

## 第4回 もんじゅ安全性総合評価検討委員会 議事次第

1. 開催日時：平成24年12月25日(火) 13:00～16:00
2. 開催場所：敦賀本部事務所 アトムプラザ2F アトムホール
3. 議事次第
  - 1)開会  
機構挨拶  
文部科学省挨拶
  - 2)第3回委員会の議事概要(案)
  - 3)議題
    - (1)ワーキンググループ報告
    - (2)コメント回答
      - ①全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失について
      - ②機能喪失するループ数や時間余裕の検討について
      - ③全交流電源喪失条件でナトリウム漏えいが発生した場合の炉心冷却について
    - (3)東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価について
  - 4)まとめ
  - 5)事務連絡事項
  - 6)閉会  
閉会挨拶

以上

もんじゅ安全性総合評価検討委員会  
第3回審議の議事概要

平成24年8月1日

もんじゅ安全性総合評価検討委員会事務局

開催日時：平成24年7月31日（火）13：00～16：20

開催場所：敦賀本部事務所 アトムプラザ2F アトムホール

出席者：委員長 片岡 勲 大阪大学大学院 工学研究科 教授

委員 伊藤 智博 大阪府立大学大学院 工学研究科 教授

委員 宇根崎 博信 京都大学原子炉実験所  
原子力基礎工学研究部門 教授

委員 可児 吉男 東海大学 工学部 原子力工学科 教授

委員 竹田 敏一 福井大学附属国際原子力工学研究所 所長

委員 野口 和彦 三菱総合研究所 リサーチフェロー

委員 宮崎 則幸 京都大学 大学院 工学研究科 教授

以上7名（五十音順）

文部科学省 西條 正明 核燃料サイクル室長  
川口 悦生 敦賀原子力事務所長

原子力機構 廣井 博 理事・敦賀本部長代理  
谷川 信吾 敦賀本部 本部長代理  
近藤 悟 高速増殖炉研究開発センター 所長  
弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 所長代理  
中島 文明 高速増殖炉研究開発センター 副所長  
池田 真輝典 高速増殖炉研究開発センター 副所長  
此村 守 FBR プラント工学研究センター センター長  
宮川 明 高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 次長  
北村 誠司 高速増殖炉研究開発センター  
施設保全課 課長  
平山 尋盛 高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 室長代理  
飛田 吉春 次世代原子力システム研究開発部門  
炉心安全評価グループ リーダ

議事概要：

① 第2回委員会の議事概要確認

原子力機構から、第2回委員会の議事概要について説明し、了承された。

② ワーキンググループ報告

原子力機構から、各ワーキンググループ\*におけるこれまでの検討内容について説明した。

(\* ) シビアアクシデントWG（第3回：3月16日、第4回：7月25日）

ストレステストWG（第4回：3月22日、第5回：5月29日、第6回：7月25日）

委員からのコメントはなく、了承された。

### ③ コメント回答

原子力機構から、これまでの委員会におけるコメントについて回答した。

委員からは主として、自然循環の解析や非常時に使用する仮設の測定装置についての質問がなされ、機構の考え方について回答し、了解された。

### ④ 地震及び津波に対する裕度評価状況

原子力機構から、地震及び津波に対する裕度評価状況について説明した。

委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・ 今回の解析評価はストレステストの耐震評価としては適切と思われるが、シビアアクシデント対応のインプット（検討用材料）として考えると、枝シナリオや、ヒューマンエラーなども考慮範囲に入ってくると思われる。
- ・ 裕度評価の中にも、安全余裕が見込まれているように思う。例えば、3 ループが同時に地震で壊れるということもないのではないか。

### ⑤ 全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に対する裕度評価状況

原子力機構から、全交流電源喪失(SBO)及び最終ヒートシンク喪失(LUHS)に対する裕度評価状況について説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・ SBO や LUHS は重要なところなので、詳細を詰めて、緻密な考え方をしてほしい。操作等の失敗の可能性も考えることも必要。
- ・ 今回の評価での最終ヒートシンク喪失の考え方は不十分に感じた。いろいろ検討してきたのであれば、そのところはきちんと説明してもらいたい。
- ・ 1 ループ喪失、3 ループ喪失、メンテナンス冷却系の利用などについて、余裕時間の中で説明することが必要。

### ⑥ 今までに整備したアクシデントマネジメント策における東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見の対応

原子力機構から、今までに整備したアクシデントマネジメント策への東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見の反映について説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・ 手順書はアクシデントマネジメントの成果物ではなく、ツールとして整備すべき。できたから対応を終えるのではなく、使えるものとして、常に整備するような、仕組みも必要。
- ・ シビアアクシデント対応では、マニュアルに無いことへの対応が必要で、幹部の判断訓練等をしてほしい。
- ・ シビアアクシデント対応では、現場以外の JAEA 組織が支援ではなく、機構全体として対応すべき。

⇒10条通報以降は、事故対応体制が、理事長を本部長とした体制とするようになっていてと回答

- ・ 事業者で対応できないことは、周りに（国等へ）支援要請することも考えるべき

⑦ 冷却材にナトリウムを使用していることで検討した事項（シビアアクシデント対応方策）

原子力機構から、冷却材にナトリウムを使用していることで検討した事項について説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ・ 今回の検討は、高速炉の特徴を踏まえて意義のある作業と思うが、1次冷却系の漏れい時の液位確保が大丈夫か、全交流電源喪失で1次Arガス漏れいがどうなるのか、隔離弁は作動するのかなど検討を進めてほしい。

⑧ 委員長まとめ

原子力機構にて多角的な検討がなされていることが分かった。本日、委員から広く多面的なコメントをいただいたので、機構は引き続き精査を進めてほしい。

- ・ 裕度評価については、評価方法には適切と考える。裕度の結果として、地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失について、十分な耐力や余裕時間があると考える。
- ・ 東京電力福島第一原子力発電所事故を分析したマニュアルの改善や訓練がされている。ナトリウム漏れいや蒸気発生器水漏れいについての検討と改善が報告された。
- ・ 多岐にわたる内容に対してコメントがあったので、それを踏まえて更なる検討をしてほしい。

以上



資料-4-2

## ワーキンググループ報告

平成24年12月25日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

○ 設置目的: 審議の迅速性を考慮して、検討事項毎にシビアアクシデントWG及びストレステストWGをもんじゅ安全性総合評価検討委員会の下に設置し、審議・確認をいただく。WGの審議結果は、委員会に報告する。

○ 検討事項:

シビアアクシデントWG:

シビアアクシデント対策(案)審議 等

ストレステストWG:

ストレステストの計画、実施方法・内容、評価結果 等

○ 委員:

【シビアアクシデントWG】

宇根崎 博信

片岡 勲

可児 吉男

野口 和彦

【ストレステストWG】

伊藤 智博

片岡 勲

可児 吉男

竹田 敏一

宮崎 則幸

(五十音順、敬称略)

## 第5回シビアアクシデントWG・第7回ストレステストWG

- 開催日時：平成24年10月31日(水)13:30～16:00
- 開催場所：大阪
- 出席者：片岡委員長、伊藤委員、可児委員、野口委員、宮崎委員

### 議題1:コメント回答

- ①LUHS初期事象の網羅性の検討
- ②耐震裕度の評価 ～極限解析のご質問回答～
- ③耐震裕度の評価 ～原子炉停止のご質問回答～
- ④福島第1事故の反映として、手順書、作業環境、体制・訓練の要素の連携について
- ⑤全交流電源喪失条件でナトリウム漏えいが発生した場合の炉心冷却について

### 議題2:第4回委員会の概要

#### 【主な委員意見】

- ・議題1① LUHSについて、軽水炉との比較で同等の原因を想定していることが分かった。
- ・議題1④ 津波発生時は沿岸の道路が使えない可能性もある。自治体と連携してヘリコプターを使うなどの対策も必要。
- ・議題1⑤ SBO時に1次冷却材漏えいが仮に起こった場合のカバーガス系や、電磁ポンプでのナトリウム汲み上げについても検討すべき。



## コメント回答

平成24年12月25日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構



No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	全交流電源喪失や最終ヒートシング喪失は重要なところなので、詳細を詰めて、緻密な考え方をしてほしい	第3回委員会	2
2	1ループ喪失、3ループ喪失、メンテナンス冷却系などについて、余裕時間の中で説明することが必要	第3回委員会	9
3	全交流電源喪失条件でナトリウム漏えいが発生した場合の炉心冷却について	第3回委員会	11

## ご質問No.1

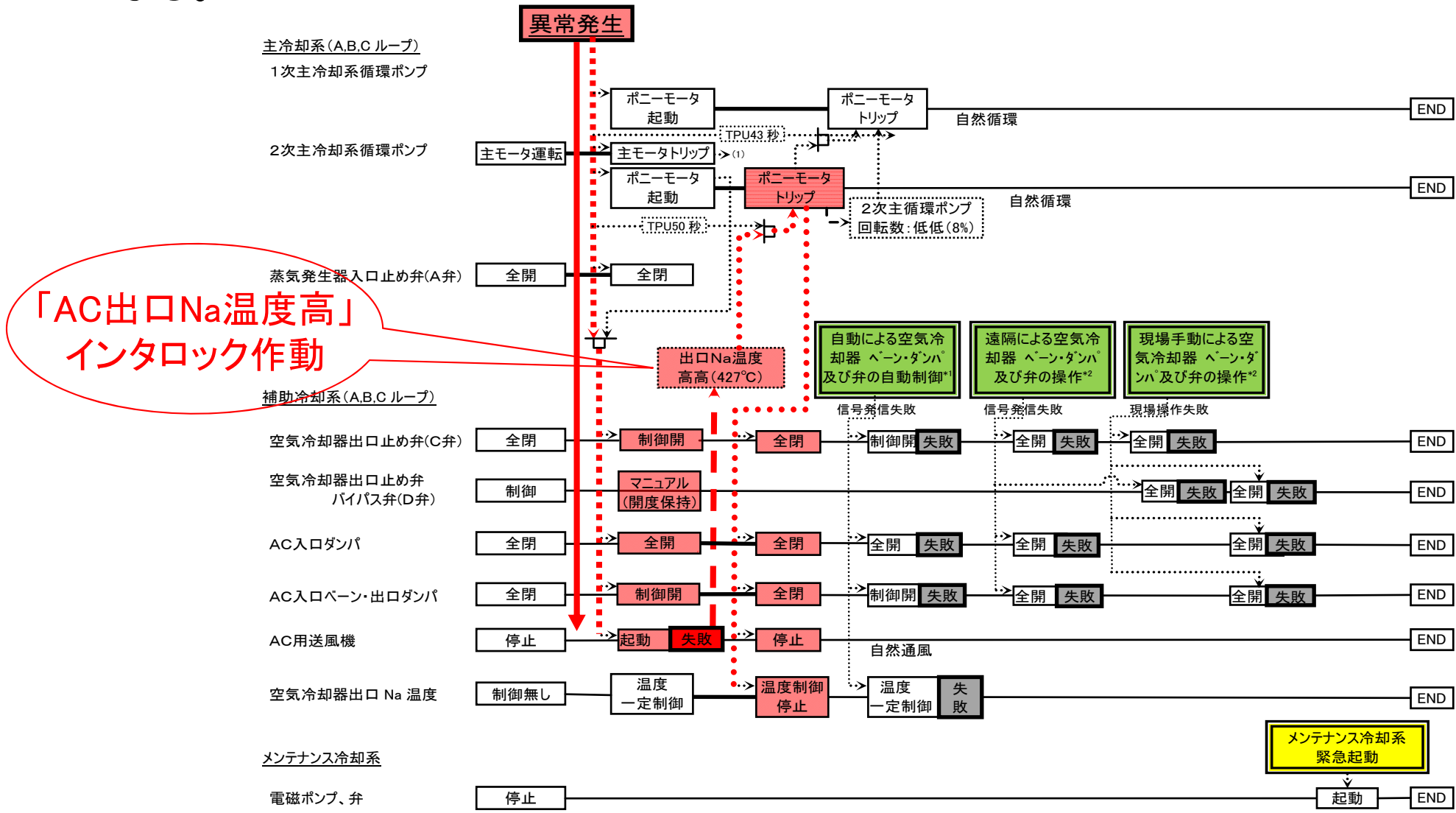
全交流電源喪失や最終ヒートシング喪失は重要なところなので、詳細を詰めて、緻密な考え方をしてほしい。

- ・LUHSの初期事象の網羅性
- ・操作等の失敗の可能性も考えること
- ・空気冷却器のブロワー起動失敗を起因事象とした場合、最終ヒートシンクの喪失になっていないのではないか(軽水炉とも比較して説明して欲しい)。

	原子炉に対するLUHS(海水ポンプ停止)に対する防護機能	クリフエッジの原因	クリフエッジ
関電大飯3号	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプによるSG2次系への給水による除熱、淡水枯渇後は消防ポンプによる淡水タンクからの給水、海水の給水で除熱	消防ポンプ用ガソリンの枯渇	14日後
関電美浜3号	同上	同上	12日後
関電高浜1号	同上	同上	15日後
四電伊方3号	タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによりSG2次側へ給水。4日以後は海水取水用水中ポンプを用いて崩壊熱除去系を起動して冷却継続。	崩壊熱除去系の起動によりクリフエッジは存在しない。	存在しない。
北電泊1号	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプによるSG2次側へ給水。各タンクの貯水が枯渇した場合は、仮設ポンプにより補助給水タンクへ海水を供給。	仮設ポンプ及び空気圧縮機用の発電用燃料の枯渇	142日後
九電玄海1号	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより冷却水を蒸気発生器に給水し、蒸気発生器を介した2次系からの冷却 仮設海水エンジンポンプ、および水中ポンプによる海水取水	水中ポンプ用の燃料(A重油)枯渇	378日後
川内1、2号	同上	同上	939日後
北陸志賀2号	原子炉隔離時冷却系(RCIC)により原子炉冷却を継続、RCICが動かない場合は主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、復水補給水系による冷却。復水貯蔵タンクへの淡水補給が枯渇した後は、原子炉減圧後の電動消防ポンプ、消防車による大坪川ダム、あるいは海水からの注水。	消防車、取水用ポンプへの電源供給用発電機燃料(軽油)の枯渇	480日後
原電東海第2	RCICにより原子炉への注水、海水利用型消防水利システムにより残留熱除去系海水系へ海水を代替供給、低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系による原子炉への注水、消防ポンプ又は海水利用型消防水利システムによる代替注水。海水の代替供給に失敗した場合には、格納容器ベントによる除熱を行うことにより、原子炉への注水を継続。	消防ポンプ、消防水利システム用の発電機燃料(軽油)の枯渇	105日後

	軽水炉	もんじゅ
UHS	海水	大気
LUHSの初期事象	海水ポンプ停止	空気冷却器の送風機起動失敗 空気冷却器出口止め弁「開」失敗 空気冷却器ベーン・ダンパ「開」失敗
LUHS初期事象に対する防護機能(対応措置)	PWR: 電動補助給水ポンプ等によるSG2次系への給水、海水取水ポンプによる崩壊熱除去系再起動 BWR: 原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水、原子炉減圧後の電動消火ポンプ、消防車による注水等	空気冷却器ベーン・ダンパ開操作による自然対流による大気供給 空気冷却器出口止め弁開操作による自然対流によるナトリウム循環
LUHS初期事象後の冷却媒体	淡水 淡水枯渇後は海水	ナトリウム、大気
LUHS初期事象後の最終ヒートシンク	大気あるいは海水(伊方3号)	大気
緊急安全対策	淡水供給源の多様化、消火ポンプ、消防車等による給水	自然循環機能の確認、弁操作作業性向上のための保温材パッケージ化
クリフエッジ	給水・注水を行う動的機器(ポンプなど)の運転のための燃料枯渇 伊方3号機は海水取水用ポンプの投入と崩壊熱除去系の再起動によりクリフエッジなし	自然循環による冷却が確保・維持されるためクリフエッジなし

もんじゅにおいて空気冷却器 (AC) 送風機の起動失敗後は、「AC出口Na温度高」インターロックによってベーン・ダンパ、ACS出口止め弁が全閉となり、LUHS状態となる。



- ・ストレステストにおける「LUHS項目」は、最終ヒートシンク（軽水炉は海水等、もんじゅは大気）への放熱が通常の設定でできなくなった場合に、緊急時の防護機能（対応措置）の効果を評価するものである。全ての防護機能の無条件の喪失を想定するものではない。
- ・もんじゅのストレステストでは、想定したLUHSの各起因事象に対して事象発生後にインターロックによるプラントの応答によって放熱ができないLUHS状態になることを確認した。もんじゅでは、LUHS後の防護機能（対応措置）によって自然循環による放熱が再開される事を確認した。

ご質問No.2

1ループ喪失、3ループ喪失、メンテナンス冷却系などについて、余裕時間の中で説明することが必要。

- ・ヒートシンクの喪失が1ループで発生した場合、残りの2ループによる通常の除熱機能(ポンプモータによるナトリウムの循環と空気冷却器からの放熱)によって、炉心は冷却される。
- ・ヒートシンクの喪失が2ループで発生した場合、残りの1ループによる通常の除熱機能によって、炉心は冷却される。
- ・同時に3ループにおいてヒートシンクが喪失してLUHSが発生した場合は、ヒートシンク喪失を回復する防護機能(対応措置)によって、炉心は冷却される。また、独立したメンテナンス冷却系を除熱に使用することも可能である。
- ・仮に、LUHS状態が継続したとしても、原子炉冷却材バウンダリの温度が安全評価における事故時判断基準(650°C)に達するまでに8時間以上の余裕があるため、除熱機能喪失を回復する防護機能(自動、手動、現場操作によるベーン・ダンパ、弁の操作、メンテナンス冷却系起動)を実施するための十分な時間がある。

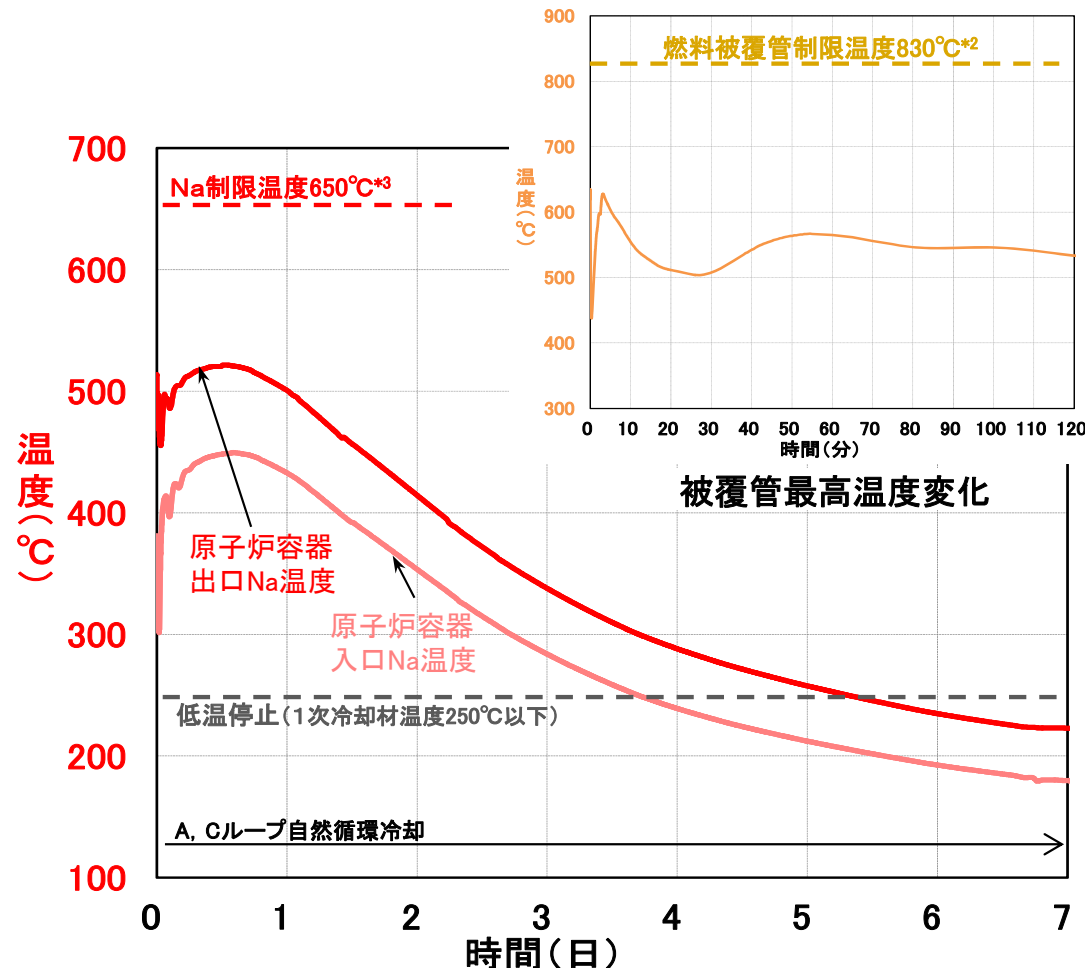
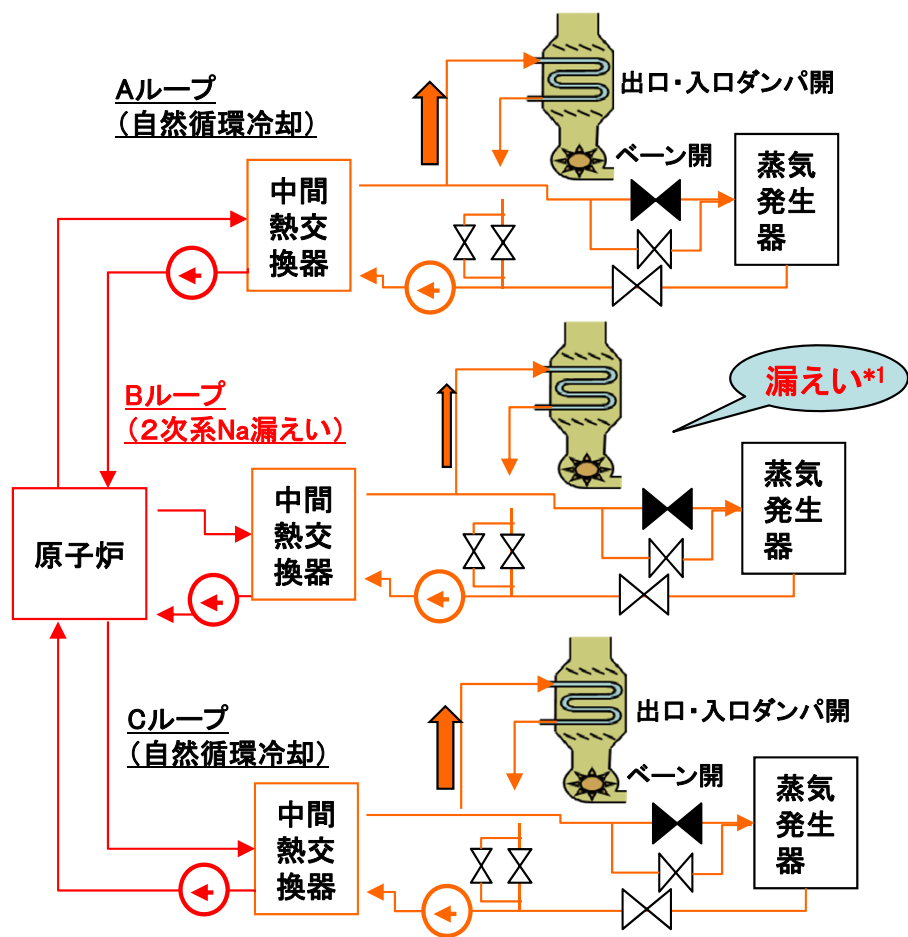


ご質問No.3 全交流電源喪失時にナトリウム漏えいが発生したと仮定した場合のナトリウム火災の影響やドレン手順は、分かったが、ナトリウムが漏えいしても炉心は冷却できるのか。

### 【ご回答No.3】

もんじゅは、全交流電源喪失で強制循環による炉心冷却が出来なくなっても、炉心と中間熱交換器、中間熱交換器と空気冷却器にそれぞれ高低差をつけて設置してあることから、自然循環で炉心の冷却ができる。ナトリウムが漏れて自然循環が出来なくなっても、残りの2ループの自然循環で炉心冷却ができる。

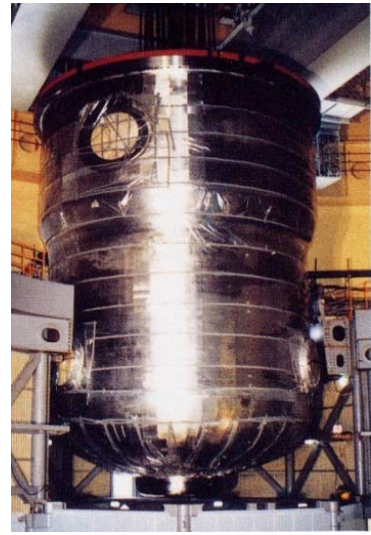
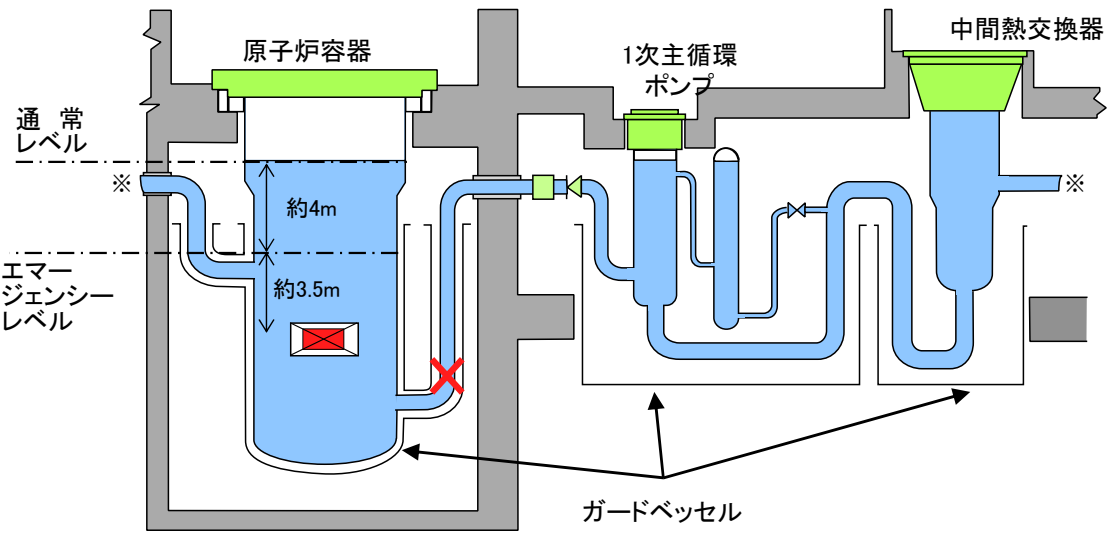
また、1次主冷却系で漏えいした場合、ガードベッセルでナトリウムを保持することで原子炉容器液位は確保され、自然循環で炉心を冷却できる。なお、このとき、全交流電源喪失で作動しない機器(1次Ar系格納容器隔離弁、R/V汲上げ電磁ポンプ)がある。このため、手動での隔離弁の閉止、系統温度保持を行う。



