

新規制基準適合性審査申請  
重大事故等対処施設  
＜(8)重大事故対策＞  
- 炉心損傷防止  
(No.69～73,75関連)

令和元年6月7日  
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1

1. はじめに
2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策
  - 2.1 全体概要
  - 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
  - 2.3 全交流動力電源喪失(TB)
  - 2.4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
  - 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)
3. 適合性審査の状況
4. これまでのご意見に対する回答
5. 参考

# 1. はじめに

## 1. はじめに(有効性評価の概要)

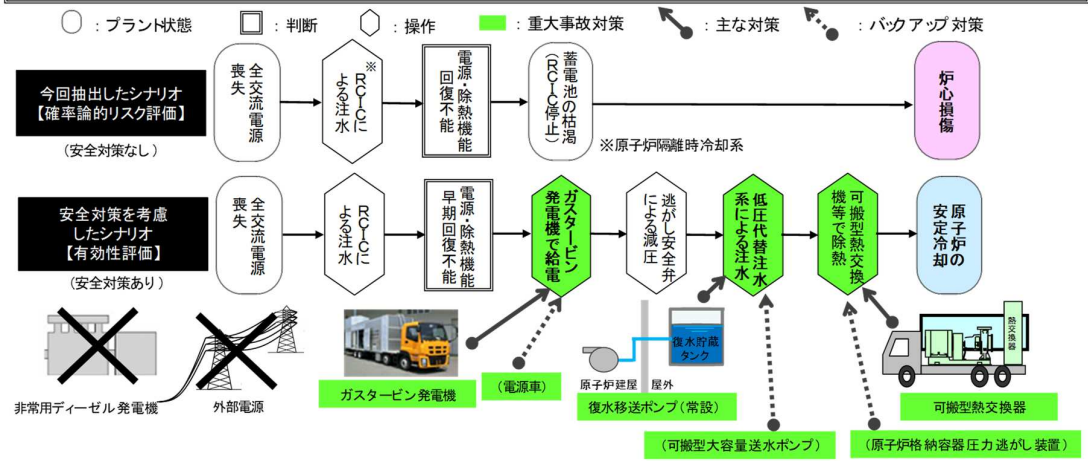
### ■ 有効性評価とは

➢ 想定する事故シーケンスグループ(非常用炉心冷却系(ECCS)等の緩和設備の作動状態等に応じて炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化したもの)に対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価すること

#### 【有効性評価の内容】

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

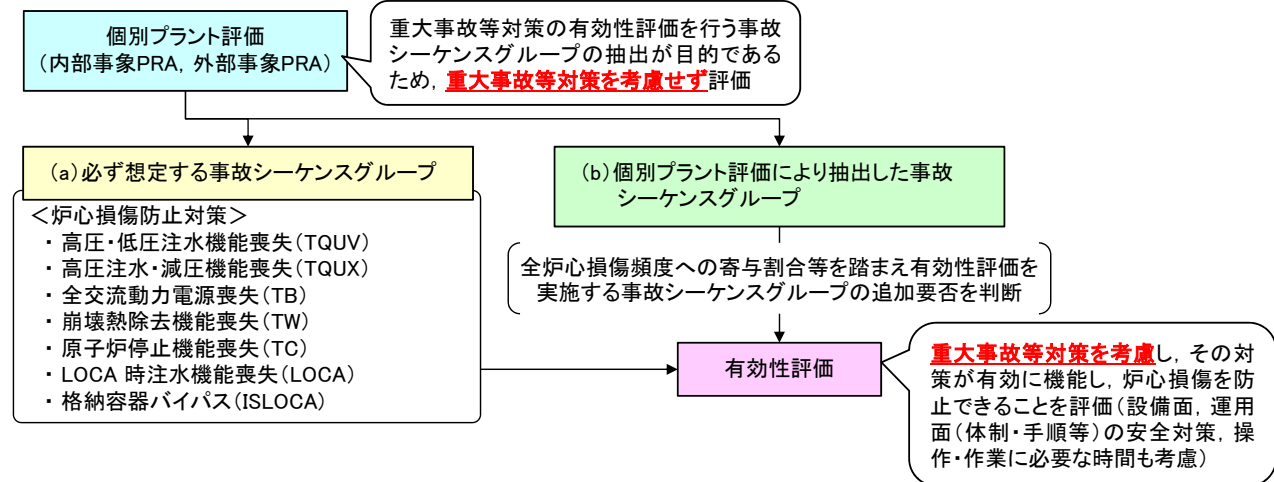
有効性評価の例(全交流動力電源喪失)  
 「ガスタービン発電機、低圧代替注水系、可搬型熱交換器」の対策を講じることで、重大事故(炉心損傷)を回避



## 1. はじめに(事故シーケンスグループの選定の概要(1/2))

### ■ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループの選定

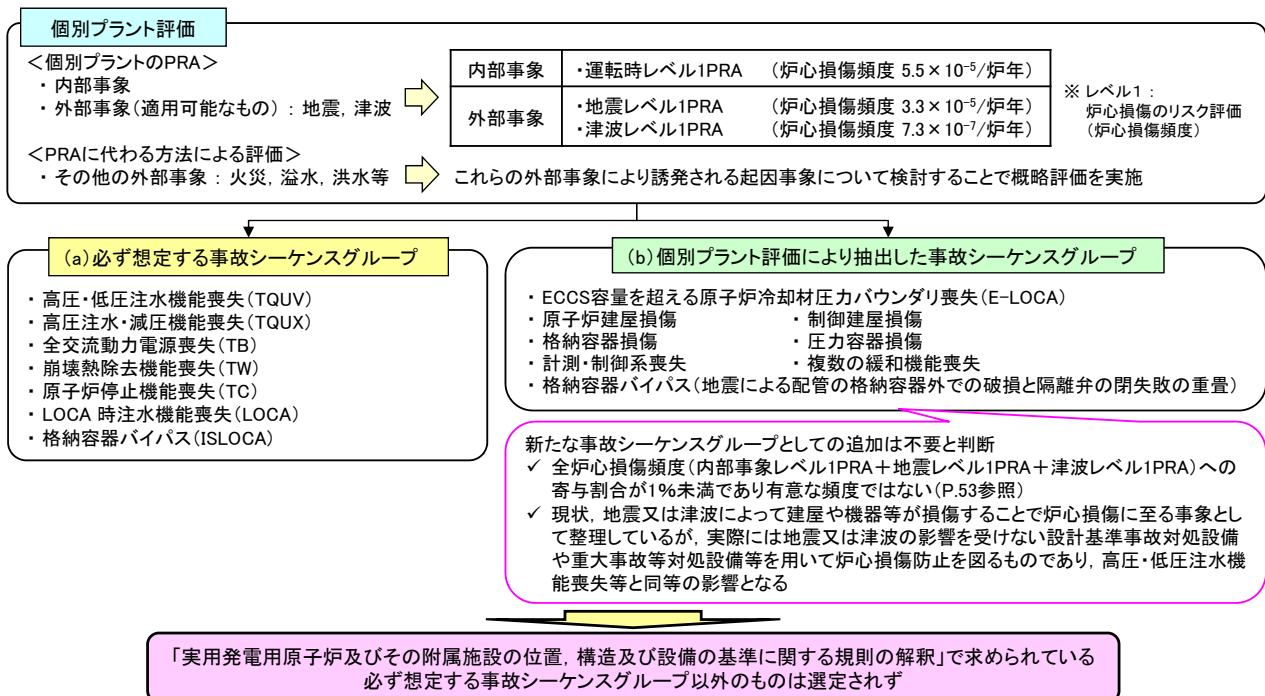
- 有効性評価(=安全対策が有効に機能することを評価)において想定する事故シーケンスグループは、下記の方法により選定
  - ✓ 炉心損傷防止対策の有効性は、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する次の事故シーケンスグループを評価対象とする
    - (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ
    - (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ
  - ✓ (b) 個別プラント評価により抽出する事故シーケンスグループは、内部事象確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)及び外部事象PRA又はそれに代わる方法で評価
  - ✓ PRAの結果、(a)に含まれない有意な炉心損傷頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加



## 1. はじめに(事故シーケンスグループの選定の概要(2/2))

### ■ 個別プラント評価による事故シーケンスグループの選定結果

- 内部事象PRAの結果から下図(b)に該当する事故シーケンスグループが抽出されないことを確認
- 外部事象PRAの結果から下図(b)に該当する事故シーケンスグループが抽出されるが、炉心損傷頻度又は影響の観点から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.1 全体概要

- 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2.3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)

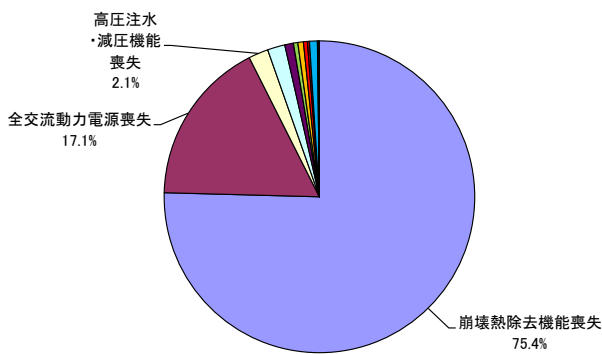
## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策 2.1 全体概要(1/2)

### ■有効性評価の内容

- 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の有効性評価を実施する事故シーケンスグループ
  - ・ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) ・ 崩壊熱除去機能喪失(TW) ・ LOCA時注水機能喪失(LOCA)
  - ・ 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX) ・ 原子炉停止機能喪失(TC) ・ 格納容器バイパス(ISLOCA)
  - ・ 全交流動力電源喪失(TB)

本日は、有効性評価の結果について、以下4シーケンスを代表例としてご説明

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) ←炉心損傷防止対策を評価する上での代表的なシーケンス
- ・ 全交流動力電源喪失(TB) (全交流動力電源喪失+逃がし安全弁閉固着) ←事象進展が早いシーケンス
- ・ 崩壊熱除去機能喪失(TW) ←全炉心損傷頻度※に対する寄与割合が大きいシーケンス
- ・ 原子炉停止機能喪失(TC) ←制御棒の挿入に失敗するシーケンス



事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度(1/年)	寄与割合
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	$3.7 \times 10^{-8}$	<0.1%
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	$1.8 \times 10^{-6}$	2.1%
全交流動力電源喪失(TB)	$1.5 \times 10^{-5}$	17.1%
崩壊熱除去機能喪失(TW)	$6.7 \times 10^{-5}$	75.4%
原子炉停止機能喪失(TC)	$1.6 \times 10^{-6}$	1.8%
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	$3.4 \times 10^{-12}$	<0.1%
格納容器バイパス(ISLOCA)	$2.4 \times 10^{-8}$	<0.1%
ECCS容量を超える原子炉冷却材圧カバウンダリ喪失(E-LOCA)	$8.0 \times 10^{-7}$	0.9%
原子炉建屋損傷	$4.8 \times 10^{-8}$	<0.1%
制御建屋損傷	$1.9 \times 10^{-7}$	0.2%
格納容器損傷	$5.2 \times 10^{-7}$	0.6%
圧力容器損傷	$4.1 \times 10^{-7}$	0.5%
計測・制御系喪失	$3.7 \times 10^{-7}$	0.4%
格納容器バイパス	$1.0 \times 10^{-7}$	0.1%
複数の緩和機能喪失	$7.3 \times 10^{-7}$	0.8%
合計	$8.9 \times 10^{-5}$	100%

図 事故シーケンスグループ別の全炉心損傷頻度※の寄与割合

※内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの炉心損傷頻度の合計値

## 2.1 全体概要(2/2)

## ■有効性評価における確認内容

- 炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、下表のとおり評価項目及び判定基準を設定

表 評価項目及び判定基準

評価項目	判定基準
燃料被覆管の最高温度	1200℃以下※
燃料被覆管の酸化量	15%以下※
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	200℃(格納容器限界温度)未満

※ 炉心を十分に冷却できることを確認するための判定基準

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2.1 全体概要
- 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2.3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (1/5) 事象の概要

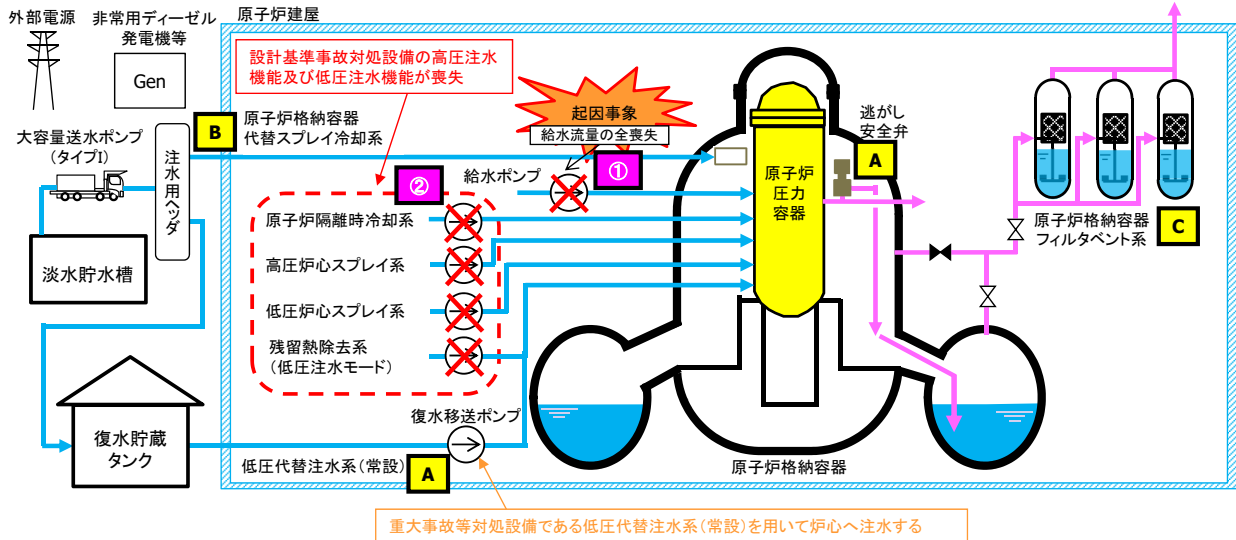
10

#### 高圧・低圧注水機能喪失の特徴

- ①原子炉給水流量の全喪失が発生
  - ②高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失
- 原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

#### 高圧・低圧注水機能喪失の対策概要

- A. 逃がし安全弁を手動開操作し、復水移送ポンプにより炉心を冷却
- B. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却
- C. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱

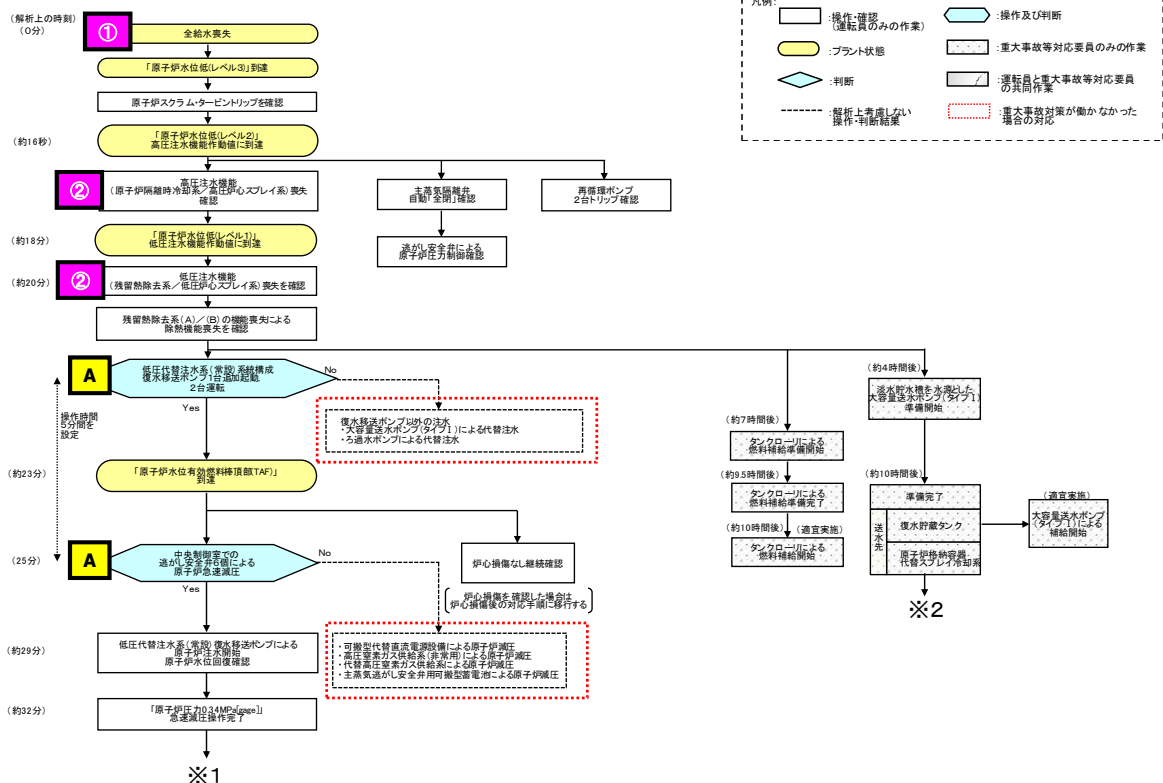


## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (2/5) 対応手順の概要

11

意見No.73関連

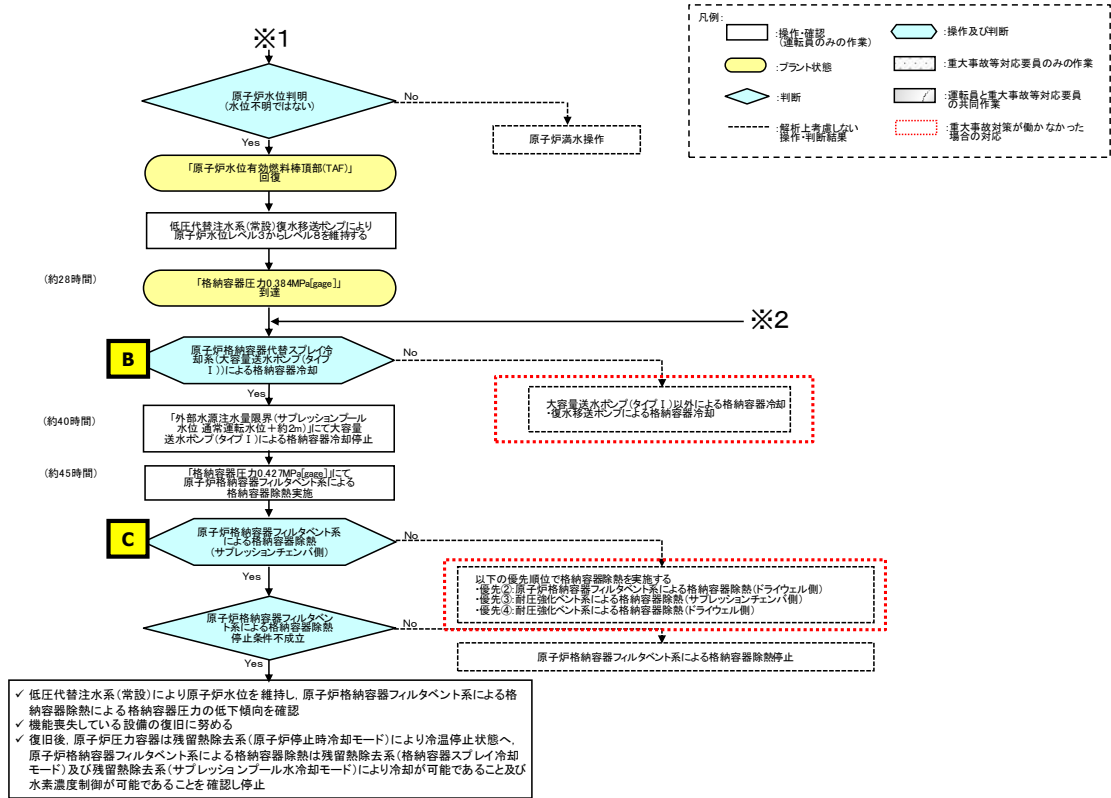


## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (3/5) 対応手順の概要

12

意見No.73関連



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV) (4/5) 有効性評価の結果

13

#### 高圧・低圧注水機能喪失における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び燃料被覆管温度の推移を図1及び図2に示す

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約859°C	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧カバウンダリにかかる圧力の最大値	約7.69MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約154°C	200°C(格納容器限界温度)未滿

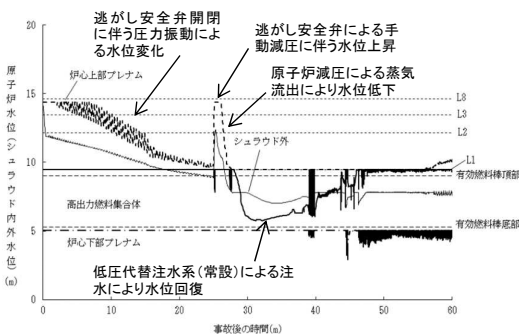


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

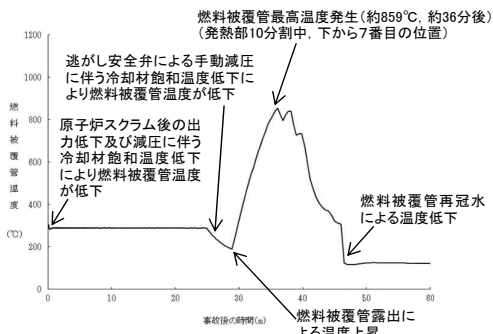


図2 燃料被覆管温度の推移

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表2のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名
水源	約3,800m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> 淡水貯水槽:約10,000m <sup>3</sup>
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB)(1/7) 事象の概要

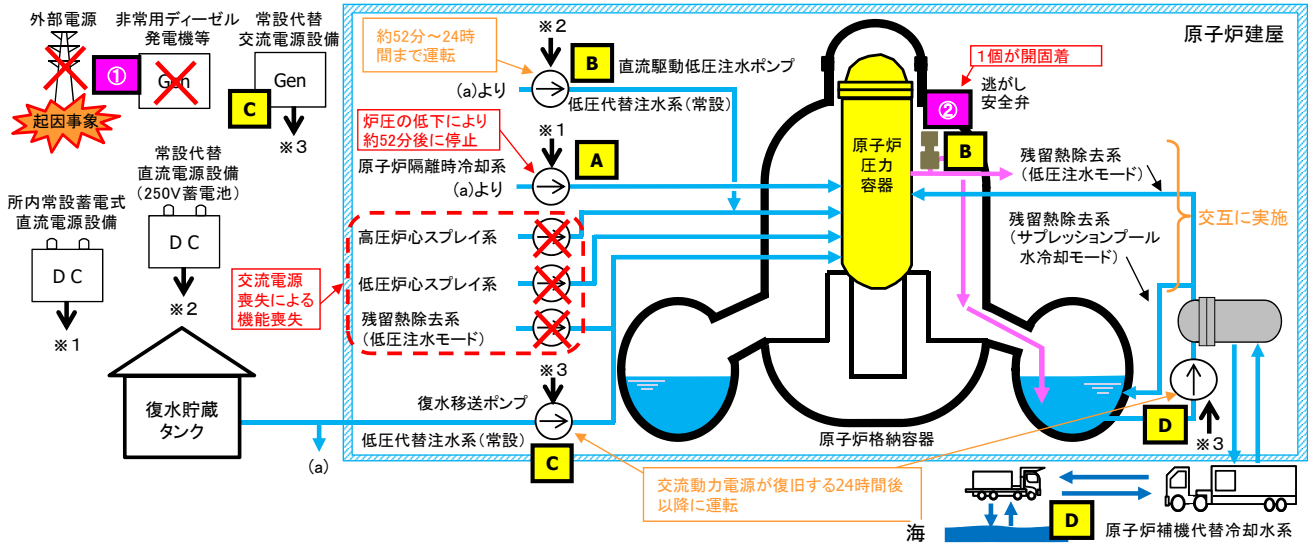
16

#### 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)の特徴

- ①外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の機能喪失が発生
  - ②逃がし安全弁の開固着による原子炉圧力の低下に伴い原子炉隔離時冷却系が停止
- 逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

#### 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)の対策概要

- A. 原子炉圧力が1.04MPa[gage]未満に低下するまで、原子炉隔離時冷却系を継続運転[0～約52分まで]
- B. 逃がし安全弁を手動開操作し、直流駆動低圧注水ポンプ(次頁参照)により炉心を冷却[約52分～24時間まで]
- C. 常設代替交流電源設備による交流動力電源の復旧後、復水移送ポンプにより炉心を冷却[24時間後]
- D. 原子炉補機代替冷却水系を用いた「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」及び「残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱」[25時間後]

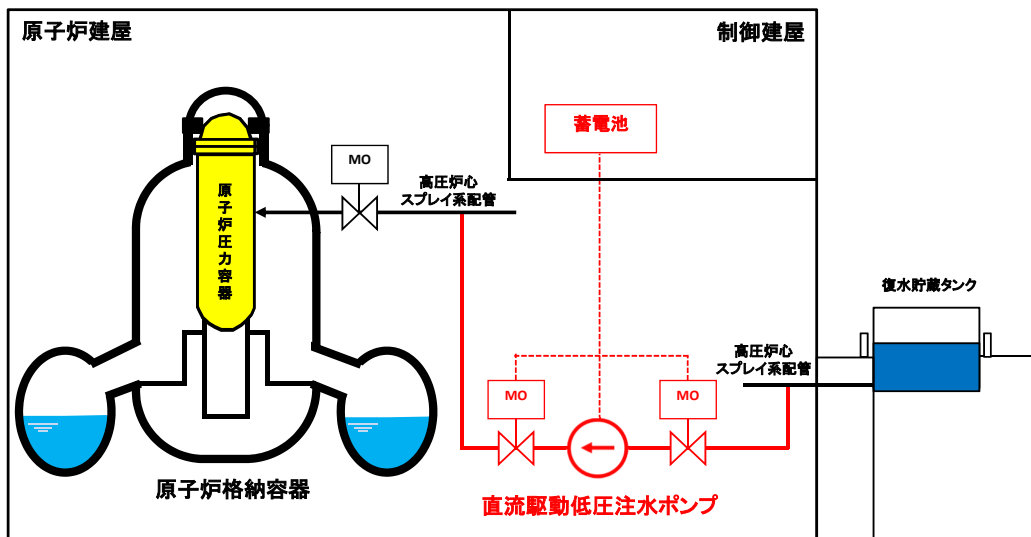


## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB)(2/7) 直流駆動低圧注水ポンプの概要

17

- 直流駆動低圧注水ポンプを使用した低圧代替注水系(常設)は、復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系を經由して原子炉へ注水する設備
- 直流駆動低圧注水ポンプは、交流電源及びポンプの冷却設備が不要であり、直流電源のみで原子炉への注水が可能



系統概要図

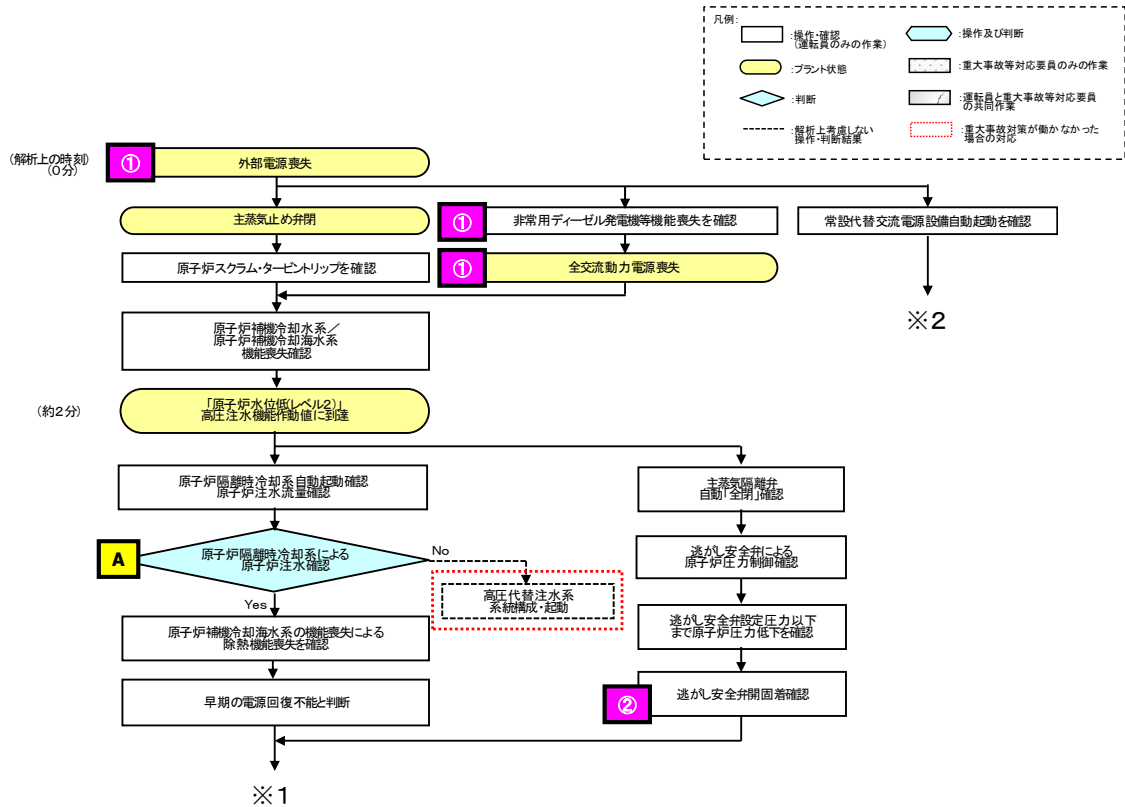
赤:新設範囲

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB) (3/7) 対応手順の概要

18

意見No.73関連

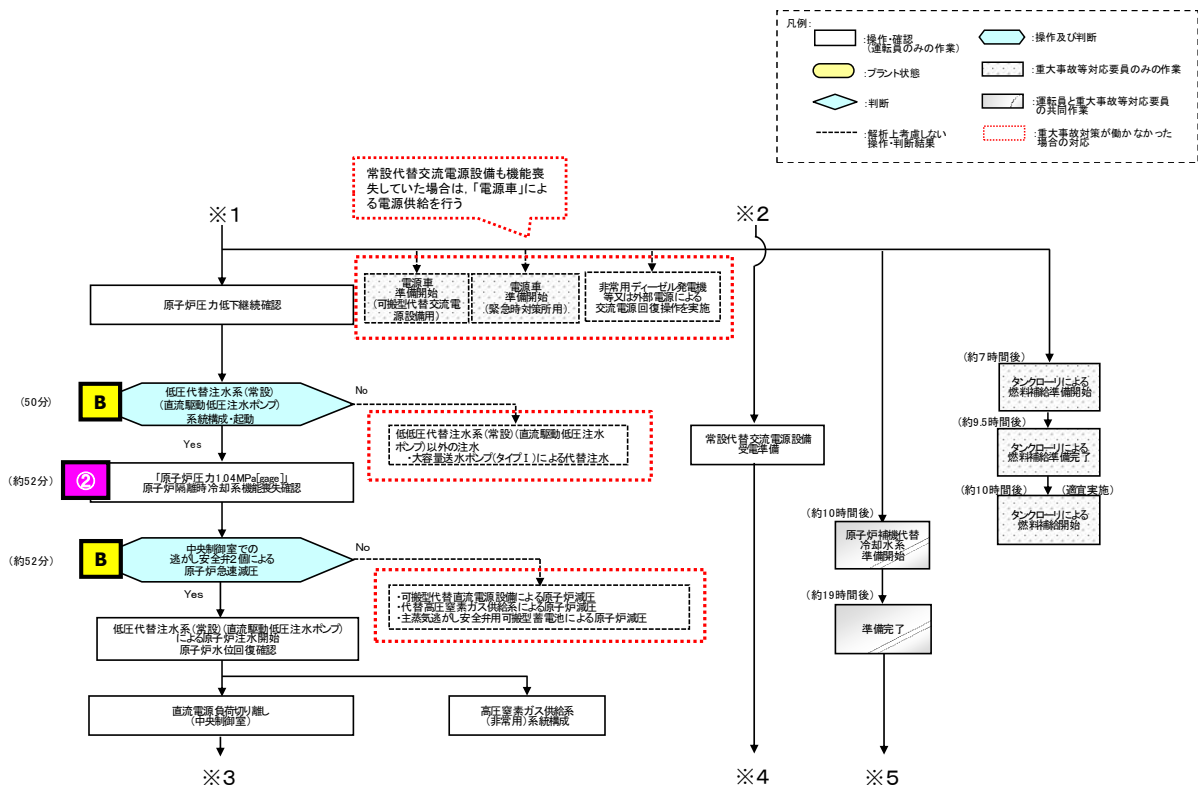


## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB) (4/7) 対応手順の概要

19

意見No.73関連

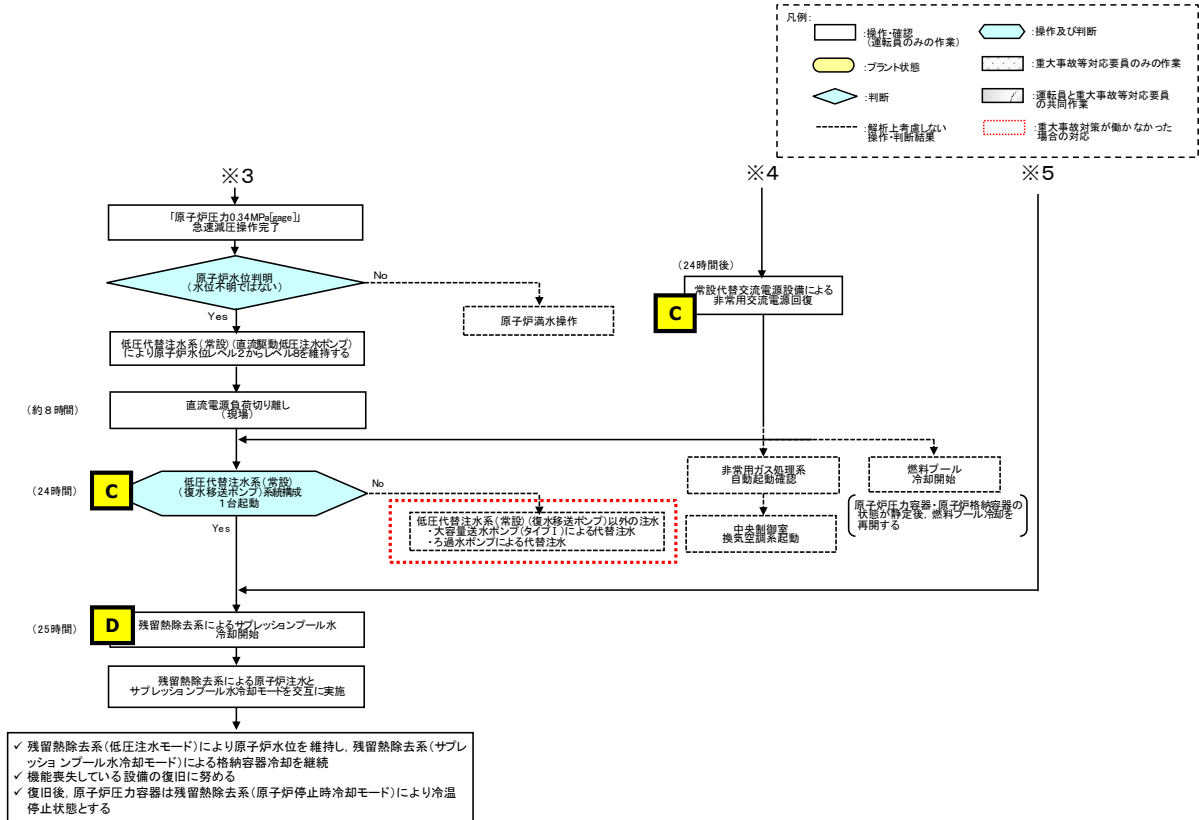


## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB) (5/7) 対応手順の概要

20

意見No.73関連



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 全交流動力電源喪失(TB) (6/7) 有効性評価の結果

