

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会（第6回）

議事次第

日時：平成26年3月12日（水）13:00～17:00

場所：東京（田中田村町ビル）

1. 委員長挨拶、配布資料の確認、出席委員、議事録の確認

2. 議事

- 1) 前回委員コメントと対応について
- 2) 格納機能確保のための重要事故シーケンスについて
- 3) ①原子炉停止機能喪失事象対策と適合の考え方について
- 4) ②除熱機能喪失事象対策の考え方について
- 5) シビアアクシデント時の構造健全判断基準について
- 6) 内部溢水及び内部火災に関する考え方
- 7) 第4回委員会のご質問回答：設備関係
- 8) コメント回答：ナトリウム炉特有事象
- 9) その他（次回予定等）

以上

「もんじゅ」安全対策ピアレビュー委員会
第4回審議の議事内容（案）

平成26年2月20日

「もんじゅ」安全対策ピアレビュー委員会事務局

開催日時：平成26年2月5日（水）13：00～16：15

開催場所：田中田村町ビル 会議室6A

出席者（敬称略）：

委員長 齋藤 伸三

委員長代理 岡本 孝司

委員 片岡 勲、一宮 正和、近藤 悟、杉山 憲一郎、村松 健、
与能本 泰介

原子力機構 中井 良大、堺 公明、村上 久友、浜田 広次、市川 健太 他

配付資料：

資料4-1-1(資料3-1改1)

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 第2回審議の議事内容（案）

資料4-1-2 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 第3回審議の議事内容（案）

資料4-2 前回委員コメントと対応について

資料4-3 原子炉停止系と冷却系の耐震裕度

資料4-4(資料2-7改1) ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方
2次冷却系のナトリウム漏えい

資料4-5-1 (コメント回答) 蒸気発生器の水リーク

資料4-5-2(資料2-6改1) ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方
(1) 蒸気発生器(SG)の水リーク

資料4-6-1 (コメント回答) 静的機器の単一故障

資料4-6-2(資料2-3改1) 静的機器単一故障の考え方

資料4-7 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会報告書目次案

議事概要（主な指摘事項）：

1) 原子炉停止系と冷却系の耐震裕度

- ① 高速炉は軽水炉に比べて薄肉、高温であり、耐震性が弱い印象を与えるが、この評価結果を踏まえて、耐性が高いことが分かるように説明を行うべきである。
- ② 耐震解析はバネ-マス系でモデル化しているが、Na 漏えいの観点ですべてカバーできているか？小口径配管等について漏えいの観点から評価するべきである。
- ③ 空気冷却器出口止め弁の裕度は、1.86 であるが、これは弁が作動しないことを示す値ではないので、説明は注意するべきである。
- ④ 裕度の妥当性を議論するために、Ss 地震動の発生頻度（ハザード曲線）も検討するべきである。
- ⑤ 耐震性について、スロッシングに関する評価結果について説明して欲しい。

2) 2次ナトリウム漏えい

- ① Na 漏えい解析コード(ASCOPPS)の検証性について説明するべきである。
また、Na 漏えいの実験について、「もんじゅ」の模擬性を説明するべきである。
- ② 2次系 Na 漏えい時の熱による、格納容器や原子炉建屋での貫通部等のシール性への影響について説明するべきである。
- ③ 運転員の操作について、Na の緊急ドレン操作に必要な時間とその確認方法を明確に説明するべき。
- ④ 設計基準外の条件を検討する際に、2次系において Na 漏えいが発生しても、それが1次系に影響を及ぼし、さらに炉心損傷に至る恐れのある事象に拡大するまでには、複数の障壁や対策があるので、それらを説明することが大切である。

3) SG 水リーク（コメント回答）

- ① SWACS コードの適用性について、6 本破損の実験で確認したと説明しているが、140 本破損の評価に対する適用性の考え方を説明するべきである。

4) 静的機器単一故障の考え方（コメント回答）

- ① 軽水炉の考え方をそのまま高速炉に適用しているが、深層防護の第3レベルにおいてもリスクの観点から本来あるべき多重性の考え方を整理し、報告書に盛り込むべきである。
- ② 設計基準を超えた領域については、損傷モードを網羅的に摘出した上で、評価検討していることが分かるような説明にすべきである。

6) 今後の進め方について

次回（第5回）はセキュリティ関係を取り扱うため非公開とする。

以上

前回委員コメントと対応について

日本原子力研究開発機構 FBR安全技術センター

1

第4回会合での主な委員コメントと対応事項(1/2)

| 委員コメント | 対応 |
|---|---|
| 4-(1) 原子炉停止系と冷却系の耐震裕度 | |
| 4-(1)-1 耐震解析はバネ-マス系でモデル化しているが、小口径配管を含んでいるのか。小口径配管の耐震裕度は高くても、検討対象から除外すべきではない。 | 充填ドレン系の小口径配管についても評価済みである。小口径配管の評価結果を委員会にて説明したい。 |
| 4-(1)-2 構造解析で裕度は明らかになるが、Ss地震動の発生頻度も考慮(ハザードチェック)はすべきである。 | 耐震バックチェック時に現状の地震動条件について公開している。 |
| 4-(1)-3 耐震バックチェックにおいて、スロッシングを評価しているのか？ 評価しているのであれば、次回以降に示して欲しい。 | スロッシングの影響は小さいが、委員会にて説明したい。 |
| 4-(2) ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方ー2次冷却系のナトリウム漏えいー | |
| 4-(2)-1 Na漏えい解析コード(ASCOPPS)の検証はどの様に行ったか？ また、大洗でのNa漏えいの実験と、実機である「もんじゅ」の模擬性についてはどうか？ | 解析コードは大洗の実験結果に基づいて検証している。これまでの実績について委員会にて説明したい。 |
| 4-(2)-2 2次系Na漏えい時の熱により、格納容器の貫通部等のシール性に影響はないのか？ | 格納容器の貫通部への影響について、格納容器の貫通部のシール性には影響しないことを確認しているが、委員会にて説明したい。 |

2

第4回会合での主な委員コメントと対応事項(2/2)

| 委員コメント | 対応 |
|---|--|
| 4-(3) コメント回答:ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方ー蒸気発生器の水リークー | |
| 4-(3)-1 SWACSコードの適用性について多数本破断評価への外挿性について説明してほしい。 | 多数本破断評価へのコードの適用性に関する認識について、委員会にて説明したい。 |
| 4-(4) コメント回答:静的機器単一故障の考え方 | |
| 4-(4)-1 軽水炉の考え方をそのまま高速炉に適用しているが、第3層においてもリスクを考えて高速炉の考え方を示していくべき。 | リスクの裏付けるデータは必ずしも十分ではないが、高速炉の多重性の考え方を整理し、報告書に盛り込みたい。 |
| 4-(4)-2 DBAを超えた領域については、損傷モードを網羅的に抽出した上で、評価検討していることが分かるような説明にすべきである。そして、代表例として、重要なモードについて評価結果を示すことで良いと考える。 | DBAを超えた領域について、損傷に至るシーケンスを網羅的に抽出した上で、重要な損傷モードについて評価検討していること報告書に記載したい。 |



格納機能確保のための 重要事故シーケンスについて

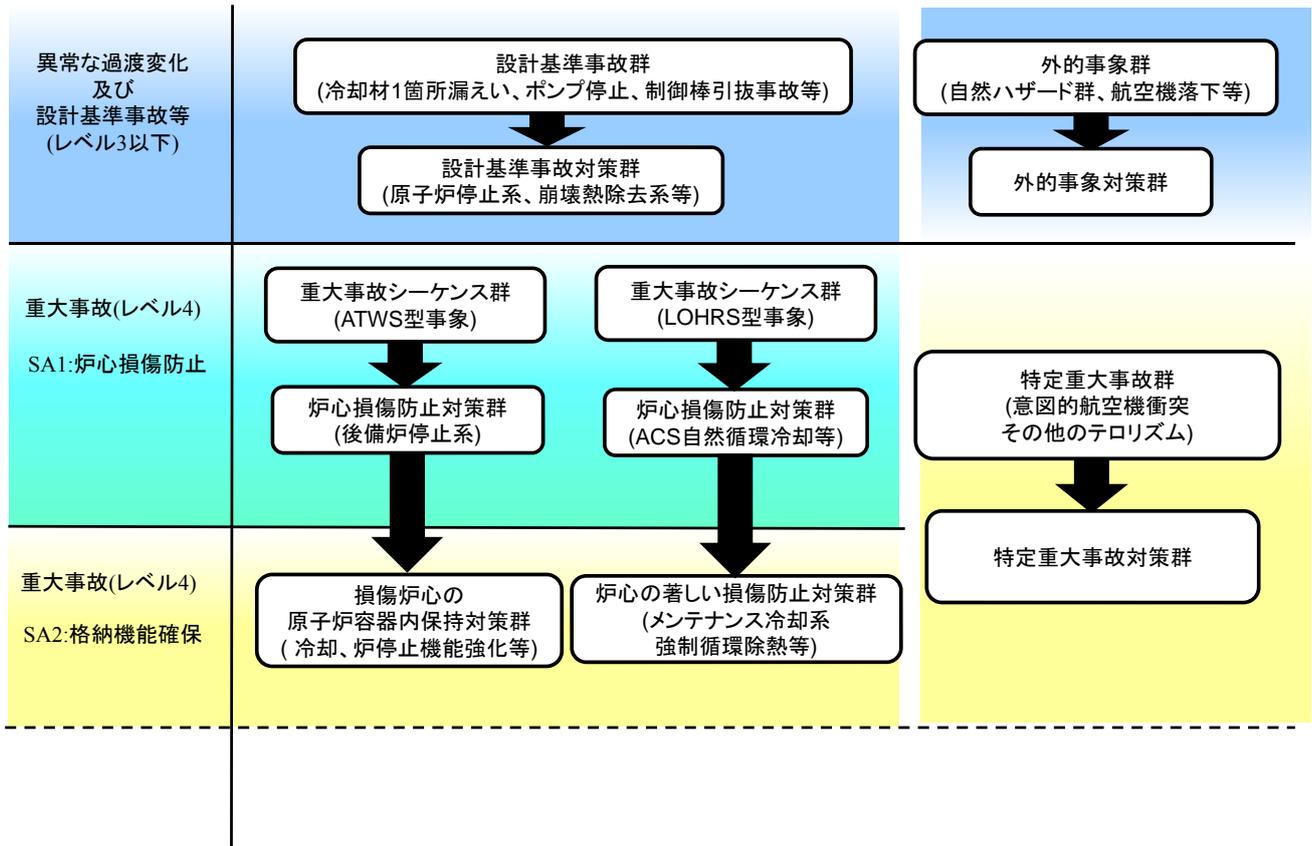
日本原子力研究開発機構
FBR安全技術センター



説明内容

- 1) 格納機能確保のための重要事故シーケンスについて
- 2) (5)項事象の取扱について

もんじゅの安全設計方策に関する基本構造案



「もんじゅ」シビアアクシデント対策に関する整理

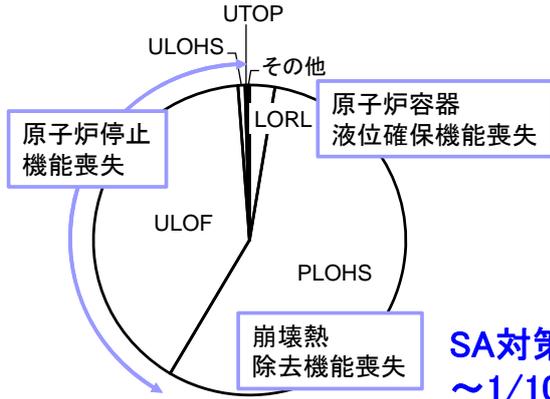
「炉心の著しい損傷の防止」と「格納機能の確保」

| 深層防護レベルと事故のカテゴリ | | ATWS型事象 | LORL型事象 | PLOHS型事象 |
|---------------------------------|-------------|-----------------------------|-------------------------|---|
| 異常な過渡変化及び設計基準事故等 (レベル3以下) | 起因事象 | 外部電源喪失等 | 1次冷却材漏えい | 外部電源喪失等 |
| | 対策 | 主炉停止系 | ガードベッセルによる液位確保(主冷却系) | 補助冷却系による強制循環冷却 |
| 重大事故 (レベル4) SA1: 炉心の著しい損傷の防止 | 事故進展 (対策失敗) | 主炉停止系による原子炉停止の失敗 | 主冷却系液位確保失敗 (2カ所目の漏えい等) | 強制循環冷却失敗 (ポンプ故障等) |
| | 対策 | 後備炉停止系 | ナトリウム補給等による液位確保 | 補助冷却系による自然循環冷却 ・3ループ中の1ループのみ必要 ・中制一括移行操作 ・現場操作 etc |
| 重大事故 (レベル4) SA2: 格納機能の確保 | (対策失敗) | 後備炉停止系による原子炉停止の失敗 | 主冷却系液位確保失敗 (ナトリウム補給失敗等) | 自然循環冷却失敗 (ACダンパ開失等) |
| | 対策 | 炉心損傷 損傷炉心物質のIVR及びエネルギー格納 | メ冷却系緊急起動による強制循環冷却 | メ冷却系緊急起動による強制循環冷却 |

炉心損傷の防止

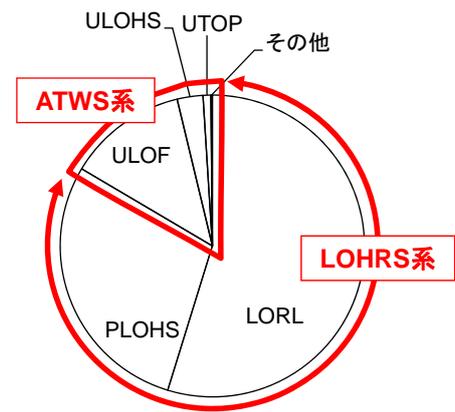
レベル1PRAの再整理の結果

DBA緩和策のみのPRA



CDF = $\sim 2.2 \times 10^{-4}$ / 炉年

SA対策も考慮したPRA



CDF = $\sim 1.6 \times 10^{-7}$ / 炉年

SA対策によりCDFが
 $\sim 1/1000$ に低減

| | |
|-------|-------------------------------------|
| ATWS | Anticipated Transient Without Scram |
| LOHRS | Loss Of Heat Removal Systems |
| ULOF | Unprotected Loss Of Flow |
| UTOP | Unprotected Transient Over Power |
| ULOHS | Unprotected Loss Of Heat Sink |
| LORL | Loss of Reactor Level |
| PLOHS | Protected Loss Of Heat Sink |

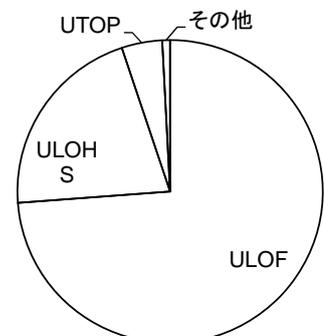
内的事象PRAの結果から、以下の事故シーケンスグループが抽出された:

- 原子炉停止機能喪失
- 原子炉容器液位確保機能喪失
- 崩壊熱除去機能喪失

ATWSの重要事故シーケンス

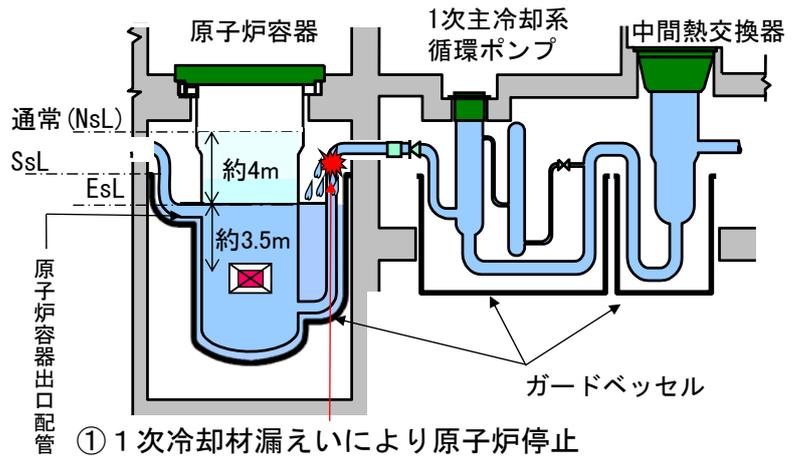
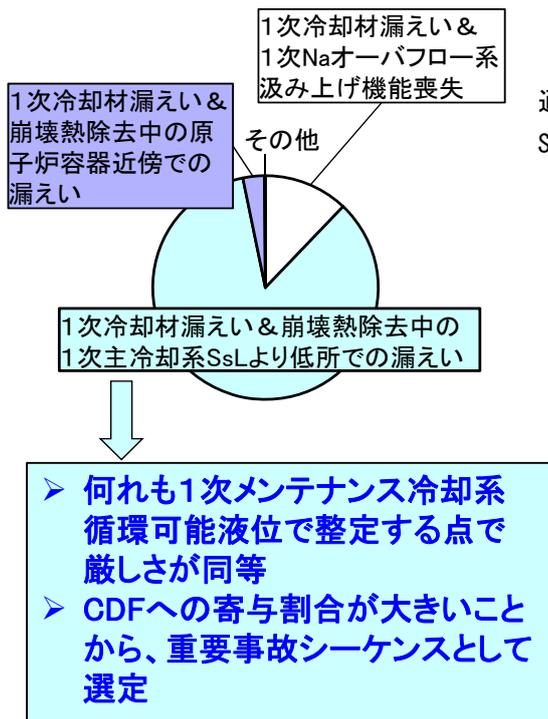
- これまでに実施しているPRAの結果及び決定論的評価の結果に基づき、頻度及び影響度の観点から、ULOF、UTOP及びULOHSをATWSの重要事故シーケンスとして選定した。

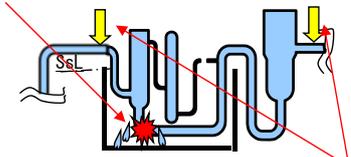
| 事故シーケンス名 | 喪失を想定する機能 | 格納機能の確保策 |
|-------------------------|-----------|---|
| 炉心流量喪失時主炉停止系機能喪失 (ULOF) | 後備炉停止系 | 炉容器内での熔融炉心物質の安定冷却保持 (IVR) 格納容器での温度・圧力の格納 |
| 反応度挿入時主炉停止系機能喪失 (UTOP) | 後備炉停止系 | 同上 |
| 除熱源喪失時主炉停止系機能喪失 (ULOHS) | 後備炉停止系 | ULOHS防止のインターロックにより制御棒を挿入し、格納機能を確保する。 (炉心損傷を防止する) |



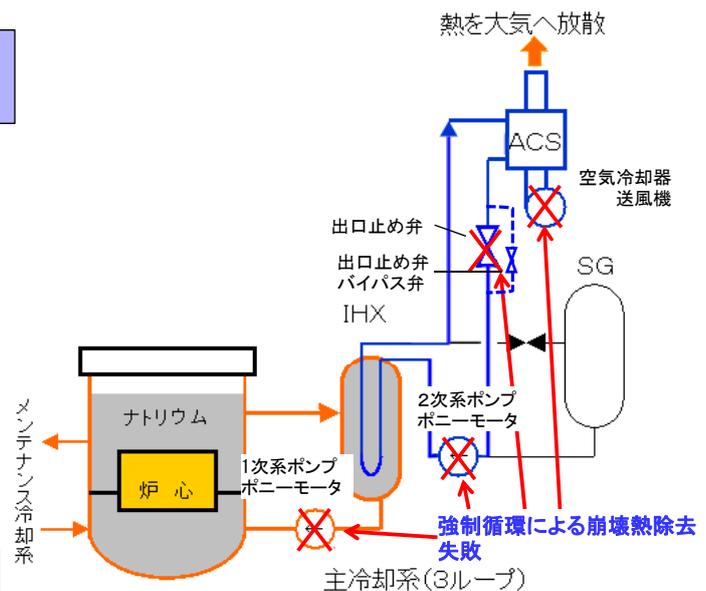
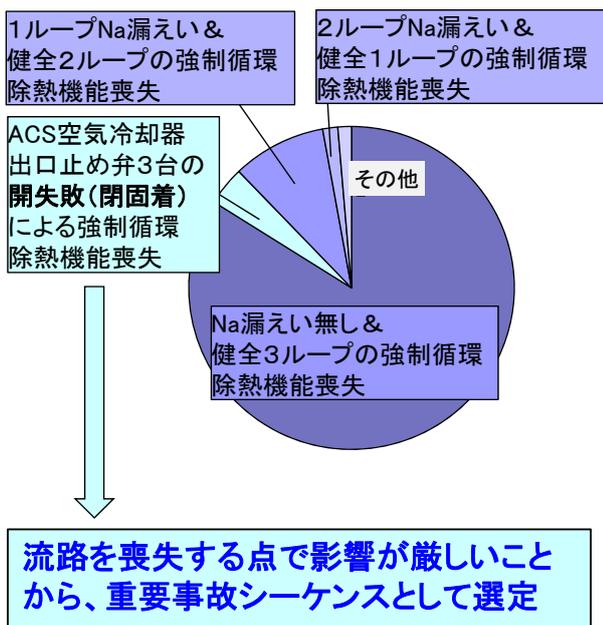
炉心損傷頻度の内訳
(SA対策も考慮したPRA、ATWS事象の内訳)

原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)の重要事故シーケンス



- ① 1次冷却材漏えいにより原子炉停止
→原子炉容器Na液位低下 (0~4m)
 - ② 別ループのSsLより低所で1次冷却材漏えい発生
- 
- ③ 【対処】 運転員によるサイフォンブレーク操作
→失敗
 - ④ メンテナンス冷却系の緊急起動

崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)の重要事故シーケンス



- 【対処】 出口止め弁バイパス弁「開」操作による補助冷却設備での自然循環除熱 →失敗
→メンテナンス冷却系の緊急起動

IHX : 中間熱交換器
ACS : 補助冷却設備
SG : 蒸気発生器

格納機能確保のための重要事故シーケンス(1)

ATWS:

- ULOF: 過渡事象(原子炉トリップ遮断機開成功)
 - + 主炉停止系及び後備炉停止系制御棒挿入失敗
(制御棒加速挿入機構の故障による制御棒挿入失敗)

- UTOP: 出力運転時の制御棒1本の誤引き抜き
 - + 主炉停止系及び後備炉停止系制御棒挿入失敗
(原子炉トリップ遮断器開失敗)

- ULOHS: 給水流量喪失
 - + 原子炉トリップ遮断器開失敗
 - + インタロックによる後備炉停止系制御棒挿入

8

格納機能確保のための重要事故シーケンス(2)

LORL:

- 1次冷却材漏えい & 崩壊熱除去中の1次主冷却系
SsLより低所での漏えい
 - + サイフォンブレイク操作(失敗)
 - + メ冷系緊急起動(成功)

PLOHS:

- ACS空気冷却器出口止め弁3台の開失敗(閉固着)による強制循環除熱機能喪失
 - + 出口止め弁バイパス弁「開」操作による補助冷却設備での自然循環除熱(失敗)
 - + メ冷系緊急起動(成功)

9

(5) 項事象の取扱いについて

■安全評価におけるもんじゅの(5)項事象

| 選定された事象 | 事象の説明、終息シナリオ |
|---|--|
| (1) 局所的燃料破損事象(LF) (a) 燃料要素の局所的過熱事象 (b) 集合体流路閉塞事象 | 事象の説明: (a) 燃料要素中に予期せぬ高富化度の燃料ペレットが存在して局所的に過熱される。 (b) 燃料要素中に予期せぬ異物が存在して局所的に燃料集合体中の冷却材流路が閉塞される。 |
| (2) 1次主冷却系配管 大口徑破損事象(LOPI) | 事象の説明: 原子炉出力運転中に1次主冷却系配管の大口徑破損が生じ、1次冷却材が流出する。 |
| (3) 反応度抑制機能喪失事象 (a) 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象(ULOF) (b) 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象(UTOP) | 事象の説明: 原子炉出力運転中に、(a) 外部電源喪失により炉心流量が減少し、若しくは(b) 制御棒が連続して引抜かれることにより、炉心に異常な反応度が挿入され、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、反応度抑制機能喪失が重なる。 |

○ULOF・UTOPは、発生頻度及び影響度の観点から、第37条にて炉心の著しい損傷の防止と格納機能の確保のための評価対象事象として抽出される。
○残りの事象(LF、LOPI)をどう取り扱うか？

10

(5) 項事象と第37条の評価対象事象

- 評価の目的、事象の選定、解析条件について

| | 5項事象 | 第37条の評価対象事象 |
|-------|--|---|
| 評価の目的 | 設計基準事象の想定範囲外の事象を想定して評価を実施することにより、 1) 設計基準事故の想定 of 適切性を確認する 2) 原子炉の持つ安全裕度を確認する | 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至るおそれのある事象について、その防止対策の有効性を評価する |
| 事象の選定 | 事象の発生頻度は無視し、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事象を選定 | PRAの結果に基づいて、有意な頻度又は影響をもたらす事象を選定 |
| 解析条件 | 1) 実験データや論理的根拠に基づく物理現象の解析を行う 2) 作動が期待されることに十分な根拠のある設備については、当該設備の作動を考慮 3) 事故の起因については、念のため想定 | 1) 炉心の出力等は設計値等に基づく現実的な値を用いる 2) 故障を想定した設備を除き、その機能を期待できる 3) 故障を想定した設備の復旧には期待しない |

11

(5) 項事象の選定の背景

| | | |
|------|-------|----------|
| | 全炉心規模 | 集合体規模 |
| 除熱不足 | ULOF | LF(流路閉塞) |
| 過出力 | UTOP | LF(局所過熱) |

LOPIについて:

もんじゅの設計基準事故の中で、1次冷却材漏えい事故が評価されている。この破損想定は1/4Dt。一方、**軽水炉ではギロチン破断の評価が設計基準事故のなかで求められていた。**このため、ギロチン破断がLOPIの評価条件となった。

(5) 項事象の事故の起因の想定、発生頻度と主な確認項目

| | 事故の起因の想定 | 発生頻度 | 主な確認項目 |
|----------|------------------------|-------|---------------------------|
| ULOF | 故障(原子炉トリップ遮断器または制御棒) | 評価可能 | 放射能の格納性 |
| UTOP | 故障(原子炉トリップ遮断器または制御棒) | 評価可能 | |
| LF(局所過熱) | 仮想(200%出力のペレット10個の誤装荷) | 評価できず | 放射能の格納性 著しい炉心損傷に至らないこと |
| LF(流路閉塞) | 仮想(集合体内の2/3の流路閉塞) | 評価できず | |
| LOPI | 故障(配管破損:ギロチン破断) | 評価できず | |

12

(5) 項事象の今後の取扱(案)

ULOF及びUTOPについて

第37条に基づいて炉心の著しい損傷の防止と格納機能の確保のための評価対象事象として抽出する。

LF及びLOPIについて

運転実績が僅少という理由で取り上げられてきたが、シビアアクシデントの考慮の中で取り扱いの整理が必要。以下の扱いを検討中。

- 案1) 今後、蓋然性の検討を進め、その結果に基づき取扱いを定めることとし、評価対象とする場合、最新知見を踏まえて条件(事故の想定等)を選定した上で評価する。
- 案2) 発生頻度が極めて低いと考えられる事象想定に鑑み、評価の目的は、影響の包絡性(例えば、ULOF時の炉心損傷との比較)の確認とし、その他の第37条の評価対象事象とは明確に区別する。