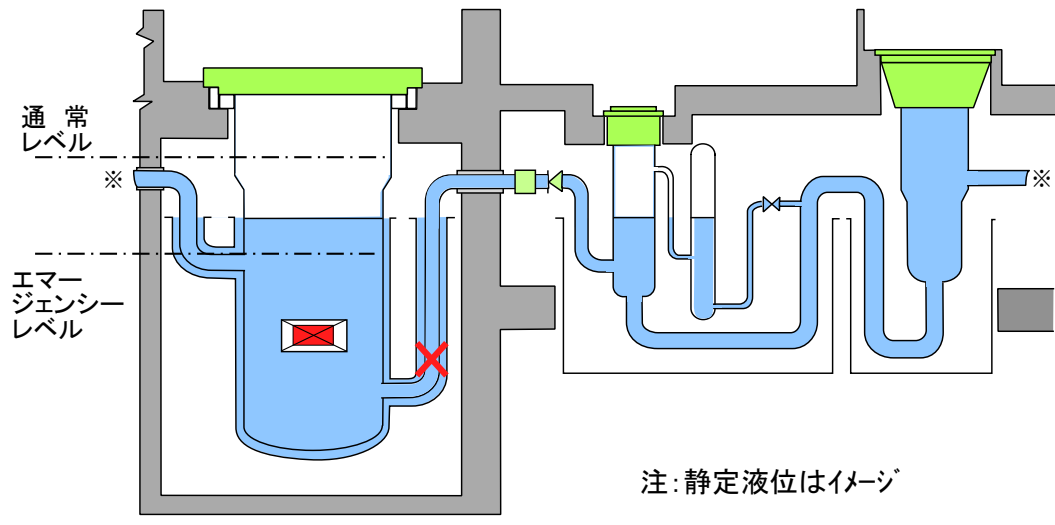
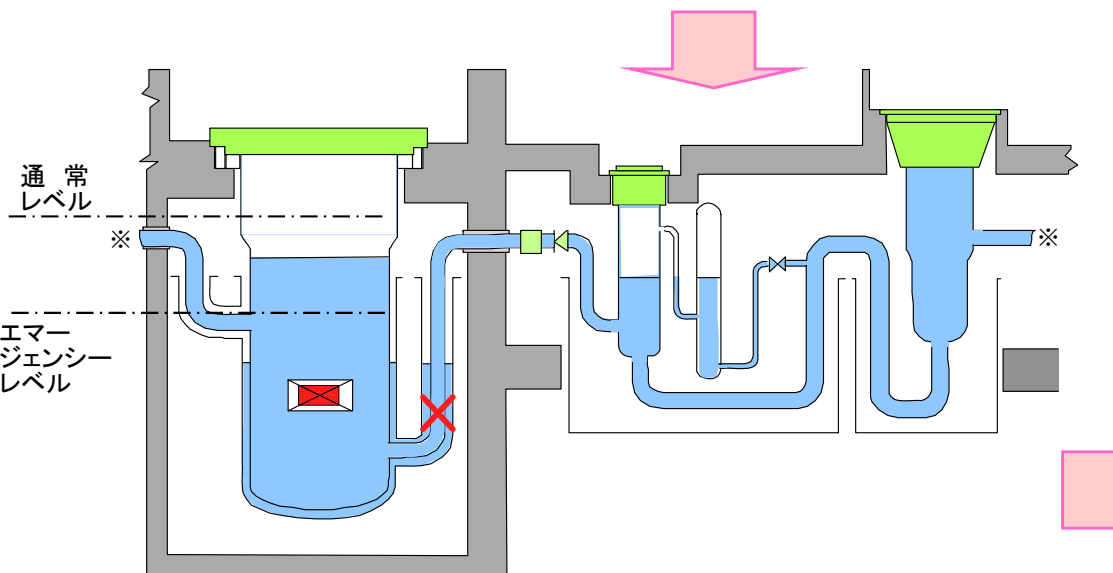
\*1: SBOと同時に漏えいが生じ、2次主循環ポンプコストダウン終了後(約2分)は、2次主冷却系除熱喪失(中間熱交換器断熱条件)したと仮定

\*2: この評価では、保守的に安全評価「運転時の異常な過渡変化」の判断基準を適用  
 \*3: この評価では、保守的に安全評価「事故」の判断基準を適用

- SBOと同時に偶発的に2次主冷却系ナトリウム漏えい(1ループ)を仮定しても、燃料被覆管最高温度、原子炉容器出口Na及び入口Na最高温度は、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の判断基準をも下回るので、炉心及び原子炉バウンダリの健全性が損なわれることはない。
- 健全な他の2ループの自然循環冷却により約6日間で低温停止に至ることができる。



炉容器ガードベッセル	
材質	SUS304
肉厚	約40mm



注: 静定液位はイメージ



東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した  
「もんじゅ」の安全性に関する総合評価について

平成24年12月25日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

## 2. 評価結果

- ・ 地震・津波の評価作業フロー

- (1)地震の評価結果

- (2)津波の評価結果

- (3)地震と津波の重畳の評価結果

- ・ 全交流電源喪失・最終ヒートシンク喪失の評価作業フロー

- (4)全交流電源喪失の評価結果

- (5)最終ヒートシンク喪失の評価結果

- (6)全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合の評価結果

- (7)シビアアクシデント対応方策

- (8)追加改善事項

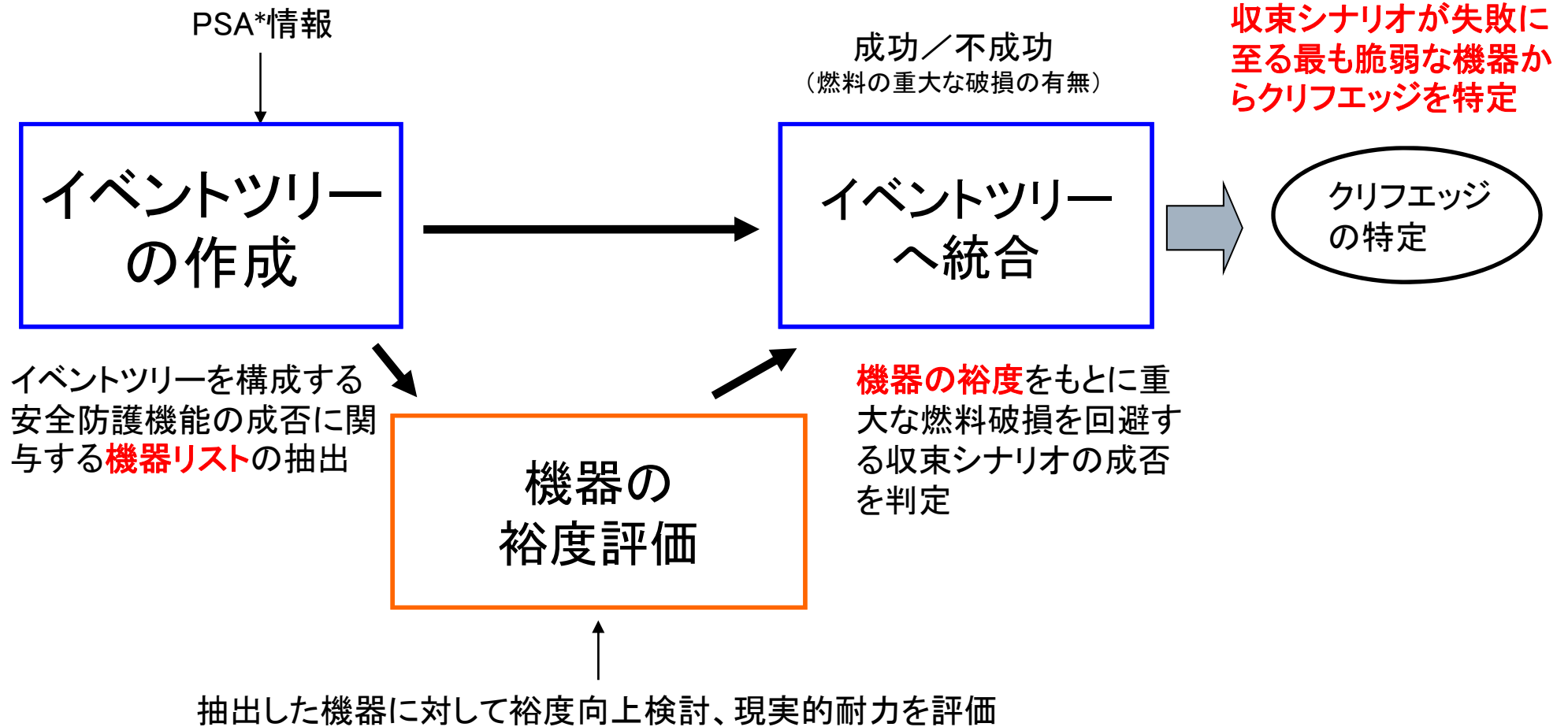
## 3. まとめ

平成23年7月6日、原子力安全委員会から経済産業省に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子力施設の安全性に関する報告について」により、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価を行うよう要請された。

これを受け、平成23年7月22日、原子力安全・保安院から当機構に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」が発出され、同日、これを受領した。

本報告は、指示文書に基づき、高速増殖原型炉もんじゅの安全性に関する総合評価について検討を行ってきたこれまでの結果をまとめたものである。

## 地震・津波



\*PSA(Probabilistic Safety Assessment:確率論的安全評価)

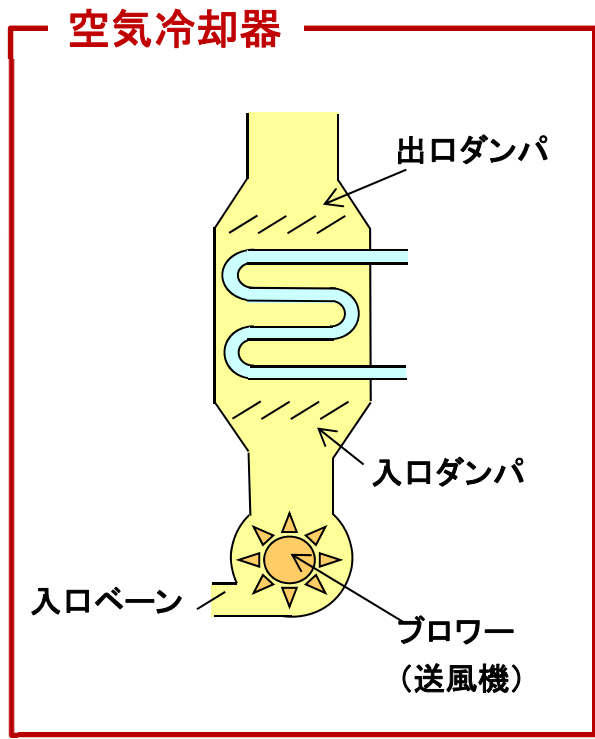
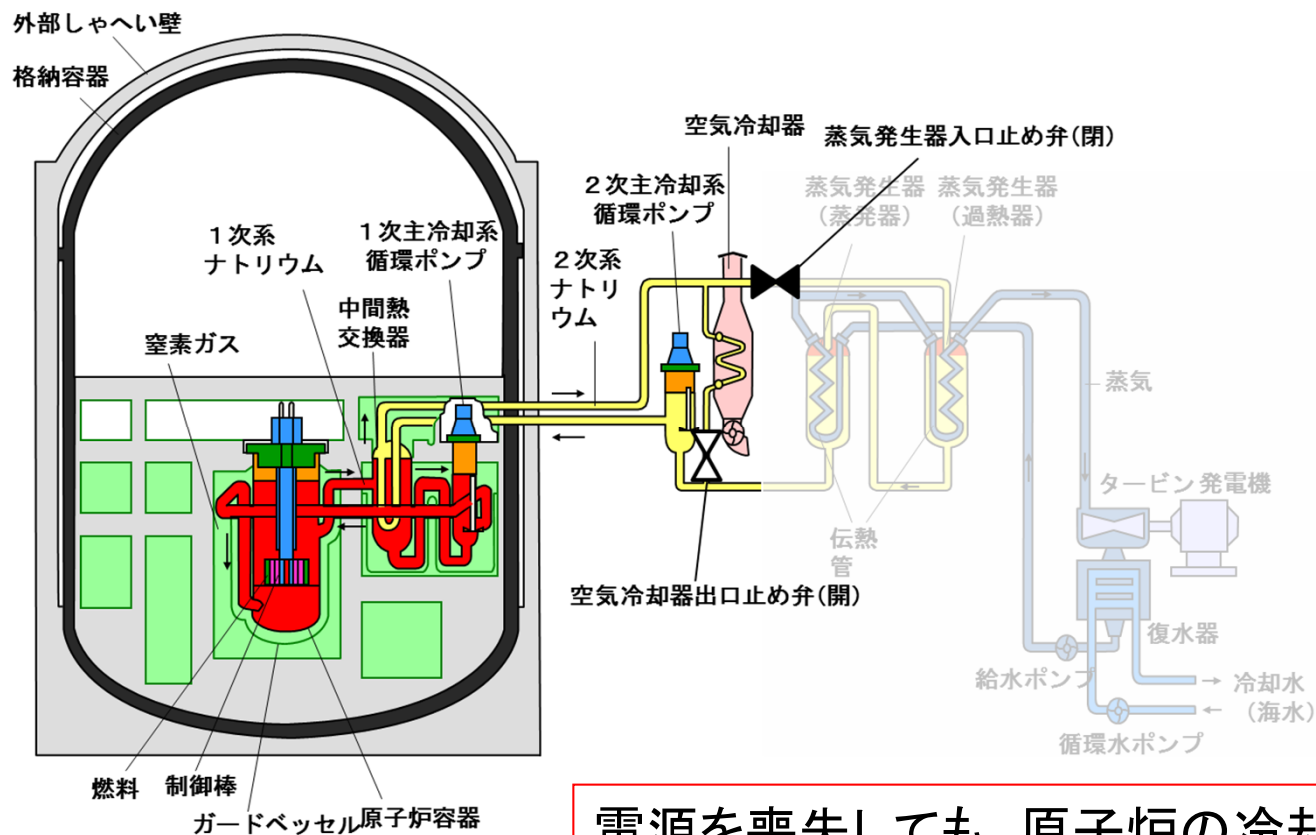
## 耐震裕度の評価方針

- 設計想定を超える地震の程度に応じて、施設、機器等が損傷・機能喪失する負荷を実力値を用いて算定し、燃料損傷に対する裕度を評価する。
  
- 燃料を貯蔵する以下の設備に対して重大な燃料損傷に至る過程を同定し、その負荷の大きさを特定する。
  - ①原子炉 ナトリウム冷却
  - ②炉外燃料貯蔵槽 ナトリウム冷却
  - ③燃料池 水冷却
  
- 裕度は、ナトリウム冷却による自然循環冷却能力など「もんじゅの特徴」を考慮して評価する。



- もんじゅ炉心冷却の最終ヒートシンクは大気
- ポンプ等による強制循環に代えて自然循環冷却が可能

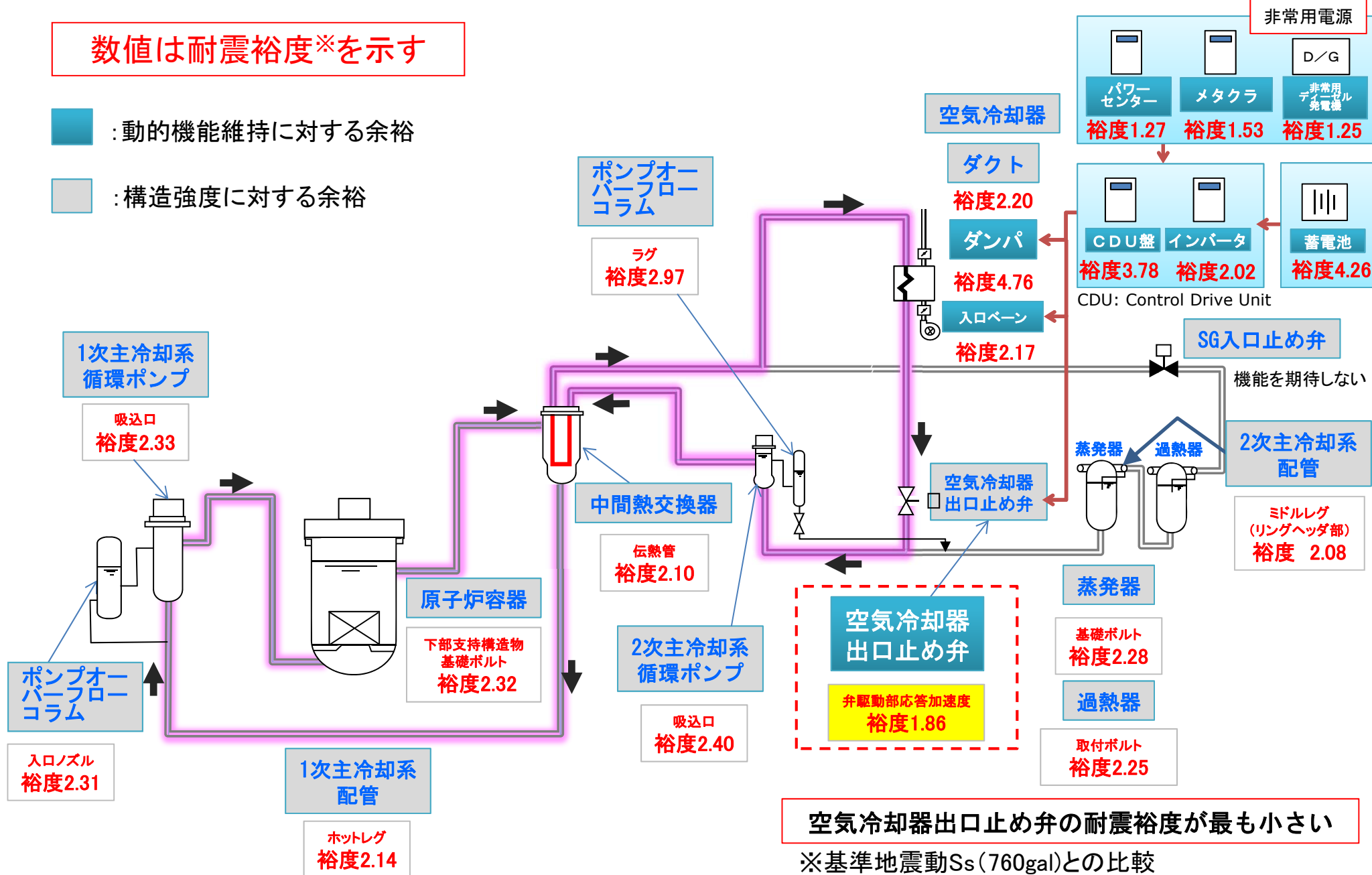
## 系統概要



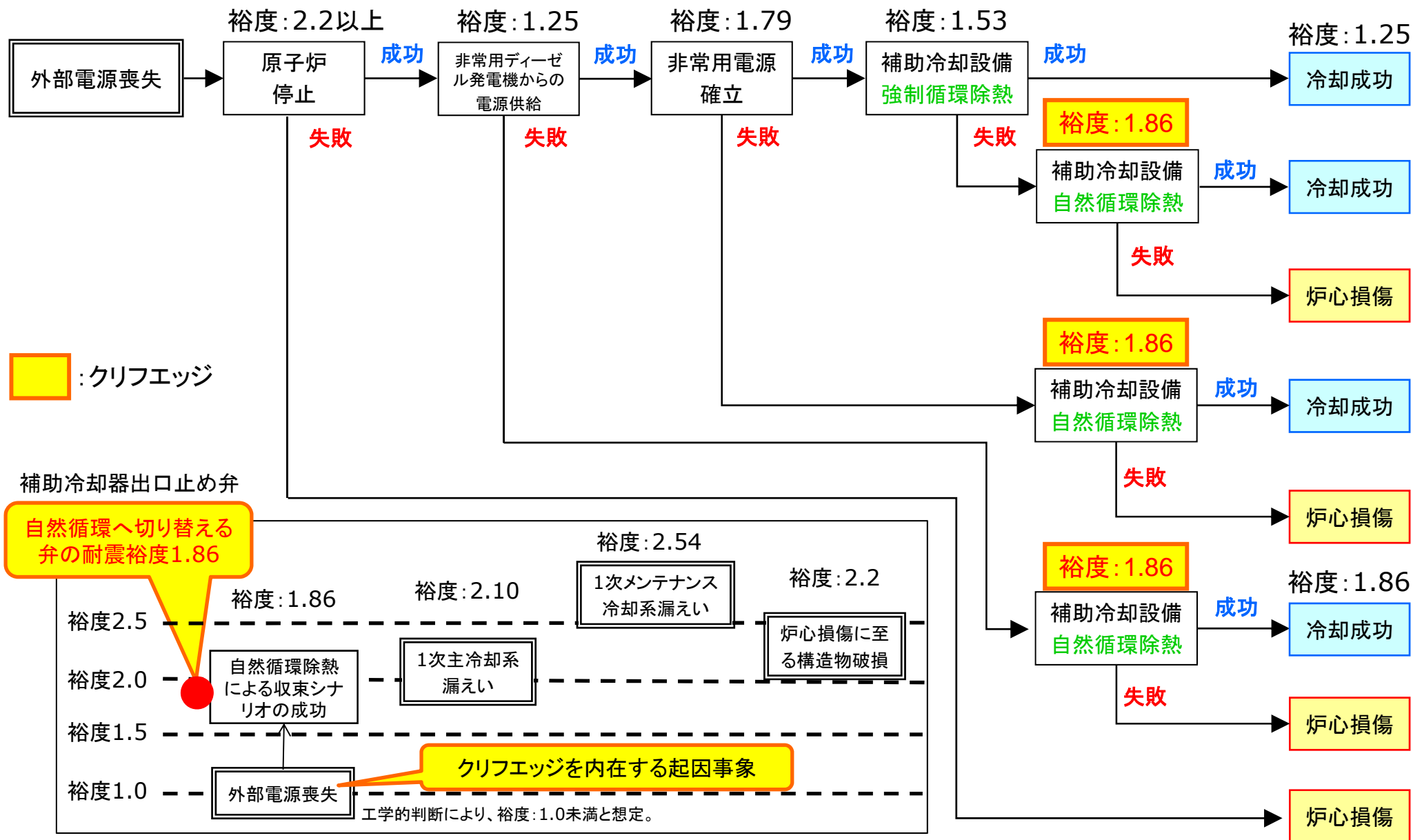
電源を喪失しても、原子炉の冷却に必要な設備が健全であれば炉心燃料の重大な損傷に至らない。

