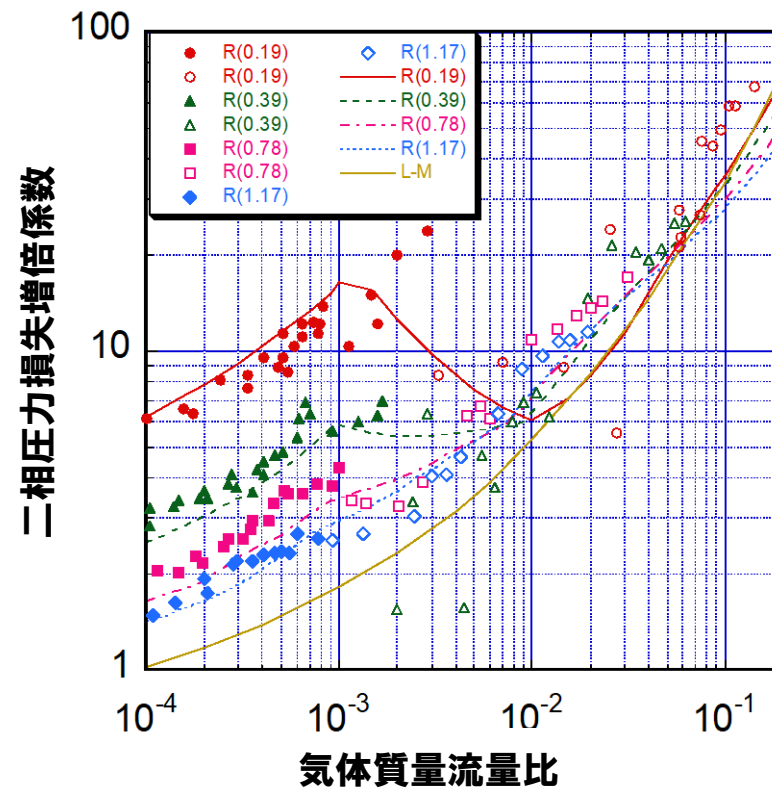
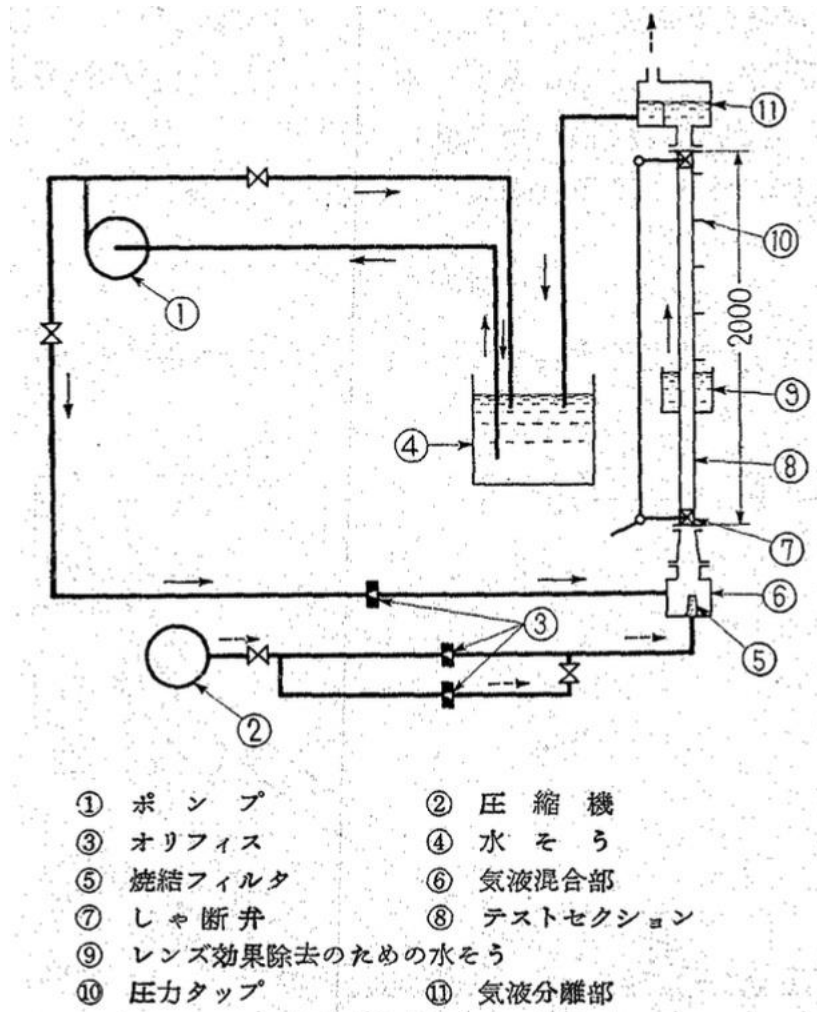
実線：理論解
点線：解析結果



■ 2.5 管内流における運動量交換

Inoueら（機論Vol. 32）による管内流実験の解析。

長さ2m、直径約3cmの流路に下部から水と空気を流入させ、圧力損失を計測した。

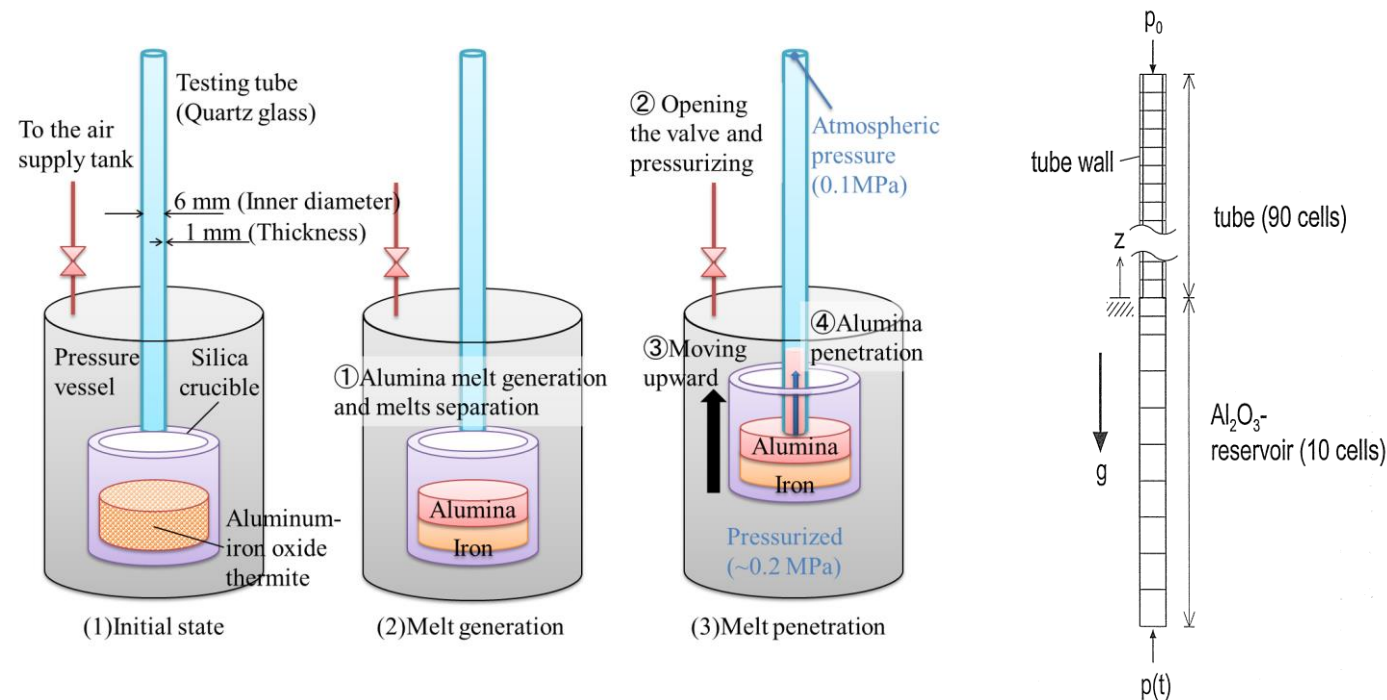


プロット：実験結果（黒抜きは気泡流、白抜きはスラグ流・環状流）
 実線、点線：解析結果、 L-M：Lockhart-Martinelli式（半経験式）
 パラメータは液相流量（liter/s）

第1期検証プログラム検証例

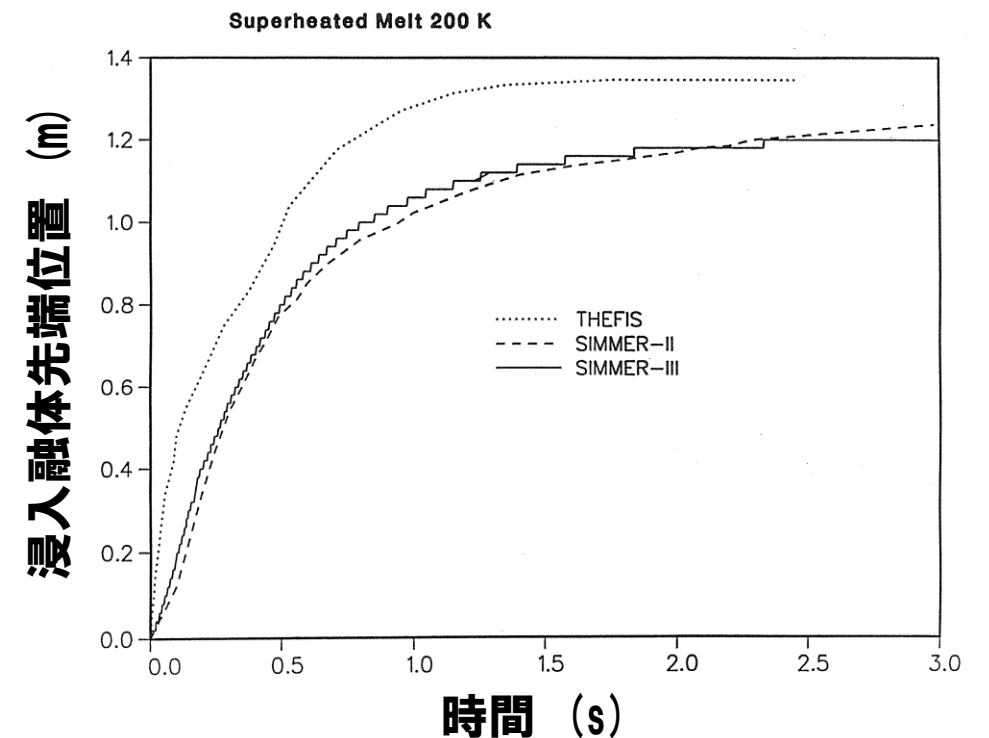
■ 4.3 高温融体の管内固化：THEFIS実験

圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ（2,300K）を圧力ベッセル内の昇圧（2気圧）と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6 mmの試験部（クォーツガラス製の円管）に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。



THEFIS 試験の概要

SIMMER-IIIによる解析体系

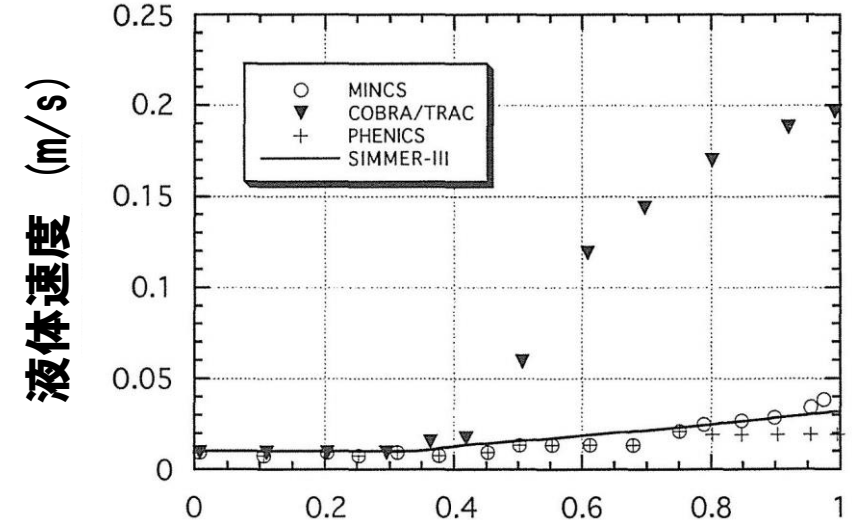
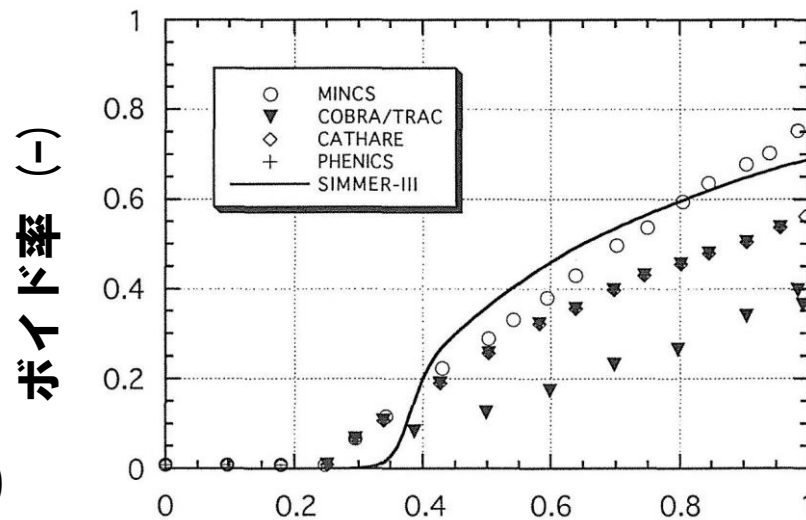
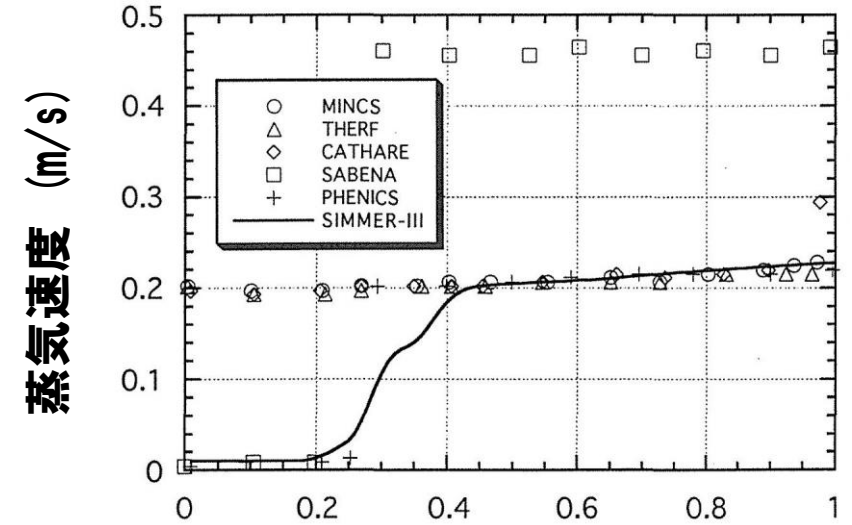
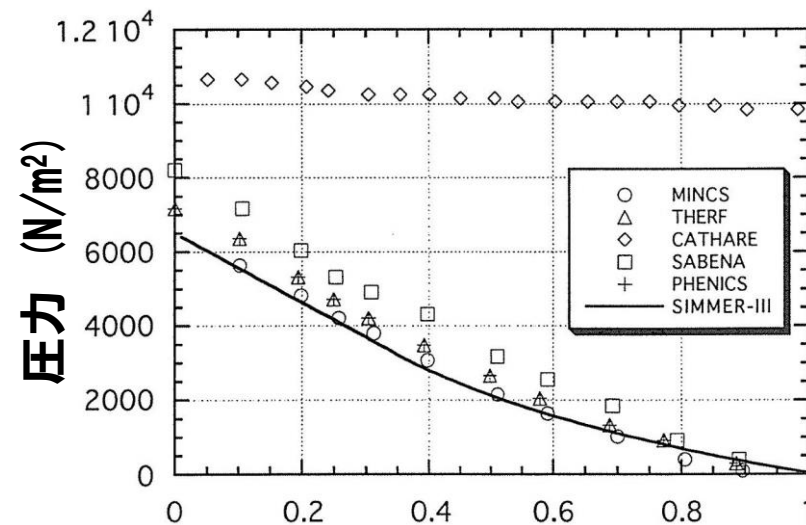


浸入融体先端位置の時間変化

アルミナを模擬物質として用いた試験解析において浸入挙動を適切に再現するが、最終的な融体浸入長さを10%ほど過小評価する。

■ 5.5 管内の沸騰

EPRI ベンチマーク問題1.3を解析した。解析体系は下端から0.01m/sで飽和水が流入している長さ1.0mの垂直管。上部3/4、すなわち $0.25 < Z < 1.0$ mの区間で出力0.5W/kgの加熱により水を沸騰させる。物性値、相間摩擦は問題によって指定されたものを用いる。



横軸： 軸方向位置 (m)