21

#### 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着 (TBP) における有効性評価の結果

- 表3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- 原子炉圧力及び原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移を図3及び図4に示す

表3 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C (初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧カバウンダリにかかる圧力の最大値	約7.77MPa[gage]	10.34MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍) 未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.345MPa[gage]	0.854MPa[gage] (格納容器限界圧力) 未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約145°C	200°C (格納容器限界温度) 未滿

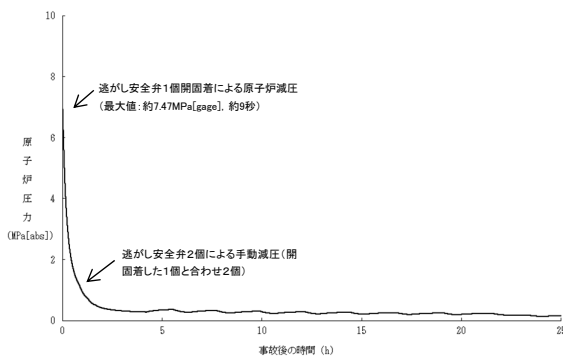


図3 原子炉圧力の推移

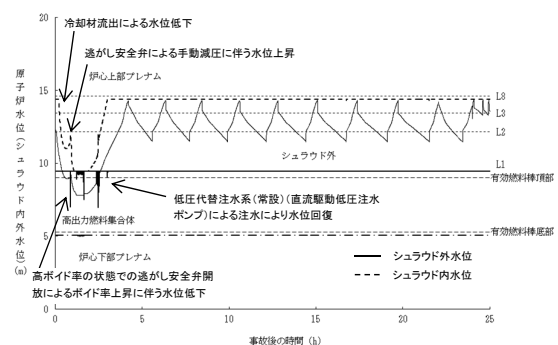


図4 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表4のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表4 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 (運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名)	30名 (運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名)
水源	約780m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup>
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,485kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全体概要
- 2. 2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2. 3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2. 4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2. 5 原子炉停止機能喪失(TC)

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

24

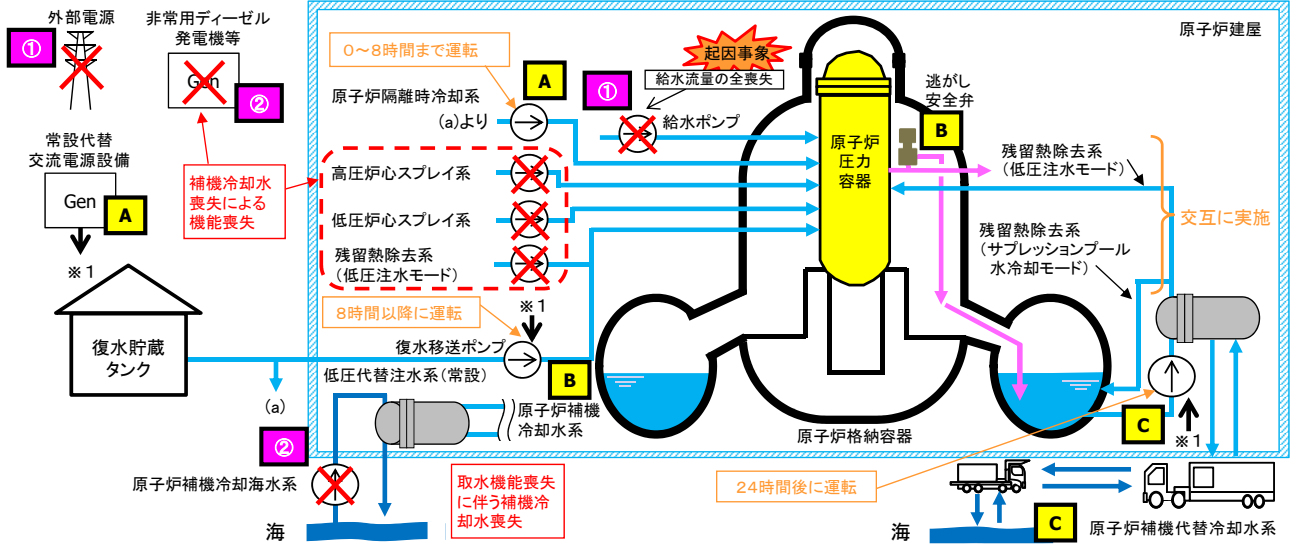
### 2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) (1/6) 事象の概要

#### 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)の特徴

- ①原子炉給水流量の全喪失, 外部電源の喪失が発生
- ②海水の取水機能の喪失により, 非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し, 原子炉格納容器からの除熱機能が喪失  
→原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため, 炉心より先に原子炉格納容器が破損に至る  
これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合, 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る

#### 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)の対策概要

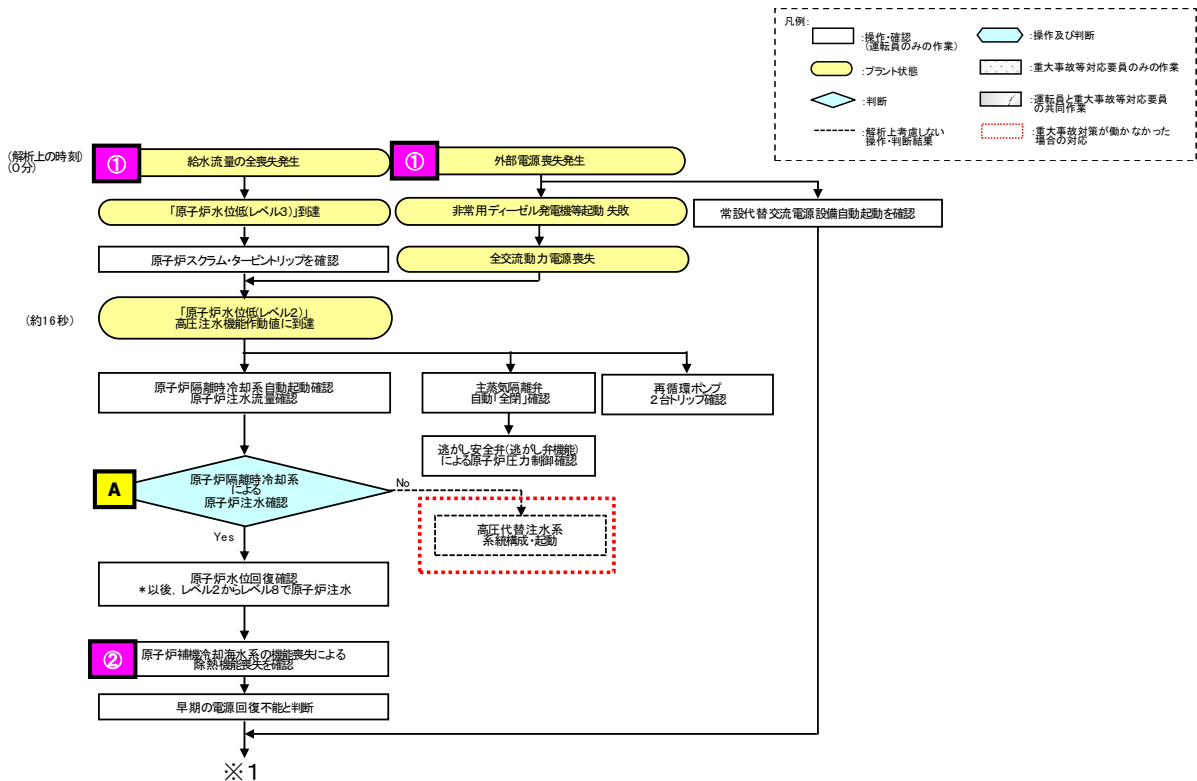
- A. 原子炉隔離時冷却系を継続運転, 常設代替交流電源設備による交流動力電源の復旧[0~8時間まで]
- B. 逃がし安全弁を手動開操作し, 復水移送ポンプを用いて炉心を冷却[8時間後]
- C. 原子炉補機代替冷却水系を用いた「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」及び「残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱」[24時間後]



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

25

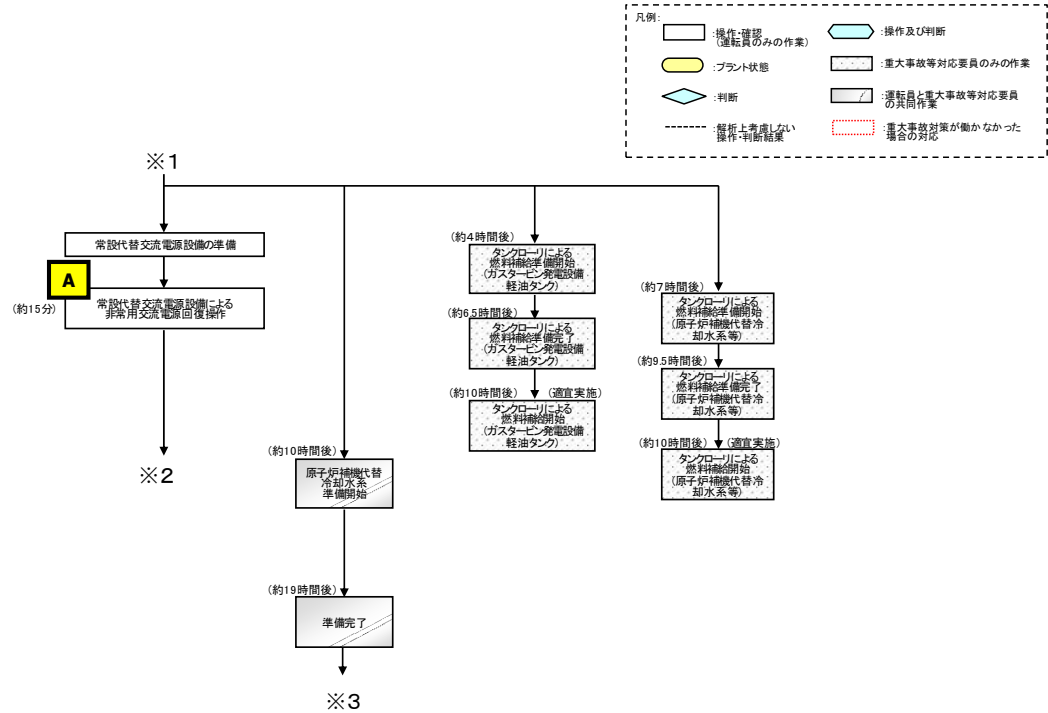
### 2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合) (2/6) 対応手順の概要



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

26

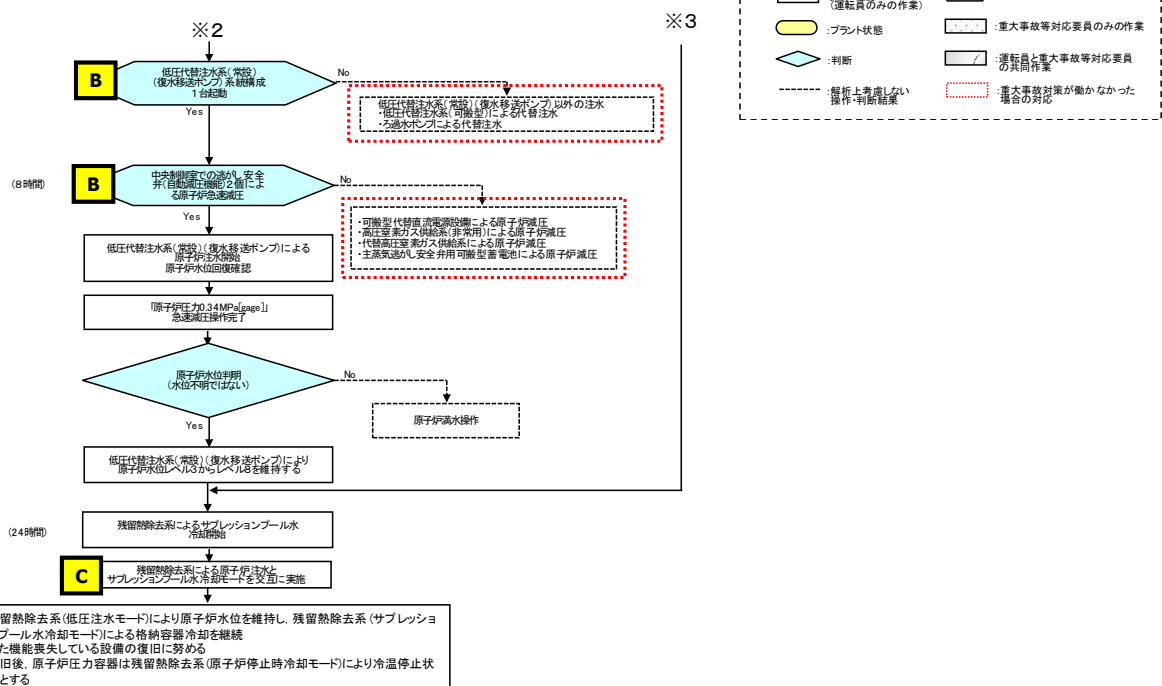
### 2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(3/6) 対応手順の概要



## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

27

### 2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(4/6) 対応手順の概要



2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(5/6) 有効性評価の結果

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)における有効性評価の結果

- ・表5に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び格納容器圧力の推移を図5及び図6に示す

表5 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C(初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.77MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.311MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約143°C	200°C(格納容器限界温度)未満

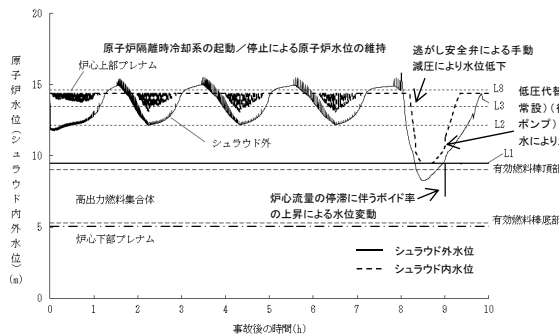


図5 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

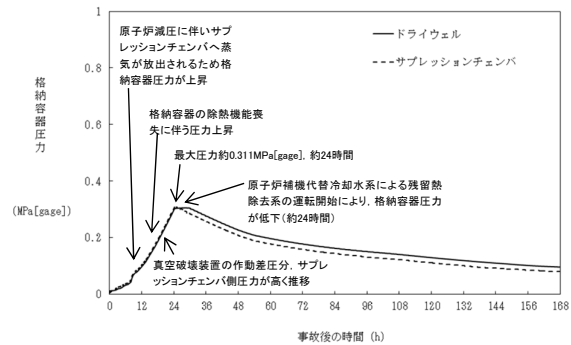


図6 格納容器圧力の推移

2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(6/6) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表6のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表6 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名
水源	約770m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク: 約1,192m <sup>3</sup>
燃料	約505kL	約900kL
電源	約4,485kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2.1 全体概要
- 2.2 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
- 2.3 全交流動力電源喪失(TB)
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失(TW)
- 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.5 原子炉停止機能喪失(TC)(1/8) 事象の概要

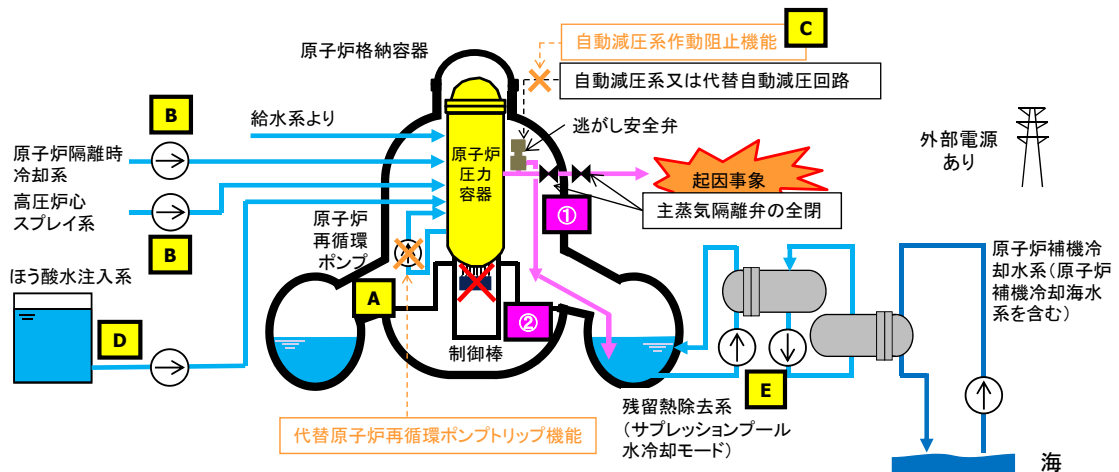
意見No.75関連

#### 原子炉停止機能喪失の特徴

- ①主蒸気隔離弁の誤閉止が発生
  - ②制御棒が挿入されず、原子炉出力の低下に失敗
- 原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

#### 原子炉停止機能喪失の対策概要

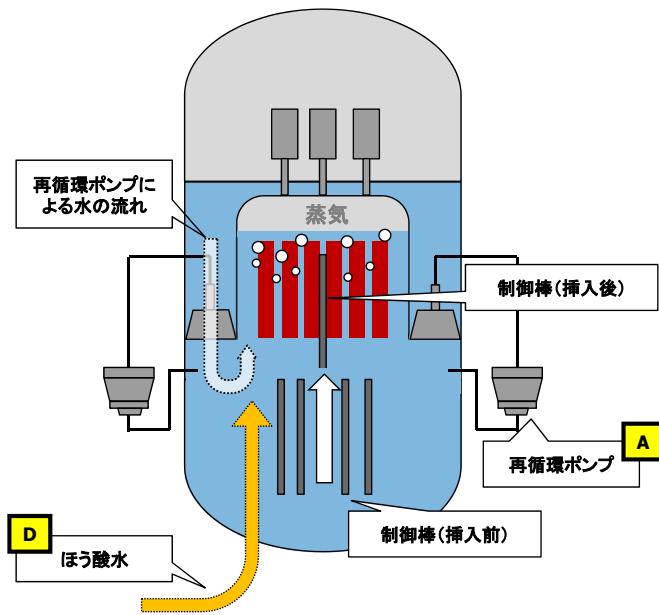
- A. 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
  - B. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却
  - C. 自動減圧系作動阻止機能により原子炉冷却材注入量の増加を阻止することによる正の反応度印加の防止
  - D. ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
  - E. 残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱
- なお、上記以外の対策として「代替制御棒挿入機能」もあるが、今回の有効性評価では機能しない前提としている





2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (2/8) 止める機能に係る対策について

意見No.75関連



制御棒の挿入

・制御棒が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める

代替制御棒挿入機能  
(今回の有効性評価では機能しない前提)

再循環ポンプのコントロール

・再循環ポンプの回転を早くすると、核反応は進む  
・再循環ポンプを止めると、核反応は抑制される

A 代替再循環系ポンプトリップ機能

ほう酸水の注入

・ほう酸が核分裂を起こす中性子を吸収し、核反応を止める

D ほう酸水注入系を強化  
(耐震性等)

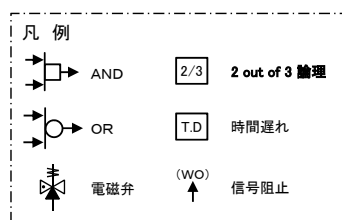
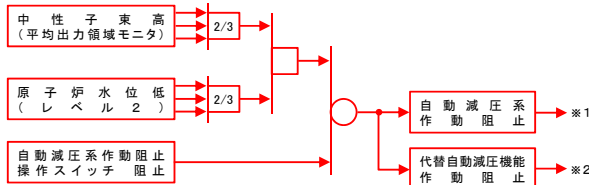
2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (3/8) 自動減圧系作動阻止機能について

意見No.75関連

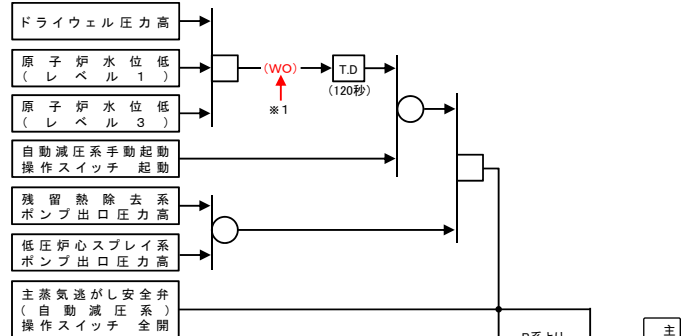
ATWS緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)の概要

- ・原子炉停止機能喪失時において、減圧機能が作動し原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する目的として設置
- ・事象進展が早いことを考慮し、運転員による操作に期待せずインターロックにより自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動を阻止
- ・「中性子束高(平均出力領域モニタ)」信号及び「原子炉水位低(レベル2)」信号の組み合わせにより自動で作動阻止信号を発信させるとともに、手動操作による作動阻止も可能

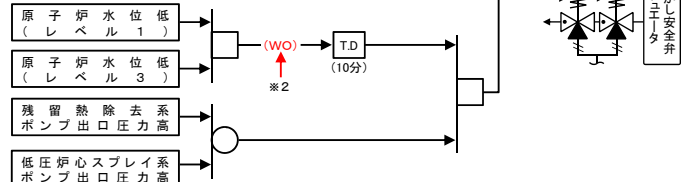
(自動減圧系作動阻止機能)



(自動減圧系)



(代替自動減圧機能)



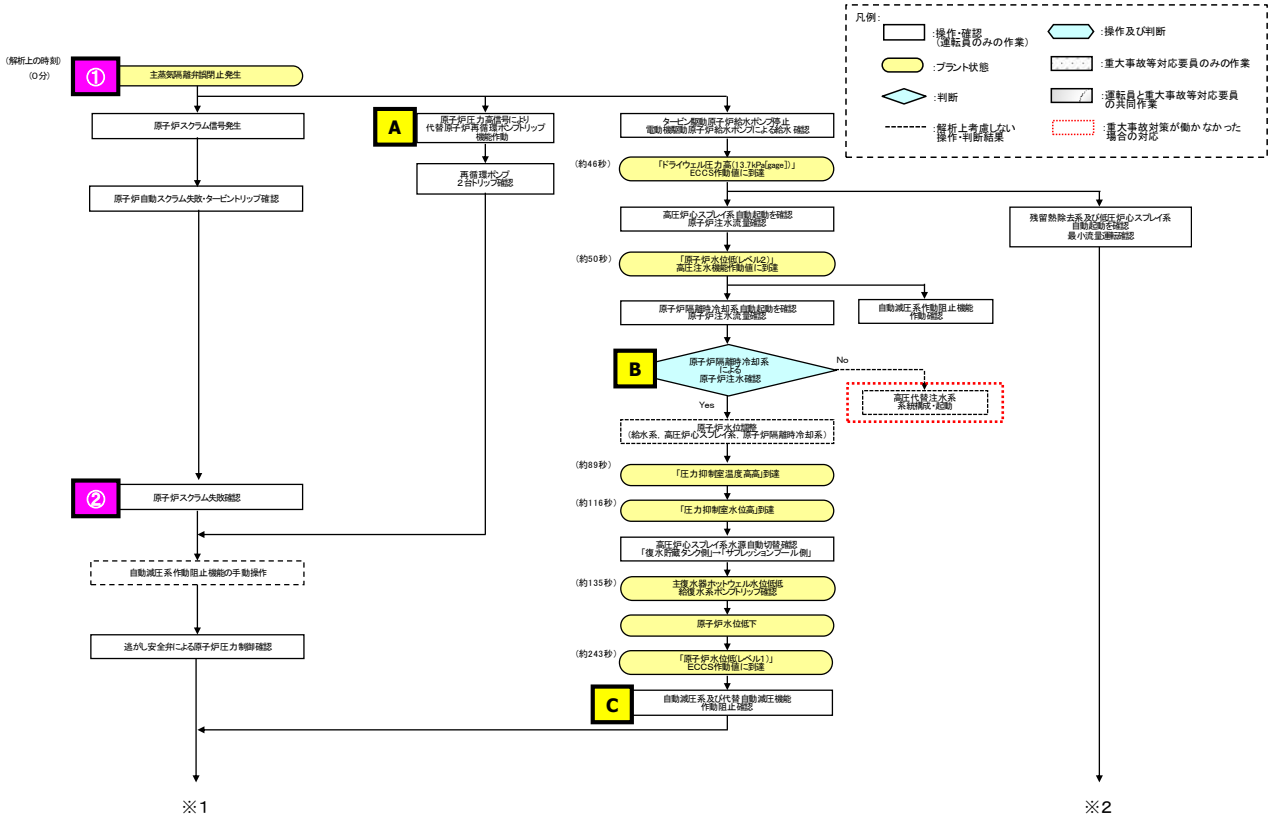
## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (4/8) 対応手順の概要

34

意見No.73関連

意見No.75関連



※1

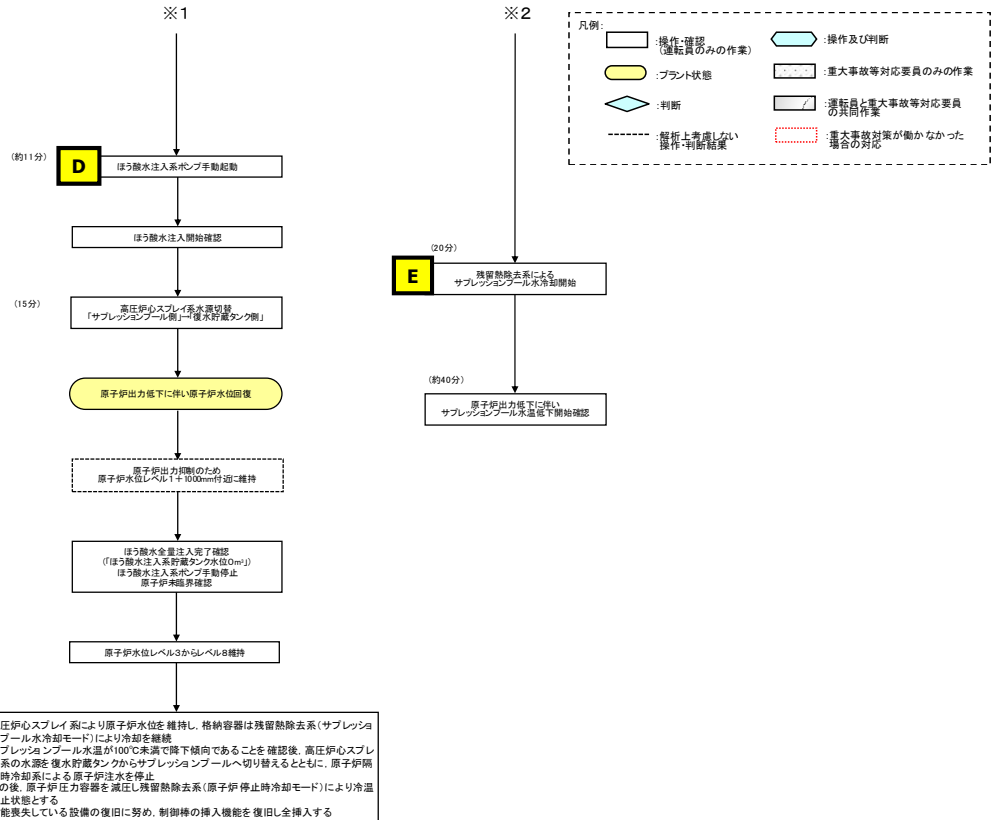
※2

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (5/8) 対応手順の概要

35

意見No.75関連



- ✓ 高圧炉心スプレー系により原子炉水位を維持し、格納容器は残留熱除去系(サブプレッショントラブル水冷却モード)により冷却を継続
- ✓ サプレッションタンク水温が100℃未満で降下傾向であることを確認後、高圧炉心スプレー系の水源を復元貯蔵タンクからサブプレッションタンクへ切り替えるとともに、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を停止
- ✓ その後、原子炉圧力容器を減圧し残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により冷温停止状態とする
- ✓ 機能喪失している設備の復旧に努め、制御棒の挿入機能を復旧し全挿入する

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (6/8) 有効性評価の結果

36

意見No.75関連

#### 原子炉停止機能喪失における有効性評価の結果

- ・表7に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・中性子束及び燃料被覆管温度の推移を図7及び図8に示す
- ・原子炉圧力及びサブプレッションプール水温・格納容器圧力の推移を図9及び図10に示す

表7 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約961°C	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約9.56MPa[gage]	10.34MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.21MPa[gage]	0.854MPa[gage] (格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約116°C	200°C (格納容器限界温度)未満

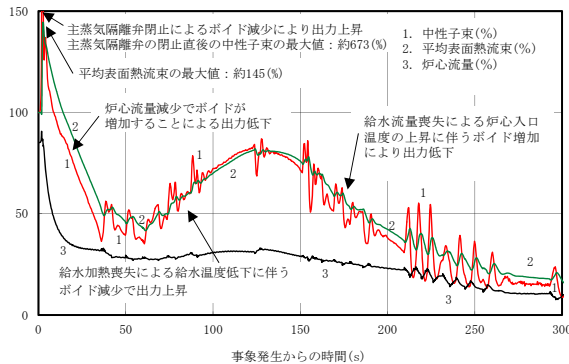


図7 中性子束の推移

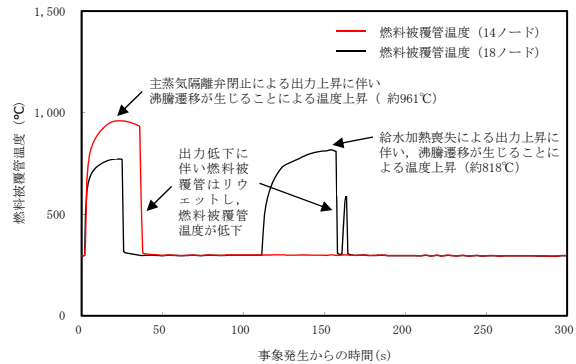


図8 燃料被覆管温度の推移

## 2. 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 2.5 原子炉停止機能喪失(TC) (7/8) 有効性評価の結果

37

意見No.75関連

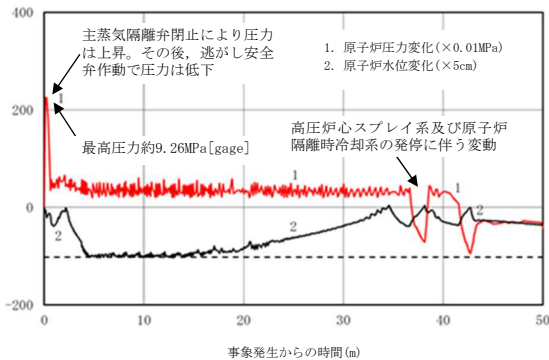


図9 原子炉圧力の推移

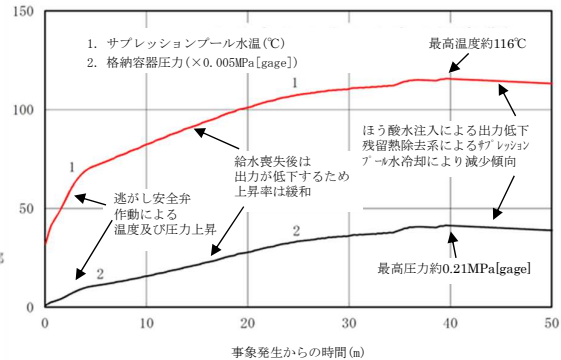


図10 サブプレッションプール水温及び格納容器圧力の推移

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表8のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表8 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名
水源	復水貯蔵タンク:約840m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup>
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

### 3. 適合性審査の状況

### 3. 適合性審査の状況

- 有効性評価(炉心損傷防止対策)について、当社はこれまでに審査会合を13回実施
- 直近の第708回審査会合(平成31年4月23日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な質問・指摘事項	回 答
防潮堤を越える津波に対する復水貯蔵タンク(CST)の健全性を説明すること。	津波高さO.P.33.9mの敷地内氾濫解析の結果、復水貯蔵タンク周囲の浸水深は最大0.18mであり、復水貯蔵タンク遮蔽壁(壁厚0.5m)に影響を与えるものではない。
ベント開始が51時間は、他のBWRプラントに比べると少し余裕があるかと思うが、女川2号炉はどのような特徴があるのか。	Mark- I 改良型の格納容器は出力当たりの自由空間の体積が大きいこと及び最高使用圧力(Pd)を先行プラントと比べて少し高めに設定していることから、先行プラントと比べてベント時間が長くなる。

### 4. これまでのご意見に対する回答

### 4.1 意見No.69, No.71への回答(1/4)

#### 意見No.69

- シナリオに基づいた重大事故のリスク評価(発生確率、被害の算定等)について詳しく説明してもらいたい。
- 【関連質問】理論的に考え得るすべての事故シナリオを対象としているとのことだが、全てのシナリオを想定するのは困難である。抜け落ちをチェックする方策はあるのか。(第3回)

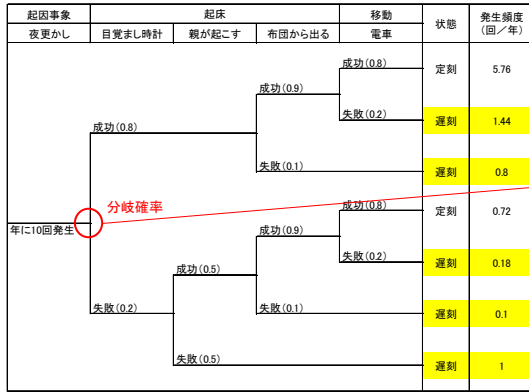
#### 意見No.71

- PRAの解析手法、解析結果について説明すること。また、手法、使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は、どのくらい不確かさ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

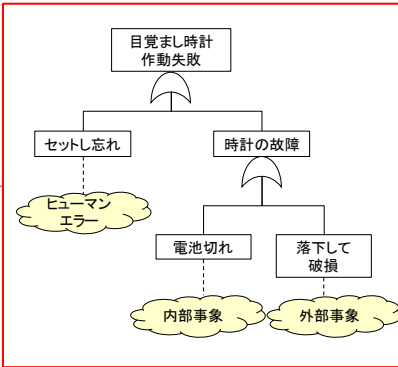
#### ■PRAの手法の概要(1/2)

- イベントツリーやフォールトツリーを用いて特定の事象が発生する頻度を評価
  - 起回事象ごとにイベントツリーを展開し、起回事象の発生から特定の事象に至るまでのシナリオを評価
  - イベントツリーの分岐確率は、フォールトツリーにより評価