13

①原子炉停止機能喪失事象 対策と適合の考え方について

2014年 3月12日

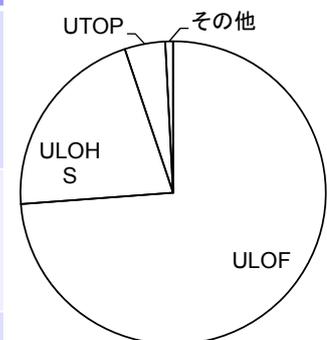
次世代原子カシステム研究開発部門
FBR安全評価ユニット
炉心安全評価グループ



ATWSの重要事故シーケンス

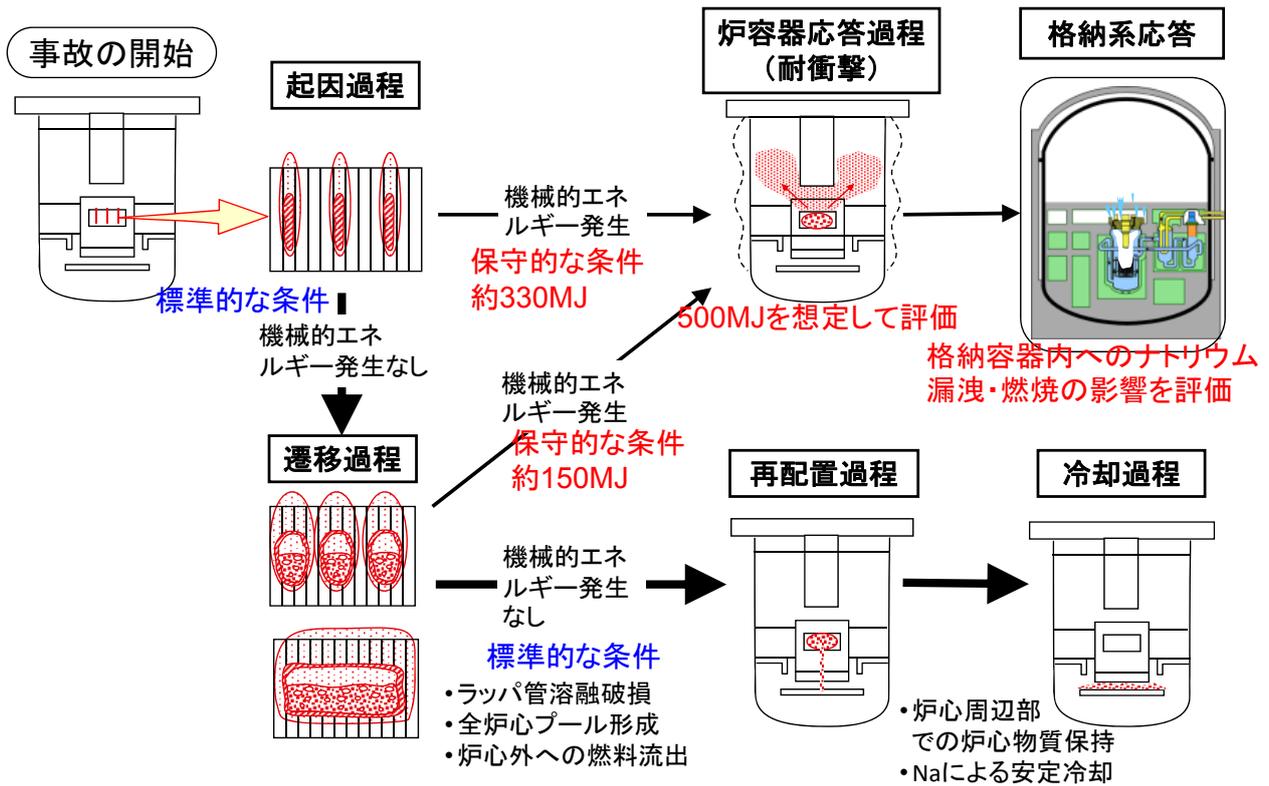
- これまでに実施しているPRAの結果及び決定論的評価の結果に基づき、頻度及び影響度の観点から、ULOF、UTOP及びULOHSをATWSの重要事故シーケンスとして選定した。

| 事故シーケンス名 | 喪失を想定する機能 | 格納機能の確保策と有効性評価 |
|------------------------------------|-----------|--|
| 炉心流量喪失時 主炉停止系 機能喪失 (ULOF) | 後備炉停止系 | 炉容器内での溶融炉心物質の安定冷却保持(IVR)、及び格納容器内での温度・圧力格納の有効性評価を実施。 |
| 反応度挿入時 主炉停止系 機能喪失 (UTOP) | 後備炉停止系 | 同上 |
| 除熱源喪失時 主炉停止系 機能喪失 (ULOHS) | 後備炉停止系 | ULOHS防止のインターロックにより制御棒を挿入し、格納機能を確保する(炉心損傷防止)。 このインターロックによる格納機能確保の有効性評価を実施する。 |

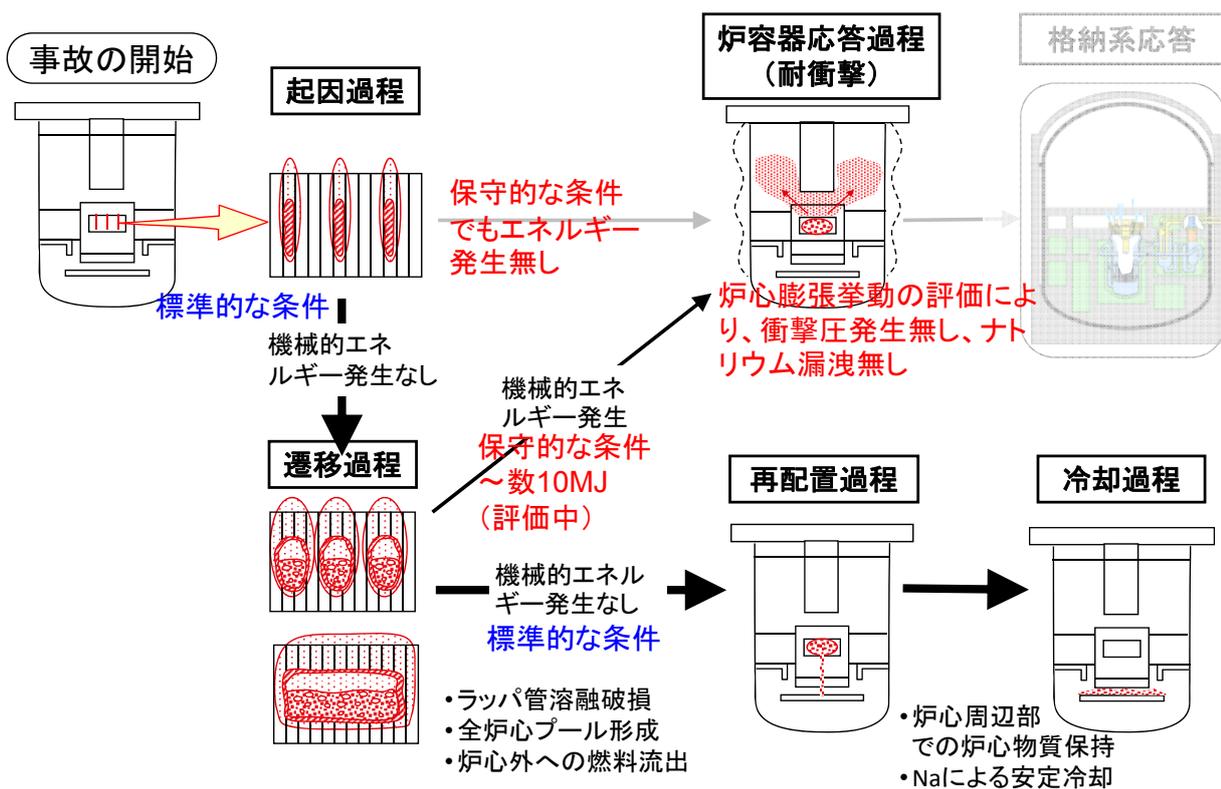


炉心損傷頻度の内訳
(SA対策も考慮したPRA、
ATWS事象の内訳)

従来のULOF事象推移評価



最新知見を反映したULOF事象推移評価

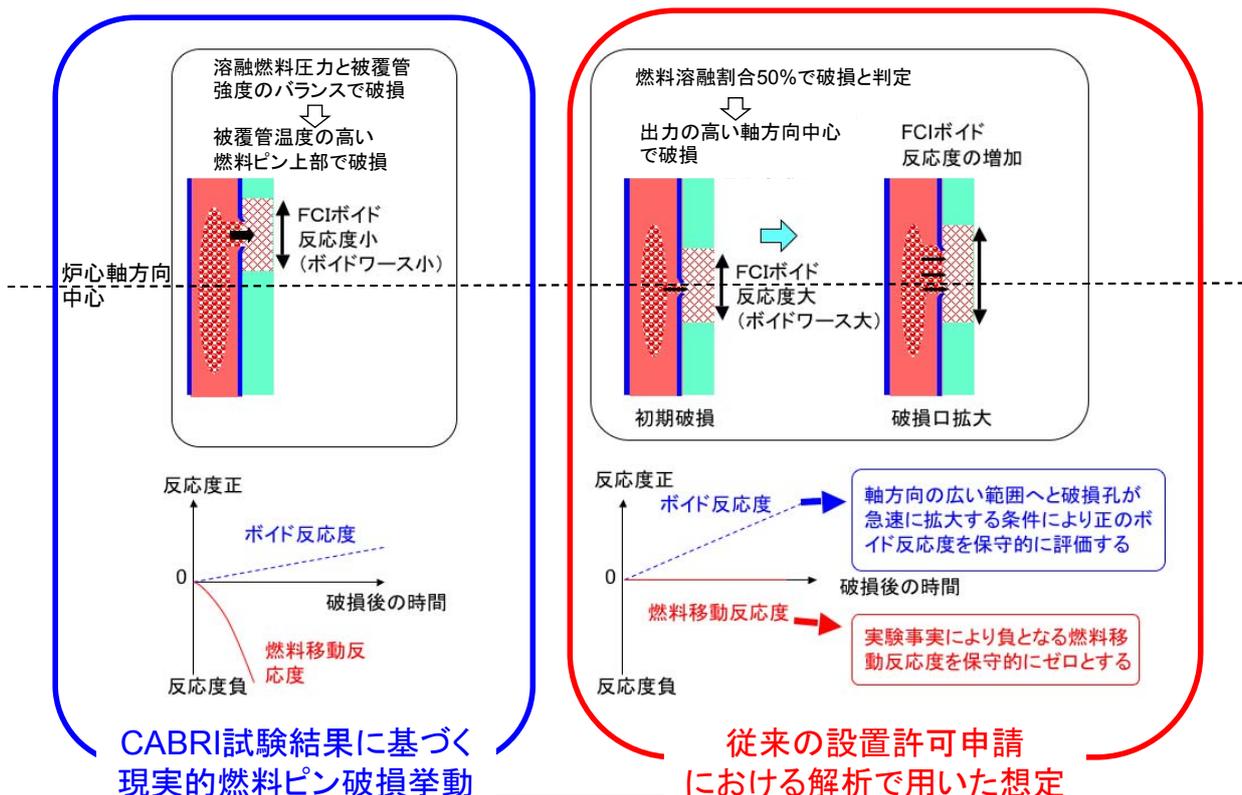


評価手法・評価条件

- 最新の起因過程評価コードであるSAS4Aを使用
 - CABRI炉内試験により検証された、最新知見を反映した燃料ピンの変形挙動、破損、破損後移動モデルを有する。
- CABRI試験等の知見に基づく評価条件の設定

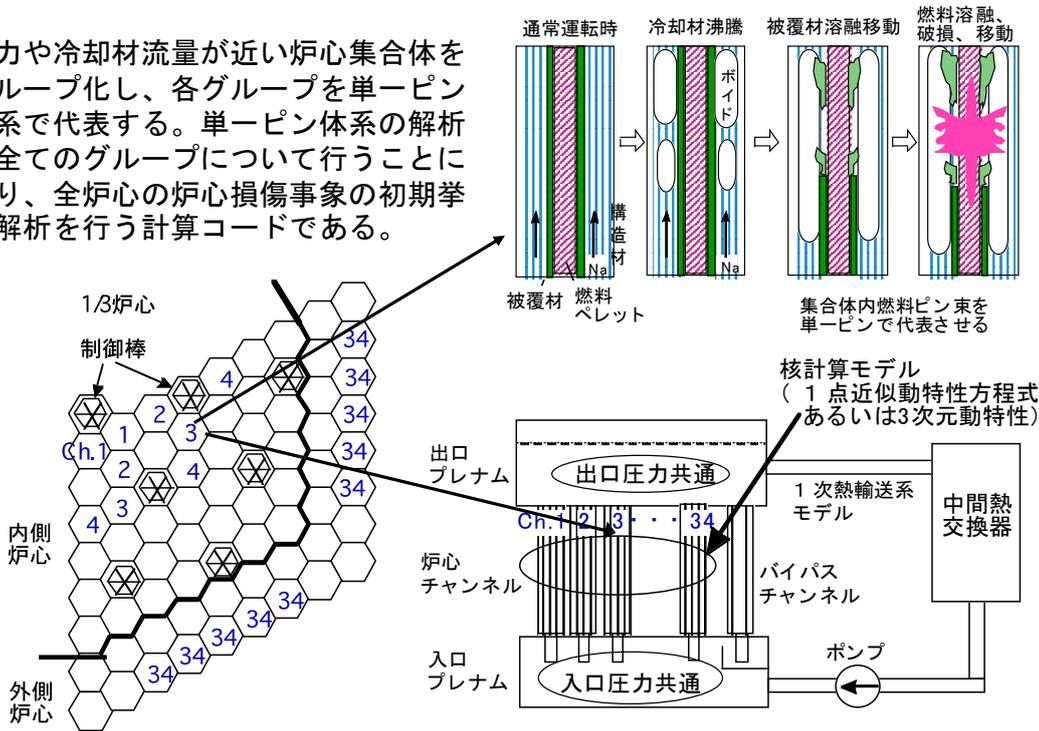
| 項目 | 従来の設置許可申請及び参考解析 | 今回の評価 |
|----------------|--|--|
| 冷却材未沸騰領域での燃料破損 | <ul style="list-style-type: none"> • 燃料断面溶融割合50% | <ul style="list-style-type: none"> • 被覆管強度と燃料キャビティ圧力に応じた破損判定と燃料放出を評価。 |
| 破損後の燃料分散反応度 | <ul style="list-style-type: none"> • 破損後燃料移動反応度を無視するとともに軸方向への急速な破損孔拡大を模擬するモデル | <ul style="list-style-type: none"> • 燃料移動による負の反応度を考慮。 |

未沸騰領域での燃料ピンの破損挙動



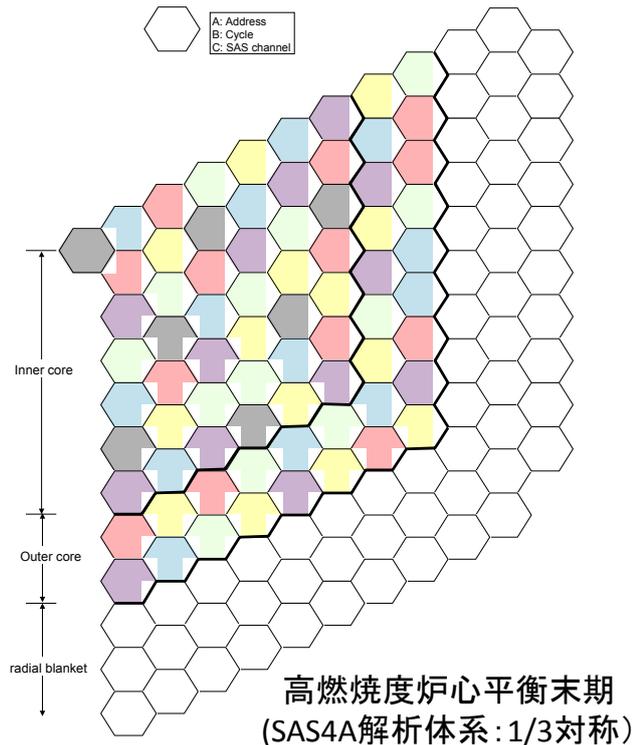
SAS4Aコード概要

出力や冷却材流量に近い炉心集合体をグループ化し、各グループを単一ピン体系で代表する。単一ピン体系の解析を全てのグループについて行うことにより、全炉心の炉心損傷事象の初期挙動解析を行う計算コードである。



もんじゅ安全評価における対象炉心

- 最新知見と手法の適用により、起因過程でのエネルギー発生が無くなる見通し。
- 遷移過程以降の評価における公衆への影響の観点から、高燃焼度炉心を遷移過程接続ケースとして選定



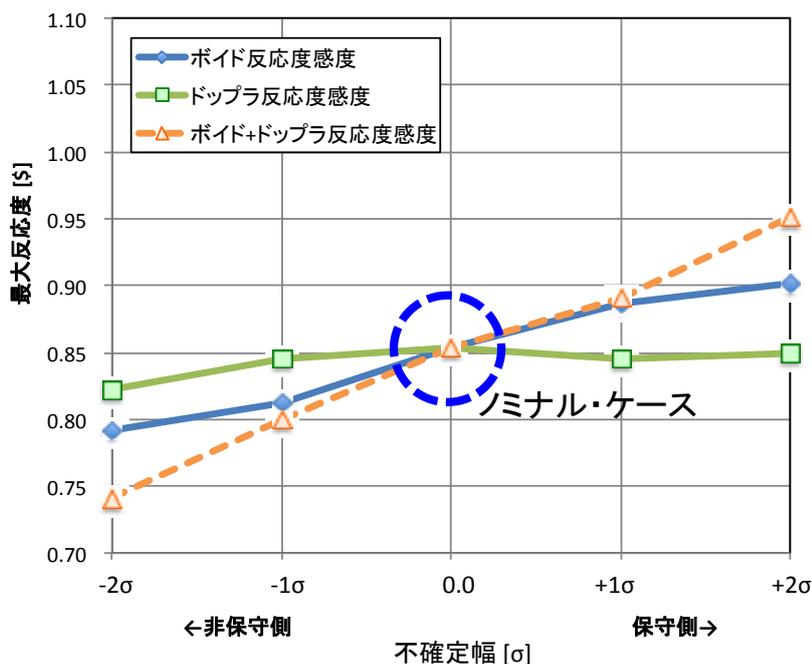
起因過程評価で考慮した不確かさ

- 反応度係数評価に基づく不確かさ幅
 - ボイド反応度 $-20\% \sim +20\%$
 - ドップラ反応度 $-14\% \sim +14\%$

- 材料物性、物理モデル、現象の不確かさ幅を考慮
 - 燃料ピン被ふく管破損強度低下の影響
 - 燃料分散挙動に寄与するFPガス量減少の影響
 - 燃料スタブ(炉心上部に残存する固体ペレット)落下の影響

8

反応度係数不確かさの影響



- 反応度係数の不確かさを考慮しても、最大反応度は1\$以下にとどまり、機械的エネルギーの発生は無い。

9

その他物理現象不確かさの影響

| 項目 | 内容 | 結果 | 備考 |
|--------|---------------------|----------------------|---------------------------------------|
| ノミナル | 最確値 | 0.853 14 2472 | (最大反応度:\$) (最大出力:P0) (炉心燃料温度:K) |
| FPガス量 | 破損時燃料内FPガス量 50% | 0.853 14 2508 | 燃料分散効果の抑制 => 負の反応度効果抑制 |
| 被ふく管強度 | 機械的破損強度 50% | 0.853 14 2441 | 早期破損による未沸騰破損 の促進 => 正の反応度効果促進 |
| 燃料スタブ | プレナムガス圧による燃料スタブ落下模擬 | 1.000 225 2877 | 燃料スタブ落下を反応度で模 擬(保守側想定) |

- 起因過程の事象推移を支配する物理現象に関して、保守的な想定を適用しても最大反応度は1\$以下にとどまり、機械的エネルギーの発生はない。

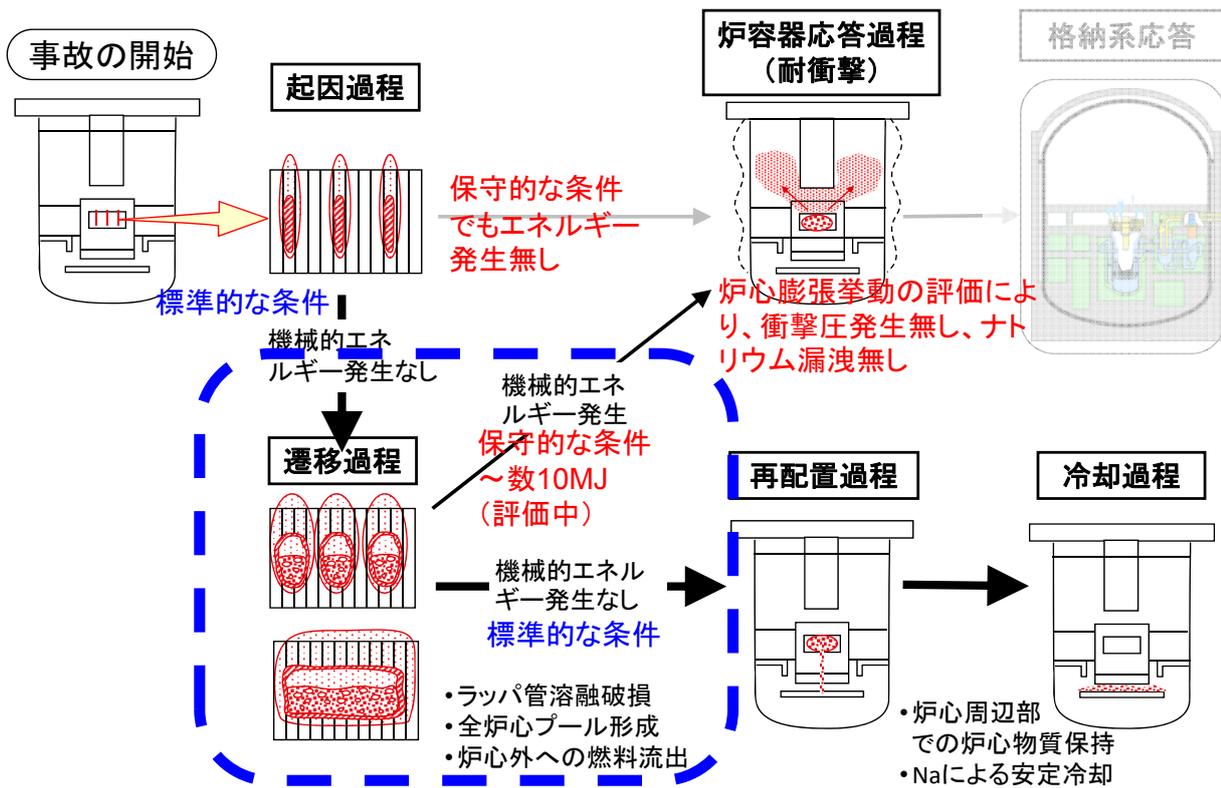
10

起因過程評価結果のまとめ

- CABRI試験の知見を取り入れ、過度に保守的な非物理的な条件を排除することにより、起因過程でのエネルギー発生は無い事が、最新の解析手法であるSAS4Aにより示された。
- 遷移過程初期の物質配位状態を評価し、遷移課程解析に引き継いだ。

11

最新知見を反映したULOF事象推移評価



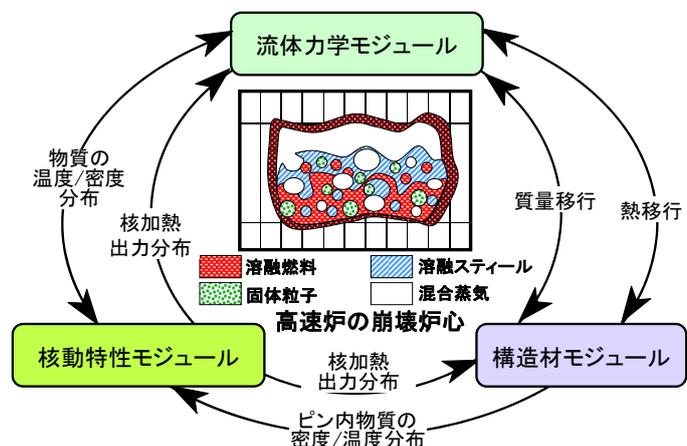
2 遷移過程

評価手法・評価条件

- 最新の遷移過程評価コードであるSIMMER-IVを使用
 - 国際協力の下、系統的な検証研究を行ってきたSIMMER-III(2次元r-z体系)をベースとして3次元化。

核熱流動解析コードSIMMER

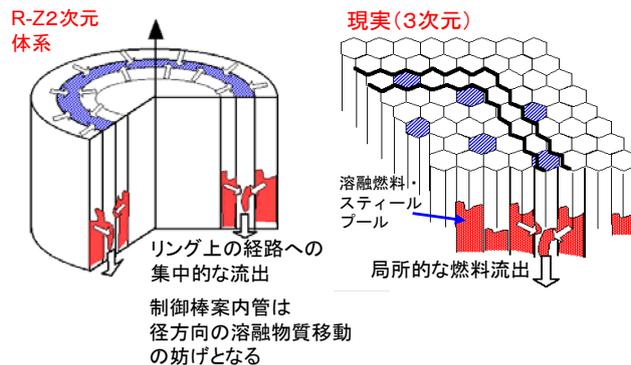
- ✓ 高速炉安全解析における世界標準コード
- ✓ 多相・多成分・多速度場の熱流動計算を核計算と構造材モデルに結合
- ✓ 2次元版(SIMMER-III)、3次元版(SIMMER-IV)に加え、モデルの簡略化等により長時間版(SIMMER-LT)を開発
- ✓ 欧州研究機関と共同で系統的な検証研究
- ✓ もんじゅ(1997)、実証炉(1999)の安全評価、JCO臨界事故解析(1999)、実用化戦略調査研究(2000)等への適用実績



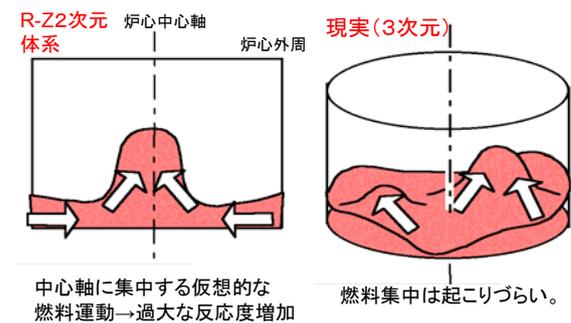
評価手法・評価条件

- 最新の遷移過程評価コードであるSIMMER-IVを使用
 - 国際協力の下、系統的な検証研究を行ってきたSIMMER-III(2次元 r-z体系)をベースとして3次元化。
 - 2次元体系に起因する過大な燃料集中による反応度増加を排除。
 - 制御棒案内管(CRGT)の存在、径方向ブランケット領域への燃料流出を適切に扱うことが可能。

制御棒案内管の燃料流出



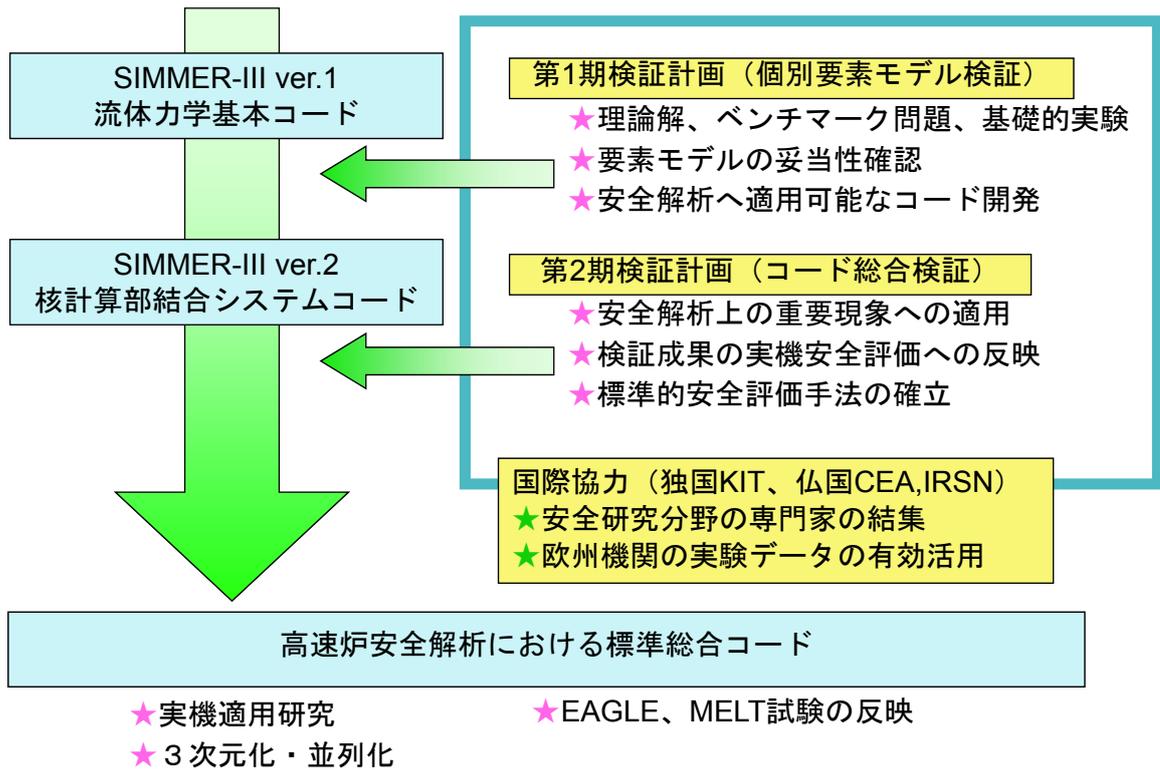
溶融炉心物質の揺動に伴う反応度増加



評価手法・評価条件

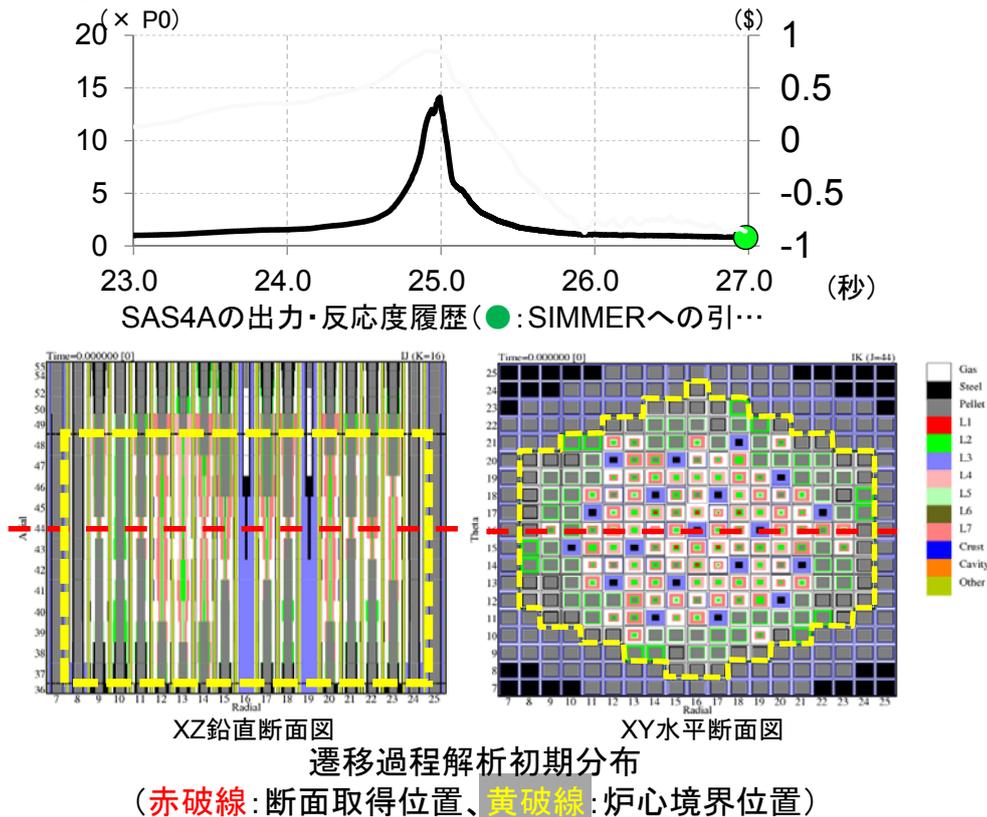
- 最新の遷移過程評価コードであるSIMMER-IVを使用
 - 国際協力の下、系統的な検証研究を行ってきたSIMMER-III(2次元 r-z体系)をベースとして3次元化。
 - 2次元体系に起因する過大な燃料集中による反応度増加を排除。
 - 制御棒案内管(CRGT)の存在、径方向ブランケット領域への燃料流出を適切に扱うことが可能。
- EAGLE、MELT試験の知見に基づく評価条件の適用
 - 炉心融体から炉心内・炉心周囲の燃料流出経路(CRGT、径方向ブランケット)壁面への熱的負荷。
 - CRGT破損時の燃料・冷却材相互作用による圧力発生の適切化。
 - CRGTダッシュポッドの水力等価直径を有する流路では燃料閉塞しない。