数値は耐震裕度※を示す

- : 動的機能維持に対する余裕
- : 構造強度に対する余裕



## 外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー



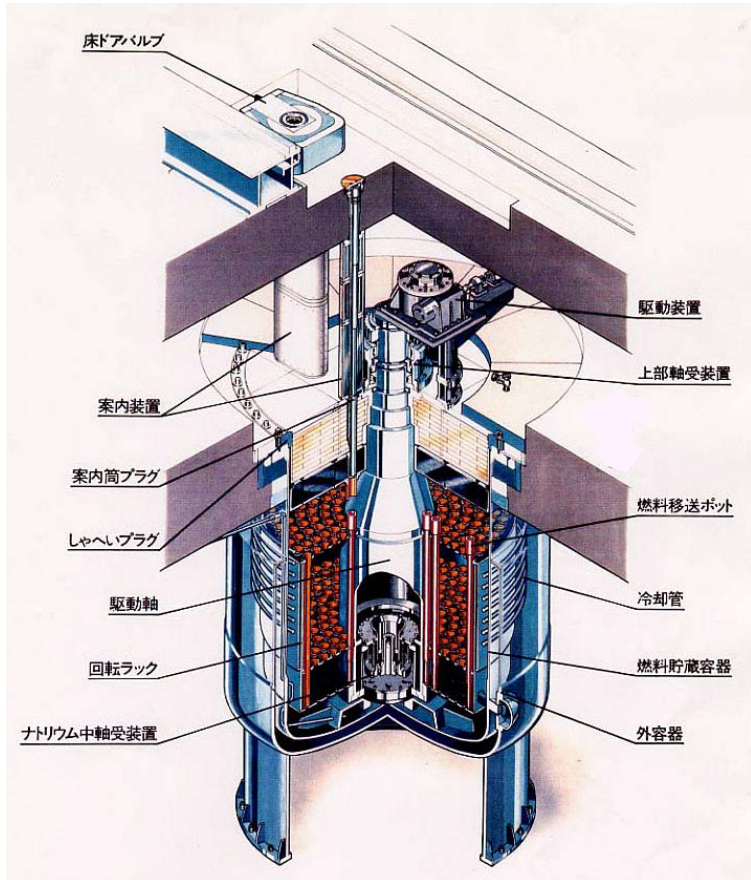
クリフエッジ

補助冷却器出口止め弁  
自然循環へ切り替える  
弁の耐震裕度 1.86

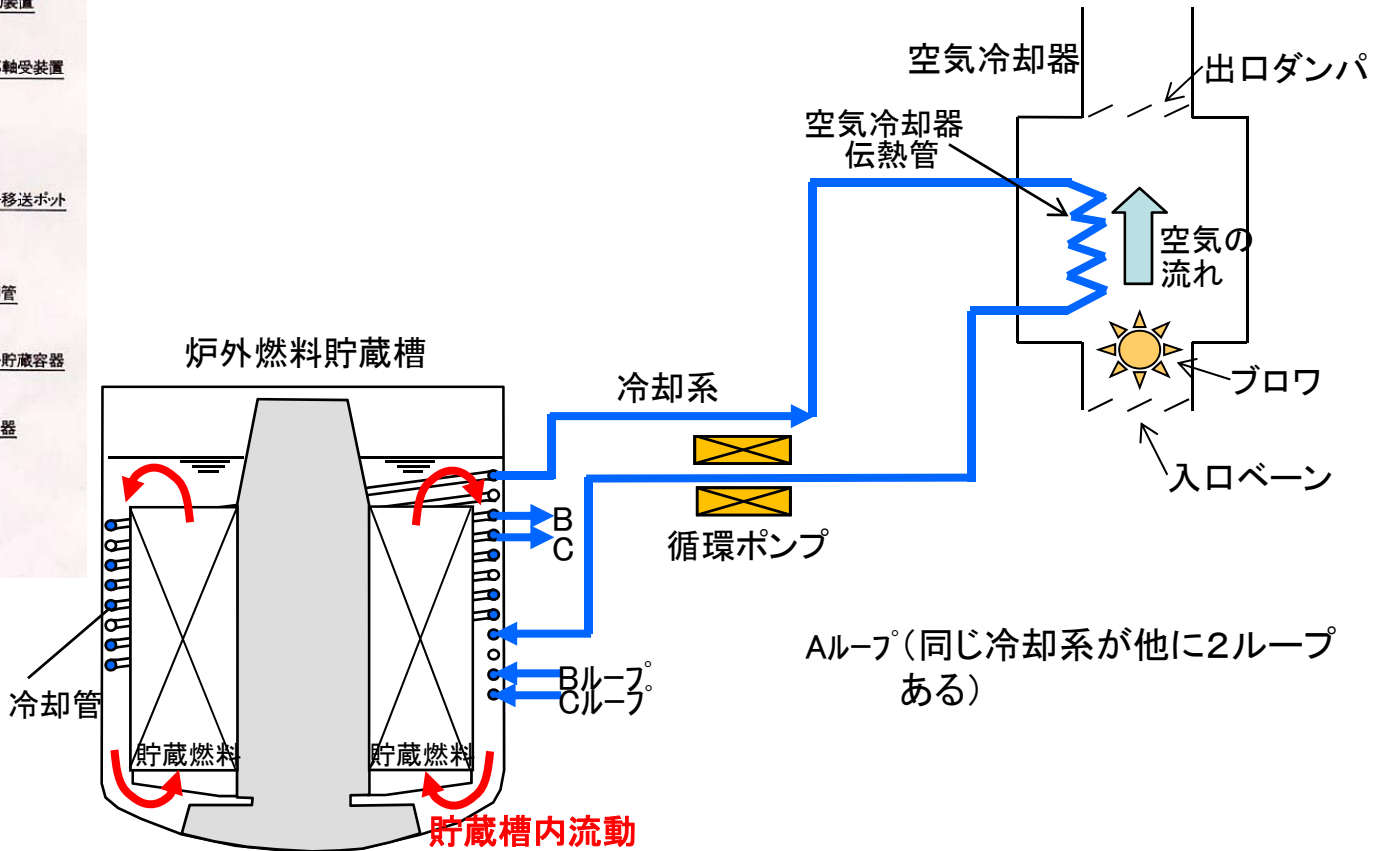
クリフエッジを内在する起因事象

工学的判断により、裕度: 1.0未満と想定。

## 炉外燃料貯蔵槽 (EVST) 概要



- ・冷却系は独立3系統(330kW/系統)。
- ・常時2系統運転(電磁ポンプによる強制循環)により、最大660kWの崩壊熱を除去可能。1系統は待機状態。
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度を $200 \pm 5^\circ\text{C}$ に一定保持(送風機のベーンによる空気流量制御)
- ・循環ポンプが停止しても自然循環による冷却が可能



電源を喪失しても、冷却材のバウンダリが健全であれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

Aループ(同じ冷却系が他に2ループある)

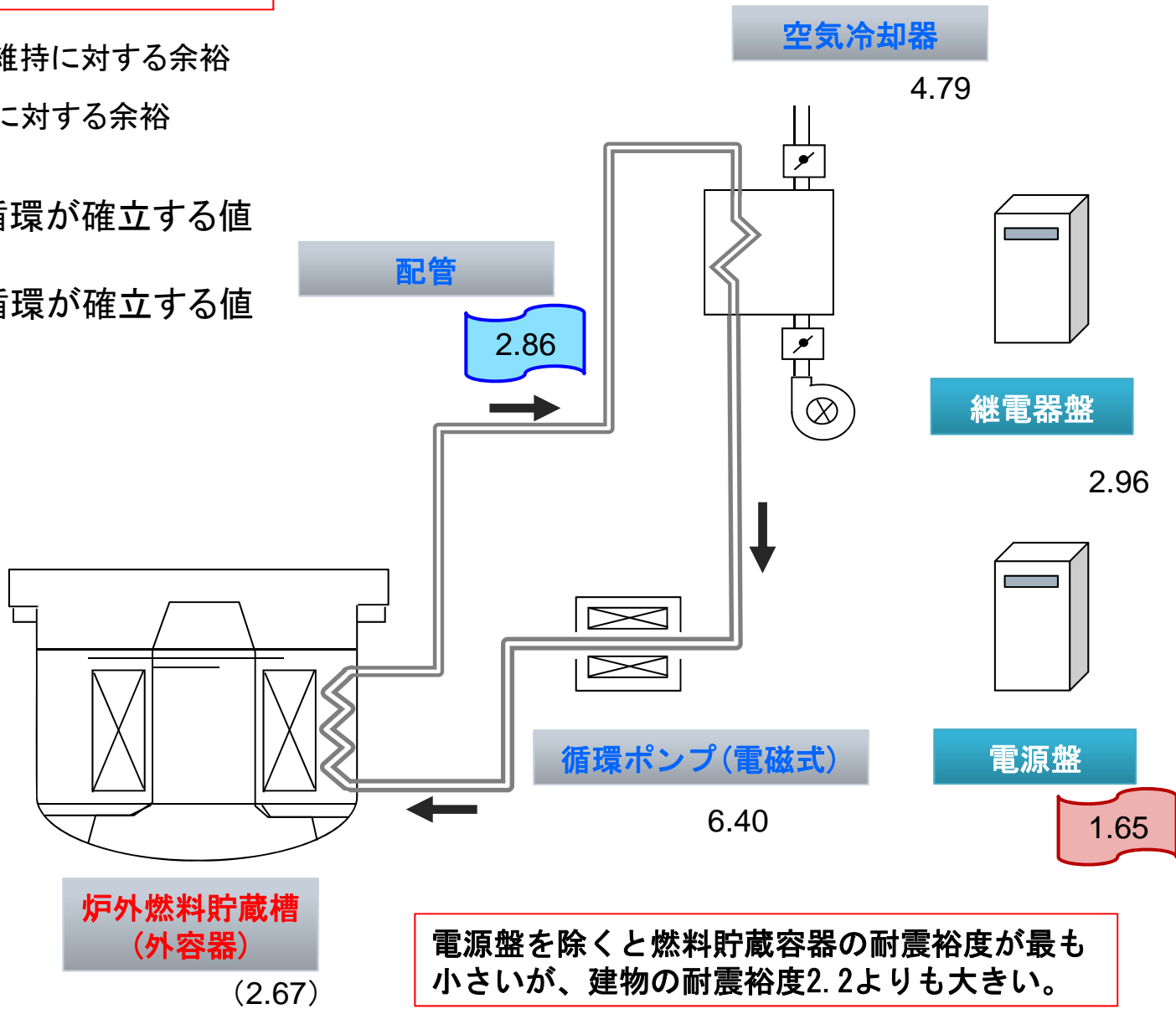
数値は耐震裕度を示す

  : 動的機能維持に対する余裕

  : 構造強度に対する余裕

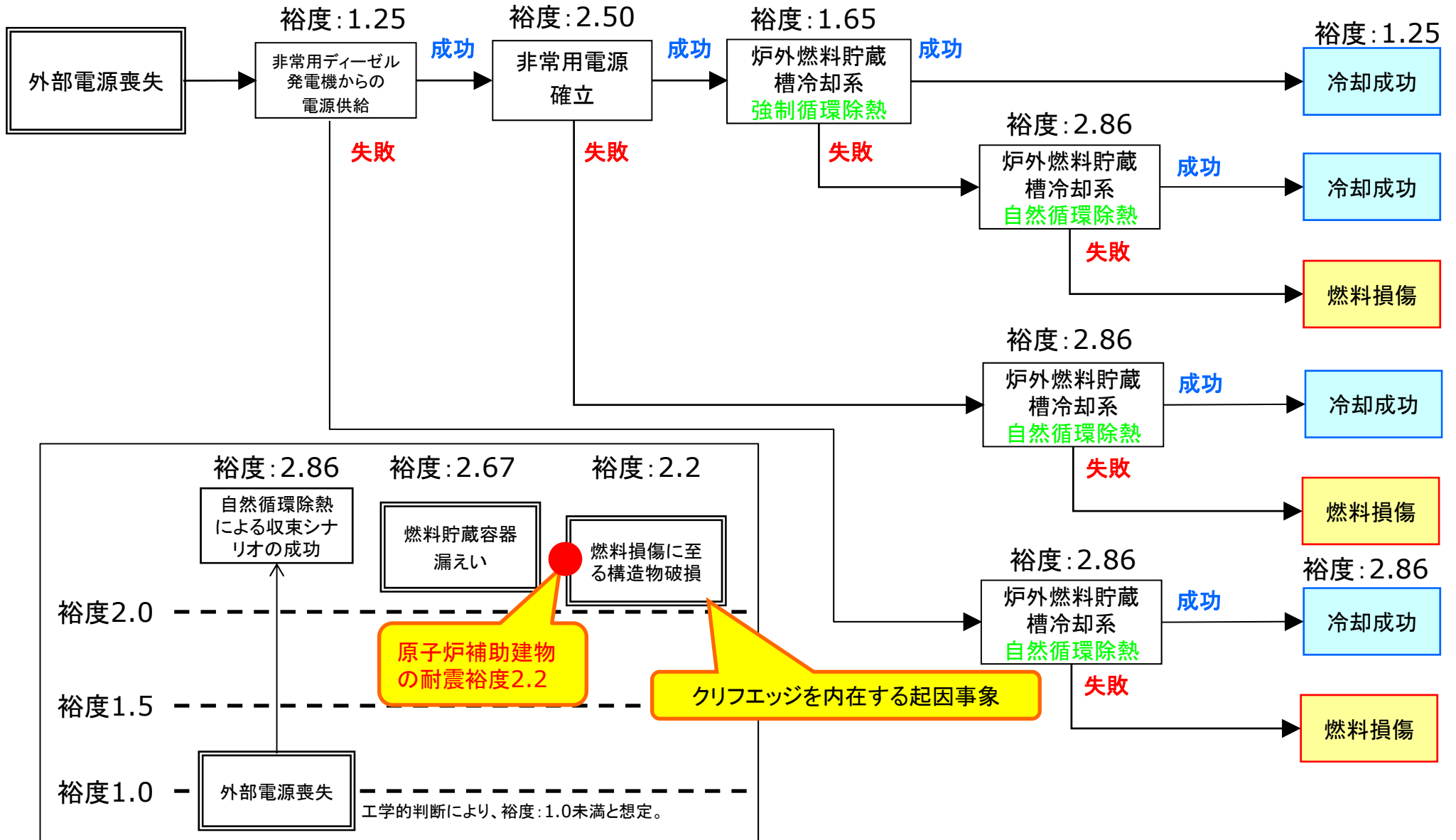
  : 強制循環が確立する値

  : 自然循環が確立する値



電源盤を除くと燃料貯蔵容器の耐震裕度が最も小さいが、建物の耐震裕度2.2よりも大きい。

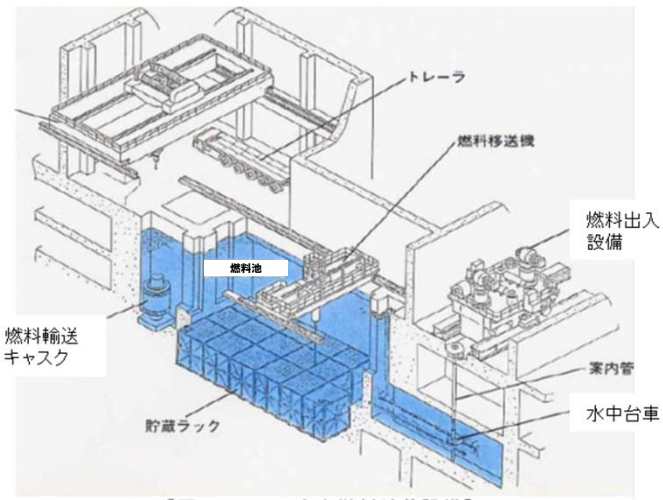
## 外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー





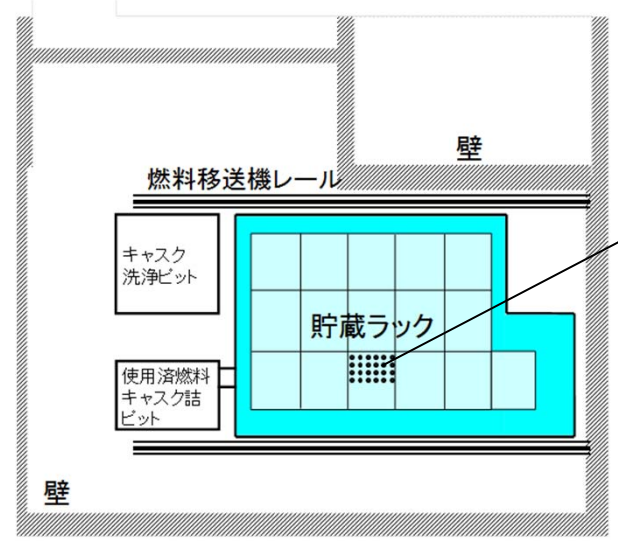
## 燃料池概要

- ・原子炉から取り出された使用済燃料は、EVSTにて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵
- ・缶詰缶に詰められ燃料池に移され、水中にて貯蔵・冷却
- ・冷却系が停止しても燃料池の水温上昇は緩慢

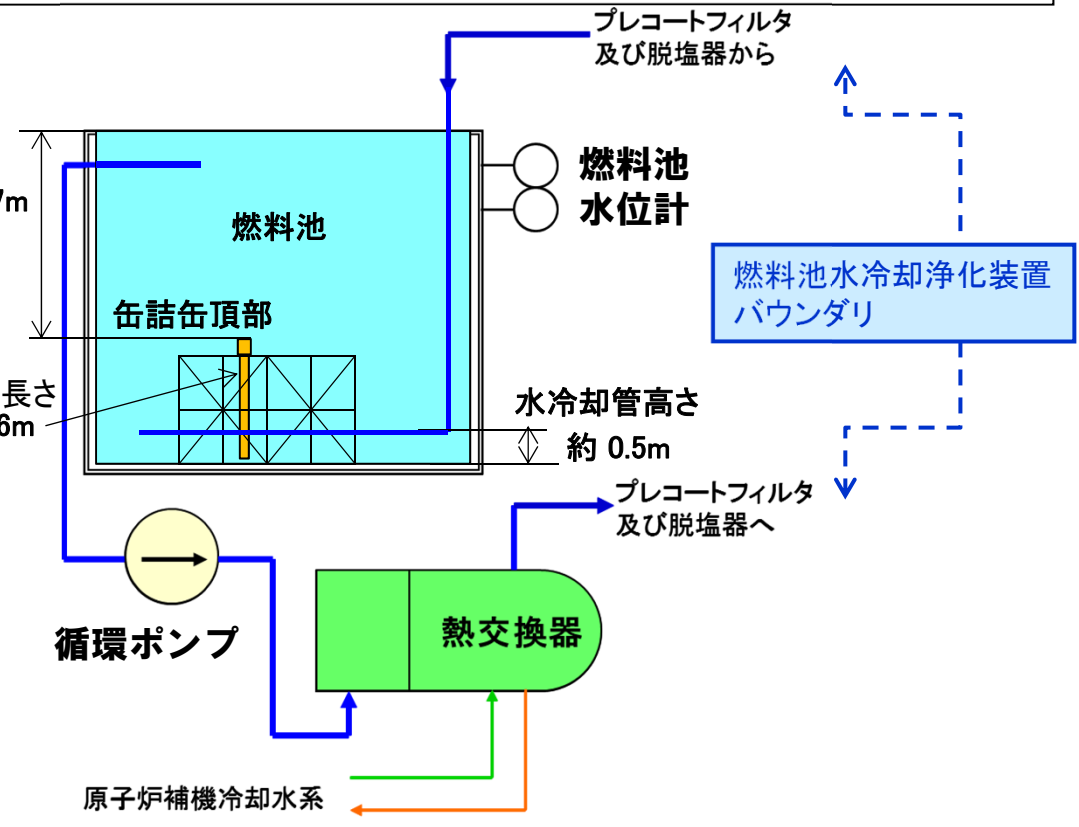
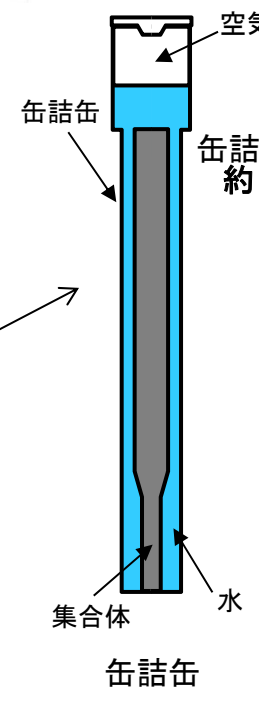


燃料池鳥瞰図

貯蔵ラックは、使用済燃料を合計で約1400体を収容できる  
貯蔵ラックに収容した場合の缶詰缶頂部は、通常水位から約7m下となる。



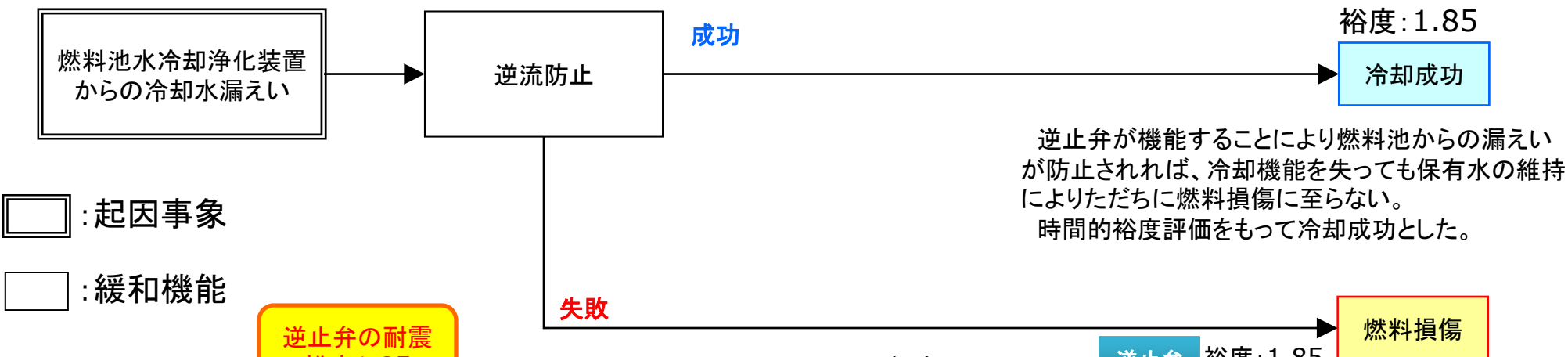
燃料池平面図



燃料池水冷却浄化装置バウンダリ

電源を喪失しても、燃料池の水が確保されていれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

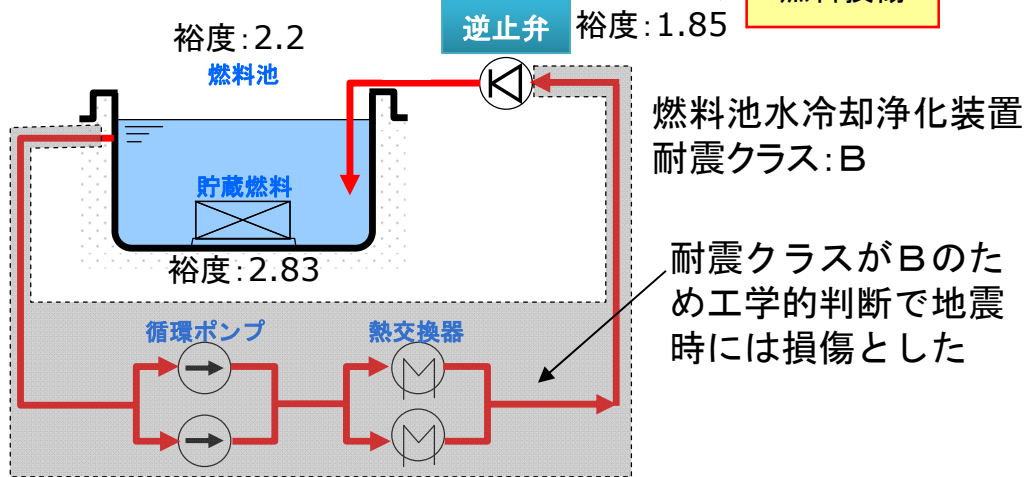
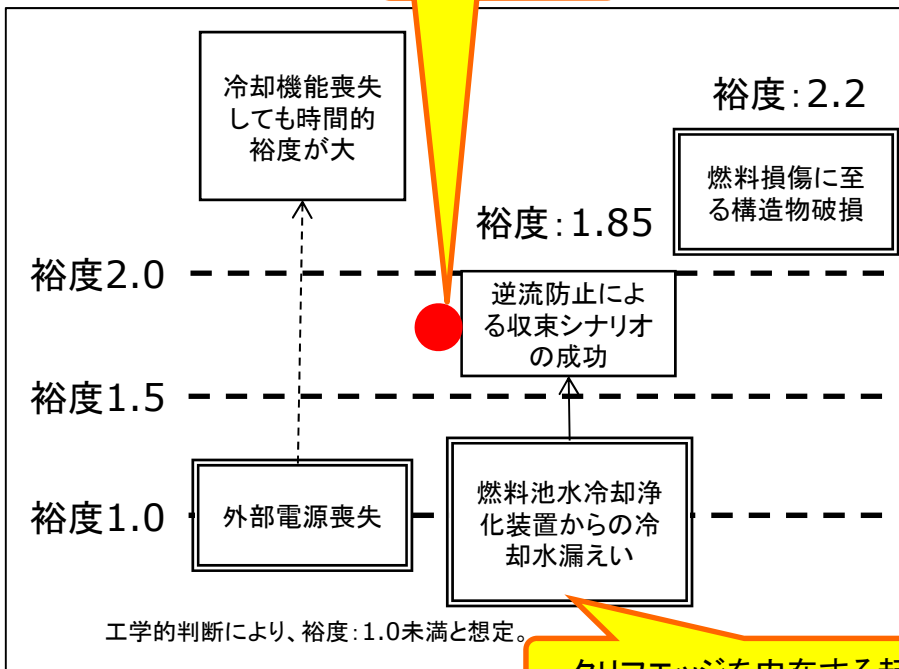
## 冷却水漏えいを起因事象とするイベントツリー



□ : 起因事象

□ : 緩和機能

逆止弁の耐震裕度 1.85



■ 燃料損傷に至るクリフエッジは逆止弁による逆流防止(冷却水の漏えい防止)の成否に係る耐震裕度とした。

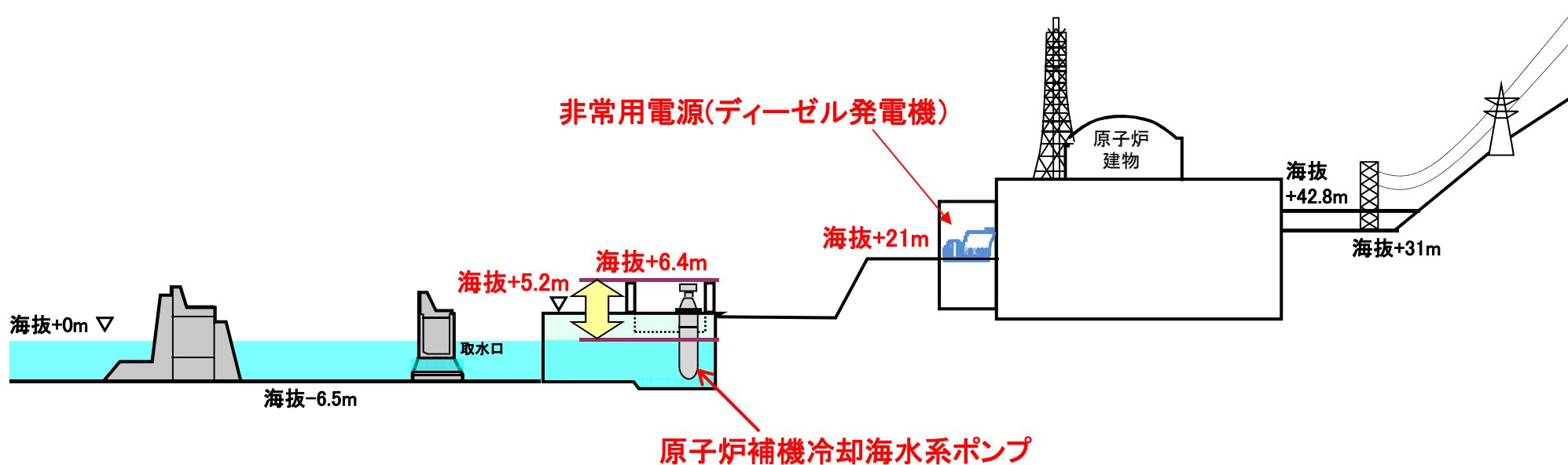
クリフエッジを内在する起因事象



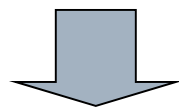
- 地震に対するクリフエッジは、  
炉心にある燃料に対しては1.86Ss  
EVST にある燃料に対しては2.2Ss  
燃料池にある燃料に対しては1.85Ss  
であると特定された。
- 地震を起因として重大な燃料破損に至る過程をイベントツリーにより同定し、地震に対する「もんじゅ」の耐性を確認した。