<イベントツリーのイメージ(遅刻するシーケンス)>



<フォールトツリーのイメージ(目覚まし時計)>

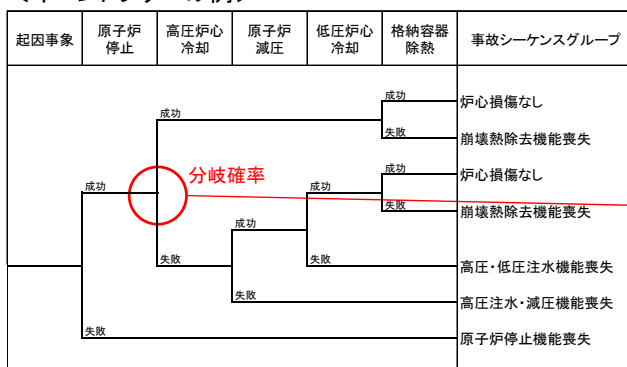


### 4.1 意見No.69, No.71への回答(2/4)

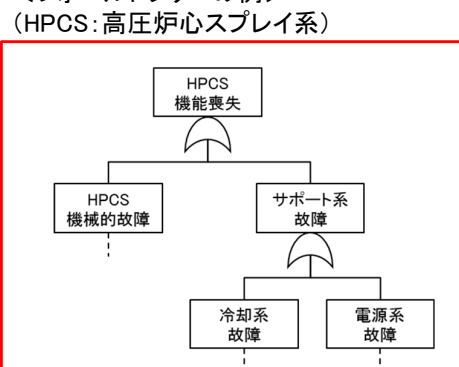
#### ■PRAの手法の概要(2/2)

- 原子力学会標準に基づき、イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンス(事故の進展の仕方)の発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
    - プラントに外乱を与える事象(起回事象)ごとにイベントツリーを展開し、起回事象の発生から炉心損傷等に至るまでのシナリオを評価
    - イベントツリーの分岐確率は、フォールトツリーにより評価
    - フォールトツリーは、プラントの設計情報に基づいて、設備が機能喪失する要素(機器故障、人的過誤等)を展開し、機器故障率データ※や人間信頼性解析結果等を用いて定量化
- ※原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績(1982年度~2002年度21ヵ年49基データ(21ヵ年データ))を基にした「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(平成21年5月公表)」のデータを使用

<イベントツリーの例>



<フォールトツリーの例>



## 4.1 意見No.69, No.71への回答(3/4)

## ■ 適合性審査における女川2号のPRAの結果

- 女川2号のプラント全体の炉心損傷頻度は、 $8.9 \times 10^{-5}$  / 炉年
- 事故シーケンスグループ別では、崩壊熱除去機能喪失(TW)のリスクが最も大きい  
(重大事故対策等を除くと、崩壊熱を除去する設備は残留熱除去系(2系統)のみとなるため)
- 事象別では、内部事象のリスクが最も大きい
- 適合性審査においては、各事故シーケンスが発生した場合においても、炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認

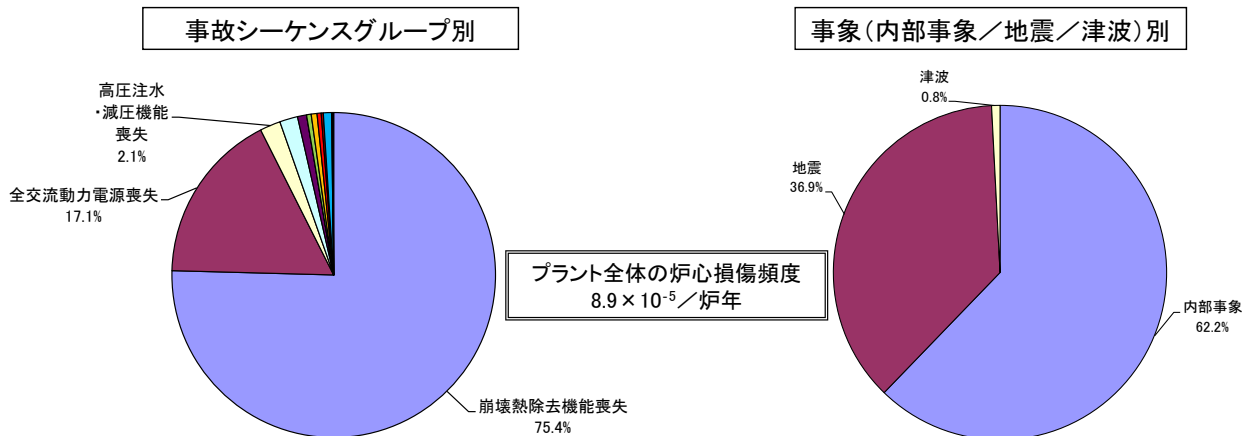


図1 女川2号のPRAの結果

## 4.1 意見No.69, No.71への回答(4/4)

## ■ PRAピアレビュー

- PRAのモデル及び結果の妥当性については、図2に示すレビューアによるピアレビューを実施することで、確認している

(ピアレビューの観点)

- 事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施
- 今回実施した各PRAを対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び、国内外の知見を踏まえたPRA手法の妥当性について確認
- 本ピアレビューでは第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン(平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会)」を参考にレビューを実施

○国内レビューア:10名

○海外レビューア:1名

図2 女川2号のPRAピアレビュー体制

- 設備設計の観点からは、安全機能毎に多重性、多様性、独立性を備えた設計がなされているため、様々なシナリオに対して対処が可能
- 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子力発電所の大規模な損壊に対しては、多様性及び柔軟性を有する手段を構築し、対応が可能であることを確認
- PRAの評価自体に不確実さがあることも踏まえ、PRAモデルの高度化、訓練の実施等により、安全性の向上に努めていく事が重要

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

## 4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(1/4)

## 意見No.70

- PSA導入による女川2号機の安全性はどのように向上するか、特に次の点から説明してもらいたい。
  - 国内外の原子力発電炉と比べて女川2号機の安全性(炉心損傷頻度などのリスクに関して)は最高レベルにあるか？
  - 炉心損傷頻度などのリスク評価の結果は、設備・施設の改善、運転管理、万一の事故対応策などにどのように生かされるか？
  - 特に、地震PSA、津波PSAによるリスク解析結果はどうなるか？

## 意見No.71

- PRAの解析手法、解析結果について説明すること。また、手法、使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は、どのくらい不確かさ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

## 意見No.72

- リスクを低減するために実施した対策について、対策を実施することでリスクがどの程度低減されたかを説明してもらいたい。また、リスクが評価できない重大事故の対策については、対策についての考え方を説明してもらいたい。

意見No.71関連

意見No.72関連

- 今回の適合性審査におけるPRAの目的は、事故シーケンスグループの抽出であり、新たに設置する重大事故対策を含めたPRAは対象外
- 今後、重大事故対策を踏まえたPRAを実施し、更なる安全性向上の対策の検討を継続的に行っていく

## 4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(2/4)

意見No.70(i)(iii)関連

意見No.72関連

## ■ 先行プラントとのPRAの比較

- 図1に先行BWRプラントとのPRA結果の比較を示す
- 炉心損傷頻度の値は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ オーダーであり大きな差異はない
- 女川2号及び東海第二は、防潮堤を考慮した評価を実施しているため、津波PRAの占める割合が小さい。柏崎刈羽は、防潮堤を考慮していないため、津波PRAの占める割合が大きい

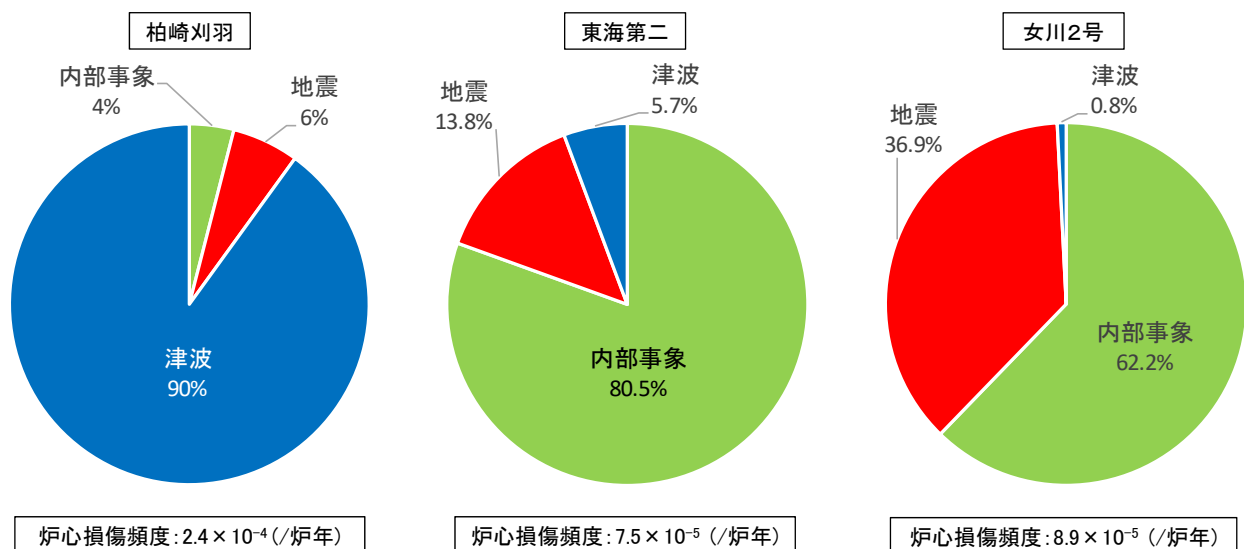


図1 先行プラントとのPRA結果の比較



## 4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(3/4)

### ■米国・欧州における重大事故対策との比較

意見No.70(i)(iii)関連

- ▶ 米国及び欧州の既設プラントにおいて整備している先進的な炉心損傷防止対策について、調査を実施
- ▶ 全ての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認
- ▶ また、女川では米国・欧州においても整備されていない、「高圧代替注水系」についても整備している

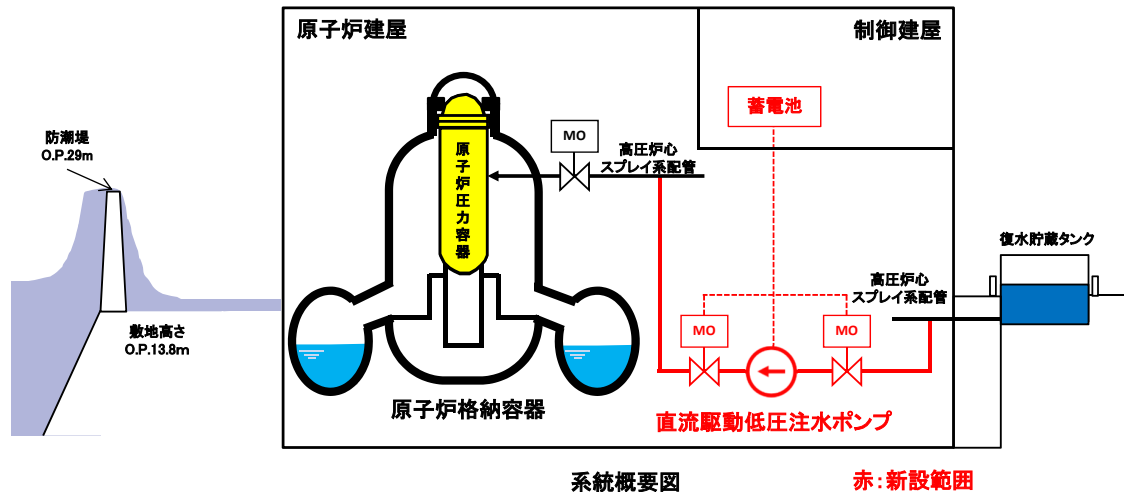
分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかる設備又は操作					対策の概要	
			女川2号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド		
1	高圧・低圧注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>ろ過水系</li> <li>制御棒駆動注水系による進展抑制</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系有。水源: 防火用水タンク、飲料水系)</li> <li>高圧サービス水系(RHR経由)</li> <li>水源: 池、非常用冷却塔)</li> <li>CRDポンプ</li> <li>復水ポンプ</li> <li>RHRSW(RHR経由)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用系の中圧ポンプ(専用電源・専用ヒートシンク有)</li> <li>サービス水系(水源: 河川)</li> <li>復水系(給水ポンプ/バイパスライン)追設)</li> <li>インターナルポンプ、シール水系</li> </ul>	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災用ポンプ+ブースターポンプ(専用電源有)</li> </ul>	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置又は炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、原子炉隔離時冷却系とは別の蒸気駆動による高圧注水手段として高圧代替注水系による炉心冷却手段を整備する。また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)として復水補給水系による炉心冷却手段を整備する。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>WW/VENT</li> <li>原子炉冷却材浄化系によるS/P除熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用系の専用ヒートシンク</li> <li>フィルタベント</li> <li>必須サービス水系による除熱(ヒートシンク: 川、地下水、冷却塔)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント</li> <li>代替最終ヒートシンクの導入</li> </ul>	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。</p> <p>女川2号炉においても同様に大容量送水ポンプ(タイプ1)による低圧代替注水系(可搬型)を用いた炉心冷却手段を整備する。</p> <p>米国においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を有する独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。</p> <p>女川2号炉においては、多量性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系を整備する。</p> <p>女川2号炉においては、海を最終ヒートシンクとする可搬型の原子炉補機代替冷却水系及び接続口を整備する。</p>
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水移送ポンプ</li> <li>大容量送水ポンプ(タイプ1)※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>可搬型ポンプ(大規模損壊)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サービス水系(D/W, WWスプレイ可)</li> <li>可搬型消火ポンプ(S/P注水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動バックアップポンプ</li> <li>消防車</li> </ul>	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護系によるスプレイ(専用電源有、外部水源使用可)</li> </ul>	<p>欧米では、注水ポンプの追加又は格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。</p> <p>女川2号炉においては、復水移送ポンプ及び大容量送水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器注水手段を整備する。</p>
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>CSTへの水の補給</li> <li>淡水貯水槽</li> <li>海水</li> <li>ろ過水タンク</li> <li>海水タンク</li> <li>原水タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CSTへの水の補給</li> <li>処理水: 脱塩水貯蔵タンク、復水器/W、燃料プール、他ユニット貯蔵タンク</li> <li>非処理水: 消火用水系、公共の消火水、水道水等</li> <li>RWSTからの補給</li> <li>他ユニットCSTからの補給</li> <li>防火用水タンク</li> <li>飲料水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CSTへの補給</li> <li>消火水系からの補給</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>脱塩水タンクへの補給</li> <li>脱塩水系からの補給</li> <li>消火系からの補給</li> <li>消火系への補給</li> <li>純水系からの補給(重力による移送)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>脱塩水タンク(既設設備の水源)への補給</li> <li>消火系からの補給</li> <li>Korvensuo原水池(火災系の水源)</li> </ul>	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。</p> <p>女川2号炉においては、淡水貯水槽、海水、ろ過水タンク、海水タンク及び原水タンクからの復水貯蔵タンクへの水補給が可能である。</p>	
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、女川2号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、ドイツの独立非常用系については、事故シーケンスの特性が困難な航空機衝突、毒ガスの放出、テロリストの攻撃等のような破滅的事象を想定した系統であり、国内では特定重大事故対処施設に相当する設備であり、重大事故等対処設備に相当するものではない。</p>						

## 4.2 意見No.70, No.71, No.72への回答(4/4)

意見No.70(ii)関連

### ■審査におけるPRA結果の活用例(直流駆動低圧注水ポンプの設置)

- ▶ 防潮堤を越える津波の確率を考慮し、敷地内に津波の影響が及んだ場合の可搬型設備の対応の実行性に不確かさが大きいことから、「全交流動力電源喪失+逃がし安全弁閉鎖(TBP)」シーケンスのように事象進展(注水機能の喪失)が早い事象に対応するため、新たに建屋内に直流電源駆動の常設ポンプを設置
- ▶ 交流電源以外の様々な駆動方式を検討(ディーゼル駆動、エアモータ駆動、蓄圧駆動、直流電源駆動)
- ▶ 配置成立性、設備構成の観点で比較を行い、直流電源駆動を採用
- ▶ 短時間で注水開始するため、常設設備による構成が可能であること
  - ✓ 津波の影響を受けない建屋内に設置可能であること
  - ✓ サポート系をできるだけ要さない、相対的に信頼性の高い構成であること



## 4.3 意見No.71への回答(1/2)

## 意見No.71

- PRAの解析手法、解析結果について説明すること。また、手法、使用データの信頼性について説明してもらいたい。
- 【関連質問】PRA結果の数値は、どのくらい不確かさ(余裕)を持っているのか定量的に教えて欲しい。(第3回)
- 【関連質問】対策を並列化(多重化・多様化)した時の確率論的リスク評価は行っているのか。(第3回)

## ■炉心損傷頻度と不確かさ

- ▶ 内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRAおよび津波レベル1PRAの事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の平均値および炉心損傷頻度の不確かさ幅を示すエラーファクタ(EF)<sup>※1</sup>は図1のとおり

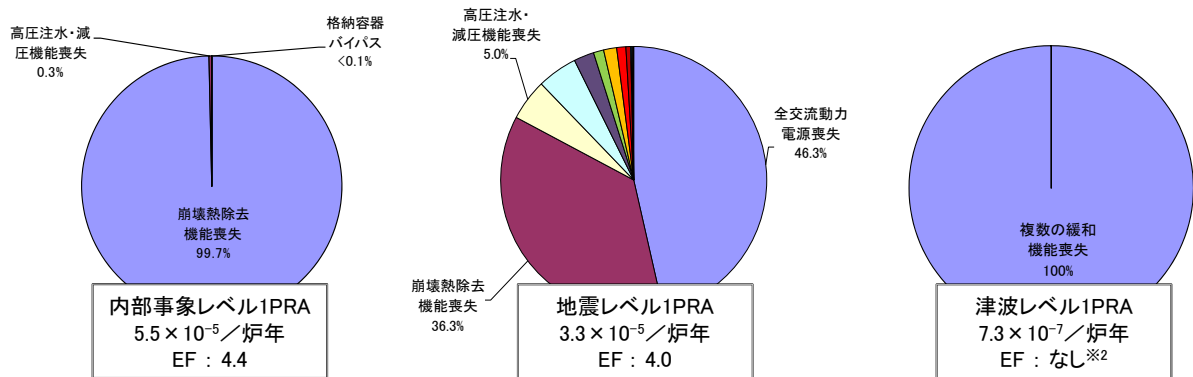


図1 炉心損傷頻度および不確かさ(EF)

※1 エラーファクタは不確かさ解析により得られた95%上限値と5%下限値を用いて、次の式を用いて算出する。(例えば、95%上限値  $1 \times 10^{-3}$  / 炉年、5%下限値  $1 \times 10^{-5}$  / 炉年であれば、エラーファクタは10となる。)

$$EF = \sqrt{95\% \text{ 上限値} \div 5\% \text{ 下限値}}$$

※2 本評価では、津波高さO.P.33.9mを越える津波では、建屋内への大量浸水により必ず炉心損傷に至ると評価しているため、エラーファクタはO.P.33.9mにおける確率論的津波ハザードの平均値及び不確かさ幅と等しくなる。本評価で使用している確率論的津波ハザードは、O.P.33.9mでは5%下限値が非常に小さいため、エラーファクタを算出していない。

## 4.3 意見No.71への回答(2/2)

## ■PRAにおける数値の取り扱い

- ▶ PRAの結果(炉心損傷頻度、格納容器破損頻度)は不確かさをもつものであり、代表値として平均値で評価
- ▶ 図2に示すとおり内部事象レベル1PRAの不確かさ解析の結果、点推定値と平均値は概ね一致し、全炉心損傷頻度のエラーファクタは4.4となる(これは、上限値と下限値の間に約19倍の不確かさ幅があることを意味する)

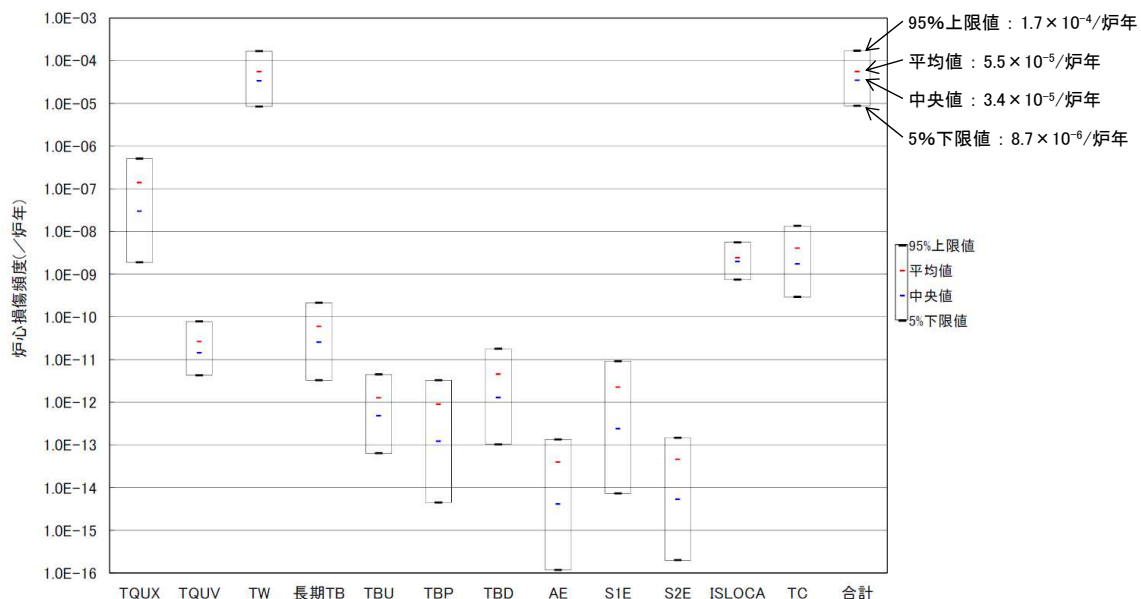


図2 全炉心損傷頻度および事故シーケンスグループに対する不確かさ解析結果 (内部事象レベル1PRA)

## 5. 参考

### 5.1 事故シーケンスグループの選定結果(1/2)

■ 事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度, 全炉心損傷頻度 ( $8.9 \times 10^{-5}$ /炉年) に対する寄与割合

事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る主要因	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合	必ず想定する事故 シーケンスグループ
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	原子炉注水に失敗	$3.7 \times 10^{-8}$	<0.1%	○
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	原子炉減圧に失敗	$1.8 \times 10^{-6}$	2.1%	○
全交流動力電源喪失(TB)	サポート機能(電源機能)の喪失	$1.5 \times 10^{-5}$	17.1%	○
崩壊熱除去機能喪失(TW)	格納容器からの除熱に失敗	$6.7 \times 10^{-5}$	75.4%	○
原子炉停止機能喪失(TC)	反応度抑制に失敗	$1.6 \times 10^{-6}$	1.8%	○
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	原子炉冷却材の喪失	$3.4 \times 10^{-12}$	<0.1%	○
格納容器バイパス(ISLOCA)	格納容器貫通配管からの漏洩	$2.4 \times 10^{-9}$	<0.1%	○
ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	原子炉冷却材の喪失	$8.0 \times 10^{-7}$	0.9%	該当なし
原子炉建屋損傷	地震による大規模な損傷	$4.8 \times 10^{-8}$	<0.1%	
制御建屋損傷		$1.9 \times 10^{-7}$	0.2%	
格納容器損傷		$5.2 \times 10^{-7}$	0.6%	
圧力容器損傷		$4.1 \times 10^{-7}$	0.5%	
計測・制御系喪失		$3.7 \times 10^{-7}$	0.4%	
格納容器バイパス		$1.0 \times 10^{-7}$	0.1%	
複数の緩和機能喪失	津波の敷地及び建屋内への浸水	$7.3 \times 10^{-7}$	0.8%	
合計		$8.9 \times 10^{-5}$	100%	—

## 5.1 事故シーケンスグループの選定結果(2/2)

### ■各PRAの事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度及び炉心損傷頻度に対する寄与割合

事故シーケンスグループ	内部事象レベル1PRA		地震レベル1PRA		津波レベル1PRA	
	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	$2.9 \times 10^{-11}$	<0.1%	$3.7 \times 10^{-8}$	0.1%	—	—
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	$1.9 \times 10^{-7}$	0.3%	$1.6 \times 10^{-6}$	5.0%	—	—
全交流動力電源喪失(TB)	$6.8 \times 10^{-11}$	<0.1%	$1.5 \times 10^{-5}$	46.3%	—	—
崩壊熱除去機能喪失(TW)	$5.5 \times 10^{-5}$	99.7%	$1.2 \times 10^{-5}$	36.3%	—	—
原子炉停止機能喪失(TC)	$3.9 \times 10^{-9}$	<0.1%	$1.6 \times 10^{-6}$	4.9%	—	—
LOCA時注水機能喪失(LOCA)	$3.4 \times 10^{-12}$	<0.1%	—	—	—	—
格納容器バイパス(ISLOCA)	$2.4 \times 10^{-9}$	<0.1%	—	—	—	—
ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	—	—	$8.0 \times 10^{-7}$	2.4%	—	—
原子炉建屋損傷	—	—	$4.8 \times 10^{-8}$	0.1%	—	—
制御建屋損傷	—	—	$1.9 \times 10^{-7}$	0.6%	—	—
格納容器損傷	—	—	$5.2 \times 10^{-7}$	1.6%	—	—
圧力容器損傷	—	—	$4.1 \times 10^{-7}$	1.2%	—	—
計測・制御系喪失	—	—	$3.7 \times 10^{-7}$	1.1%	—	—
格納容器バイパス	—	—	$1.0 \times 10^{-7}$	0.3%	—	—
複数の緩和機能喪失	—	—	—	—	$7.3 \times 10^{-7}$	100%
合計	$5.5 \times 10^{-5}$	100%	$3.3 \times 10^{-5}$	100%	$7.3 \times 10^{-7}$	100%

## 5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価の結果(1/2)

### ■重要事故シーケンスの選定結果、主要な炉心損傷防止対策及び有効性評価の結果

➤ 各事故シーケンスグループの重要事故シーケンスの選定結果及びそのシーケンスに対して炉心損傷防止対策を講じることで、いずれの事故シーケンスグループに対しても評価項目を満足する結果となった

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	評価結果の概要
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	以下の評価項目を満足することを確認 ・燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下 ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が着しくなる前の被覆管厚さの15%以下 ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る ・原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る ・敷地境界での実効線量が5mSvを下回る
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系</li> <li>代替自動減圧機能</li> <li>低圧炉心スプレイ系</li> <li>残留熱除去系</li> </ul>	
全交流動力電源喪失(TB)	(長期TB) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給)</li> <li>手動減圧</li> <li>高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給)</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	
	(TBU) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	
	(TBP) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)</li> <li>高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>残留熱除去系</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	
	(TBD) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(常設代替直流電源設備による電源供給)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>残留熱除去系</li> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>原子炉補機代替冷却水系</li> <li>原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	

## 5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価の結果(2/2)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	評価結果の概要
崩壊熱除去機能喪失 (TW)	過渡事象+崩壊熱除去失敗(「外部電源喪失」の起因事象を含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>[残留熱除去系が故障した場合]</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・ 原子炉格納容器フィルタベント系</li> </ul>	<p>以下の評価項目を満足することを確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下</li> <li>・ 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回る</li> <li>・ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回る</li> <li>・ 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回る</li> <li>・ 敷地境界での実効線量が5mSvを下回る</li> </ul>
原子炉停止機能喪失 (TC)	過渡事象+原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>[取水機能が喪失した場合]</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>・ 残留熱除去系</li> <li>・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却水系</li> <li>・ 原子炉格納容器フィルタベント系</li> <li>・ 常設代替交流電源設備</li> </ul>	
LOCA時注水機能喪失 (LOCA)	中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</li> <li>・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却水系</li> <li>・ 原子炉格納容器フィルタベント系</li> <li>・ 常設代替交流電源設備</li> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備</li> </ul>	
格納容器バイパス (ISLOCA)	ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 養生箇所の隔離</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 低圧炉心スプレイ系</li> <li>・ 残留熱除去系</li> </ul>	

## 5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

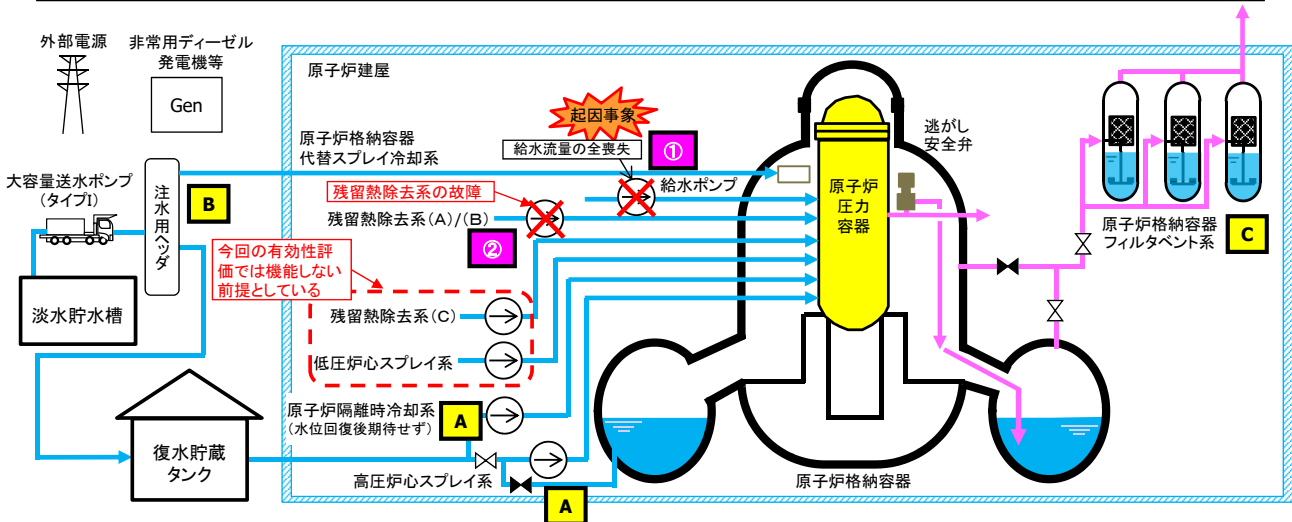
### 5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) (1/6) 事象の概要

#### 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)の特徴

- ①原子炉給水流量の全喪失が発生
- ②残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能が喪失  
→原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、炉心より先に原子炉格納容器が破損に至る  
これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る

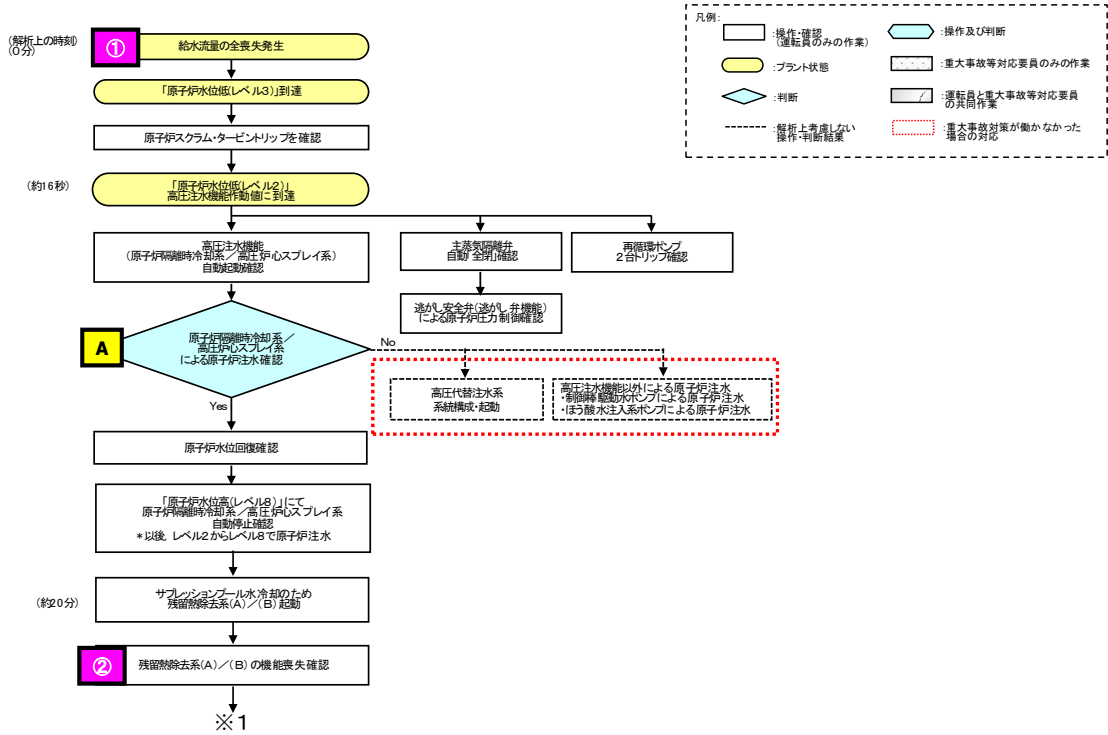
#### 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)の対策概要

- A. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心冷却
- B. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却
- C. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱



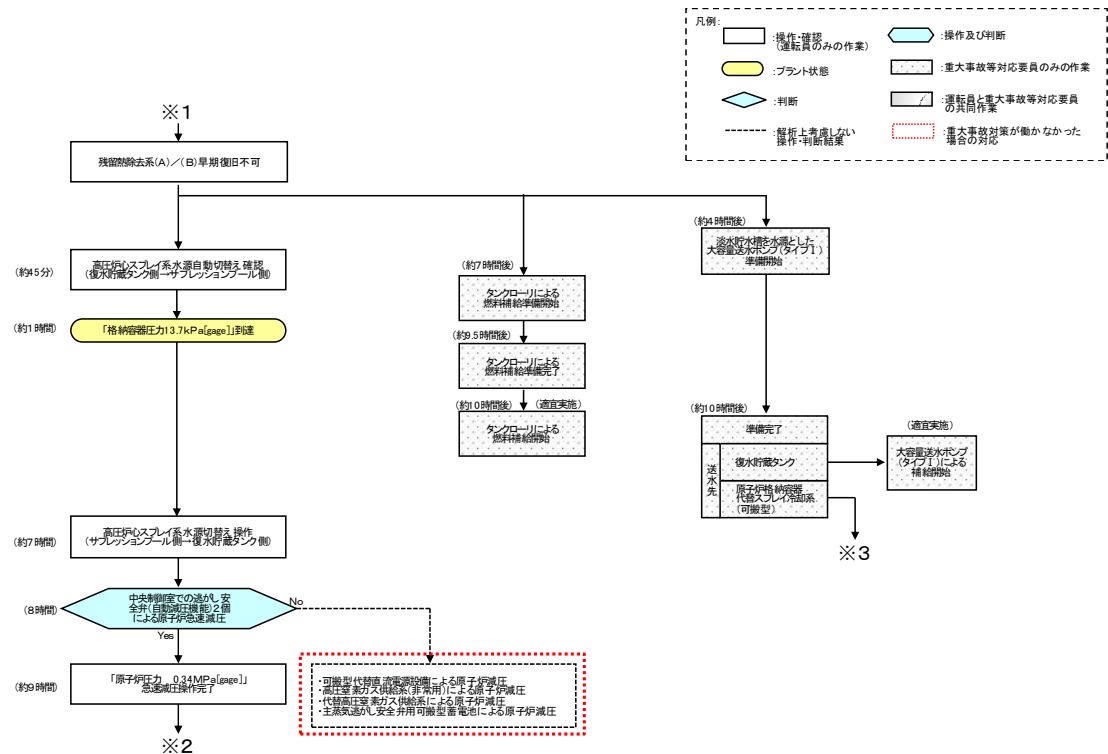
## 5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) (2/6) 対応手順の概要