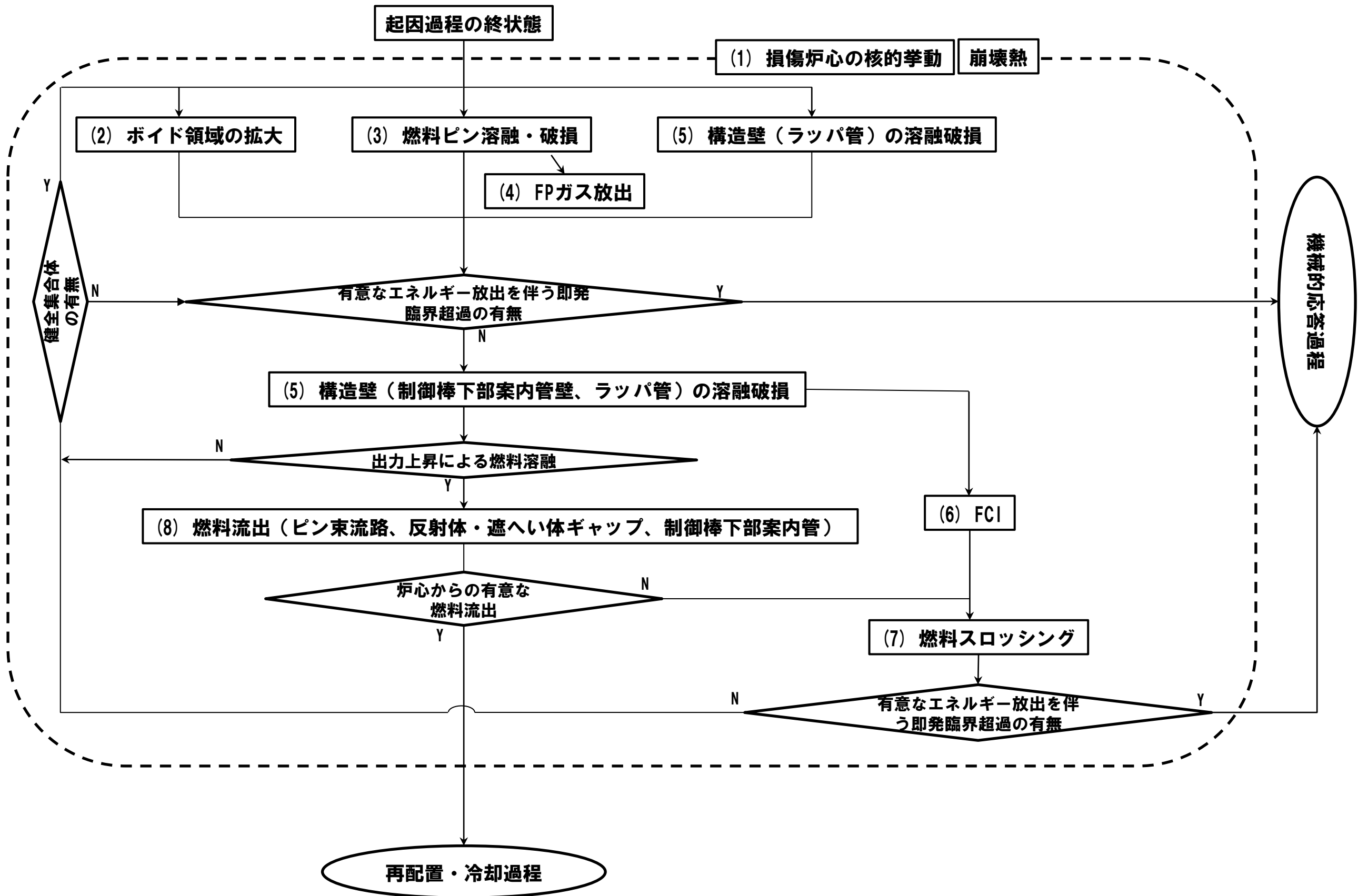
他の二相流計算コードに匹敵する結果を得た（特にMINCSコードとほぼ一致）。

■ 第2期検証プログラム

➤ 安全評価上の主要な現象について6分野30数種の試験解析を実施。

安全評価上の主要な現象と検証課題	試験データベース
沸騰プール挙動 ★燃料／スチール溶融沸騰プールの挙動	SCARABEE BF (CEA) CABRI-RAFT (CEA) SEBULON (CEA) 等
燃料流出・固化挙動 ★ピン束内融体浸入／閉塞形成挙動	GEYSER (CEA) THEFIS (FZK) Spencer (ANL) 等
燃料・冷却材相互作用 (FCI) ★融体の冷却材浸入／熱伝達挙動	THINA (FZK) CAMEL (ANL) KROTOS (ISPRA), FARO (ISPRA) 等
物質膨張挙動 ★蒸気泡成長と構造物によるエネルギー低減効果	VECTORS (PNC) OMEGA (Purdue Univ.) SGI (FZK) 等
構造物破損挙動 ★ピン束／集合体管壁の熱的／機械的破損挙動	SCARABEE (CEA) CABRI-RAFT (CEA) EAGLE (JAEA) (第2期終了以後) 等
崩壊炉心の核的挙動 ★物質再配置による反応度変化	FCA (JAERI) ERANOS bench. (CEA) 等

「常陽」遷移過程の事象推移と物理現象の相関



評価指標

- 評価項目との関連において解析結果を代表する評価指標を定め、評価指標に対する影響のランク付けによって遷移過程の事象推移に大きな影響を持つ重要現象を抽出する。

評価指標	評価指標とする理由
炉心平均燃料温度	<p>即発臨界超過による出力逸走の結果炉心燃料はほぼ断熱的に加熱され、放出される熱エネルギーの大きさは結果として炉心全体での燃料温度の上昇と対応づけられる。</p> <p>したがって、炉心平均燃料温度は原子炉の大きさや定格出力によらず出力逸走の厳しさと放出エネルギー代表する指標として適切である。</p>
炉心からの燃料流出量	<p>遷移過程の事象推移の中で溶融した炉心燃料の一部は、制御棒下部案内管、炉心側面の反射体・遮へい体ギャップ等を通じて炉心外に流出する。</p> <p>炉心残留燃料による即発臨界超過のポテンシャルを左右する重要なパラメータであるとともに、再配置・冷却過程の解析条件を決定する。</p>

ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性評価は記載しない。

評価指標とランクの定義

- 評価指標のどちらかにHまたはMのある現象を重要現象としてSIMMERコードの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果（添付を参照）、(1) 損傷炉心の核的挙動、(5) 構造壁の溶融破損、(6) FCI、(7) 燃料スロッシング、(8) 燃料流出、が重要現象として摘出された。

物理現象	評価指標	
	炉心平均燃料温度	燃料流出量
(1) 損傷炉心の核的挙動	M	L
(2) ボイド領域の拡大	L	L
(3) 燃料ピン溶融・破損	L	L
(4) FPガス放出	L	L
(5) 構造壁の溶融破損	H	H
(6) FCI	H	L
(7) 燃料スロッシング	H	L
(8) 燃料流出	H	H

重要現象の検証課題とSIMMERの解析モデルの対応関係

重要現象	検証解析	SIMMER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
損傷炉心の核的挙動	FCA VIII-2試験解析、等						○
構造壁の溶融破損	EAGLE炉内試験解析、等				○	○	
FCI	THINA試験解析、等	○	○	○	○		
燃料スロッシング	スロッシング挙動試験解析、等	○	○	○			
燃料流出	GEYSER試験解析、等	○	○	○	○	○	

重要現象の検証解析 (1/6)

損傷炉心の核的挙動 — FCA VIII-2試験解析

■ 試験と解析結果の概要

FCA VIII-2試験は日本原子力研究所の高速臨界集合体施設で1979年に実施された試験であり、高速炉体系において燃料の崩落等により炉心物質が密に詰まる現象（燃料スランピング）を模擬し、反応度変化が測定されている

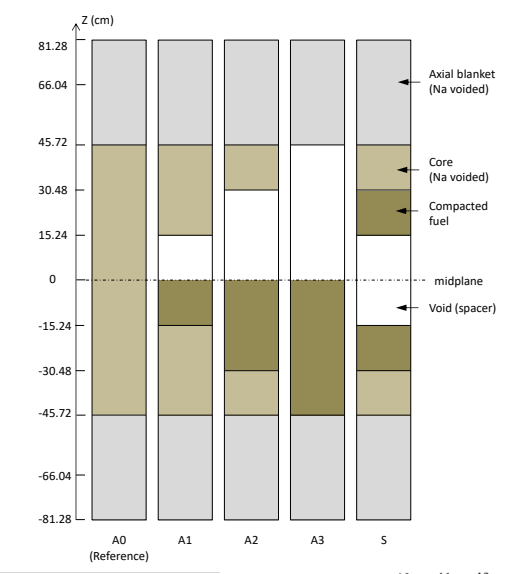
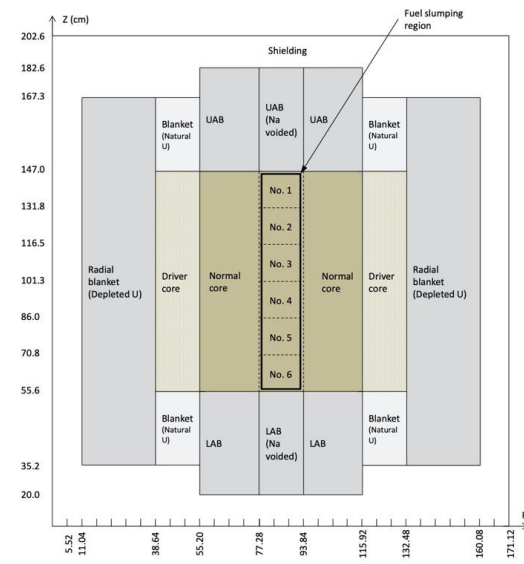
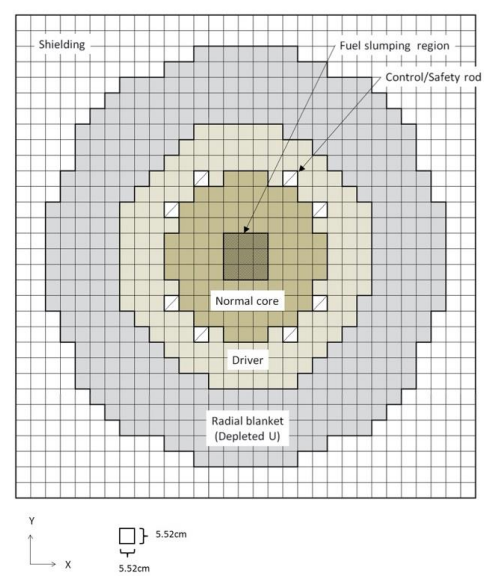


Fig. 3-4 SIMMER-IVによる解析モデル (3次元XYZ体系、燃料スランピング)

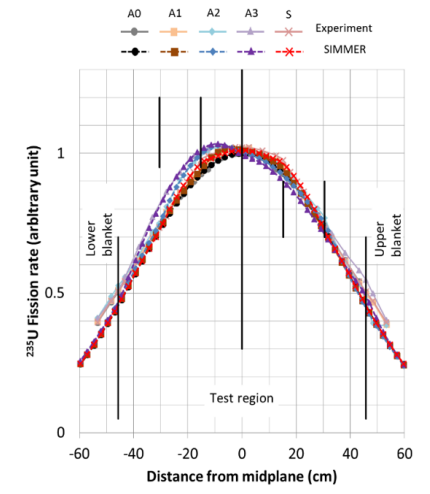
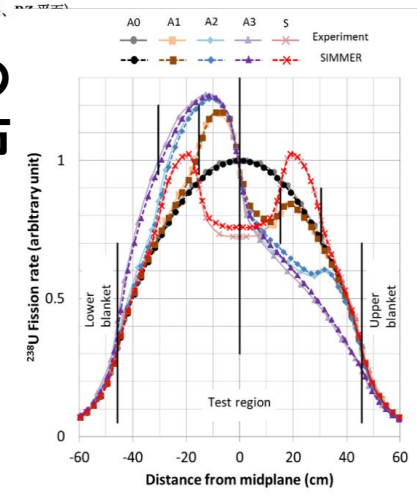
反応度変化の実験結果と解析結果の比較

(Unit : $10^{-4} \Delta k/kk'$)

燃料移動パターン	実験結果	SIMMER	
		反応度変化	C/E
A1ケース	5.3 ± 0.3	5.4	1.01
A2ケース	12.6 ± 0.4	12.1	0.96
A3ケース	15.2 ± 0.4	14.1	0.93
Sケース	-4.1 ± 0.3	-4.0	0.98

炉心中心位置での核分裂反応率分布

左 ^{238}U
右 ^{235}U



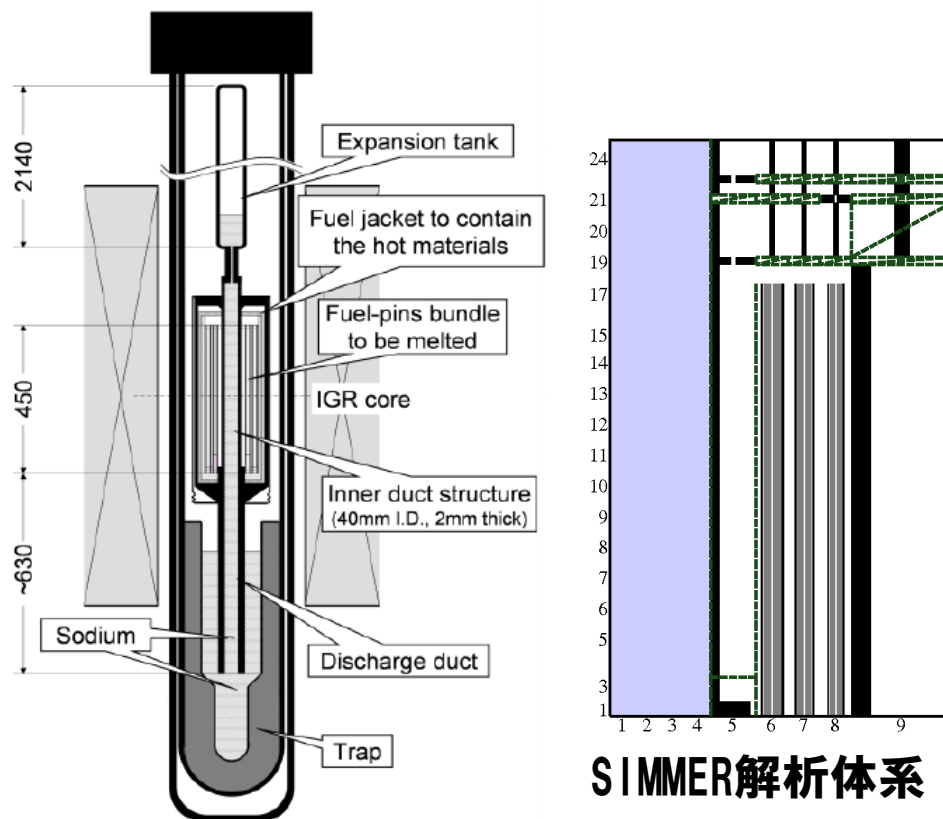
解析値と実験値の比（C/E値）は0.93～1.01であり、解析と実験値はほぼ一致している（臨界実験体系に固有の非均質効果による誤差は10%程度）。燃料の凝集による中性子束分布とスペクトル変化も良く再現できている（ ^{238}U の核分裂反応率の分布）。

重要現象の検証解析（2/6）

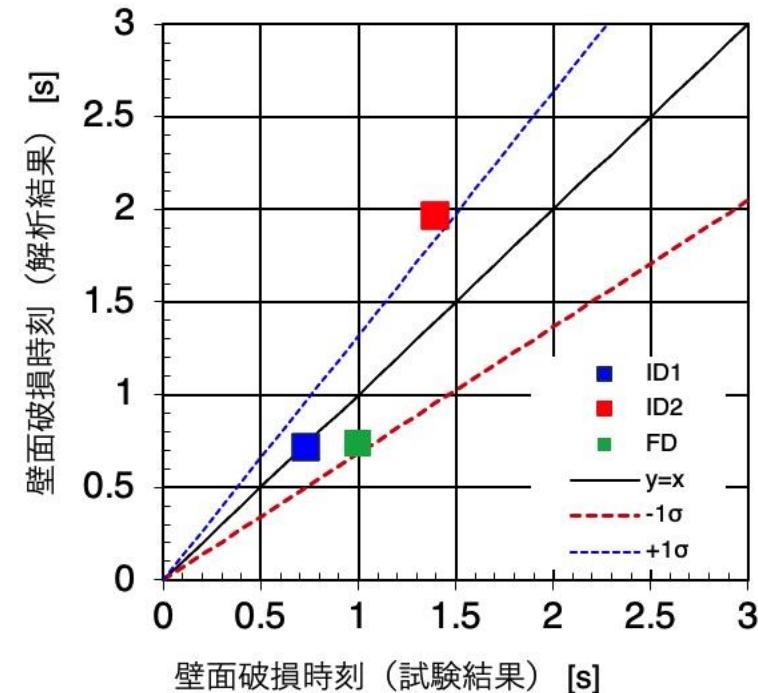
構造壁の溶融破損 — EAGLE炉内試験解析

■ 試験と解析結果の概要

中心に燃料流出経路となるナトリウムを内包した内部ダクトを設置し、その周囲を燃料ピンで囲んだ試験体をパルス試験炉IGRの円柱状の中心空孔に設置し、IGR炉による核加熱で燃料ピンを発熱・溶融させて溶融炉心プールを形成し、溶融炉心プールからの伝熱により内部ダクトが破損し、燃料が流出することを確認する試験。