### ■ もんじゅの津波評価における設置位置高さと津波高さ

- ・ 原子炉補機冷却海水系海水ポンプ室へ流入する高さは**海拔+6.4m**
- ・ ナトリウム機器などの主要設備がある設置高さは**海拔+21.0m**
- ・ 耐震安全性評価結果による最大の津波高さは**海拔+5.2m**

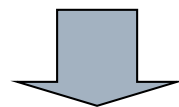


■ ナトリウム機器などの主要設備がある設置高さは**海拔+21.0m**



■ もんじゅは冷却材にナトリウムを使用した設備のため、設置高さ**海拔+21.0m以上**の津波になった場合を設備の機能喪失と考え、許容津波高さとする

$$\text{津波の裕度} \quad 21.0\text{m}/5.2\text{m} = \mathbf{4.03}$$



**津波に対する裕度は 4.03である**

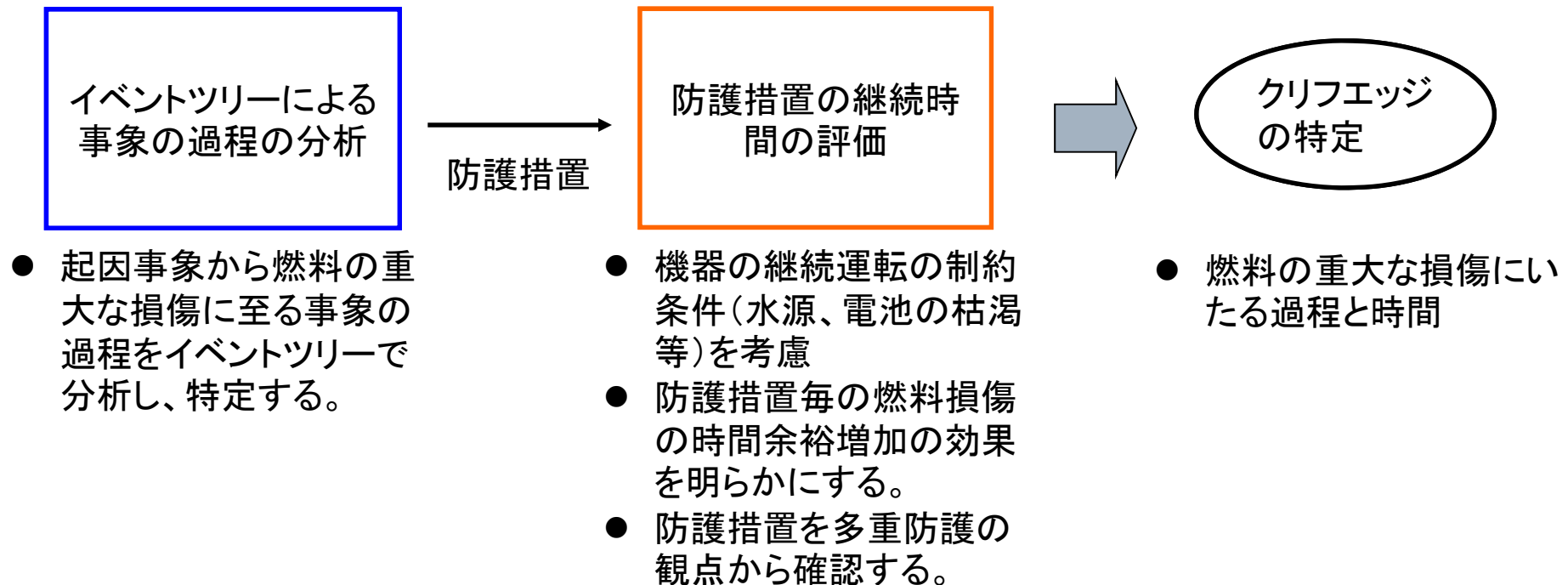
- 「もんじゅ」の許容津波高は21mであると特定された。
- また、耐震安全性評価結果による最大の津波高さは5.2mであり、津波の裕度は4.03である。
- 津波を起因として重大な燃料破損に至る過程をイベントツリーにより同定し、津波に対する「もんじゅ」の耐性を確認した。

- イベントツリーに関係する設備に着目し評価を行い、地震に関しては基準地震動に対して、津波に関しては耐震安全性評価で求めた最大津波高さに対して裕度を求め、クリフエッジを特定した。
- もんじゅは、原子炉内の燃料の冷却も、炉外燃料貯蔵槽内燃料の冷却も、自然循環によって冷却が可能なことから、津波によるディーゼル発電機の機能喪失は燃料の損傷に影響を与えず、施設の設置高さがクリフエッジとなる。これは、地震時も変わらない。

設備区分	地震に対するクリフエッジ	津波に対するクリフエッジ	重畳事象
原子炉	裕度：1.86 補助冷却設備(空気冷却器出口止め弁)	裕度：4.03 (波高：21m)	地震、津波それぞれに同じ
炉外燃料貯蔵設備	裕度：2.2 原子炉補助建物	裕度：4.03 (波高：21m)	
燃料池	裕度：1.85 燃料池水冷却浄化装置(逆止弁)	裕度：4.03 (波高：21m)	

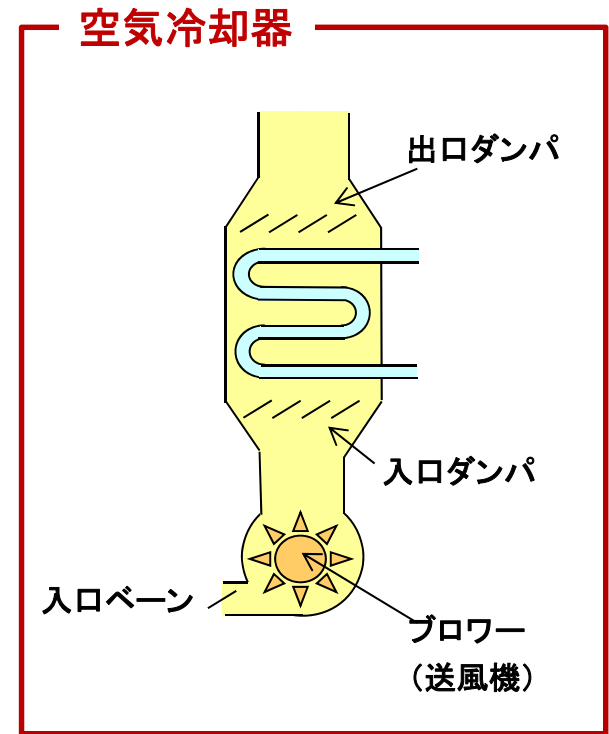
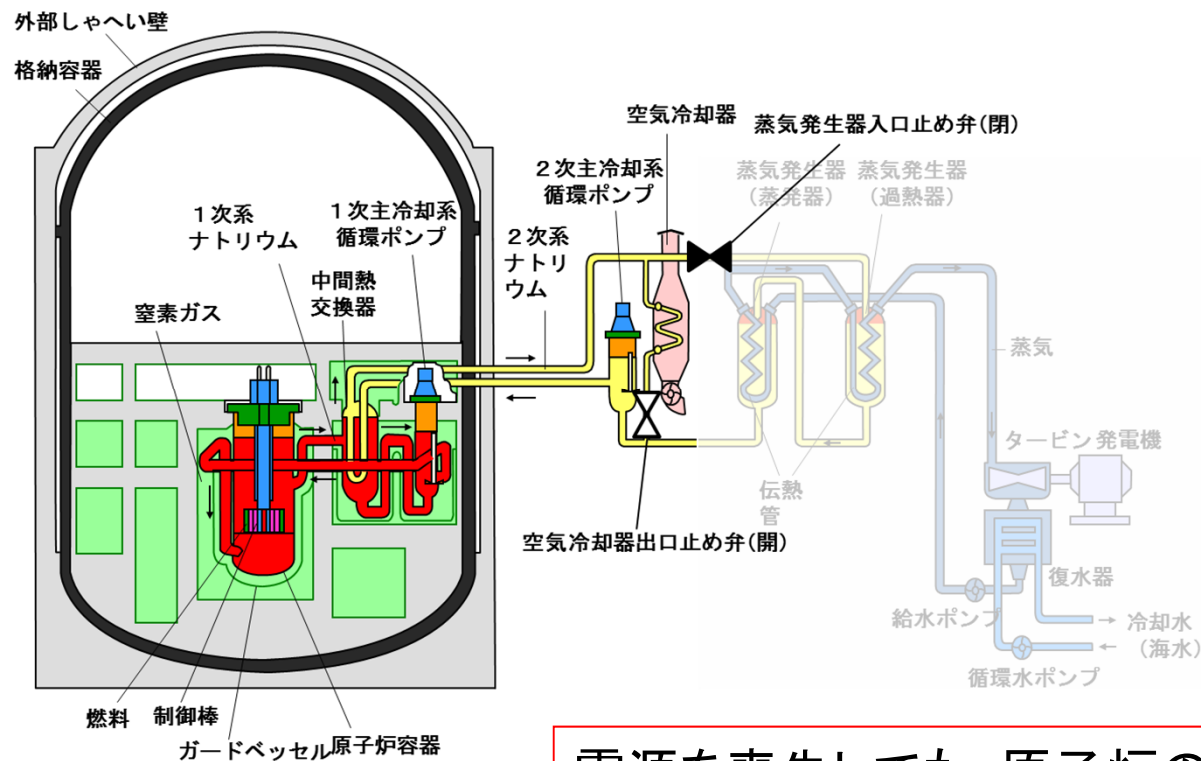
- ・地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、燃料池にある燃料に関するクリフエッジが炉心やEVSTにある燃料に関するクリフエッジより小さいことから、プラント全体としてのクリフエッジは燃料池にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定された。
- ・地震と津波の重畳に対する「もんじゅ」の耐性を確認した。

## 全交流電源喪失・最終ヒートシンク喪失



- もんじゅ炉心冷却の最終ヒートシンクは大気
- ポンプ等による強制循環に代えて自然循環冷却が可能

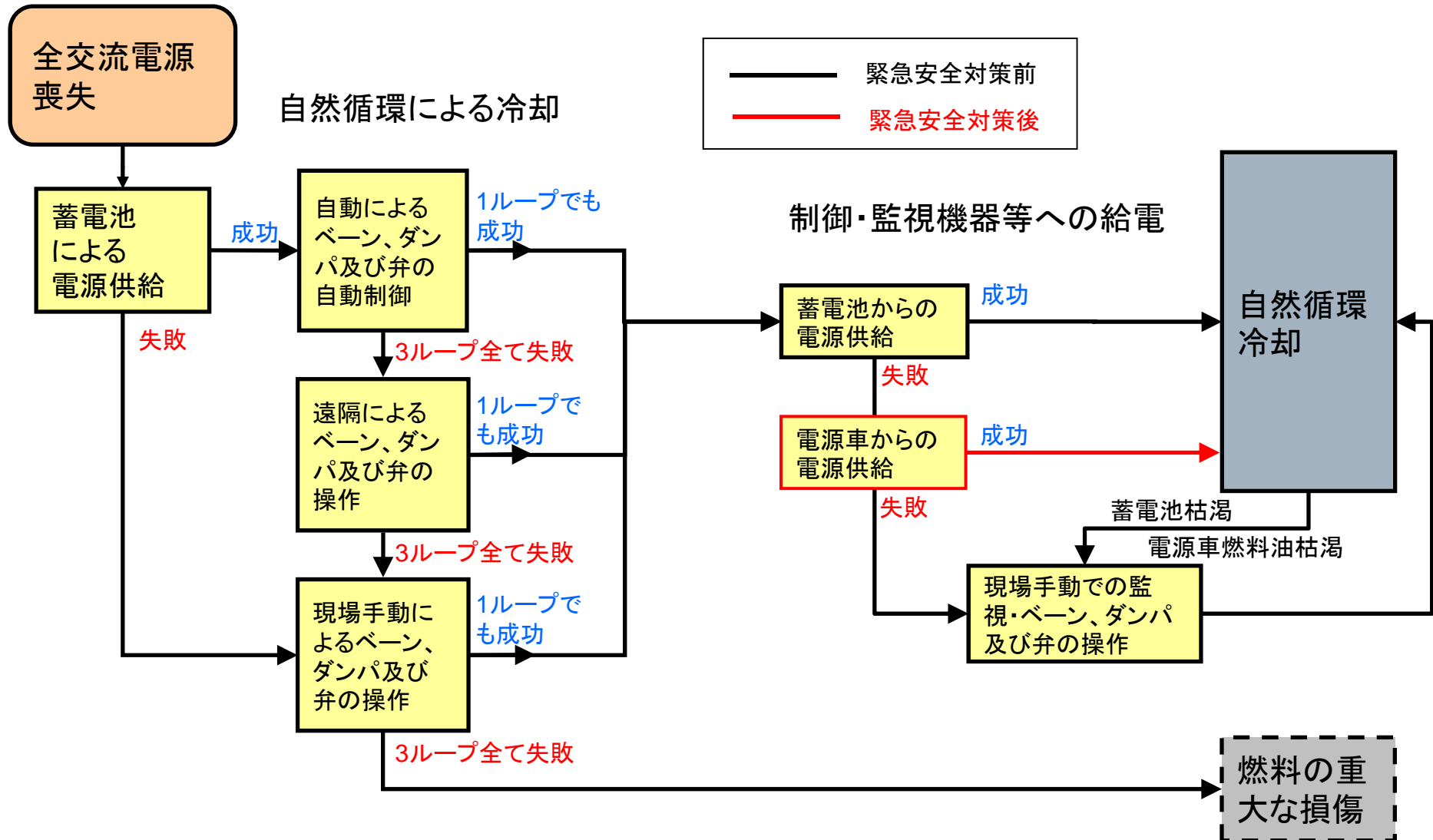
系統概要



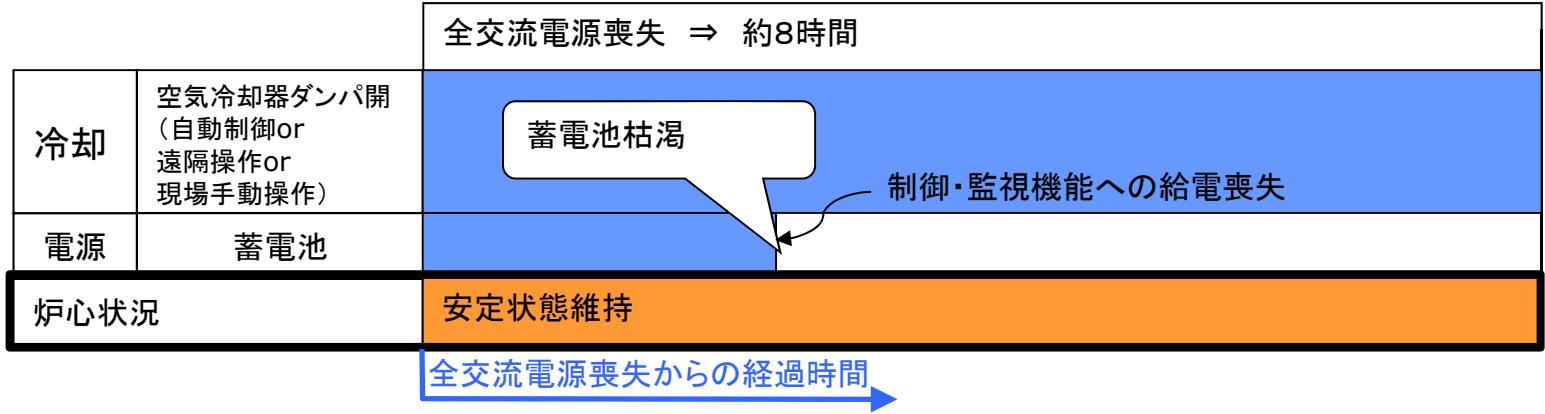
電源を喪失しても、原子炉の冷却に必要な設備が健全であれば炉心燃料の重大な損傷に至らない。



## 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程

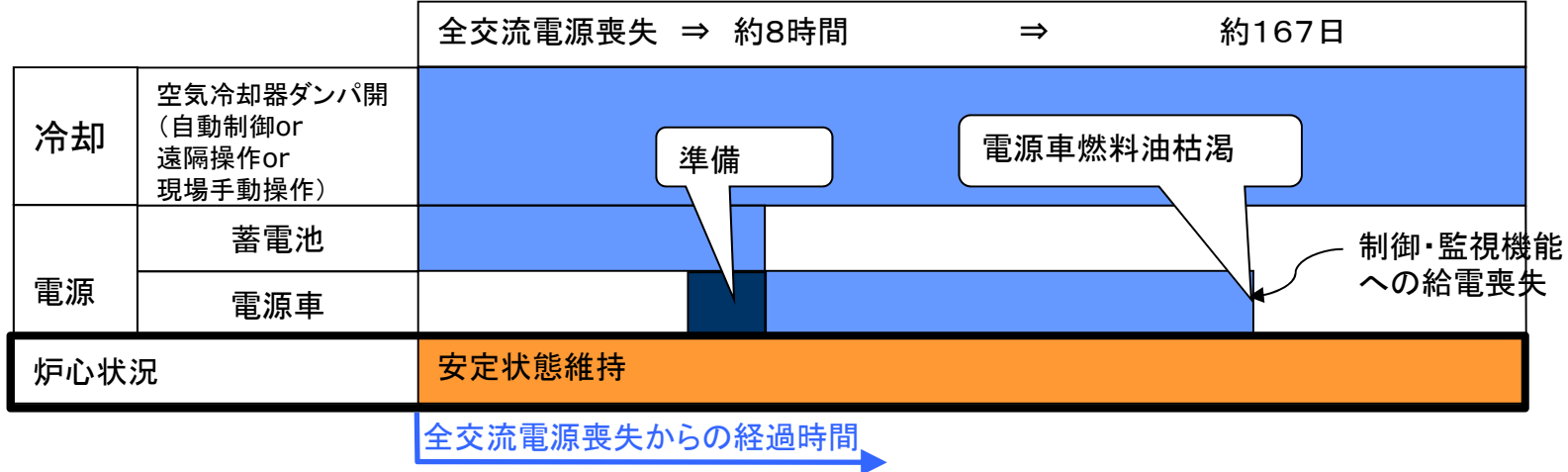


緊急安全対策前



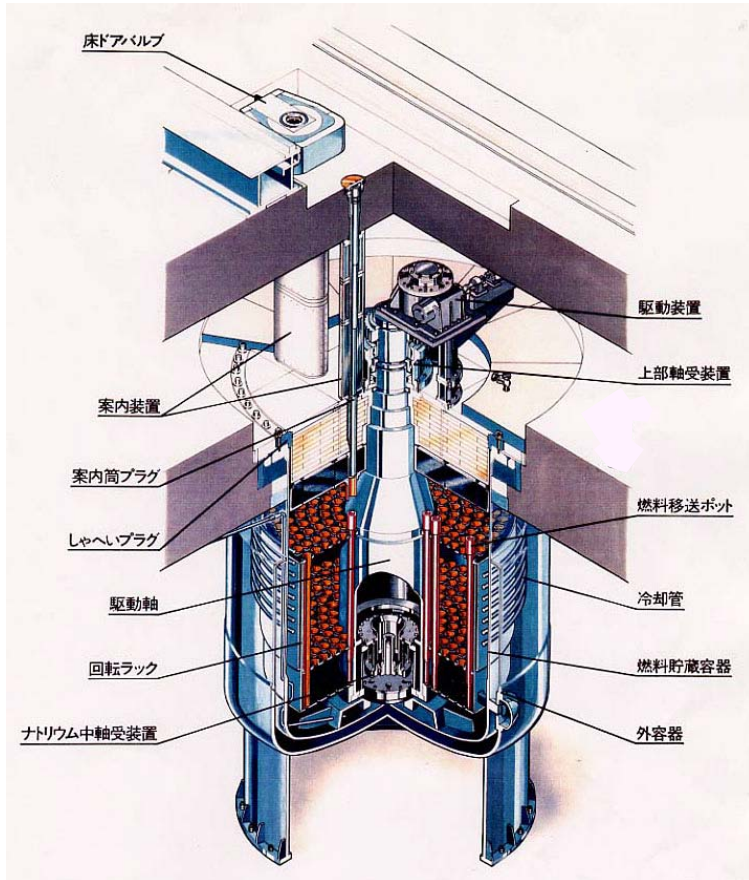
待機  
稼動

緊急安全対策後



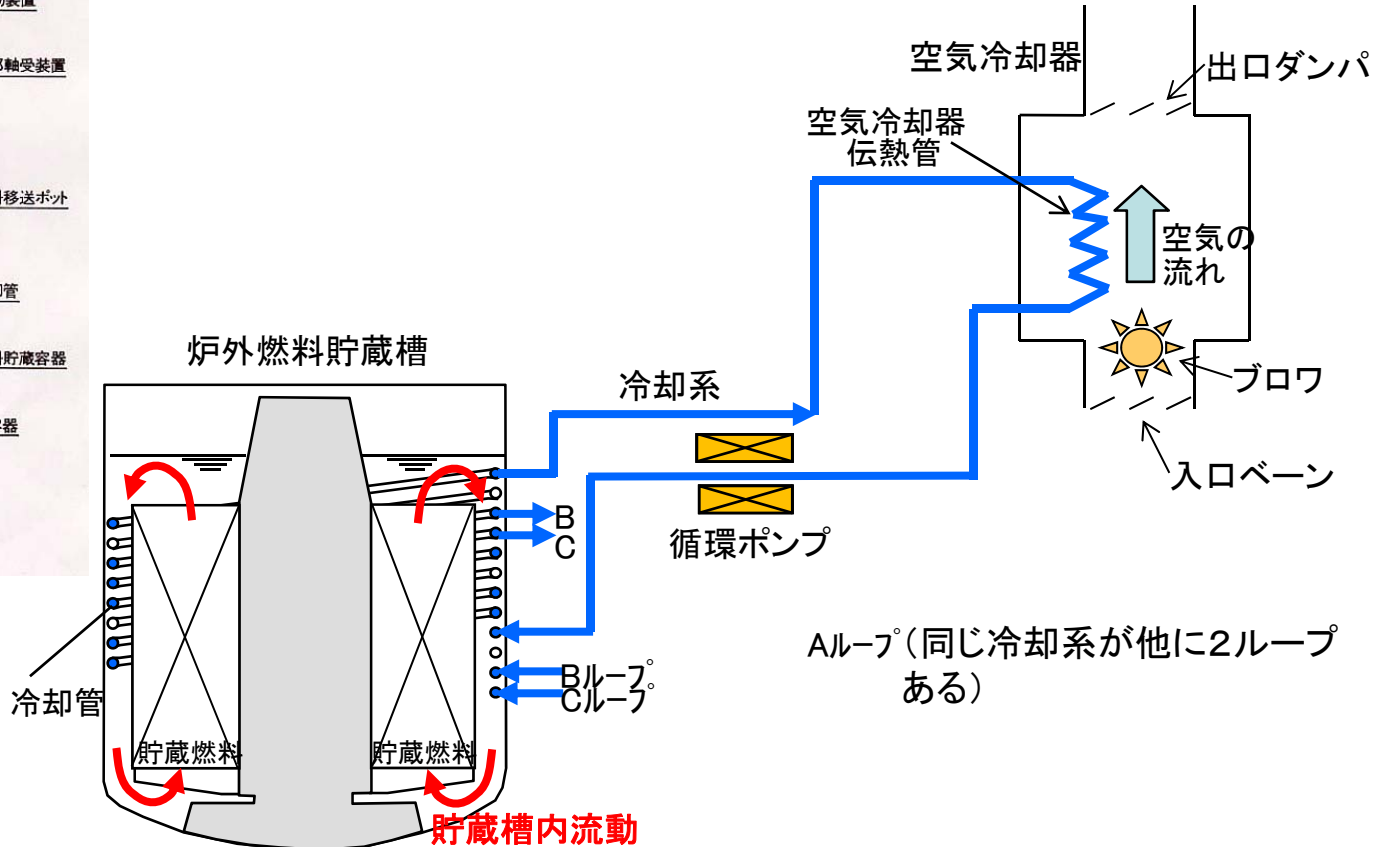
- 自然循環冷却が成立しているため、プラント及び炉心の制御・監視機能への給電が喪失しても炉心は安定状態を維持可能である。
- 蓄電池、電源車燃料油枯渇後も現場手動による温度監視とベーン・ダンパの手動操作を継続。
- プラントの監視機能維持の観点から、電源車は有効である。