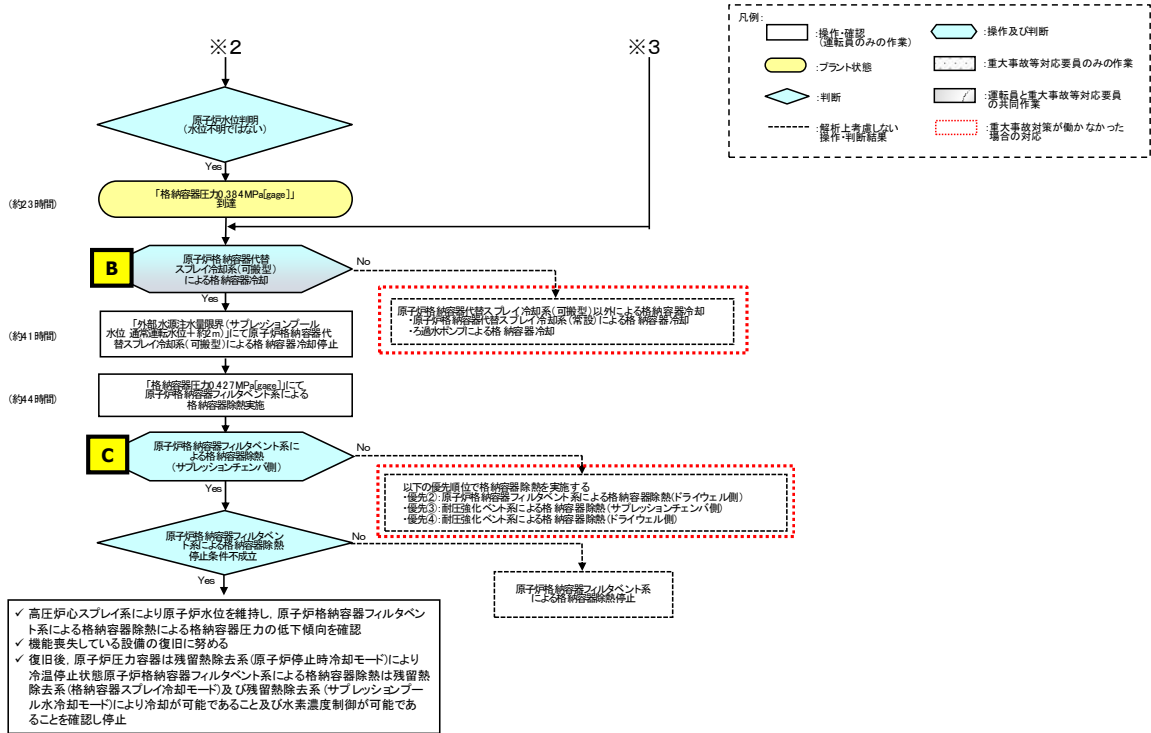


## 5.3 運転中の原子炉における炉心損傷防止対策の特徴と主な対策

### 5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) (3/6) 対応手順の概要



5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(4/6) 対応手順の概要



5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(5/6) 有効性評価の結果

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び格納容器圧力の推移を図1及び図2に示す

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C(初期値) [冠水維持により温度上昇なし]	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.68MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.427MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約154°C	200°C(格納容器限界温度)未滿

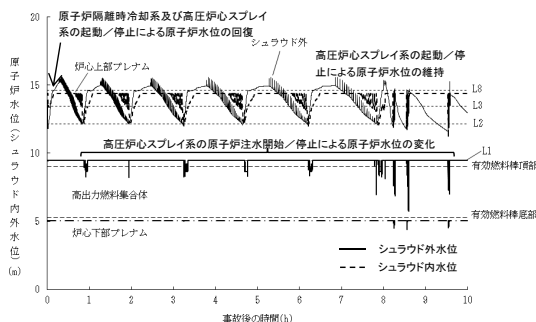


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

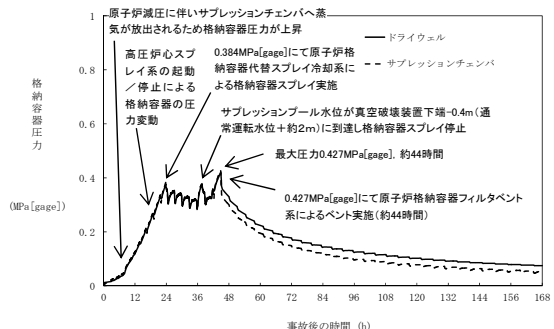


図2 格納容器圧力の推移

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合) (6/6) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は表2のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	30名 〔 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	約3,750m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> 淡水貯水槽:約10,000m <sup>3</sup>
燃料	約809kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

5.4 有効性評価(炉心損傷防止対策)で使用した解析コード

- ▶ 有効性評価(炉心損傷防止対策)に使用する解析コードは以下のとおりであり、新規制基準適合性審査においてはBWR電力共通テーマとして審議済
- ▶ MAAPは、シビアアクシデントマネジメントの策定等において、世界的に広く利用されており、国内ではPRA、ストレストテスト等、米国では設計認証申請等に使用しており、他の解析コードは従来の国内BWRの設置変更許可申請書に係る評価に使用

事故シーケンスグループ	適用コード※1	
高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	MAAP SAFER CHASTE※2	<b>○ MAAP</b> ✓ 炉心損傷を伴う事故について、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード ✓ 格納容器圧力、温度、コンクリート浸食量、放射性物質の格納容器内分布等を求める
高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	MAAP SAFER	
全交流動力電源喪失(TB)	MAAP SAFER	<b>○ SAFER, CHASTE</b> ✓ 炉心注水機能喪失、配管破断事故後の原子炉内の熱水力過渡変化を解析するコード ✓ 原子炉水位、圧力、燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管酸化量等を求める
崩壊熱除去機能喪失(TW)	MAAP SAFER	
原子炉停止機能喪失(TC)	REDY※3 SCAT※3	<b>○ REDY/SCAT</b> ✓ プラント全体の出力変化及び熱的制限値の解析を行うコード ✓ 原子炉出力、原子炉水位、格納容器圧力、燃料被覆管最高温度等を求める
原子炉冷却材喪失時注水機能喪失(LOCA)	MAAP SAFER CHASTE※2	
格納容器バイパス(ISLOCA)	SAFER	

※1 MAAP : シビアアクシデント総合解析コード  
 SAFER : 長期間熱水力過渡変化解析コード  
 CHASTE : 炉心ヒートアップ解析コード  
 REDY : プラント動特性解析コード  
 SCAT : 単チャンネル熱水力解析コード

※2 炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなるため、輻射による影響が詳細に考慮できるCHASTEにより燃料被覆管の最高温度を詳細に評価

※3 原子炉出力、原子炉圧力、サブプレッション・チェンバのプール水温及び格納容器圧力変化を事象進展に見合った評価とするため、すべてを同時に評価することが可能なREDYを用い、また、評価指標である燃料被覆管温度については、出力上昇に伴う沸騰遷移時の燃料被覆管温度の評価モデルを有するSCATを用いる。

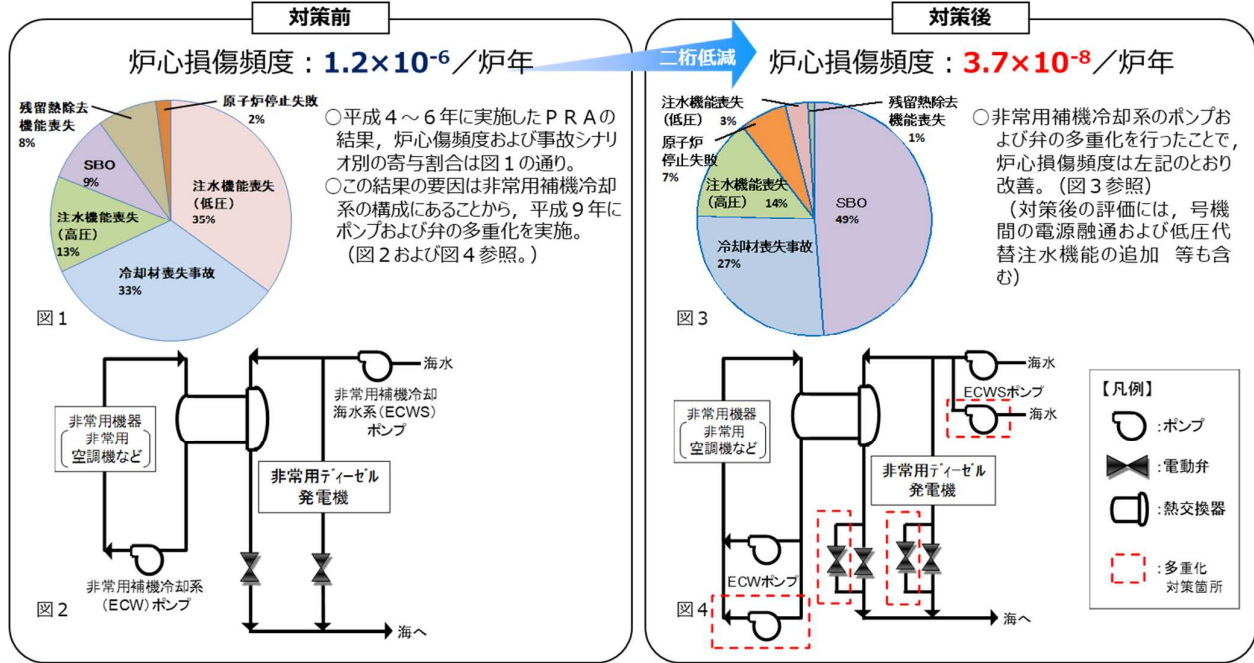


### 5.5 過去のPRA結果の活用例

#### ■ 女川1号非常用補機冷却系の多重化

意見No.70(ii)関連

- ▶ 平成6年(1994年), PRAに基づき, 女川1号機の非常用補機冷却系(ECW/ECWS)ポンプ等を多重化
- ▶ この対策により, 原子炉への注水機能の信頼性が向上し, 炉心損傷頻度を低減させている



### 5.6 PRAにおける事故シーケンスグループの表記方法

- ▶ イベントツリーにより得られた事故進展の結果を, 事象緩和機能の喪失状況やプラントの状態等に与える影響によって事故シーケンスグループに分類し, 識別記号を用いて表現する

#### 識別記号の一例

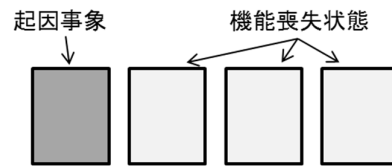
記号	起回事象
A*1	原子炉冷却材喪失(LOCA)
T	過渡事象

+

記号	機能喪失状態
B	全交流動力電源喪失
C	原子炉未臨界確保失敗
D	直流電源喪失
E	炉心への注水失敗(=UVを省略)
P	逃がし安全弁閉固着
Q	給水喪失
U	高圧炉心注水系による炉心注水失敗
V	低圧炉心注水系による炉心注水失敗
W	崩壊熱除去機能喪失
X	原子炉減圧失敗

\*1 LOCAサイズによってS1又はS2と記載する場合がある

#### 事故シーケンスグループの表記方法



事故シーケンスグループ	内容
TQUV	高圧・低圧注水機能喪失
TQUX	高圧注水・減圧機能喪失
TB	全交流動力電源喪失
TBU	全交流動力電源喪失+高圧注水機能喪失
TBD	全交流動力電源喪失+直流電源喪失
TBP	全交流動力電源喪失+逃がし安全弁閉固着
TW	崩壊熱除去機能喪失
TC	原子炉停止機能喪失
AE	LOCA時注水機能喪失
ISLOCA*2	インターフェイスシステムLOCA

\*2 識別記号表記とは異なる記載方法

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

＜(8)重大事故対策＞

－ 格納容器破損防止

(No.69,71～73,77,78関連)

令和元年8月30日  
東北電力株式会社

\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえて一部修正

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1

1. はじめに
2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策
  - 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)
  - 2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)
  - 2.3 DCH, FCI, MCCI
3. 適合性審査における主要な確認事項
  - 3.1 大気中へのCs-137放出量評価
  - 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
  - 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ
4. 適合性審査の状況
5. これまでのご意見に対する回答

## 略語

略語	正式名称
PRA	Probabilistic Risk Assessment 確率論的リスク評価
RPV	Reactor Pressure Vessel 原子炉圧力容器
PCV	Primary Containment Vessel 原子炉格納容器
LOCA	Loss-Of-Coolant Accident 冷却材喪失事故
ISLOCA	Interface system loss-of-coolant accident インターフェイスシステムLOCA
HPCS	High Pressure Core Spay System 高圧炉心スプレイ系
ECCS	Emergency Core Cooling System 非常用炉心冷却系

\* 当日の配布資料に対する委員  
コメントを踏まえて一部修正

## 用語

用語	意義
格納容器破損モード	炉心損傷事故時の格納容器の放射性物質閉じ込め機能に着目した格納容器の最終状態を、格納容器破損に至るメカニズムに基づいて分類したもの。
事故シーケンス	起回事象の発生から緩和機能及び人的操作の成功又は失敗の組合せを経て望ましくない最終状態(炉心損傷、放射性物質放出など)に至る経路。
起回事象	通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び/又は格納容器機能喪失へ波及する可能性のあるもの。
感度解析	計算に用いる入力パラメータが変動した場合に、結果にどの程度の影響を与えるかを評価する手法。
イベントツリー	構造物、系統及び機器の損傷、並びに故障及び事故などの起回事象を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、関連する緩和設備の作動の成否などを分岐として樹形状に展開した図式。
G値	電離放射線による化学作用の効率を表す量。放射線化学では単位線量あたりの反応量の表わし方を、吸収エネルギー100eVあたりの分子変化または生成分子数で表わしている。
炉心損傷	燃料被覆管の核分裂生成物保持機能が大きく失われ、一次冷却材内や格納容器内に核分裂生成物が漏えいしている状態。炉心損傷以降は、格納容器破損防止に重点を置いた対策に移行する。
炉心溶融	炉心温度が燃料の融点を超えており、燃料が融解している状態。炉心溶融が進むと炉心が崩壊し、炉心の形状が保たれなくなる。



## 1. はじめに

---



### 1. はじめに(有効性評価の概要(1/3))

---

#### ■有効性評価とは

- 想定する事故シーケンスグループ(非常用炉心冷却系(ECCS)等の緩和設備の作動状態等に応じて炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化したもの)に対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価すること

#### 【有効性評価の内容】

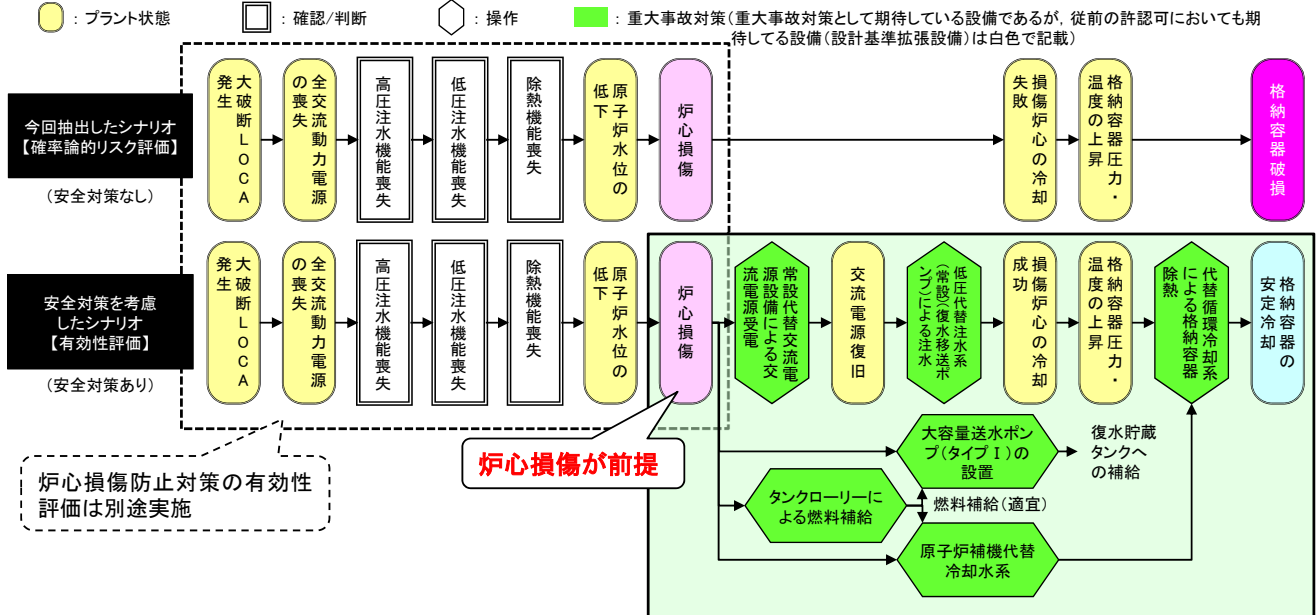
- ① 炉心損傷防止対策(第17回安全性検討会にてご説明済)
- ② **原子炉格納容器破損防止対策** ⇐ **本日も説明**
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策(第15回安全性検討会にてご説明済)
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策(第14回安全性検討会にてご説明済)

## 1. はじめに(有効性評価の概要(2/3))

## ■格納容器破損防止対策の有効性評価の概要

- 安全対策を考慮しない場合、事故発生後、炉心が損傷し、格納容器破損に至る事故シナリオに対して、新たに整備する安全対策を実施することによって、炉心損傷後であっても格納容器の安定冷却に至ることを確認

## ＜格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)＞



## 1. はじめに(有効性評価の概要(3/3))

## ＜格納容器破損防止対策の有効性評価の概要＞

炉心損傷を前提に格納容器破損に至る可能性がある事故シナリオ(物理化学現象)を抽出

想定すべき格納容器破損モードを選定

格納容器破損モード毎に事象進展の厳しさを考慮してシナリオ(評価事故シーケンス)を選定

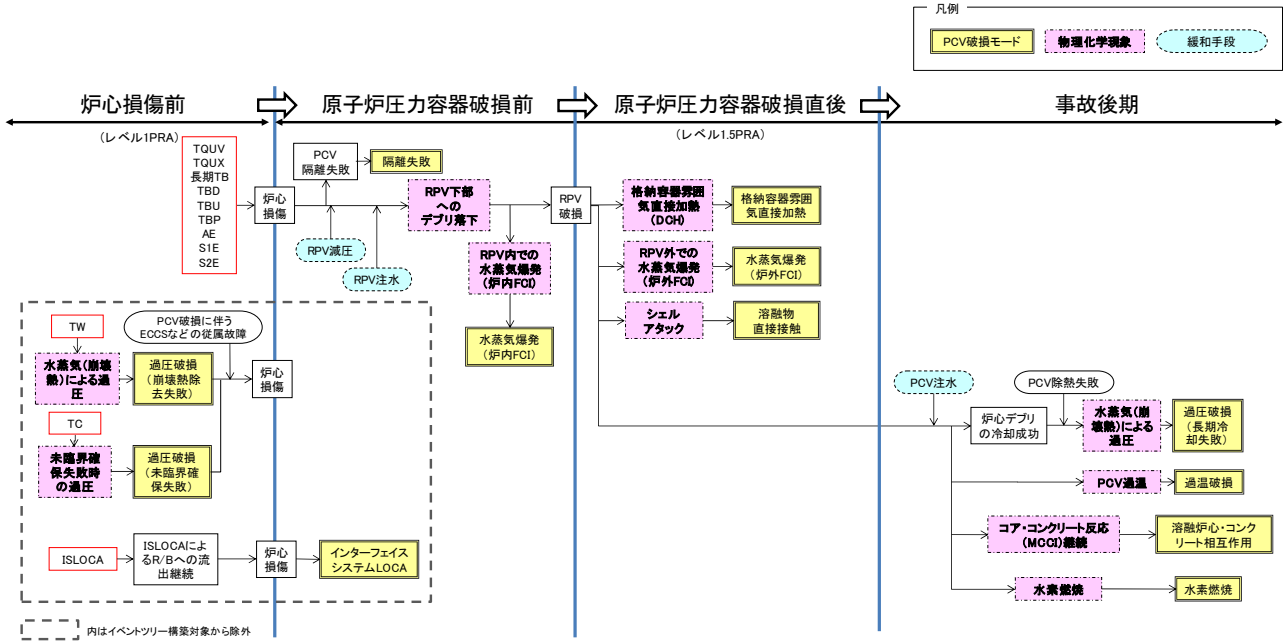
格納容器破損防止の対策

解析によりシビアアクシデント対策の有効性を確認

# 1. はじめに(事故シナリオの抽出)

## ■PRAを用いた事故シナリオの抽出

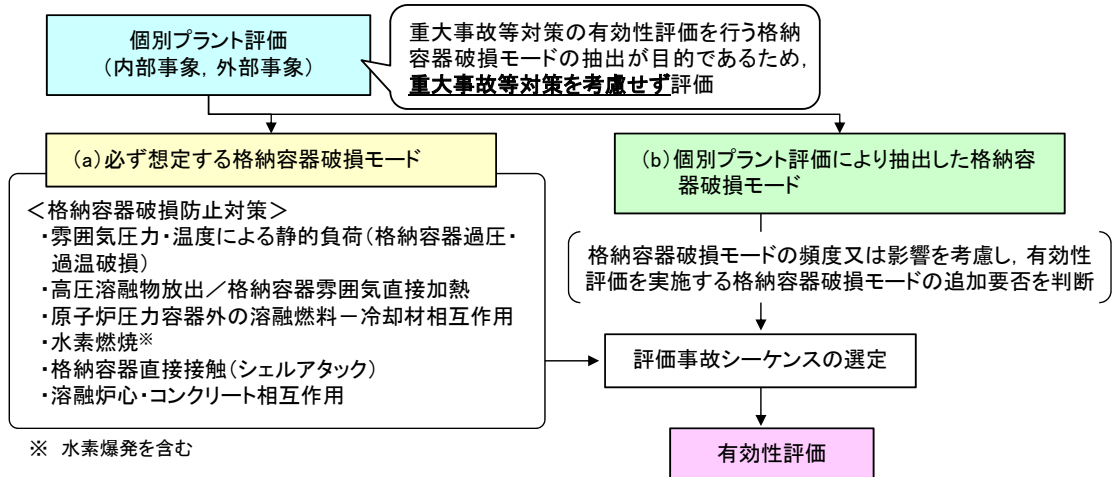
- PRAを用いて、事故シーケンス(下図の赤枠)毎に、炉心損傷を想定した上で、「圧力容器破損前」、「圧力容器破損直後」及び「事故後期」の三段階にわけて分析し、格納容器破損に至る事故シナリオ(物理化学現象、格納容器破損モード)を網羅的に抽出



# 1. はじめに(格納容器破損モードの選定(1/4))

## ■格納容器破損モードの選定方法

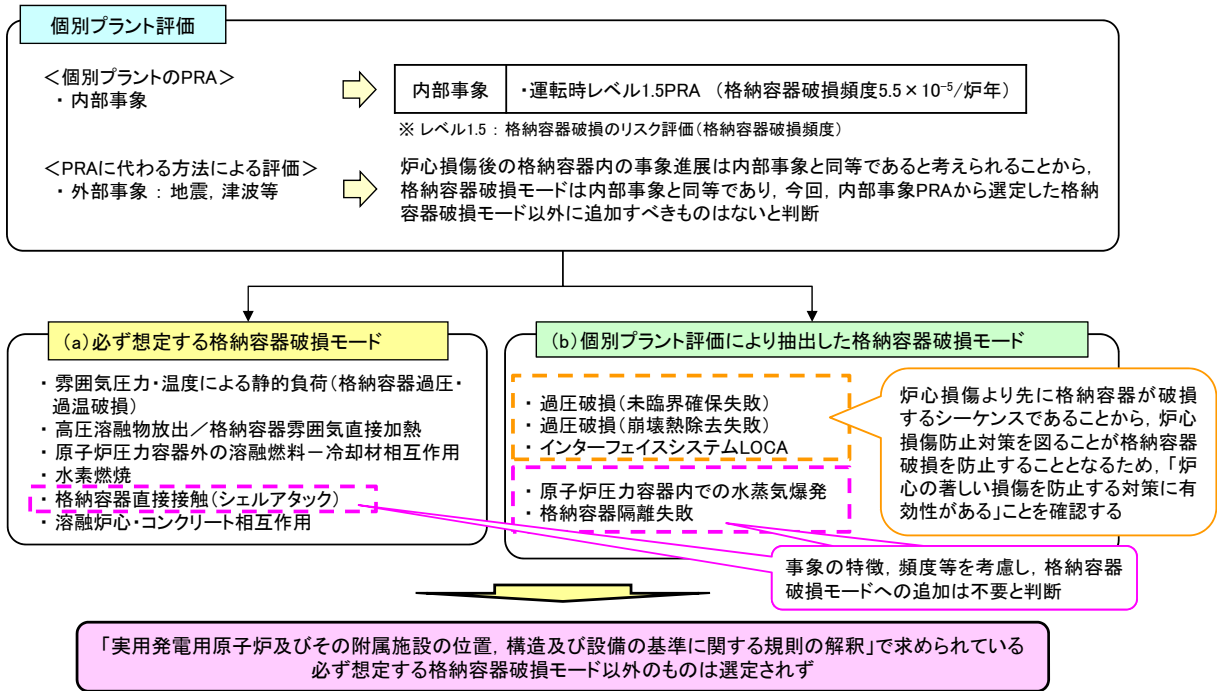
- 有効性評価(=安全対策が有効に機能することを評価)において想定する格納容器破損モードは、下記の方法により選定
  - ✓ 格納容器破損防止対策の有効性は、格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する次の格納容器破損モードを評価対象とする
    - (a) 必ず想定する格納容器破損モード
    - (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード
  - ✓ (b) 個別プラント評価により抽出する格納容器破損モードは、内部事象:確率論的リスク評価(以下「PRA」という。), 外部事象:それに代わる方法で評価
  - ✓ その結果、(a)に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加



# 1. はじめに(格納容器破損モードの選定(2/4))

## ■個別プラント評価による格納容器破損モードの選定

- ▶ 個別プラント評価の結果から下図(b)に該当する格納容器破損モードが抽出されるが、PRAの知見等を踏まえて、新たな格納容器破損モードの追加は不要と判断



# 1. はじめに(格納容器破損モードの選定(3/4))

## ■個別プラント評価による格納容器破損モードの先行プラントとの比較

- ▶ 女川2号炉は先行BWRプラント(柏崎刈羽6, 7号炉, 東海第二)と同等の格納容器破損モードを抽出しており、女川2号炉特有の格納容器破損モードはない
- ▶ 東海第二は固有の格納容器破損モードを抽出しているが、これは格納容器型式の違いによるものである

	女川2号炉	柏崎刈羽6, 7号炉	東海第二	差異の有無
必ず想定する格納容器破損モード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)	同左	同左	無
	雰囲気圧力・温度による静的負荷(過圧破損(長期冷却失敗))	同左	同左	無
	格納容器雰囲気直接加熱	同左	同左	無
	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	同左	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発※1	有※1
	水素燃焼	同左	同左	無
	溶融物直接接触	同左	同左	無
	溶融炉心・コンクリート相互作用	同左	溶融炉心・コンクリート相互作用※2	有※2
個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード	過圧破損(未臨界確保失敗)	同左	同左	無
	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	同左	同左	無
	インターフェイスシステムLOCA	同左	同左	無
	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発	同左	同左	無
	格納容器隔離失敗	同左	同左	無

※1 東海第二は、Mark-II型格納容器であるため、格納容器下部床及びその直下にあるサブプレッション・プール水の中での水蒸気爆発を想定

※2 東海第二は、Mark-II型格納容器であるため、格納容器下部床及びその直下にあるサブプレッション・プールにおけるMCCIによる破損モードを想定

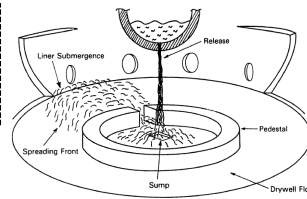
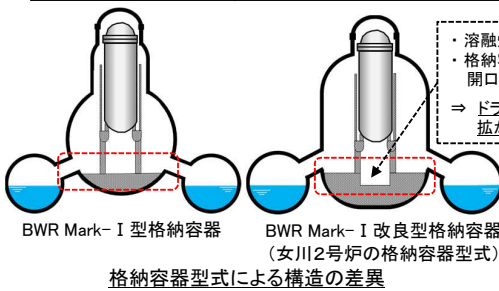
■ 格納容器破損モードの除外理由

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

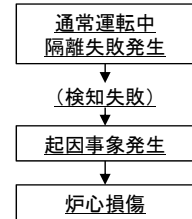
- 格納容器破損モードのうち、「格納容器直接接触(シェルアタック)」、「原子炉圧力容器内での水蒸気爆発」及び「格納容器隔離失敗」について、評価対象から除外した理由は下表のとおりであり、この取り扱いは先行プラントと同様である

表 格納容器破損モードの除外理由

格納容器破損モード	除外理由
格納容器直接接触(シェルアタック)	格納容器下部の床面とその外側のドライウェルの床面とが同じ高さに設計されているBWR Mark-I型の格納容器に特有の破損モードであり、女川原子力発電所2号炉のMark-I改良型格納容器では、熔融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、有効性評価の対象から除外した。(下図参照)
原子炉圧力容器内での水蒸気爆発	熔融炉心が原子炉圧力容器内の下部プレナムの水中に落下して発生する水蒸気爆発は、各種研究知見から、下部プレナムの水温は高く、低サブクーリング水条件となり、水蒸気爆発は抑制される。下部プレナムには制御棒案内管が密に存在しているため、水蒸気爆発を制限するとの理由から、格納容器の破損に至る可能性は極めて低く、国内においてリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されていることから、有効性評価の対象から除外した。 <sup>[1]</sup>
格納容器隔離失敗	「格納容器隔離失敗」は、通常運転中に格納容器の隔離機能を喪失し、その状態が継続した状態で、炉心損傷が発生することで、放射性物質が格納容器外に漏えいすることを想定している。このため、運転中の隔離機能維持の確認が対策となる。運転前に、格納容器の隔離機能が確保されていることを確認した上で、運転中は格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考えられる。本破損モードに対し、講じるべき対策は「運転中の隔離機能維持の確認及び炉心損傷防止」であることから、格納容器破損モードへの追加は不要と判断し、有効性評価の対象から除外した。



BWR Mark-I型格納容器の熔融炉心の流出イメージ<sup>[2]</sup>



格納容器隔離失敗発生の流れ

[1] S. Basu, T. Ginsberg, A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction (FCI) issues, Report of the 2nd steam explosion review group workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996 等  
 [2] NUREG/CR-6025, The Probability of MARK-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

■ 評価事故シーケンスの選定

- 格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定

表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	評価事故シーケンス*
①-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
①-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水失敗
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH発生
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
④ 水素燃焼	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
⑤ 熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗

\* 下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す



## 1. はじめに(有効性評価で使用した解析コード(1/3))

### ■格納容器破損防止対策の有効性評価で使用した解析コード

- 有効性評価(格納容器破損防止対策)に使用する解析コードは以下のとおり
- MAAP<sup>[1],[2]</sup>は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである
- MAAPは、シビアアクシデントマネジメントの策定等において、世界的に広く利用されており、米国では設計認証(Design Certification)申請等、国内ではPRA、ストレステスト等に使用している

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)	
水素燃焼	
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	

### ○ MAAP(シビアアクシデント総合解析コード)

- ✓ 炉心損傷を伴う事故について、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の放出に至るまでのプラント内挙動及び放射性物質挙動の解析を行うコード
- ✓ 格納容器圧力、温度、コンクリート浸食量、放射性物質の格納容器内分布等を求める

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HLR-118、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-089、平成30年5月

[2]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-094、日立GEニュークリア・エナジー株式会社、HLR-123、平成30年5月

## 1. はじめに(有効性評価で使用した解析コード(2/3))

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

### ■解析コードの妥当性について

- MAAPコードの主要な要素モデルは、種々の実験解析や、国際標準問題(ISP)によるベンチマーク解析等により、モデルの妥当性が確認されており、シビアアクシデント時のプラント挙動解析に適用する総合解析コードとして国際的に認知されている  
参考:IAEA,“Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants,” Safety Reports Series No. 56, 2008.  
OECD,“Benchmarking of Fast-running Software Tools Used to Model Releases During Nuclear Accidents,” NEA/CSNI/R(2015)19.
- 電力・メーカーでは、評価に使用する解析コードについて、実験等を基に検証され、妥当性が確認されたものであることを確認している。また、解析コードの妥当性については、国の審査でも確認されている。電力・メーカーの確認内容については、ライセンシングレポートを発行している(16ページ参照)
- 規制委員会では、規制委員会の所有する解析コード(MELCOR)を用いた解析結果が、事業者が使用するMAAPによる解析結果と同様の傾向であることを確認している
- なお、炉心溶融後の挙動については、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であることから、不確かさが大きいパラメータについては、実験解析で得られた不確かさ幅の範囲で保守側の限界値を使用する等、保守的な評価条件による解析評価・感度解析(各評価項目について、過小とはならないように過大な評価)により、その影響を考慮した上で、評価項目への適合性の確認を実施している(17～25ページ参照)

### ■有効性評価で使用した解析コードに係る適合性審査の状況

- 有効性評価で使用した解析コードに係る審査は、当社を含むBWRプラントを所有する事業者(4社)が合同で審査を受けており、これまでに審査会合を4回実施し、事故シナリオ毎のコード選択や計算結果の妥当性を確認されている

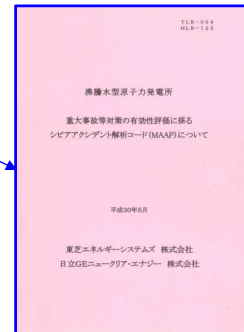
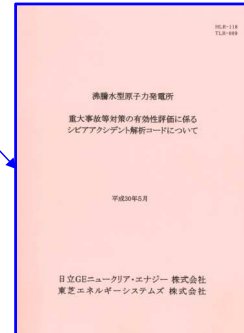
## 1. はじめに(有効性評価で使用した解析コード(3/3))

### ■有効性評価で使用した解析コードのライセンスレポートについて

- ▶ 審査を実施した有効性評価で使用した解析コードの資料については、BWR各社が共通的に用いる資料であることから、ライセンスレポートとして取り纏めており、国会図書館に収蔵し、公知化されている

表 女川2号炉にかかる解析コードライセンスレポート

	名称	レポートNo	発行年月
1	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて	HLR-118 TLR-089	平成30年5月
2	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(SAFER)について	HLR-119 TLR-090	平成30年5月
3	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(CHASTE)について	HLR-120 TLR-091	平成30年5月
4	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(REDY)について	HLR-121 TLR-092	平成30年5月
5	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(SCAT)について	HLR-122 TLR-093	平成30年5月
6	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について	HLR-123 TLR-094	平成30年5月
7	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(APEX)について	GLR-006 HLR-124 TLR-095	平成30年5月