SIMMERコードの検証研究



16

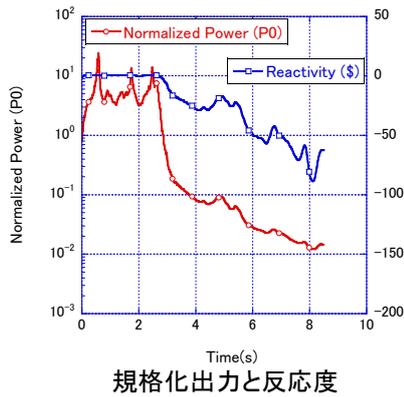
起因過程からの引継ぎ時点・炉心状態



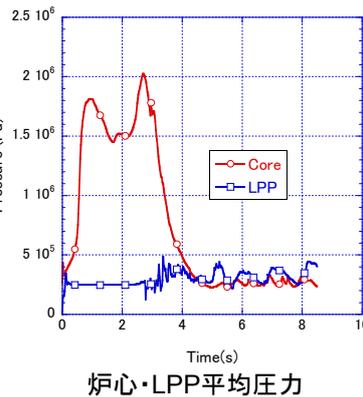
17

反応度・出力過渡と燃料流出挙動

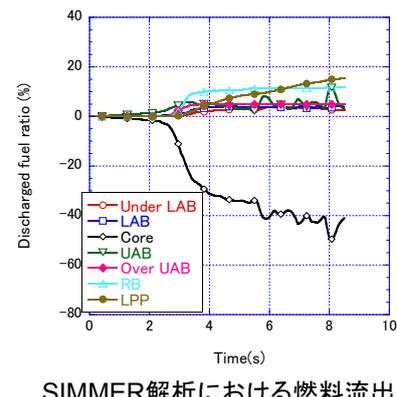
- ◆起因過程で炉心上部に分散していた燃料の落下による初期の出力過渡と並行して制御棒案内管(CRGT)が破損(1~2秒)。
- ◆同時に2秒前後で径方向ブランケット(RB)のギャップへの流出が開始。
- ◆炉心から流出する燃料は40%に達し、さらに流出継続中。
- ◆主な流出先はRB、CRGT上部、低圧プレナム(LPP)へそれぞれ10%ずつ。
- ◆炉心・LPP間の圧力差と重力によりLPPへの流出が継続。



規格化出力と反応度



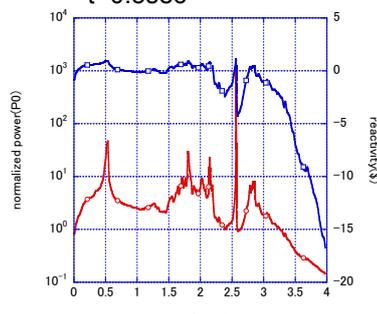
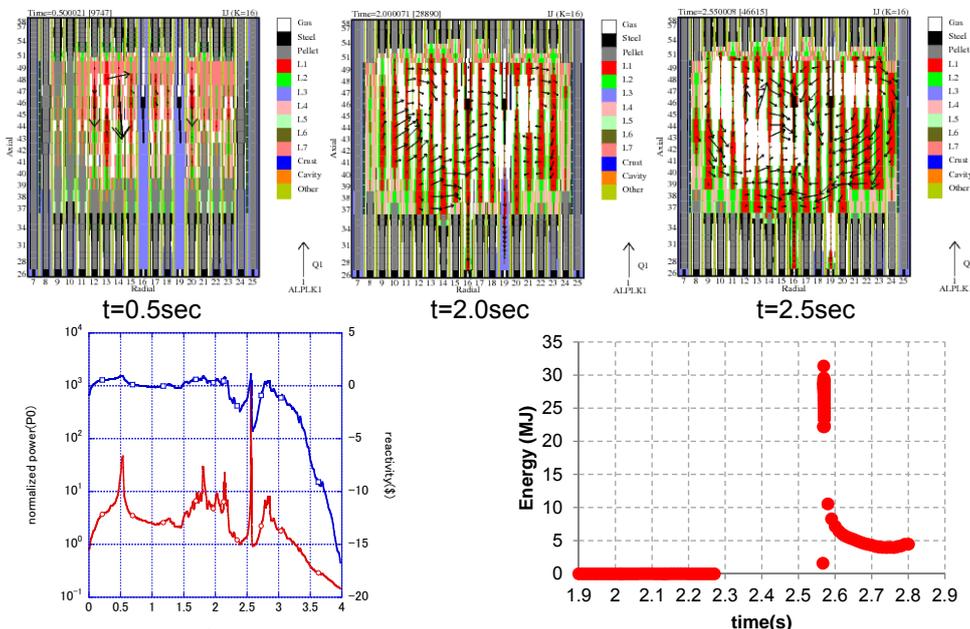
炉心・LPP平均圧力



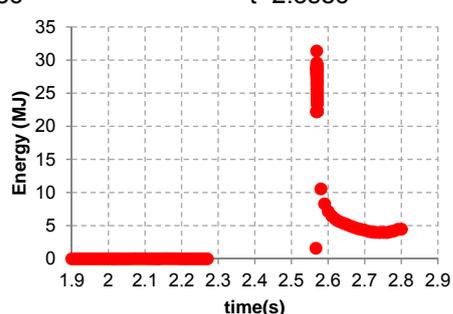
SIMMER解析における燃料流出量

遷移過程における機械的エネルギー発生

- ◆CRGT・径方向ブランケット・炉心上部からの炉心物質流出を仮想的に抑制
- ◆CRGT破損時のFCIによるナトリウム蒸気圧発生を過大に想定



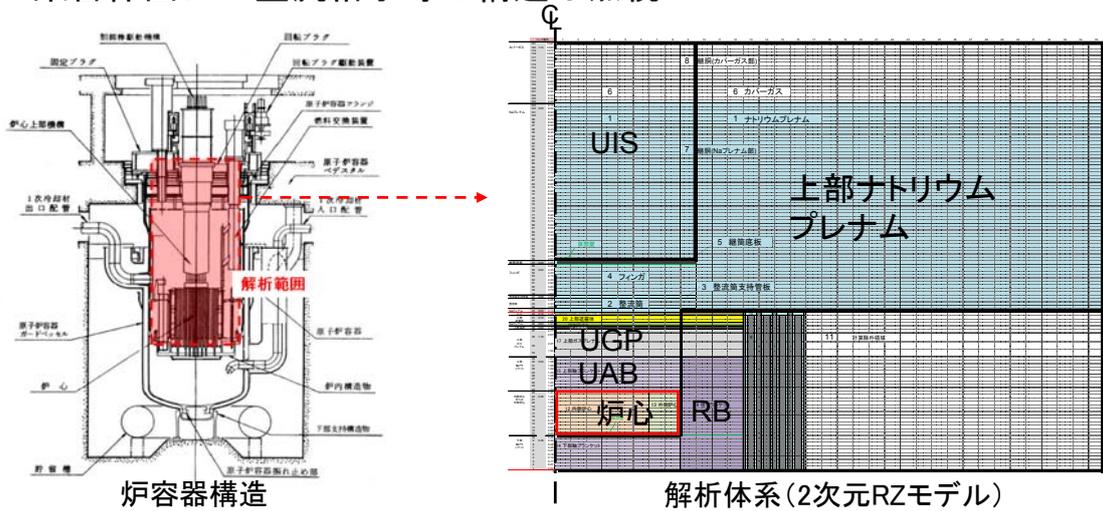
反応度と出力の時間変化



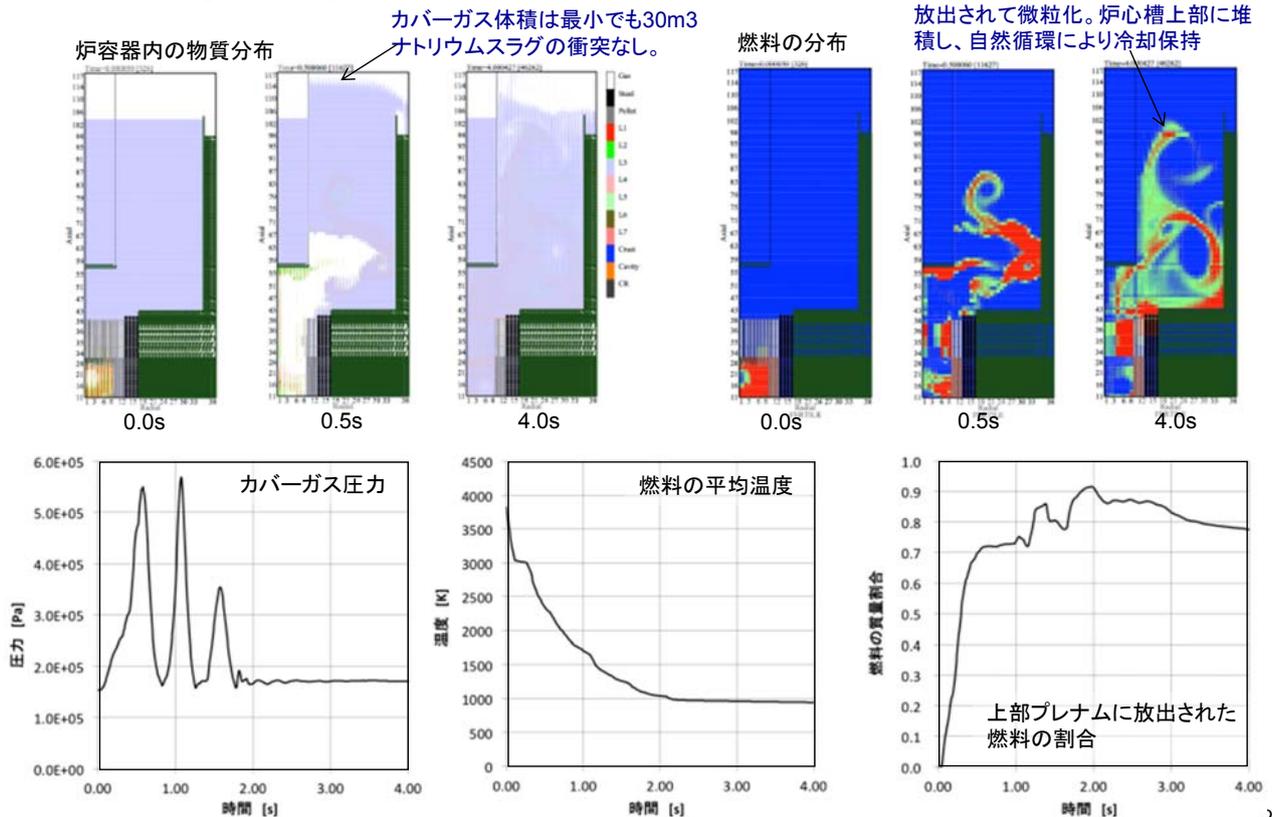
燃料の大気圧までの仕事ポテンシャル

SIMMER-IIIによる解析体系

- ◆ 等エントロピー膨張ポテンシャル約150MJの炉心状態を想定。
- ◆ ナトリウムスラグの加速に対する保守的な想定
 - 炉心下端及び径方向端を剛境界、炉心物質の膨張は上方向のみ
 - 炉心上部のピン束は炉心圧力によって変形し、ラップ管に押し当てられ集合体中心に大きな流路が形成されると想定
 - 集合体出口の整流格子等の構造は無視



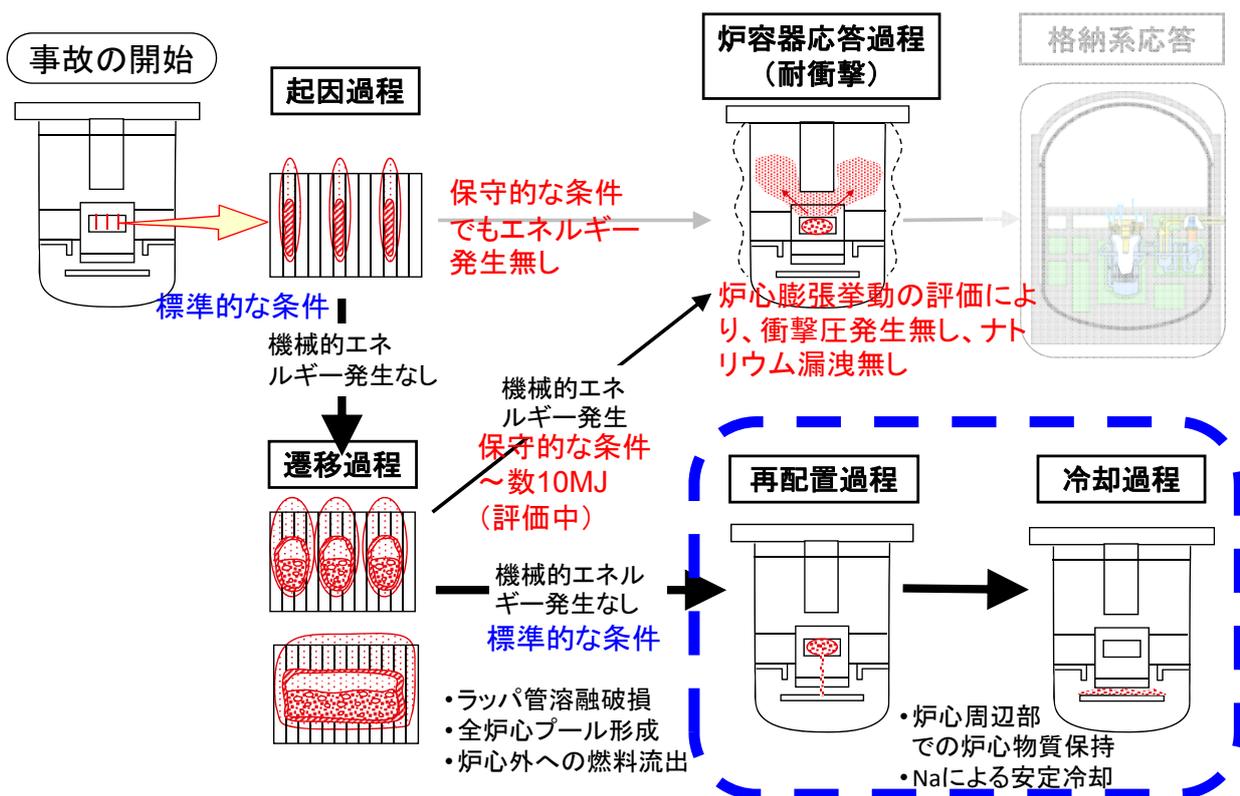
PDE 解析結果 (2/2)



炉心膨張過程評価結果のまとめ

- 遷移過程での再臨界により等エントロピー膨張ポテンシャルで約150MJに対応するエネルギーの発生を想定して解析を実施。ナトリウムスラグの運動エネルギーとカバーガスの圧縮エネルギー総和の最大値は約20MJ程度。
- カバーガス体積は最大に圧縮された状態でも30m³程度であり、ナトリウムスラグが遮蔽プラグ下面に衝突することによる衝撃圧は発生しない。
- 炉容器内の圧力はカバーガスの圧縮に伴う緩慢な圧力変動（ピーク圧力数気圧、半値幅数100ms）となり、炉容器の変形は弾性変形の範囲にとどまる。
- 遮蔽プラグへのナトリウム衝突が発生しないことから、床上へのナトリウム漏洩、及びそれに続く格納容器内でのナトリウム燃焼は生じない。

最新知見を反映したULOF事象推移評価



従来評価における炉心損傷後の事象推移

□ 起因過程

- 即発臨界による機械的エネルギー発生はなく、遷移過程へ移行

□ 遷移過程

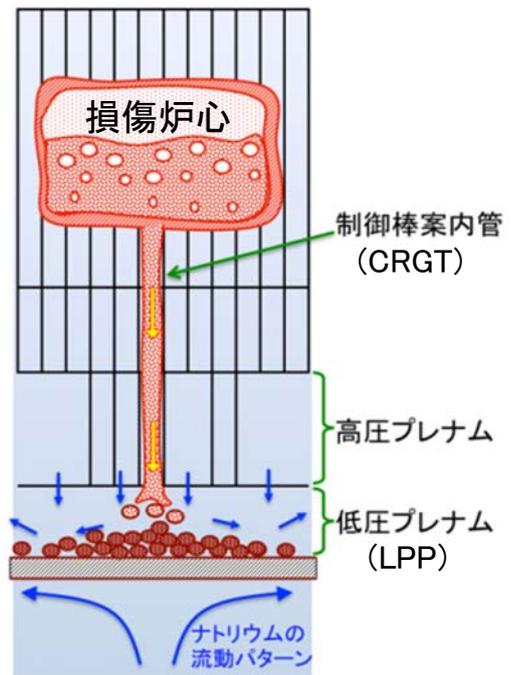
- 再臨界による機械的エネルギー発生はなく、CRGTからの燃料流出により核的に事象終息

□ 再配置過程

- CRGTを通して炉心燃料が低圧プレナム(LPP)に流出
- 流出した熔融燃料はLPPでクエンチ・微粒化

□ 冷却過程

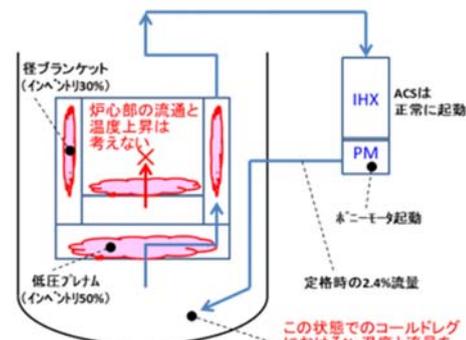
- 微粒化した燃料(デブリベッド)はナトリウムの自然循環により安定冷却保持(⇒IVR達成)



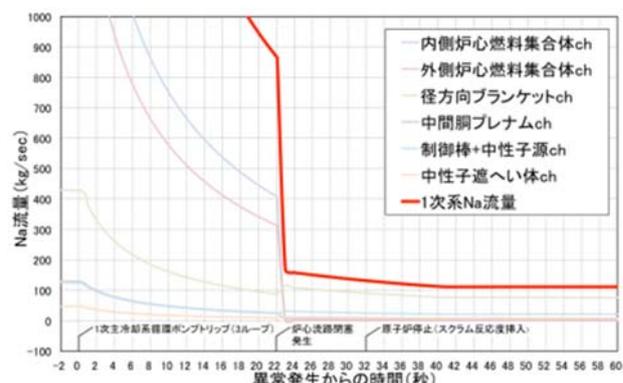
炉心周辺の閉塞状況とホニーマータ起動を踏まえた1次冷却材Na流量の評価

□ S-COPDによる解析評価

- 解析上の想定条件
 - ACSは正常起動し、ホニーマータも起動
 - 内側炉心、外側炉心、中間胴は閉塞
 - 径方向ブランケットは3層とも閉塞なし
 - 但し、径方向ブランケット集合体間のギャップに侵入した燃料の崩壊熱による発熱は考慮
- 評価結果の反映
 - 上記想定で解析した径方向ブランケットと中性子遮蔽体のNa流量からコールドレグにおけるナトリウムの流量と温度変化を算出し、次項のFLUENT解析に反映



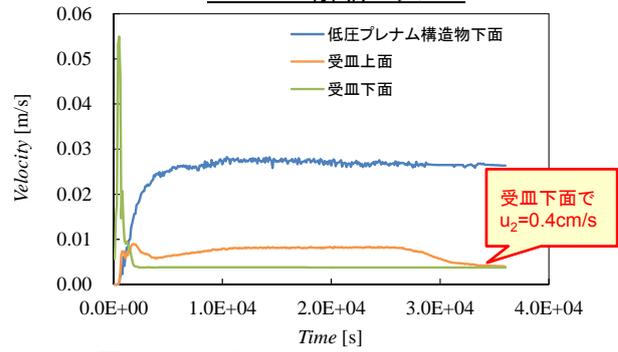
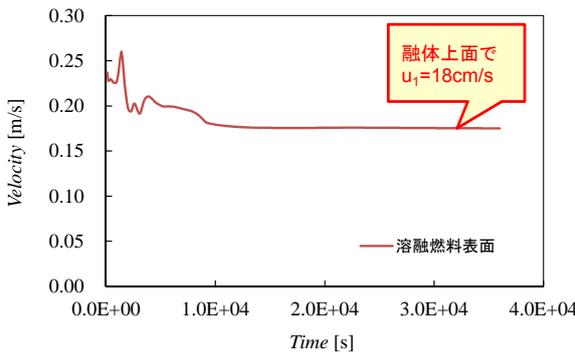
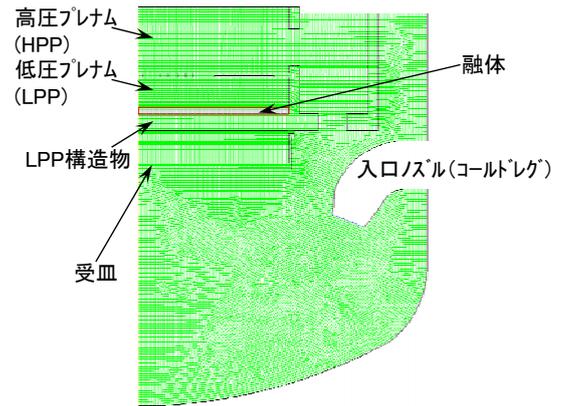
S-COPDの解析条件



S-COPDで解析評価した各部Na流量

LPP周辺における速度場の評価

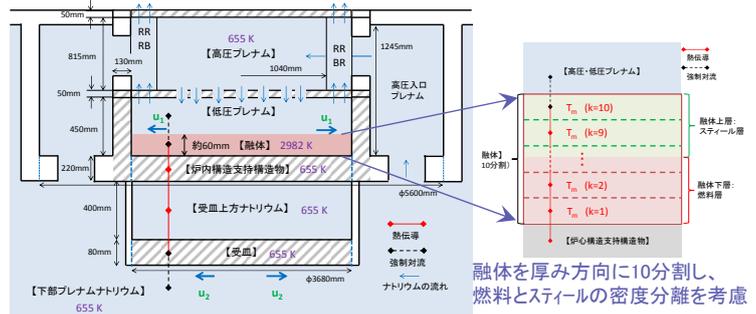
- CFDコードFLUENTを用いてLPPに堆積した炉心物質周囲の流速を評価。
- 解析上の想定条件
 - 径方向ブランケットと遮蔽体の流通を考慮
 - 連結管破損を想定し、HPPからLPPへの流通を考慮
 - 融体の上面、LPP構造物の上下面、受皿の上下面に層流境界層のNu数評価式を適用



FLUENTで解析評価したLPP周辺のNa流速

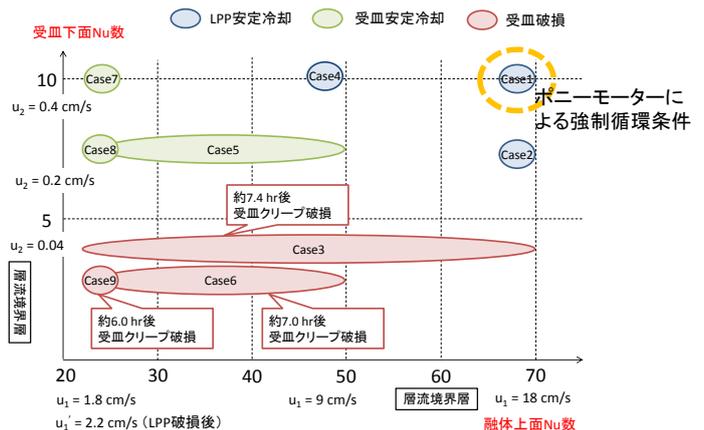
低圧プレナムにおける安定冷却性の検討

- 熱収支に基づく検討
- 評価上の想定
 - LPP上の融体を厚み方向に10分割し燃料とスチールの密度分離を考慮
 - 支持構造(LPP底板)上面の融体接触境界温度が構造材の融点を超えると溶融した構造材は融体側に取り込む
 - 融体上面、受皿下面に層流境界層のNu数評価式を適用
 - S-COPD、FLUENT解析で得られた流速が1/2と1/10になる場合も評価



評価結果

- FLUENT解析の流速をそのまま適用した場合、LPPにおける安定冷却が成立 (Case 1)
- 上面または下面のいずれかの流速が1/2であっても、LPPにおける安定冷却が成立 (Case 2とCase 4)



低圧プレナム内の安定冷却性の評価モデルと評価結果

LPPにおける構造健全性の検討

□ クリープ破断時間に基づく検討

□ 評価方法

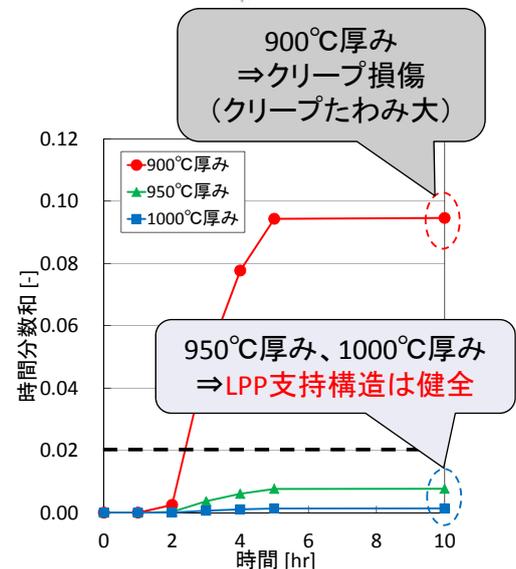
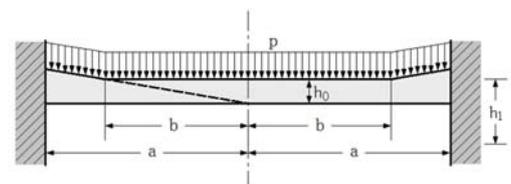
- 中央板厚一様/周辺板厚傾斜の板厚分布を持つ円板が等分布荷重(融体+LPP自重)から受ける応力を計算(中心部で最大)
- 最大応力、有効板厚及び板厚平均温度分布からクリープ破断時間 t_R を算出
- 作用時間 Δt と t_R の時間分数 $\Delta t/t_R$ の累積値が0.02(クリープたわみ約100mmに相当)を超えたとき、破断と判定

□ 評価結果

- 950°C厚み*及び1000°C厚みでは、**LPP支持構造は健全**

□ 問題点

- 現状、900°Cまでのクリープ試験データしかなく、本結果はデータを外挿して得られたもの
- 900°C以上の温度領域におけるクリープ試験が実施される予定



*X°C厚み: X°Cを超えると機械的強度が完全に喪失すると仮定したときの有効板厚

最新知見による再配置過程評価結果の概要

□ LPPにおいてクエンチ・微粒化が成立していなくてもIVRが達成されることを検討

- S-COPD・FLUENTコードによる全体的Na流量・局所的Na流速の評価
- 熱収支に基づくインゴット状燃料(微粒化していない燃料)の冷却性の検討

□ CRGTを通じLPPに流出した燃料が微粒化しなくてもLPPで安定冷却され、IVRが達成される見通しを取得

最新知見を反映したULOF事象推移評価結果のまとめ

- CABRI試験等の知見を取り入れ、過度に保守的な非物理的な条件を排除することにより、起因過程でのエネルギー発生は無い。
- 遷移過程における最確ケースでは厳しい再臨界が発生することなく事象終息。炉心からの燃料流出を仮想的に抑制するなどの保守的な想定を行った場合の再臨界による発生エネルギーは高々数10MJとなる。
- 遷移過程でのエネルギー発生によって上部ナトリウムプレナム内のナトリウムが上方に加速されるが、遮蔽プラグ下面に衝突せず、床上へのナトリウム漏洩も生じない。
- 遷移過程後の炉心物質再配置過程では、低圧プレナムへ移行した炉心物質は微粒化しないままで炉心支持構造上に蓄積されるが、ポニーモーターによる強制循環によって冷却保持される。