## 炉外燃料貯蔵槽 (EVST) 概要



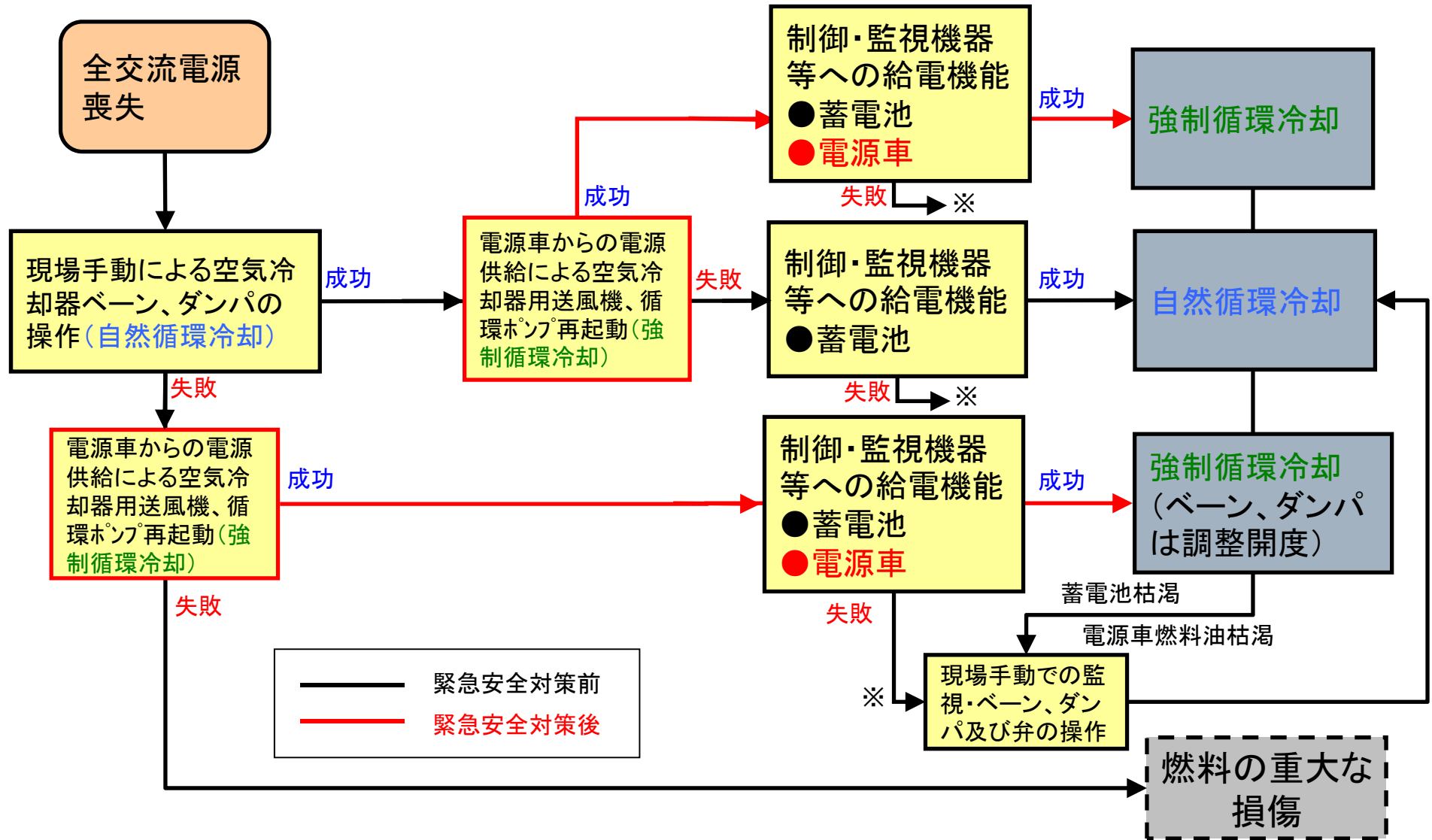
電源を喪失しても、冷却材のバウンダリが健全であれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

- ・冷却系は独立3系統(330kW/系統)。
- ・常時2系統運転(電磁ポンプによる強制循環)により、最大660kWの崩壊熱を除去可能。1系統は待機状態。
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度を $200 \pm 5^\circ\text{C}$ に一定保持(送風機のベーンによる空気流量制御)
- ・循環ポンプが停止しても自然循環による冷却が可能(660kW以下の場合、2ループで可能。330kW以下の場合、1ループで可能。)

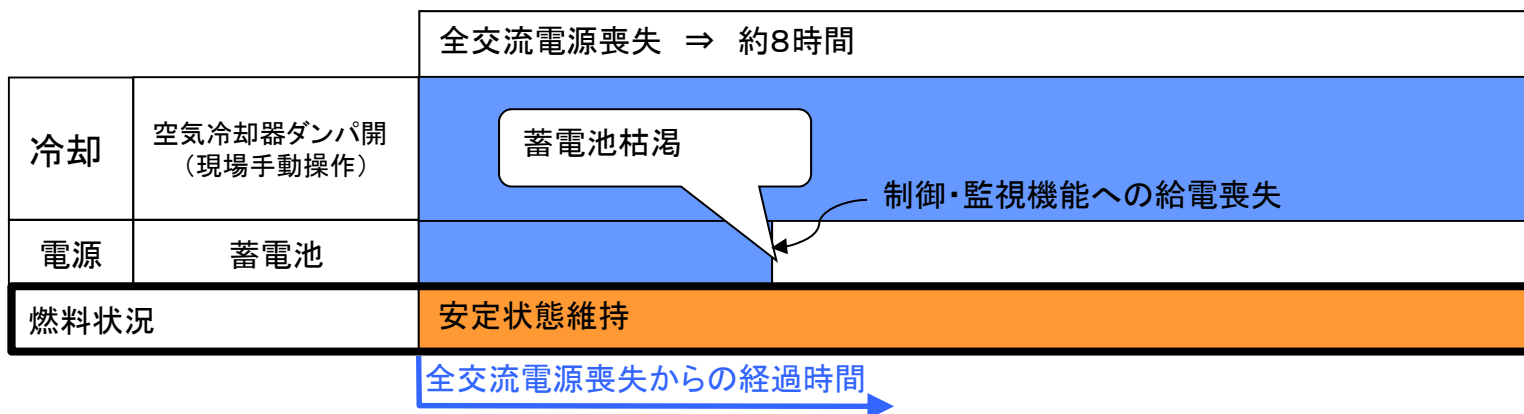


Aループ(同じ冷却系が他に2ループある)

## 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程

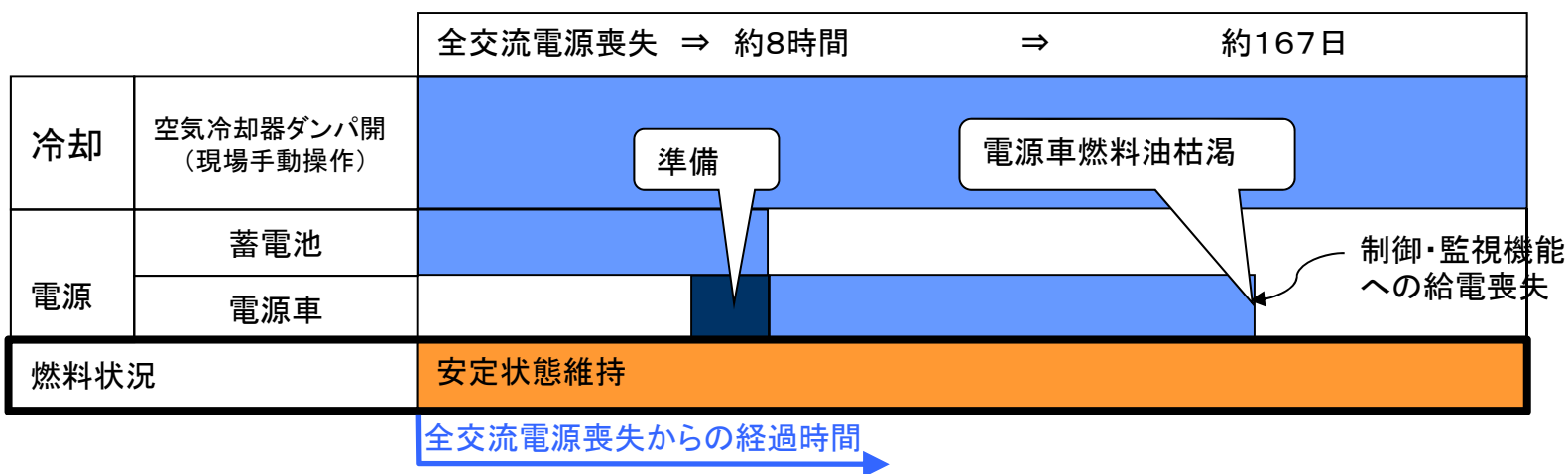


緊急安全対策前



待機  
稼動

緊急安全対策後



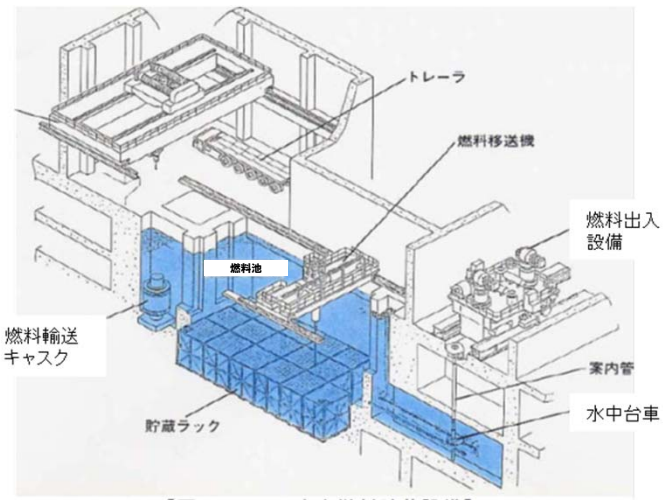
- 自然循環冷却が成立しているため、プラント及び燃料の制御・監視機能が喪失しても燃料は安定状態を維持可能である。
- 蓄電池、電源車燃料油枯渇後も現場手動による温度監視とベーン・ダンパの手動操作を継続。
- プラントの監視機能維持の観点から、電源車は有効である。



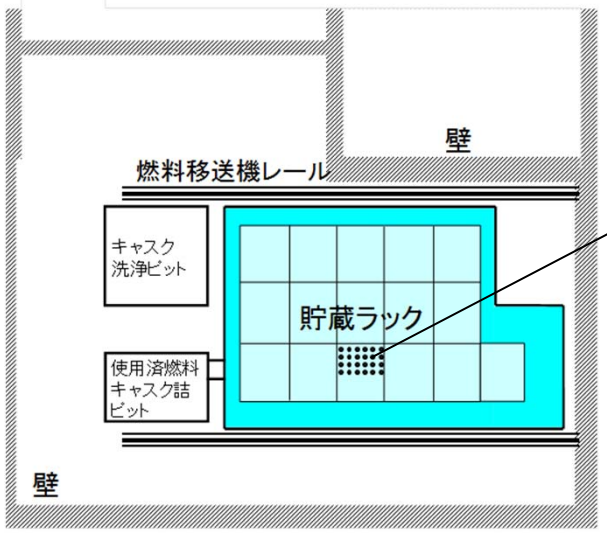
## 燃料池概要

- ・原子炉から取り出された使用済燃料は、EVSTにて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵
- ・缶詰缶に詰められ燃料池に移され、水中にて貯蔵・冷却
- ・冷却系が停止しても燃料池の水温上昇は緩慢

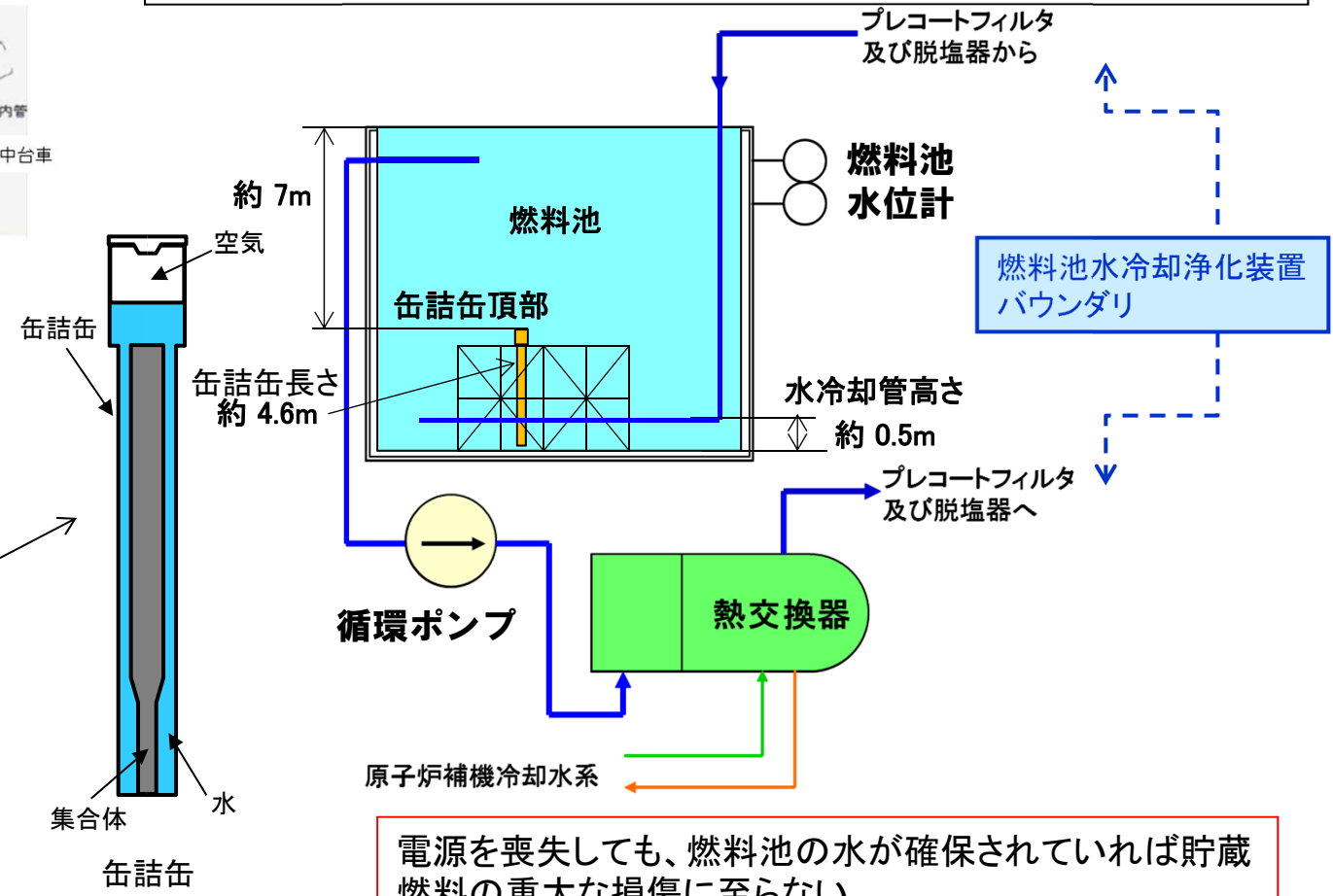
貯蔵ラックは、使用済燃料を合計で約1400体を収容できる  
 貯蔵ラックに収容した場合の缶詰缶頂部は、通常水位から約7m下となる。



燃料池鳥瞰図



燃料池平面図



電源を喪失しても、燃料池の水が確保されていれば貯蔵燃料の重大な損傷に至らない。

全交流電源  
喪失

燃料池への給水機能  
 近隣の屋内消火栓による給水  
 消防自動車を用いた消火水槽からの給水  
 消防自動車を用いた中央付替水路からの給水  
 消防自動車を用いた港湾(海水)からの給水

成功

燃料缶詰缶頂部以上  
の水位保持

成功

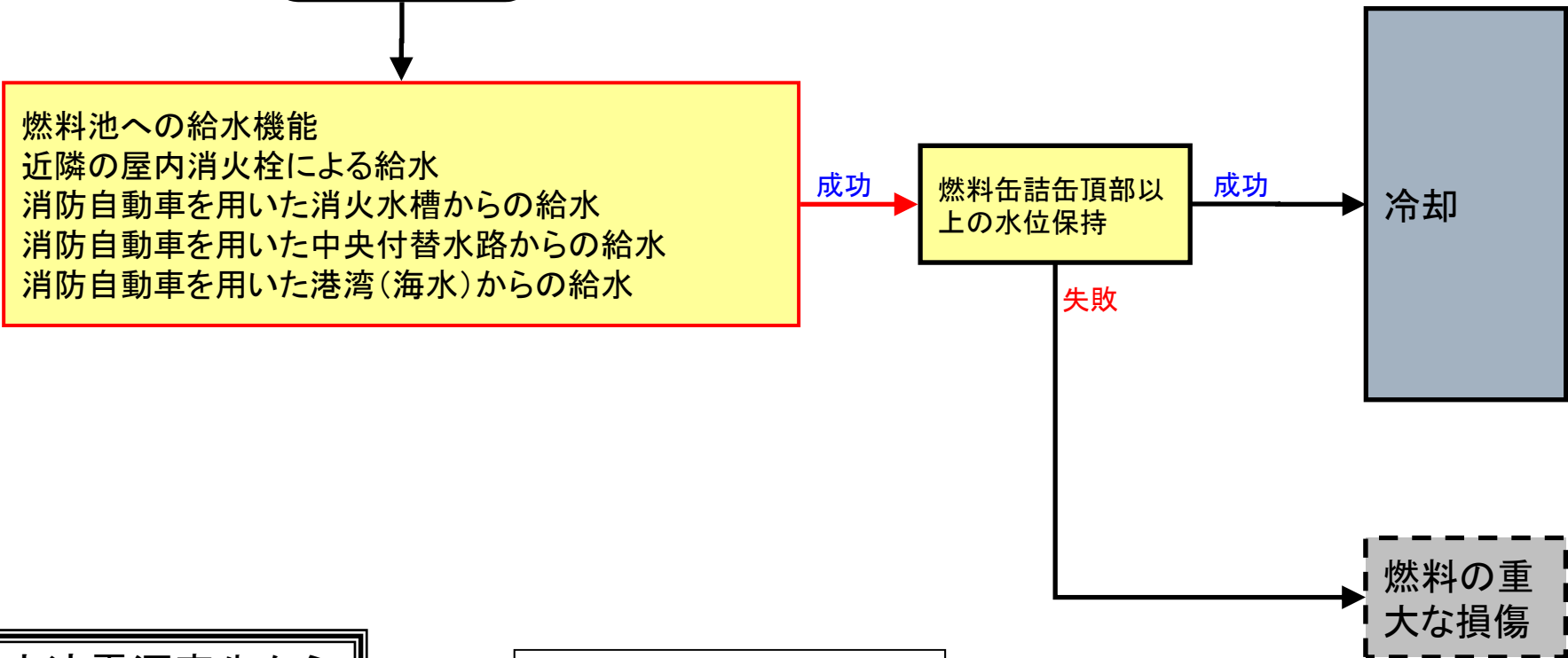
冷却

失敗

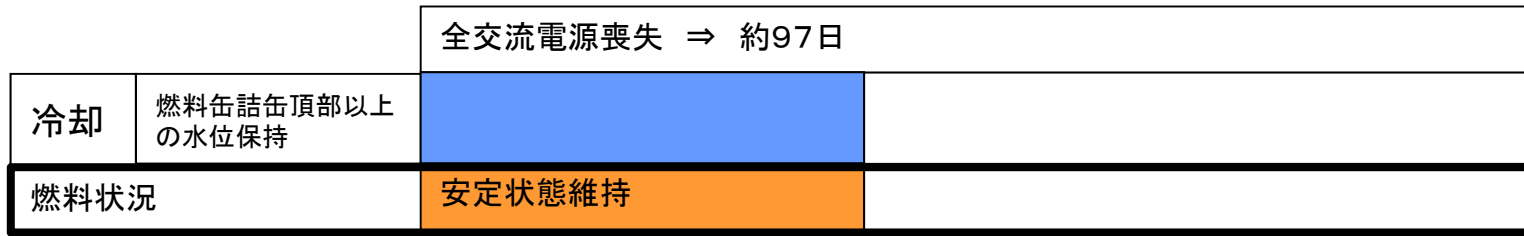
燃料の重  
大な損傷

全交流電源喪失から  
燃料の重大な損傷に  
至る事象の過程

—— 緊急安全対策前  
 —— 緊急安全対策後



緊急安全対策前



稼動

全交流電源喪失からの経過時間 →

緊急安全対策後



全交流電源喪失からの経過時間 →

- 緊急安全対策前は、保有水の蒸発による水位低下(約7m)に要する約97日の余裕がある。
- 緊急安全対策後は、消防自動車等による各水源からの給水により、約203日延長され、約300日の余裕がある。



- SBOが発生した時に、プラント外部からの支援が無い場合でも原子炉及びEVSTでは、燃料は重大な損傷に至ることはない。
- また、燃料池では、プラント外部からの支援がない場合でも、燃料が重大な損傷に至るまでに、約300日間冷却を継続することができる。これは、プラント外部からの支援を期待するのに十分な時間余裕となっている。
- これらより、給水機能が継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能となる。

## ①原子炉に対する評価(1/3)

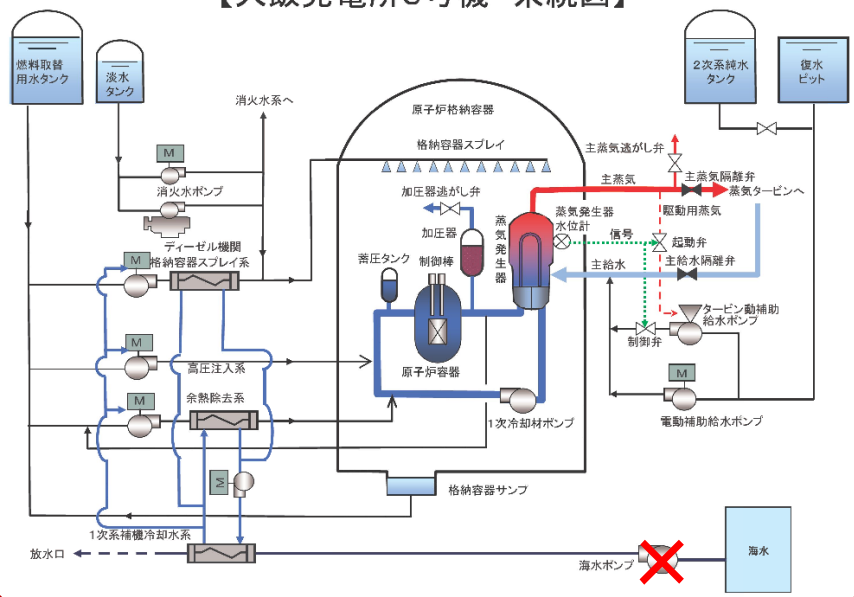
□ 最終ヒートシンク喪失の起因事象:最終ヒートシンクに繋がる箇所の機器の機能喪失を具体的な起因事象とする。

### 軽水炉

最終ヒートシンク:海水

最終ヒートシンク喪失の起因事象:  
海水くみ上げポンプの停止

【大飯発電所3号機 系統図】

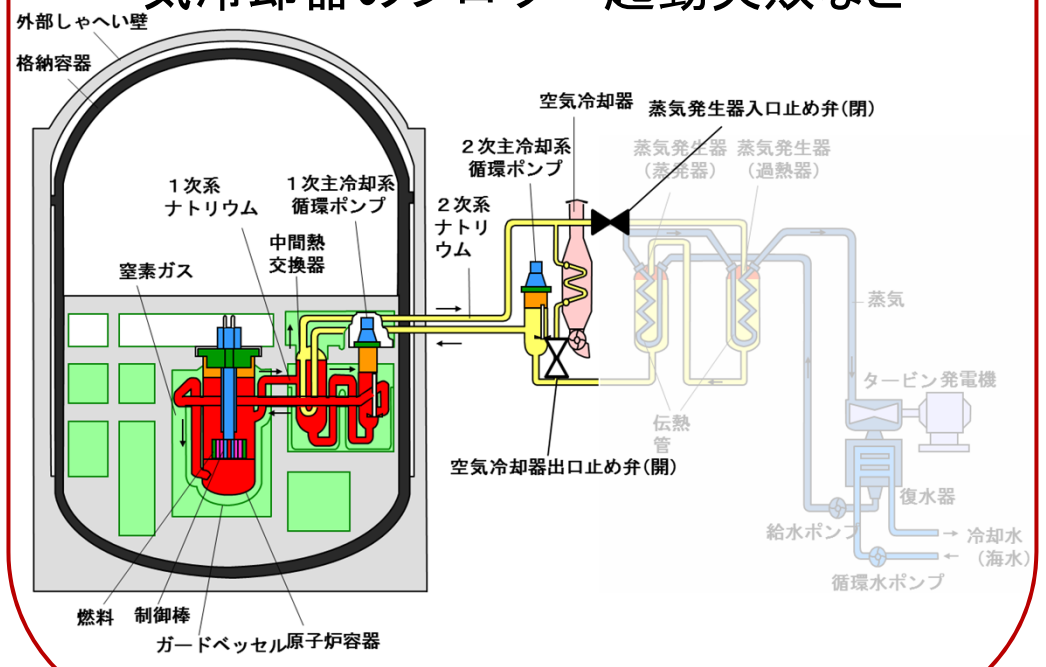


[http://www.kepco.co.jp/pressre/2011/pdf/1028\\_1j\\_04.pdf](http://www.kepco.co.jp/pressre/2011/pdf/1028_1j_04.pdf)より引用、一部修正