EAGLE炉内試験の概略



EAGLE試験解析の壁面破損時刻

炉心物質を核加熱して実施した実機模擬性の高いEAGLE試験解析により、標準的に用いられる熱伝達率であれば、破損時刻を大きな不確かさを伴わず評価可能であることが示された。

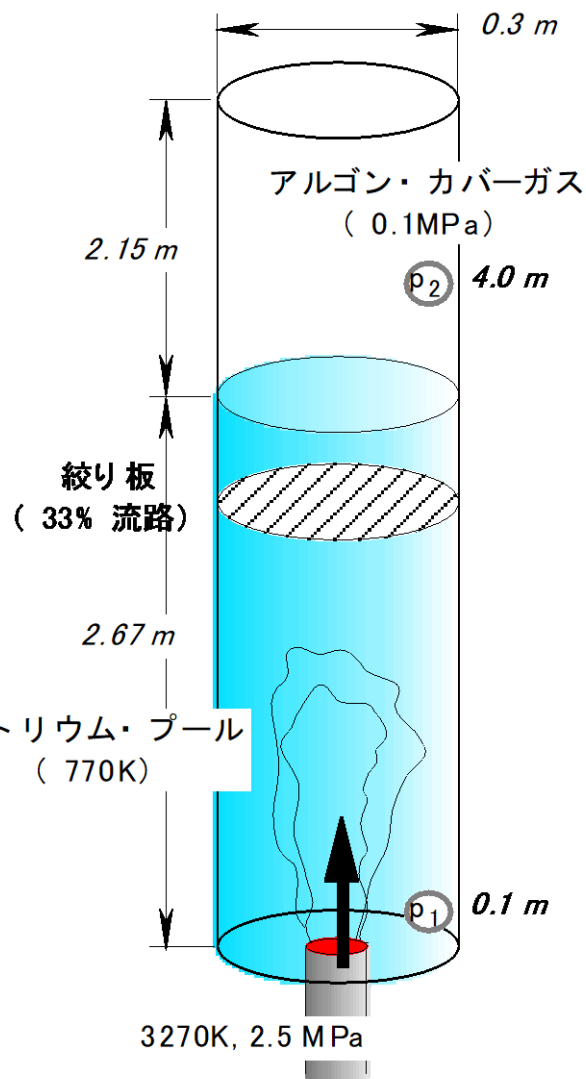
重要現象の検証解析 (3/6)

燃料-冷却材相互作用 (FCI) - THINA試験解析

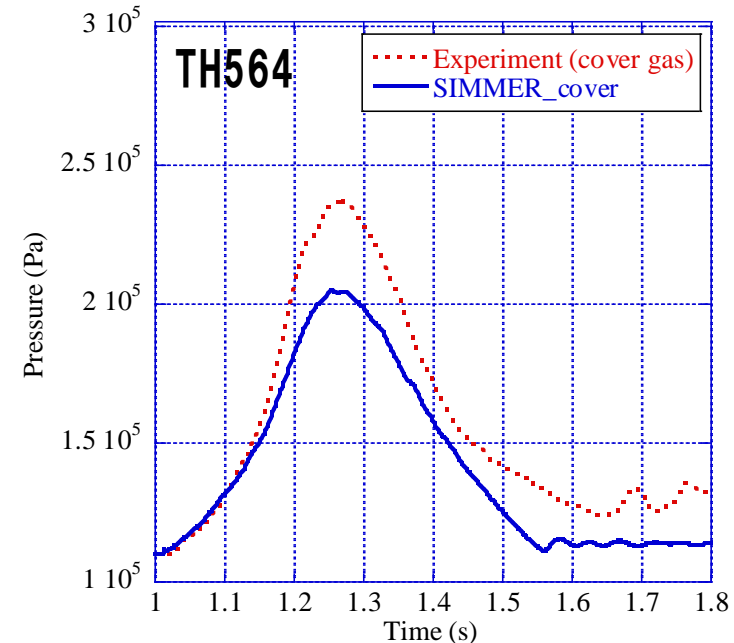
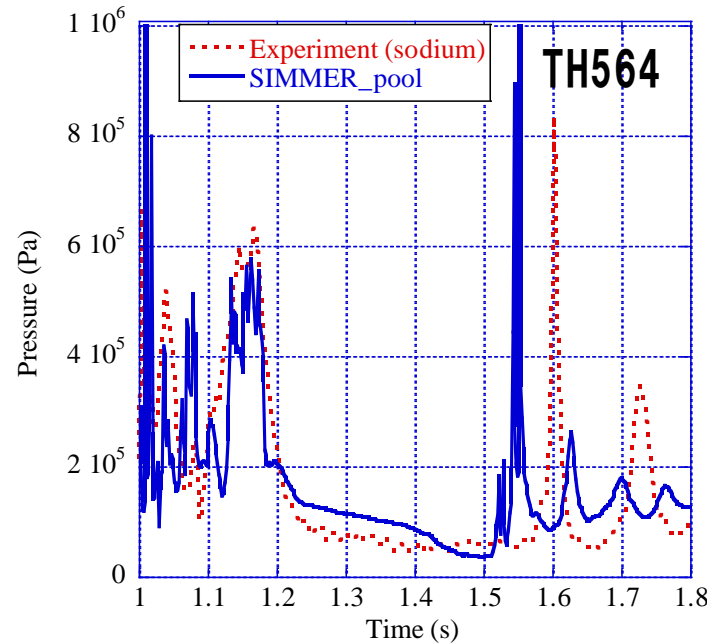
■ 試験と解析結果の概要

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

THINA 試験解析



	溶融鉄	アルミナ
TH564	4.2kg	1.3kg
TH562	2.0kg	3.1kg



ナトリウムプールの圧力 (左) とカバーガス圧 (右) の時間変化

カバーガス圧力が実験値のほうが高くなっているのは、サーマイトと共に非凝縮性ガスが流入したことの影響であると推定

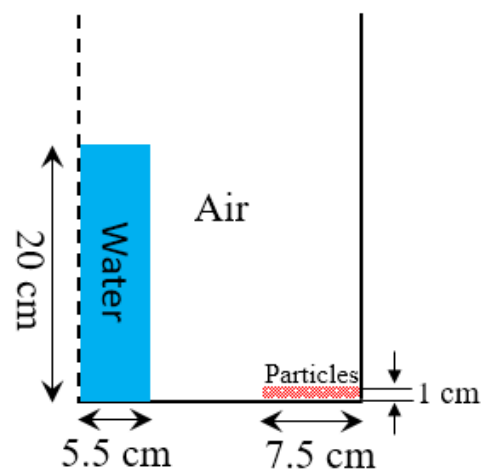
FCIに駆動されるスロッシング拳動が燃料凝集を引き起こして、評価指標である炉心平均燃料温度に影響を与える。解析結果は圧力のピーク値と発生時刻、すなわち現象そのものはよく再現しているものの、炉心周辺でのFCIの発生条件や引き起こされる燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きいと考えられる。評価指標への影響が重要となるため感度解析による不確かさ影響の評価が必要と判断した。

重要現象の検証解析（4/6）

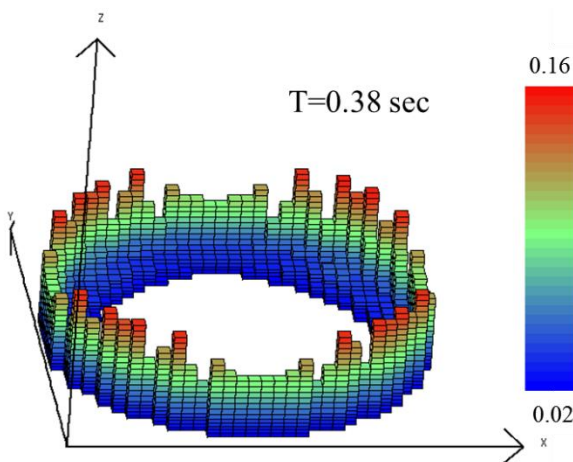
燃料スロッシングスロッシング拳動試験解析

■ 試験と解析結果の概要

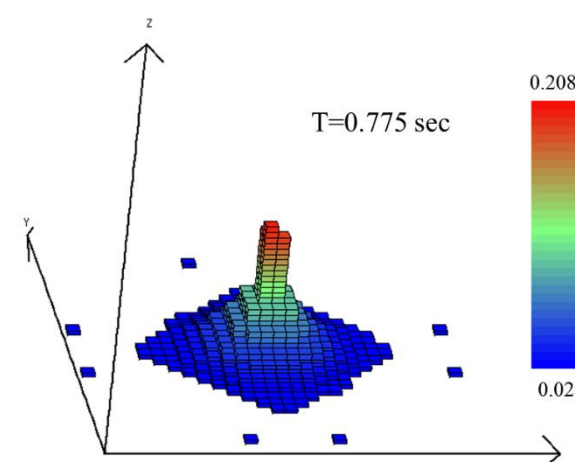
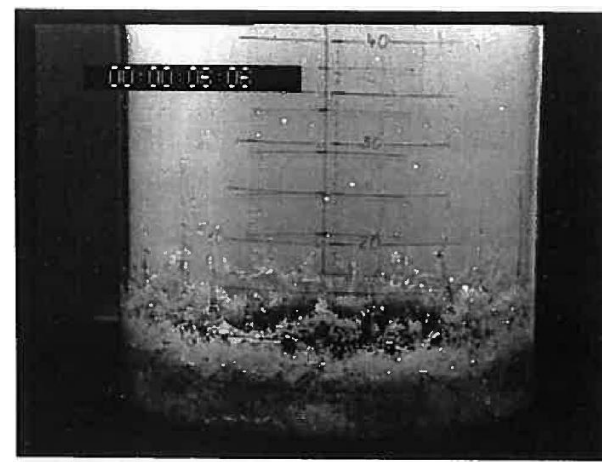
スロッシング拳動試験は半径22.2 cmの円筒容器内の中心から14.5 cm位置に幅7.5 cm、高さ1 cmの円環状の粒子ベッドを設置し、円筒容器中心位置に設置された直径5.5 cm、高さ20 cmの円柱状の水柱を崩壊させる



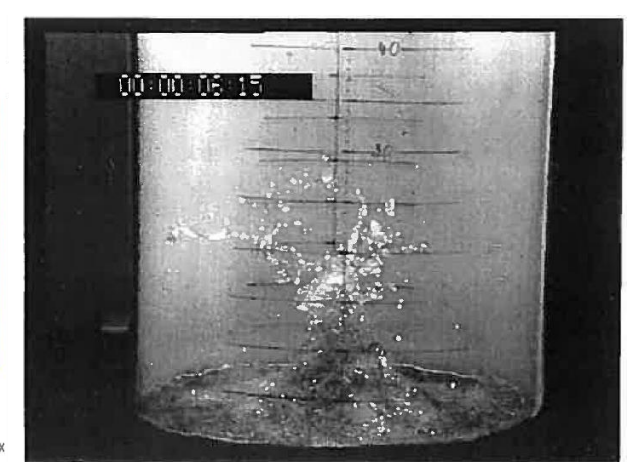
	側面到達時刻 (秒)	側面最高高さ到達時刻 (秒)	側面最高高さ (cm)	中心位置最高高さ到達時刻 (秒)	中心位置最高高さ (cm)
試験	0.28 ± 0.02	0.40 ± 0.02	10 ± 1	0.80 ± 0.04	25 ± 5
解析	0.22	0.38	16	0.775	20.8



側面最高高さ到達時



中心位置最高高さ到達時



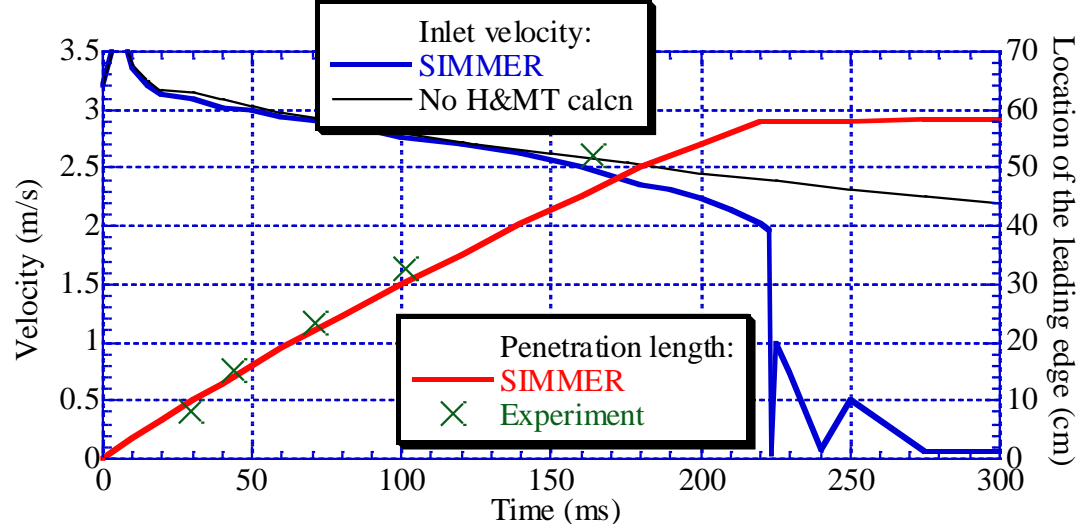
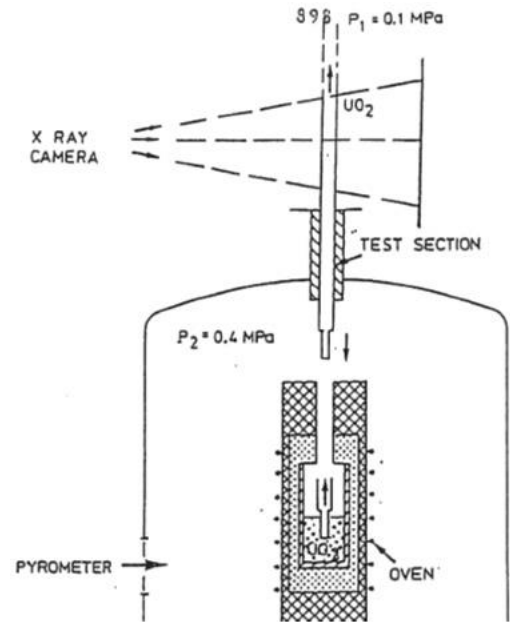
評価指標に対して重要である凝集拳動についてはそのタイミングと表面高さをほぼ再現できている（ただし、実験では液面が破碎するために各所での到達高さの測定誤差は大きい）。水を用いた炉外試験との比較であることから、遷移過程解析においてはスロッシングによる燃料凝集の効果を包絡的に取り扱うよう、燃料スロッシング拳動における不確かさを考慮することが必要と判断した。

重要現象の検証解析 (5/6)

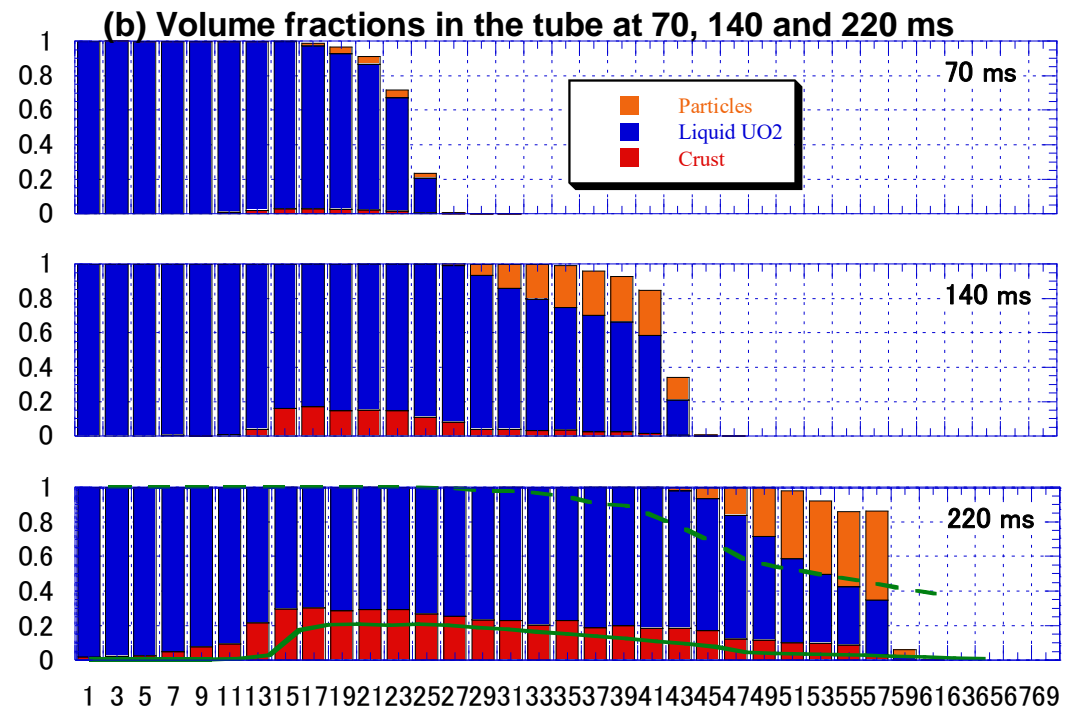
燃料流出 — GEYSER試験解析

■ 試験と解析結果の概要

溶融二酸化ウラン (UO₂) の円管内における固化閉塞挙動を模擬するために実施された試験である。試験部は内径4 mm、外径8 mmのスティール円管であり、3000℃の溶融UO₂プールと試験部出口との圧力差により溶融UO₂を試験部に上向きに注入し、円管内への浸入と固化閉塞を実現した。