32

原子炉停止機能喪失事象対策の基準への適合性

- 高速炉の安全上の特徴を考慮した再臨界による機械的エネルギー発生に着目して、保守的な想定を行った評価を実施し、1次系冷却材バウンダリの健全性が保たれ、また床上へのナトリウム漏洩も生じないとの評価結果が得られた。
- 溶融した炉心物質は低圧プレナムへ移行し、ポニーモーターによる強制循環で冷却保持される見通しが得られた。
- 以上の評価結果から、「もんじゅ」は重要事故シーケンスとして選定されたULOF事象に関して、新規制基準への適合性を有すると判断される。

33

除熱機能喪失事象対策 の考え方について



日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター

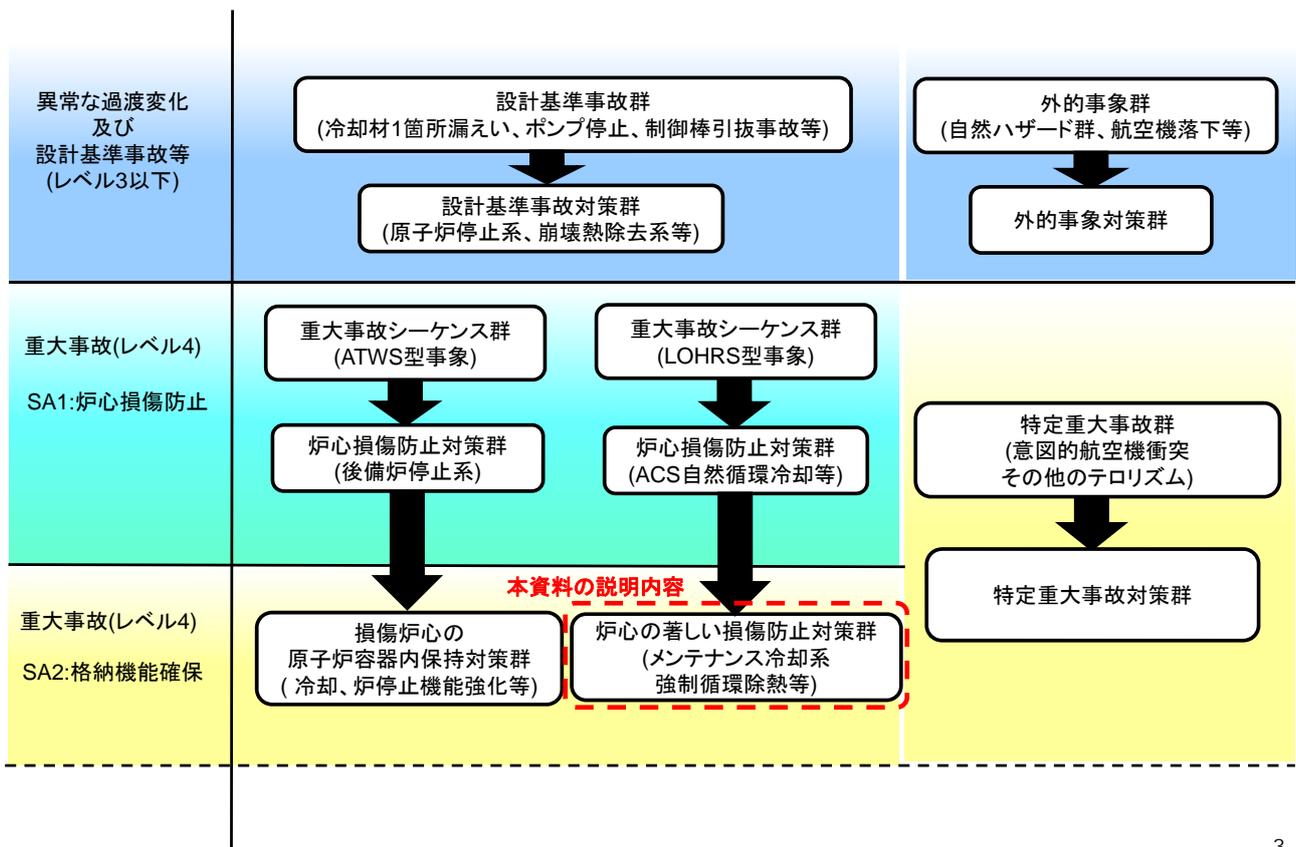
目次

1. 目的
2. ナトリウム冷却型高速炉の安全設計方策
に関する基本構造案
3. LOHRS系事象に対する基本的な考え方
4. 対策の具体例
5. 格納機能確保対策の考え方の整理
6. まとめ

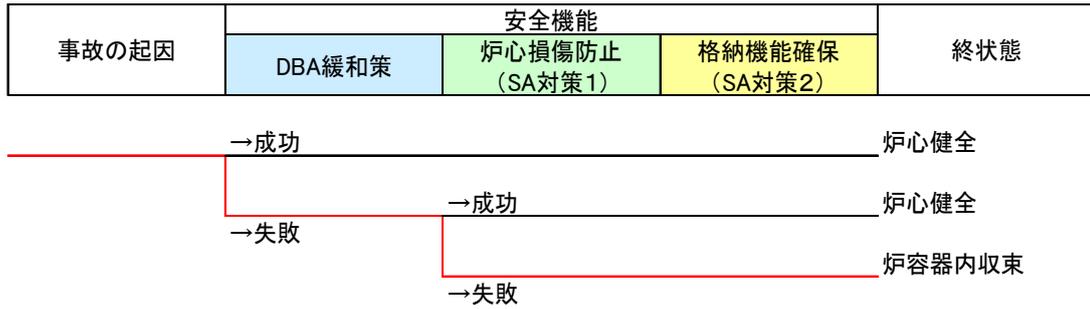
1. 目的

- 第3回会合(1/28)では、炉心損傷防止対策(SA対策1)として、補助冷却設備の自然循環除熱等について御報告した。
- 本資料では、除熱機能喪失(LOHRS)事象において、仮に炉心損傷防止対策(SA対策1)に失敗した場合の対策として、格納機能確保対策(SA対策2)の基本的な考え方及び対策の具体例について御報告する。
- ナトリウム冷却型高速炉の格納機能確保対策の考え方を整理する。

2. ナトリウム冷却型高速炉の安全設計方策に関する基本構造案



3. LOHRS系事象に対する基本的な考え方



- LOHRS系事象については、炉心損傷までの時間的余裕を活用し、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却することが、最も安全・確実に事象を収束させる方策である。
- 格納機能確保対策(SA対策2)は、炉心損傷防止対策(SA対策1)が失敗した場合を仮に想定しても、崩壊熱を除去して炉心損傷を防止することで、格納機能を確保することを目的とする。
- 格納機能確保対策(SA対策2)は、DBA緩和策及び炉心損傷防止対策(SA対策1)と可能な限り独立かつ多様なものとする。
- 多重のSA対策を備えることで、LOHRS系事象による炉心損傷が実質上除外される(PE)ように安全性を強化する。これにより格納機能を確保する。

4

4. 対策の具体例

4.1 代表事象シーケンス

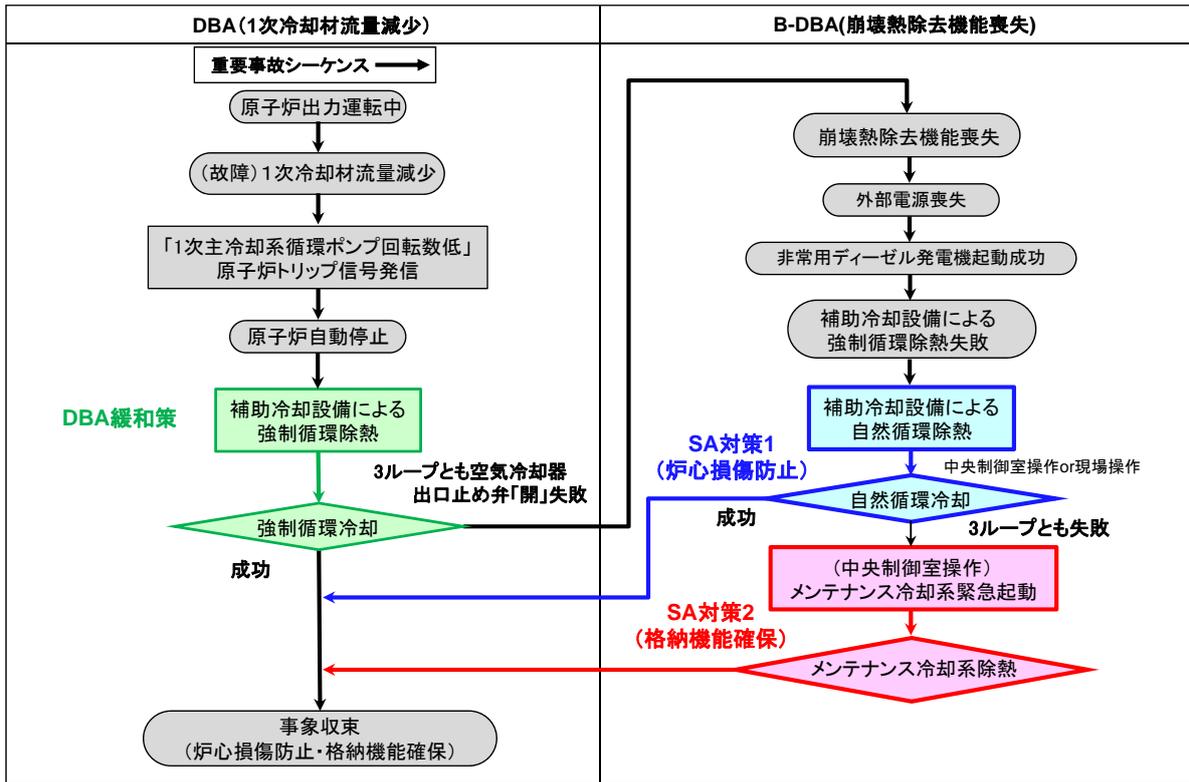
- (1) 崩壊熱除去機能喪失
- (2) 原子炉容器液位喪失

4.2 メンテナンス冷却系の概要

- (1) 冷却材の循環パス
- (2) 緊急起動
- (3) 除熱性能

5

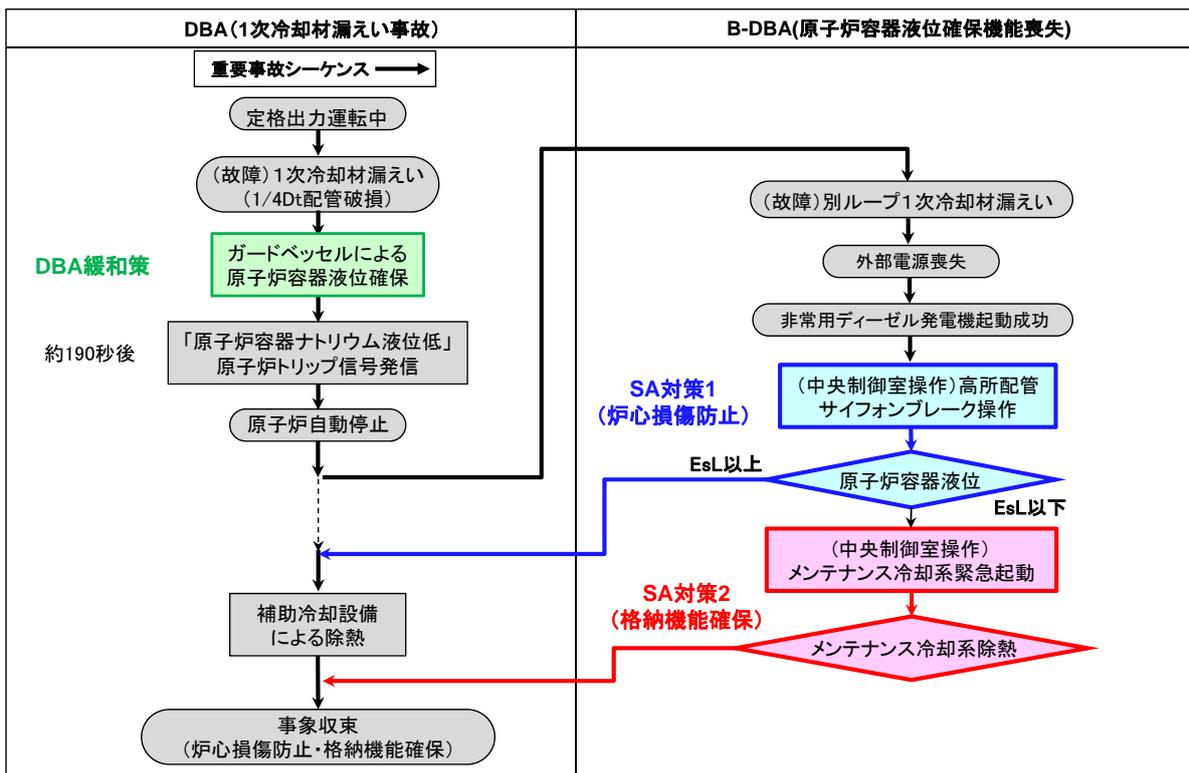
4.1 代表事象シーケンス (1) 崩壊熱除去機能喪失



仮に補助冷却設備による自然循環冷却(SA対策1)に失敗したとしても、メンテナンス冷却系の強制循環除熱(SA対策2)により格納機能は確保される。

6

4.1 代表事象シーケンス (2) 原子炉容器液位喪失

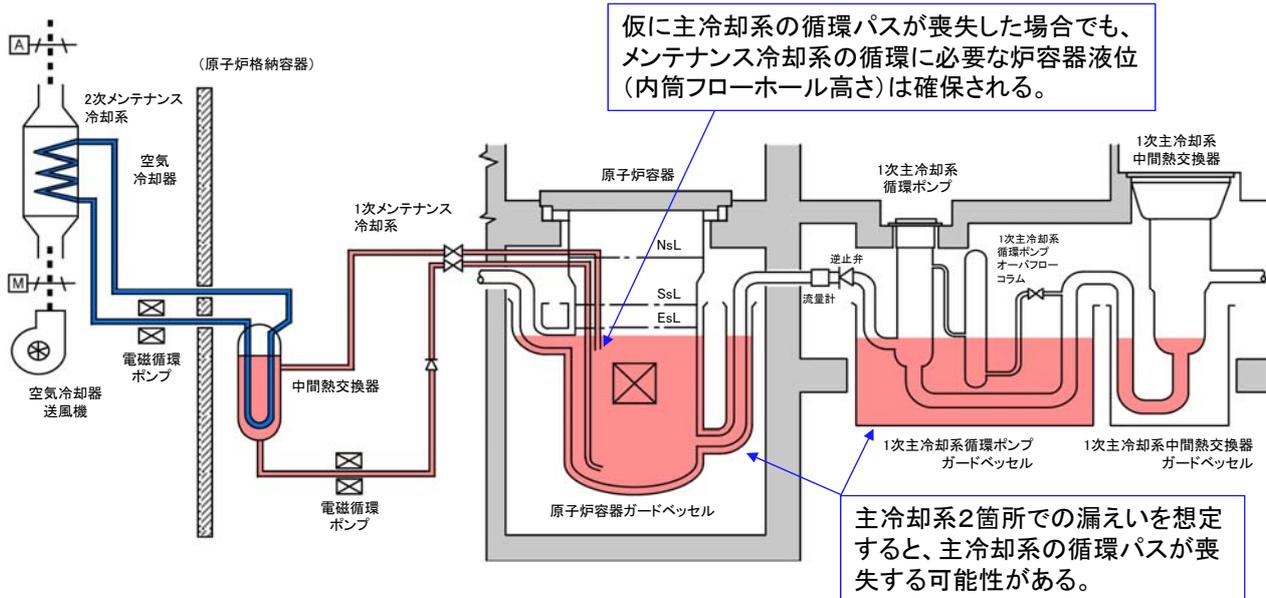


仮に原子炉容器液位確保(SA対策1)に失敗したとしても、メンテナンス冷却系の強制循環除熱(SA対策2)により格納機能は確保される。

7

4.2 メンテナンス冷却系の概要

(1) 冷却材の循環パス



SA対策1（炉心損傷防止対策）

従来の想定を超える1次系の2か所漏えいを想定した場合でも、漏えいループのサイフォンブレイク操作等により、主冷却系の循環パスは確保され、補助冷却設備による自然循環除熱が可能。

SA対策2（格納機能確保対策）

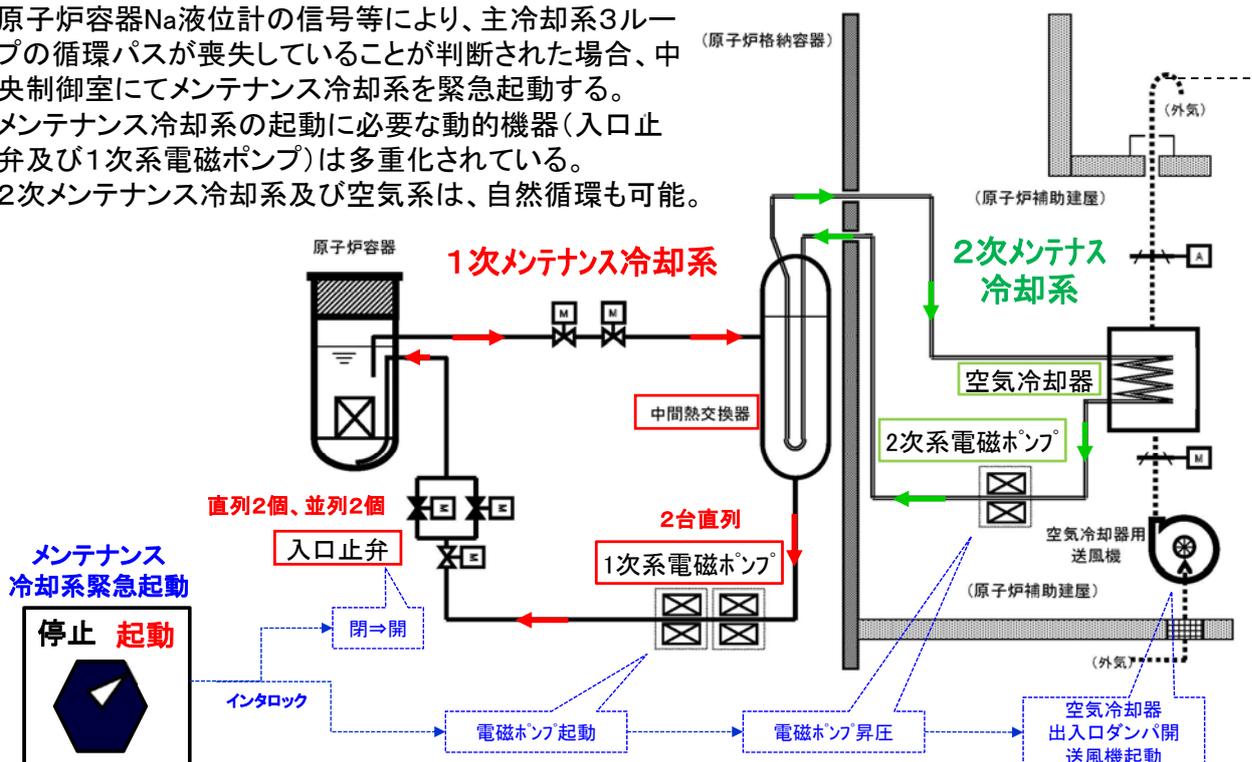
仮に主冷却系の循環パスが喪失したとしても、メンテナンス冷却系の循環に必要な原子炉容器液位は確保されるため、メンテナンス冷却系の起動により、崩壊熱除去が可能。

図面出典（一部改）：第3回もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会資料3-4 著しい損傷防止対策の有効性評価の考え方，平成26年1月28日，日本原子力研究開発機構⁸

4.2 メンテナンス冷却系の概要

(2) 緊急起動

- 原子炉容器Na液位計の信号等により、主冷却系3ループの循環パスが喪失していることが判断された場合、中央制御室にてメンテナンス冷却系を緊急起動する。
- メンテナンス冷却系の起動に必要な動的機器（入口止弁及び1次系電磁ポンプ）は多重化されている。
- 2次メンテナンス冷却系及び空気系は、自然循環も可能。

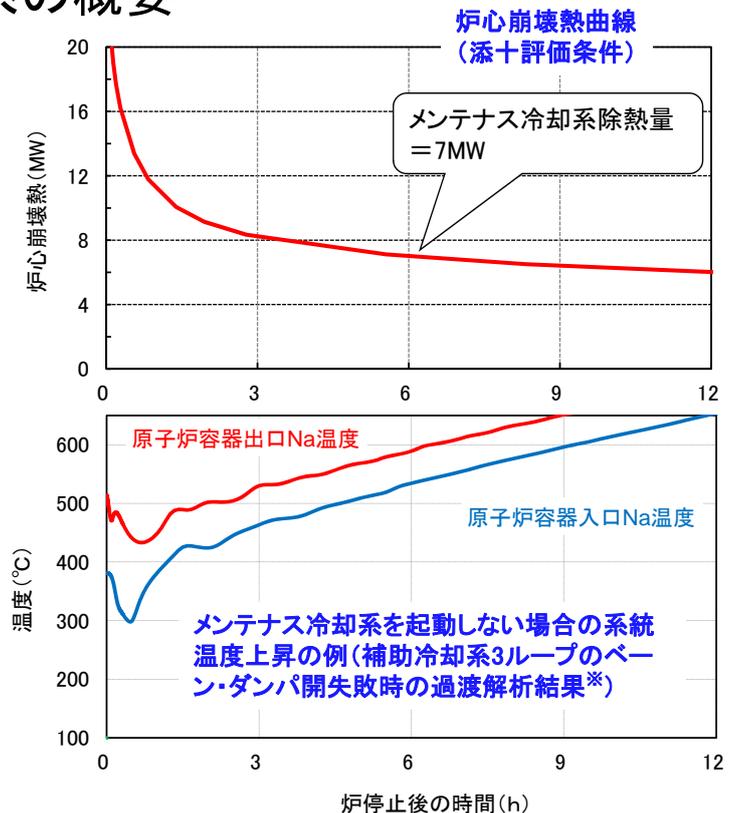


図面出典（一部改）：第2回もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会資料2-5 崩壊熱除去系の考え方，平成26年1月14日，日本原子力研究開発機構

4.2 メンテナンス冷却系の概要

(3) 除熱性能

- メンテナンス冷却系のサイジング条件は、除熱量7MW(入口温度529°C条件)。これは、炉停止後約6時間後の崩壊熱に相当。
- メンテナンス冷却系が起動していれば、炉停止後約6時間以降は、炉心崩壊熱よりも除熱量が大きいいため、系統温度は下降傾向となる。
- もんじゅは、冷却系の熱容量が大きく、除熱機能喪失時の温度上昇が緩慢であり、炉心損傷までに十分な時間余裕がある。
- メンテナンス冷却系の緊急起動に必要な時間は、約10分であり、事象は安全に収束し、格納機能確保(炉心損傷回避)が可能。



※: 空気冷却器ベーン、ダンパ、出口止め弁「開」失敗条件。
 なお、5時間後に中間熱交換器2次側断熱条件

出典(一部改): 第2回もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会資料2-5 崩壊熱除去系の考え方, 平成26年1月14日, 日本原子力研究開発機構

10

5. 格納機能確保対策の考え方の整理

| ナトリウム冷却型高速炉における格納機能確保対策の考え方 | 対応する研開炉規則*の条項 |
|---|---------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ・格納機能確保対策は、必ずしも炉心損傷の発生を前提とする必要はなく、前段の炉心損傷防止対策に失敗したプラント状態を前提とする。 ・格納機能を確保するためには、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却する対策を講じることが有効である。 | 第49条 |
| <ul style="list-style-type: none"> ・格納機能確保対策は、原子炉容器内での事象収束を目的とするものであるため、軽水炉に設置されているような格納容器圧力逃がし装置や再循環ユニットは必ずしも必要とならない。 | 第50条 |
| <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心への対策は、当該事象が実質上除外されるための対策を講じることが選択肢となりうる。そのためには、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却する対策を講じることが有効である。 | 第51条 |
| <ul style="list-style-type: none"> ・軽水炉では、燃料被覆管に含まれるZrと水の反応による水素発生を防止することはできないが、ナトリウム冷却型高速炉では、炉心においてそのような反応はなく、漏えいナトリウムとコンクリートの接触を防止することで水素発生を防止することができる。 ・ナトリウム冷却型高速炉における水素対策に関しては、大規模な水素発生が実質上除外されるような方策が選択肢となりうる。そのためには、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却する対策を講じることが有効である。 | 第52条 第53条 |

*: 研究開発段階発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

11

6. まとめ

- 除熱機能喪失事象については、炉心損傷までの時間的余裕を活用し、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却することが、最も安全・確実に事象を収束させる方策であるとの考え方にに基づき、格納機能確保対策を検討した。
- 多重のSA対策を備えることで、LOHRS系事象による炉心損傷が実質上除外される(PE)ように安全性を強化する。これにより格納機能を確保する。
- 以上を踏まえ、ナトリウム冷却型高速炉の格納機能確保対策の考え方を整理した。

シビアアクシデント時の構造健全性 判断基準について

独立行政法人日本原子力研究開発機構
FBR安全技術センター

1

目次

1. シビアアクシデント時の構造健全性についての基本的考え方
2. シビアアクシデント時における構造健全性判断基準の新規制基準における位置づけ
3. シビアアクシデント時のバウンダリ健全性確保の考え方
 - 3.1 SA対策: 炉心損傷防止段階
 - 3.2 SA対策: 影響緩和段階
4. 構造健全性評価事例(途中経過)
 - 4.1 格納容器本体(開口部含む)
 - 4.2 格納容器貫通部ベローズ
5. まとめ

2

1. シビアアクシデント時の構造健全性についての基本的考え方

- シビアアクシデント時の構造健全性判断：
 - シビアアクシデント時にシナリオ成立の対象となる機器がその機能(流路確保を含む)を維持できるか否かの判断。
 - シビアアクシデント時に放射性物質を内包する機器がそのバウンダリを維持できるか否かの判断。つまり、機器が開口型の破損を生じる限界強度をシビアアクシデント時に生じる負荷が下回るか否かの判断となる。
- 判断指標：
 - 対象とする構造の機能を喪失させる限界荷重。
 - 具体的には、限界となる「圧力」、「温度」、さらに高温領域では「継続時間」が加わることがある。
 - 従って、シビアアクシデント時の構造健全性判断のためには、対象となる機器について、「限界圧力」、「限界温度」あるいはその組合せ、また、必要に応じて「限界継続時間」を用意しなければならない。
 - なお、「限界荷重」は判断の指標であり、実際の破損限界荷重よりも低いレベルで定める。

※ もんじゅの1次系は、軽水炉に比べて高温・低圧であり、内部流体のエネルギーは小さいが、バウンダリを形成する構造物についてクリープの影響を考慮する必要がある。

3

2. シビアアクシデント時における構造健全性判断基準の新規制基準における位置づけ

- シビアアクシデント時の構造健全性判断の対象となる主要機器：
 - 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器
 - 原子炉格納容器バウンダリを構成する機器
- 「評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。」(研開炉規則の第37条は同等規定だが解釈には詳細記載なし)に対応。
- (実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈／第37条1-6)
- その他

4

格納容器破損モードと格納機能の確保の判断基準

| 格納容器破損モード | 格納機能の確保の方策 | 判断基準 |
|---|--------------------|---|
| ○ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損 | 鋼製格納容器による格納 | 格納容器の破損の防止 |
| | 溶融炉心の炉容器内保持 | 原子炉冷却材バウンダリを構成する構造材温度が750°C/100時間以下(750°Cの場合は100時間以内を指し、750°Cより低い温度や高い温度の場合には750°C/100時間と同等と見なされる時間以内をいう)であること。 ^{注)} |
| ○雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ○溶融炉心・コンクリート相互作用及びナトリウム・コンクリート反応 ○水素燃焼による格納容器過圧破損 | 炉容器内保持(炉心損傷の防止) | |
| ○格納容器バイパス | 1次系の過圧の防止(炉心損傷の防止) | |

注) 1次応力が高い場合は、詳細評価による。

3. SA時のバウンダリ健全性確保の考え方

【原子炉冷却材バウンダリ】

温度上昇による材料の強度低下に対して、クリープが時間依存現象であることを考慮する。すなわち、温度上昇とともにその寄与が有意となる内圧等の一次荷重に対して、確実にクリープ破損が防止できることを前提とする。

※ 事故シナリオから提示される冷却材温度は650°Cにとどまらないので、これを超える温度領域での評価が必要。温度領域を高温側に拡張するためにクリープ強度に着目。同様の考えは、「平成15年度 高速増殖原型炉レベル1PSA成功基準解析(平成16年9月、(独)原子力安全基盤機構)」にある。

【原子炉格納容器バウンダリ】

設計上の最高使用圧力、最高使用温度を超えても、格納容器健全性を維持できることを考慮して限界圧力、限界温度を定める。

3. 1 SA対策:炉心損傷防止段階 (判断基準)