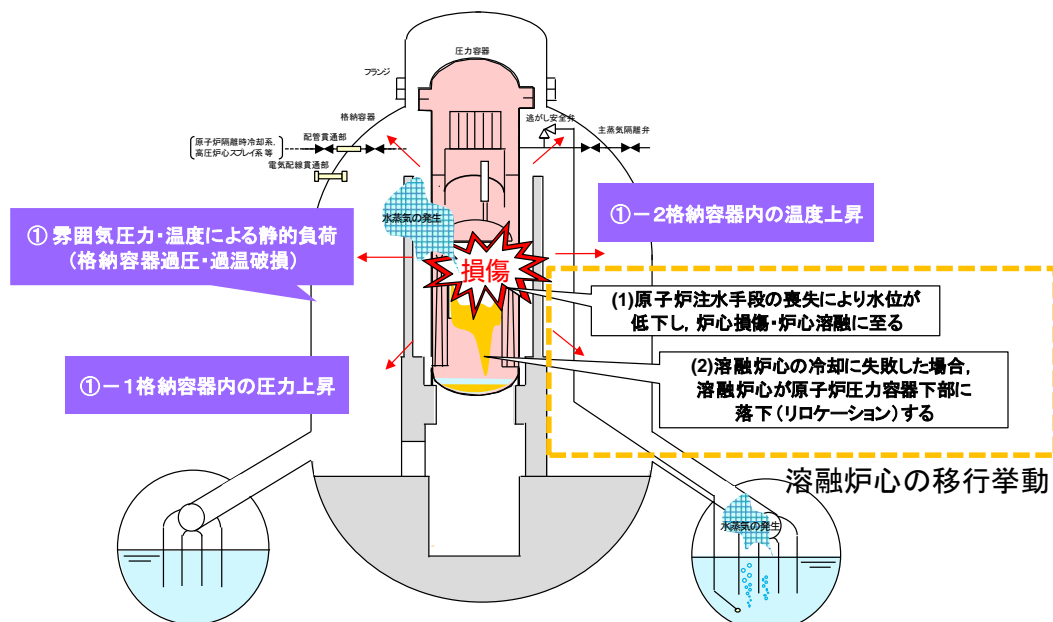
## 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(1/9))

### ①-1 格納容器過圧破損の特徴

- ・炉心損傷後、損傷炉心冷却に成功した場合、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサブプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇することで格納容器の破損に至る。

### ①-2 格納容器過温破損の特徴

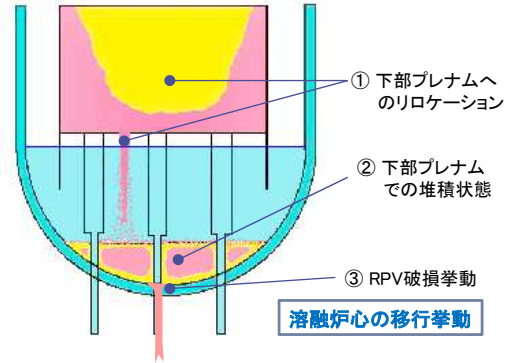
- ・炉心損傷後、損傷炉心冷却に失敗した場合、損傷炉心が冷却されず格納容器内の高温の溶融炉心により格納容器雰囲気加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷することで格納容器の破損に至る。



# 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(2/9))

## ■ 溶融炉心の移行挙動の不確かさの扱い

- 溶融炉心の移行挙動について、現象の「不確かさ」、「推定される実現象」及び「MAAPコードの扱い」を下表に示す
- いずれの過程の現象もMAAPコードの扱いは不確かさの範囲で厳しい側に扱っている
- 特にRPV破損時に、全溶融炉心が短時間で流出する結果となるため、Ex-Vessel現象(FCI, MCCI)の評価条件が厳しくなり、有効性評価結果が厳しくなる扱いをしている

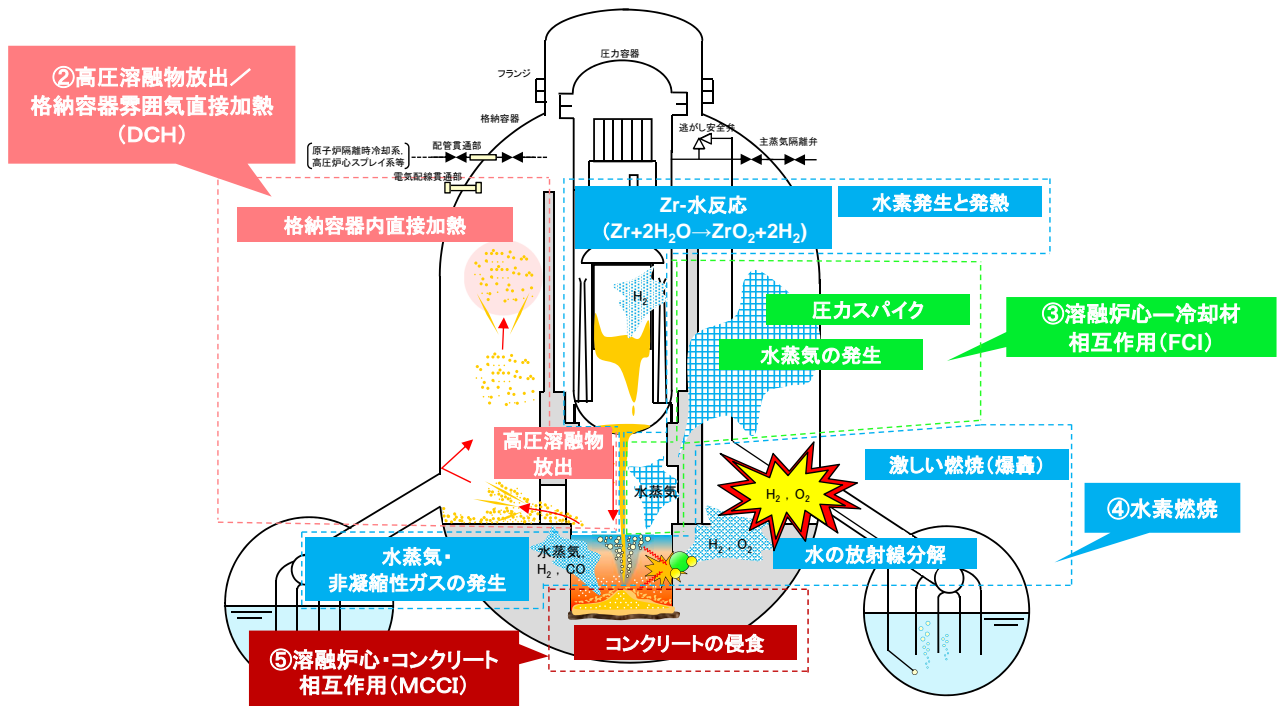


現象	不確かさ	推定される実現象	MAAPコードの扱い
① 下部プレナムへのリロケーション挙動	炉心部での大規模な溶融プールの形成の有無により、溶融物温度やリロケーション挙動が異なる。	崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり、さらに温度が上昇して溶融に至る過程で段階的にリロケーションする。	炉心部で大規模な溶融プールが形成され、溶融物温度は高温になる。下部プレナムへのリロケーションは高温状態かつ大流量で発生するため、下部プレナムへ移行する熱負荷としては厳しくなる。
② 下部プレナムでの堆積状態	固相が主の堆積状態か、固液が層分離状態で堆積するかで下部ヘッドへの熱負荷や、RPV破損時の溶融物の温度が異なる。	段階的なリロケーションにより、溶融炉心はプール水により粒子化及び冷却・固化し、大部分は固相として堆積する。	リロケーション後、溶融炉心は直ちに層分離状態(粒子状デブリ、金属層、クラスト、溶融プール)で堆積し、冷却水や構造物との熱的相互作用により長時間下部プレナムに保持され、RPV破損までに高温化する。このため、下部ヘッドへの熱的負荷が厳しくなる。
③ RPV破損挙動	破損口径に不確かさがある。溶融物の流出流量が異なってくる。	計装管等の局所的な小口径の破損が発生し、固相を巻き込んで緩やかに流出する。	高温化した大規模な溶融プールが形成されることにより大口径破損(CRDハウジングの逸出)が発生し、全溶融炉心が短時間(1分程度)で流出する結果となるため、Ex-Vessel現象の評価が厳しくなる。

# 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(3/9))

## ■ 重大事故等時の格納容器の健全性に影響を与える主な物理化学現象

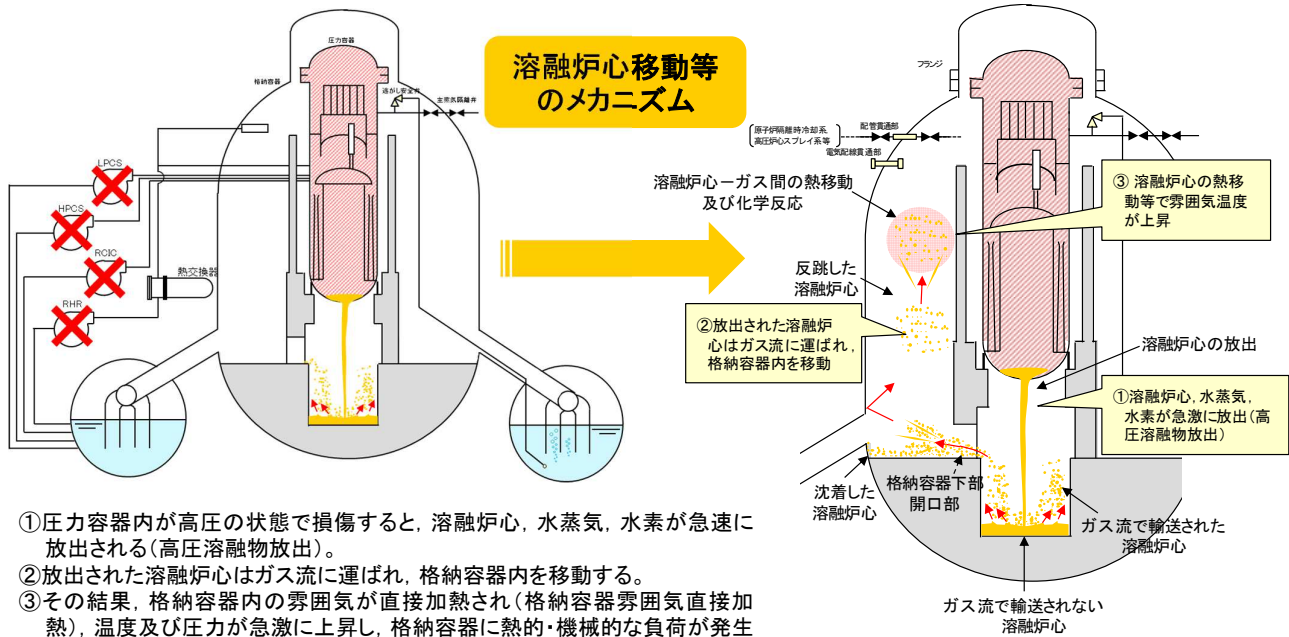
- 炉心損傷後、原子炉圧力容器が破損し、燃料が格納容器の下部に落下すると、放射性物質を閉じ込める格納容器を破損させるような様々な物理化学現象が発生する



## 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(4/9))

## ②高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の特徴

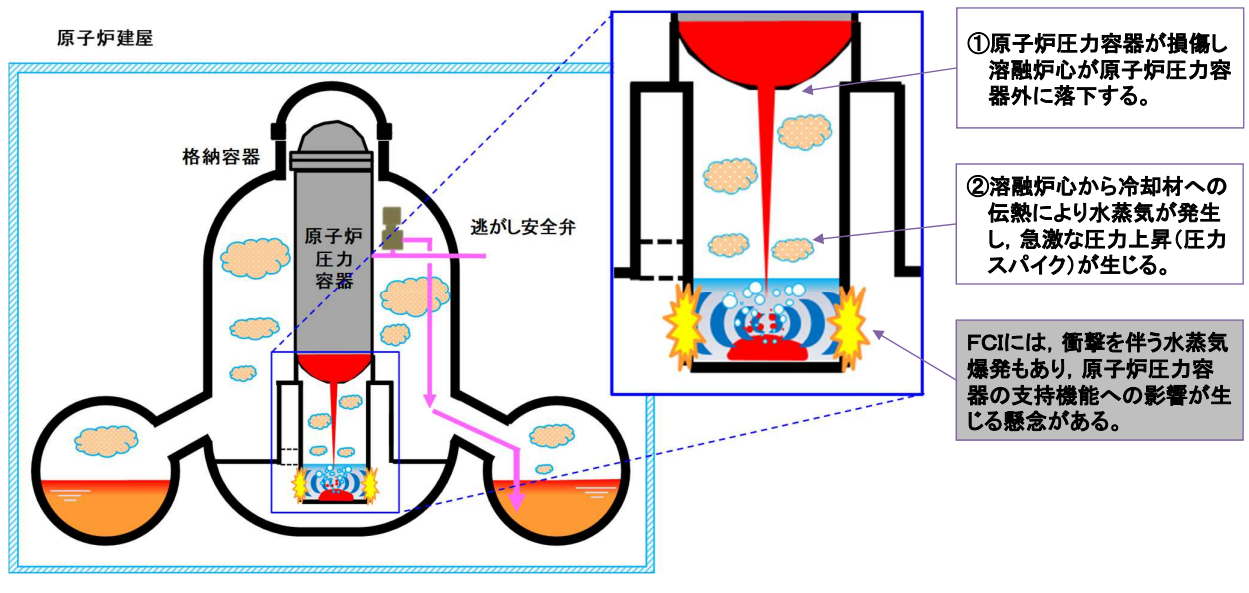
・原子炉圧力容器が高い圧力状態で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。



## 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(5/9))

## ③原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)の特徴

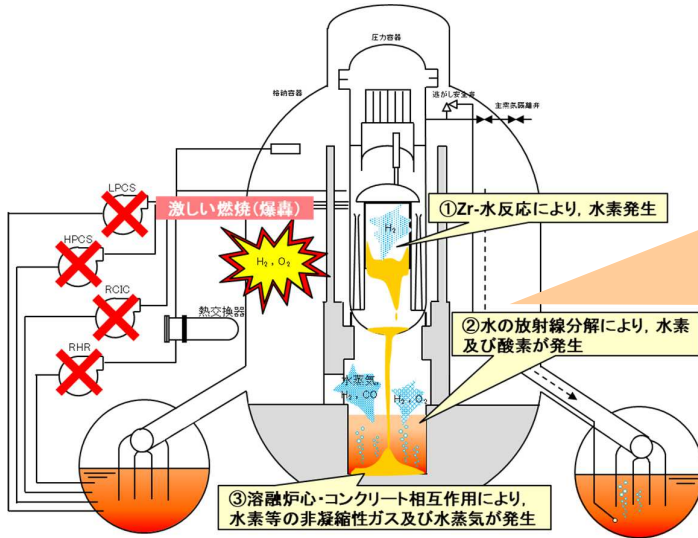
・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。



## 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(6/9))

## ④水素燃焼の特徴

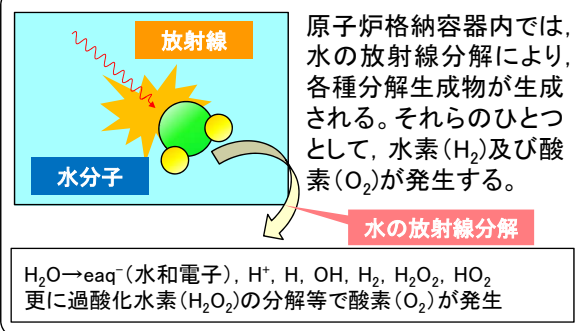
・ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等によって水素が発生し、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼(爆轟)が生じ、格納容器の破損に至る。



格納容器内では、以下の反応等により水素が発生する。

- ①Zr-水反応： $Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2$
- ②水の放射線分解
- ③溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器内に酸素等の反応性のガスが存在していると、発生した水素と反応することによって激しい燃焼(爆轟)が生じ、格納容器が破損する可能性がある。



なお、上記以外の水素の発生源は以下のとおり。

・格納容器内のCRD交換機プラットフォームに使用されているアルミニウム及びグレーチングに施されている亜鉛めっきが、原子炉格納容器pH調整系により注入される水酸化ナトリウムと化学反応することで水素が発生

## 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(7/9))

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

## ■水素燃焼に係る評価の妥当性

- 水素燃焼に係る評価(ベースケース)において、水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合(G値)は過去の電力共同研究<sup>[1][2]</sup>の成果に基づき設定したものである。重大事故環境下ではジルコニウム-水反応により水素が発生するため、水素濃度が高くなる。その場合、水素と酸素の再結合反応が起こりやすくなることでG値は小さくなる。ベースケースの評価では、この効果を考慮したG値を設定している。
- 電力共同研究における実験においてG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境による再結合反応の不確かさを考慮すると、より酸素が発生する可能性が考えられることから、G値については不確かさを考慮した取り扱いが重要となる。
- 何らかの要因によって酸素濃度がベースケースより早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられることから、酸素濃度がベースケースより早く上昇する場合を想定し、感度解析を実施した。
- 感度解析に使用したG値は、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている保守的な値であり、設計基準事故環境下と比べ、重大事故環境下では水素濃度が高く、G値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の保守側の限界値として適切である。
- 感度解析の結果は下表のとおりであり、保守側の限界値となるG値を使用した場合であっても事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%に到達することがないことを確認した。

		ベースケース	感度解析
評価条件	G値	$G(H_2)=0.06, G(O_2)=0.03$	沸騰： $G(H_2)=0.4, G(O_2)=0.2$ 非沸騰： $G(H_2)=0.25, G(O_2)=0.125$
評価結果	酸素濃度(ウェット条件)*	約2.4vol%	約3.8vol%
	酸素濃度(ドライ条件)*	約3.4vol%	約4.1vol%

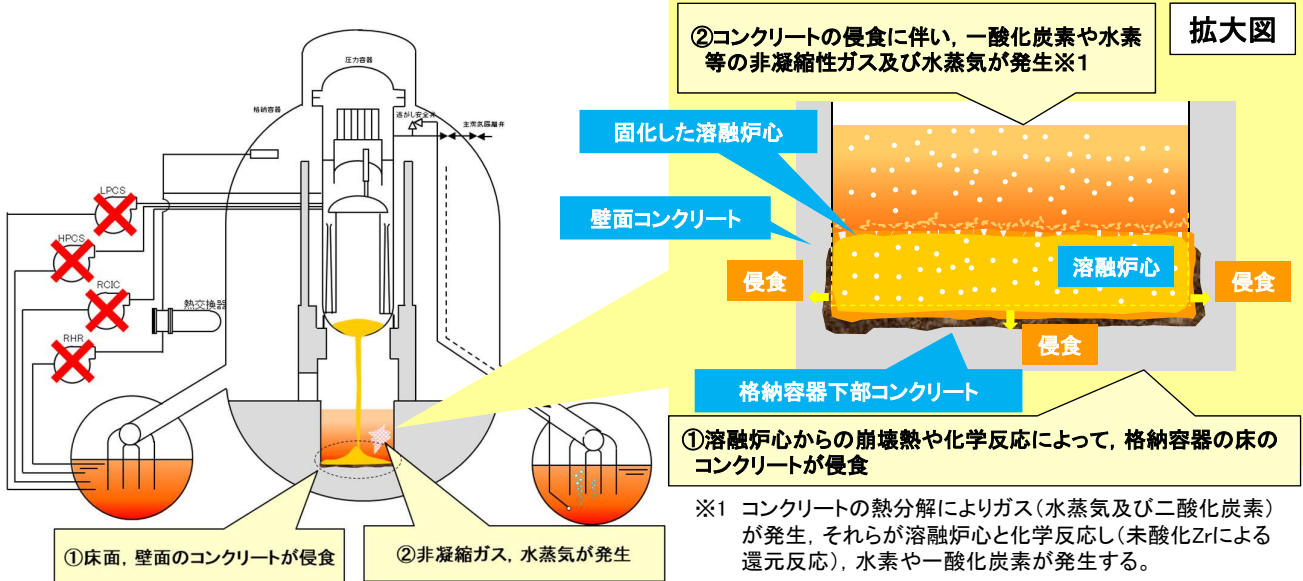
※ 事象発生から7日間の最高値

[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電力共同研究 平成12年3月  
[2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究 昭和63年3月

# 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(8/9))

## ⑤溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の特徴

原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

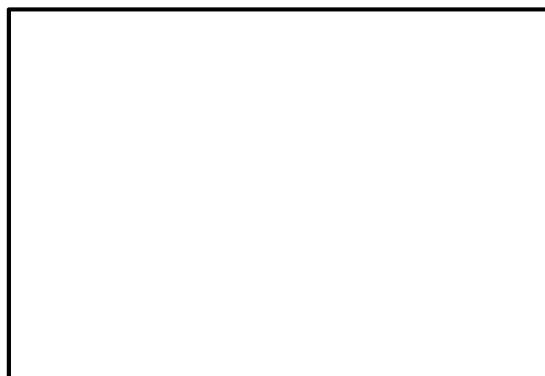


- ① 圧力容器破損後に、溶融炉心が格納容器下部の床上へ流れ出し、溶融炉心からの熱※2や化学反応によって、格納容器下部の床面又は壁面のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能や格納容器バウンダリの閉じ込め機能が喪失する可能性がある。(※2 崩壊熱及びジルコニウム-水反応に伴う発熱が主な熱源であり、炉心の溶融においては後者が寄与が大きいと考えられる。)
- ② また、コンクリートの侵食に伴い、水素や一酸化炭素等の非凝縮性ガス及び水蒸気が発生し、格納容器雰囲気温度、圧力が上昇する可能性がある。

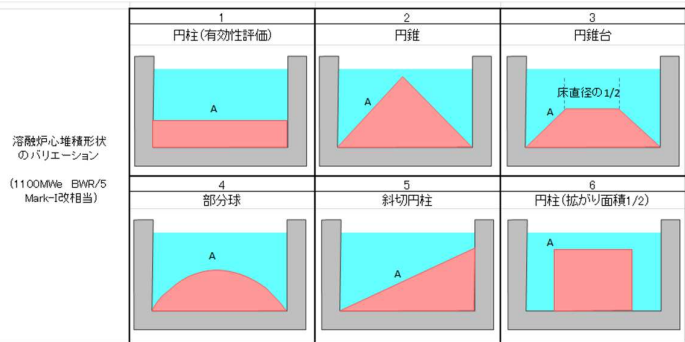
# 1. はじめに(格納容器破損に至る現象(9/9))

## ■MCCIに係る評価の妥当性

- 溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE実験<sup>[1]</sup>及びSURC-4実験<sup>[2]</sup>等の結果によりMAAP解析の妥当性を確認している。しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施
- MAAPにおいては、溶融炉心が格納容器下部床に均一に堆積した状態のMCCIを評価している。これは知見より格納容器下部に落下した溶融炉心は床全面に広がる可能性が高いと考えられることから適切な取り扱いであるとするものの、堆積形状については、不確かさが大きいことから、偏った堆積形状となることも考慮し、様々な堆積形状の場合における水との伝熱面積の比較を行い、保守的な条件を評価している。その結果、女川2号と同型の1100MWe BWR5 Mark-I改相当においては、均一堆積(円柱)の場合が、最も伝熱面積が小さいことを確認



SURC-4実験とMAAP4コード予測の侵食量の比較



溶融炉心の堆積形状のバリエーション

[1] OECD/NEA "Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions", NEA/CSNI/R(92)10.  
 [2] "International Standard Problem No 24: ISP-24: SURC-4 Experiment on Core-Concrete Interactions", NEA/CSNI-155, 1988.

## 1. はじめに(2章でのご説明内容)

### ■ 2章にてご説明する格納容器破損モードと評価事故シーケンス

- 格納容器破損モードと評価事故シーケンスの選定結果から、格納容器破損防止対策を考慮すると同一のシーケンスとなるものを整理すると下記のとおりとなるため、2.1章～2.3章にてこれらの有効性評価の結果についてご説明する

#### <格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定結果(13ページ再掲)>

格納容器破損モード	評価事故シーケンス*
①-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
①-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水失敗
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH発生
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI発生
④ 水素燃焼	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+長期冷却失敗
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+(格納容器注水成功)+デブリ冷却失敗

\* 下線で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す

#### <有効性評価を実施する格納容器破損モードと評価事故シーケンスの整理結果>

- ・ 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)【上記①-1, ①-2, ④】 → 2.1章にてご説明
- ・ 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)【上記①-1, ①-2】 → 2.2章にてご説明
- ・ DCH, FCI, MCCI【上記②, ③, ⑤】 → 2.3章にてご説明

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

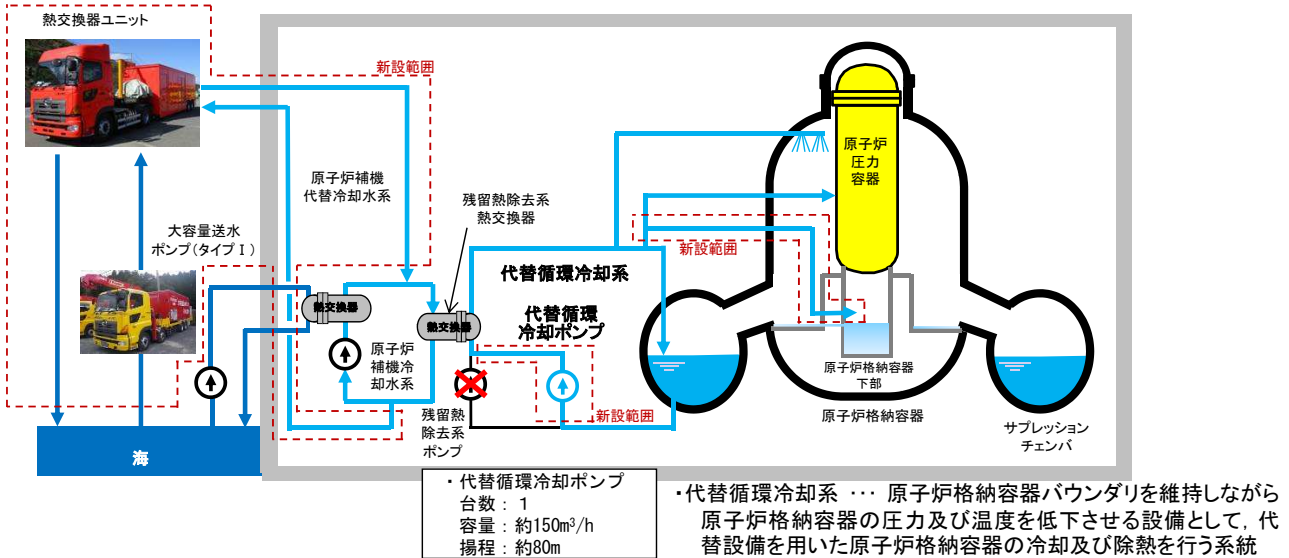
- 2.1 格納容器過圧・過温破損  
(代替循環冷却系を使用する場合)
- 2.2 格納容器過圧・過温破損  
(代替循環冷却系を使用できない場合)
- 2.3 DCH, FCI, MCCI

2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(1/6) 特徴と対策

■格納容器過圧・過温破損の特徴と対策

- ▶ 本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定される
- ▶ そのため、代替循環冷却系を使用する場合(2.1章)と使用できない場合(原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合)(2.2章)の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を実施
- ▶ 代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用

<代替循環冷却系(第18回安全性検討会にてご説明済)>



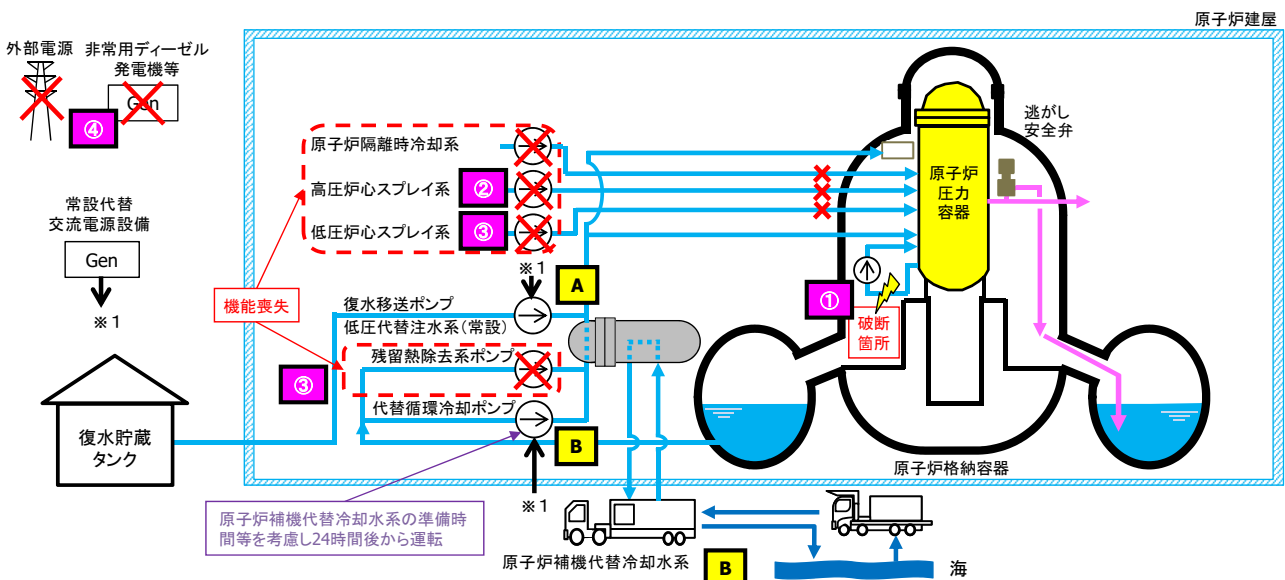
2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/6) 事象の概要

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の特徴

「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」を想定  
→配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)の対策概要

- A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- B. 代替循環冷却系+原子炉補機代替冷却水系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保





## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

30

### 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(3/6) 事象の概要

意見No.72関連質問

#### 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

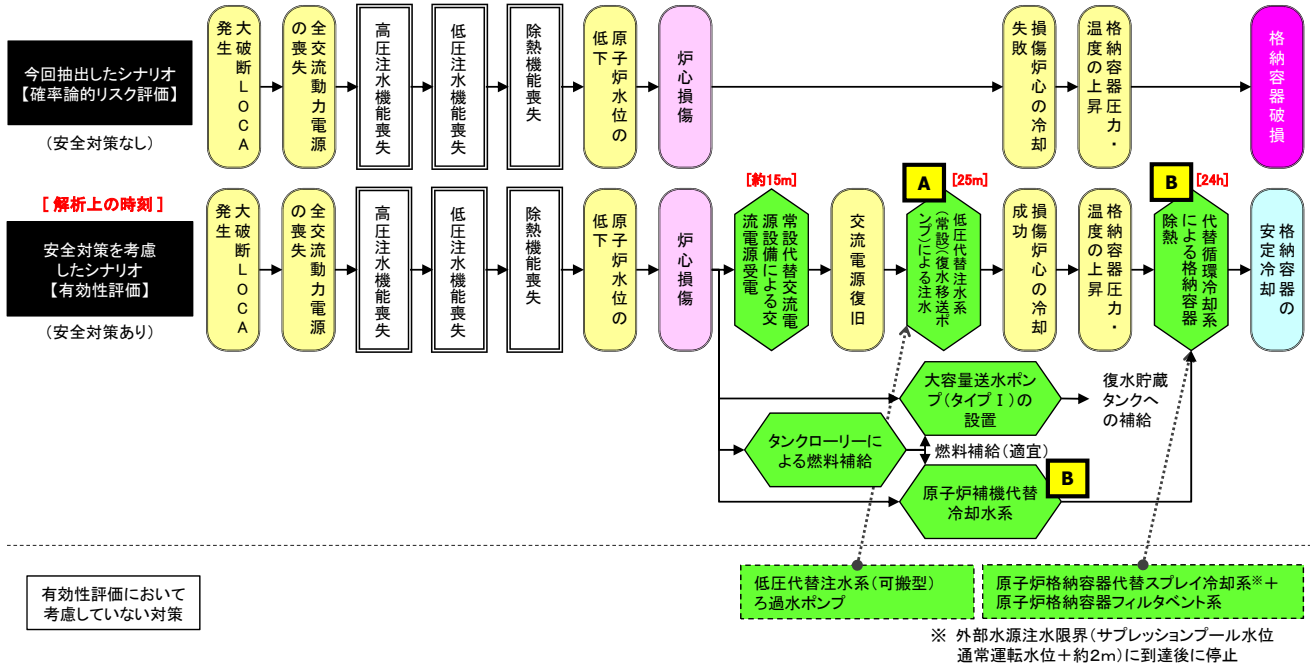
○ : プラント状態

□ : 確認/判断

◇ : 操作

■ : 重大事故対策

(重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)



有効性評価において考慮していない対策

※ 外部水源注水限界(サブプレッションプール水位通常運転水位+約2m)に到達後に停止

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

31

### 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(4/6) 有効性評価の結果

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

#### 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)における有効性評価の結果

- ・表1-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図1-1及び図1-2に示す

表1-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.536MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約178°C	200°C(格納容器限界温度)未滿

※: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

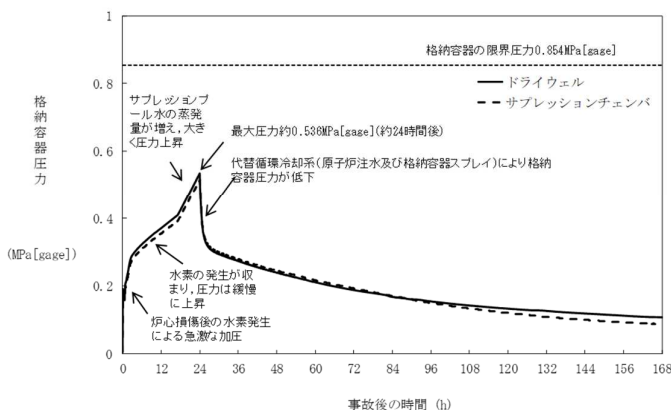


図1-1 格納容器圧力の推移

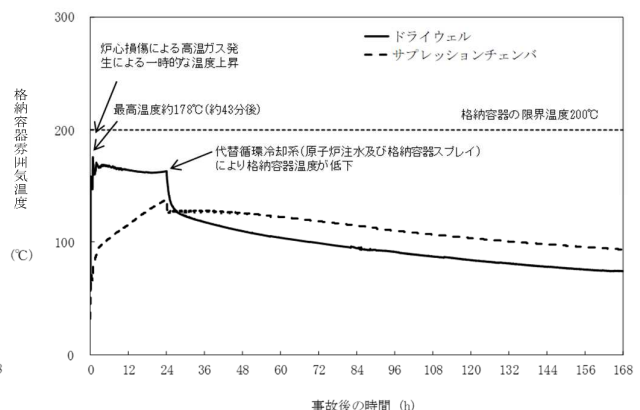


図1-2 格納容器雰囲気温度の推移

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(5/6) 水素燃烧

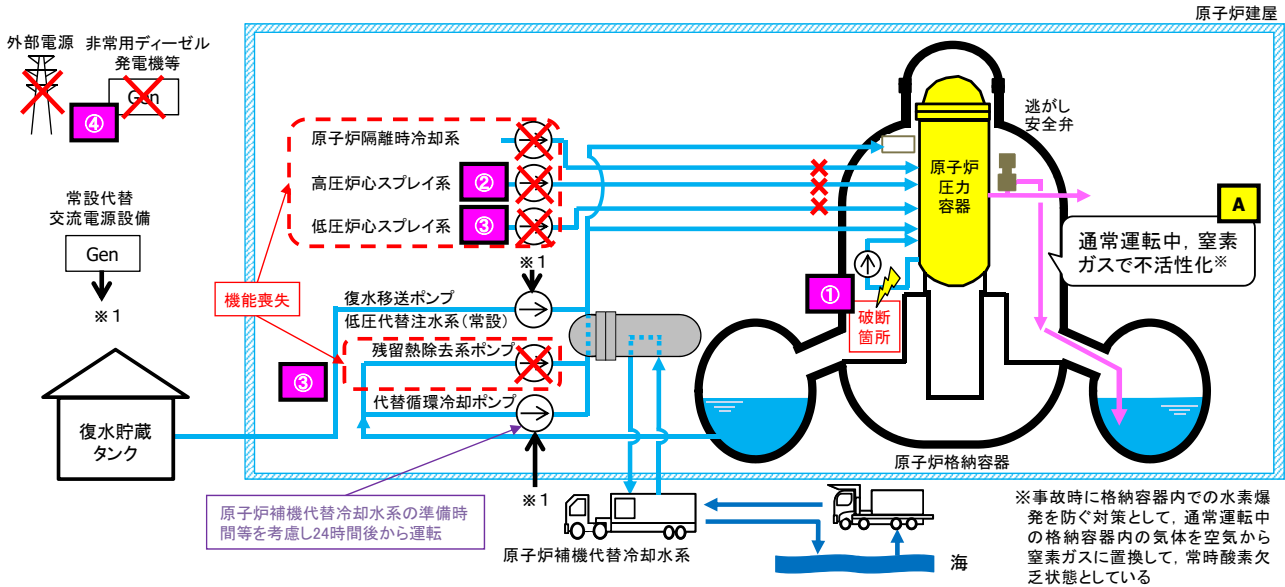
32

#### 格納容器破損モード「水素燃烧」の評価項目

評価項目: 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟(激しい燃烧)を防止すること。  
格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。