溶融UO₂の流入速度 (青、左軸) と 浸入距離 (赤、右軸)



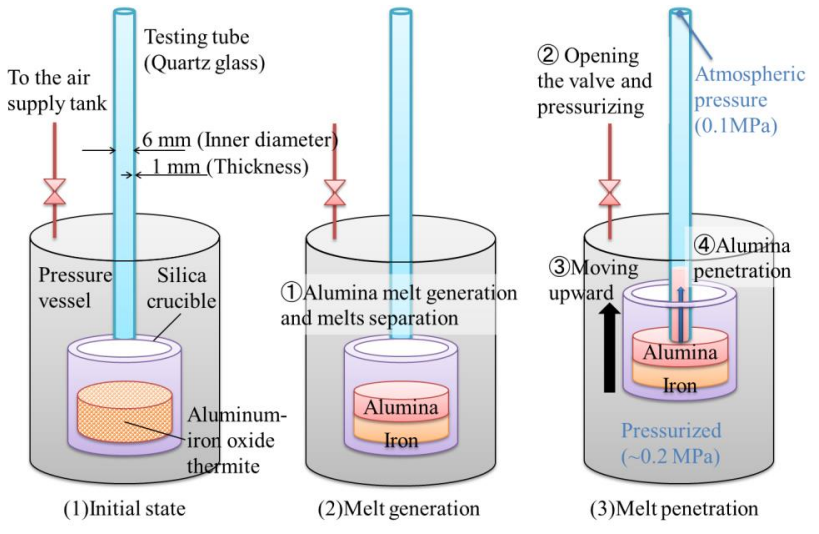
UO₂の粒子、液体、クラスト成分体積率の各高さ位置での累積グラフ

炉心物質 (溶融UO₂) を用いた試験解析において最終的な融体浸入長の誤差は5%未満であり、試験結果をほぼ再現しており、クラスト形成と融体バルクの固化など物理的に妥当な挙動を示すと判断できる。評価指標である燃料流出量への不確かさの影響は小さいと判断できる。

重要現象の検証解析 (6/6)

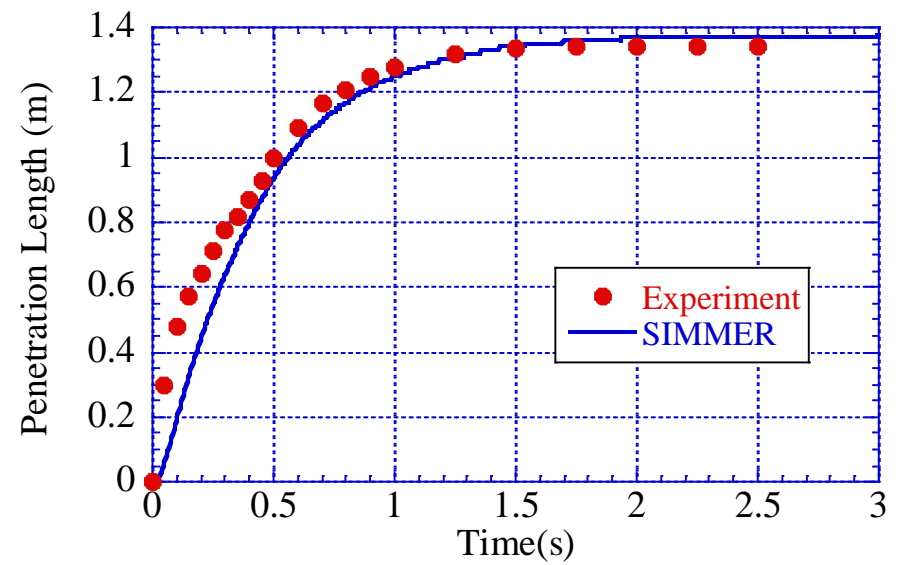
燃料流出 — THEFIS with Particles試験解析

■ 試験と解析結果の概要

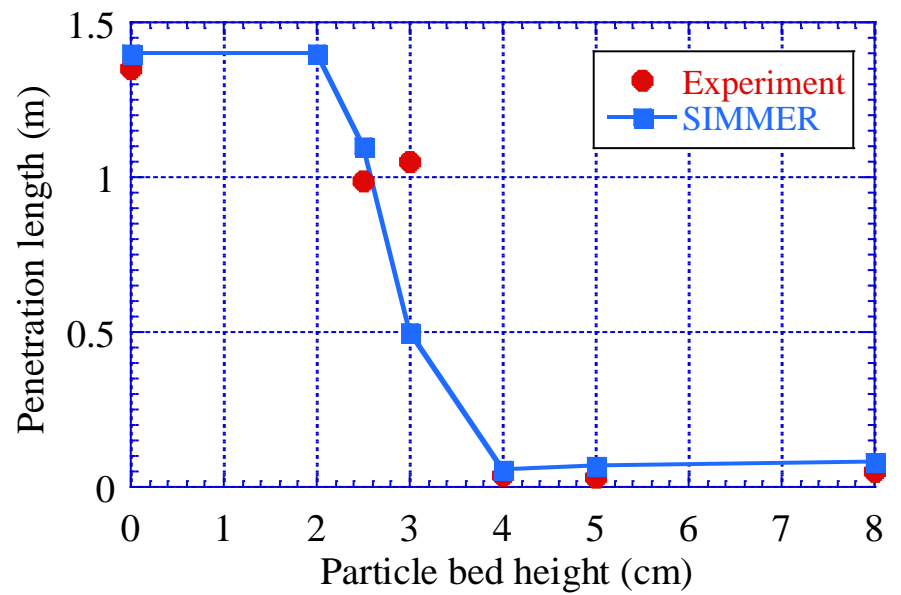


圧力ベッセル内に上下可動式の坩堝を設置し、坩堝内で生成した溶融アルミナ (2, 300K) を圧力ベッセル内の昇圧 (2気圧) と坩堝の上方移動によって長さ1.8m、内側直径6 mmの試験部 (クォーツガラス製の円管) に注入し、円管内の固化閉塞挙動を測定した。円管下端2~8cmに模擬閉塞物としてアルミナ粒子を設置した試験も実施した。

THEFIS 試験の概要



浸入融体先端位置の時間変化



浸入距離に対する粒子ベッド高さの影響

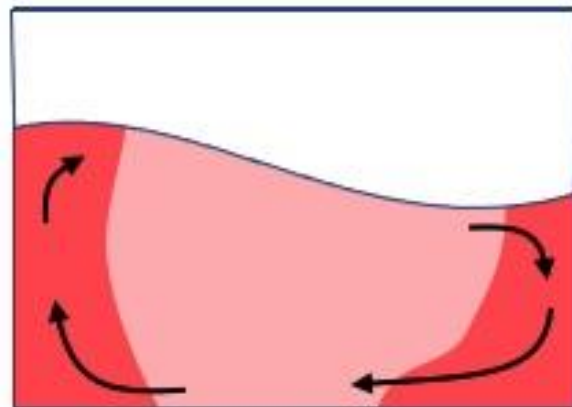
アルミナを模擬物質として用いた試験解析において浸入挙動を適切に再現した。また、アルミナ粒子のベッド厚さ2~4cmで溶融アルミナ浸入距離が急激に変化する試験の傾向を再現できている。

- 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、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考えられる。
- 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つの重要現象について現象としての不確かさが大きく、そ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。
 - 多次元流動モデルの検証は広範に行われているが、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小規模な炉外試験の検証解析による妥当性確認にとどまっており、炉心内で発生する現象としての不確かさが大きい。
 - 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できず不確かさが大きい。
- 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、不確かさが大きいと判断したものに関しては、保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行った。

解析対象	年	即発臨界超過（燃料凝集）のメカニズム（計算コード）	出力逸走の解析（熱エネルギー放出）	機械的エネルギーの解析
Bethe-Taitによる解析	1956	全炉心一斉重力コンパクション	球形1次元の解析モデル	—
「常陽」当初申請（仮想事故）	1969	複数域の非同時重力コンパクション	AX-1改良版（球形1次元）	熱力学（閾エネルギーを用いた簡易解析）
「常陽」MK-II/MK-III変更申請（同上）	1977 1994	同上	VENUS（2次元円筒座標）	同上
「もんじゅ」当初申請（5項事象ULOF）	1980	起因過程のボイド化＋燃料集中（SAS3D） 遷移過程は参考解析（再臨界モードを仮定した簡易解析、SIMMER-IIによる事象推移解析で燃料スロッシングによる凝集）	VENUS 参考解析の簡易解析はVENUS、事象推移解析はSIMMER-II	熱力学（等エントロピー膨張） 参考解析としてSIMMER-IIによる運動エネルギーの解析
「もんじゅ」変更申請（同上）	2006	起因過程は同上 遷移過程は新たなSIMMER-IIIによる解析（燃料スロッシング）	SAS3D SIMMER-III	熱力学（等エントロピー膨張） 遷移過程の結果は起因過程解析に包絡
「常陽」MK-IV変更申請（有効性評価ULOF）	2018	起因過程は未臨界（SAS4A） 遷移過程はSIMMER-IVによる解析（感度解析ではSIMMER-IIIによる保守的解析）	— SIMMER-IV （又はSIMMER-III）	— SIMMER-IVによる運動エネルギーの解析

- 高速炉における再臨界事故想定 of 歴史的背景：炉心が反応度最大形状にないこと
- 高速炉の開発初期は計算機技術も十分に発達していなかったため、非物理的であるが単純で仮想的な想定のもとに、発生する機械的エネルギーを保守的に評価した。
- 1970年代以後は計算機性能の向上とともに解析コードの開発が進み、炉心崩壊事故におけるエネルギー発生を支配する遷移過程の解析コードとしてSIMMERコードの開発と検証研究が進められた。
- 許認可における事象推移の機構論的解析：ULOF起因過程（1970年代後半～）、遷移過程（1980年代～）

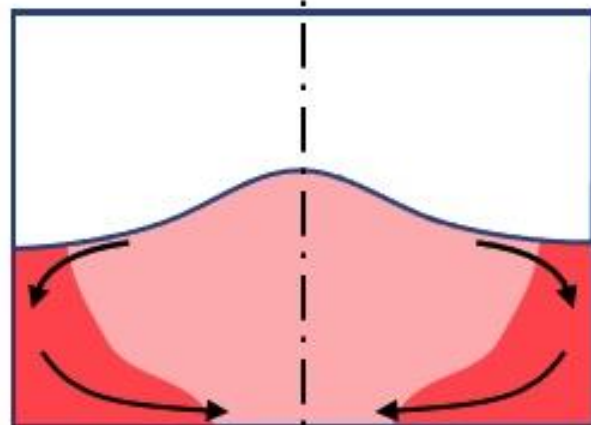
- **ULOF遷移過程解析は、有効性評価の基本的考え方に従って、基本ケース＋不確かさ影響の評価**
 - 基本ケースは最適評価とするが、損傷燃料ペレットが高い密度で堆積する保守的な解析条件
 - 不確かさが大きいと判断した2つの現象（燃料スロッシング、FCI）については不確かさ影響を包絡するため、仮想的な取扱いを含めて保守的な解析を実施
- **燃料スロッシングに係る不確かさの影響評価**
 - 全炉心プールのスロッシングによる燃料凝集が厳しい結果となる理由：大規模な燃料移動に伴う燃料凝集が発生する、外側炉心の高Pu富化度燃料が内側に移動する可能性があることなど
 - 今回の評価では仮想的な条件での解析を実施：燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標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
- **FCIに係る不確かさの影響評価**
 - FCI現象そのものの取扱いは妥当と判断しているが、炉心での発生条件の不確かさが大きい
 - 制御棒下部案内管の破損により内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施：予備計算でFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定
- **その他の即発臨界超過モードの可能性**
 - 起因過程で炉心上部に分散した燃料の重力落下、遷移過程における冷却材ボイド化の拡大等のメカニズムも考えうるが、小型炉の「常陽」では即発臨界超過の可能性はない。



SIMMER-IV：現実の3次元的流動を計算

→ 基本ケース（最適評価）として使用

※ 損傷燃料ペレットが高い密度で沈降し、流動する等の保守的な解析条件を使用

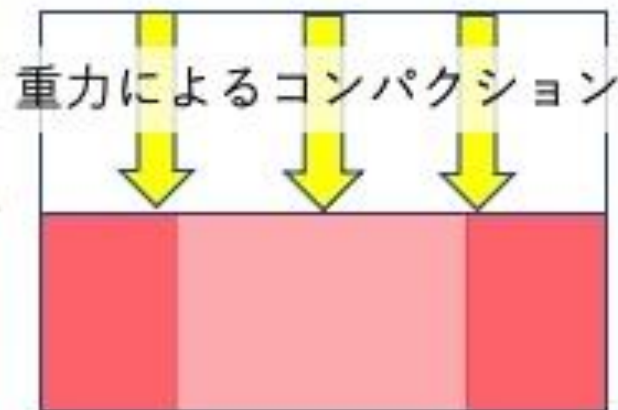


SIMMER-III：2次元円筒座標系による計算

→ 不確かさの影響評価に使用

※ 不確かさが大きいと判断した2つの現象（燃料スロッシング、FCI）については不確かさ影響を包絡するため、仮想的な保守性を設定

■ 軸対象2次元円筒座標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



Bethe-Taitモデル／「常陽」仮想事故解析モデル

即発臨界を引き起こす燃料凝集の簡易的な想定として重力による炉心コンパクションに基づく反応度挿入率を使用

重力コンパクション以外の結果を厳しくする現象（燃料スロッシング、FCI）を物理的な根拠に基づいて簡易的に評価する手法はなく、炉心物質の流動挙動と大規模な物質配位の変化による反応度変化を考慮した解析評価が必要 → 炉心損傷過程はSIMMERコードによる解析が必須

1. 計算コード SIMMER-IV

2. 基本ケース解析体系の概要

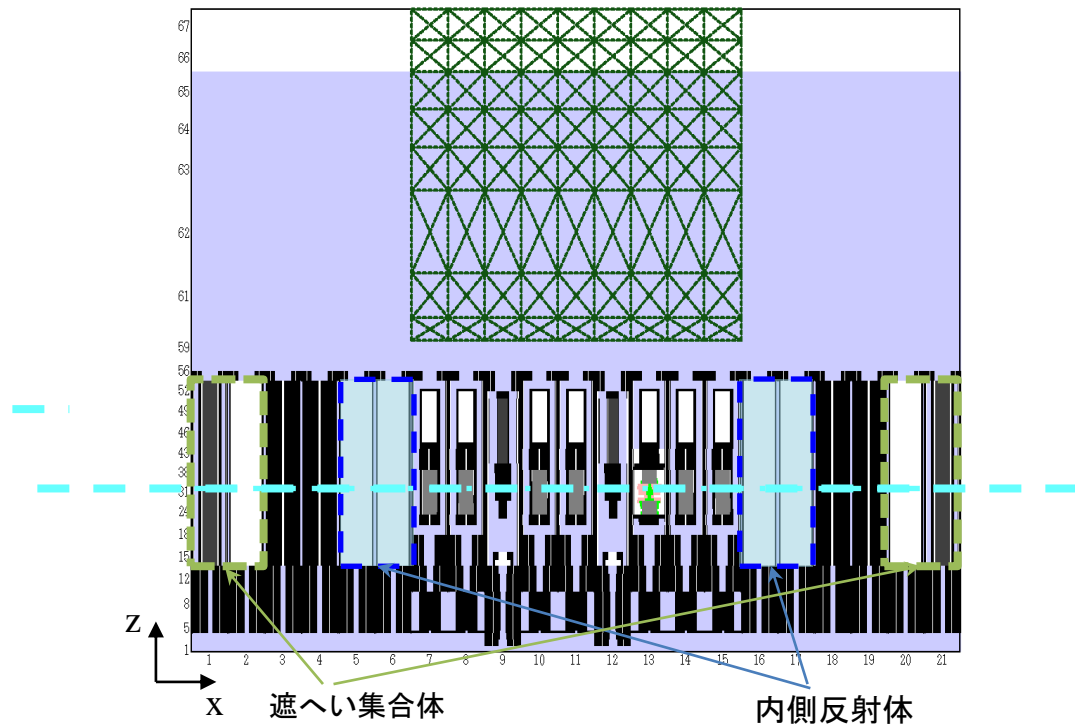
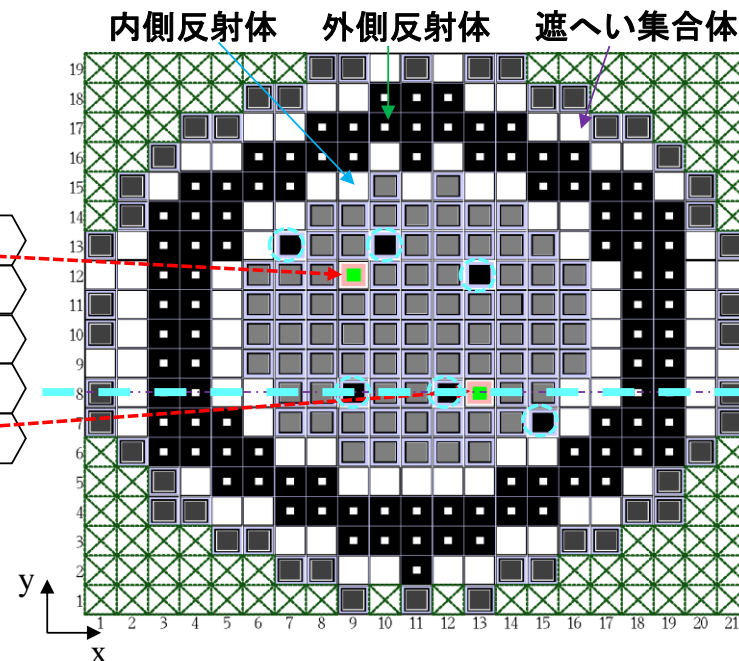
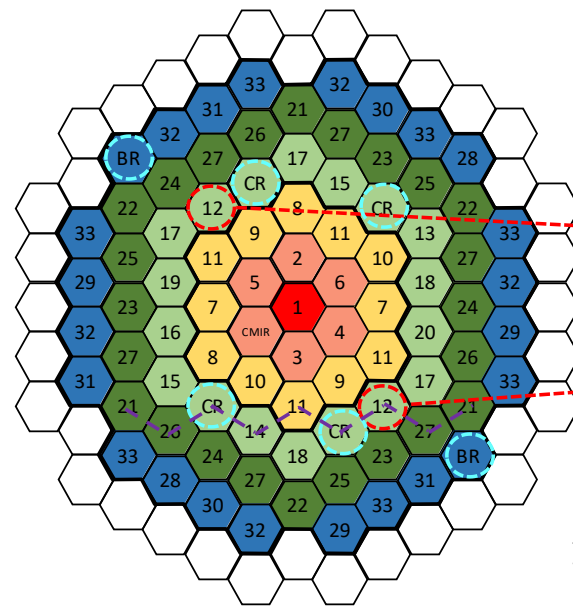
3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で
全炉心の崩壊挙動を解析する。