SUS304とSUS316に対しては、700°Cで1,000時間、750°Cで100時間まで健全性は維持できるとする。

ただし、上記の温度およびこれを超える温度に対してより厳密に限界強度を見極める場合には、詳細な評価手法によって、その健全性(破損限界)を示すことも可とする。

- JNES/SAE04-050「平成15年度高速増殖原型炉レベル1PSA成功基準解析」、平成16年9月、(独)原子力安全基盤機構、p.2-1~2-3
- 「高速炉の安全基準に関する調査(平成4年度委託研究)」、平成5年3月、(財)原子力安全研究協会、p.78-91

構造評価は設計基準に準拠するが、熱応力による座屈などバウンダリ破損に対しては余裕が大きい条件に対しては、必要に応じて評価方法の適正化を図る。

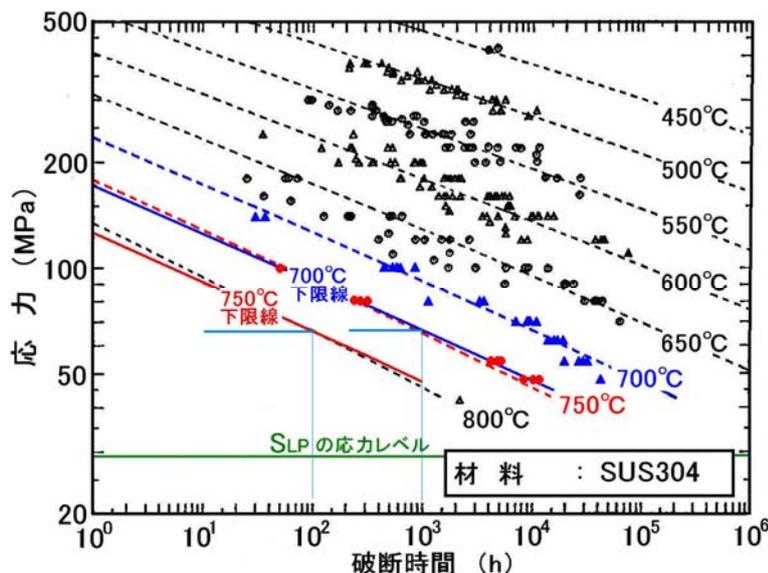
材料強度基準では、SUS304とSUS316に対して現状の650°Cを超え900°Cまでの温度拡張を図る。

7

700°C-1,000時間/750°C-100時間の根拠

もんじゅの設計では、高速炉の特徴(高温、低压)を踏まえて、長期1次応力 S_{LP} が低い場合の基準(1次局所膜応力+1次曲げ応力 $\leq S_{LP}$)を定めており、1次系の機器はこの条件に該当する。

原子炉出口温度529°Cにおける S_{LP} 値相当の1次応力がSA時に維持されても、700°C-1,000時間や750°C-100時間でのクリープ破断強さ(下限線)は、応力レベルで2倍以上の余裕がある。



8

SA評価用材料強度基準等の整備

SAにおけるバウンダリの健全性評価は、設計評価のために整備されている材料強度基準等(許容値、物性値、材料特性式)の適用温度上限を超える。そのため、SA評価用に超高温まで対応した材料強度基準等の整備が必要*

| SA評価に必要な材料特性および物性値 | 既往の材料強度基準等の適用温度 | SA評価で必要な温度 |
|--------------------|-----------------|---------------------------|
| クリープ破断関係式 | 最高 650°C | 最高 900°C ^{注)} |
| クリープひずみ式 | | |
| 弾塑性応力-ひずみ関係式 | | |
| 縦弾性係数 | | |
| ポアソン比 | | |
| 線膨張係数 | | |

注) Naの常圧での沸点約900°Cを考慮し、最高900°Cとした。評価ニーズに対応して、900°Cを超える温度への対応も検討する。

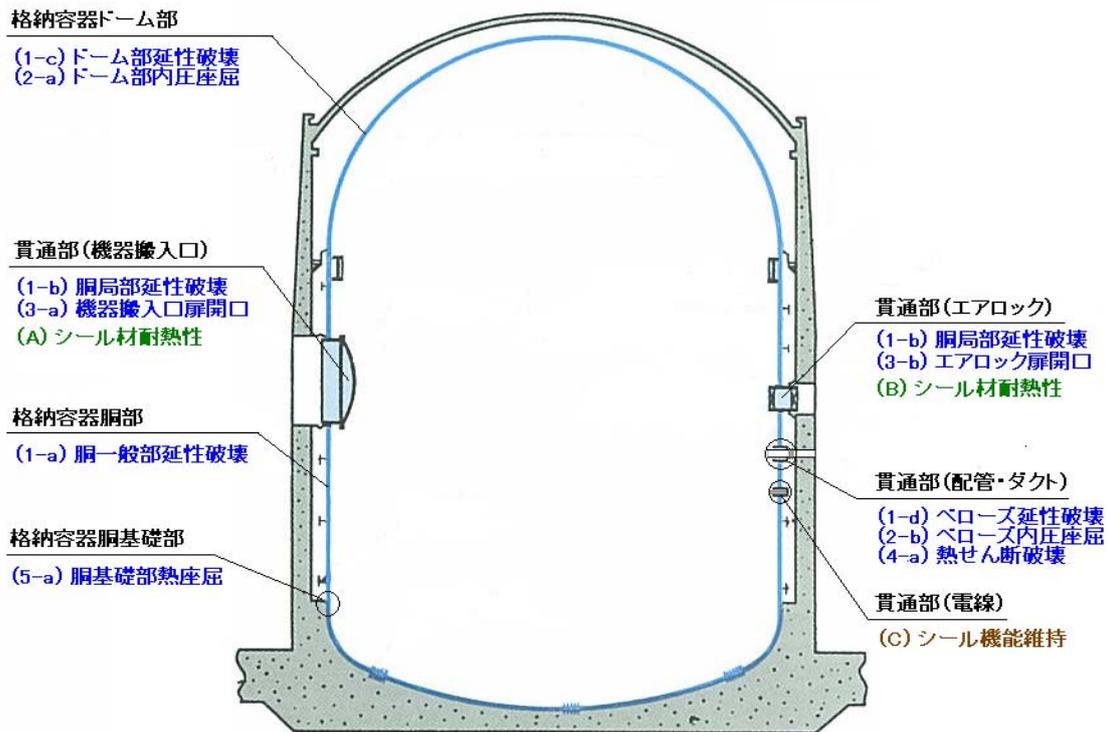
超高温の解析評価が必要である構造部位の材料であるSUS304およびSUS316に対して材料データを取得し、材料強度基準等の拡張を行う。

* ; 限界強度は前述の「700°C-1000時間」のように簡易に評価できるが、さらに詳細な解析により限界強度を求める場合、材料強度の基準値が必要となる。

3.2 SA対策: 影響緩和段階

バウンダリ機器と貫通部を含む格納容器

格納容器本体が健全であっても、その**貫通部**が破損すれば格納容器バウンダリは破れることになる。これらの貫通部については、多岐多様にわたり、その数も多いため、類型化を図り、厳しい部位を代表にして評価するなどの手法を整備することになる。



格納容器バウンダリを構成する評価対象部位

【貫通部を含む格納容器】

- 対象機器・部位
 - － 格納容器及び付属機器：シール部、貫通部ベローズ、本体殻構造部、機器搬入口ハッチ、計装等貫通部など
- 荷重
 - － 圧力、温度(熱膨張による変位を含む)
- 判定(バウンダリ機能維持)
 - － 温度がシール部材の耐熱限界を超えないこと⇒ 以下の判定の前提となる
 - － 圧力が各部位の限界圧力(耐圧強度)を下回る
 - － 格納容器の熱膨張変位により、計装等貫通部において外部構造との干渉を生じ、破損しないこと

貫通部を含む格納容器の評価

| 対象機器・部位 | 破損指標 | 評価法 | 判断基準 | 備考 |
|-----------------|-------------|------------|---------------------|----------------------|
| シール部 | 材料劣化 | シール材耐熱性 | 温度(200℃) | 下回る予想 |
| シール部(機器搬入口フランジ) | 接合面の相対変位 | FEMによる詳細解析 | シール部の開口時の温度、圧力 | (検討中) |
| 2次主配管貫通部ベローズ | 延性破壊／構造不安定 | FEMによる詳細解析 | 限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力 | (検討中) |
| 本体殻構造部 | 延性破壊／構造不安定 | FEMによる詳細解析 | 限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力 | (検討中) |
| 機器搬入口ハッチ、エアロック | 延性破壊／構造不安定 | FEMによる詳細解析 | 限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力 | (検討中) |
| 計装等貫通部 | 熱変位によるせん断破壊 | 簡易評価(材力) | 限界応力到達時の温度 | 200℃に対して成立見通し |
| | | | 上記の最小の温度、圧力を限界値とする | 限界温度を200℃に暫定。限界圧力を評価 |

13

4. 構造健全性評価事例(途中経過)

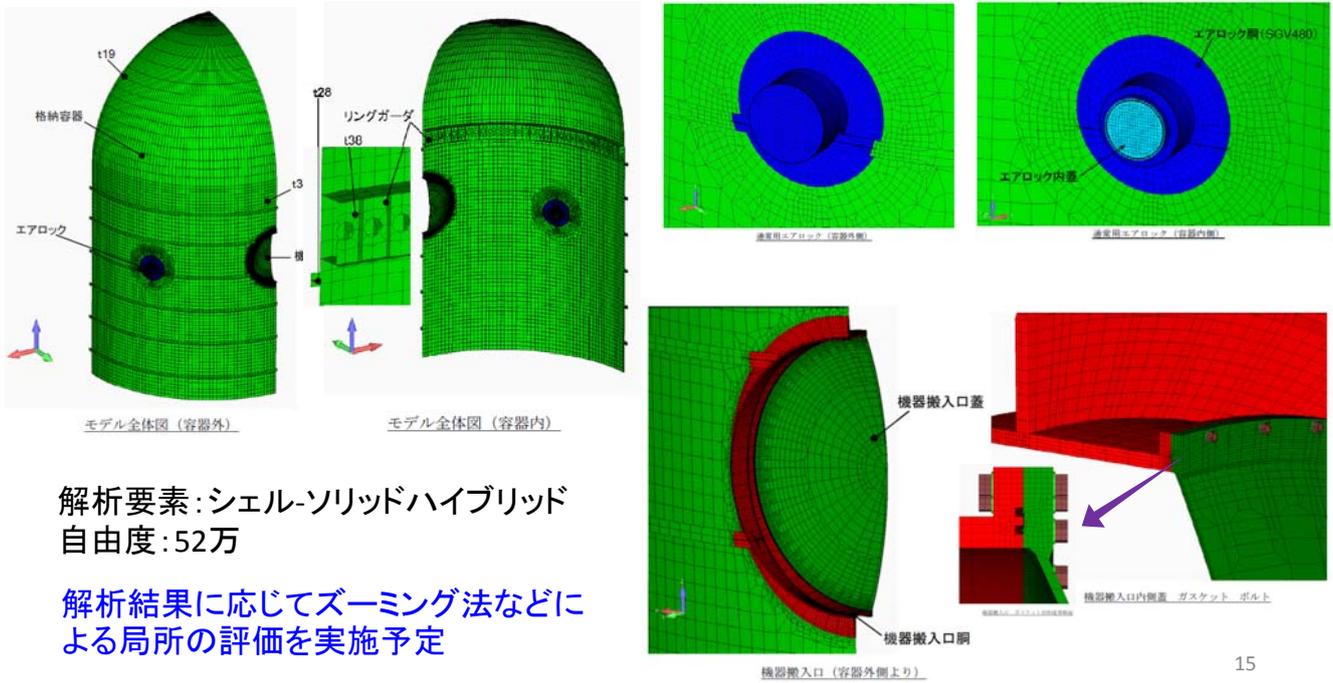
4.1 格納容器本体(開口部含む)

4.2 格納容器貫通部ベローズ

4.1 もんじゅ格納容器本体の解析モデル

新規制基準第37条(CV限界圧力、限界温度の根拠、妥当性の提示)

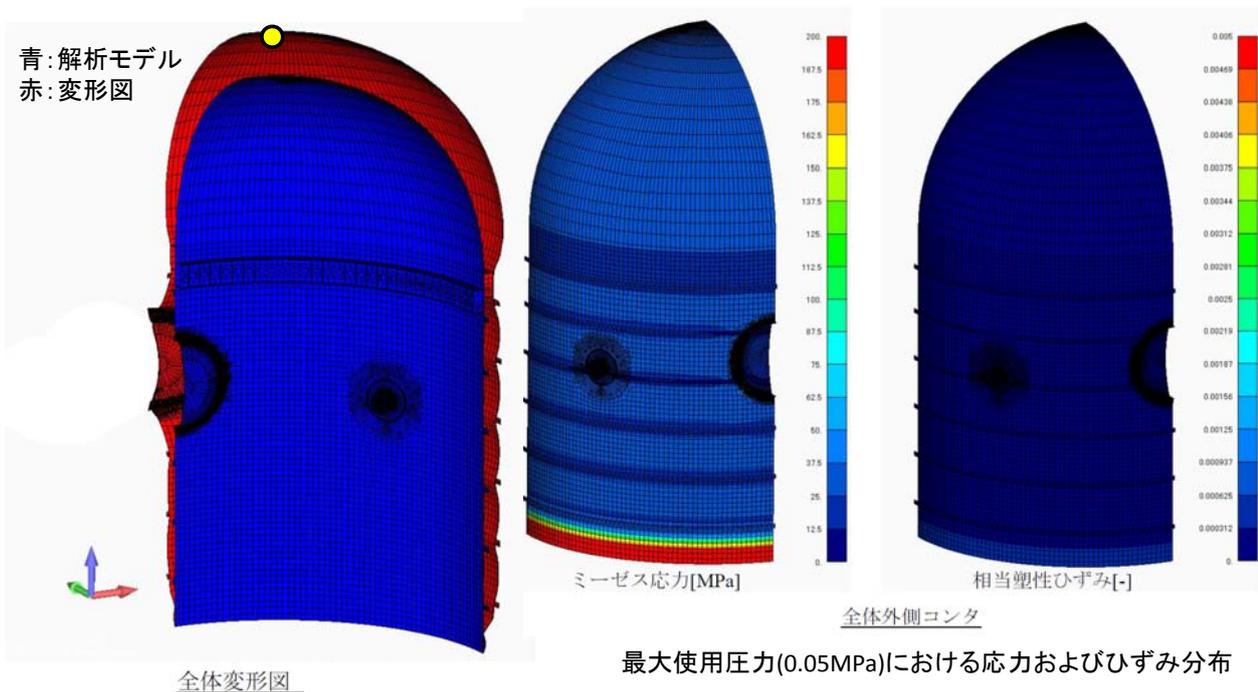
評価フローおよび着目点の評価の可能な解析モデルを作業時間、解析時間、可能解析自由度を考慮して検討し、90° セクターモデルを作成した。



15

もんじゅ格納容器本体の解析結果(イメージ)

SA事象の条件を参照に限界温度-圧力について整理する。



16

格納容器本体の評価結果(経過)

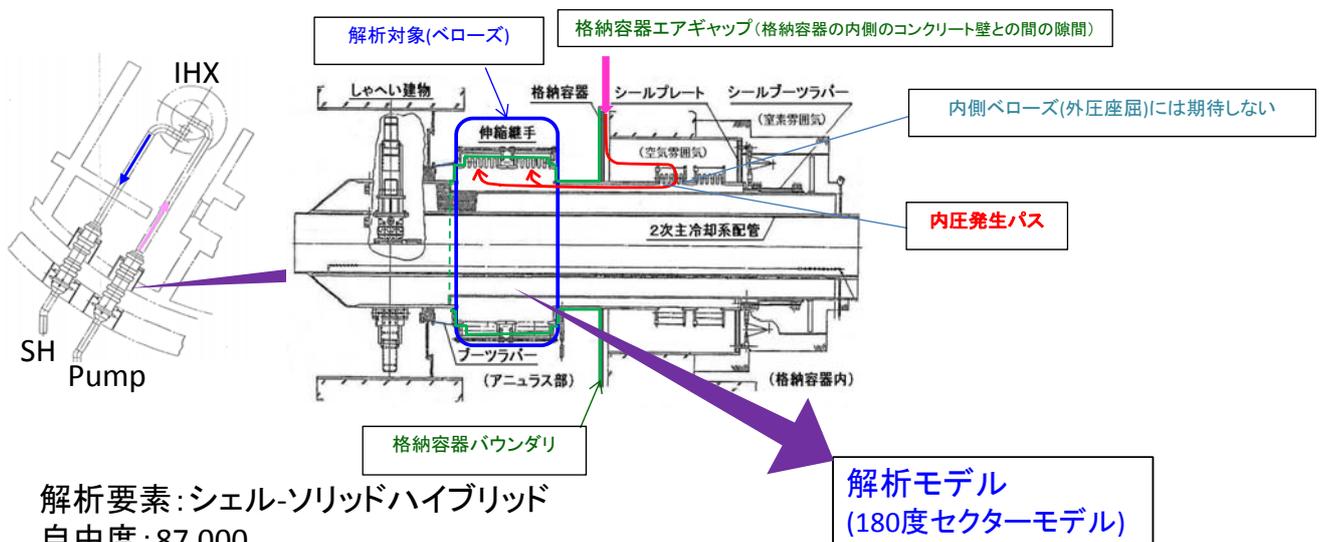
| 対象機器・部位 | 指標 | 温度(上限) | 限界圧力 | 備考 |
|----------|------------|-----------------|----------------------|-------------|
| シール部 | 接合面の相対変位 | 200°C (解析条件) | シール部の開口時の圧力 | (解析評価中) |
| 本体殻構造部 | 延性破壊／構造不安定 | 200°C (解析条件) | 限界ひずみ／座屈時の圧力 | (解析評価中) |
| 機器搬入口ハッチ | 延性破壊／構造不安定 | 200°C (解析条件) | 450kPa(G) (構造不安定) | (途中経過／暫定解析) |
| エアロック | 延性破壊／構造不安定 | 200°C (解析条件) | 限界ひずみ／座屈時の圧力 | (解析評価中) |

17

4.2 もんじゅ格納容器貫通部ベローズの解析モデル

新規制基準第37条(CV限界圧力、限界温度の根拠、妥当性の提示)

評価フローおよび着目点の評価の可能な解析モデルを作業時間、解析時間、可能解析自由度を考慮して検討し、180°セクターモデルを作成した。



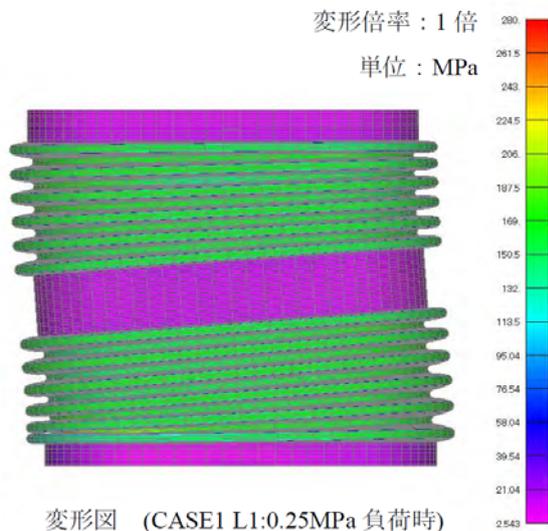
解析要素: シェル-ソリッドハイブリッド
自由度: 87,000

別途、EJMA(Expansion joint manufacture association) 基準の設計法による評価を実施

18

もんじゅ格納容器貫通部ベローズの解析結果(イメージ)

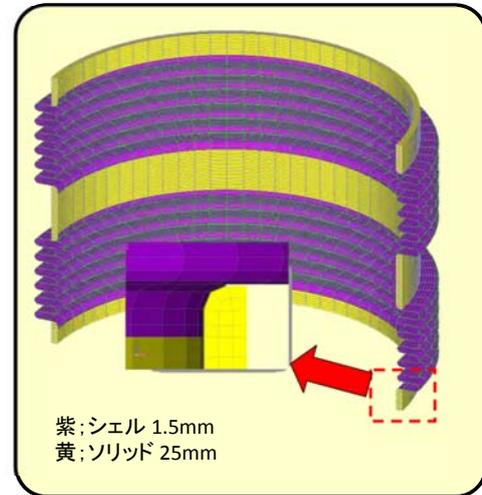
弾塑性大変形解析に基づきバウンダリ健全性が担保できる限界圧力を評価



変形図 (CASE1 L1:0.25MPa 負荷時)

2次系出口配管の解析イメージ
(初期不正:コラム座屈モード)

解析モデル(180度セクターモデル)



19

格納容器貫通部ベローズの評価結果(経過)

| 対象機器・部位 | 指標 | 温度(上限) | 限界圧力 | 備考 |
|-------------|------------|----------------|--------------------|-------------|
| 格納容器貫通部ベローズ | 延性破壊／構造不安定 | 170℃ (解析条件) | 283kPa(G)以下(構造不安定) | (途中経過／暫定解析) |

20

まとめ

1. もんじゅにおけるシビアアクシデント時の構造健全性についての基本的考え方を示した。
2. シビアアクシデント時における構造健全性判断基準の新規制基準における位置づけを示した。
3. シビアアクシデント時のバウンダリ健全性確保の考え方を示した。
4. 上記において、炉心損傷防止段階及び影響緩和段階における構造健全性判断基準(検討中)とその考え方を示した。
5. 評価事例として、格納容器本体と貫通部ベローズの評価状況(途中経過)を紹介した。

内部溢水防護の考え方



日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター

目次

1. 基本的考え方
2. 溢水源及び溢水量の想定
3. 防護対象設備の抽出
4. 溢水影響評価
5. 対策例
6. まとめ(今後の対応)

1. 基本的考え方

原子炉施設内の溢水に対しては、従前より床排水設備を設けるとともに、機器類を床面から高さを有する基礎上に設置する等の対策が行われているが、福島第一原子力発電所の事故を受け、溢水に起因して、系統分離の崩壊など原子炉施設の安全を脅かす事態に進展しないことを確実にするため、溢水影響評価を実施し、必要箇所に対策を行う。

具体的には、

- ▶ 新たに溢水影響評価を行い、発電所内で溢水を想定しても、系統分離が確保され、安全上重要な設備の機能が損なわれないことを確認するとともに、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないことを確認する。
- ▶ 評価にあたり、高速炉特有の設備にも留意して対象設備を選定する。
- ▶ 上記評価を踏まえ、必要箇所には、耐震補強、止水措置、被水防護措置等の対策を行う。

2

2. 溢水源及び溢水量の想定

■ 溢水源の抽出

水・蒸気・海水を内包する機器の中から、以下に該当する溢水源を抽出し溢水量を評価。

| | 想定する溢水源 | 溢水量想定に係る条件 |
|----------------|---|--|
| 地震起因破損によるもの | ・耐震B, Cクラスの配管、容器等※1 (水・蒸気系、非安全系の空調用冷水設備等) ・燃料池のスロッシング | 以下を踏まえて設定 ・系統の保有水量 ・流量 ・隔離に要する時間 ・燃料池外への漏えい量 |
| 想定単一破損によるもの | 地震起因破損を考慮しない配管※2 (原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、安全系の空調用冷水設備等) | 以下を踏まえて設定 ・破断形状 ・流量 ・隔離に要する時間 |
| 消火活動に伴う放水によるもの | 消火栓からの放水 | 以下を踏まえて設定 ・3時間放水 ・消火栓使用数、流量 |

※1 耐震性が確保されるものを除く。

※2 詳細評価により、応力的に破損する可能性がないものを除く

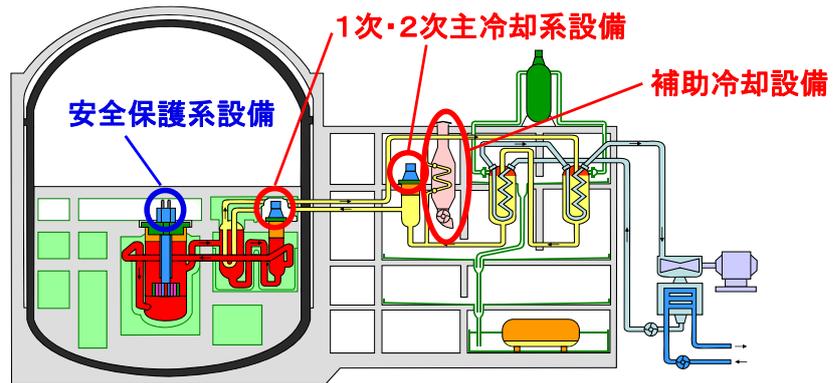
3

3. 防護対象設備の抽出(1/2)

■ 抽出の考え方

- ✓ 安全機能の重要度分類のクラス1に属する系統
- ✓ 安全機能の重要度分類のクラス2に属する系統のうち、止める・冷やす・閉じ込める機能に関連する系統、事故時監視機能を有する系統
- ✓ 炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の冷却※に係る系統
 - ※補給機能は除く。(炉外燃料貯蔵槽に補給機能はなく、燃料池は蒸発に伴う水位低下が緩慢で、必要時には消防ホースによる給水対応も可能であるため)
- ✓ 上記の関連(サポート)系

上記考え方に基づき、高速炉特有の設備(炉外燃料貯蔵槽冷却系、メンテナンス冷却系など)にも留意しつつ抽出。

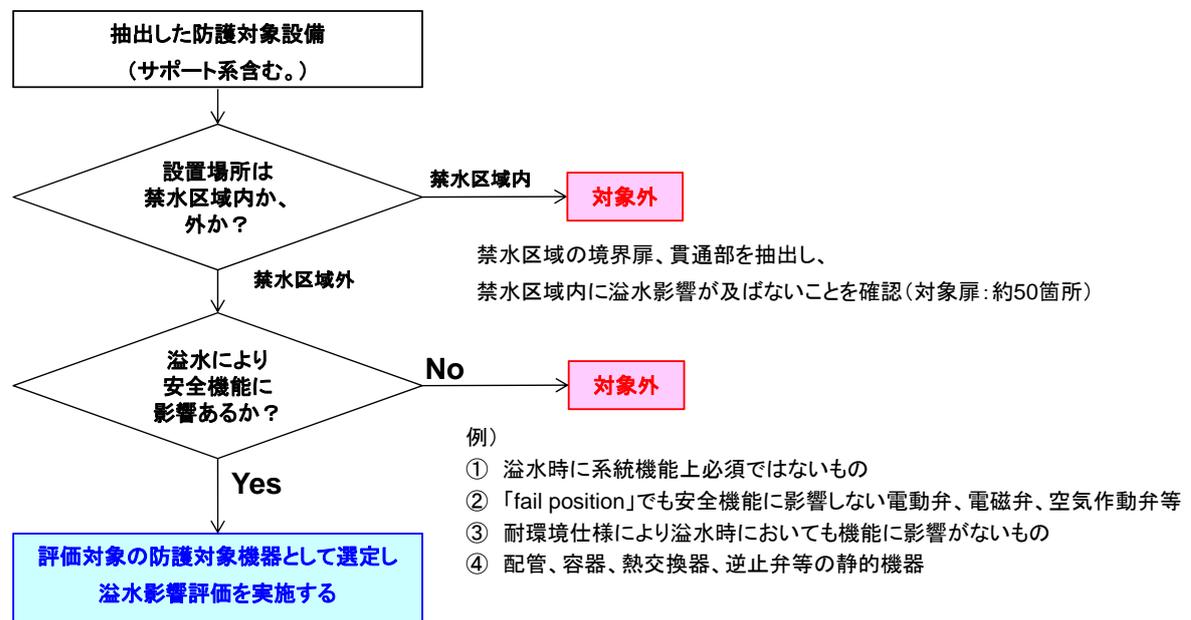


防護対象設備(例)

3. 防護対象設備の抽出(2/2)

■ 溢水影響評価の対象とする防護対象機器のスクリーニング

抽出した防護対象設備の中から、溢水影響評価の対象とする機器を具体的に選定

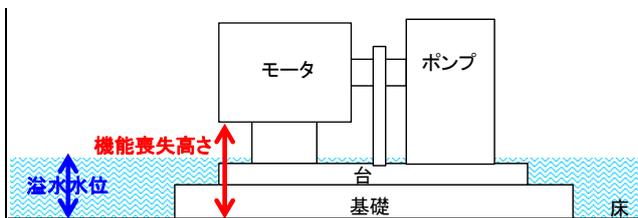


4. 溢水影響評価

■ 溢水影響評価の評価項目と判定基準

| 評価項目 | 判定基準 |
|------|--|
| 没水 | <ul style="list-style-type: none"> ・「溢水水位」<「機能喪失高さ」であること（下図参照） ・管理区域外へ漏えいしないこと（管理区域内で溢水発生の場合） |
| 被水 | <ul style="list-style-type: none"> ・被水対策が施されていること |
| 蒸気 | <ul style="list-style-type: none"> ・耐環境性を有していること ・物理的な影響を受けないこと |