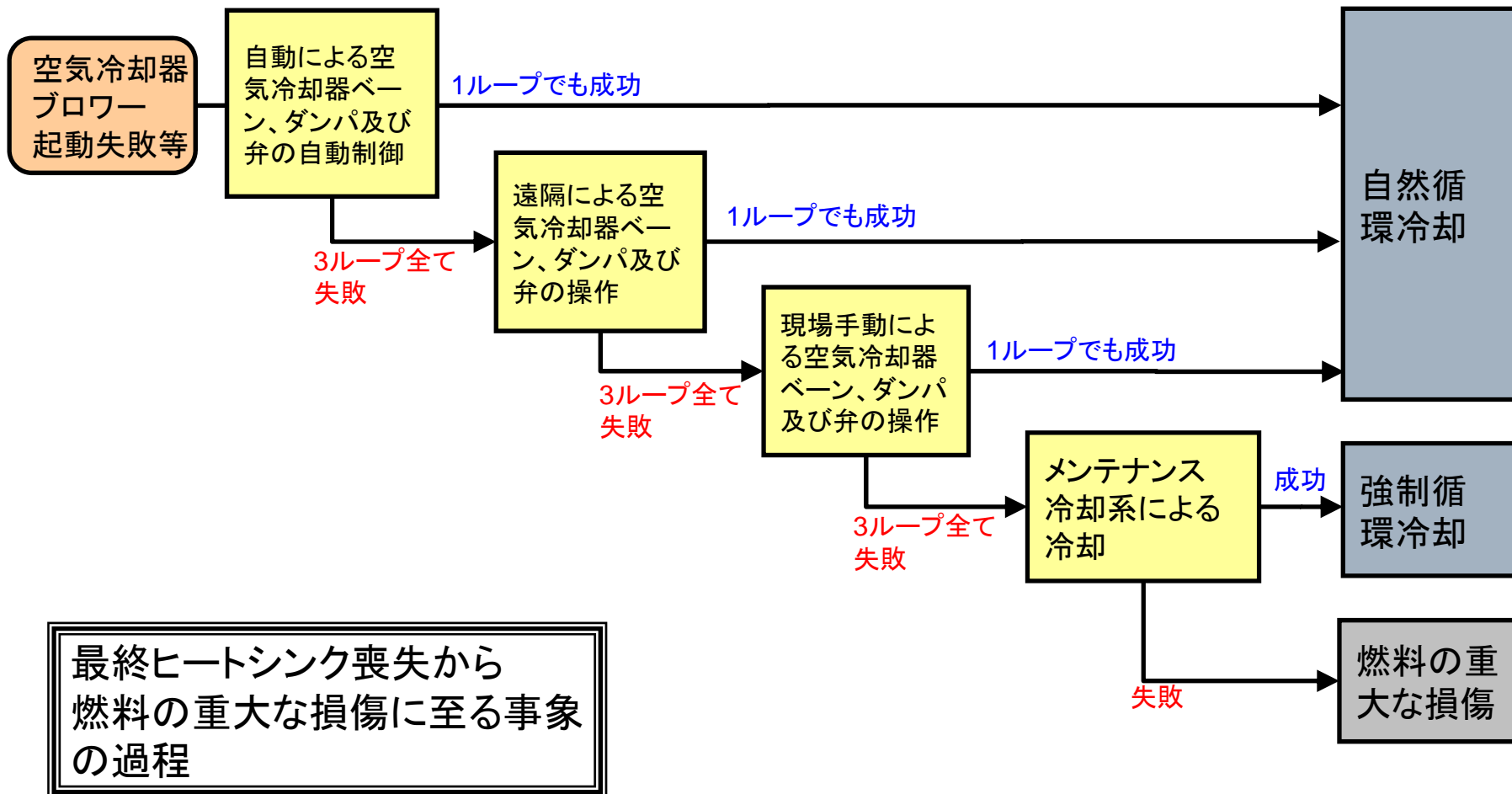
### もんじゅ

最終ヒートシンク:大気


最終ヒートシンク喪失の起因事象:空  
気冷却器のブロワー起動失敗など



最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにするとともに、その場合の必要な安全機能を抽出する

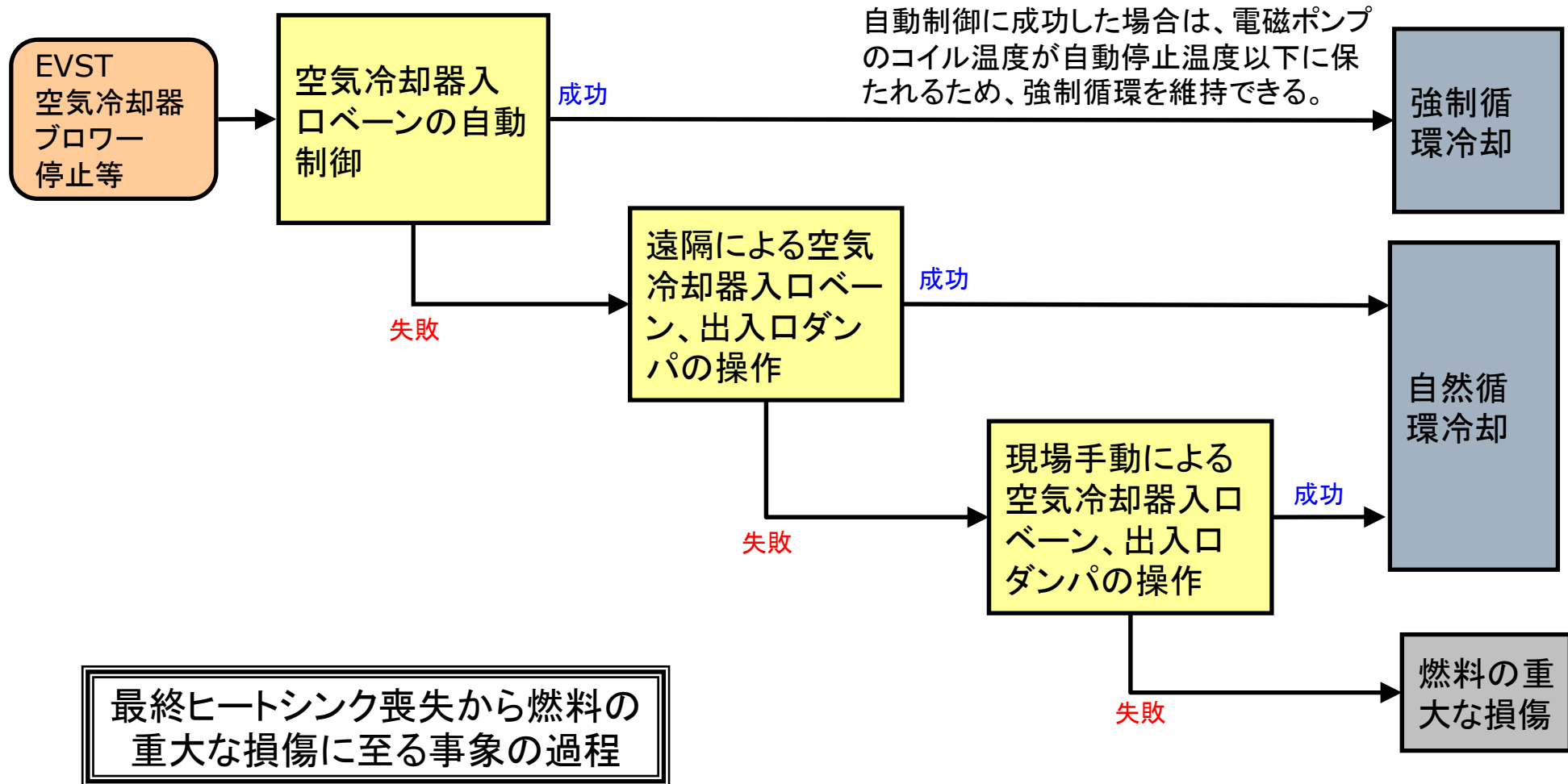


- 空気冷却器ベーン・ダンパ開(自動制御、遠隔操作、現場手動操作)による空気流路の確保により自然循環冷却が成立する。

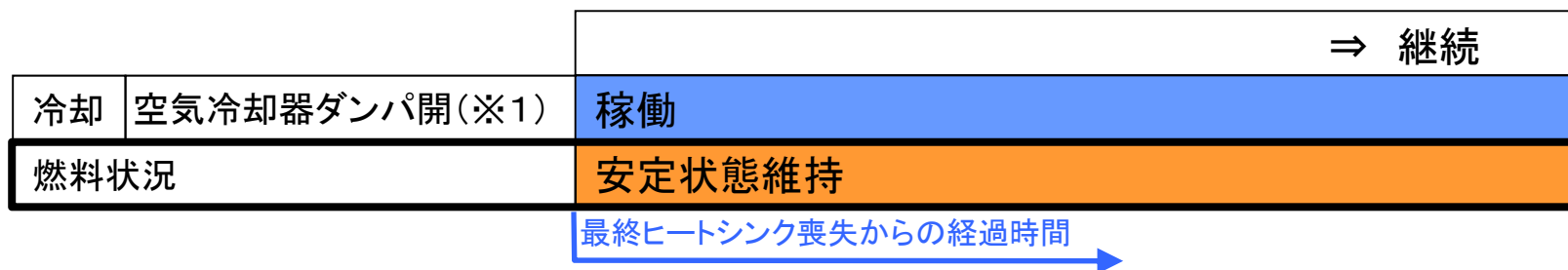
		⇒ 継続
冷却	空気冷却器ベーン・ダンパ開(※1)	稼働
	メンテナンス冷却系による冷却	待機
炉心状況		安定状態維持
最終ヒートシンク喪失からの経過時間 		

※1 自動制御 or 遠隔操作 or 現場手動操作

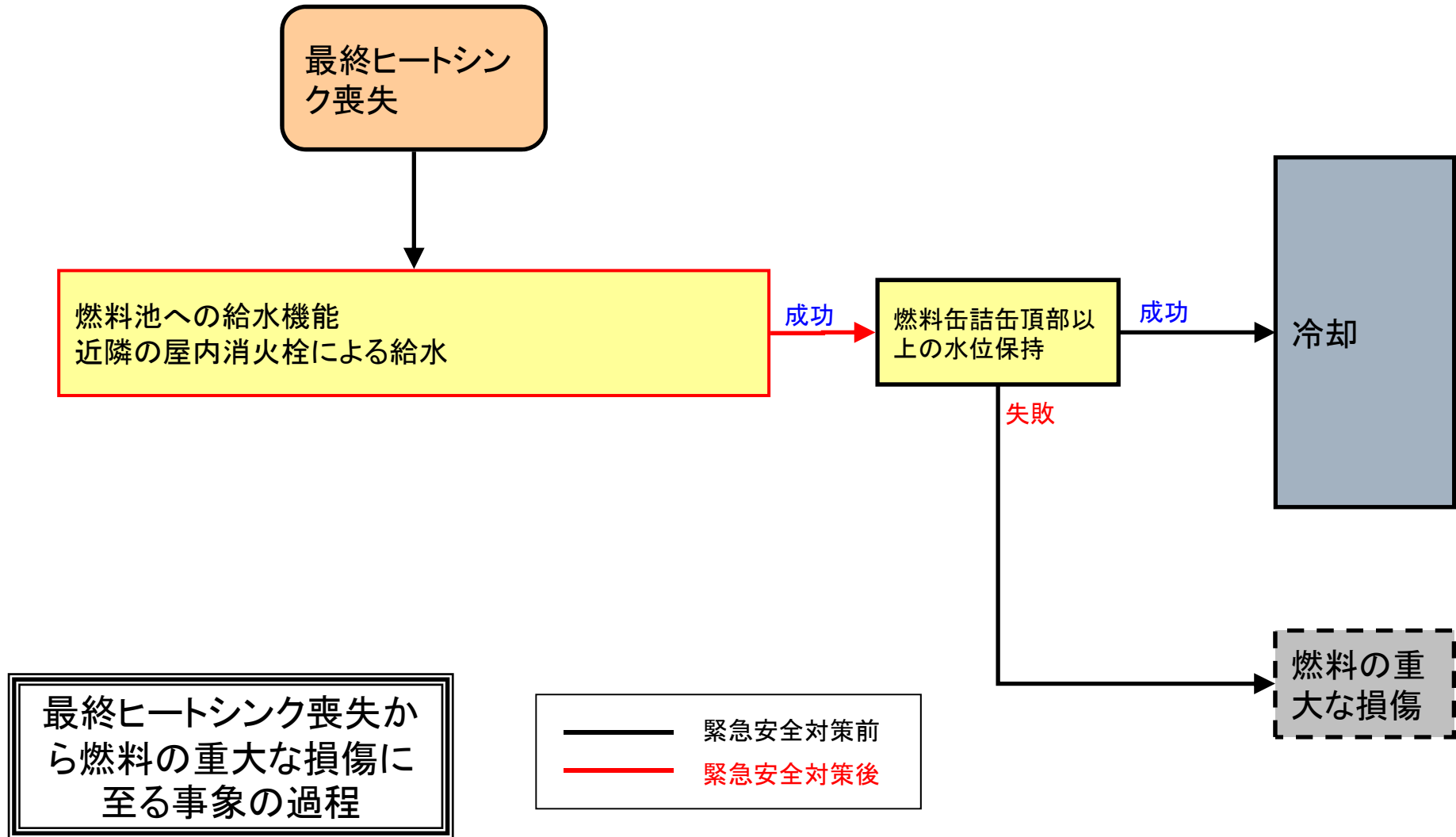
最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにするとともに、その場合の必要な安全機能を抽出する



- 空気冷却器ダンパ開(自動制御、遠隔操作、現場手動操作)による空気流路の確保により自然循環冷却が成立する。



※1 自動制御 or 遠隔操作 or 現場手動操作



緊急安全対策前

		最終ヒートシンク喪失 ⇒ 約97日
冷却	燃料缶詰缶頂部以上の水位保持	
燃料状況		安定状態維持

稼動

最終ヒートシンク喪失からの経過時間



緊急安全対策後

		最終ヒートシンク喪失 ⇒ 継続
水源	ろ過水槽、純水貯槽、原水タンク、中央付替水路の淡水、海水からの供給	
給水	屋内消火栓	
冷却	燃料缶詰缶頂部以上の水位保持	
燃料状況		安定状態維持

最終ヒートシンク喪失からの経過時間



- 緊急安全対策前においても、冷却水の蒸発による水位低下が燃料缶詰缶頂部に至るまでには約97日の余裕がある。
- 緊急安全対策後は、屋内消火栓(電動駆動消火ポンプ)による各水源からの給水によって水位は継続的に確保される。



- LUHSが発生した時に、プラント外部からの支援が無い場合でも原子炉及びEVSTでは、燃料は重大な損傷に至ることはない。
- また、緊急安全対策の結果、燃料池についても、燃料が重大な損傷に至ることは無い。

- もんじゅの場合、自然循環による冷却が可能であり燃料の冷却に交流電源が不要なため、全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合は全交流電源喪失と同様の結果となる。
- 全交流電源喪失が発生した時にプラント外部からの支援補給が無い場合でも、原子炉と燃料貯蔵槽では自然循環冷却によって冷却を継続することが出来る。
- 燃料池では、冷却水は沸騰せずに蒸発するため、燃料池の水位の低下は極めて緩慢であり、燃料池にある燃料缶詰缶頂部に至るまでに数ヶ月の余裕がある。

## 評価結果

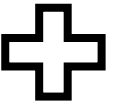
評価項目	評価の指標	施設	裕度評価 緊急安全対策後(現時点)
地震	基準地震動Ss (760gal)との比較	原子炉	1.86倍 空気冷却器出口止め弁
		炉外燃料貯蔵槽	2.2倍 原子炉補助建物
		燃料池	1.85倍 燃料池入口逆止弁
津波	設計津波高さ (5.2m)との比較	原子炉	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		炉外燃料貯蔵槽	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		燃料池	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
全交流 電源喪失 (SBO)	外部からの支援が ない条件で、燃料 を冷却できなくなる までの時間	原子炉	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		燃料池	300日程度 消防車燃料(軽油)枯渇、燃料池水位低下
最終 ヒートシンク 喪失 (LUHS)	外部からの支援が ない条件で、燃料 を冷却できなくなる までの時間	原子炉	自然循環で冷却可能
		炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能
		燃料池	消火栓から給水可能

- ・地震と津波の重畳については、それぞれの個別評価と同様となった。
- ・全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合については、全交流電源喪失の評価と同様となった。

## シビアアクシデント対応方策

**設計基準  
事象の対応**

- ・設計で想定された事故
- ・国の安全審査で確認済み



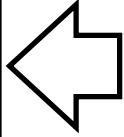
**〈第1回委員会説明内容〉  
これまでのシビア  
アクシデント対応方策  
(平成23年3月以前)**

- ・設計の想定を超えて炉心の損傷に至る恐れのある事象。
- ・事業者として自主的に対応策(AM策)を整備  
例:1次主冷却系サイフォンブレーク操作、等



**〈第2回委員会説明内容〉  
東京電力福島原子力発電  
所事故を踏まえたシビアア  
クシデント対応方策  
(平成23年3月以降)**

- ・事故の教訓を踏まえ、高速炉の特徴を考慮し、緊急安全対策を実施
- ①ハード面の対応(電源車の配備、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の冷却確保、等)
- ②ソフト面等の対応(対応体制の強化、等)



**安全性に関する総合評価**

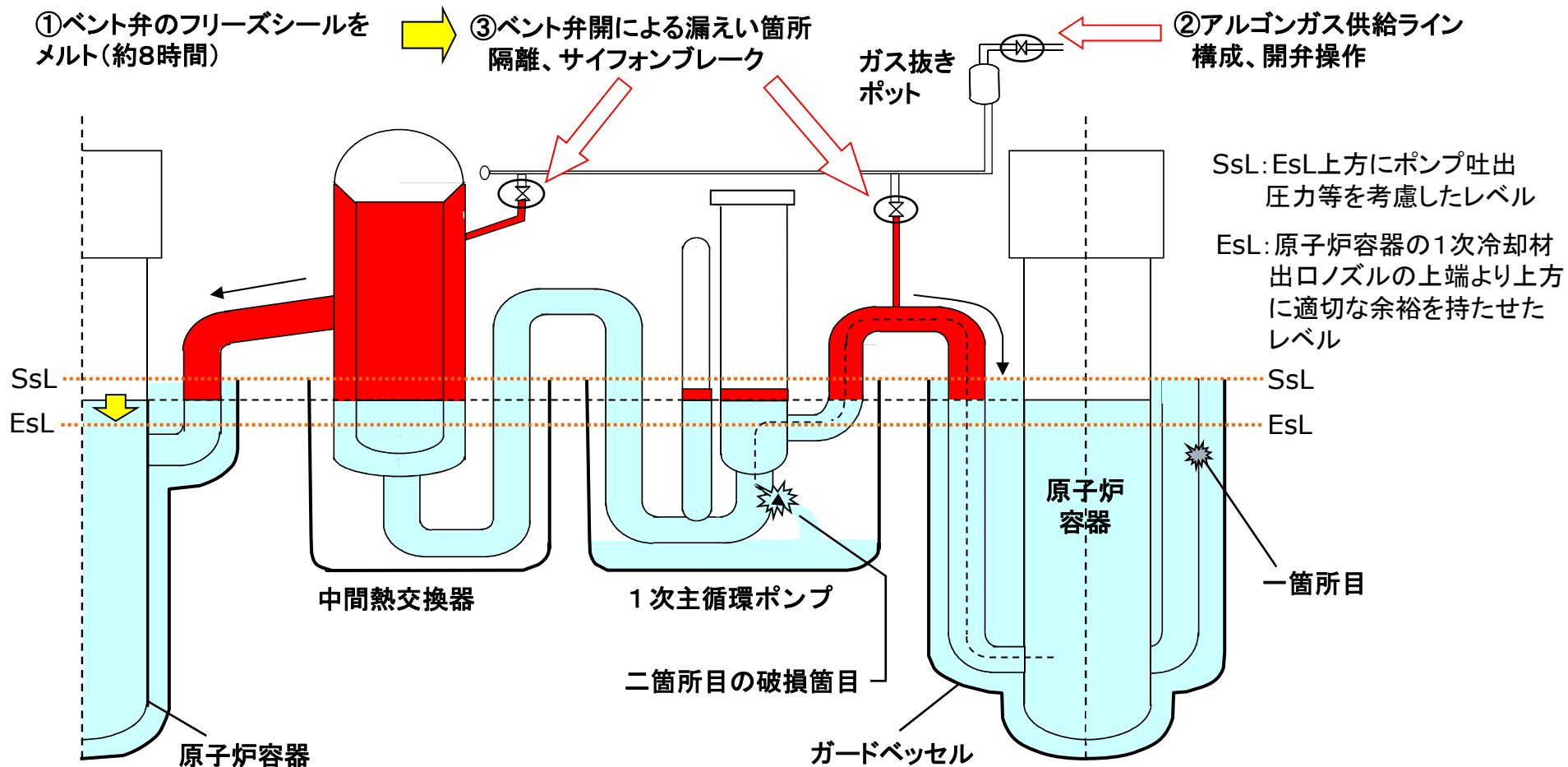
- ・安全上の余裕を評価
- ・余裕の向上対策を検討

**〈第3回委員会説明内容〉  
東京電力福島原子力発電所事故の知見の確認**

- ・事故報告書等から分かった事実関係を整理した結果を踏まえ、
- ①手順書・訓練・通信手段・対応体制・支援体制に対して検証
- ②作業環境の悪化に対してこれまでのアクシデントマネジメント策が有効であるか確認
- ・今後、新たな知見については検討

## 整備したAM策の例: 1次主冷却系サイフォンブレイク

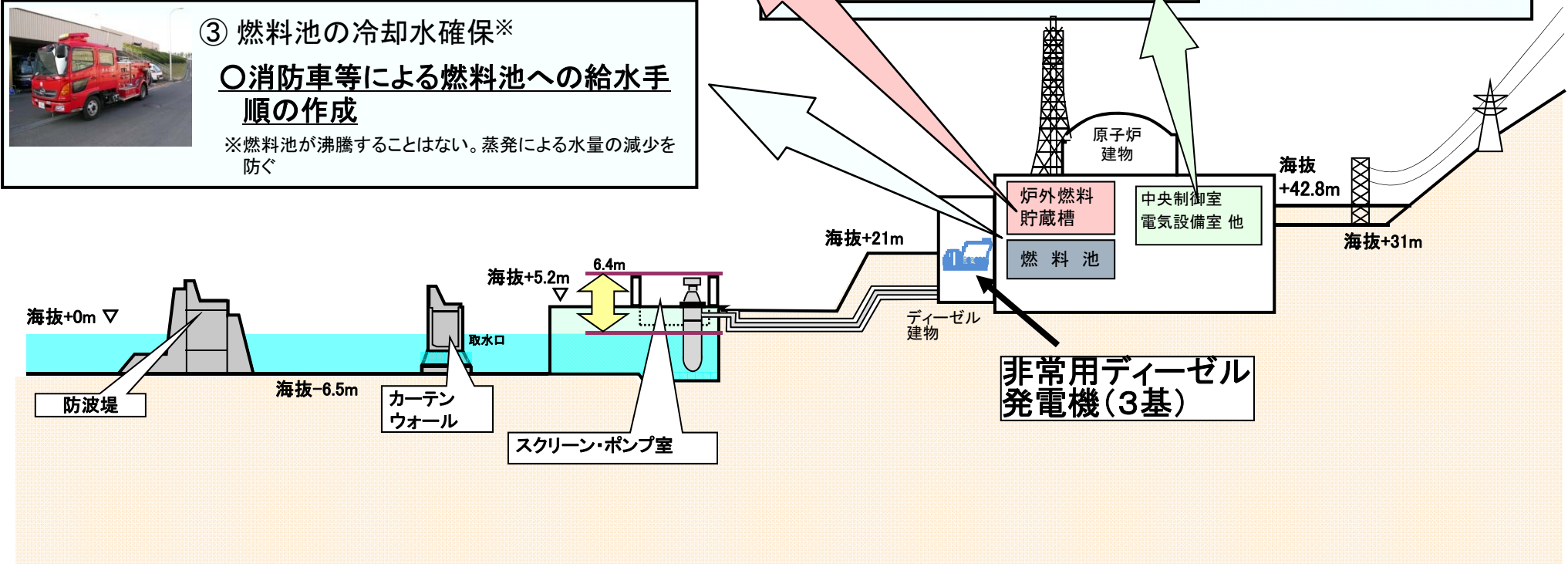
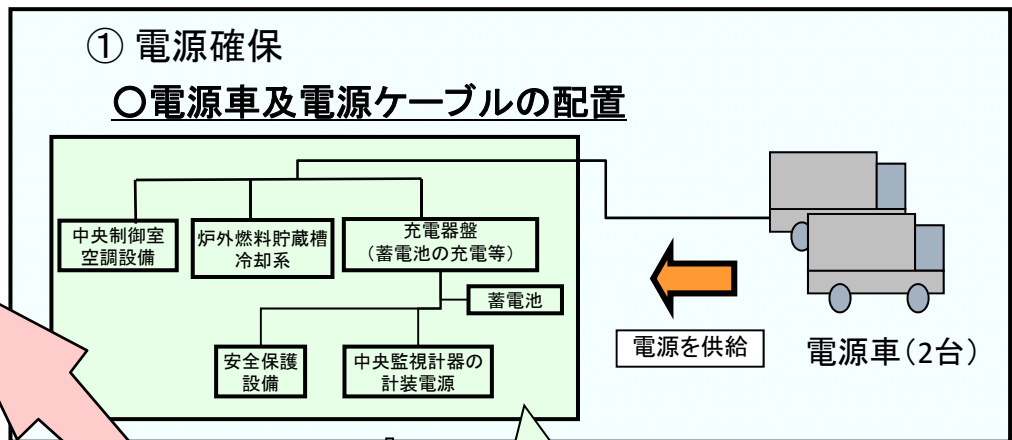
1次ナトリウム漏えいにより原子炉停止した後、更に健全なループから2箇所目の漏えいが発生した場合、中央制御室にて①～③の操作により、当該ループをサイフォンブレイクさせて破損箇所を隔離し、原子炉液位を確保する。



緊急安全対策の概要: 津波で機能を喪失した場合でも、電源を確保し、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制する。

② 炉外燃料貯蔵槽の冷却確保  
 ○炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却と電源車による強制冷却確保

③ 燃料池の冷却水確保※  
 ○消防車等による燃料池への給水手順の作成  
 ※燃料池が沸騰することはない。蒸発による水量の減少を防ぐ



非常用ディーゼル発電機(3基)

震災前(16名)

運転関係要員: 8名

運転員	6名※
連絡当番	2名

保安関係要員: 10名

消防	10名 (※2名兼務)
----	----------------

震災後(23年度: 19名)

運転関係要員: 8名

運転員	6名※
連絡当番	2名

保安関係要員: 10名

消防	10名 (※2名兼務)
----	----------------

震災後(24年度: 24名)

運転関係要員: 8名

運転員	6名※
連絡当番	2名

保安関係要員: 10名

消防	10名 (※2名兼務)
----	----------------

原子炉が運転中において、運転員は10名。

電源確保に必要な体制を確保

事故対応要員: 4名(1名兼務)

電源確保	4名 (1名兼務)
------	--------------

がれき除去、代替海水ポンプ設置に必要な体制を確保

事故対応要員: 9名(1名兼務)

電源確保	4名 (1名兼務)
がれき除去	2名
代替海水ポンプ設置	3名

今後、訓練等により習熟を図るとともに、必要な設備改善を図る。

増員(震災後)	3名
---------	----

増員	5名
----	----

緊急時は、所内に常駐している要員で初期対応。



○事故以前に整備したアクシデントマネジメント策(以下、「AM策」という。)  
 内的事象PSA結果を踏まえ、以下のAM策を事故以前に整備

安全機能		A M 策	
「止める」 原子炉の停止機能の確保		・手動トリップ操作	・制御棒保持電源遮断操作 等
「冷やす」原 子炉冷却機 能	液位確保	・1次系ポンプ停止操作 ・1次系サイフォンブレイク操作	・1次Arガス隔離による液位確保操作 ・1次メ冷サイフォンブレイク操作 等
	崩壊熱除去確保	・補助冷却設備自然循環移行操作(遠隔、現場) ・メンテナンス冷却系緊急起動操作	・蒸気発生器による崩壊熱除去操作
「閉じこめる」 放射性物質の閉じ込め機能		・格納容器隔離弁隔離操作(遠隔、手動)	
安全機能のサポート機能		・電源復旧	・空調用冷水の融通による電源確保