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。

j																						i
66, 67	カバーガス					[黒色領域]										カバーガス						
54, 55						ハンドリングヘッド																
39~53	遮へい集合体		外側反射体		内側反射体	ガスプレナム			ガスプレナム			ガスプレナム			内側反射体	外側反射体		遮へい集合体				
23~38	遮へい集合体		外側反射体		内側反射体	外側炉心			内側炉心			外側炉心			内側反射体	外側反射体		遮へい集合体				
14~22	下部反射体																					
4~13	高圧プレナム																					
1~3	低圧プレナム																					
	1	2	3	4	5,6	7~15										16,17	18	19	20	21	i	

○: 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

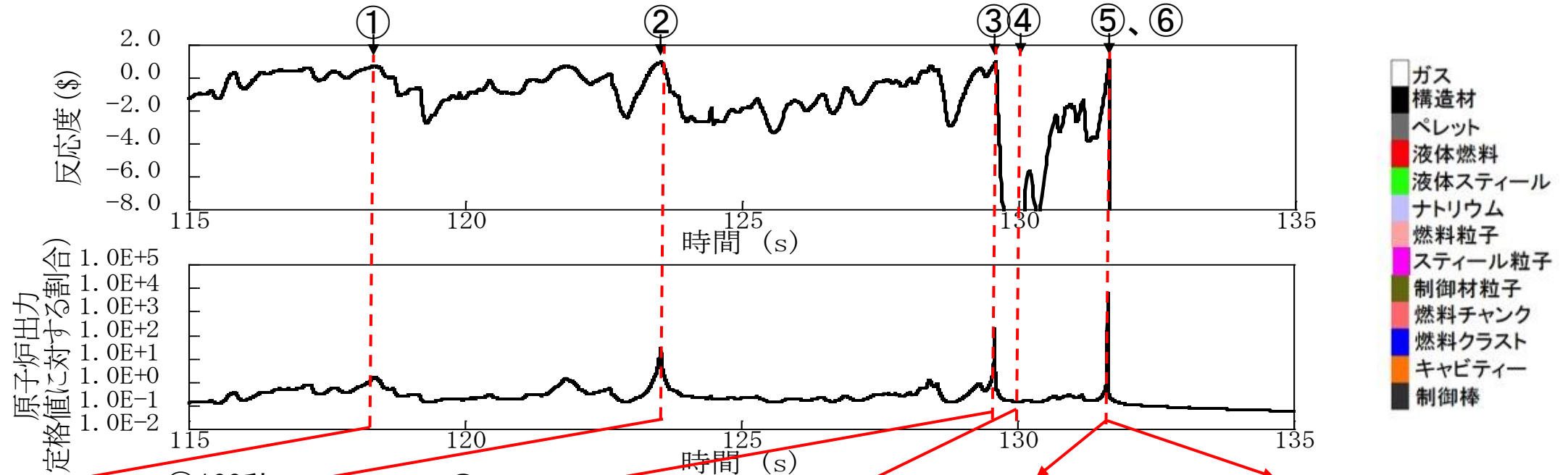


SIMMER-IV計算体系：炉心鉛直断面図

3. 基本ケースの主な解析条件

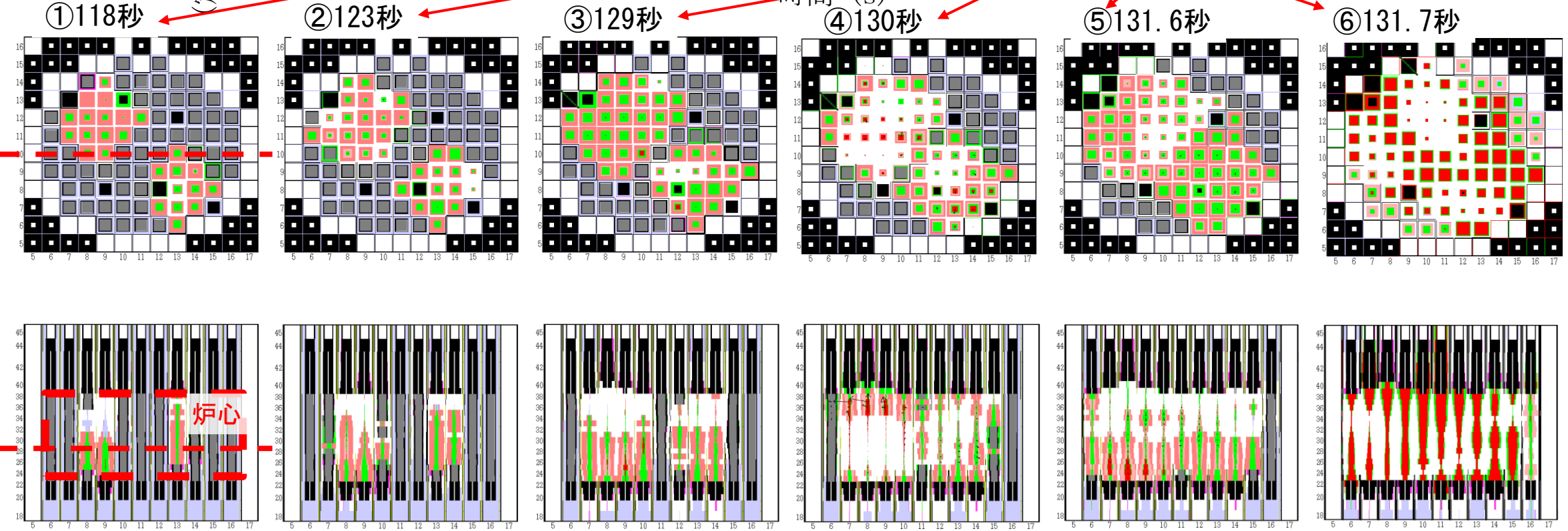
- 炉心平均燃料温度及び燃料流出量が評価指標となるが、これに影響を与える因子としては燃料インベントリ、燃料凝集挙動による反応度挿入率が重要。
- これらについて、工学的に考えうる範囲で以下に示す保守的な設定および仮想的な想定も取り入れており、基本ケースは最適評価を基本としつつも十分に保守的な解析である。
- 燃料凝集を促進する想定
 - 被覆管が溶融した時点もしくは燃料ペレットが固相融点に達した時点で燃料ペレットを直ちに崩落させ、可動性のある燃料粒子とする。
 - 燃料ペレットが崩落、堆積した炉心物質の流動性は極めて低く、大きな反応度挿入率となる大規模な流動が生じることはないと考えられるが、通常の流体と同様に流動するものとして扱う。
 - 損傷燃料ペレットのスウェリング（燃料結晶粒子内と粒子界に固溶しているFPガスによる固体状態での膨張）は考慮せず焼結密度で沈降するものとする。
- 燃料インベントリを増加する想定
 - ✓ B型及びC型照射燃料集合体は同一リング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。

4. 基本ケースの主な解析結果 (1/2)



水平断面物質分布

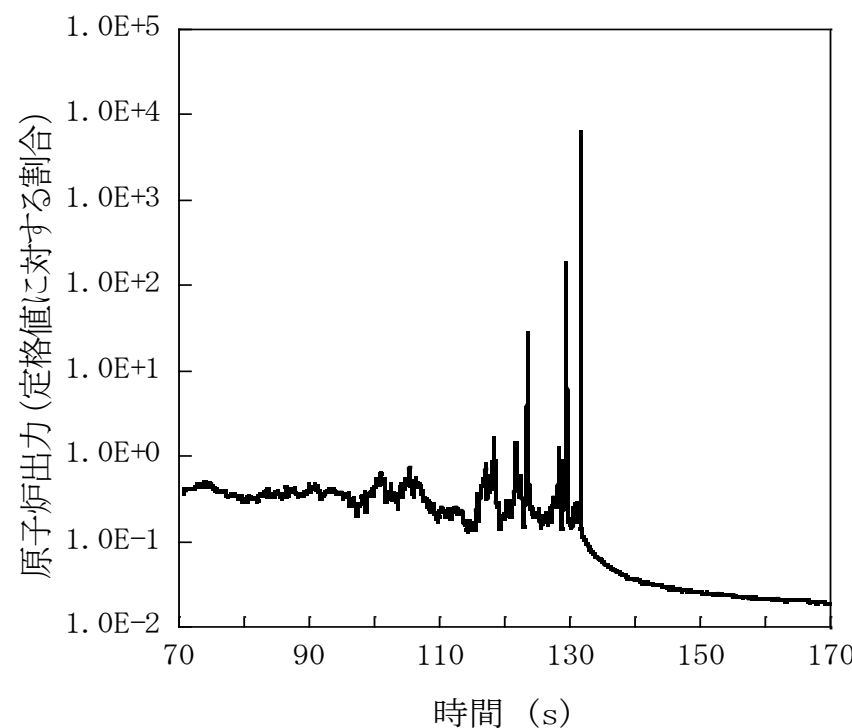
縦断面物質分布



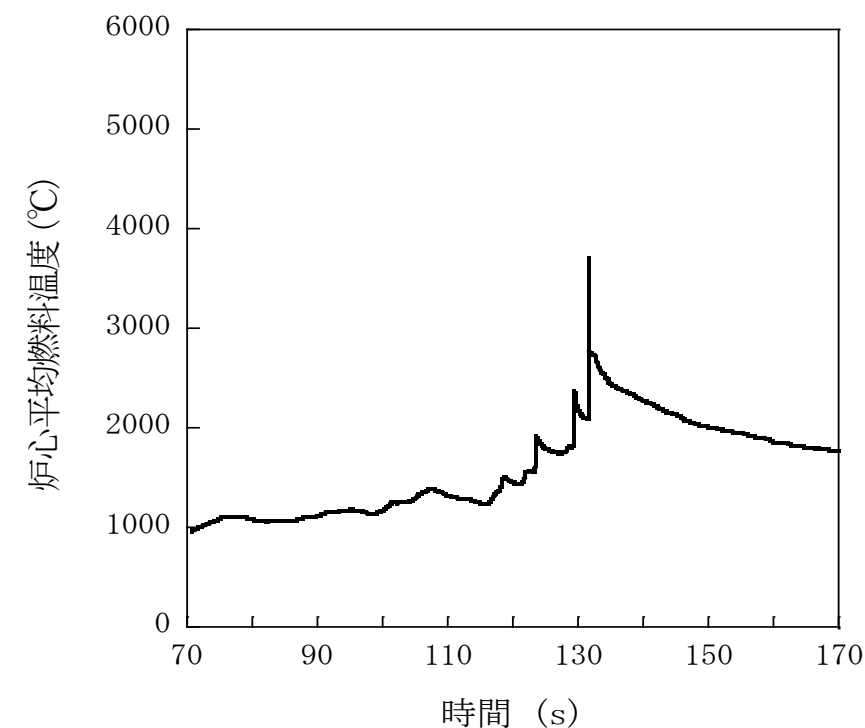
- ① 反応度の振幅が大きくなり始めた最初出力ピーク。
- ② 炉心の50%が損傷。燃料はすべて未熔融で被覆管による支持を失った固体燃料チャンクの状態。
- ③ 燃料の炉心下部への沈降によって初めて即発臨界を超過する。出力ピークは定格出力を越える。
- ④ ③の即発臨界超過による圧力発生で燃料が分散し、反応度が大きく低下。
- ⑤ 分散した燃料が炉心下部に再凝集し、揺動する過程で即発臨界を超過。
- ⑥ エネルギー発生によって燃料が溶融して分散。この後、燃料が炉心外へ流出して事象終息。

4. 基本ケースの主な解析結果 (2/2)

- 時刻115秒から反応度と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。数回のパルス状の出力変化を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷する。
- 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131秒に即発臨界を超過する。この即発臨界超過による炉心平均燃料温度の最大値は約3,700℃である。
- その後、径方向反射体領域の集合体間ギャップへ炉心燃料の約30%が流出し、深い未臨界（ $-200\text{ \$}$ 以下）となる。その後は再び反応度が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。



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

5. 不確かさの影響評価

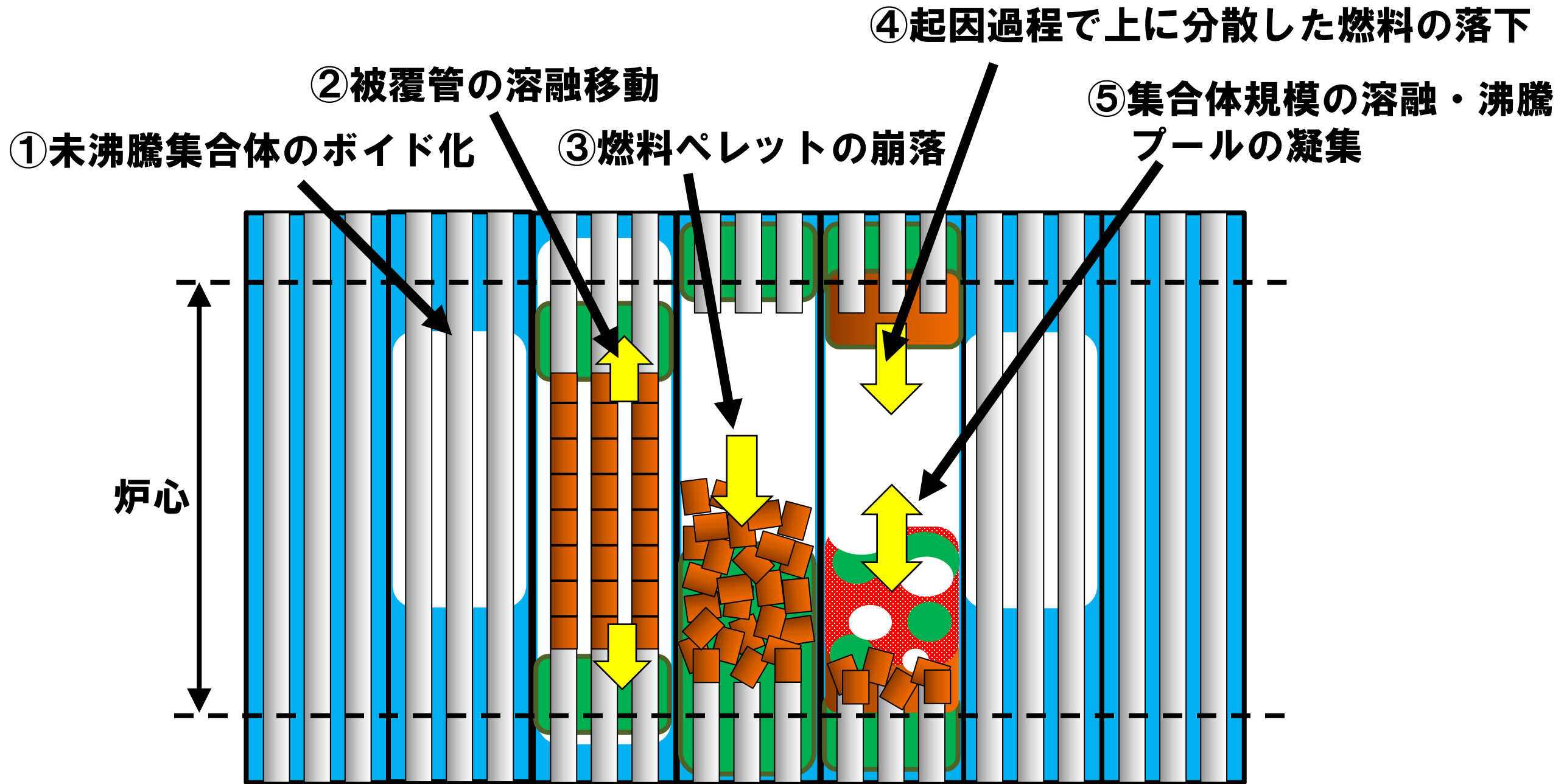
有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関して、次の2つの重要現象について現象としての不確かさが大きく、その影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断した。