■ 没水評価の例



- 漏えい発生区画に加えて、溢水の伝播を考慮し隣接区画でも評価を実施
- 評価区画の水位が最高になるよう、開口部条件等を保守的に設定

6

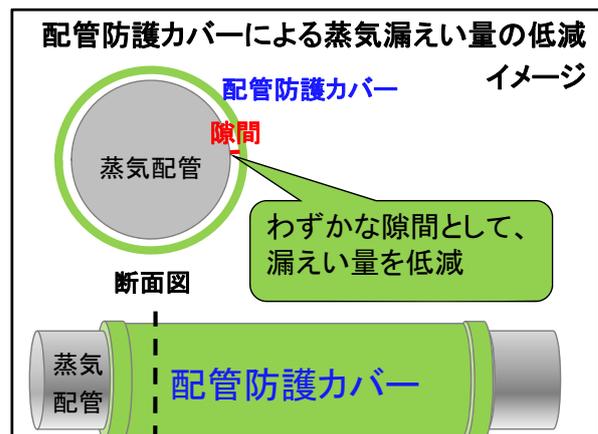
5. 対策例

溢水の発生防止

- ・ 溢水源となる機器、配管の耐震補強

溢水の影響緩和

- ・ 溢水伝播防止のための止水措置（没水対策）
- ・ 漏えい検知器やインタロックの追加による早期発見・隔離（没水、蒸気対策）
- ・ 蒸気漏えい量低減のための配管防護カバーの追加（蒸気対策）
- ・ 被水防止のための被水防護カバーの追加（被水対策）



7

6. まとめ(今後の対応)

以下の検討を行い、対策内容を確定してゆく。

- 溢水源の抽出と溢水量の評価
- 評価対象とする防護対象設備の抽出
 - ✓ 「もんじゅ」特有の系統にも留意
- 溢水影響評価の実施
 - ✓ 禁水区域内／外に分けて評価
- 対策の実施
 - ✓ 溢水源の耐震補強、貫通部等の止水措置、被水防護カバー等
 - ✓ 火災防護対策(水消火設備)との整合性を考慮

内部火災防護の考え方



日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター

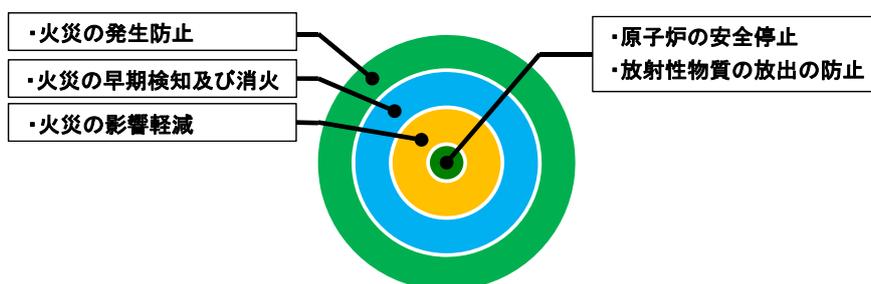
10

目次

1. 基本的考え方
2. 一般火災と2次系ナトリウム漏えい燃焼の違い
3. 火災防護の対応方針(全体)
4. 火災発生防止
5. 火災の感知及び消火
6. 火災の影響軽減
7. まとめ(今後の対応)

1. 基本的考え方

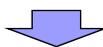
原子炉施設内の火災に対しては、従前より、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、火災の発生防止、早期の火災感知・消火、火災の影響軽減の火災防護対策を適切に組み合わせて設計しているが、福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、内部火災に起因して、系統分離の崩壊など原子炉施設の安全を脅かす事態に進展しないことを確実にするとともに、火災発生時に自立的にプラントの安全を確保できるようにするため、原子炉施設への火災影響を限定するための火災感知設備・消火設備の強化、重要設備の系統分離状況の確認・強化を図る。なお、系統分離状況の確認にあたっては、高速炉特有の設備への火災影響にも留意する。



12

2. 一般火災と2次系ナトリウム漏えい燃焼の違い

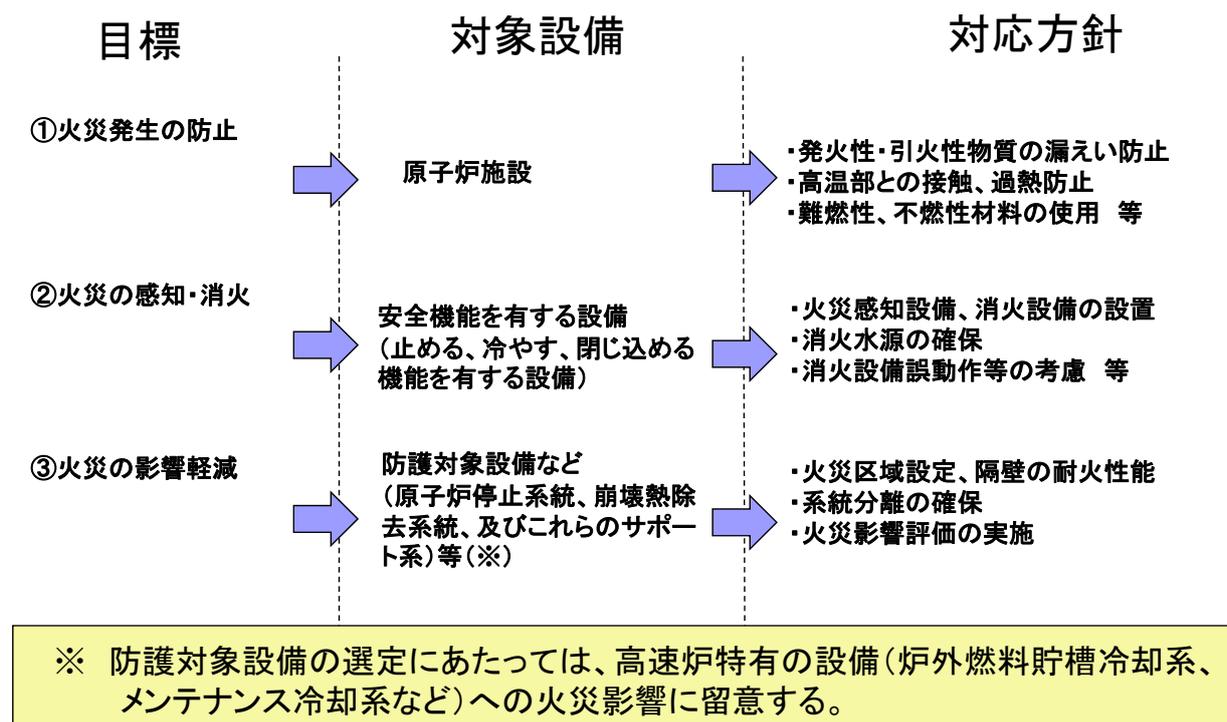
| | 一般火災 | 2次系ナトリウム漏えい燃焼 |
|-------|-----------------------------------|----------------------------------|
| 発生防止 | 火災の3要素 (可燃物、酸素、加熱源)の除去 | 漏えいの防止 (ナトリウムバウンダリの健全性確保) |
| 検知・消火 | 火災感知設備・ 消火設備の設置 | ナトリウム漏えい検出器の設置 ナトリウムドレン |
| 影響緩和 | 建物壁による区画化 及び 耐火バリア・消火設備による系統分離 | 建物壁による区画化 及び ライナ・窒素注入等による系統分離 |



2次系ナトリウム漏えい燃焼は、一般火災とは異なる対策が必要となるため、個別に対応する。(2次系ナトリウム漏えいは別途対策済)

13

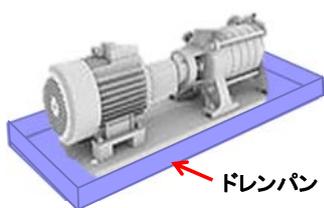
3. 火災防護の対応方針(全体)



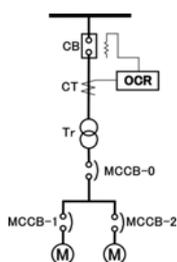
4. 火災発生の防止

火災の発生と拡大を防止する。

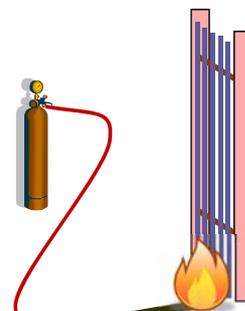
- 発火性又は引火性物質の漏えい・拡大防止
- 電気系統は保護継電器と遮断器の組合せ等による過熱、焼損の防止
- 変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質の不使用
- 機器、配管等、保温材の主要な構造材に対する不燃性材料の使用
- 難燃性ケーブルの使用 等



ドレンパンの設置による潤滑油の漏えい・拡大の防止



保護継電器と遮断器の組合せ等による過熱、燃焼の防止



難燃性ケーブルの使用

設備の現状を確認し、必要に応じて改造を実施

5. 火災の感知及び消火

火災影響の限定、早期火災感知、消火の観点から火災感知設備、消火設備を強化を図る。

【火災感知設備】

・早期検知のため、環境条件に合わせて、異なる種の感知器の追加（感知器の多様化）を検討

例) 炎感知器：高天井エリアでも早期検知が可能

光ファイバー温度監視装置：ケーブルトレイ等を効果的に監視可能

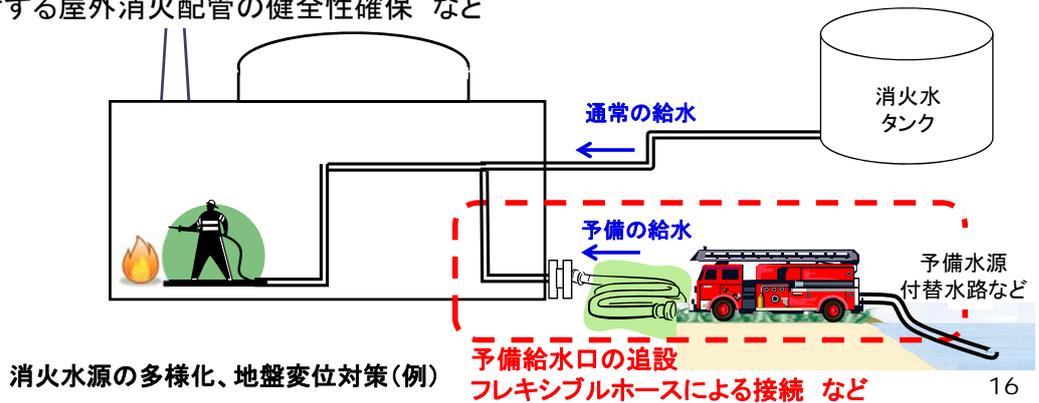
【消火設備】

○消火困難箇所にも自動消火設備、手動固定式消火設備の設置を検討

○水源の多様化を検討

○地盤変位に対する屋外消火配管の健全性確保 など

早期検知のための火災感知器多様化(例)



消火水源の多様化、地盤変位対策(例)

16

6. 火災の影響軽減(1/2)

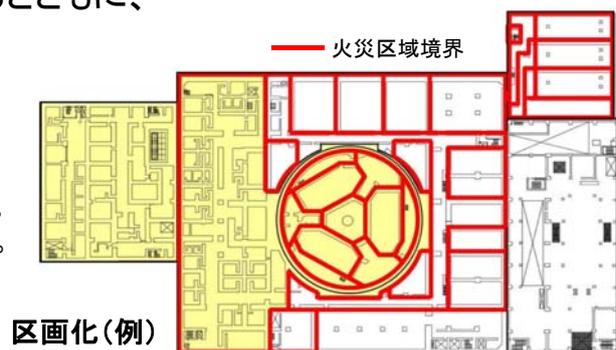
区画化により重要設備を系統分離するとともに、必要な箇所は分離の強化を図る。

区画化

○安全上重要な構築物、系統及び機器が設置され、火災の影響を受ける区域に火災区域を設定。

○火災区域の隔壁は、3時間の耐火能力を確認。

⇒ 原子炉建物、原子炉補助建物、ディーゼル建物等に火災区域を設定。

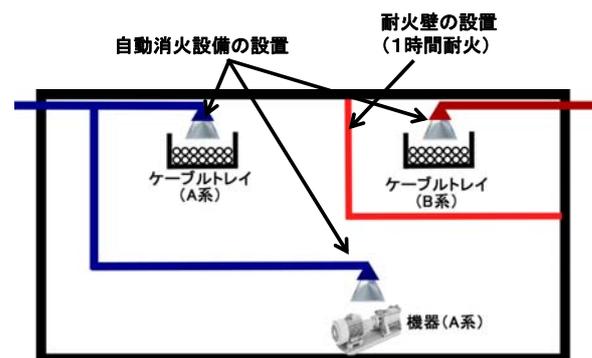


区画化(例)

系統分離の強化

○火災区域隔壁(3時間耐火)により、系統分離することを基本とする。

○上記による系統分離ができない場合、耐火バリア(1時間耐火)と自動消火設備等の方法により系統分離する。その際、消火設備は、系統分離に応じて独立性を確保。



系統分離(例)【1時間耐火壁+自動消火】

17

(次ページに続く)

6. 火災の影響軽減(2/2)

火災影響評価の実施

原子炉施設において単一火災を想定した場合に、系統分離が確保され、原子炉の低温停止に影響しないことを確認する。

Step1 データ収集

- ・可燃物調査(潤滑油、ケーブル、フィルタなど)
- ・防護対象機器の配置、ケーブルルートの調査
- ・建物(壁、扉など)の耐火能力の調査

Step2 スクリーニング 火災区域毎に確認

- ・同一火災区域に系統分離された系統が共存しないか
- ・火災荷重が隔壁の耐火能力を超えない(隣接区域に延焼しない)か

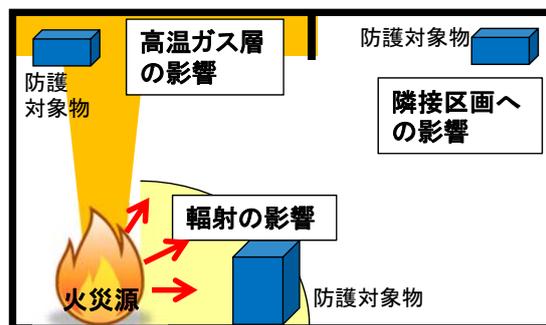


ケーブルルートの調査(イメージ)

Step3 火災伝搬評価

スクリーニングにより抽出された箇所を確認

- ・火災源と防護対象物の位置関係を踏まえ、防護対象物への火災影響を評価
- ・系統分離強化対策(耐火バリア、消火設備の設置)の必要箇所を抽出し、効果を確認



火災伝搬評価(イメージ)

18

7. まとめ(今後の対応)

内部火災防護に関して、以下を基本に対策を行う。

1. ナトリウム漏えい燃焼と一般火災は個別に対応
2. 火災発生防止、拡大防止策の確認
3. 火災感知、消火機能の確認・強化
4. 火災影響評価(系統分離状況の確認)と系統分離対策の強化
 - * 防護対象設備の選定に際しては高速炉特有の設備にも留意
5. 火災防護計画を策定、継続的に火災防護活動を実施

コメント回答：設備関係



日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター



はじめに

1

第4回委員会において、設備に関し以下のご質問やコメントを頂いたことから、今回ご回答する。

コメント整理表

| 番号 | ご質問またはコメント内容 | 回答頁 |
|-----|---|-----|
| 1 | 耐震安全性 | |
| 1-1 | 高速炉は軽水炉に比べ、薄肉、高温で、一般の方から地震に弱いと見られがちなので、そうでないことを分かり易く示すこと。 | 3 |
| 1-2 | Na漏えい防止という観点からは、大口径配管だけでなく、そこにつながる小口径配管から漏えいしないことも重要である。小口径配管の耐震性についても示すこと。 | 7 |
| 1-3 | 設置許可申請では、現行の基準地震動760ガルが大きくなることも考えられる。例えば1000ガルになった場合の評価はどうか？ | 8 |
| 1-4 | 基準地震動Ssの発生頻度(地震ハザード)のチェックも重要である。 | 10 |
| 1-5 | 原子炉容器のスロッシングを評価しているのであれば、説明すること。 | 11 |
| 2 | ナトリウム漏えい対策 | |
| 2-1 | 2次ナトリウム漏えい時の緊急ドレンには、どの程度時間がかかるのか。 | 16 |
| 2-2 | 2次系のナトリウム漏えい時、配管貫通部などのシール性はどうなっているのか。シール性が維持されることが重要である。 | 18 |

1. 耐震安全性

- 1-1 耐震性の分かり易い説明について
- 1-2 主冷却系につながる小口径配管の耐震性
- 1-3 基準地震動を大きくした場合の耐震裕度
- 1-4 もんじゅの基準地震動と地震ハザード
- 1-5 スロッシングの評価

2. ナトリウム漏えい対策

- 2-1 緊急ドレン時間
- 2-2 2次主冷却系室の気密性

ご質問またはコメント

高速炉は軽水炉に比べ、薄肉、高温で、一般の方から地震に弱いと見られがちなので、そうでないことを分かり易く示すこと。

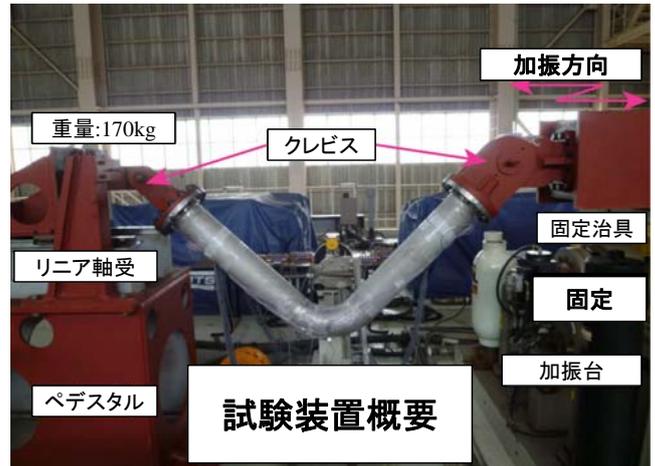
現在、もんじゅの冷却系配管を模擬した要素モデルによる振動試験を実施している。これまでの試験結果から、薄肉配管においても配管が地震によって破損に至るまでには、まだ大きな余裕を有していることが確認されている。

上記試験の一例を紹介するが、今後一般の方にも分かり易く説明できるように試験結果を取りまとめて行く。

■試験目的:

もんじゅの冷却系配管を対象に以下を確認する。

- (1) 地震時の配管の終局強度
- (2) 地震時の配管破損形態

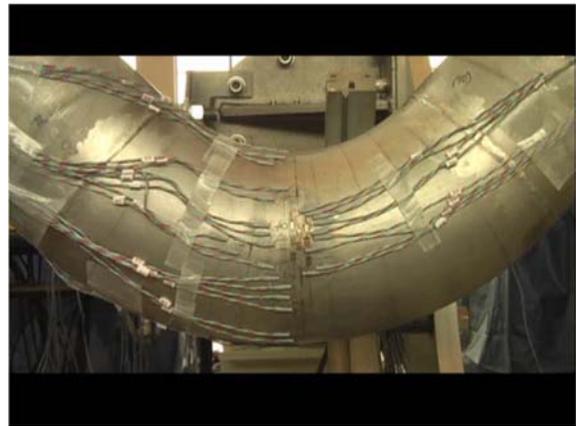


■試験体:

エルボ要素試験体

| | 単位 | 試験体 | もんじゅ 1次主冷却系配管 ホットレグ | もんじゅ 2次主冷却系配管 ホットレグ | (参考) PWR1次冷却材管 |
|-----------|----|--------|---------------------------|---------------------------|-------------------|
| 外径 D | mm | φ165.2 | φ812.8 | φ558.8 | 約φ900 |
| 肉厚 t | mm | 2.8 | 11.1 | 9.5 | 約70 |
| 外径/板厚 D/t | - | 59 | 約73 | 約59 | 約10 |
| 材質 | - | SUS304 | SUS304 | SUS304 | SCS14A相当 |

★基準地震動Ssレベルでの加振

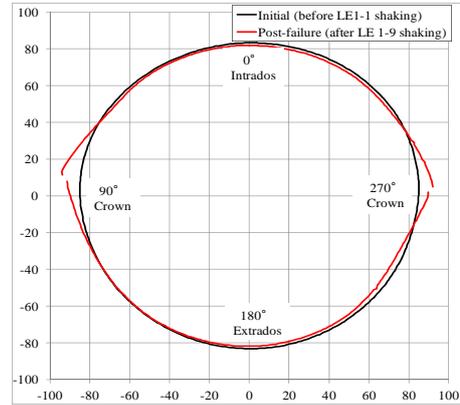


★基準地震動Ssの約7倍レベルでの加振





エルボ横腹に発生したき裂の状況



エルボ中央断面付近における断面変形

■試験結果概要

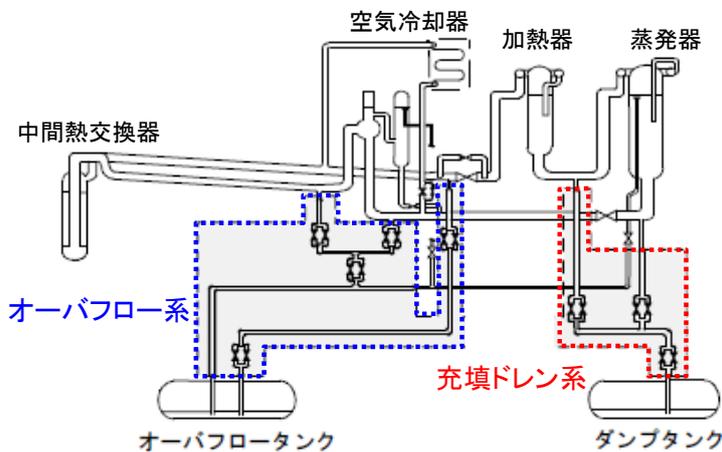
- ✓ 配管の破損形態はエルボ腹部の疲労破損であり、冷却材の流路を阻害してしまうような配管の大変形は発生しないことが確認できた。
- ✓ き裂は基準地震動Ssの約7倍レベルでの加振時に貫通しており、設計制限に対して終局強度は十分な余裕がある。

■今後の予定

- ✓ 今回説明した内容は試験結果の一部であり、試験は現在も継続中である。これらの結果の整理を進め、もんじゅ(高速炉)の耐震余裕について、一般の方にも分かりやすく説明できるように取りまとめていく予定である。

ご質問またはコメント

Na漏えい防止という観点からは、大口径配管だけでなく、そこにつながる小口径配管から漏えいしないことも重要である。小口径配管の耐震性についても示すこと。

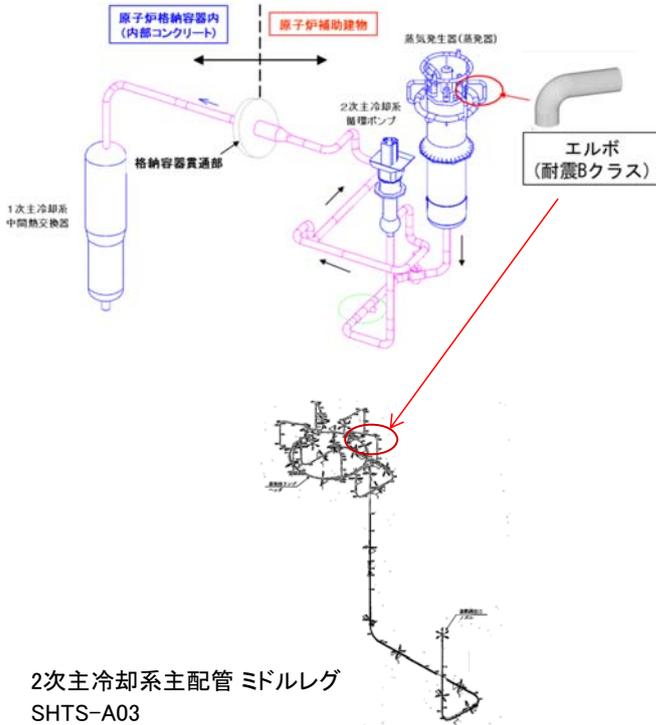


小口径配管を含む耐震重要度の高い配管の耐震性はすべて確認している。

2次主冷却系配管に接続されている小口径配管では、最も裕度が低い箇所は充填ドレン系配管のティ部で、基準地震動に対する耐震裕度は極限解析に基づく評価では約4.9である(スペクトルモーダル解析に基づく評価では約1.4倍)。この値は第4回委員会でご説明した極限解析に基づく2次主冷却系配管の耐震裕度約2倍より大きい。

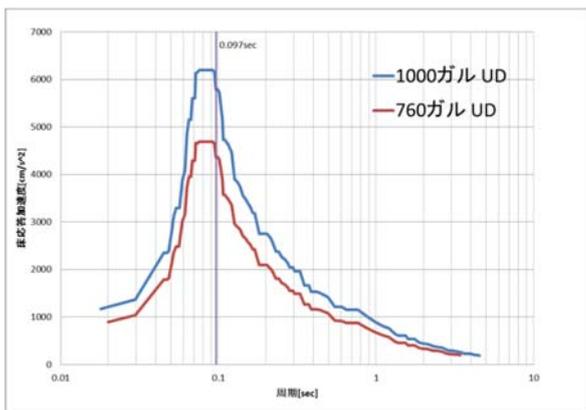
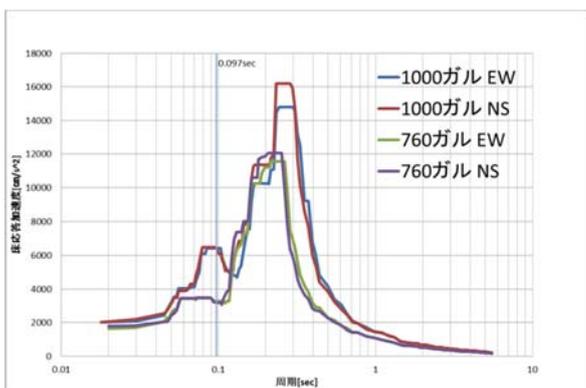
ご質問またはコメント

設置許可申請では、現行の基準地震動760ガルが大きくなることも考えられる。例えば1000ガルになった場合の評価はどうか？



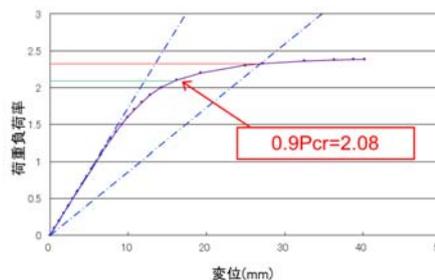
- ・基準地震動760ガルを1.32倍した1000ガルの地震動に対する建物応答解析を実施し、配管が据付けられる床の応答(床応答)を評価。
- ・配管の固有周期における床応答と機器に加わる地震荷重が比例するとして評価を実施(応答倍率法)。

評価対象: 第4回委員会でご説明した2次主冷却系配管系(SHTS-A03)のエルボ



床応答スペクトルを比較すると、**応答比は最大で約1.5倍(4次モード)**

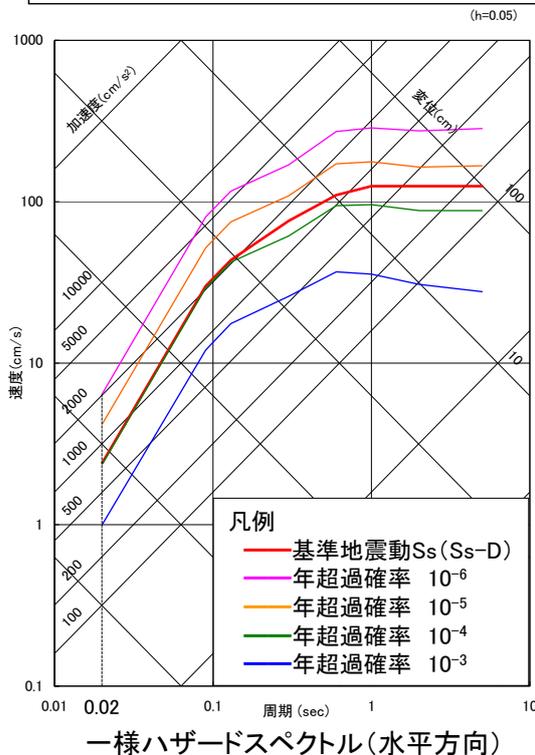
極限解析による荷重と変位の関係がほぼ直線にある(下記図参照)ことから、1000ガルに対する耐震余裕は**1.38**(=2.08/1.5)。1000ガル程度の地震動に対しても耐震安全性は確保される