#### 事故想定と対策概要

事故想定: 「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」  
対策概要: A. 窒素置換により格納容器内の不活性化



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(6/6) 水素燃烧

33

#### 水素燃烧における有効性評価の結果

- ・表1-2に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・ドライウェル及びサブプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)を図1-3及び図1-4に示す

表1-2 解析結果

評価項目	解析結果		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度(ドライウェル)※	約2.4vol%	約2.8vol%	5vol%以下
酸素濃度(サブプレッションチェンバ)※	約2.1vol%	約3.4vol%	5vol%以下

※: 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後の値

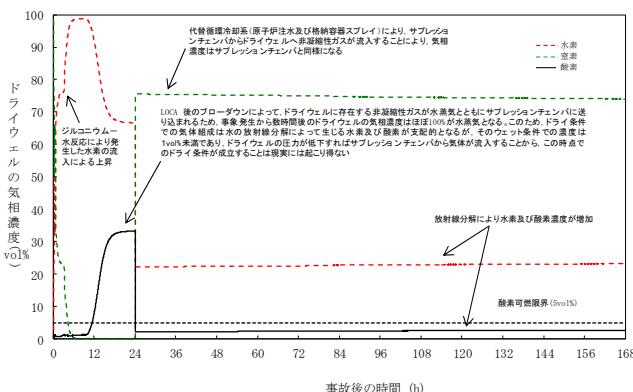


図1-3 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

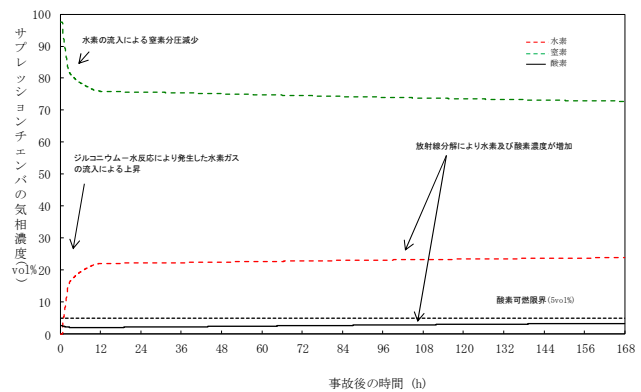


図1-4 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

- 2.1 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)
- 2.2 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)
- 2.3 DCH, FCI, MCCI

### 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

#### 2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/5) 事象の概要

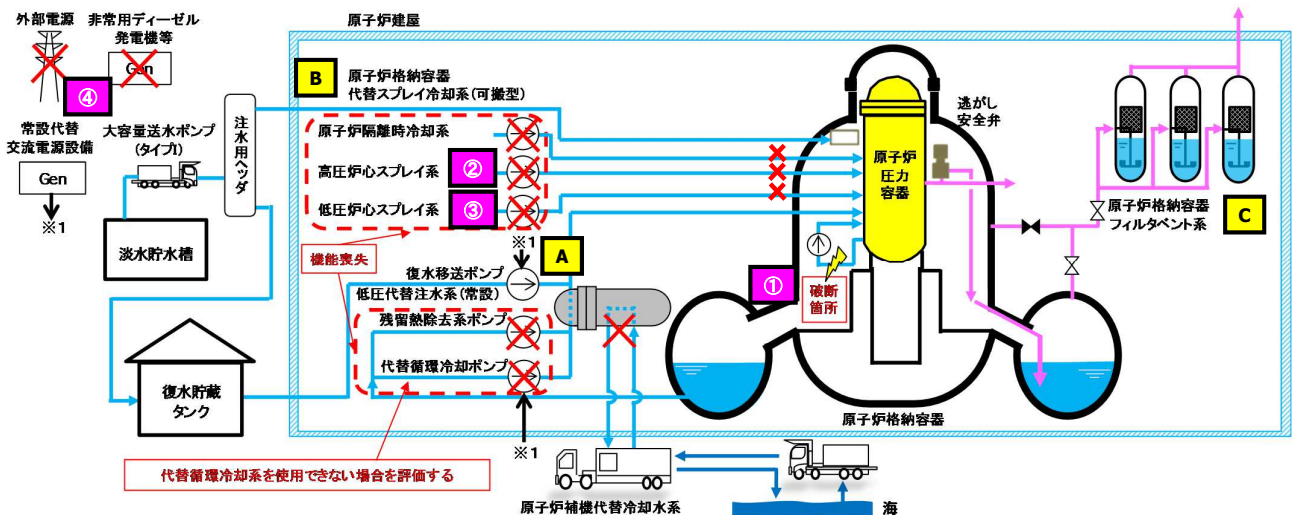
格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合※)の特徴

※原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

- ・「①大破断LOCA+②HPCS失敗+③低圧ECCS失敗+④全交流動力電源喪失」を想定
- ・配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇

格納容器過圧・過温(代替循環冷却系を使用できない場合)の対策概要

- A. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- B. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
- C. 原子炉格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



代替循環冷却系を使用できない場合を評価する

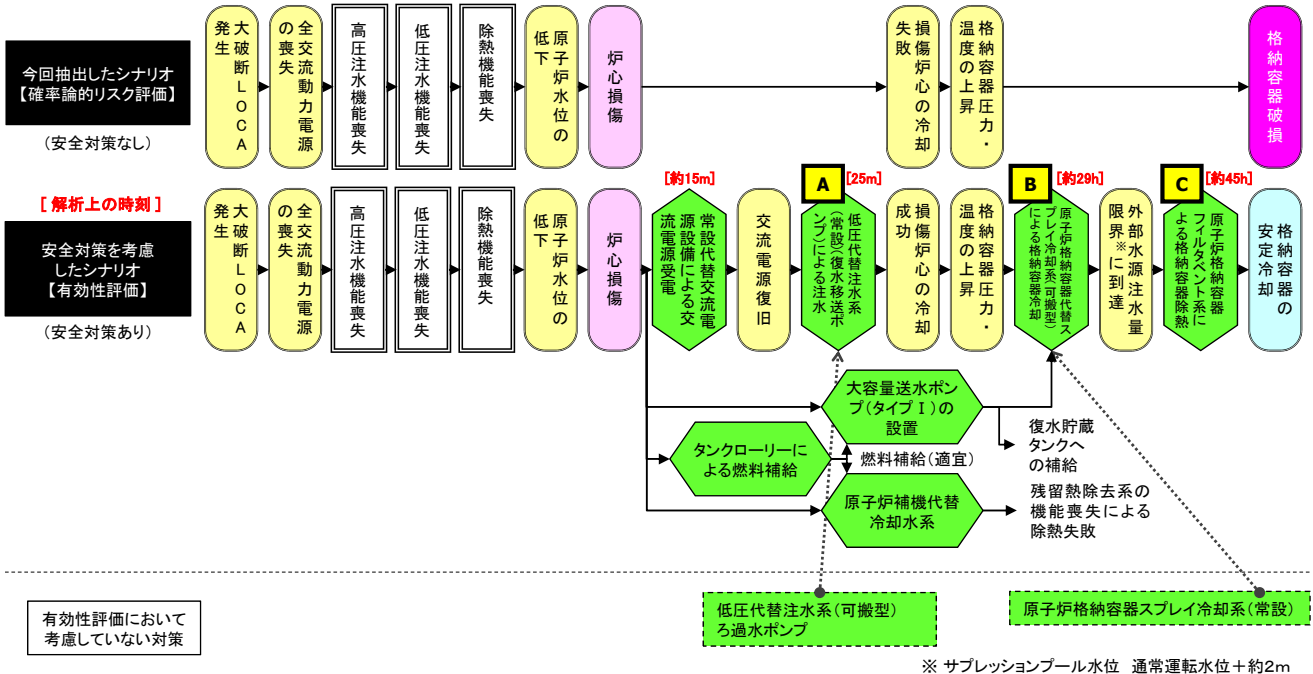
2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/5) 事象の概要

意見No.72関連質問

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

○ : プラント状態 □ : 確認/判断 △ : 操作 ■ : 重大事故対策  
 (重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)



※ サプレッションプール水位 通常運転水位+約2m

2.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/5) 有効性評価の結果

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)における有効性評価の結果

- ・表2-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2-1及び図2-2に示す

表2-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値※	約0.640MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未滿
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約178℃	200℃(格納容器限界温度)未滿

※: 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる時点において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

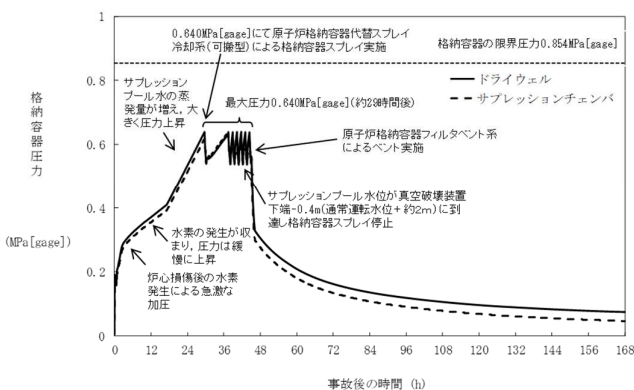


図2-1 格納容器圧力の推移

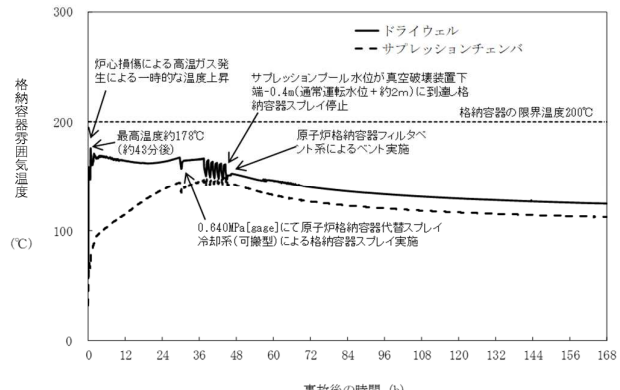


図2-2 格納容器雰囲気温度の推移

損傷炉心冷却開始時間の感度解析の結果

- ・運転員による操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも25分遅延(事象発生50分後に原子炉注水を開始)した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を実施
- ・有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持されることを確認(表2-2、表2-3、図2-3、図2-4参照)

表2-2 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生25分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (溶融炉心の圧力容器下部への移行は発生しない)
操作25分遅れのケース (事象発生50分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (溶融炉心の圧力容器下部への移行は発生しない)

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

表2-3 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器スプレイ開始時間	格納容器ベント時間
有効性評価のケース (事象発生25分後に原子炉注水開始)	約29時間後	約45時間後
操作25分遅れのケース (事象発生50分後に原子炉注水開始)	約30時間後	約46時間後

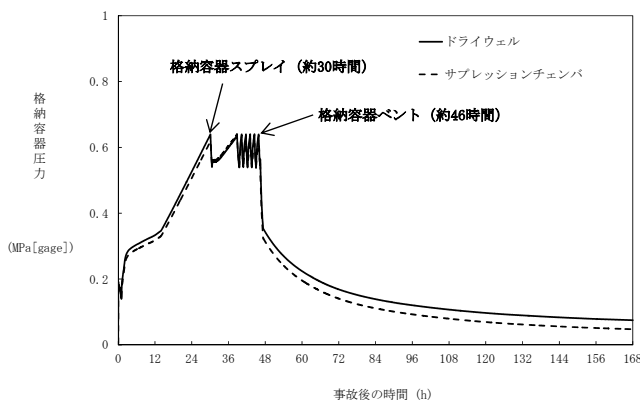


図2-3 操作25分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

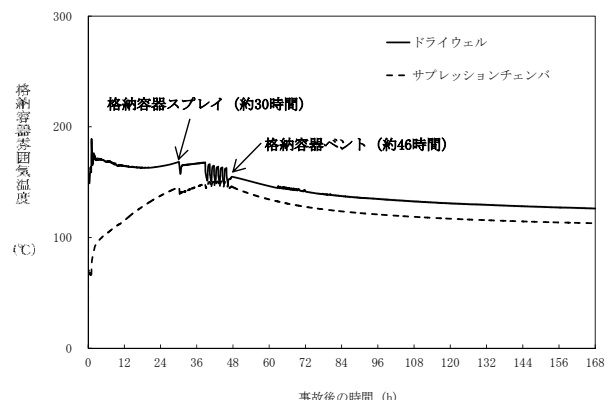


図2-4 操作25分遅れのケースにおける格納容器雰囲気温度の推移

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 格納容器過圧・過温破損  
(代替循環冷却系を使用する場合)
- 2. 2 格納容器過圧・過温破損  
(代替循環冷却系を使用できない場合)
- 2. 3 DCH, FCI, MCCI

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(1/8) 事象の概要

#### 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の特徴

・原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。

#### 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)の特徴

・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。

#### 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の特徴の特徴

・格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。さらに原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床の上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

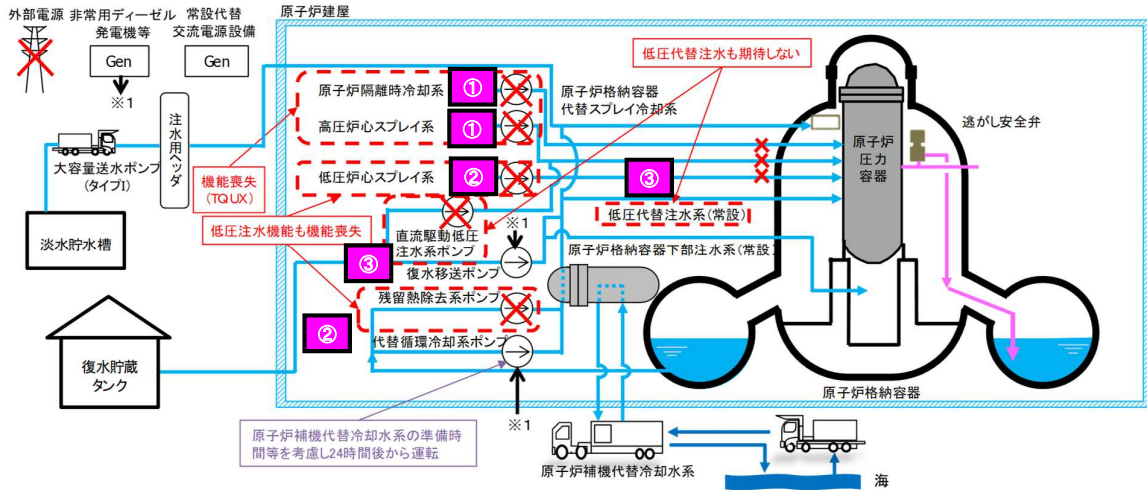
## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(2/8) 事象の概要

42

#### DCH, FCI, MCCIの事故想定

- ・ 事故想定: 「過渡事象+①高圧注水失敗+②低圧ECCS失敗」
- ・ ③重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しない(圧力容器破損を想定するため)



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(3/8) 対策の概要

43

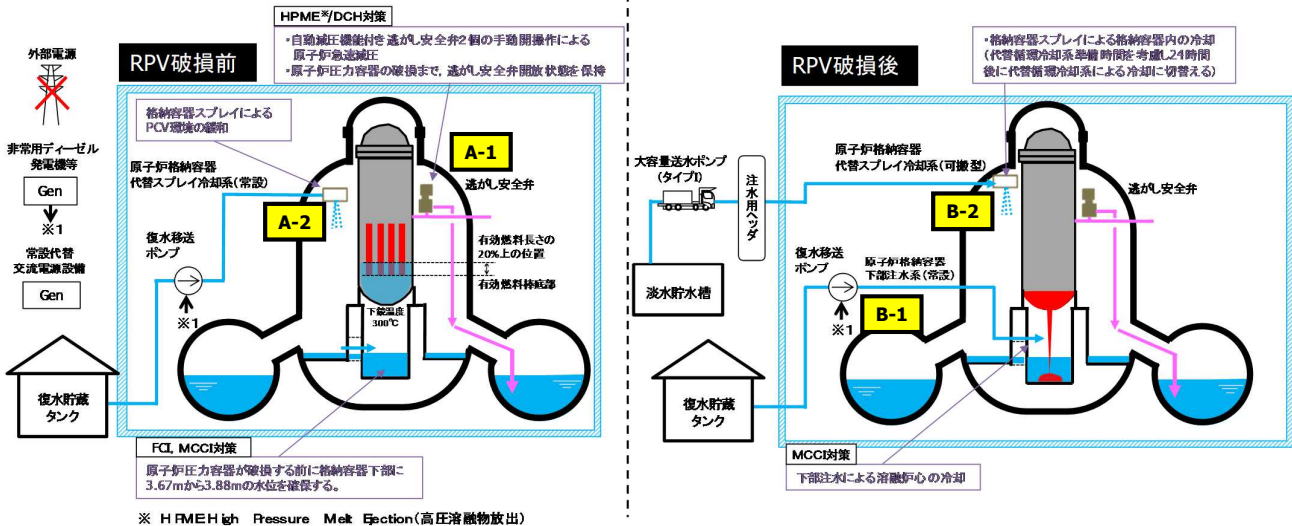
意見No.78関連

#### 対策① RPVが破損するまで

- A-1. 原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧し、原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁(自動減圧機能)の開放状態を維持【DCH対策】
- A-2. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部に3.67mから3.88mの水位を確保(原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達した時点で、注水を開始)【FCI, MCCI対策】

#### 対策② RPV破損後から代替循環冷却系の運転開始まで

- B-1. 原子炉格納容器下部注水系(常設)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持【MCCI対策】
- B-2. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系(可搬型)による格納容器スプレーにより格納容器内を冷却



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

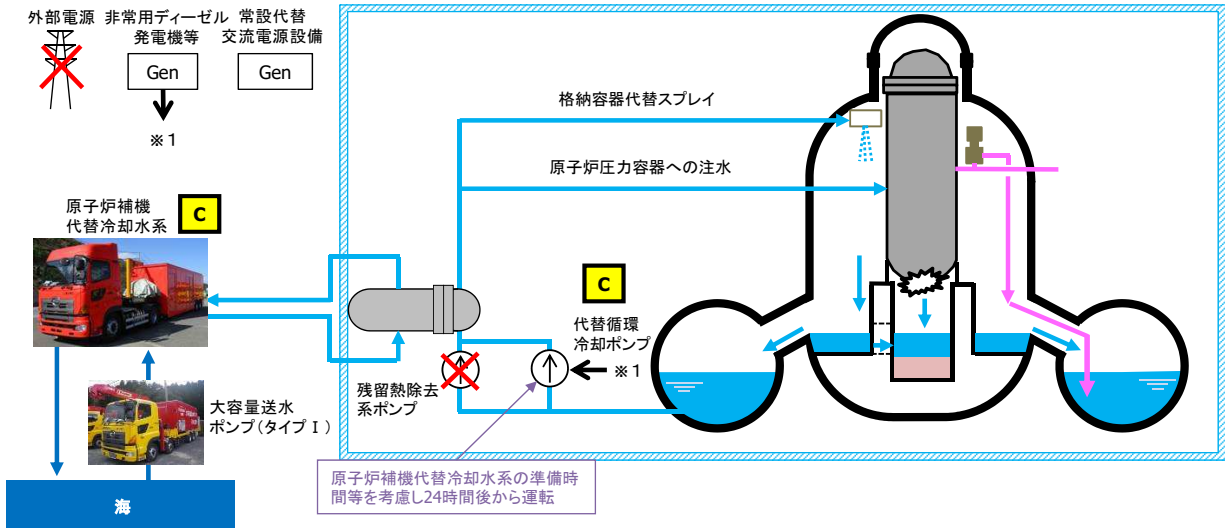
### 2.3 DCH, FCI, MCCI(4/8) 対策の概要

44

意見No.78関連

#### 対策③ 代替循環冷却系の運転開始後

C. 代替循環冷却系+原子炉補機代替冷却水系により、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。



## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(5/8) 事象の概要

45

意見No.72関連質問

#### DCH, FCI, MCCI

評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」※1

○ : プラント状態

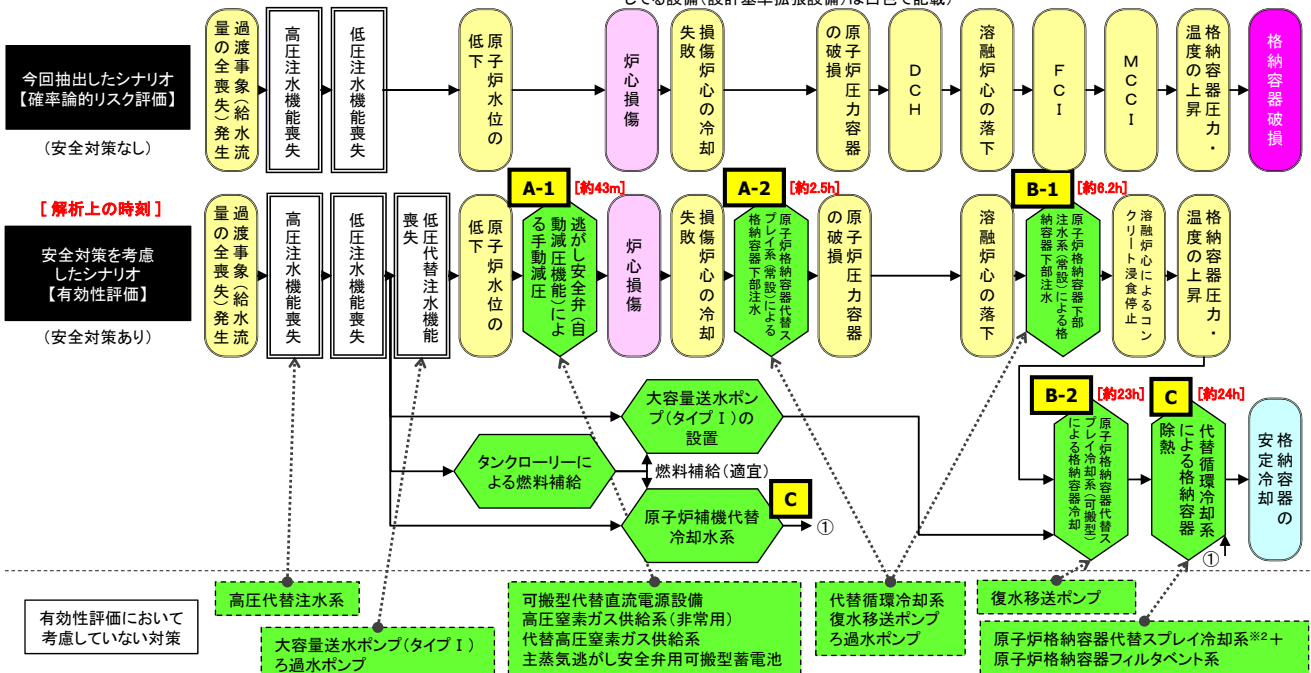
□ : 確認/判断

◇ : 操作

■ : 重大事故対策

(重大事故対策として期待している設備であるが、従前の許認可においても期待している設備(設計基準拡張設備)は白色で記載)

※1 DCHの評価事故シーケンスはTQUXであるが、安全対策ありのシナリオは同じとなるため、ここではFCI, MCCIの評価事故シーケンスであるTQUVを示す  
 ※2 外部水源注水限界(サブプレッションプール水位 通常運転水位+約2m)に到達後に停止





## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(6/8) DCHに係る有効性評価の結果

46

#### 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)における有効性評価の結果

- ・表3-1に示す評価項目について、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で原子炉を急速減圧することにより、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を図3-1及び図3-2に示す

表3-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	約0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]

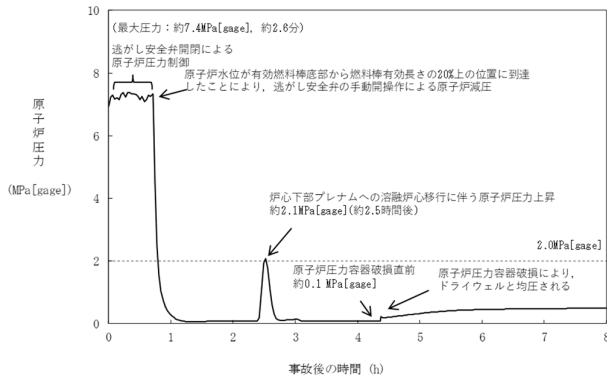


図3-1 原子炉圧力の推移

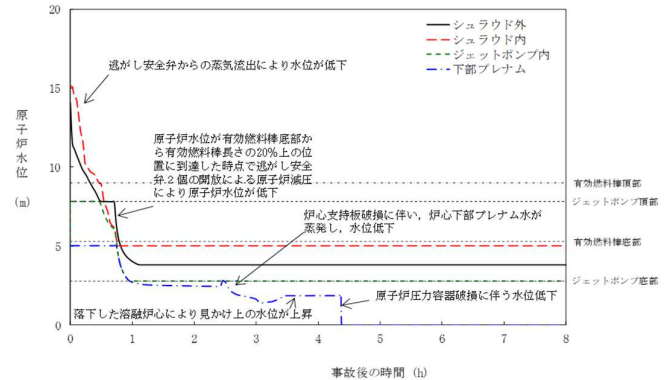


図3-2 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

## 2. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

### 2.3 DCH, FCI, MCCI(7/8) FCIに係る有効性評価の結果

47

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

#### 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)における有効性評価の結果

- ・表3-2に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3-3及び図3-4に示す

表3-2 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	200℃(格納容器限界温度)

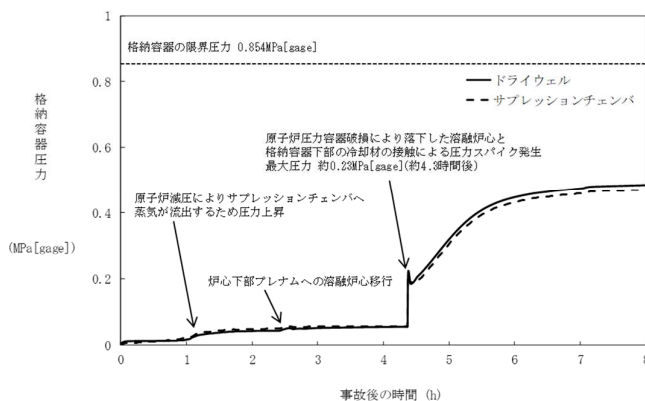


図3-3 格納容器圧力の推移

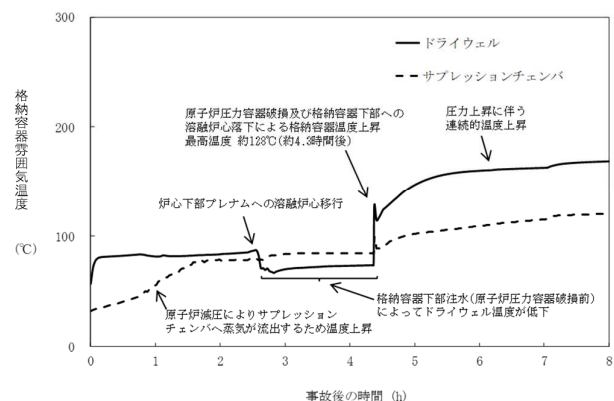


図3-4 格納容器雰囲気温度の推移

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)における有効性評価の結果

- ・表3-3に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認
- ・格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図3-5に示す

表3-3 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
格納容器下部床面のコンクリート侵食量※	約2cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
格納容器下部壁面のコンクリート侵食量※	約2cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる

※：溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる気体は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、溶融炉心・コンクリート水反応により生じる一酸化炭素の発生量は十分小さいことから、可燃性ガスとしての影響及び格納容器圧力への影響は無視できる。

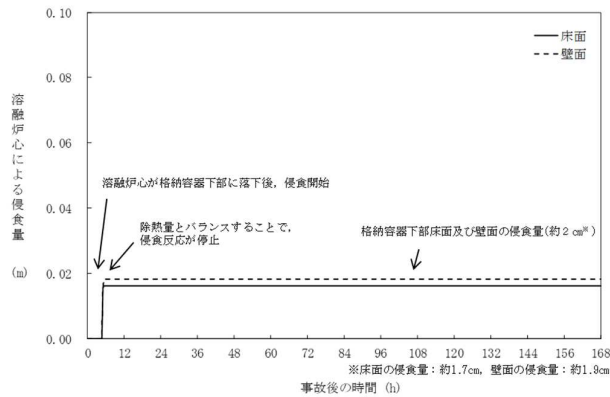


図3-5 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3.1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ

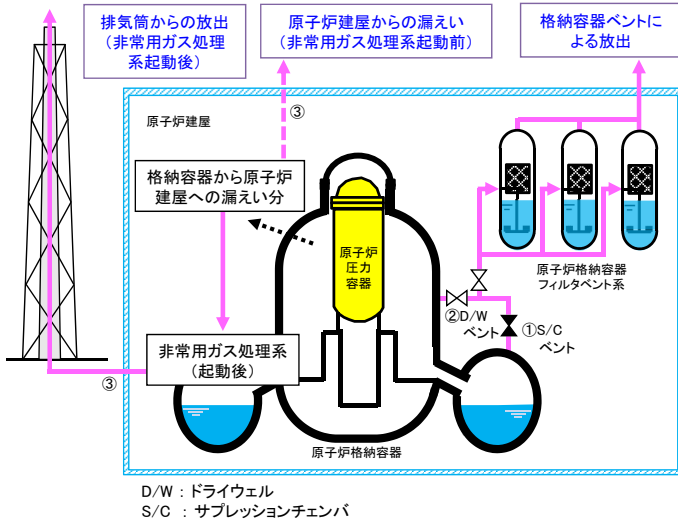
### 3. 適合性審査における主要な確認事項 3.1 大気中へのCs-137放出量評価(1/2)

50

#### ■大気中へのCs-137放出量の評価結果

- 大気中へのCs-137放出量評価を表1(次ページ参照)に示す評価条件にて実施し、判断基準(100TBq)を下回ることを確認

#### <Csの放出経路のイメージ>



#### <評価結果>

評価事象	放出経路 (左図参照)	評価結果※1
格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 $9.9 \times 10^{-1}$ TBq
格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)	D/Wベントライン (放出ルート②)※2	約 $3.2 \times 10^{-1}$ TBq
	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 $9.9 \times 10^{-1}$ TBq
	合計 (放出ルート②+③)	約1.4TBq
DCH, FCI, MCCI	建屋からの漏えい (放出ルート③)	約 $1.2 \times 10^{-1}$ TBq
【参考】 福島第一原子力発電所の事故時※3	—	約 $1.5 \times 10^4$ TBq

※1 事象発生時点から7日間の放出量を評価

※2 S/Cベントの場合、サプレッションプール水中を通過するため、水中で放射性物質が多く捕集され、D/Wベントに比べて放出量が少なくなることからD/Wベントの場合を評価

※3 「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—」(平成23年6月原子力災害対策本部)

### 3. 適合性審査における主要な確認事項 3.1 大気中へのCs-137放出量評価(2/2)

51

表1 大気中へのCs-137放出量評価条件

項目	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)	DCH, FCI, MCCI
格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい)	同左	事故発生直後 (なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約40分後から漏えい)
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。 MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした。 【開口面積】 1Pd以下 : 1.0Pdで 0.9%/日 1~1.5Pd : 1.5Pdで1.1%/日 1.5~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積	同左	同左
格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数)	10	同左	同左
格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・格納容器スプレーによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価	同左	同左
格納容器ベント開始時間	—(ベントを実施しない)	事故発生から約45時間後	—(ベントを実施しない)
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	—(ベントを実施しない)	希ガス:1, 粒子状放射性物質:1,000, 無機よう素:500, 有機よう素:50	—(ベントを実施しない)
原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後	同左	同左
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後	同左	事故発生直後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m <sup>3</sup> /h	同左	同左
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から70分後	同左	事故発生直後
原子炉建屋の換気率	・事故発生から70分後~168時間後: 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間: 無限大[回/日](原子炉建屋からの漏えい)	同左	・事故発生直後~168時間後: 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出)
非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	効果に期待しない	同左	同左

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3.1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ

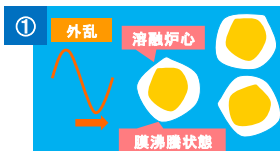
### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(1/12)

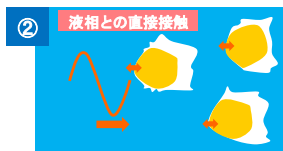
##### 背景

- ▶ 女川2号ではMCCIの対策として、溶融炉心の落下前に格納容器下部に水張りを実施する。そのため、溶融炉心落下時に急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる。このうち、衝撃波を伴うものを水蒸気爆発と呼ぶ。
- ▶ 水蒸気爆発が発生した場合において格納容器下部の原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、水蒸気爆発の可能性について確認を行った。

#### 水蒸気爆発の発生のメカニズム



粒子化した溶融炉心は膜沸騰状態(溶融炉心と液相の直接接触は発生しにくく、水蒸気爆発には至らない)。



外乱等※により、蒸気膜が不安定化し、局所的に溶融炉心と液相の直接接触が生じる。

※ 実験における外乱について55ページ参照



溶融炉心と液相の直接接触により、急激な蒸気発生及び溶融炉心の細粒化が生じる。

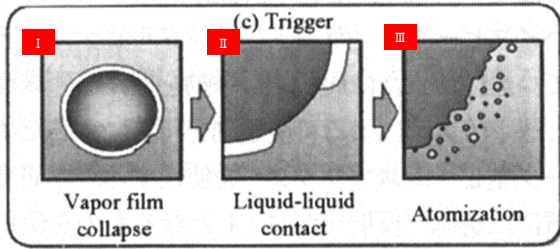
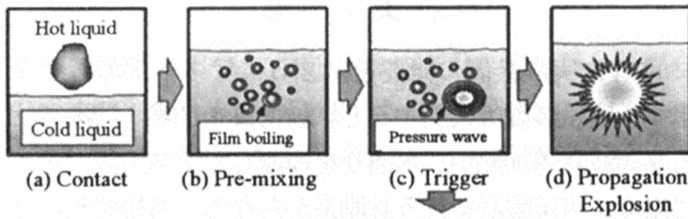


溶融炉心の細粒化に伴い、液相との接触が促進され、急激な蒸気発生が起こる。これに伴い圧力波が発生。

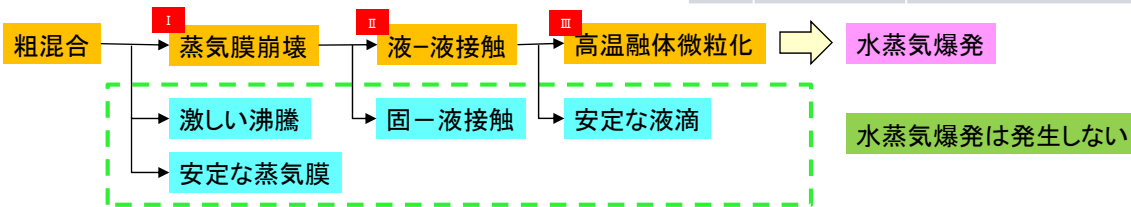
3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(2/12)