①多次元流動モデルの検証は広範に行われているが、燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については模擬物資を用いた小規模な炉外試験を通じた妥当性確認にとどまっており、炉心内で発生する現象としての不確かさが大きい。

→今回の評価では仮想的な条件での解析を実施：燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象2次元円筒座標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

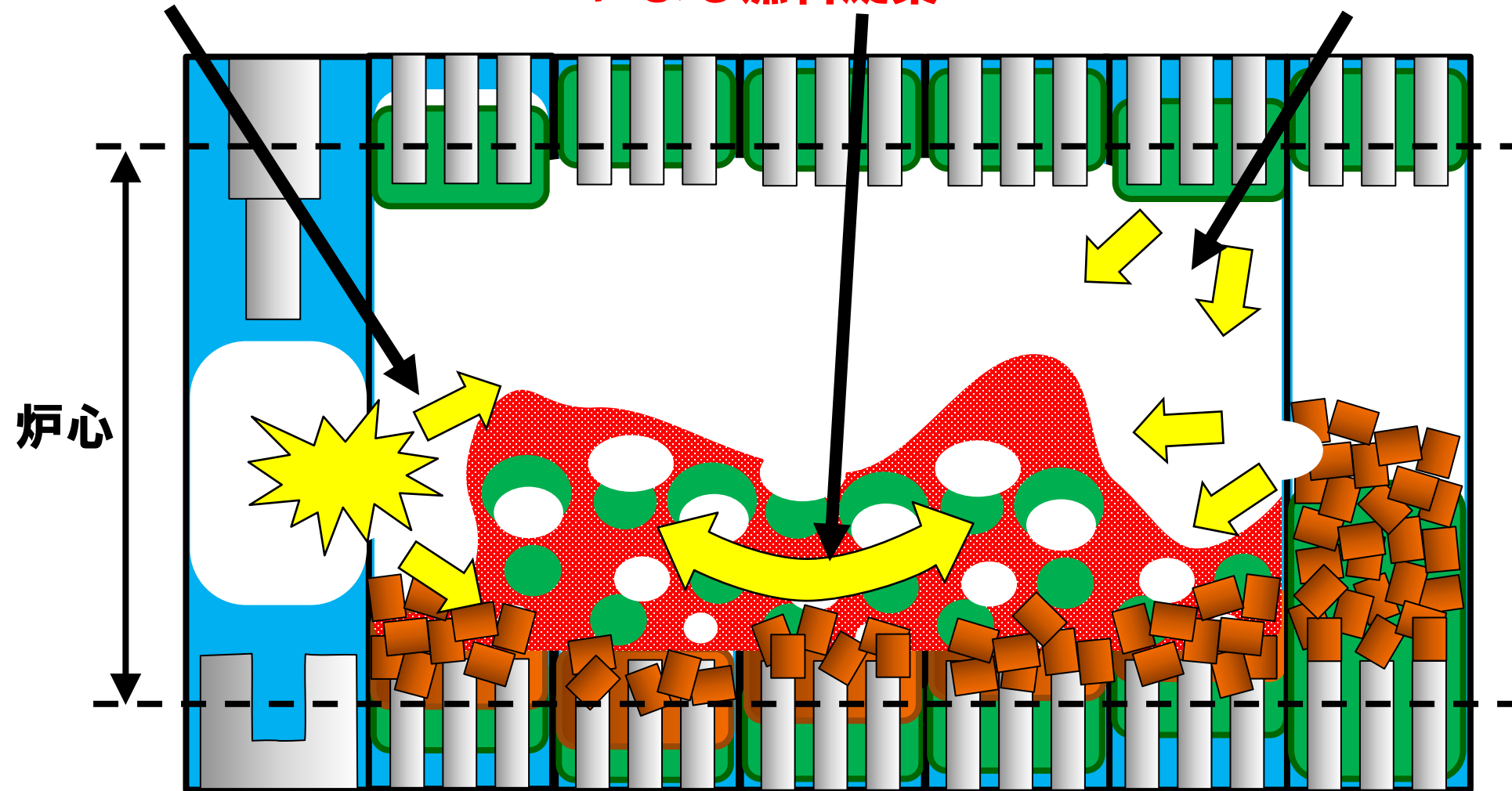
②燃料－冷却材相互作用（FCI）現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬できず不確かさが大きい。

→制御棒下部案内管の破損により内包されたナトリウムが高温燃料と混合するという仮想的な条件での解析を実施：予備計算でFCIの発生場所やナトリウムの混合量を変えて厳しい解析条件を設定

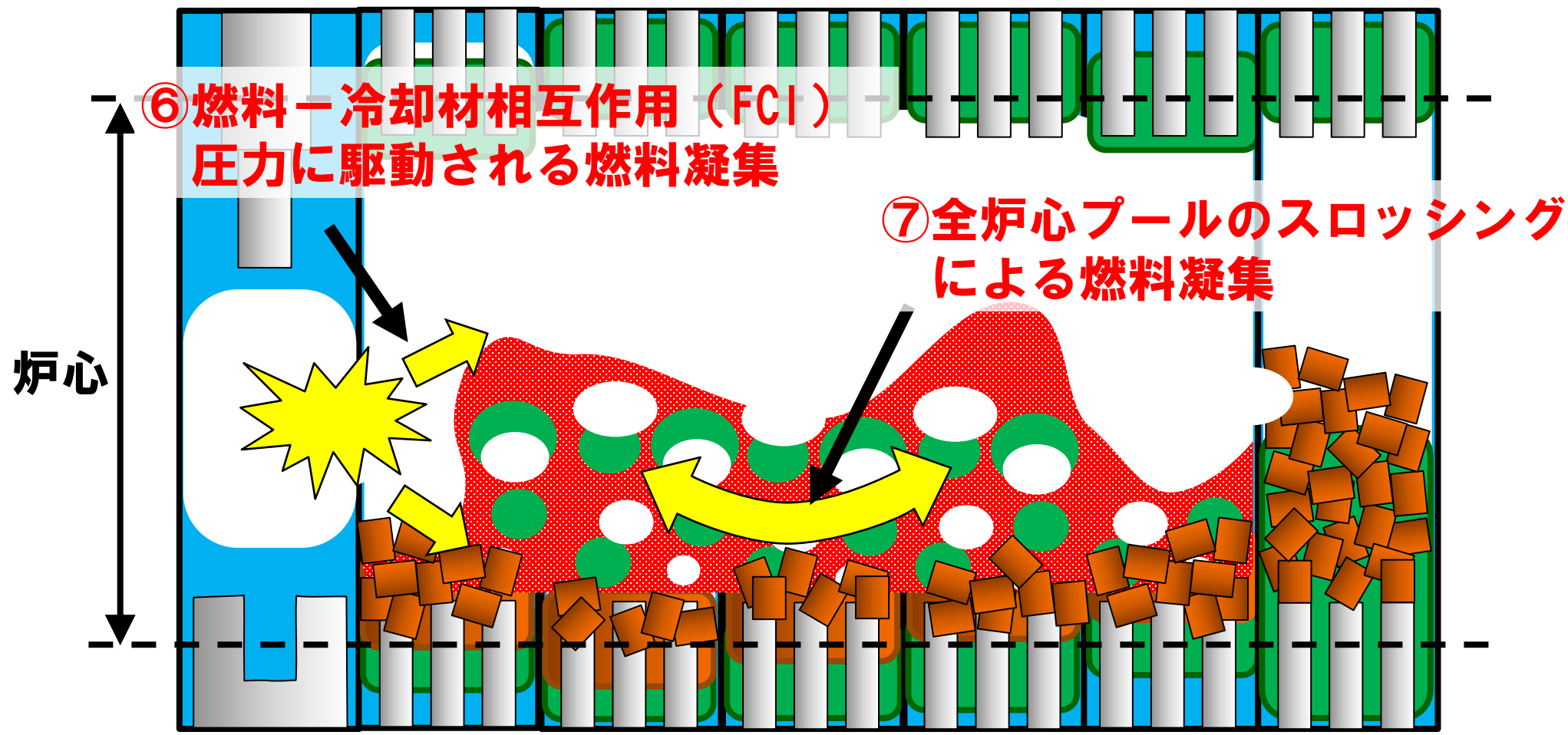


- ①、②、④、⑤ 「常陽」では、ボイド反応度係数がほとんどの領域で負であるなどの特性により、炉心損傷は低出力で燃料は低温（固体状の燃料の割合が大きい）のまま極めて緩慢に推移するため、これらのメカニズムによる有意な反応度挿入はない。
- ③ 「常陽」の解析では炉心損傷の進展が緩慢であるため、この反応度挿入による大きなエネルギー放出を伴う出力逸走は生じない。この反応度挿入が繰り返される過程で全炉心の損傷プールが形成され、水平方向の燃料移動も可能となる。

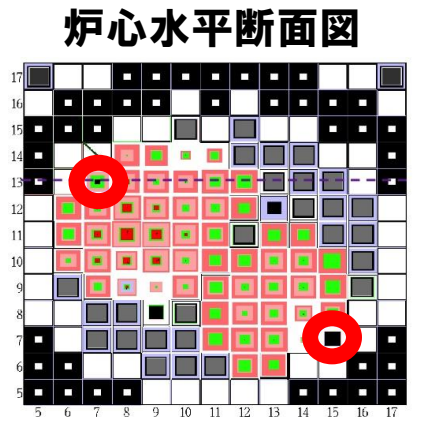
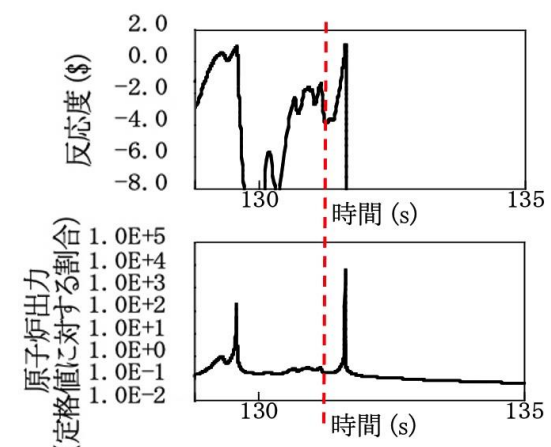
- ⑥燃料-冷却材相互作用 (FCI) ⑦全炉心プールのスロッシング ⑧FPガス圧に駆動される燃料凝集
 圧力に駆動される燃料凝集 による燃料凝集 燃料凝集



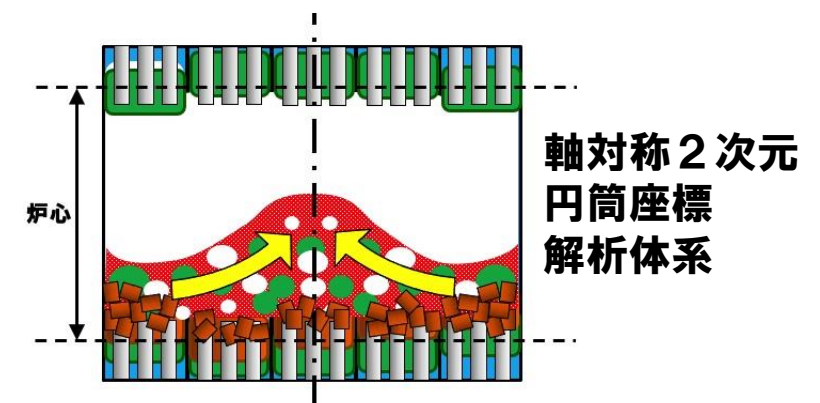
- ⑥ FCI現象に関するSIMMERコードの妥当性確認は行われているがFCIの発生条件の不確かさが大きいものと判断される。このため、感度解析において不確かさの影響評価を行った。
- ⑦ 外側炉心の高Pu富化度燃料が炉心中心に向けて移動すると大きな正の反応度効果を持つため、遷移過程における厳しい即発臨界超過の可能性を有する。多次元流動モデルの妥当性は基本的に確認されているものの実燃料物質を用いた大規模実験はないため不確かさの影響評価を行った。
- ⑧ 燃料要素のプレナムガスは起因過程から遷移過程の初期の段階ですでに放出されている。また、「常陽」は燃料ピンの昇温が緩慢であることから集合体上部・下部の閉塞形成までに集合体からFPガスが流出するため、厳しい即発臨界超過を駆動する圧力源として寄与する可能性は極めて小さい。



⑥ 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させる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。



⑦ 燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視、軸対象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。



より影響が大きいと評価されたスロッシングの不確かさ影響評価の結果について説明する。

6. 計算コード SIMMER-III

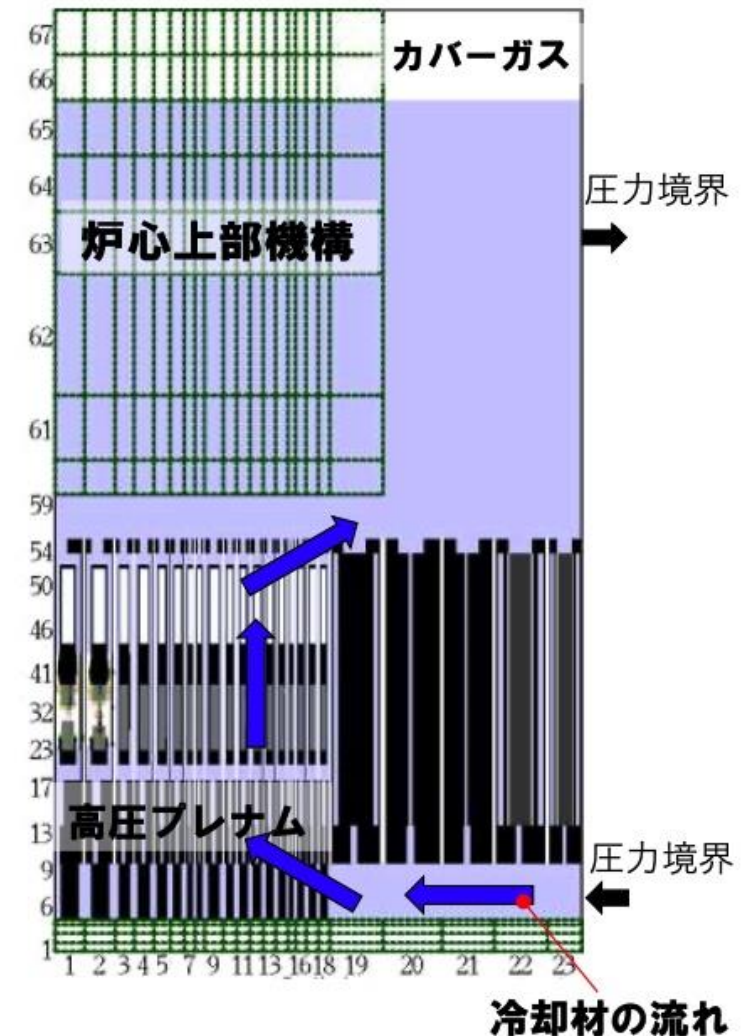
7. 解析体系の概要

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絡的に評価することを目的として、2次元円筒座標で外側炉心にある高Pu富化度燃料の炉心中心への軸対称な燃料集中を許容する解析を実施した。