AB18における床応答曲線

ご質問またはコメント

基準地震動 S_s の発生頻度(地震ハザード)のチェックも重要である。



耐震バックチェックの際、地震ハザード評価を実施している。年超過確率の数値を基準に地震動の大きさを示せば、

10^{-3} /炉・年で**315**ガル、

10^{-4} /炉・年で**747**ガル、

10^{-5} /炉・年で**1315**ガルとなる。

地震動のスペクトル形状は異なるが、現行の基準地震動760ガルの年超過確率は 10^{-4} /炉・年に相当する。

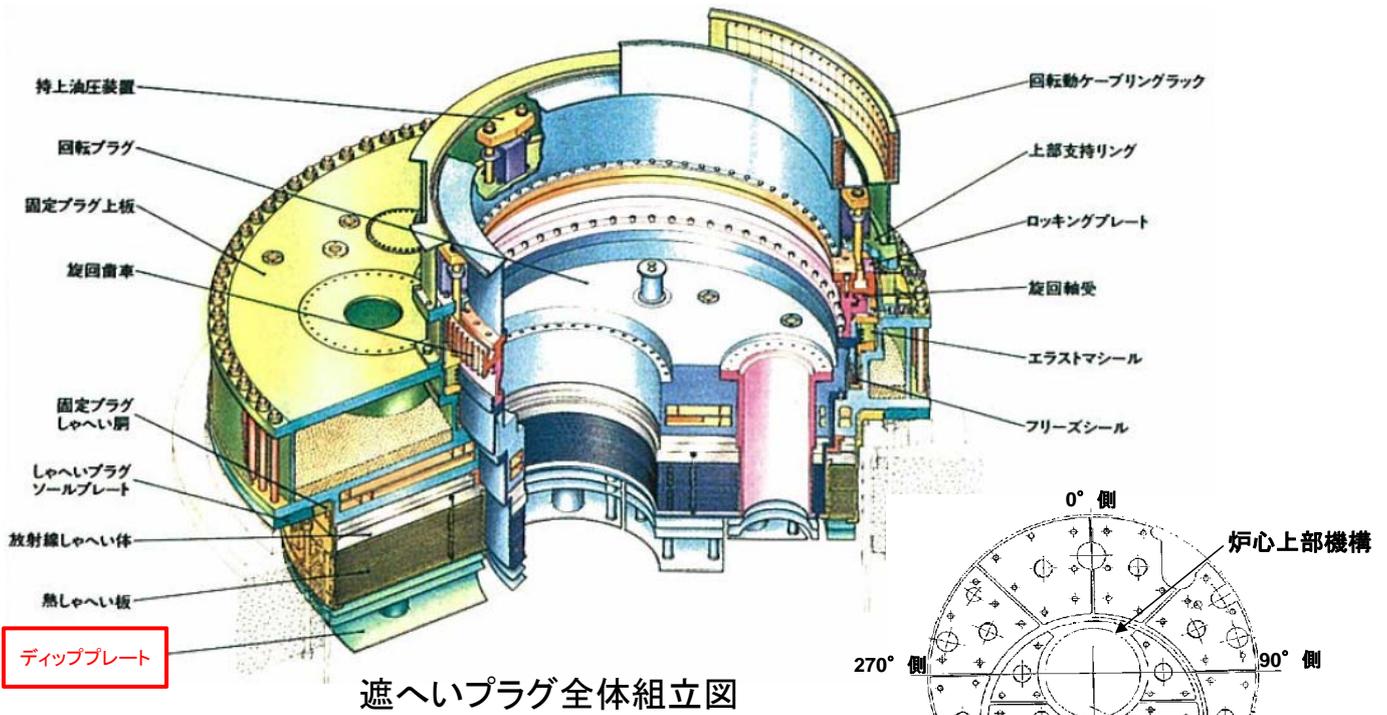
今後の安全審査により、活断層評価、地震動評価を変更する場合、地震ハザードを再評価する。

ご質問またはコメント

原子炉容器のスロッシングを評価しているのであれば、説明すること。

原子炉容器内には液面の揺動を抑制し、自由液面からのガス巻き込みを防止するため、遮へいプラグにディッププレートが設置されている。このことは、もんじゅ設計時に実施した1/4スケールのモデル実験にて確認している。合わせてスロッシングにより原子炉容器壁面に発生する圧力は小さく、構造評価上問題とならないことも確認している。

なお、中越沖地震において再認識されたスロッシングの課題は燃料貯蔵プール等からの溢水であった。これに対し、もんじゅでは燃料を貯蔵するプール(燃料池)のスロッシングを粒子法によって評価した結果、燃料池から溢れる水の量は少なく安全性に影響を与えないことを確認している。

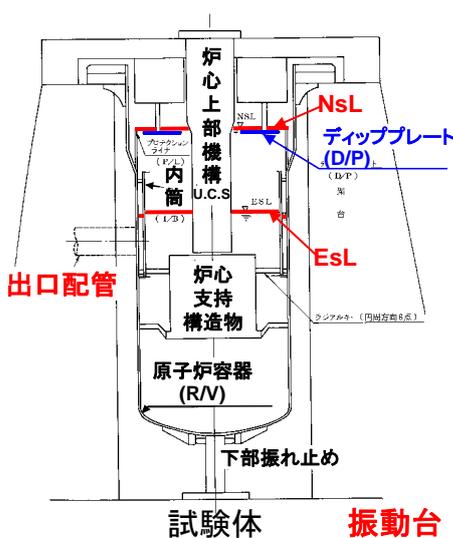


遮へいプラグ全体組立図

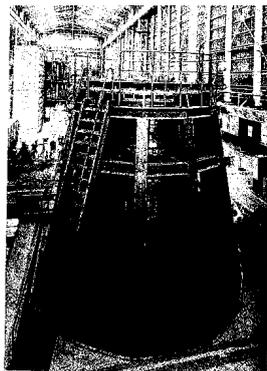
原子炉容器内には液面の揺動を抑制し、自由液面からのガス巻き込みを防止するため、遮へいプラグにディッププレートが設置されている。

ディッププレートの構造概要(実機構造)

原子炉容器のスロッシング試験



原子炉容器モデル



試験装置外観

振動台に水を入れた試験体を載せて加振し、試験体内の水の揺動状況や各部の圧力を計測

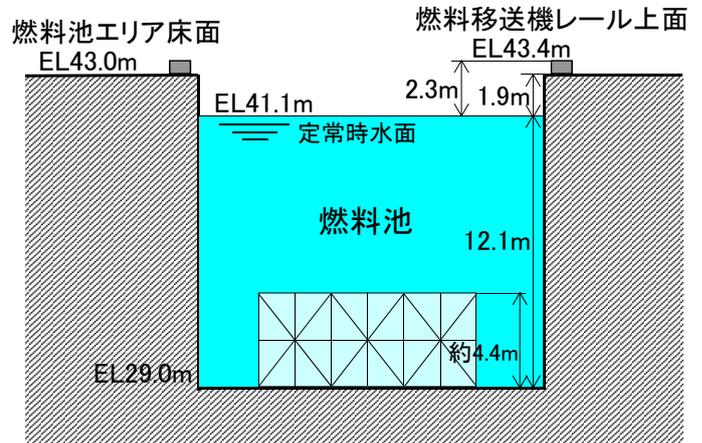
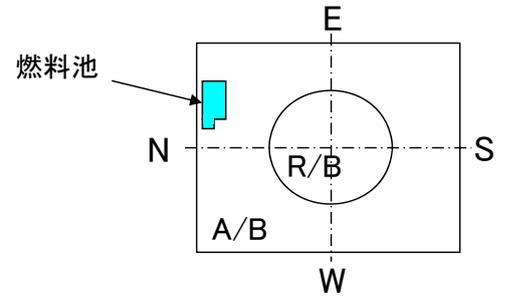
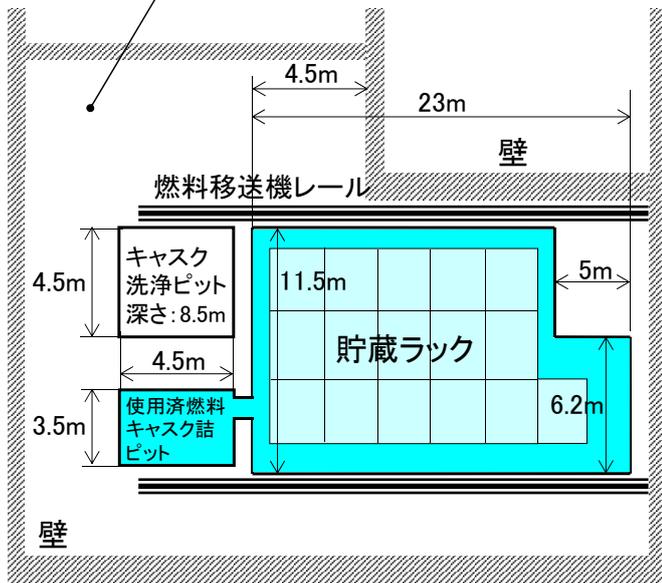
【試験】
約1/4スケールの試験体を使用し、スロッシング試験を実施。

- 【主な確認項目】**
- ・ディッププレート効果の確認
 - ・液面が下がった場合の液面揺動状況の確認
 - ・原子炉容器壁面の圧力分布

【結果概要】
ディッププレートによって原子炉容器内のスロッシングをほぼ抑制できること、ディッププレートより液面が低い場合でも炉内の構造物や内筒に設けたフローホールによってスロッシングが緩和されること等を確認。

燃料池のスロッシング

燃料池エリア及び燃料搬出入エリア面積：
約400m²（燃料池、使用済燃料キャスク詰ピット除く）



もんじゅの燃料池 → 使用済燃料は付着ナトリウムを水洗浄し、缶に封入して貯蔵するため、水の放射能レベルは十分低い

燃料池のスロッシング

溢水量の評価



基準地震動S_sによる
溢水量は約1.6m³

溢水による影響
の評価
(5m³と設定)

- 遮へい性能への影響(水位低下による影響)
⇒必要な遮へい性能は確保される
- 燃料池の水温上昇(水量低下による影響)
⇒水温上昇の過程に変化はない
- 溢水ルートの確認
⇒一部対策を実施

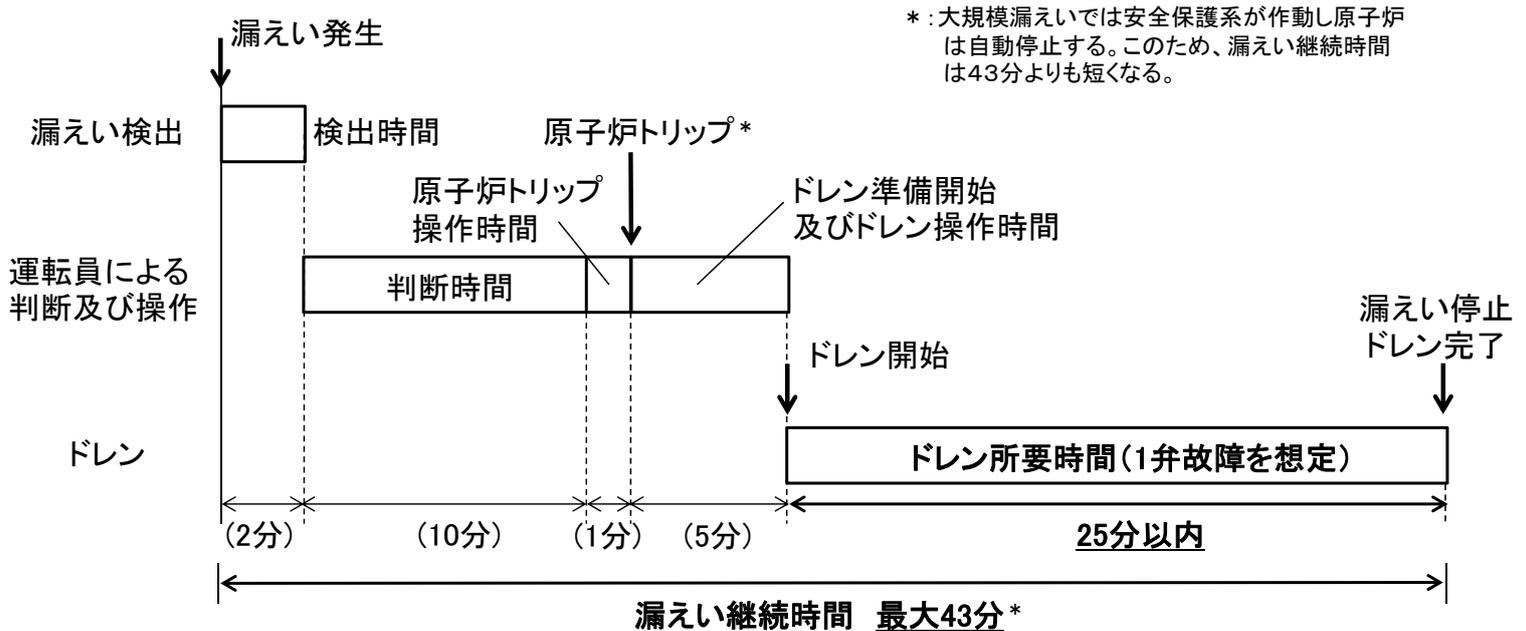
燃料池の溢水を考慮しても、遮へい性能への影響、燃料池の水温上昇、溢水による影響(ナトリウムとの接触なし、管理区域外には出ない等)は問題なく、施設の安全性は確保される

ご質問またはコメント

2次ナトリウム漏えい時の緊急ドレンには、どの程度時間がかかるのか。

緊急ドレンの所要時間は1弁故障を想定した25分以内に対し、試験での測定時間は約22分であった。

ナトリウム燃焼解析における最大の漏えい継続時間は(漏えい発生からドレン完了まで)、最大43分である。その内訳は、漏えいが発生し漏えい検出器が煙を検出するまでの時間を2分、漏えいの有無を確認し原子炉トリップの要否を判断する時間を10分、原子炉トリップ操作時間を1分、緊急ドレン準備及びドレン弁開操作時間を5分とし(漏えい発生からドレン開始までの時間を18分見込む)、その後のドレン所要時間を25分としている。



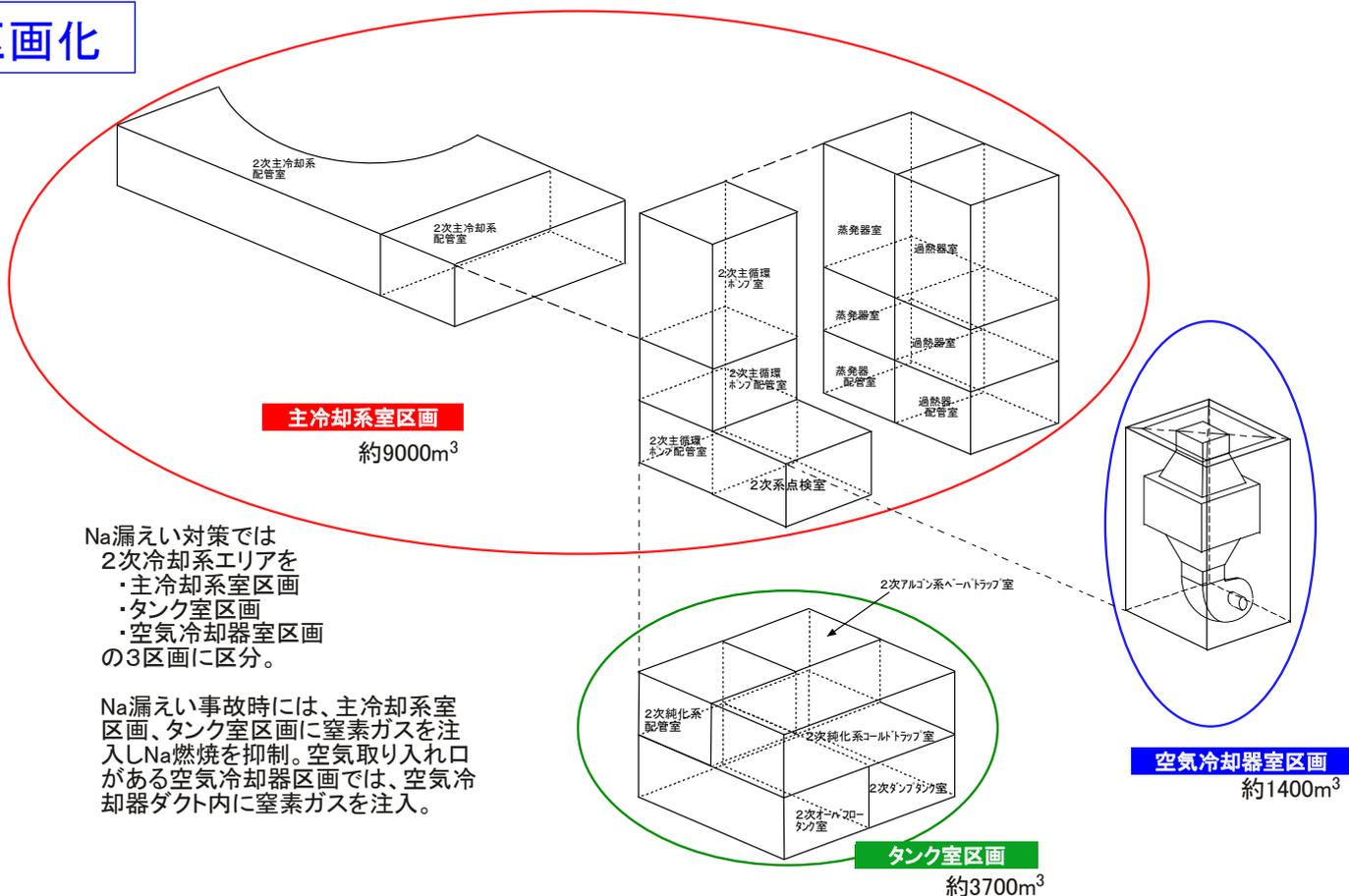
ナトリウム漏えい継続時間の内訳

ご質問またはコメント

2次系のナトリウム漏えい時、配管貫通部等のシール性はどうなっているのか。シール性が維持されることが重要である。

2次主冷却系の各室は、空気雰囲気であり、1次主冷却系の窒素雰囲気と違い原設計では厳密な気密性の要求はなかった。ナトリウム漏えい対策で、窒素注入を行うことになったことから、窒素注入の効果を高める目的でエリアを3つの区画に区分し、区画境界に一定の気密性を持たせる工事を行っている。具体的には、区画毎の通気率を設定し、その通気率を満足するような対策工事(扉、ハッチ等の気密化や配管、ダクト等の穴仕舞い等)を実施している。また、Na漏えい時に雰囲気温度が上昇することを考慮して、高温に耐えるシール材を用いる、断熱材を設置する、等の設計上の配慮を行っている。区画の通気率は、工事完了後の試験により、設計で設定した範囲にあることを確認しているほか、窒素注入試験により区画内が低酸素状態に維持できることを確認している。

区画化

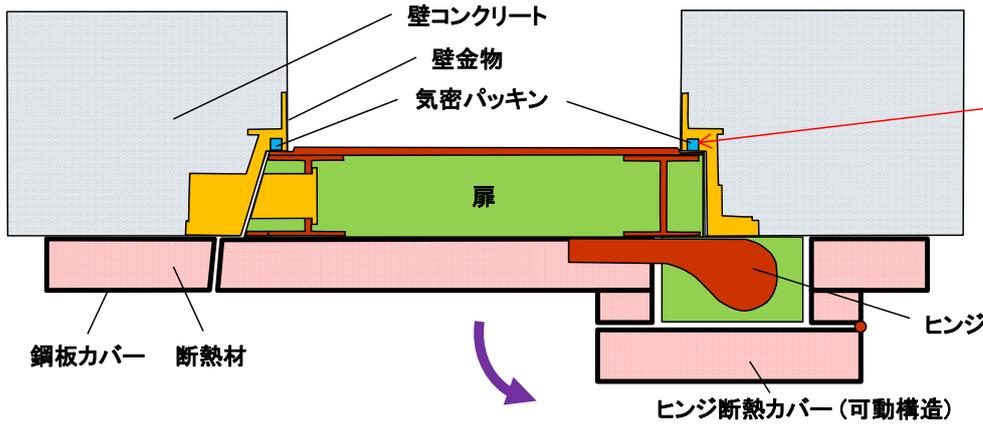


Na漏えい対策では
2次冷却系エリアを
・主冷却系室区画
・タンク室区画
・空気冷却器室区画
の3区画に区分。

Na漏えい事故時には、主冷却系室区画、タンク室区画に窒素ガスを注入しNa燃焼を抑制。空気取り入れ口がある空気冷却器区画では、空気冷却器ダクト内に窒素ガスを注入。

建物内区画説明図(2次冷却系Cループの例)

扉等の気密化



Na漏えい時の雰囲気温度の上昇を想定した温度解析を実施しシール部の温度上昇を評価。120℃未満であることを確認し、その温度に耐えるシリコンゴム製のパッキンを採用している。

2次冷却系室の扉の断熱とシール構造の例

ナトリウム漏えい対策工事の際に、気密性向上、エアロゾルの拡散防止を目的とし気密化対策を講じている。扉、ハッチ等既存の仕切り壁に関しては、気密性を評価し、区画全体の通気率を一定の範囲に抑えるため気密性を有したハッチに交換する、気密機能の劣る断熱パッキンは気密性のよいパッキンに交換する等の対応を行っている。

このほか、ナトリウム漏えい時の温度上昇により圧縮応力が働き座屈する可能性がある扉に対して、扉温度が100℃以上とならないよう断熱材を敷設している。



扉シール部の写真

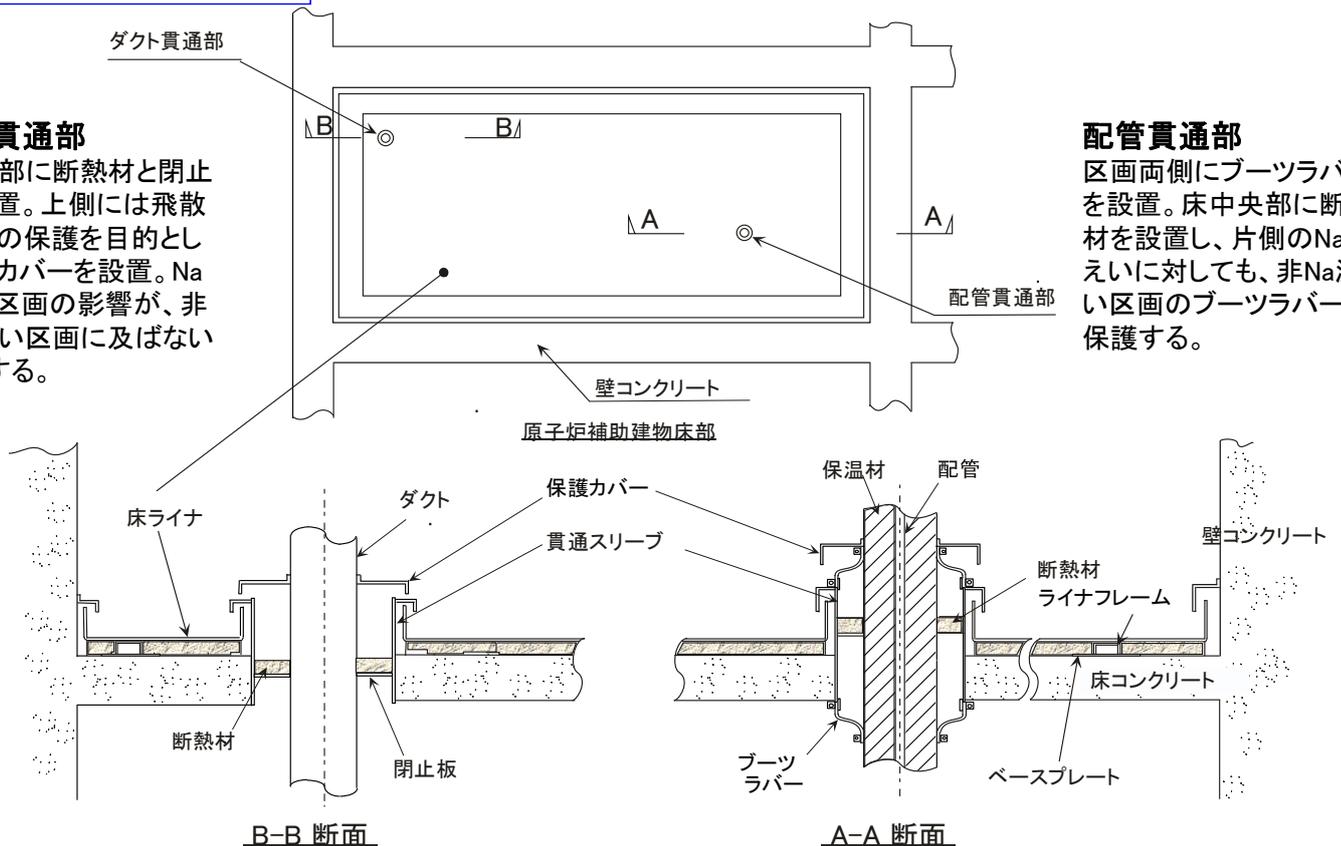
ダクト等の穴仕舞い

ダクト貫通部

床中央部に断熱材と閉止板を設置。上側には飛散Naからの保護を目的とした保護カバーを設置。Na漏えい区画の影響が、非Na漏えい区画に及ばないようにする。

配管貫通部

区画両側にブーツラバーを設置。床中央部に断熱材を設置し、片側のNa漏えいに対しても、非Na漏えい区画のブーツラバーを保護する。

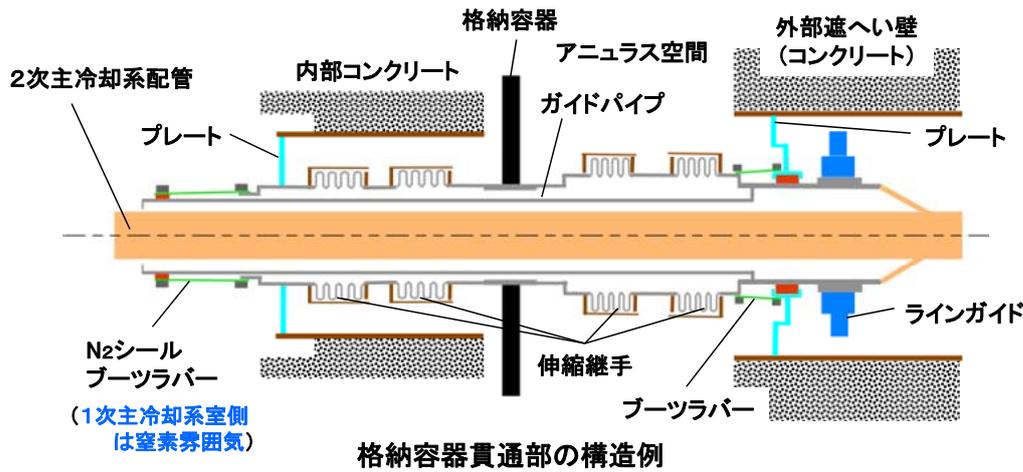
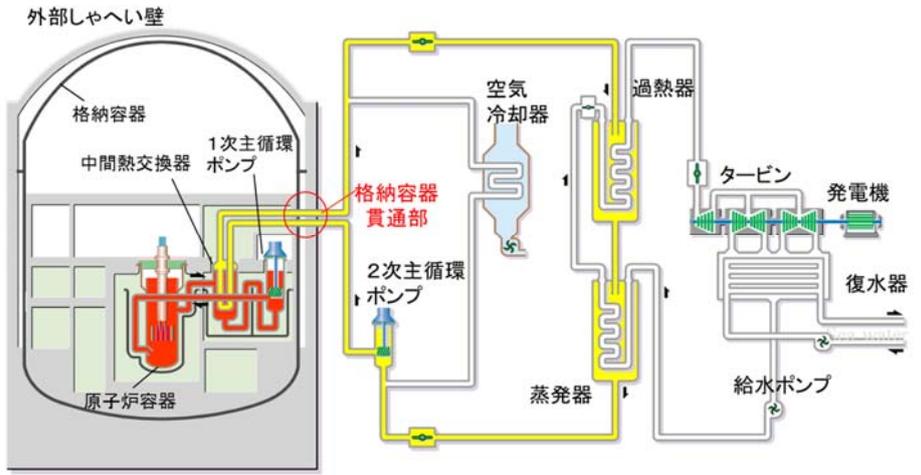


配管、ダクト区画貫通部構造例

格納容器貫通部



原子炉補助建物側の貫通部



2次主冷却系配管の格納容器貫通部は、伸縮継手を用いて運転時に発生する配管の熱膨張変位、地震時における格納容器と原子炉補助建物の相対変位を吸収し、構造健全性を確保できる構造としている。アニュラス空間と原子炉補助建物間の雰囲気は、ブーツラバー等によって気密性を確保している。

(コメント回答)

ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方

- (1) 蒸気発生器(SG)の水リーク
- (2) 2次系のナトリウム漏えい



日本原子力研究開発機構 FBR安全技術センター

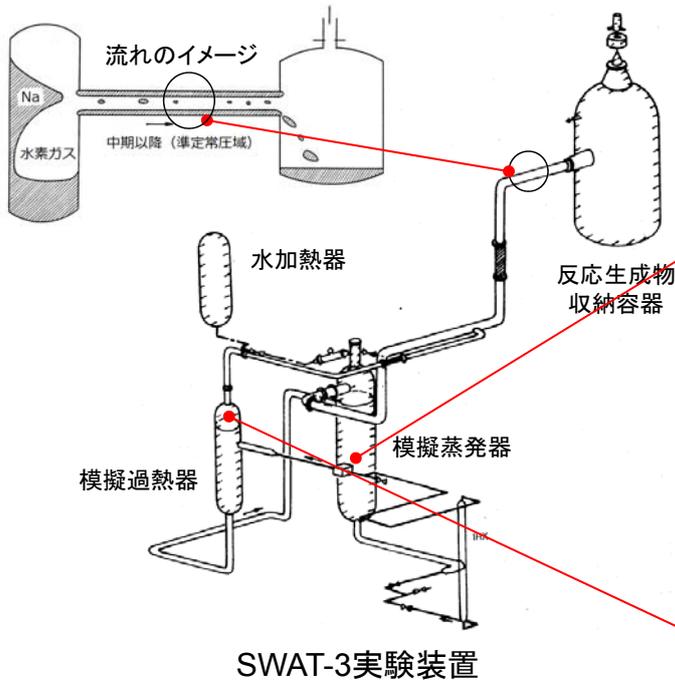
1

第4回会合での主な委員コメントと回答(1/8)

| 委員コメント | 回答 |
|--|---|
| <p>1) SWACSコードの適用性に関し、多数本破断評価への外挿性について説明してほしい。</p> | <p>SWACSの適用性に関しては、後述するように多数本破断評価では設計基準事故評価より発生圧力を過大評価している可能性があり、評価結果の保守性という観点では有効と考える。</p> <p>発生圧力等の評価を目的とするSWACSは、瞬時Na/水反応で発生する水素ガスとNaの流動計算を均質スリップモデルで扱う。このモデルは実験結果に基づいて検証し、圧力を再現するベストフィット値が得られるようにした。検証例を図1に示す。</p> <p>検証に用いた実験が実機SGで何本破断に相当するかを換算すると最大約6本となるが、この程度の規模でも、放出系配管内は初期のプラグ流/気泡流的な流れに続き、数百ミリ秒以降の準定常圧域では水素ガスを多量に含んだ環状流ないし環状噴霧流的な流れになることが確認されている。多数本破断では供給される水・蒸気量が増大するため、放出系では水素ガスあるいは未反応水・蒸気を多量に含む状態となり、現象的には実験と同じ環状流ないし環状噴霧流的な2相流を形成することから、検証されたSWACSのモデルも基本的に適用可能である。</p> <p>ただし供給される水・蒸気量が過剰となり、現実的にはSG内の未反応水・蒸気領域の存在や未反応のまま放出系に移行※する水・蒸気割合が増加することで、瞬時Na/水反応の影響が緩和される効果を期待できることため、SWACSを多数本破断評価に適用すると発生圧力を過大評価する可能性がある。イメージを図2に示す。このような保守性を踏まえると、「多数本破断時の発生圧力でも2次系バウンダリの健全性が確保できる」というSWACSの評価結果は妥当と考える。</p> <p>※P.R.Galie, et al: "The PFR superheater under sodium leak", LIMET'88 (1988).</p> |