トリガープロセス

蒸気爆発にきっかけを与えるトリガー現象を構成する各素過程(トリガープロセス)を以下に示す。トリガープロセスは、蒸気膜崩壊、液-液接触及び高温融体微粒化の段階に分かれており、すべての素過程の条件を満たした場合に限り、水蒸気爆発が発生する<sup>[1]</sup>。



段階	現象の説明
[I] 蒸気膜崩壊 (Vapor Film collapse)	外部トリガーなどの外乱により蒸気膜が崩壊する。溶融液滴が膜沸騰状態を形成しなければ、激しい沸騰とともに固化されるため、水蒸気爆発は発生しない。逆に膜沸騰蒸気膜がとも安定ならば蒸気膜崩壊が発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
[II] 液-液接触 (Liquid-liquid contact)	液-液接触により熱伝達率が増加する。溶融液滴と低沸点液体の接触により界面温度が低下し、接触界面が固化しているならば固-液接触となり、液-液接触は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
[III] 高温融体微粒化 (Atomization)	高温融体の微粒化現象による飛躍的な接触面積の増加で伝熱が生じ、激しい蒸発により圧力波を発生する。溶融液滴自身が安定であれば高温融体微粒化は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。



[1] 阿部 豊他, "ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究", 日本機械学会論文集 (B編) 71巻 702号 (2005-2)

3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(3/12)

水蒸気爆発実験知見の整理

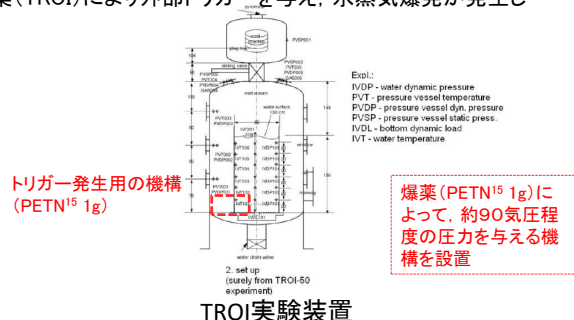
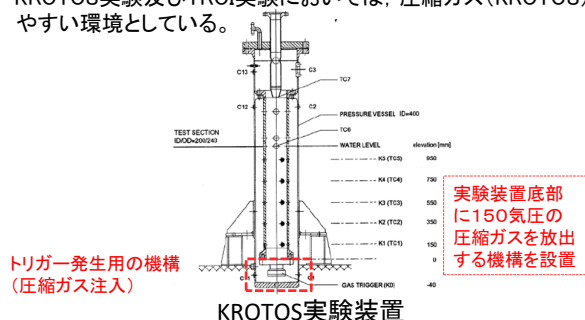
実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS及びTROIがあり、近年の論文も踏まえ、以下の内容を確認した<sup>[1-6]</sup>

- 上記実験のうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS, TROIの一部実験の特徴としては、水蒸気爆発時の挙動を確認する観点から、実機では想定されない外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていること、若しくは、実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。
- なお、KROTOSで外乱を与えることで水蒸気爆発が発生したのはサブクール度※が大きい実験ケースであるが、溶融物量が多くより実機体系に近いFAROやCOTELSではサブクール度が大きい実験ケースにおいても水蒸気爆発は発生していない。(溶融物量 KROTOS: 数kg, FARO: 100kg程度, COTELS: 50kg程度)

※ 対象として考えている液体について、その液体の圧力に相当する沸点(飽和温度)と実際の液温との差

外部トリガー(外乱)の付与

- 水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることが挙げられる。KROTOS実験及びTROI実験においては、圧縮ガス(KROTOS)又は爆薬(TROI)により外部トリガーを与え、水蒸気爆発が発生しやすい環境としている。



[1] V. Tyrrpel, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.  
 [2] J.H.Kim, et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004  
 [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Design, 2003, 222, p.1-15  
 [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.150, p.378-395  
 [5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 2006, 236 1998-2009  
 [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000  
 [7] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des., 1999, 189, p.379-389

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(4/12)

<外部トリガー(外乱)付与の実験結果>

- ・ TROI実験の主要な実験条件及び実験結果は以下のとおりであり、外部トリガーを与えた実験において水蒸気爆発が発生している。

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果<sup>[1-4]</sup>

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換率(%)
TROI	29	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (87/13)						-	No	-
	34	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	10.5	~3000 <sup>(注1)</sup>		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8 <sup>(注2)</sup>	~3000 <sup>(注1)</sup>	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	5.3	~3000 <sup>(注1)</sup>		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	8.1	~3000 <sup>(注1)</sup>	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)				-	-	-
	50	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-	-
	51	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike <sup>※</sup>	-

(注1) 参考文献[4]によれば各実験ケースの溶融物温度は下表の通り。上表にて記載した溶融物温度約3000Kの妥当性については、次ページにて記載。

実験ケース	溶融物温度 (K)
34	3670(max) (3343)
35	2990(max) (2793)
36	3510 (3214)
37	3380 (3109)

(注2) 参考文献[4]によれば溶融物質量は19.93kgと記載されているが以前の試験のデブリが残っていた分が含まれたため水中に落下した正確な溶融物質量は不明と記載されている(装荷溶融物量(18kg)より落下溶融物量(19.93kg)のほうが多くなっている)。同時期にシリーズとして実施されたTROI-34,36,37における装荷溶融物と落下溶融物の割合は、平均すると約44%程度であり、TROI-35においても同程度の割合と仮定すると、装荷した溶融物の18kgの約44%として8kgとなり、合理的な値であると考えている。

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

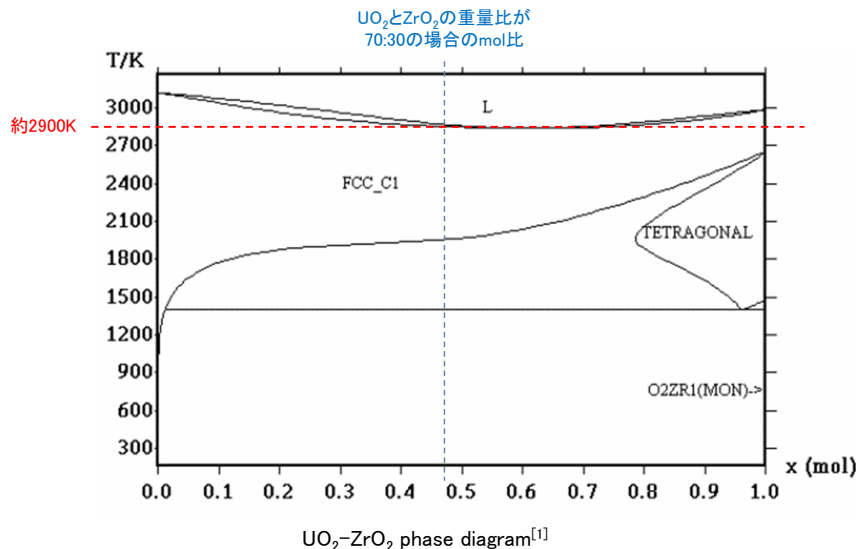
[1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, *Strasbourg University*, 2012, Ph.D.thesis.  
 [2] J.H.Kim, et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, *Proceedings of ICAPP' 04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004*  
 [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, *Nucl. Eng. Design*, 2003, 222, p.1-15  
 [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, *Nucl. Tech.*, 2007, Vol.158, p.378-395

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(5/12)

<TROI-34~37における溶融物温度の妥当性>

- ・ TROI-34~37では、二酸化ウランとジルコニアの溶融物を使用している。二酸化ウラン:ジルコニアが70:30の混合物は、固相線温度、液相線温度が約2800Kから約2900K(図1参照)であることから、溶融物の物性を踏まえ、引用した文献では溶融物温度が約3000Kと記載しているものと考えられる。



[1] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(6/12)

\* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて追加

##### <溶融物初期温度の設定>

- ・その他の水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。TROI実験の主要な実験条件及び実験結果は以下のとおりであり、溶融物温度を高く設定することで水蒸気爆発を発生しやすい条件としている。

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果<sup>[1-4]</sup>

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike※	-
	2	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO <sub>2</sub> /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO <sub>2</sub> /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	4.3	>3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	7.7	2600 (注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	6.5	3000 (注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)						-	No	-
	18	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (78/22)	9.1					-	-	-
	21	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
	24	ZrO <sub>2</sub>	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-
	25	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike※	-
	26	UO <sub>2</sub> /ZrO <sub>2</sub> (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike※	-

実機における溶融炉心温度: ≤約2600K

(注1) 参考文献[3]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程以上と推測されている。  
(注2) 参考文献[3]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

[1] V. Tyrrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, *Strasbourg University*, 2012, Ph.D.thesis.  
[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, *Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004*  
[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, *Nucl. Eng. Design*, 2003, 222, p.1-15  
[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, *Nucl. Tech.*, 2007, Vol.158, p.378-395

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(7/12)

##### 水蒸気爆発の可能性の確認

- ▶ 大規模実験において、水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、「溶融物温度が高い場合」又は「外部トリガーを与えた場合」と整理。大規模実験の条件と実機条件を比較した結果は以下のとおり。

##### 【溶融物温度】

- ・実機の溶融炉心は実験で使用されている溶融物である二酸化ウランやジルコニアより融点の低い鉄等が溶融することから、溶融物の初期の温度は実験条件よりも低くなる。

##### 【外部トリガー】

- ・初期水張りによって格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくいことから、実機において外部トリガーは発生しない。
- ・TROI実験では**爆薬(PETN<sup>15</sup>)**により約90気圧もの圧力により外部トリガーを与えている。実機である女川2号の有効性評価において、格納容器圧力上昇の観点で厳しい事象を想定した場合でも格納容器圧力の最大値は0.640MPa[gage](約6.4気圧)程度であり、大きな圧力変化は生じない。
- ・仮に外乱により蒸気膜が崩壊した場合であっても、実機の溶融炉心は過熱度が小さく、また冷却水との温度差が大きいため、溶融炉心と冷却水が接触した部分の温度が固化温度以下に下がり、表面が固化することから、液-液接触とならないと考えられる。

- ▶ したがって、実機において想定される条件において、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。
- ▶ また、実機における格納容器下部の水深は水蒸気爆発が発生した実験条件より深いため粒子化した溶融炉心が固化しやすいこと、BWRの原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構等の構造物が存在しているため水蒸気爆発の阻害要因となることから、実機における水蒸気爆発の発生確率を更に低減させると考えられる。
- ▶ ただし、水蒸気爆発が発生した場合における格納容器の健全性に対する影響を確認することは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考えられることから、仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価を実施した。

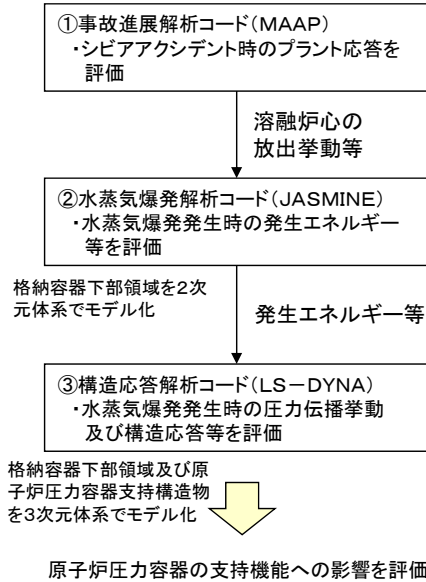
### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(8/12)

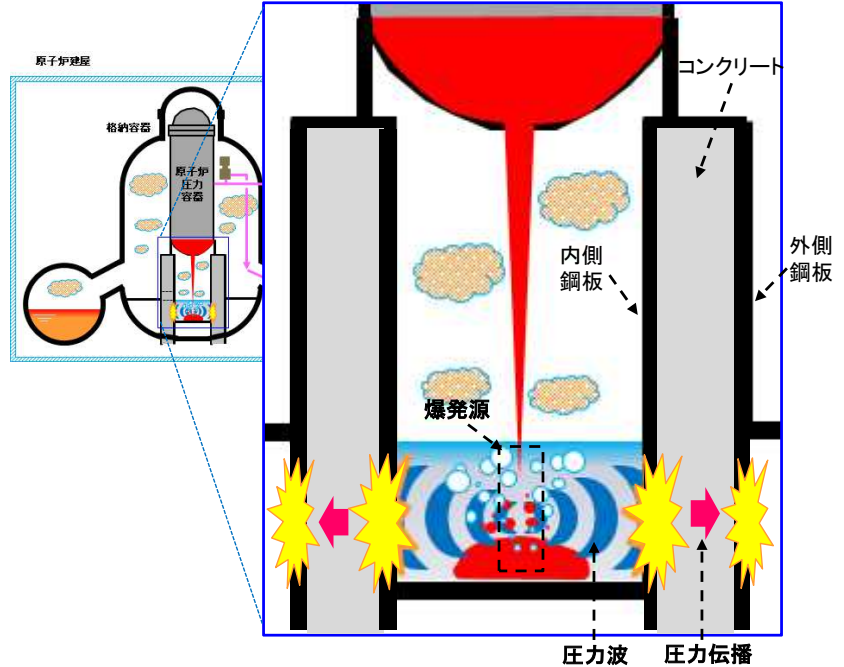
##### 水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価

- ▶ 仮に水蒸気爆発が発生した場合における原子炉圧力容器の支持機能への影響を以下の評価方法にて評価した。
- ▶ 評価に用いる解析コードは、有効性評価に使用している解析コードと同様に電力・メーカで確認を行っており、国の審査でも確認されている。

##### <評価方法>



##### <水蒸気爆発評価の概要図>



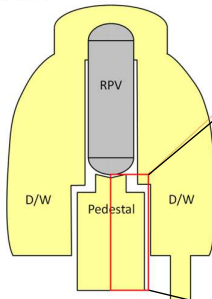
### 3. 適合性審査における主要な確認事項

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(9/12)

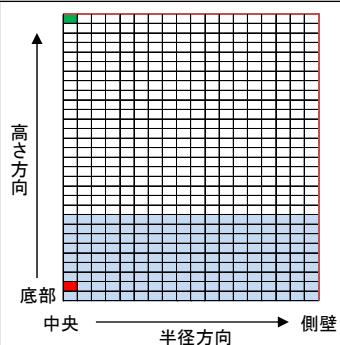
##### 水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価条件(JASMINE)

- ▶ JASMINE評価では、MAAPにおける溶融炉心の放出挙動等を入力として、水蒸気爆発発生時の運動エネルギーを評価している。
- ▶ 評価体系は下図のとおりであり、円柱状の格納容器下部を半径方向と高さ方向にメッシュ状に分割している。また、評価条件は下表のとおりであり、保守的な評価条件を設定することで、水蒸気爆発により発生するエネルギーを保守的に評価している。

##### <評価体系>



##### ペDESTルの評価体系(メッシュ分割)



- 水プール
- 爆発源
- ジェット流入位置
- 壁(側壁等を模擬)

##### <主な評価条件>

項目	解析条件	想定される実現象	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の破損径※	0.2m	計装管等の局所的な小口径(0.0357m程度)の破損が発生し、固相を巻き込んで緩やかに流出	落下する溶融炉心の量が多い方が厳しい評価になることから、溶融炉心の全量が短時間に格納容器下部に落下するという保守的な条件を考慮して設定
格納容器下部水位	4.2m	初期水張りの管理水位の上限として格納容器下部水位3.88mを設定しているため、原子炉圧力容器破損時の下部水位は3.88m以下	格納容器下部水位が高い方が厳しい評価となることから、物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mの水位を設定
水蒸気爆発発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング	水蒸気爆発は発生しない	発生エネルギーが最も大きくなるように設定

※ MAAP評価における設定



### 3. 適合性審査における主要な確認事項

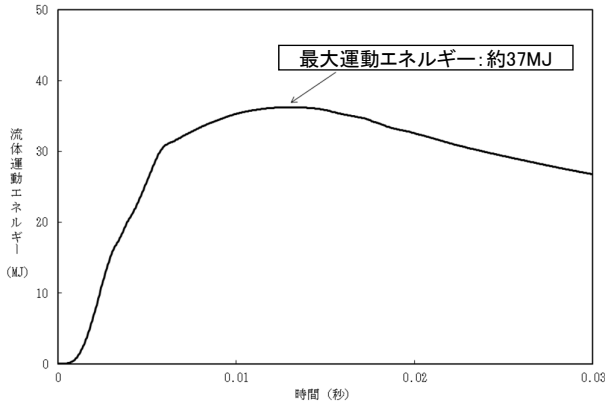
62

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(10/12)

##### 水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価結果(JASMINE)

- JASMINE評価の結果、水蒸気爆発により発生する最大運動エネルギーは約37MJとなった。
- 水蒸気爆発により発生するエネルギーの評価において、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータである。下表に示すとおり、二酸化ウランを使用した水蒸気爆発実験であるTROI実験(SERENA2)におけるエネルギー変換効率は最大でも2.49%であり、女川2号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率(約4.0%)のほうが大きいことから、最新の水蒸気爆発実験を踏まえても保守的な評価となっている。

##### <水蒸気爆発によるエネルギーの推移>



[1]堀田, 森田, 梶本, 丸山「JASMINE Version 3fによる溶融燃料-冷却材相互作用SERENA2実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌(2017)

##### <エネルギー変換効率>

・TROI実験(SERENA2)におけるエネルギー変換効率<sup>[1]</sup>

TS1	TS2	TS3	TS4	TS6
0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%

・女川2号のエネルギー変換効率: 約4.0%

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

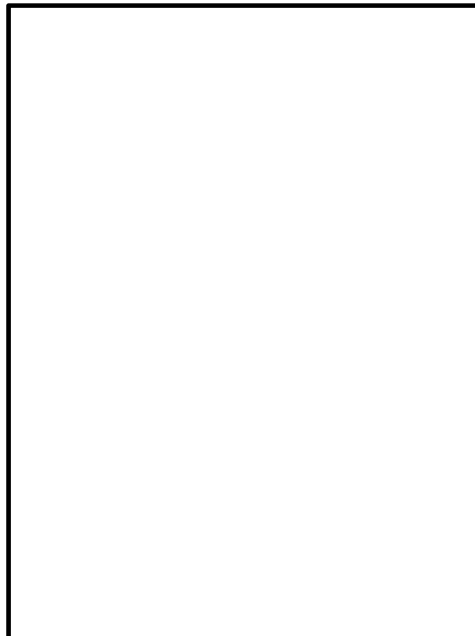
63

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(11/12)

##### 水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価条件(LS-DYNA)

- LS-DYNA評価では、JASMINE評価から得られた水蒸気爆発発生時のエネルギーを入力として、原子炉圧力容器支持構造物にかかる応力等を評価している。
- 評価体系は下図のとおりであり、格納容器下部周辺をメッシュ状に3次元に分割している。また、評価条件は下表のとおりであり、圧力源の内部エネルギーとしてJASMINE評価結果の運動エネルギーの最大値を再現する値を用いることで、保守的な評価となっている。

##### <評価体系>



##### <主な評価条件>

項目	解析条件
圧力源の位置	格納容器下部中央
圧力源の内部エネルギー	<input type="text"/> (JASMINE評価結果の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

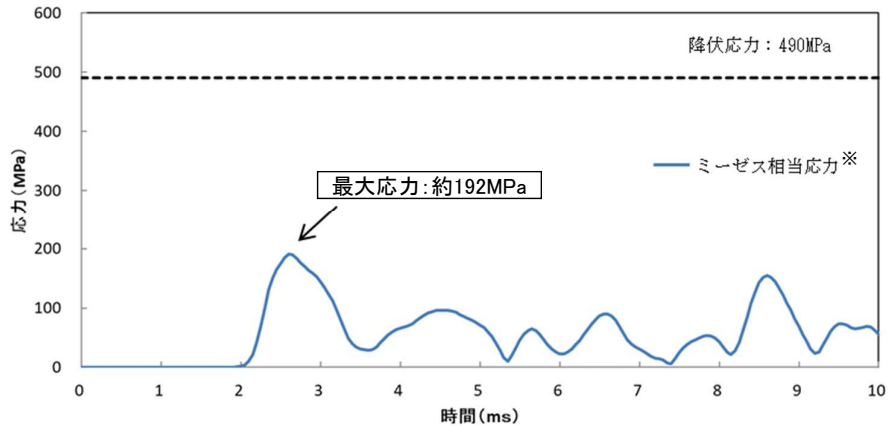
64

#### 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価(12/12)

##### 水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価結果(LS-DYNA)

➤ LS-DYNAによる評価の結果、女川2号炉の格納容器下部の体系では、外側鋼板にかかる最大応力は約192MPaとなり、外側鋼板の降伏応力(490MPa)を大きく下回ることから、原子炉圧力容器の支持機能に影響は生じない。なお、構造上、格納容器下部の外側鋼板のみで原子炉圧力容器の支持が可能であるため、外側鋼板にかかる応力の評価を示している。

##### <外側鋼板にかかる応力の推移>



※ ミーゼス相当応力による評価は、水蒸気爆発の評価のように多くの応力成分が作用する多軸応力場において、降伏評価を行う代表的な評価方法

65

### 3. 適合性審査における主要な確認事項

- 3.1 大気中へのCs-137放出量評価
- 3.2 水蒸気爆発の可能性確認及び水蒸気爆発発生を仮定した評価
- 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ

### 3. 適合性審査における主要な確認事項 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ(1/2)

66

意見No.76関連

#### ■格納容器下部の初期水張り高さの設定の考え方

- 初期水張りの水位は、水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方がよく、MCCI(コンクリート侵食、溶融炉心の冠水)の観点では高い方がよい
- 女川2号炉においては、水位の上限として4.2m水位における水蒸気爆発評価及び水位の下限として2.8m水位におけるMCCI評価を実施
- その範囲内において、3.67mから3.88mの間で水位計により初期水張り水位を管理

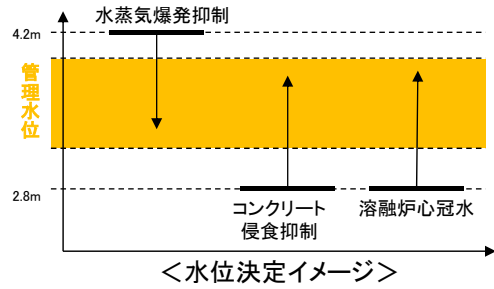


表1 格納容器水位における感度解析結果

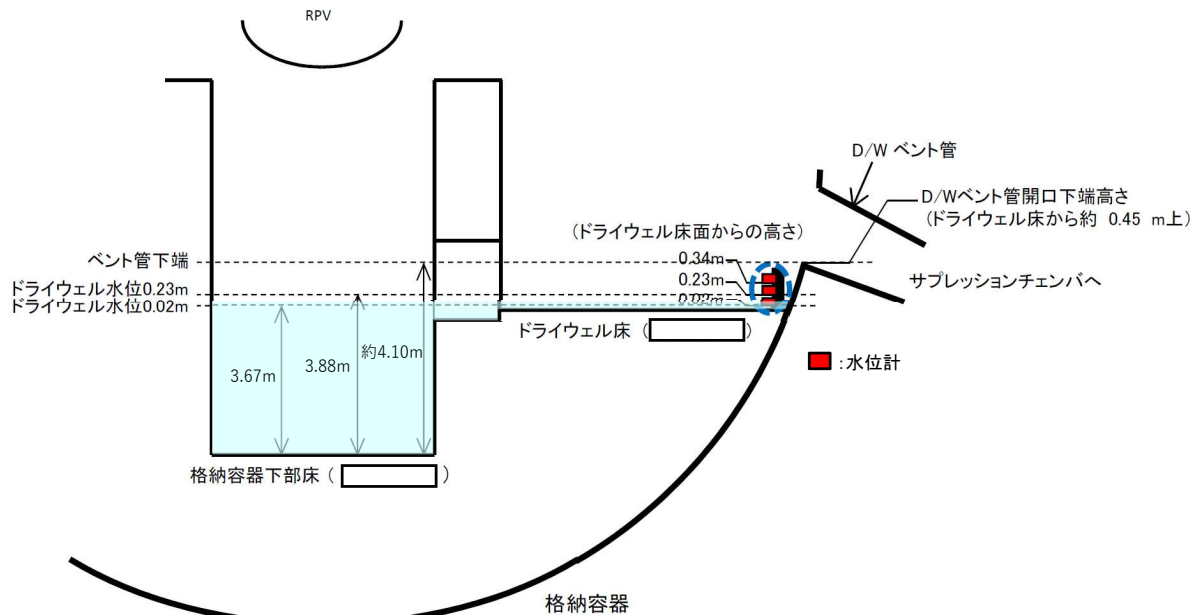
項目	評価	評価結果	判定基準
水蒸気爆発(参考評価)	物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mにおける評価にて格納容器の健全性を確認している。よって、4.2m以下の水位を管理水位とする。	約192MPa	490MPa
コンクリート侵食量	格納容器下部水位2.8mにおける評価にて格納容器の健全性を確認している。よって、2.8m以上の水位を管理水位とする。	床面: 約3cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
		壁面: 約3cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
溶融炉心の冠水評価	格納容器下部水位2.8mにおける評価にて溶融炉心の冠水維持を確認している。よって、2.8m以上の水位を管理水位とする。	RPV破損から約45分後で露出	格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分であり、時間余裕がある

### 3. 適合性審査における主要な確認事項 3.3 格納容器下部の初期水張り高さ(2/2)

67

意見No.76関連

#### ■参考図 格納容器下部の水位について



## 4. 適合性審査の状況

## 4. 適合性審査の状況

- 有効性評価(格納容器破損防止対策)について、当社はこれまでに審査会合を11回実施
- 直近の第720回審査会合(令和元年5月30日)においては、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

主な質問・指摘事項	回 答
<p>代替循環冷却系について、代替循環冷却系運転開始以降の格納容器温度をより効率的に低下させるための運用を検討すること。</p>	<p>代替循環冷却系運転開始以降の格納容器除熱について、代替循環冷却系にて原子炉注水し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)にて格納容器冷却する運用としていたが、格納容器温度をより効率的に低下させる方法について検討し、代替循環冷却系の設備変更を行い、原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運用により格納容器除熱する方法を採用した。</p>
<p>原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧のタイミングに関する検討について、減圧タイミングを変化させたケースにおいても、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力が2.0MPa[gage]以下に低減されていることを提示すること。</p>	<p>減圧タイミングを変化させたケースにおいても原子炉圧力容器破損時における原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回ることを示した。</p>

# 5. これまでのご意見に対する回答

## 5.1 意見No.77への回答(1/2)

### 意見No.77

- 格納容器フィルターベント設備の性能及び運用等について説明すること。(設備の性能について、第18回安全性検討会(8月2日)にご説明済)

#### 1. 原子炉格納容器フィルタベント系の位置付け

炉心の著しい損傷が発生した場合、代替循環冷却系により原子炉格納容器の過圧による破損を防止することが可能であるが、代替循環冷却系が使用できない場合は原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器の過圧による破損を防止する。ここでは、ベントに係る判断基準等について説明する。

#### 2. 原子炉格納容器フィルタベント系の運用(手順)

##### (1)ベントの準備, 実施判断基準について

###### a. 炉心損傷前の判断基準

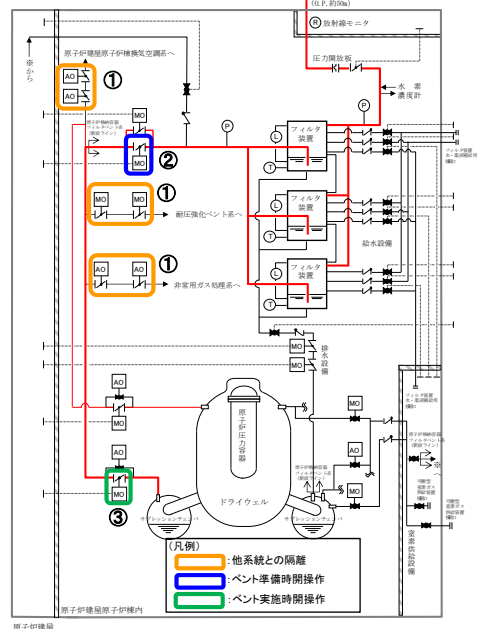
炉心状態	判断基準	操作内容
炉心損傷前	[ベント準備] 格納容器圧力0.384MPa[gage](0.9Pd)到達	・他系統との隔離(図中①弁の閉止確認) ・「FCVSベントライン隔離弁」の開操作※(図中②弁の開放)
	[ベント実施] 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pd)到達	・「S/Cベント用出口隔離弁」の開操作※(図中③弁の開放)

※: 中央制御室から遠隔操作ができない場合、現場にて手動操作を実施する。

###### b. 炉心損傷判断後の判断基準

炉心状態	判断基準	操作内容
炉心損傷判断後	[ベント準備] 格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達	・操作内容は炉心損傷前と同様
	[ベント実施] 外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」)到達	

- 上記のほか、下記のような場合にもベント実施の判断をする。
- 格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.3vol%及びウエット条件で1.5vol%に到達した場合
  - 原子炉建屋内水素濃度が2.3vol%に到達した場合
  - 格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合

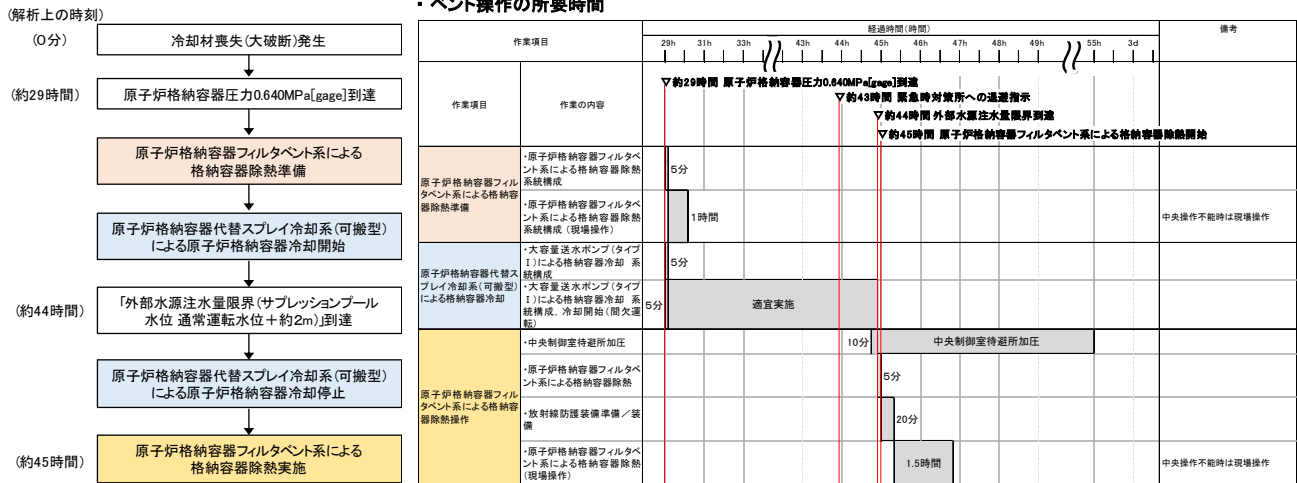


原子炉格納容器フィルタベント系 概要図

## 5.1 意見No.77への回答(2/2)

### 3. ベント操作について

有効性評価(格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」)における事象進展(第1図)及びベント操作の所要時間について以下に示す。



第1図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」時における対応手順概要

## 5.2 論点No.71関連質問への回答(1/3)

### 【論点No.71関連質問】

- ・PRAのピアレビューにおいてどのようなコメントがあったのか例示していただきたい。【兼本委員】

#### ■ピアレビューの目的

- 日本原子力学会標準においては、PRAの品質を確保するための方策として、ピアレビュー実施に関する留意点が記載されており、米国においても「ASME/ANS RA-Sa-2009」にてピアレビューの要求事項が記載されている
- このため、事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施

#### ■ピアレビュー結果の概要

- ピアレビューの結果、日本原子力学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」はなく、PRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された

(確認事項)

- 日本原子力学会標準との整合性



「PRAの妥当性」を確認

- 国内及び海外レビューアより、PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」を得た。これら「推奨事項」については、より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得、評価の説明性向上に資するものである

(品質向上)

- より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得
- 説明性の向上



「品質向上」に繋がる推奨事項を得た  
(次ページに例を示す)

表 海外レビュー及び国内レビューのコメント及び対応方針(「品質向上」に繋がる推奨事項の例)

分類	観点	コメント内容	対応方針
運転時レベル1 PRA	現実的な評価	運転員が設備の操作等に失敗する確率の評価を行う人間信頼性解析については、運転員へのインタビューにより、評価に関連する情報を得ることができる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の評価では、運転員に対するインタビューは実施していない</li> <li>運転員へのインタビューを行うことで、<b>より適切な人間信頼性解析が可能</b>であると考えられるため、今後実施する安全性向上評価におけるPRAにおいて実施する</li> </ul>
		大LOCAの発生頻度について、具体的な破断箇所を特定せずに設定しているが、原子炉圧力容器に接続されている配管の運転温度、圧力等の相違を考慮し、個別配管毎にLOCAの発生頻度を設定することを推奨する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>個別配管毎のLOCAの発生頻度を設定しても複数の注水手段があり、炉心損傷頻度評価に対して影響が小さいと考えられることから、現状、具体的な破断箇所を特定せずに設定している</li> <li><b>感度解析としてECCS配管の溶接線の数と配管径に基づく評価により、個別配管毎のLOCA発生頻度を設定し、影響を確認した(次ページに確認内容を示す)</b></li> <li>個別の配管毎のLOCAの評価については、今後実施する安全性向上評価におけるPRAにおいて実施する</li> </ul>
		RHR(残留熱除去系)の空調設備の共通原因故障のモデル化等の検討が望まれる。	<ul style="list-style-type: none"> <li>RHRポンプ自体の共通原因故障は既に考慮されているが、RHRの空調設備の共通原因故障は、空調設備の設置箇所が異なることから、考慮していなかった</li> <li>空調設備が共通原因故障により機能喪失した場合、RHRポンプも同時に機能喪失するため、RHR起動タイミングが同一であること、同じ設備であることを考慮し、モデル化を行う</li> </ul>

■ピアレビュー結果を踏まえた検討

- 感度解析としてECCS配管等(図1)の溶接線の数と配管径(表1)に基づく評価を実施し、評価の結果、ベースケースと大きな差異がないことを確認(表2)
- 適合性審査においては、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの等の選定」の観点では影響がないものの、**より現実的な評価によるリスクプロファイルの獲得のため、今後詳細化を検討する**

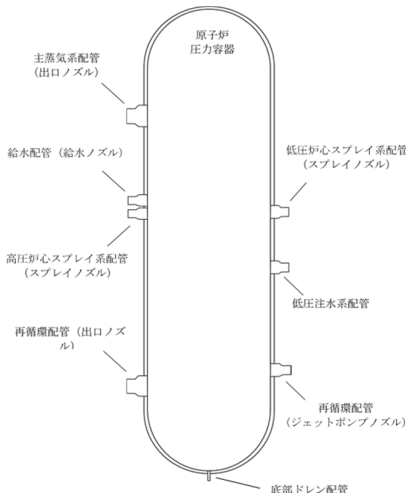


図1 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管

表1 各系統の配管口径別の溶接線数とLOCA発生頻度

	溶接線数 <sup>※1</sup>		配管破断発生頻度	
	100A 以上	100A 未満	大破断 LOCA <sup>※2</sup>	中破断 LOCA <sup>※3</sup>
HPCS				
RCIC				
LPSCS				
RHR-A <sup>※5</sup>				
RHR-B <sup>※5</sup>				
RHR-C <sup>※5</sup>				
その他の原子炉圧力バウンダリ				
合計				