8. 主な解析条件

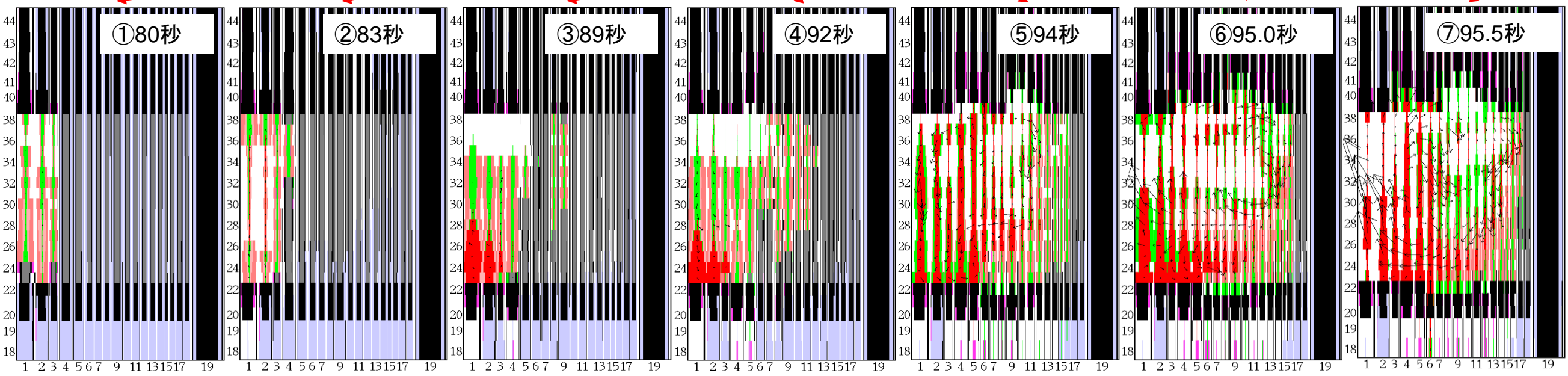
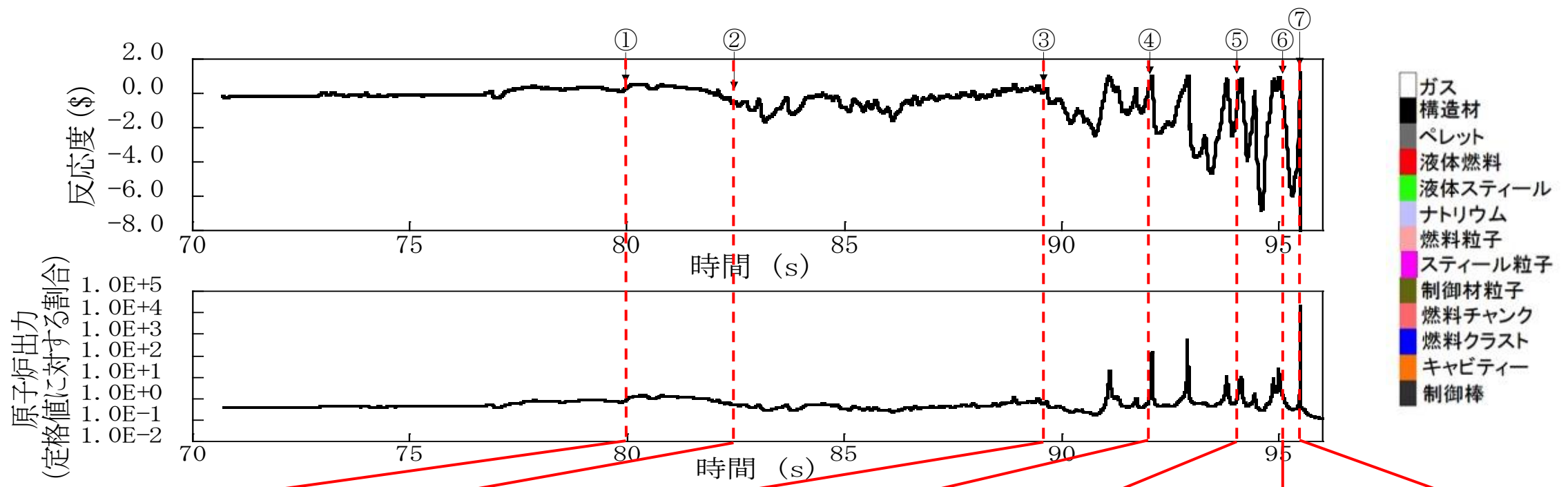
基本ケースの条件に加え、即発臨界超過による放出エネルギーを保守的に評価するため、以下の解析条件を適用する。

- 制御棒下部案内管からの燃料流出を考慮しない。
- 径方向反射体領域の集合体間ギャップへの燃料流出を考慮しない。
- 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。



SIMMER-III r-z 2次元計算体系図

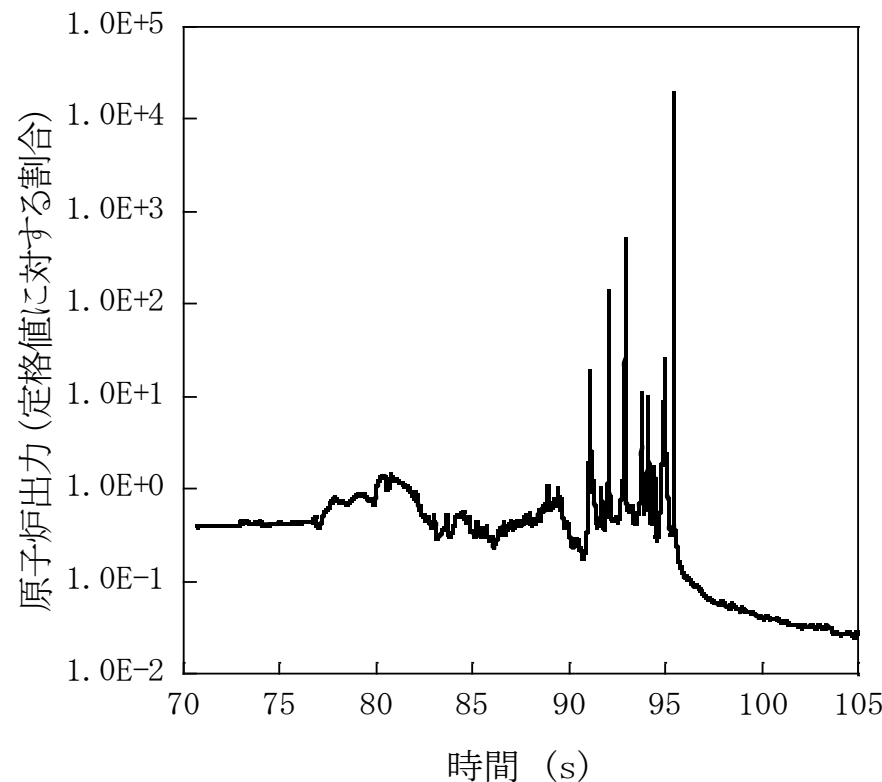
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の不確かさ影響評価の事象推移



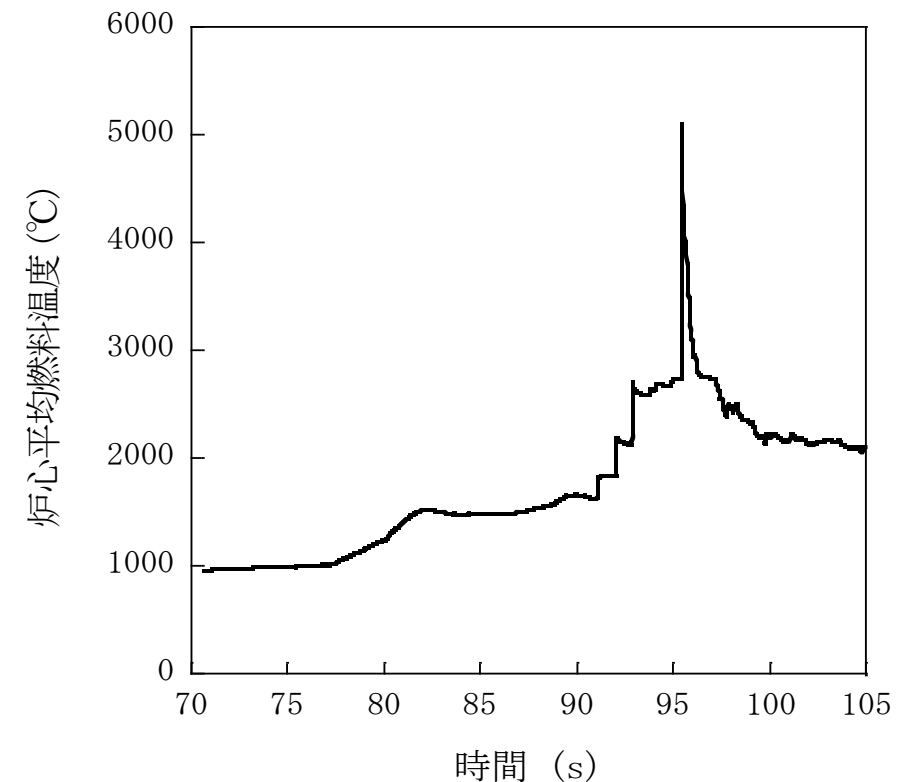
- ① 破損伝播と伝播先の集合体における燃料沈降により反応度上昇。
- ② 燃料分散と外側燃料集合体での沸騰により反応度低下。
- ③ 沸騰した集合体で燃料破損が進行。スティールとナトリウム蒸気圧による燃料分散により反応度低下。
- ④ 外側炉心まで燃料損傷が広がる。燃料沈降によって初めて即発臨界を超過。
- ⑤ スティール蒸気と燃料溶融時に放出されるFPガスによりスロッシング（炉心物質の径方向揺動）が発生。
- ⑥ ほぼ全ての燃料が溶融し、内側炉心から外側炉心に至るスロッシングが発生。
- ⑦ ⑥で駆動された炉心中心軸に向かう燃料集中により、厳しい即発臨界と大きなエネルギー発生。

9. 主な解析結果

- 事象開始から約90sまでに炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。未破損であった燃料が崩壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。
- 反応度と出力が上昇し、全炉心規模で燃料が溶融した後に、炉心中心に集中する燃料移動によって反応度が1\$を超過し出力逸走が発生する。炉心平均燃料最高温度は約5,110°Cである。
- 出力逸走後は溶融燃料が炉心上下に分散し、反応度及び出力が急速に低下し、深い未臨界状態となる。



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

遷移過程の基本ケース及び不確かさ影響評価ケースの保守性のまとめ

重要現象	基本ケースの保守性	不確かさ影響評価ケースの保守性
FCI	<ul style="list-style-type: none"> • 特別の仮定は用いない 	<ul style="list-style-type: none"> • 即発臨界時の反応度挿入を加速するタイミングと位置でナトリウムを仮想的に燃料に混合
燃料凝集による反応度挿入（スロッシング等）	<ul style="list-style-type: none"> • 可動性の燃料粒子 • 高密度で燃料沈降 • 照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換 	<ul style="list-style-type: none"> • 可動性の燃料粒子 • 高密度で燃料沈降 • 制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置換 • 2次元軸対称円筒体系で外側高Pu富化度燃料の炉心中心への凝集を仮想的に許容
燃料流出	<ul style="list-style-type: none"> • 制御棒下部案内管等の流出経路を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> • 制御棒下部案内管、径反射体間ギャップへ流出しないと仮想

- 従来の仮想事故解析では鉛直方向の燃料凝集による再臨界事故を仮想した。
- 今回の不確かさ影響評価においては、「もんじゅ」の遷移過程解析の結果等を踏まえ、3次元の解析体系による基本ケースに比べてより大きな反応度挿入が起こり得る半径方向燃料凝集を2次元の簡易体系で保守的に近似した。

まとめ

- SIMMER-IV及びSIMMER-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が大きいことも確認された。
- 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。
- 新規制基準では仮想事故（炉心溶融再臨界事故）の解析は行わないが、格納容器破損防止措置の有効性評価においてこれに匹敵するような保守的解析条件を用いることにより、エネルギー放出に対する「常陽」の耐性を確認した。

現象のランクの検討

現象	評価指標に対する影響のランク
(1) 損傷炉心の核的挙動	全炉心プールの反応度変化は物質分布の変化に大きく依存するため、核動特性自体の評価指標に対する重要度は相対的に下がる（Middle）。
(2) ボイド領域の拡大	「常陽」はほぼ全炉心でボイド反応度が負であることから重要度は低い（Low）。
(3) 燃料ピン溶融・破損	炉心損傷進展の早さに関わる現象ではあるが、燃料の大規模な凝集を引き起こす現象ではないため重要度は低い（Low）。
(4) FPガス放出	負のボイド反応度を持つ「常陽」においては燃料ピンの昇温が穏やかで集合体上部・下部の閉塞形成までにFPガスが流出すると考えられる。評価指標の一つである燃料凝集に与える影響は低い（Low）。
(5) 構造壁の溶融破損	制御棒下部案内管の管壁の溶融破損は燃料流出のタイミング及びFCI発生に関わる挙動であり、燃料凝集と燃料流出に強く影響する（High）。
(6) FCI	燃料スロッシングを引き起こす可能性のある物理現象であり、その発生圧力による燃料凝集量によって炉心平均燃料温度が左右される（High）。

遷移過程の事象推移における重要現象（2/2）

現象のランクの検討

現象	評価指標に対する影響のランク
(7) 燃料スロッシング	この現象により燃料の凝集規模が決まるため、評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響度は大きい（High）。
(8) 燃料流出	本物理現象は炉心からの燃料流出量に直接影響し（High）、大規模な燃料凝集発生前に流出する場合は燃料凝集量にも影響する（High）。

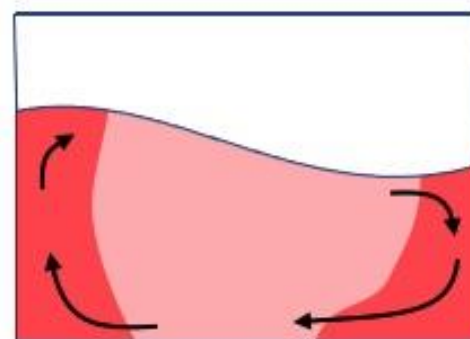
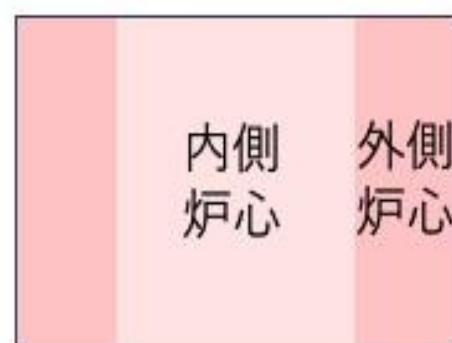
現象のランクの検討

現象	評価指標に対する影響のランク
(1) 損傷炉心の核的挙動	全炉心プールの反応度変化は物質分布の変化に大きく依存するため、核動特性自体の評価指標に対する重要度は相対的に下がる（Middle）。
(2) ボイド領域の拡大	「常陽」はほぼ全炉心でボイド反応度が負であることから重要度は低い（Low）。
(3) 燃料ピン溶融・破損	炉心損傷進展の早さに関わる現象ではあるが、燃料の大規模な凝集を引き起こす現象ではないため重要度は低い（Low）。
(4) FPガス放出	負のボイド反応度を持つ「常陽」においては燃料ピンの昇温が穏やかで集合体上部・下部の閉塞形成までにFPガスが流出すると考えられる。評価指標の一つである燃料凝集に与える影響は低い（Low）。
(5) 構造壁の溶融破損	制御棒下部案内管の管壁の溶融破損は燃料流出のタイミング及びFCI発生に関わる挙動であり、燃料凝集と燃料流出に強く影響する（High）。
(6) FCI	燃料スロッシングを引き起こす可能性のある物理現象であり、その発生圧力による燃料凝集量によって炉心平均燃料温度が左右される（High）。

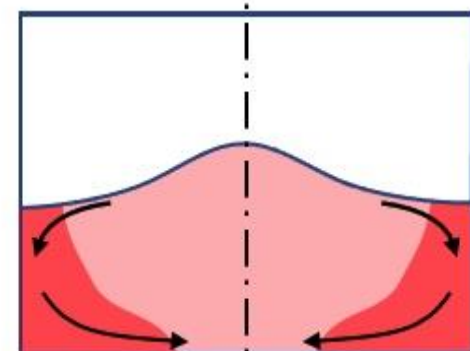
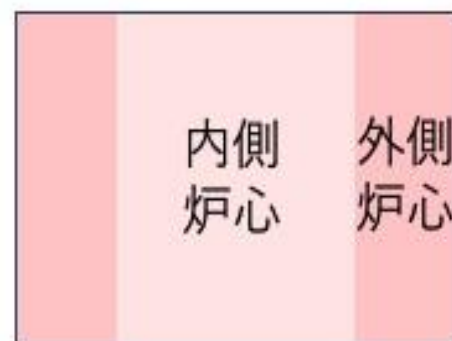
第392回審査会合の指摘（①SIMMERに関し、重要現象を解析で模擬するモデルの妥当性確認について、小規模な模擬実験等による検証のみ行われており、実スケールでの実機模擬度の高い実験データで検証されていないことに対する考え方や取り扱いを説明すること。②不確かさの影響評価に関し、機械的エネルギーを保守的に評価する観点で2次元体系での評価のみで良いのか、また、保守性、評価精度、説明性の観点を含めて、機械的エネルギーを保守的に評価する他の方法がないか検討すること。）を受けて、重要な評価指標である炉心損傷時の即発臨界を超過する時点における反応度挿入率の簡易評価について検討した。

反応度挿入率の評価には、炉心物質の流動挙動と大規模な物質配位の変化による反応度変化の計算が必要であるためSIMMERコードによる解析を実施しているが、本解析により求めた反応度挿入率の妥当性の傍証とするため、以下の簡易評価手法により反応度挿入率を計算する。

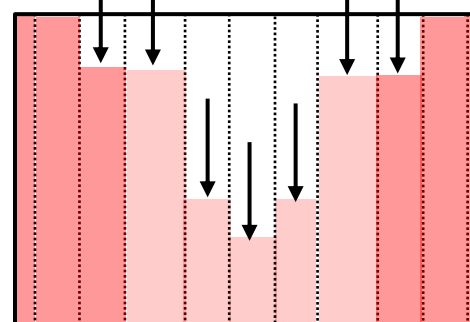
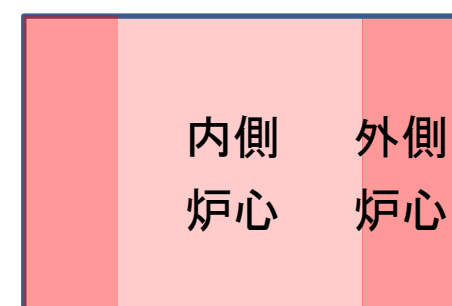
＜反応挿入率評価＞



【基本ケース（最適評価）】
SIMMER-IV：現実の3次元流動を計算
（反応度挿入率：約30 \$/s）



【不確かさの影響評価ケース】
SIMMER-III：2次元円筒座標系による計算
（反応度挿入率：約80 \$/s）
※ 不確かさが大きいスロッシング、FCIは不確かさ影響を包絡するため、仮想的な保守性を設定