○緊急安全対策  
 事故以降に以下の緊急安全対策を整備

安全機能	緊急安全対策
「冷やす」 使用済燃料の冷却機能	・炉外燃料貯蔵槽の冷却確保(自然循環冷却操作及び電源供給後の強制循環冷却操作) ・燃料池の冷却水確保
安全機能のサポート機能	・電源確保(中央制御室の監視機能の強化、EVST冷却系への電源供給等) ・緊急時対応の要員、体制の強化 ・緊急時における通信手段の確保 ・中央制御室の作業環境確保



東京電力福島第一原子力発電所は、シビアアクシデント対応方策(AM策)を整備していた。



地震、津波でも有効に機能したか、各種報告書に基き、整理した。



教 訓*	シビアアクシデント対応方策を整備していたが、うまく機能しなかった。
------	-----------------------------------



教訓①: 想定を超える長時間にわたる全交流電源喪失が発生



教訓②: 原子炉以外に大量の燃料が存在する施設に対する配慮が不十分



教訓③: 作業環境の悪化想定が不十分

AM策及び緊急安全対策を東電福島第一原子力発電所の教訓に基き、点検する。  
(ナトリウム冷却高速増殖炉の特徴を考慮)

\* : 現時点で得られている教訓であり、今後の事故の原因究明で見直すこともある。

### AM策の点検結果

AM策は、フォールトツリー及びイベントツリーを使ったPSAを行い、事故前から整備されている。設計想定を超えて、ナトリウムが漏えいした場合の炉心冷却対策は、すでに講じられている。AM策を事故の教訓に照らして点検した。

教訓①: もんじゅは、自然循環が可能なことから、全交流電源喪失時のAM策をすでに整備しており、長時間にわたり炉心冷却が可能である。

教訓②: 使用済み燃料に対するAM策は、整備していなかった。(事故後の緊急安全対策で使用済み燃料の冷却に関するAM策が講じられた。)

教訓③: 内的事象に対するAM策であることから、**実施に際して作業環境の悪化を十分考慮していなかった。**

### 緊急安全対策の点検結果

緊急安全対策をナトリウム冷却高速増殖炉の特徴を照らして点検した。その結果、

教訓①: ナトリウム冷却高速増速炉では、長時間にわたり全交流電源が喪失しても、冷却材流路が確保されれば自然循環により、炉心の崩壊熱を除去できることを確認した。しかしながら、一層の安全を確保するため、代替電源を準備する。

教訓②: もんじゅには、原子炉以外に大量の燃料が存在する施設として炉外燃料貯蔵槽及び燃料池がある。このことから、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池に対する対策を整備していることを確認した。

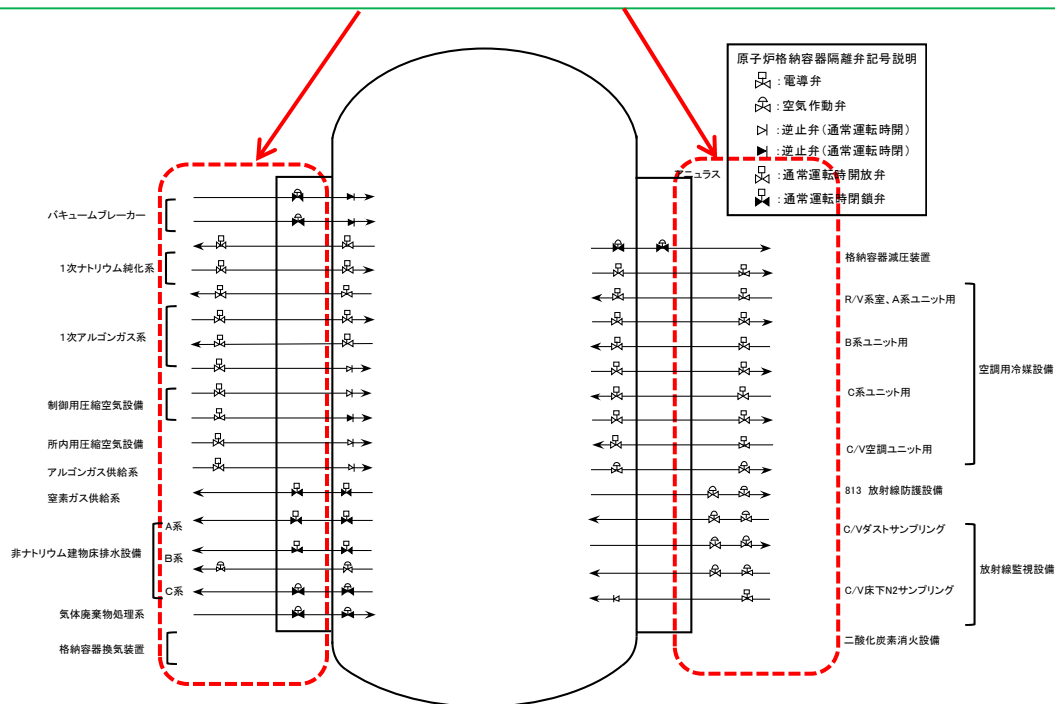
教訓③: 緊急事態に対応するための要員確保、通信手段の多様化等、作業環境悪化に対する対策が講じられていることを確認した。

以上、高速炉としての特徴を考慮しても、緊急安全対策が有効であることを確認した。  
なお、ナトリウムは、化学的に活性であることから、安全性をさらに向上させるため、今後、「**冷却材にナトリウムを使用していることで検討すべき事項**」の検討を進めていく。

- ・AM用手順で屋外操作があるか？
- ・AM用手順で高放射能となる原子炉建物(原子炉格納容器内)での現場操作があるか？
- ・アクセスルートは2ルート以上あるか？

- ・AM用手順書では、福島事故以降に整備した電源車による給電操作、消防車による燃料池への給水操作以外に屋外操作はないことを確認(瓦礫撤去用としてホイールローダを配備)
- ・AM用手順書に原子炉格納容器内での現場操作がないことを確認
- ・現場へのアクセスルートは2ルート以上あることを確認。⇒一部、緊急用梯子の設置によりアクセスルートの強化を計画

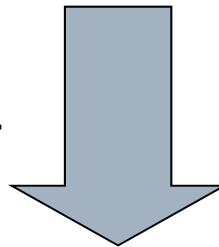
例：AM手順書の「格納容器隔離弁現場での手動隔離操作」で実施する弁



## 「もんじゅ」の特徴

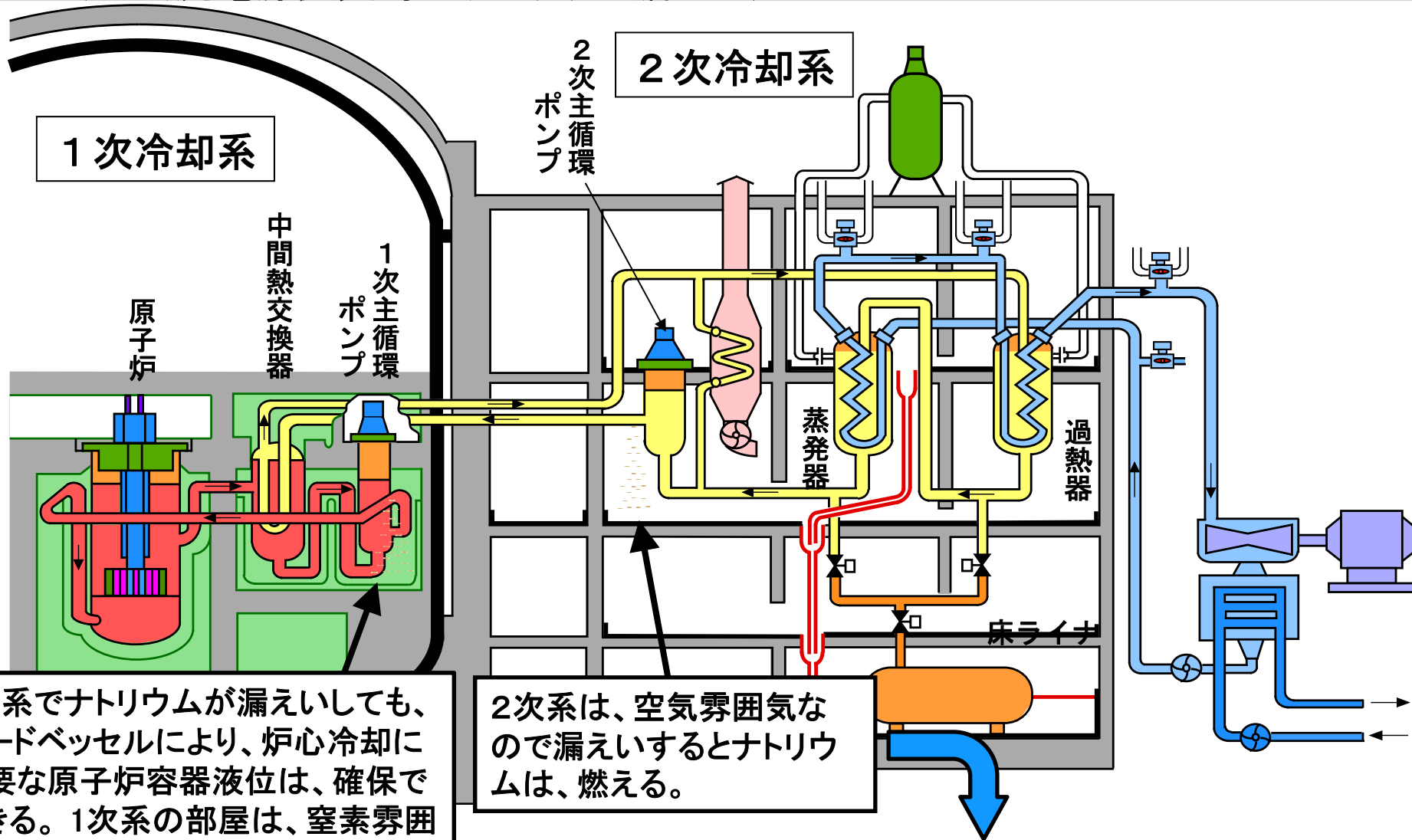
- ・1次・2次主冷却系は、冷却材にナトリウムを使用しており、自然循環により停止後の炉心冷却が可能である。
- ・ナトリウムは化学的に活性で水や空気と反応する。

「もんじゅ」の特徴を踏まえた  
シビアアクシデント対応方策の検討  
が必要



起こることは極めて考えにくいですが、全交流電源時に敢えてナトリウム漏えい、或いは蒸気発生器伝熱管からの水漏えいが発生するとし、

- ・健全なループの自然循環冷却が阻害されないか、
  - ・その時の対応はどのようにすべきか、
- を検討。

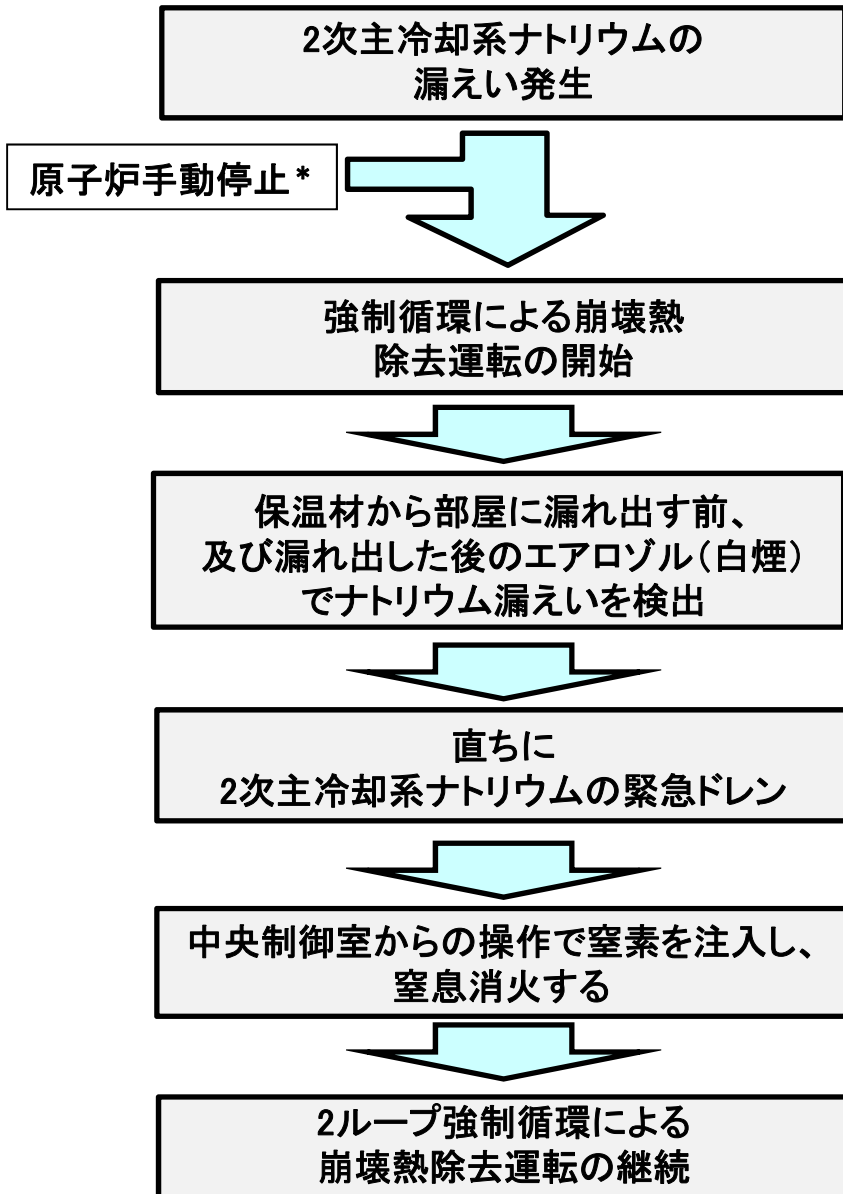


1次系でナトリウムが漏えいしても、ガードベッセルにより、炉心冷却に必要な原子炉容器液位は、確保できる。1次系の部屋は、窒素雰囲気なのでナトリウムは燃えないことから、他の系統に影響を及ぼすことはない。このことから、自然循環で炉心を冷却できる。

2次系は、空気雰囲気なので漏えいするとナトリウムは、燃える。

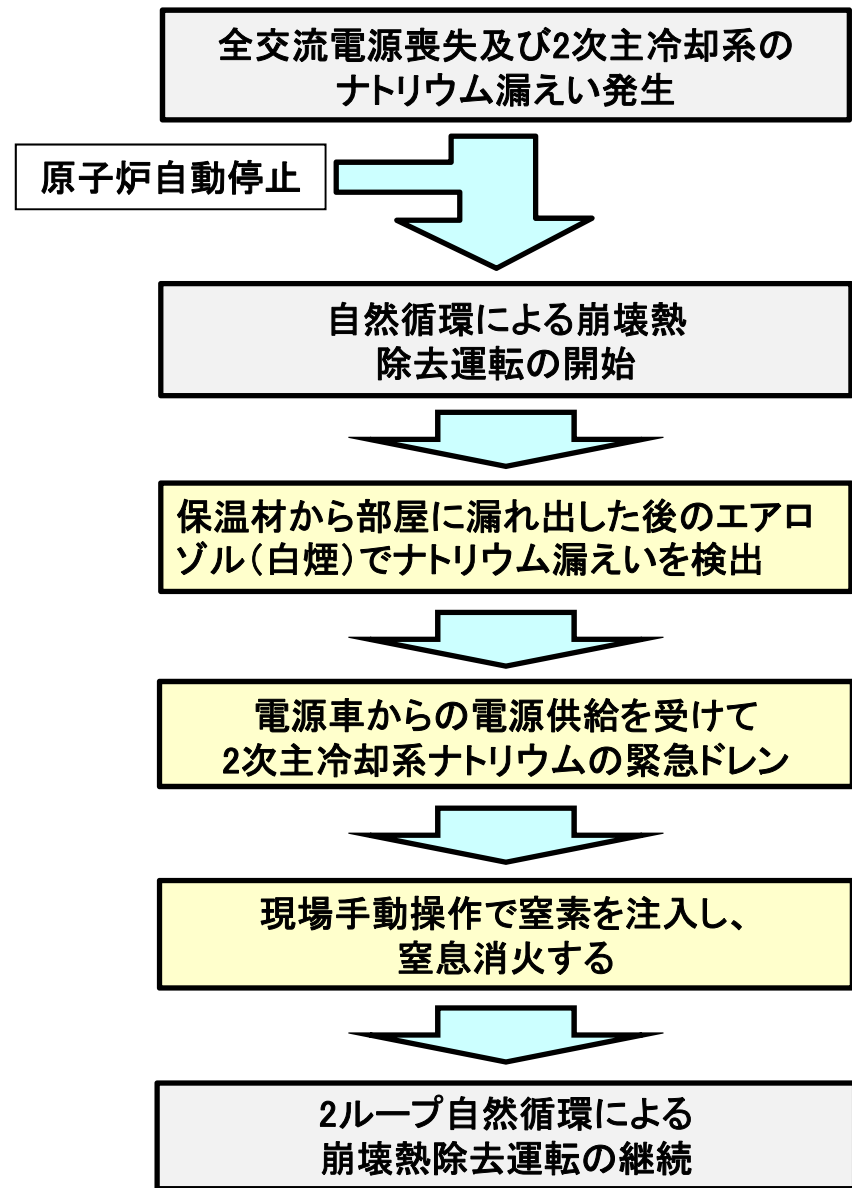
全交流電源喪失状態で2次主冷却系ナトリウム漏えいが発生した場合、どのような対応とすればよいのか、それは健全なループの自然循環に影響があるのか検討、評価した。

電源がある状態での対応手順

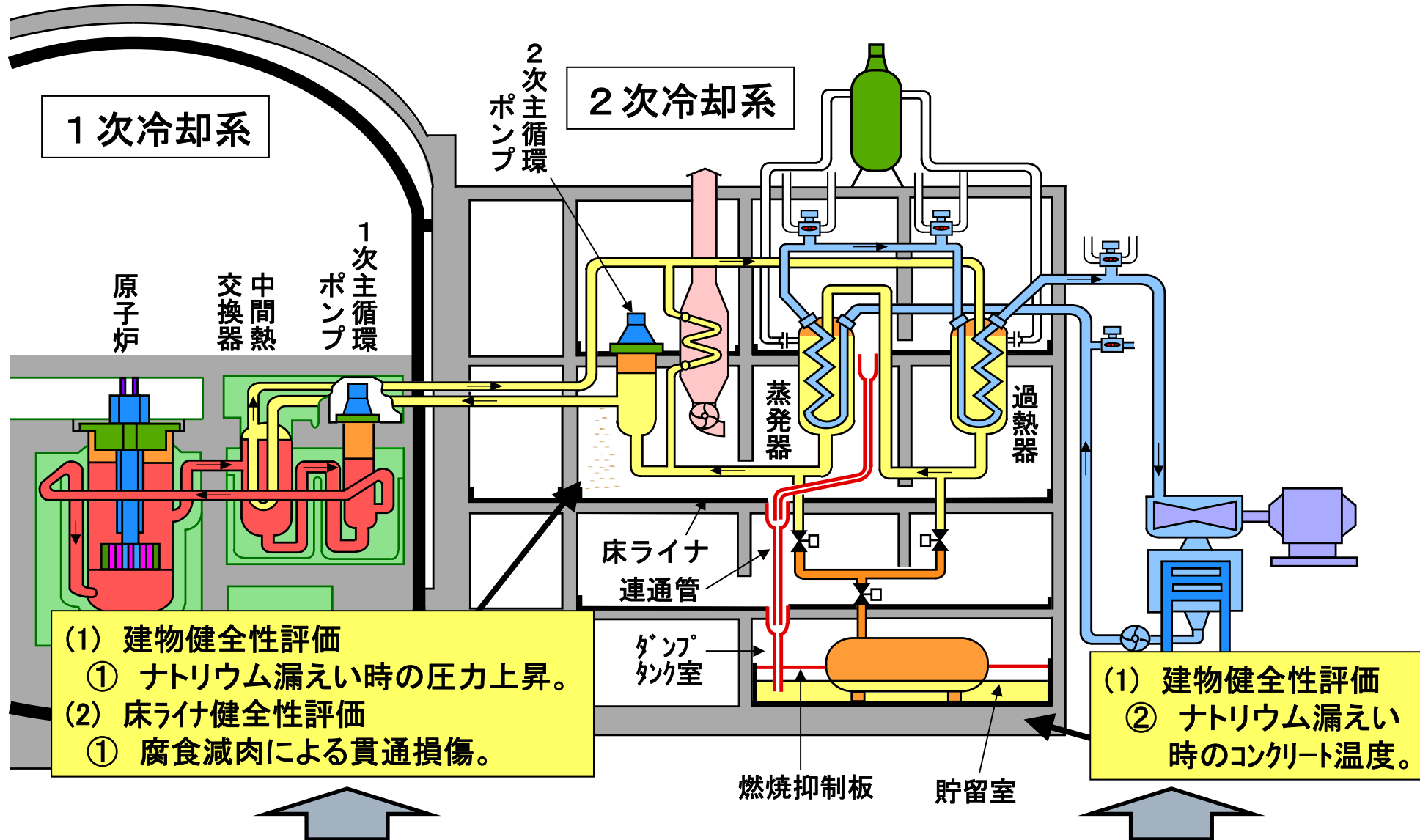


\* 大漏えい時は、原子炉自動停止

全交流電源喪失状態での対応手順





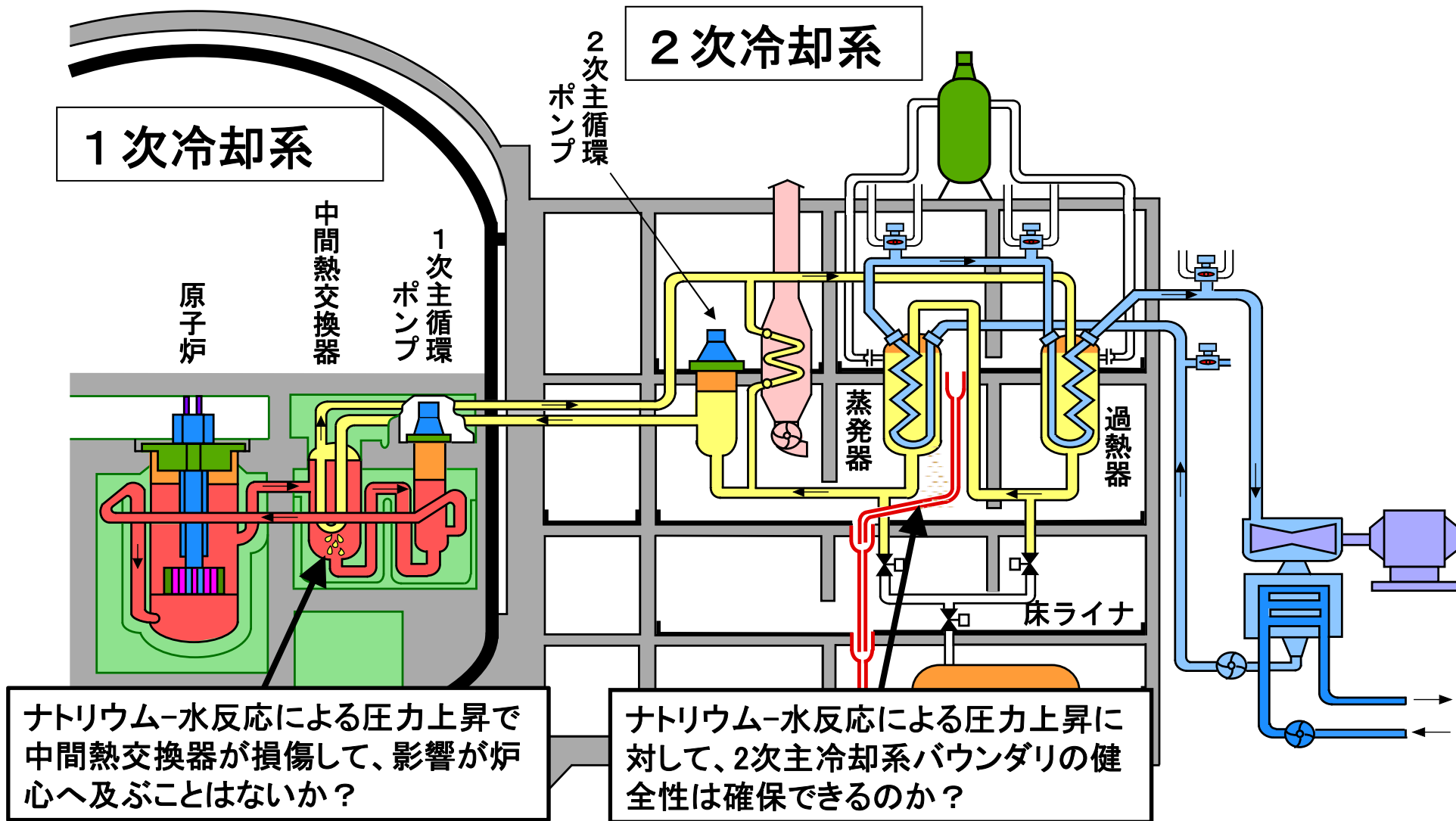


漏えいの影響が健全なループの自然循環に及ぶかどうか、言い替えれば「系統分離が確保されるかどうか」を確認する。



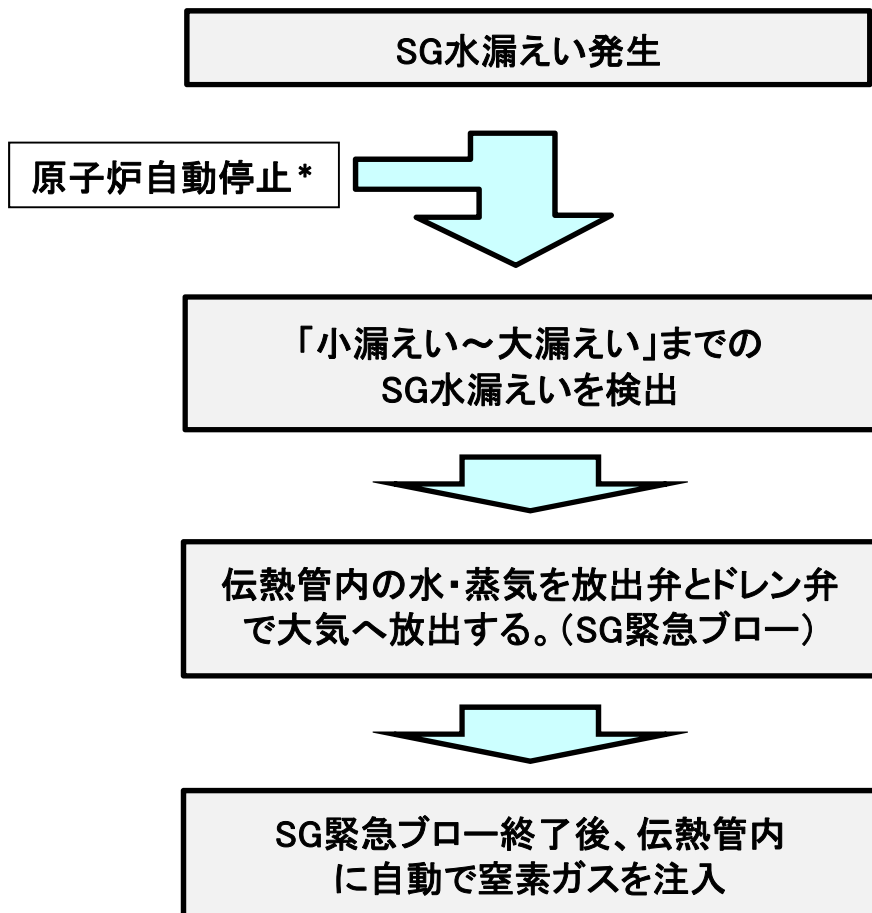
1. 全交流電源喪失時、ナトリウム漏えいに対する基本的な対応手順
  - ① 漏えい検出は、蓄電池から電源供給を受けるセルモニタ、火災感知器で漏えいの検出を行う。
  - ② 電源車からの電源供給を受けて、ナトリウムをドレンする。
  - ③ 現場で弁を開けることにより、漏えい区画に窒素を注入する。
  