2

第4回会合での主な委員コメントと回答(2/8)



SWAT-3実験装置

実験概要(Run-3の例)

- ・目的: 大リークで生じる2次破損規模及びそれを含めた大リーク時のSGや2次系機器・配管の健全性を確認
- ・伝熱管: 2.25Cr-1Mo鋼、25.4Φ×3.2t、9層、34本
- ・初期リーク: 1DEG相当(水リーク率8.8~7.9kg/s)
- ・水リーク規模: 注水時間9.5秒、注水量78kg
- ・流体条件: ナトリウム398°C、水398°C・179ata

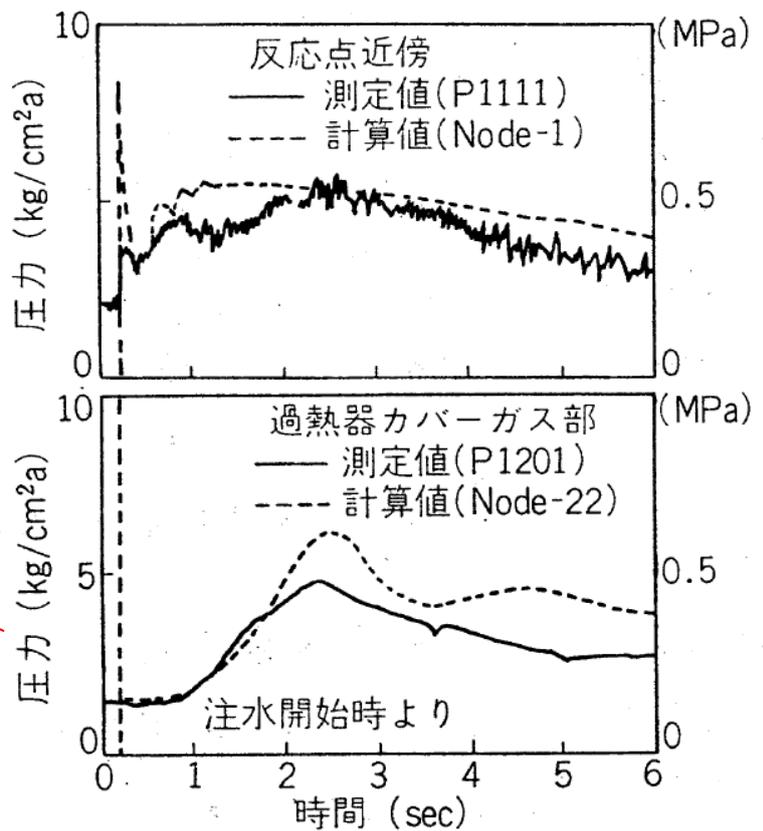
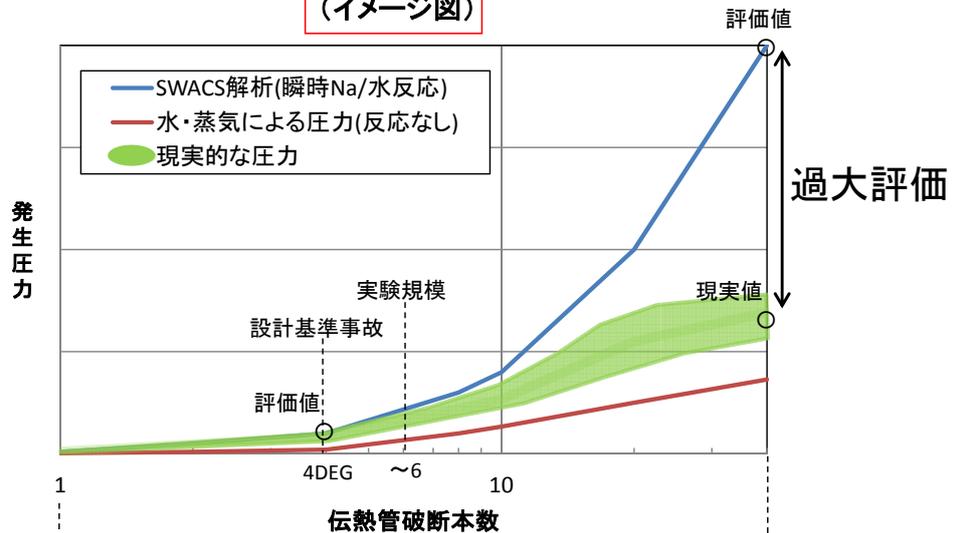


図1 SWACSコードの適用性

第4回会合での主な委員コメントと回答(3/8)

(イメージ図)



(イメージ図)

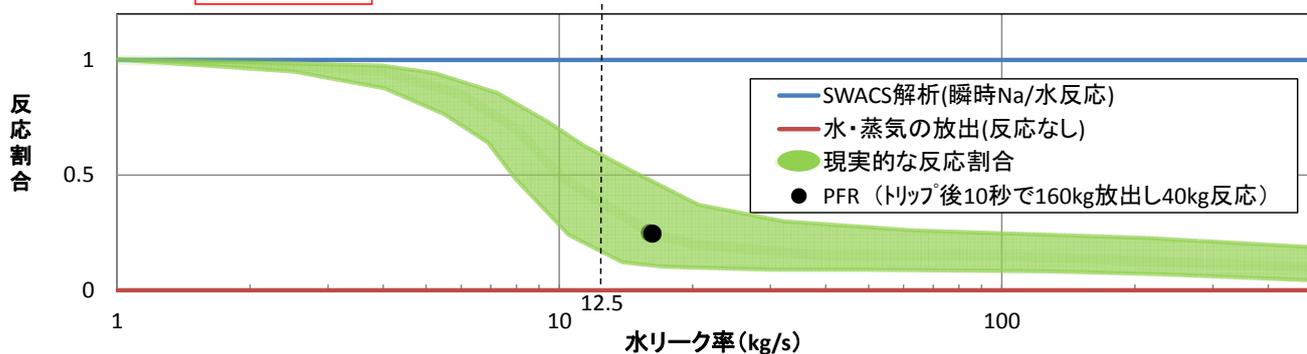


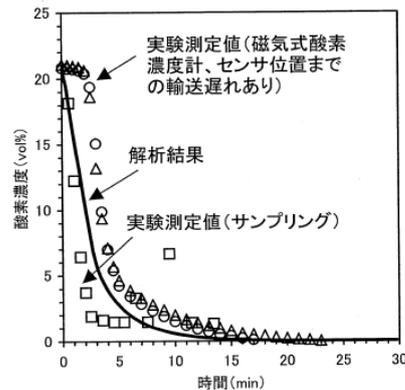
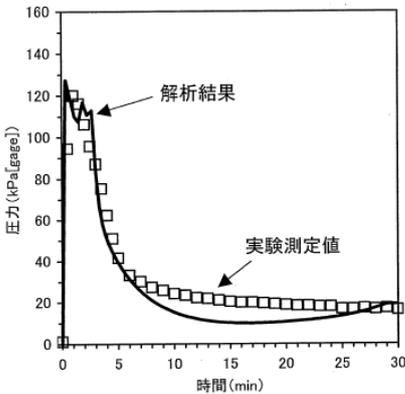
図2 SWACSコードの外挿性

第4回会合での主な委員コメントと回答(4/8)

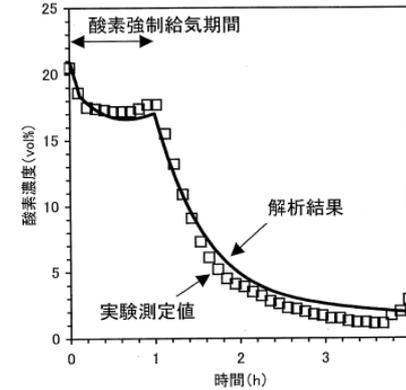
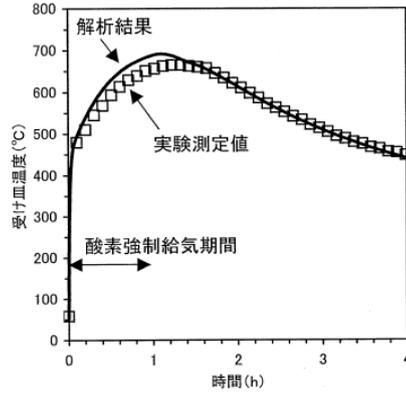
| 委員コメント | 回答 |
|---|--|
| 2-1)Na漏えい解析コード(ASSCOPS)の検証はどの様に行ったか？ | ASSCOPS はNa漏えい燃焼時の熱的影響等を解析するコードであり、漏えい条件と部屋の条件を入力データとして与えることにより、Na燃焼時の熱と物質の移行挙動が計算され、部屋の圧力、雰囲気ガスの成分濃度と温度、構造物の温度の過渡変化を計算する。ASSCOPS を検証するため、過去に実施したNa燃焼実験を対象とした解析を行い、解析結果と測定データを比較した。その結果、Na燃焼量(酸素の消費)、雰囲気ガスやライナ及び壁の温度、ガス成分濃度等の解析値は実験データと概ね一致し、ASSCOPSはNa燃焼時の熱的影響を評価するコードとして妥当であることを確認した。 検証例を図3、6に示す。 |
| 2-2)また、大洗でのNa漏えいの実験と、実機である「もんじゅ」の模擬性についてはどうか？ | 実験の模擬性については、Na漏えい事象推移の中から、漏えい形態、漏えいNaの流動性、貯留槽の燃焼抑制効果をポイントとなる事象として選定し、部分機能試験によって個々の設備の性能を確認した。その後、一連の事象推移を総合的に模擬した総合模擬試験を実施し、部分機能試験結果との整合性またはスケール効果を考慮して設備の有効性と健全性を確認した。即ち、部分機能試験では、現象を支配する因子に着目して条件を設定し、種々の寸法や形状を有する設備に対して一般性が担保できるようにした。総合模擬試験では、保温構造を模擬した配管、床ライナ、連通管及び貯留槽を試験装置内に実機と同様に配置し、配管からNaが漏えいして貯留槽で自然鎮火するまでの一連の事象推移を確認した。 実験概要を図4、5に示す。 |

5

第4回会合での主な委員コメントと回答(5/8)

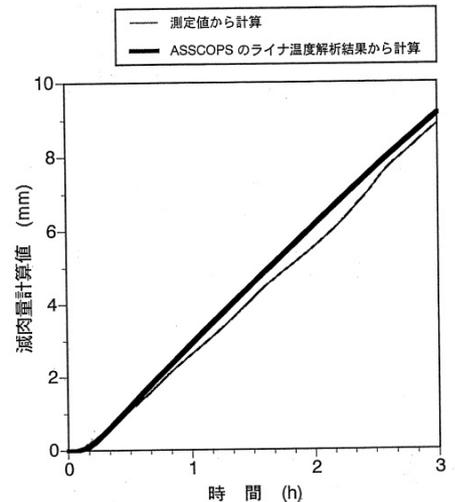


スプレー燃焼実験 (1985年9月実施)
100m³鋼製容器
漏えい速度510g/s (30分)
初期酸素濃度21%、密閉条件



プール燃焼実験 (1985年7月実施)
73m³コンクリートセル (鋼板内張)
漏えい量550kg (2.5分で受け皿に注入)
初期酸素濃度21%、開放条件
酸素強制供給 (1時間)

| 試験目的 | 回数 | O ₂ 濃度 (%) | 温度 (°C) | 漏えい量 (kg) |
|------------------|----|-----------------------|---------|-----------|
| プール(含コラム)燃焼 | 41 | 0~21 | 150~530 | 10~860 |
| スプレー燃焼 | 61 | 0~21 | 250~530 | 0.36~915 |
| 床ライナ等 (実験 I, II) | 2 | 21 | 480 | 647, 650 |



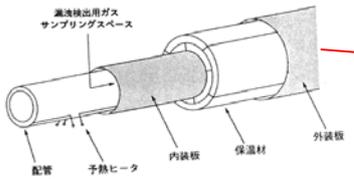
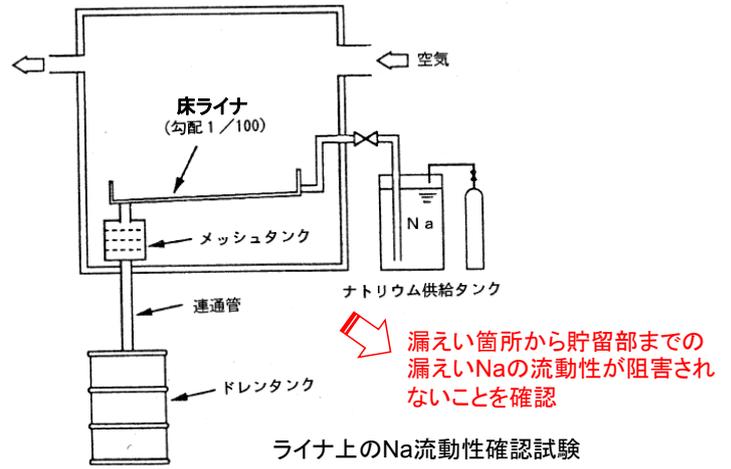
ライナ温度の解析結果または実験測定値と溶融塩型腐食の減肉速度データ(99%信頼幅上限値)から、減肉量を計算した。
ライナ腐食減肉量(燃焼実験II)の比較 (1996年6月実施)

図3 ASSCOPSコードの検証例

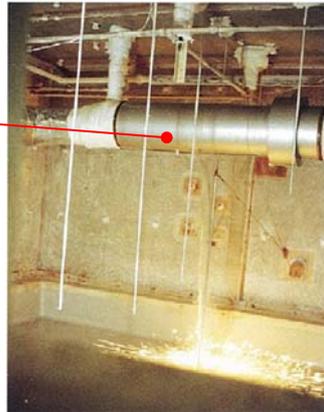
6

第4回会合での主な委員コメントと回答(6/8)

| 試験目的 | 回数 | O ₂ 濃度 (%) | 温度 (°C) | 漏えい量 (kg) |
|--------|----|-----------------------|----------|-----------|
| 漏えい形態 | 1 | 21 | 505 | 790 |
| 流動性 | 2 | 21 | 250, 505 | 150, 160 |
| 燃焼抑制効果 | 1 | 21 | 505 | 2,400 |



配管保温構造を模擬した流動試験



配管からのNa漏えい形態

保温構造は健全で、漏えい形態はコラム状であることを確認

⇒天井等のコンクリートと接しない

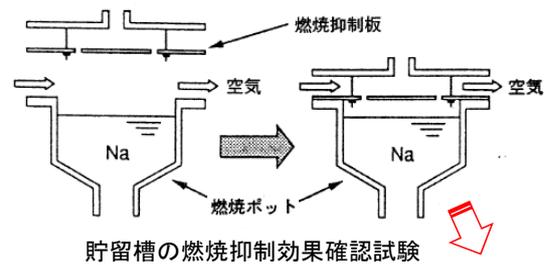
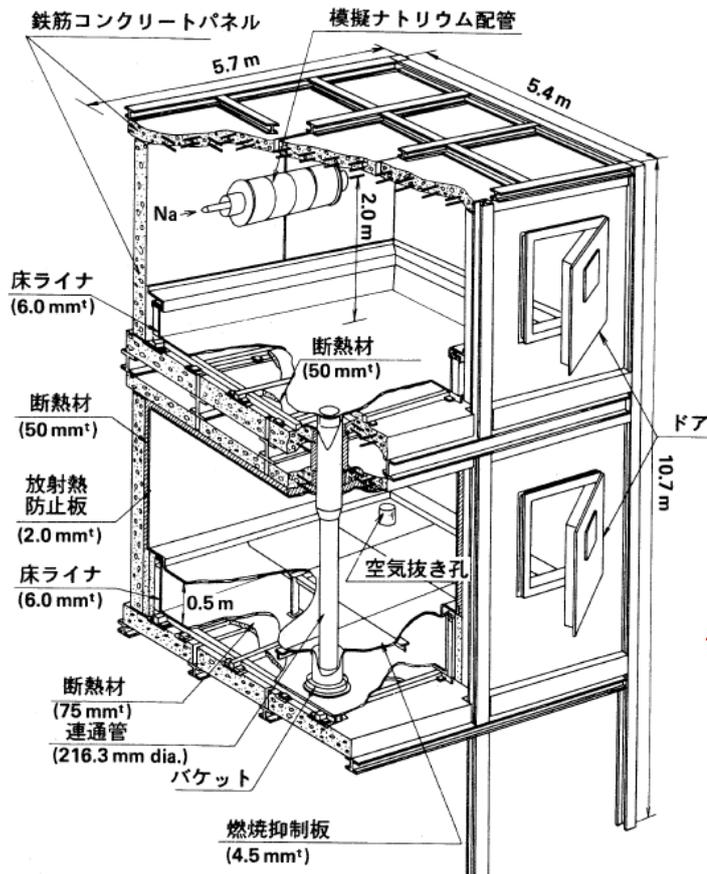


図4 部分機能確認試験の概要

第4回会合での主な委員コメントと回答(7/8)



大規模総合模擬試験 (1986年1月実施)

総合模擬試験

目的: Na漏えい時の事象推移と設備の機能を総合的に確認すること

試験: 小規模総合模擬試験

⇒部分機能試験と異なる現象の有無に着目

大規模総合模擬試験

⇒スケール効果の有無、床ライナやコンクリート建屋への影響の有無に着目

装置(大規模総合模擬試験):

名称: 原子炉補助建屋部分モデル試験装置 (SOLFA-1)

形式: 直方体2階建て

寸法: 5.4m × 5.7m × 高さ10.7m

材質: 鉄筋コンクリート

| 模擬試験 | 回数 | O ₂ 濃度 (%) | 温度 (°C) | 漏えい量 (kg) |
|------|----|-----------------------|---------|-----------|
| 小規模 | 1 | 21 | 505 | 150 |
| 大規模 | 1 | 21 | 505 | 3,000 |

得られた主な成果

- ①漏えいNaは床ライナから連通管を経て貯留槽にドレン回収され、燃焼抑制板で燃焼が抑制できることを確認
- ②配管からのNa漏えい形態は下向きのコラム状であることを確認
- ③床ライナの破損や著しい変形及び天井等の露出したコンクリート表面の浸食や破損は認められないことを確認

⇒Na漏えい対策設備設計通り有効かつ健全に機能を達成

図5 総合模擬試験の概要

第4回会合での主な委員コメントと回答(8/8)

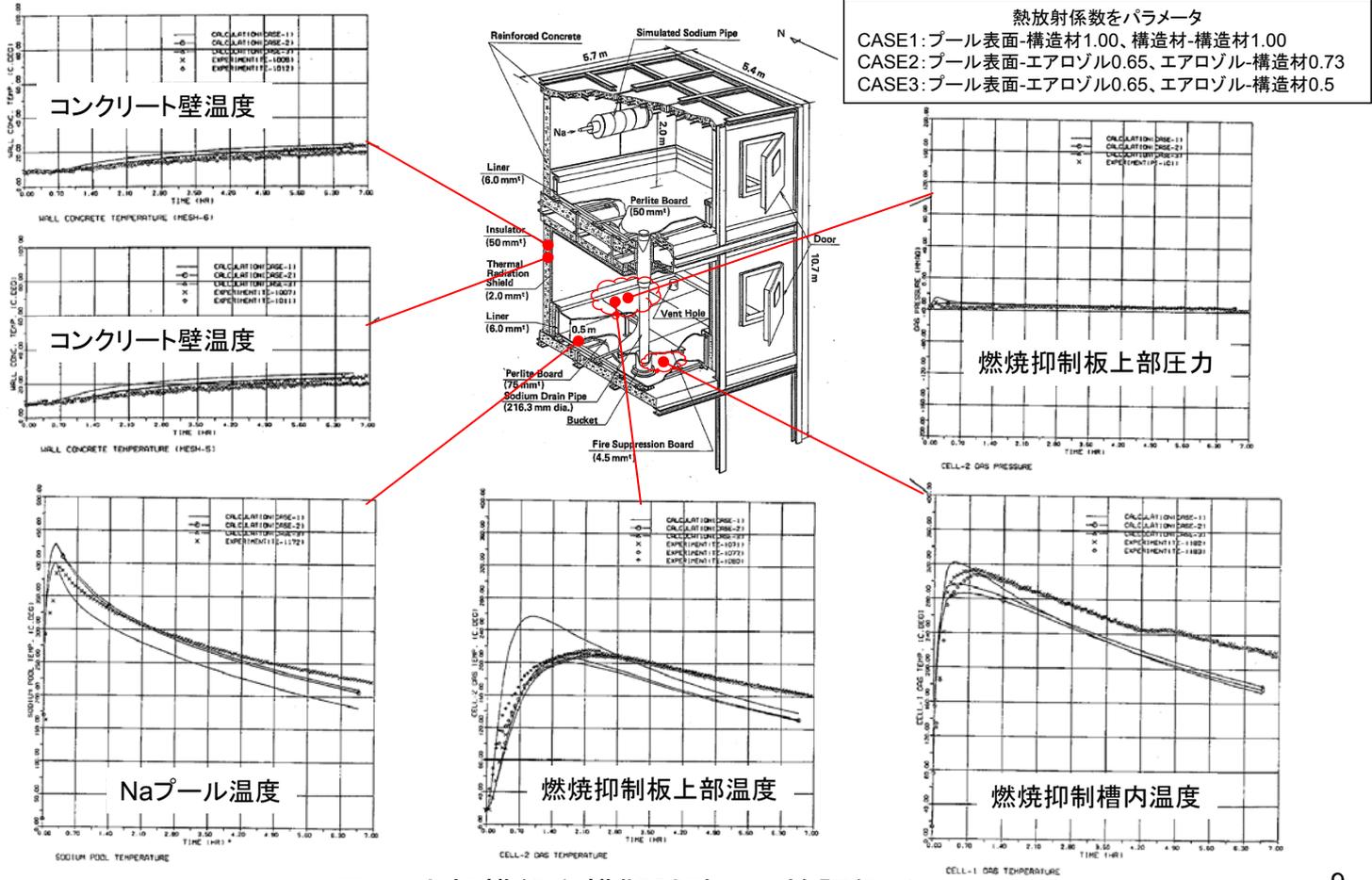


図6 大規模総合模擬試験での検証例※)

※) ASSCOPS旧バージョン使用

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 もんじゅ実地調査結果

| | 主な実地調査項目 | 実地調査結果 |
|--|--|--|
| 中央制御室における 全交流動力電源喪失 時の運転員の対応(シ ミュレータ訓練から) | 緊急時プラント状態の把握 | <ul style="list-style-type: none"> ・津波来襲時の潮位の状態、原子炉冷却系の自然循環冷却状態(空気冷却器弁及びベーン、ダンパの開閉状態、冷却材ナトリウムの温度及び流量)等、適時に必要なプラント状態及び外部状況の確認が行える。 ・電源車からの給電が行えず、蓄電池が枯渇した場合でも、テスターによりプロセス計装を直接計測する手順書を整備し、炉外燃料貯蔵槽冷却系流量の現場計測を除き、中央制御室内の制御盤にて計測し自然循環状態を把握できる。 |
| | 事象進展の予測と対策の判断 | <ul style="list-style-type: none"> ・当直長は事象進展を予測し運転員に事前の対応準備を促し、(ブラインド条件で)運転員は自然循環起動できない冷却ループが発生した場合について、円滑な自然循環起動(手動)操作を行った。 |
| | 自然循環起動操作 | <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室から手動で自然循環起動する場合のスイッチ操作は簡易である。 |
| | 緊急時の運転員相互の連携(コミュニケーション) | <ul style="list-style-type: none"> ・設備の略語を用いる場合があるため発音が早いですが、コミュニケーションは問題無く図られた。 |
| | 対応マニュアルの準備状況及び 運転員の育成 | <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失の異常時運転手順書に引続いて、全交流電源喪失の異常時運転手順書Ⅱが準備されている。 ・運転員は、様々な異常時のシミュレータ訓練、机上におけるFBRの特徴を踏まえた異常事象進展と対応について習得を行い、知識レベルの維持と向上を図っていると説明を受けた。 |
| 現場における補助冷 却設備空気冷却器の 弁及びベーン、ダンパ 開操作 | 中央制御室から補助冷却設備室 (Na 漏えい時窒素注入区域)への アクセスルート | <ul style="list-style-type: none"> ・補助冷却設備室へのアクセスルートは2ヶ所確保されている。場合によっては建屋外(タービン建屋屋上)からのアクセスも可能。 ・補助冷却設備室への進入は、施錠されている扉の鍵を開ける必要があるが、鍵は当直長が一括管理されており(窒素封入に関する)間違いは生じにくい。 |

| | | |
|------------|---------------------------|---|
| | ナトリウム弁の手動開閉操作(保温材取外し操作含む) | ・保温材取外し操作は、パッケージのため簡易である。ハンドルによる手動開操作を含めた時間は、余裕をみても約10分と見積られる。ナトリウム漏えいしたループは自然循環冷却に期待しないため、基本シナリオでは窒素封入し入室しない方針であるが、複合事象のシナリオも順次検討すべき。 |
| | 空気冷却器ダンパ手動開閉操作 | ・ダンパの操作ハンドルは、運転員の肩の高さにあり、操作に苦慮しない。 |
| | 空気冷却器出口ダクト上部(大気放熱部) | ・自然循環状態を把握する補助的な手立てとして出口ダクト上部で放熱の大気温度から確認できる。 ・ドレン孔はあるが周囲に凝縮水が貯まる構造であり、材料健全性の観点において問題ないか確認すべき。 |
| 電源車及び電源接続盤 | 電源車の配備状況及び電源接続盤の設置状況 | <ul style="list-style-type: none"> ・電源車は 300kVA×2 台と 4000kVA×1 台を津波の影響を受けない位置に配備しているが竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。 ・300kVA 電源車は、夜間・休日を含めもんじゅ構内に常駐する対応要員にて接続及び給電作業に対応。 ・300kVA 電源車の接続端子盤は、状況に応じて選択できるよう3ヶ所有り。 ・主たる接続端子盤は、関西電力美浜原子力発電所、日本原子力発電の敦賀発電所と共通にしており、電源車を融通することが可能。 ・4000kVA 電源車は来年度からの運用を予定し、電源ケーブルは埋設するため接続作業は無し。 ・地滑り対策進行中。類似の豪雪＋地震複合事象時(敷地から見えない高い部分を含めて)の雪崩の可能性を検討すべき。 |

| | | |
|------------------------------------|----------------------------|---|
| 津波来襲後の非常用ディーゼル発電機 1 台復旧のための代替海水ポンプ | 代替海水ポンプの配備状況及び設置場所の状況 | <ul style="list-style-type: none"> ・代替海水ポンプ関係設備は津波の影響を受けない位置に配備(保管)。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。 ・夜間・休日を含めもんじゅ構内に常駐する対応要員にて設置可能。 ・地下配管取り替え部への海水侵入防止策については、海水で満たされた場合を想定して汲み上げポンプを準備していることを確認。 |
| 原子炉補機冷却海水ポンプ廻りの防水壁 | 防水壁の設置状況 | <ul style="list-style-type: none"> ・緊急対応として高さ 1.2m の防水壁の設置を確認。 ・防水壁のかさ上げ、水中堰の設置を検討中であることを確認。 |
| ホイールローダ | ホイールローダの配備状況 | <ul style="list-style-type: none"> ・がれき等処理のためのホイールローダ 1 台が津波の影響を受けない位置に配備。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。 ・ホイールローダ運転員は、夜間、休日を含めて、もんじゅ構内に常駐。 |
| もんじゅへのアクセスルート | もんじゅへ通じるトンネルが不通になった場合のアクセス | <ul style="list-style-type: none"> ・海岸及び山側のルートがあることを確認。ルートについては目的に応じた整備が必要。 |
| その他 | | <ul style="list-style-type: none"> ・福島第二原子力発電所の事故対応を踏まえると、機械或いは電気等、各分野の設置段階からの情報を把握している専門家を要して事故対応にあたることが重要であり、もんじゅのような長期プロジェクトは世代交代を円滑に図っていくことが必要。 ・白木・丹生断層に近い(緊急時対応要員がいる)もんじゅ寮の耐震性と内部の家具の固定について確認が必要。 |