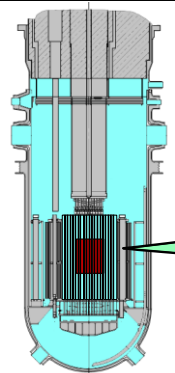


【簡易評価ケース（案）】
静的な反応度変化を求め、重力落下による燃料移動速度から反応度挿入率を計算
（反応度挿入率：評価中）

複数領域に分割した炉心を重力コンパクションにより軸方向に順次圧縮

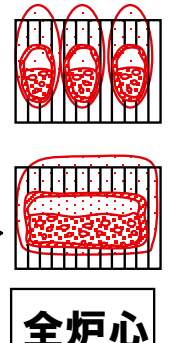
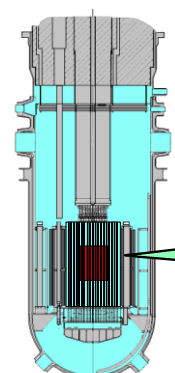
ULOF又はUTOPの開始

起因過程



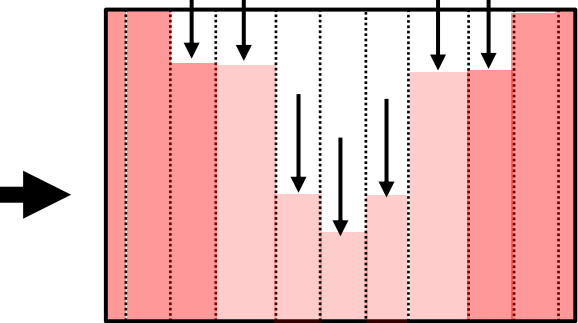
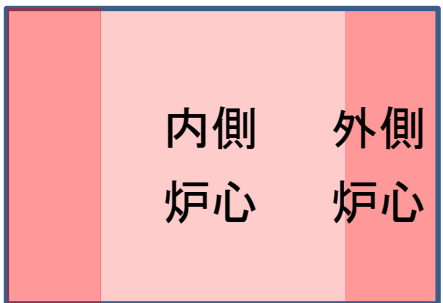
- ◆ 定常運転状態からラッパ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程
- ◆ SAS4Aで解析

遷移過程



- ◆ 炉心溶融が全炉心規模に進展する過程
- ◆ 溶融燃料が横方向へ移動し反応度が変化
- ◆ 即発臨界超過によるエネルギーの発生
- ◆ SIMMER-IV及びび-IIIで解析

【燃料の溶融、移動、反応度変化を簡易評価により計算】
静的な反応度変化を求め、重力落下による燃料移動速度から反応度挿入率を計算



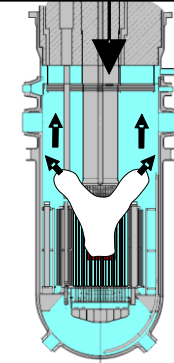
複数領域に分割した炉心を重力コンパクションにより軸方向に順次圧縮

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)

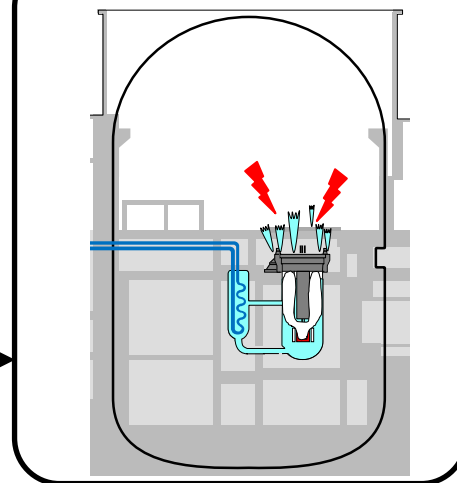
噴出ナトリウムの熱的影響解析 (CONTAIN-LMR)

機械的応答過程

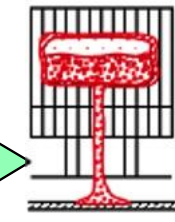
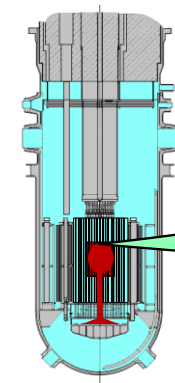
機械的エネルギー発生



格納容器応答過程



再配置・冷却過程



- ◆ 原子炉容器底部や上部プレナムへ再配置された燃料、及び炉心残留燃料が冷却材循環によって固化・冷却される過程
- ◆ Super-COPD、FLUENT等で解析

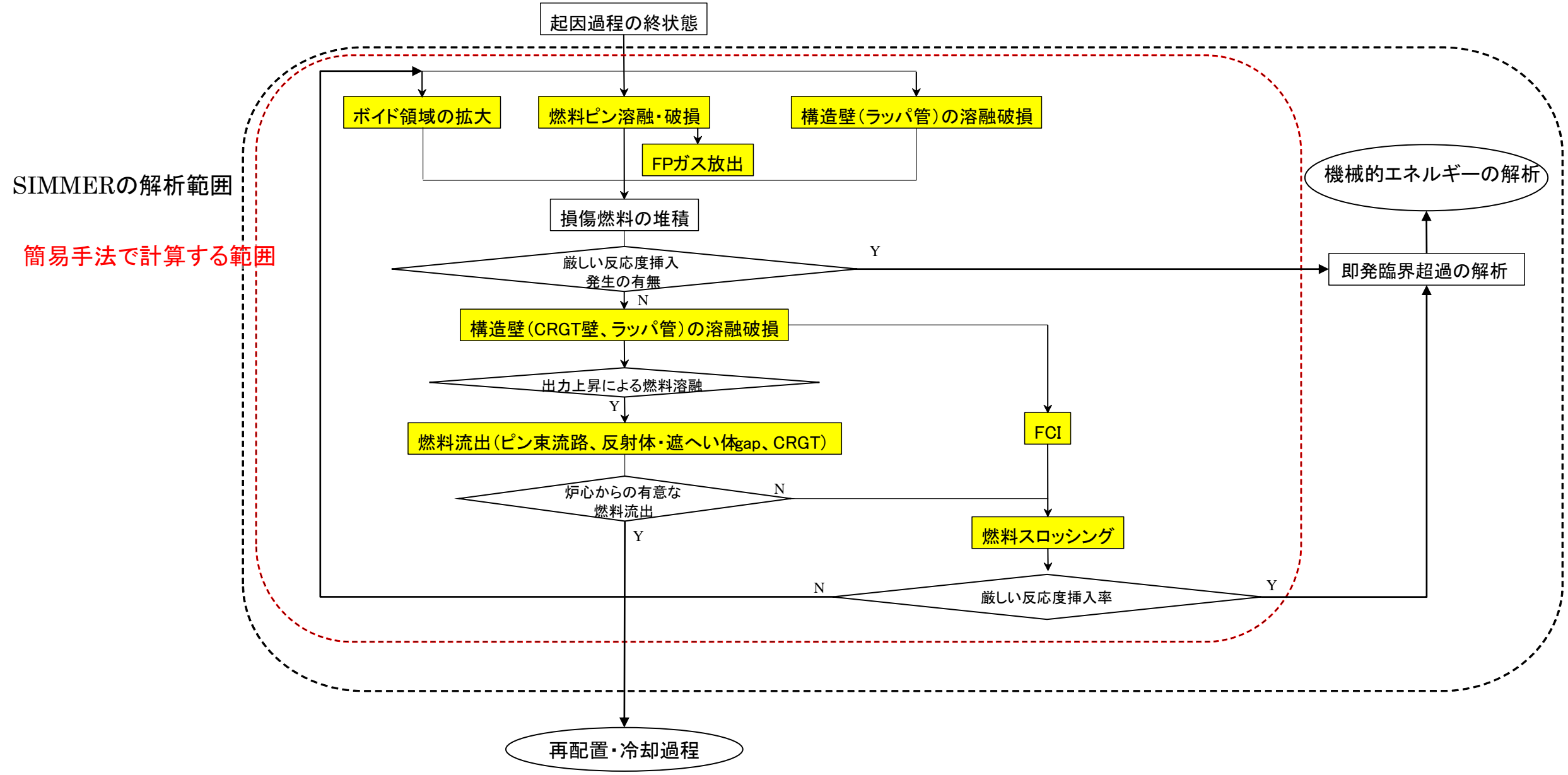
エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出ありの場合

エネルギー放出なしの場合



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)



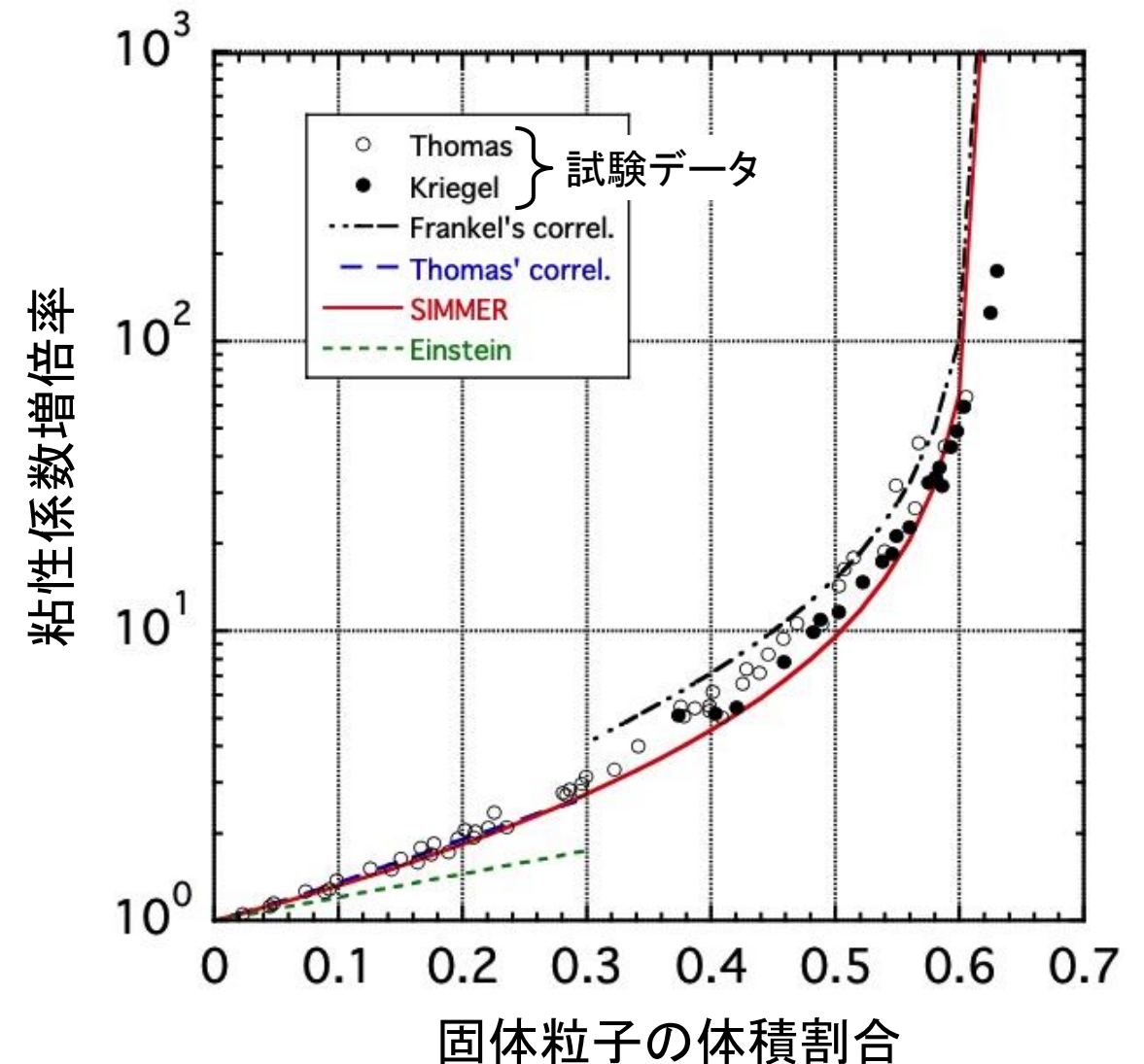
SIMMERコードの状態方程式モデル

- SIMMER-IV/SIMMER-IIIの物性値及び状態方程式（EOS：Equation of State）は固相から臨界温度までをカバーする汎用的な関数形式のモデルを使用し、2000年頃までの最新のデータに基づいて相互に整合性の取れた形でフィッティングしている。
- 開発にあたり、燃料の飽和蒸気圧測定や高温物性の権威である独国カールスルーエ研究所の専門家を招聘して共同研究するとともに、高速炉用物性データを長年にわたって収集・評価してきた米国アルゴンヌの専門家との情報交換を活用した。
- 主な特徴は以下の通りである^{(1)～(4)}。
 - 液相の圧力依存性（液体の圧縮性による単相圧）を考慮する。
 - 密度、熱伝導率、粘性率、表面張力、定圧比熱等の熱物性についても温度の多項式等でモデル化する。また、断熱圧縮係数、音速等については他のEOSを用いて整合性を取って計算される。
 - 気相については非理想気体に対するModified Redlich-KwongのEOSを用いて、高温での精度を確保した。ナトリウムについては高温での2原子分子化の影響を考慮する。
 - UO_2 及びMOXの飽和蒸気圧と密度については、1990年頃までの新たな測定結果（レーザー表面加熱技術、ACRR炉を用いた炉内パルス加熱試験）の結果を基に評価された式を採用した。
 - 液体及び蒸気については臨界点近傍での整合性を考慮するとともに、Clausius-Clapeyronの式の様な熱力学的関係式との整合性も考慮している。

(1) K. Morita, et al. Nucl. Eng. Design 183 (1998) 177-211, (2) K. Morita, et al., JNC-TN9400-2000-004 (2000), (3) K. Morita, et al., JNC-TN9400-2000-005 (2000), (4) E.A. Fischer, Nucl. Sci. Eng. 101:2 (1989) 97-116

固体粒子の混入による流体粘性率の変化

- 炉心の溶融燃料は温度条件によっては未溶融の燃料粒子が混在した状態になる。このような固液混合流体の実効的な粘性率は粒子の混入割合と共に増加する。
- ガラス、ポリスチレン、アクリル、ゴムなどの粒子（粒径約0.1~440 μm ）を水に分散させた試験データに基づき、SIMMERでは粒子の混合割合と粘性増加比率の関係を下図のように与えるモデルを用いている。
- この実効的な粘性率の増加モデルは、ピン束などの流路へ溶融燃料が浸入して固化する現象の模擬などに適用されている。
- 一方で、溶融炉心内の流動による即発臨界超過によるエネルギー発生挙動の解析では、炉心規模の流動では粘性の影響が慣性に対して相対的に小さくなること、燃料粒子が混在する溶融燃料も流動性の高い流体とみなすことが反応度挿入挙動を保守的に評価することから、粘性による運動量拡散を無視する扱いとしている。



配管破損規模の想定

「常陽」の配管破損の特徴

- 「常陽」の原子炉冷却材バウンダリを構成する配管には、以下に示す対策を講じており、設計条件において、配管の破断が生じることはない。また、配管エルボに代表される応力集中部における熱膨張応力や熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に最も注意すべき破損様式となるが、設計にあつては、当該破損様式も考慮しており、設計条件の下で配管の破損が生じることはない
 - （i）1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、優れた高温強度を有しナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用
 - （ii）1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
 - （iii）1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計
 - （iv）1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理
- ここで、相対的にリスクの大きい疲労（クリープ疲労）破損の発生を想定した場合、当該破損は、疲労亀裂が進展し、配管板厚を貫通した形態となる。また、「常陽」のナトリウム配管の内圧は低いため、板厚貫通時点又はそれ以前の亀裂から急速な伝播型破断が生じる可能性はない。

- 配管の漏えい口の大きさは既往知見 [1] に基づき設定
 - 既往知見 [1] では、ナトリウム漏えい速度を大きく見積もるため、貫通時の亀裂中央の開口幅 (δ) の算定条件として、低エネルギー配管*1の分類条件に準じて運転圧力1.9MPaとした上で、運転温度を650°C (δ の算出に用いる縦弾性係数を14,700kg/mm²とする。)としている。これは、 δ の算定において、 δ は内圧 (p) に比例し、縦弾性係数 (E) に反比例するため、内圧を通常運転圧力よりも高くした上で、温度を通常運転温度より高くし、縦弾性係数を小さくすることで、 δ を保守的に大きく評価するためである。
- 本評価においても、ナトリウム漏えい速度を大きく見積もるため、保守的に既往知見 [1] と同等の条件としている。これは圧力においては、「常陽」の1次主冷却系配管の通常運転圧力の最大部位における約5kg/cm² (約0.49MPa) より3倍以上保守的な条件であり、温度においては通常運転温度350°C (コールドレグ配管) に対して300°C 高く、縦弾性係数で約15%以上保守的な条件である。
- 加えて、「常陽」の1次主冷却系配管のD/tは60以下であるのに対して、既往知見 [1] と同等にJISにおけるステンレス鋼鋼管では、 $D/t \leq 127$ となることを踏まえて δ の算出において保守的にD/t=127として展開しているほか、設計基準事故を超える事象において開口面積として算定された0.76t²に対して保守的に約1.3倍大きく数値を丸めてt²を設定している。

*1：既往知見 [1] では「moderate energy fluid system」について中エネルギー流体系配管と邦訳して表現しているが、本件では[原子力規制庁, “原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド”, 原規技発第1408064号, 2014”]に合わせて低エネルギー配管と表現した。