2. 建物及び床ライナの健全性
  - ① 上記の手順で、建物及び床ライナの健全性は、損なわれない。
  - ② このことから、2次主冷却系の系統分離が損なわれることはない。
  - ③ したがって、全交流電源喪失時に2次主冷却系でナトリウムが漏えいしても健全なループの自然循環で炉心冷却は、継続できる。
  
3. 更なる安全性向上のため、今後は、上記の結果を踏まえ、全交流電源喪失時にナトリウム漏えいが発生した場合の対応手順等の具体的な対応方策を検討する。





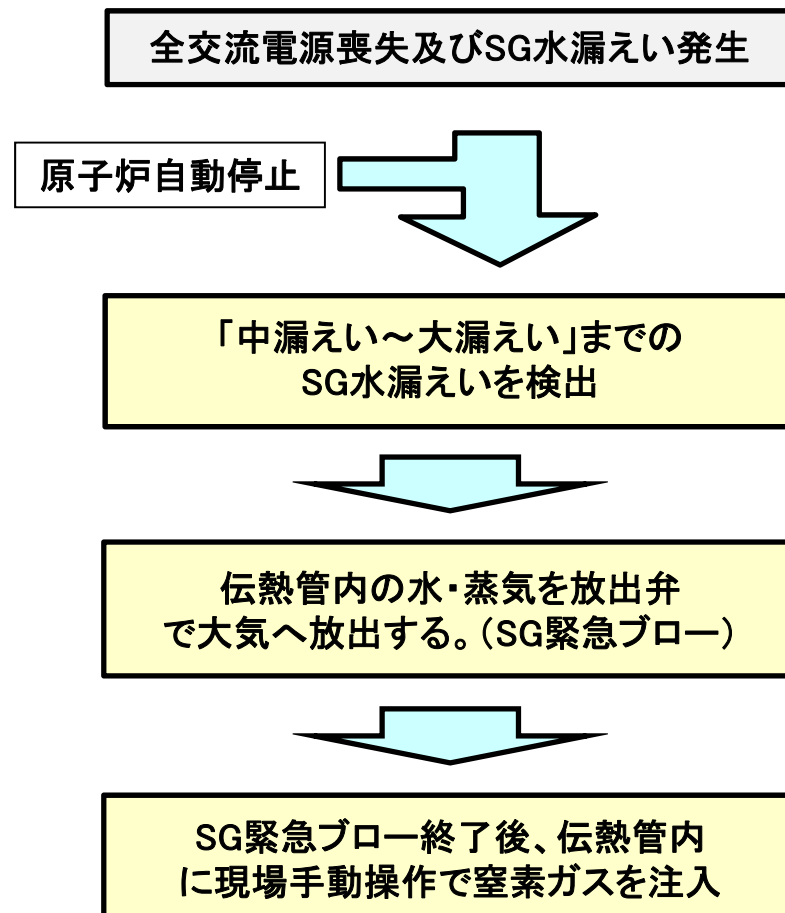
全交流電源喪失状態でSG水漏えいが発生した場合、炉心の自然循環冷却に影響があるのか検討、評価した。

### 電源がある状態での対応手順



\* 運転員の判断で、原子炉を手動停止する場合がある。

### 全交流電源喪失状態での対応手順



1. 全交流電源喪失時、SG水漏えいに対する基本的な対応手順
  - ① SG水漏えいは、蓄電池から電源供給を受ける蒸発器カバーガス圧力計、圧力開放板開放検出器で中～大漏えいを検出する。
  - ② SG緊急ブローは、蓄電池から電源供給等を受けて放出弁で行う。
  - ③ 伝熱管への窒素ガス注入は、現場手動操作で行う。
  
2. 中間熱交換器及び2次主冷却系の機器・配管の健全性  
SG水漏えい時の2次主冷却系の圧力を評価した結果、中間熱交換器及び2次主冷却系の機器・配管は破損しない。このことから、ナトリウム-水反応が炉心へ影響することはない。また、2次主冷却系の系統分離が損なわれることはない。  
したがって、健全ループの自然循環により、炉心の冷却は継続できる。
  
3. 今後は、上記の結果を踏まえ、全交流電源喪失時にSG水漏えいが発生した場合の対応手順等の具体的な対応方策を検討する。

- もんじゅの特徴を踏まえつつ、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に基き、内的事象に対するアクシデントマネジメント策及び緊急安全対策の点検を行い、実効性の高いものとした。
- 冷却材にナトリウムを使用していることを考慮し、発生頻度は極めて低いと考えられるが、全交流電源喪失の状況でナトリウム漏えい、或いはSG水漏えいが発生をした場合の検討を行った。その結果、残りの健全なループにより炉心の冷却を継続できることを確認した。

## 追加改善事項

### (1)東京電力福島第一発電所事故の知見を反映した改善

福島第一発電所事故から得られた知見を踏まえ、これまでに整備してきたシビアアクシデント・マネジメント方策に改善すべき点はないか点検を行った結果、以下の改善事項を得た。

- ①AM用手順書に現場手動操作の可否、手動操作ができない場合の代替操作方法等を追記することとした。
- ②作業環境の悪化に対しては、現場へのアクセスルートを確認し、複数ルートが確保できるように一部に緊急用の梯子を設置することとした。
- ③体制・通信手段は、非常時に応援できる要員の招集、非常時対応訓練を実施することや衛星電話などの通信設備の強化を行うこととした。

## 追加改善事項

### (2)蓄電池枯渇時対応手順の整備

万一、移動式電源車からの給電ができなくなり、計装電源が枯渇した場合においても、可搬式の計器を用いて、原子炉及びEVSTの冷却に係る主要なパラメータを監視し、運転員が適切な調整ができる手順を整備した。

### (3)SBO条件でのナトリウム漏えい時の対応手順の検討

SBO条件の下でもナトリウムを緊急ドレンすること、運転員が現場で窒素注入することなどの対応方針を検討した。今後、手順の具体化の検討を行う。

### (4)EVST自然循環冷却の補強のための検討

EVST冷却系(通常2系統運転、1ループ待機)については、全交流電源喪失時にも電源車を使用して、強制循環で冷却することとしているが、さらにEVST内の使用済燃料の発熱量を330kW以下に制限することで、1ループの自然循環でも冷却可能とする。

- ・東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を考慮したもんじゅの安全性に関する総合評価として、地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失及びその他のアクシデントマネジメントについて検討を行った結果、もんじゅの地震・津波等に対する耐力を示し、また運転員が対応する時間余裕もあることを示した。
- ・内的事象に対するアクシデントマネジメント策を示し、さらに地震時等の環境下での実施可能性を示した。
- ・安全性に関する総合評価を実施した結果、もんじゅは安全性を保持していることを再認識するとともに、緊急安全対策によりその安全性がより確実なものとなっていることを示した。
- ・安全性に関する総合評価の過程でこれまでに整備してきたシビアアクシデントマネジメント方策に改善すべき点はないか点検を行い、必要な追加改善事項を示した。



これまでに原子力機構から  
委員会へ報告した技術的内容を、  
研究開発報告書(JAEA-Research)  
として、とりまとめる予定。

○原子力機構ホームページ(研究成果刊行物)



The screenshot shows the JAEA website interface. At the top, there is a navigation bar with the JAEA logo and the text '独立行政法人 日本原子力研究開発機構 Japan Atomic Energy Agency'. Below this, there are several menu items: '機構の紹介', '発表・お知らせ', '研究開発の紹介', '事業の拠点', and '研究成果刊行物'. The '研究成果刊行物' menu item is highlighted. On the left side, there is a vertical list of links: '安全確保への取り組み', '情報公開', '原子力を学ぶ', '広報活動', 'イベント情報', '調達情報', '採用情報', '財務情報', and '寄附金募集'. The main content area is titled '研究成果刊行物' and contains a list of links: '研究開発成果情報', '広報誌', '年報', and '国際原子力情報システム(INIS)'. At the bottom, there is a footer with the text 'このホームページについて | 所在地・地図 | お問い合わせ | 更新履歴 |' and a QR code with the text '原子力機構携帯 http://www.jaea.go.jp/v/'. The copyright notice at the bottom reads 'Copyright(C) Japan Atomic Energy Agency. All Right Reserved.'

(題名、目次案)

東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した  
「もんじゅ」の安全性に関する総合評価

1. はじめに
2. 高速増殖原型炉もんじゅの概要
3. 総合評価の手法
4. 緊急安全対策
5. 個別評価項目に対する評価方法及び評価結果
  - 5.1 地震
  - 5.2 津波
  - 5.3 地震と津波の重畳
  - 5.4 全交流電源喪失(SBO)
  - 5.5 最終ヒートシンクの喪失(LUHS)
  - 5.6 SBOとLUHSの複合
  - 5.7 その他のシビアアクシデント・マネジメント
  - 5.8 追加改善事項
6. まとめ



## もんじゅ研究計画

### 「もんじゅ」における主要な研究開発項目

- 1) 炉心・燃料技術
- 2) 機器・システム設計技術
- 3) ナトリウム取扱い技術
- 4) プラント運転・保守技術
- 5) 東電福島事故等を踏まえたシビアアクシデントに対する安全機能確認・評価技術

※科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会  
原子力科学技術委員会もんじゅ研究計画作業部会(第2回)資料より

### 5) 東電福島事故等を踏まえたシビアアクシデントに対する安全機能確認・評価技術

- ① 自然循環除熱性能実証
- ② 安全性向上(東電福島事故対応、新たな安全基準対応、シビアアクシデント対応方策の整備・訓練・運用)

これらの機構が実施する”②安全性向上評価”のシビアアクシデント対策等について、今後も、第三者の立場から専門家のご意見をいただき、確認を受ける。

# 東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価について

平成24年12月  
(独)日本原子力研究開発機構

高速増殖原型炉もんじゅの現時点における施設と管理状態を対象とした安全性に関する総合評価(ストレステスト)についてこれまで得られた結果を外部有識者で構成されるもんじゅ安全性総合評価検討委員会(第4回)に報告する。

## 1. 安全性に関する総合評価の経緯

- ◆平成23年7月6日
  - ・原子力安全委員会
  - クリフ・エッジ効果に代表される潜在的な脆弱性を見出し、それに対処するためには、設計上の想定を超える事象に対する発電用原子炉施設の頑健性を総合的に評価することが不可欠である。
- ◆7月11日
  - ・政府(内閣官房長官、経済産業大臣、内閣府特命担当大臣)
  - 原子力発電の更なる安全性の向上と、安全性についての国民・住民の方々の安心・信頼の確保のため、欧州諸国で導入されたストレステストを参考に、新たな手続き、ルールに基づく安全評価を実施する。
- ◆7月22日
  - ・原子力安全・保安院長から、機構理事長への指示
  - 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について」(指示)

## 2. 安全性に関する総合評価の目的、対象、項目

(目的)  
安全性に関する総合評価は、設計上の想定を超える事象に対する原子炉施設の頑健性を総合的に評価することを目的とする。

(評価対象)  
原子炉と、使用済燃料を貯蔵する炉外燃料貯蔵槽(EVST)及び燃料池(PWRの使用済燃料ピットに相当)を対象として評価を行う。

(評価項目)  
自然現象としては、地震や津波を考え、設計上の想定を超えてどこまで耐えられるか、余裕を評価する。さらに、非常用を含めた全ての交流電源がなくなった状態や、原子炉等及び使用済燃料の貯蔵施設からの最終的な熱の逃し場がなくなった厳しいプラント状態において、外部からの支援なしに耐えられる期間を評価する。これらの評価は、ナトリウム冷却炉である「もんじゅ」の特徴を考慮して行う。

- ◆地震  
想定を超える地震に、どの程度の揺れまで耐えられるか余裕を評価。
- ◆津波  
想定を超える津波に、どの程度の高さまで耐えられるか余裕を評価。
- ◆地震と津波の重畳  
想定を超える地震と津波の同時発生に、どの程度まで耐えられるか評価。
- ◆全交流電源喪失(SBO)  
発電所が完全に停電(全交流電源喪失)した場合に、外部からの支援なしでどの程度の時間まで耐えられるか評価。
- ◆最終ヒートシンク喪失(LUHS)  
原子炉等の熱を最終的に外部に放出する部分に故障が生じた場合に、外部からの支援なしでどの程度の時間まで耐えられるか評価。
- ◆全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合  
全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失が複合的に生じた場合に、外部からの支援なしでどの程度の時間まで耐えられるか評価。
- ◆シビアアクシデント・マネジメント  
これまでに整備してきたシビアアクシデント・マネジメント対策について、多重防護の観点からその効果を明示。

## 3. もんじゅの特徴(立地、プラント設備)を適切に反映した評価

- ◆地震・津波
  - ・もんじゅでの地震動、もんじゅの建物・機器の構造等を反映して評価する。
  - ・もんじゅの建物、機器の設置高さを考慮して評価する。(主要な機器は海拔21m以上に設置)
- ◆全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失
  - ・原子炉及び炉外燃料貯蔵槽については、ナトリウム冷却系の自然循環能力と、放熱先(最終ヒートシンク)が大気であることを考慮。
  - ・燃料池では、使用済燃料の発熱が少なく、冷却水の沸騰は生じず、蒸発量を順次補えることを考慮。



自然循環冷却      大気へ放熱      海拔21m

【もんじゅの特徴】

## 4. 評価結果の概要(その1)

### 地震・津波・全交流電源喪失(SBO)・最終ヒートシンク喪失(LUHS)

評価項目	評価の指標	施設	裕度評価 緊急安全対策後(現時点)
地震	基準地震動Ss (760gal)との比較	原子炉	1.86倍 空気冷却器出口止め弁
		炉外燃料貯蔵槽	2.2倍 原子炉補助建物
		燃料池	1.85倍 燃料池入口逆止弁
津波	設計津波高さ (5.2m)との比較	原子炉	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		炉外燃料貯蔵槽	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		燃料池	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
全交流電源喪失(SBO)	外部からの支援がない条件で、燃料を冷却できなくなるまでの時間	原子炉	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		燃料池	300日程度 消防車燃料(軽油)枯渇、燃料池水位低下
最終ヒートシンク喪失(LUHS)		原子炉	自然循環で冷却可能
		炉外燃料貯蔵槽	自然循環で冷却可能
		燃料池	消火栓から給水可能

- ・地震と津波の重畳については、それぞれの個別評価と同様となった。
- ・全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失の複合については、全交流電源喪失の評価と同様となった。

・地震、津波及びその重畳に対して、原子炉、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の裕度(耐力)を確認した。

・SBO、LUHS及びその複合事象では、プラント外部からの支援がない場合でも、原子炉、炉外燃料貯蔵槽では、燃料が重大な損傷に至らないこと、燃料池では、緊急安全対策によって時間的余裕があることを確認した。

4. 評価結果の概要(その2) シビアアクシデント対応方策<sup>注)</sup>

注)シビアアクシデント対応方策とは、設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷する恐れのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能またはそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、もしくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置である。

◆防護措置の整備状況

○福島第一原子力発電所事故以前に整備していたアクシデントマネジメント策

安全機能		A M 策
「止める」 原子炉の停止機能の確保		・手動トリップ操作 ・制御棒保持電源遮断操作 等
「冷やす」原子炉冷却機能	液位確保	・1次系ポンプ停止操作 ・1次Arガス隔離による液位確保操作 ・1次系サイフォンブレイク操作 ・1次メ冷サイフォンブレイク操作 等
	崩壊熱除去確保	・補助冷却設備自然循環移行操作(遠隔、現場) ・メンテナンス冷却系緊急起動操作 ・蒸気発生器による崩壊熱除去操作
「閉じこめる」 放射性物質の閉じ込め機能		・格納容器隔離弁隔離操作(遠隔、手動)
安全機能のサポート機能		・電源復旧 ・空調用冷水の融通による電源確保

○緊急安全対策

福島第一原子力発電所事故後に以下の対策を整備

安全機能	緊急安全対策
「冷やす」 使用済燃料の冷却機能	・炉外燃料貯蔵槽の冷却確保(自然循環冷却操作及び電源供給後の強制循環冷却操作) ・燃料池の給水確保
安全機能のサポート機能	・電源確保(中央制御室の監視機能の強化、EVST冷却系への電源供給等)―電源車配備 ・緊急時対応の要員、体制の強化 ・緊急時における通信手段の確保 ・中央制御室の作業環境確保

◆冷却材にナトリウムを使用していることで検討した事項

○SBO条件でのナトリウム漏えい

- ・自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
- ・2次系床ライナは貫通損傷せず、ナトリウム-コンクリート反応による水素の発生は無いことから、水素爆発は発生しない。
- ・漏えいナトリウムによる熱的影響が他の健全ループに及ぶことはない。

○SBO条件での蒸気発生器水漏えい

- ・自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
- ・ナトリウム・水反応によって発生する圧力から評価される中間熱交換器、2次系機器・配管での発生応力は、許容応力を下回り、ナトリウムバウンダリの破損は生じない。
- ・ナトリウム・水反応による影響が他の健全ループに及ぶことはない。

◇シビアアクシデント対応方策の評価のまとめ

- ・もんじゅの特徴を踏まえつつ、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に基き、事故以前に整備したAM策及び緊急安全対策の点検を行い、実効性の高いものとした。
- ・冷却材にナトリウムを使用していることを考慮し、発生頻度は極めて低いと考えられるが、全交流電源喪失の状況でナトリウム漏えい、或いはSG水漏えいが発生をした場合の検討を行った。その結果、全交流電源喪失状況下での対応方策を明確にし、残りの健全なループにより炉心の冷却を継続できることを確認した。

5. 追加改善事項

今回の総合評価から次の改善事項を追加した。

- ・東京電力福島第一発電所事故の知見を反映した改善現場への複数のアクセスルートの確保など
- ・蓄電池枯渇時対応手順の整備
- ・SBO条件でのナトリウム漏えい時の対応手順の検討
- ・EVST自然循環冷却の補強のための検討

6. まとめ

- ・東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を考慮したもんじゅの安全性に関する総合評価として、地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失及びその他のアクシデントマネジメントについて検討を行った結果、もんじゅの地震・津波等に対する耐力を示し、また運転員が対応する時間余裕もあることを示した。
- ・内的事象に対するアクシデントマネジメント策を示し、さらに地震時等の環境下での実施可能性を示した。
- ・安全性に関する総合評価を実施した結果、もんじゅは安全性を保持していることを再認識するとともに、緊急安全対策によりその安全性がより確実なものとなっていることを示した。
- ・安全性に関する総合評価の過程でこれまでに整備してきたシビアアクシデントマネジメント方策に改善すべき点はないか点検を行い、必要な追加改善事項を示した。

# 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保対策について

平成24年12月  
(独)日本原子力研究開発機構

## 福島第一原子力発電所事故から得られた知見

### 【地震による影響】

- 地震発生により原子炉は正常に自動停止
- 非常用ディーゼル発電機は全て正常に自動起動
- 原子炉の冷却に必要な機器は正常に動作
- 地すべりによる送電鉄塔の倒壊等により外部電源が喪失

### 【津波による影響】

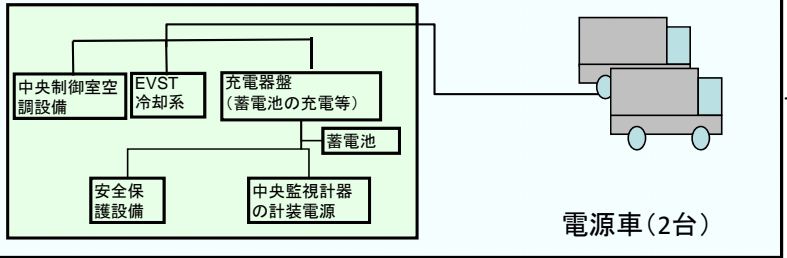
- 非常用ディーゼル発電機、配電盤、バッテリー等の重要な設備が被水
- 海水ポンプが損壊し、最終ヒートシンクが喪失(原子炉冷却機能喪失)
- 全交流電源喪失(外部電源と非常用ディーゼル発電機が喪失)

全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失が長期にわたり継続し、燃料の重大な損傷、放射性物質の放散など深刻な事態に陥った

### 【安全確保対策】

- ・全交流電源喪失の対策  
⇒プラント監視するために必要な電源設備を確保
- ・最終ヒートシンク喪失の対応  
⇒燃料池への給水設備を確保
- ・重要機器の被水防止  
⇒海水配管貫通部の止水対策を実施

### ◆電源車の配置

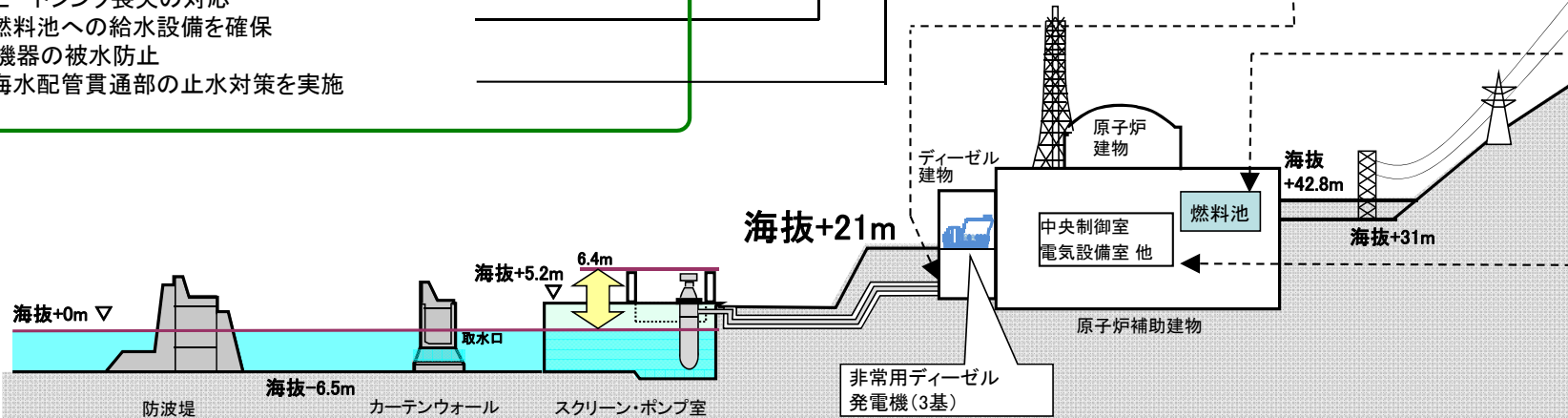
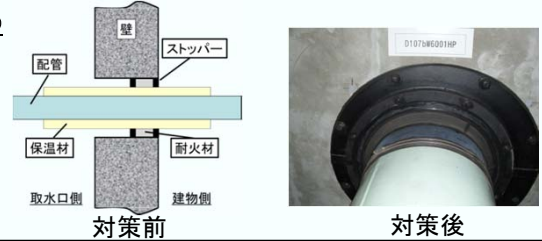


### ◆消防車等による燃料池への給水

※燃料池が沸騰することはない。  
蒸発による水量の減少を防ぐ



### ◆海水浸入経路の止水対策



### ◆緊急時の最終的な除熱機能の確保

- 炉心、炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却能力の再確認(外部有識者委員会)
- 炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却と電源車による強制冷却確保

### ◆点検と訓練の実施

- 訓練の実施とフィードバック
- 社内ルールの策定



# 正誤表

次の内容に誤りがありましたので訂正いたします。(H25.6)

訂正箇所	誤	正
59ページ表中「評価項目」津波の「裕度評価」の値3箇所(「原子炉」「炉外燃料貯蔵槽」「燃料池」の各施設)	4.04倍	4.03倍
82ページ右下「4.評価結果の概要(その1)」の表中「評価項目」津波の「裕度評価」の値3箇所(「原子炉」「炉外燃料貯蔵槽」「燃料池」の各施設)	4.04倍	4.03倍
84ページ下段の図中	海拔+428m	海拔+42.8m