- ※1: 溶接線数は、クラス1機器の検査カテゴリB-F及びB-Jから抽出した。
- ※2: 大破断 LOCA 発生頻度 2.0E-05 (/炉年)
- ※3: 中破断 LOCA 発生頻度 2.0E-04 (/炉年)
- ※4: 溶接線数 0 の場合、発生頻度算出の際に 0.5 と仮定した。
- ※5: RHR の溶接線数を 3 系統で平均した。

表2 ベースケースと参照評価の炉心損傷頻度比較

	大破断 LOCA	中破断 LOCA
本評価における炉心損傷頻度 (/炉年) (ベースケース)	3.4E-09	3.4E-08
参照評価における炉心損傷頻度 (/炉年)		

ベースケースと参照評価の炉心損傷頻度に大きな差異はない

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

# 新規制基準適合性審査申請

## 重大事故等対処施設

### <(8)重大事故対策>

#### - 格納容器破損防止

(No.69,71~73,77,78関連)

## 補足資料

令和元年8月30日  
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

## 目次

1

1. 炉心損傷および格納容器破損防止対策の有効性評価の概要
2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA
3. 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
4. 評価事故シーケンスの選定理由
5. 格納容器破損モードの選定結果
6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価
  - 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)
  - 6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)
  - 6.3 DCH, FCI, MCCI
7. その他のベント準備, 実施基準
8. PRAにおける事故シーケンスグループの表記方法
9. 重大事故時のアクセスルート状況確認及び復旧について
10. 外部水源注水量限界について
11. 水素燃焼評価に用いるG値の妥当性
12. 気相濃度の推移の補足説明
13. Mark-II型格納容器について
14. シェルアタックを除外する理由について



## 1. 炉心損傷および格納容器破損防止対策の有効性評価の概要

### 炉心損傷防止対策

炉心損傷に至る可能性のあるシナリオ(事故シーケンス)の分析

喪失する安全機能によって事故シーケンスグループを選定

事故シーケンスグループ毎に事象進展の厳しさを考慮してシナリオ(重要事故シーケンス)を選定

炉心損傷防止の対策

解析によりシビアアクシデント対策の有効性を確認

### 格納容器破損防止対策

**炉心損傷を前提**に格納容器破損に至る可能性がある事故シナリオ(物理化学現象)を抽出

想定すべき格納容器破損モードを選定

格納容器破損モード毎に事象進展の厳しさを考慮してシナリオ(評価事故シーケンス)を選定

格納容器破損防止の対策

解析によりシビアアクシデント対策の有効性を確認

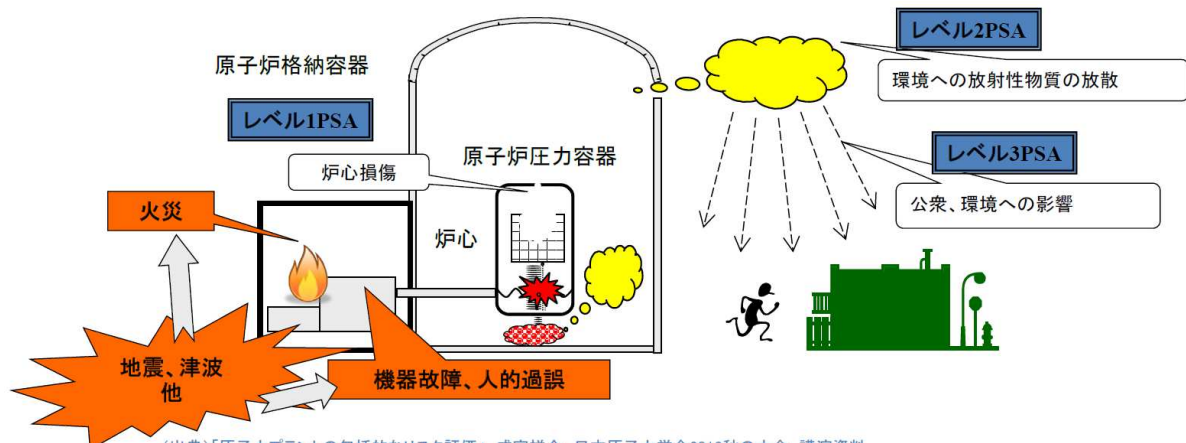
## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(1/6)

### ■PRAの評価レベルによる分類

- レベル1PRA : 炉心損傷頻度の評価までを行うリスク評価
- レベル2PRA : 環境へ多量の放射性物質を放出する事故シーケンスの発生頻度(格納容器破損頻度)および放出放射性物質の種類・量の評価までを行うリスク評価
- レベル3PRA : レベル2PRAで得られた発生頻度と放出放射性物質の種類・量をもとに、公衆のリスクの評価まで行うリスク評価

### ■新規制基準適合性審査におけるPRAの評価レベル

- 炉心損傷頻度および格納容器破損頻度のリスク評価までを行い、放出放射性物質の種類・量の評価は行っていない(レベル1.5PRA)



## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(2/6)

### ■プラント損傷状態別の発生頻度

➢ レベル1PRAの事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を基に、プラント損傷状態別の発生頻度を定量化

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (／炉年)
TQUX	1.9E-07
TQUV	2.9E-11
TW	5.5E-05
長期TB	6.1E-11
TBU	1.3E-12
TBP	9.3E-13
TBD	4.5E-12
AE	4.2E-14
S1E	3.3E-12
S2E	5.5E-14
ISLOCA	2.4E-09
TC	3.9E-09
合計	5.5E-05

プラント損傷状態別の発生頻度

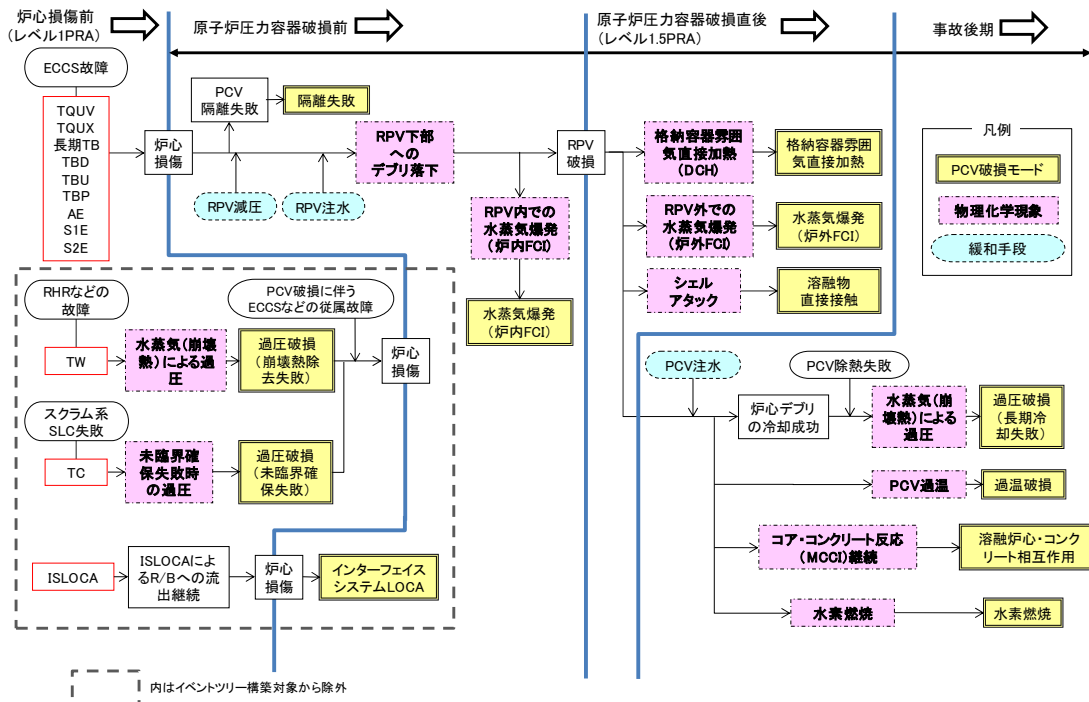
プラント損傷状態	発生頻度 (／炉年)
TQUX	1.9E-07
TQUV	2.9E-11
TW	5.5E-05
長期TB	6.1E-11
TBU	1.3E-12
TBP	9.3E-13
TBD	4.5E-12
AE	4.2E-14
S1E	3.3E-12
S2E	5.5E-14
ISLOCA	2.4E-09
TC	3.9E-09
合計	5.5E-05



## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(3/6)

### ■物理化学現象及び格納容器破損モードの抽出

➢ 事故シーケンス(下図の赤枠)毎に、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備などの緩和設備の動作状態を考慮し物理化学現象及び格納容器破損モードを抽出



## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(4/6)

### ■抽出した格納容器破損モード

- 格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、格納容器の破損形態を分類するため、格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定

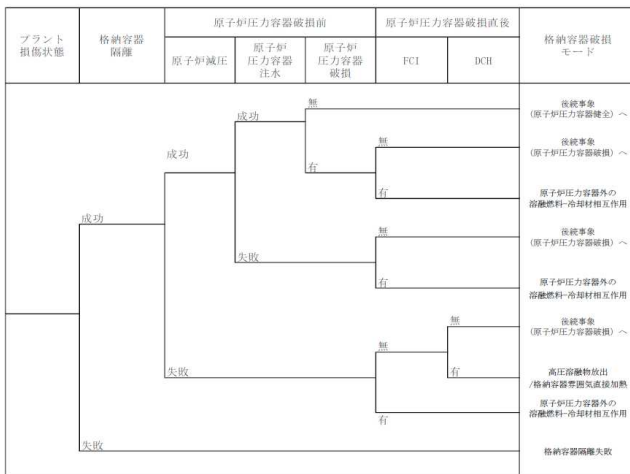
格納容器の状態		格納容器破損モード	破損モードの説明
健全性維持		原子炉圧力容器内事故収束	損傷炉心は原子炉圧力容器内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。
		格納容器内事故収束	原子炉圧力容器破損に至るが、損傷炉心は格納容器内で冷却され、残留熱除去系による崩壊熱除去に成功するモード。
バイパス		インターフェイスシステムLOCA	格納容器をバイパスして炉内インベントリが外部に放出されるモード。
格納容器隔離失敗		隔離失敗	事故後に核の容器の隔離に失敗するモード。
物理的破損	格納容器先行破損	過圧破損(未臨界確保失敗)	原子炉の停止に失敗したため、大量に発生し続ける水蒸気によって格納容器が過圧され、格納容器先行破損に至るモード。事故後早期に格納容器破損が生じる。
		過圧破損(崩壊熱除去失敗)	炉心への注水には成功するものの崩壊熱の除去に失敗、水蒸気蓄積によって過圧され格納容器先行破損に至るモード。事故後後期に格納容器破損が生じる。
	炉心損傷後の格納容器破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によって格納容器が破損するモード。
		格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損するモード。
		溶融物直接接触	シェルアタックにより格納容器が破損するモード。
		過温破損	ドライウェル貫通部あるいはフランジ部の過温によって格納容器が破損するモード。
		過圧破損(長期冷却失敗)	損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によりサプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇して破損するモード。
		溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用によって圧力容器支持機能が喪失し、格納容器が破損するモード。
水素燃焼	水素燃焼によって格納容器が破損するモード。		

## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(5/6)

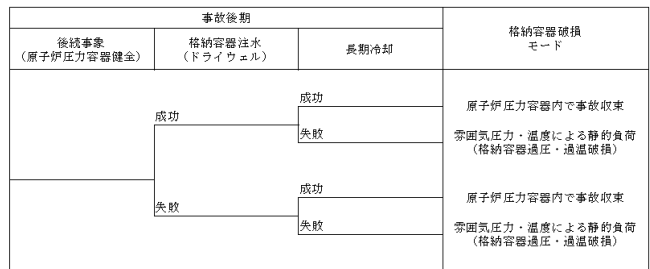
### ■格納容器イベントツリー

- 事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理

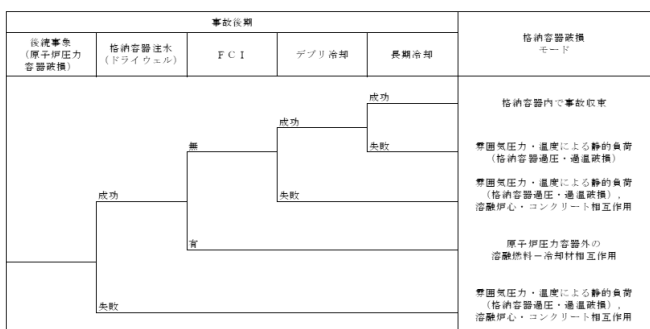
原子炉圧力容器破損前及び破損後のイベントツリー



事故後期(原子炉圧力容器健全)のイベントツリー



事故後期(原子炉圧力容器破損)のイベントツリー

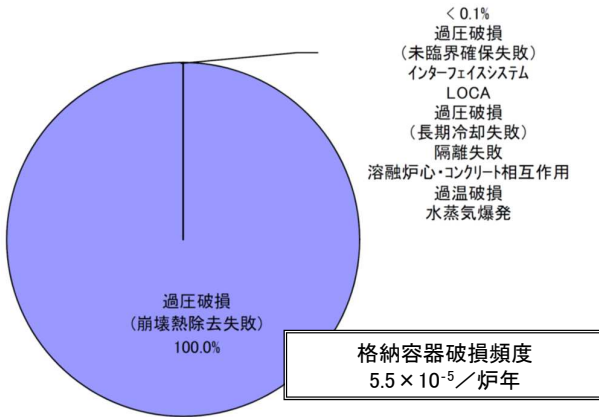


## 2. 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA(6/6)

意見No.69関連

### ■レベル1. 5PRAの評価結果

- 女川2号炉のプラント全体の格納容器破損頻度は、 $5.5 \times 10^{-5}$  / 炉年
- 格納容器破損モード別では、過圧破損(崩壊熱除去機能失敗)のリスクが最も大きい(重大事故対策等を除くと、崩壊熱を除去する設備は残留熱除去系(2系統)のみとなるため)
- 適合性審査においては、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認

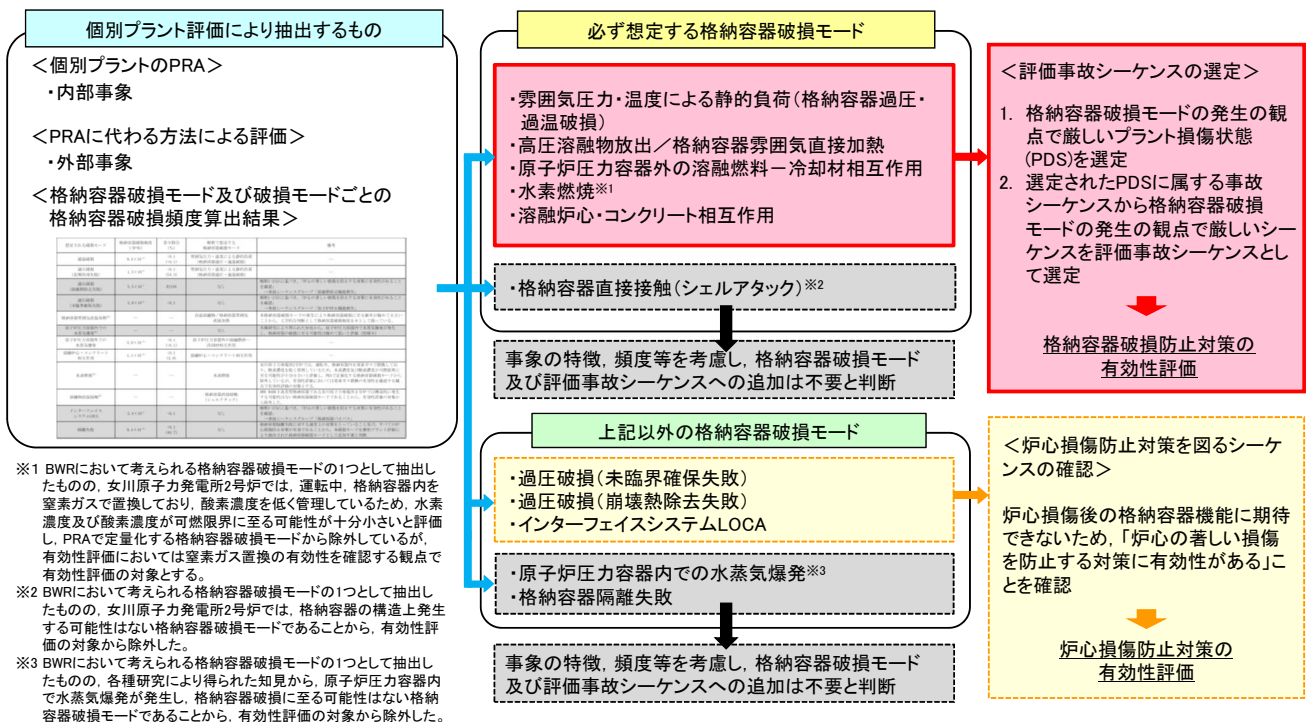


格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/ 炉年)
過温破損	9.4E-13
過圧破損(長期冷却失敗)	1.3E-09
過圧破損(崩壊熱除去失敗)	5.5E-05
過圧破損(未臨界確保失敗)	3.9E-09
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00
水蒸気爆発	5.0E-15
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-10
水素燃焼	0.0E+00
溶融物直接接触	0.0E+00
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09
隔離失敗	9.4E-10
合計	5.5E-05

## 3. 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



## 4. 評価事故シーケンスの選定理由(1/3)

### ■格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定理由

- 格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定しており、その選定理由を下表に示す。

表 評価事故シーケンスの選定理由(1/3)

格納容器破損モード	評価事故シーケンスの選定理由
①-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	<p><b>【評価事故シーケンス】大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失</b></p> <p>➢ LOCAにECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなるため、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための事故シーケンスとして、LOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失事象の重畳を考慮している。</p>
①-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	<p>➢ LOCAに属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断LOCAを起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとしての包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定している。</p>
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	<p><b>【評価事故シーケンス】過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗</b></p> <p>➢ 本格納容器破損モードに含まれる事故シーケンスのうち、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点ではTQUX、TBD、TBU及びS2Eが厳しく、高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX、TBD、TBU及びS2Eに有意な違いはないことから、本格納容器破損モードを代表する事故シーケンスとしてTQUXを選定している。</p> <p>➢ TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」を評価事故シーケンスとして選定している。</p> <p>➢ 逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧が完了し、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱を防止できる状態となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p>

## 4. 評価事故シーケンスの選定理由(2/3)

表 評価事故シーケンスの選定理由(2/3)

格納容器破損モード	評価事故シーケンスの選定理由
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	<p><b>【評価事故シーケンス】過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</b></p> <p>➢ 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考えられ、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられるため、高圧状態で破損するTQUX、TBU、TBD及び長期TBは選定対象から除外する。</p> <p>➢ LOCAは、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から高温の冷却材が流出し格納容器下部に滞留する可能性があるが、FCIによる水蒸気爆発は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、格納容器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCAは選定対象から除外する。</p> <p>➢ よって、本格納容器破損モードにおいて厳しい事故シーケンスとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。</p> <p>➢ TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」を評価事故シーケンスとして選定している。</p>
水素燃焼	<p><b>【評価事故シーケンス】大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失</b></p> <p>➢ 原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他の事故シーケンスに大別できる。</p> <p>➢ LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他の事故シーケンスに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の事故シーケンスよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、格納容器下部での溶融炉心-コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ事故シーケンスでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考えられる。</p> <p>➢ 炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。</p> <p>➢ これらのことから、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定している。</p> <p>➢ 有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価している。</p>

## 4. 評価事故シーケンスの選定理由(3/3)

表 評価事故シーケンスの選定理由(3/3)

格納容器破損モード	評価事故シーケンスの選定理由
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用	<p><b>【評価事故シーケンス】過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。</li> <li>原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えられ、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられるため、高圧状態で破損するTQUX, TBD, TBU, 長期TB及び小破断LOCAは選定対象から除外する。</li> <li>原子炉圧力容器が低圧破損に至る事象として、TQUV(TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む)、中破断LOCA及び大破断LOCAが抽出されるが、LOCAは格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。</li> <li>よって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい事故シーケンスとして、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しいTQUVを選定する。</li> <li>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+格納容器注水成功+デブリ冷却失敗)」を評価事故シーケンスとして選定している。</li> </ul>

## 5. 格納容器破損モードの選定結果

### ■ 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	解釈で想定する格納容器破損モード	備考
格納容器物理的破損	過温破損	$9.4 \times 10^{-13}$	<0.1 (<0.1)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (長期冷却失敗)	$1.3 \times 10^{-9}$	<0.1 (54.3)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	—
	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	$5.5 \times 10^{-5}$	約100	なし	炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認。 →事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
	過圧破損 (未臨界確保失敗)	$3.9 \times 10^{-9}$	<0.1	なし	炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認。 →事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」
	格納容器雰囲気直接加熱※1	—	—	高温溶融物/格納容器雰囲気直接加熱	本格納容器破損モードの発生により格納容器破損に至る確率が極めて小さいことから、工学的な判断として格納容器破損頻度を0として扱っている。
	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発※1	—	—	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価。
	原子炉圧力容器外での水蒸気爆発	$5.0 \times 10^{-15}$	<0.1 (<0.1)	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	$1.1 \times 10^{-10}$	<0.1 (4.9)	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
	水素燃焼※1	—	—	水素燃焼	女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
溶融物直接接触※1	—	—	格納容器直接接触 (シェルアタック)	BWR MARK I 改良型格納容器である女川原子力発電所2号炉では構造的に発生する可能性はない格納容器破損モードであることから、有効性評価の対象から除外した。	
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	$2.4 \times 10^{-9}$	<0.1	なし	炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」
格納容器隔離失敗	隔離失敗	$9.4 \times 10^{-10}$	<0.1 (40.7)	なし	格納容器隔離失敗に対する運用上の対策をとっていること及び、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、本破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加不要と判断。

ハッチング：内部事象運転レベル1、5PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

( )：格納容器先行破損に至るシーケンスを除いた場合の寄与割合

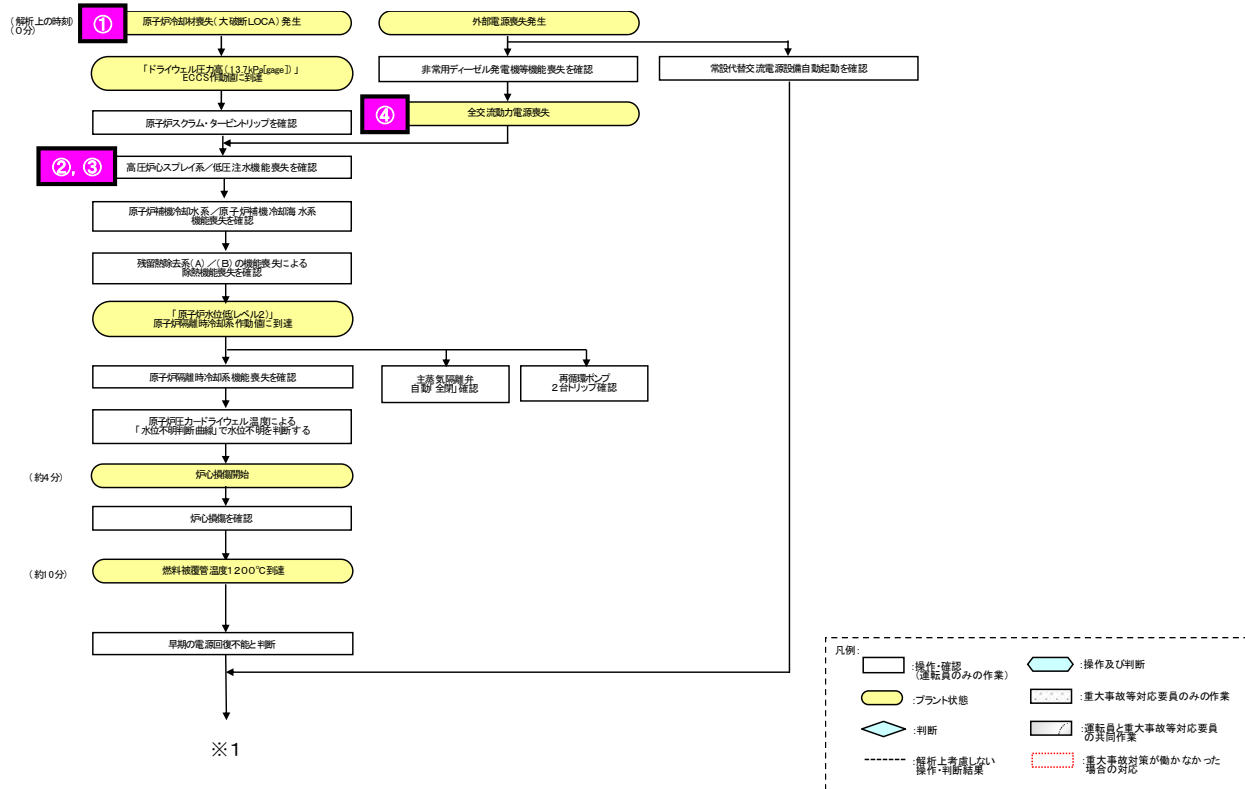
※1：BWRIにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの、女川原子力発電所2号炉では想定されないことから、定量化の対象から除外した格納容器破損モード。

## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

14

### 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(1/5)

意見No.73関連

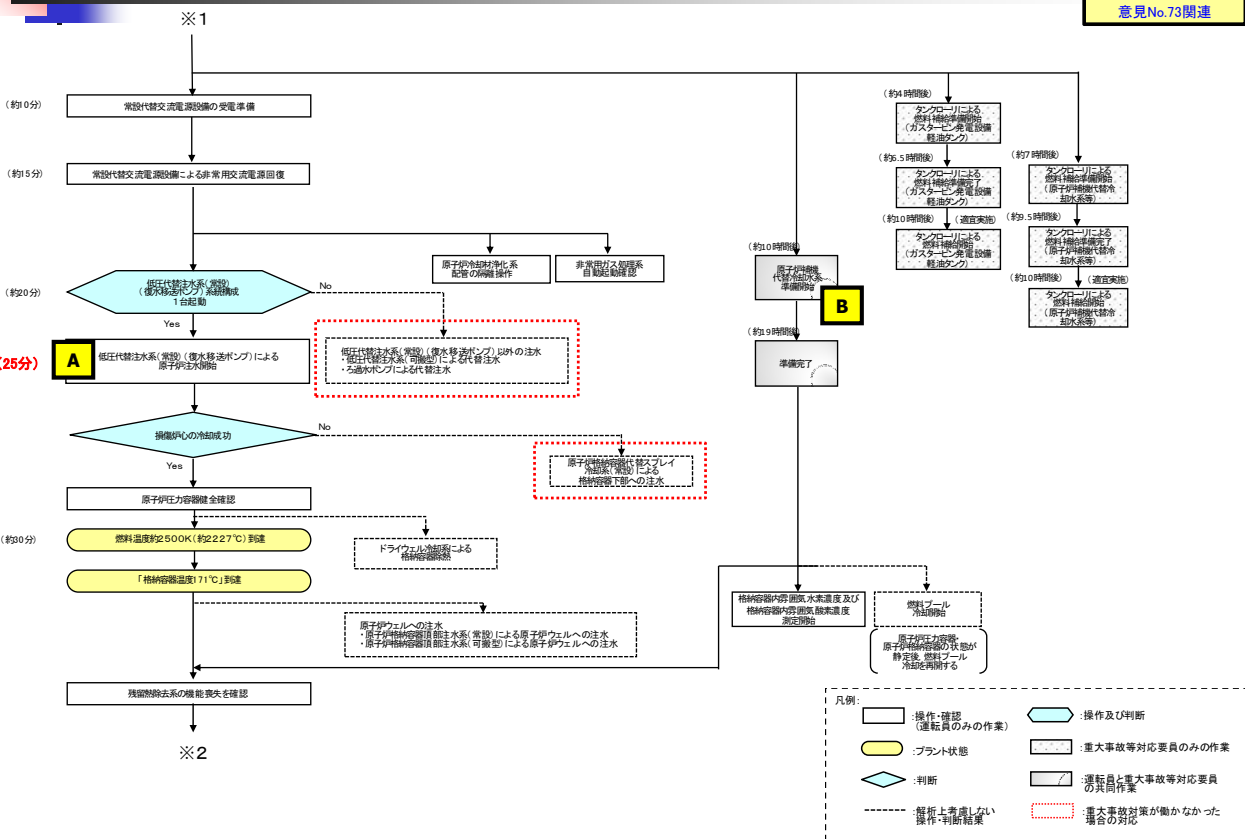


## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

15

### 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(2/5)

意見No.73関連

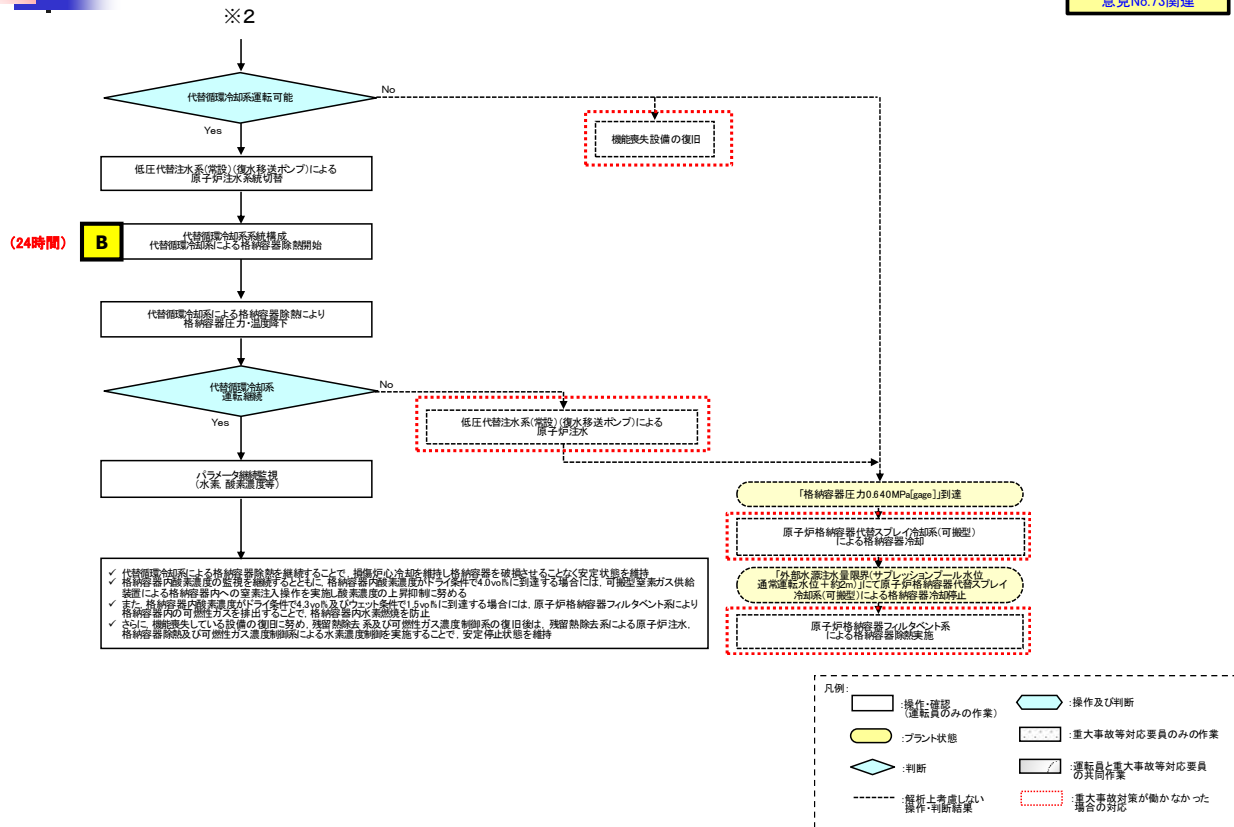


## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

16

### 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(3/5)

意見No.73関連



## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

17

### 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(4/5)

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表1のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表1 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名
水源	約890m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク: 約1,192m <sup>3</sup>
燃料	約505kL	約1,055kL
電源	約4,615kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)



## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

18

### 6.1 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)(5/5)

意見No.72関連質問

#### 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後 大容量送水ポンプ (タイプI)準備完了	▽約19時間後 原子炉補機代替 冷却水系準備完了	▽約24時間後 原子炉補機代替冷却水系を 用いた代替循環冷却系による 格納容器除熱開始
<b>発電所対策本部要員:6名</b> ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名	事故対応指揮、情報収集等					
<b>運転員:7名</b> ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名	運転操作の総括管理・指揮・命令等					
	事故対応操作(復水移送ポンプによる注水、格納容器除熱等)					
	事故対応操作(原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き等)					
<b>重大事故等対応要員:6名</b> ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認 (ルート1, 2)	アクセスルート 復旧				
<b>重大事故等対応要員:9名</b> ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設、接続等:3名 ・注水用ヘッド設置等:3名			大容量送水ポンプ(タイプI)設置 (目的:復水貯蔵タンクへの補給)			
					原子炉補機代替冷却水系 設置(目的:代替循環冷却 系等への冷却水供給)	
<b>重大事故等対応要員:2名</b> ・給油準備、給油:2名			給油準備		大容量送水ポンプ(タイプI)及び 原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)	

合計:30名

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名※の合計30名である。

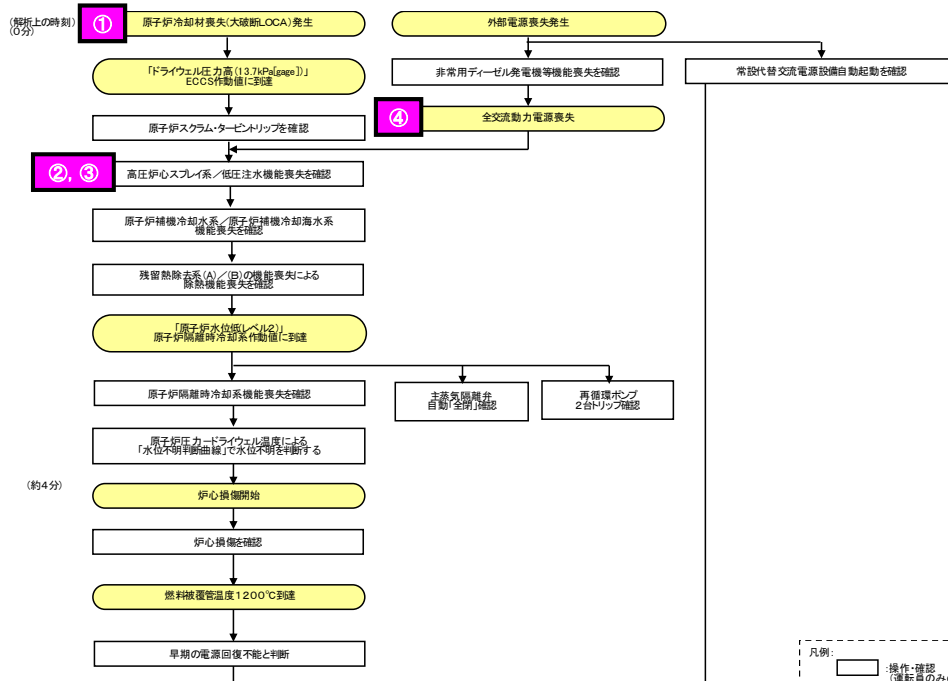
※大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する場合、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応するため重大事故等対応要員17名が必要となり、他のシーケンスと同様に合計30名となる

## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

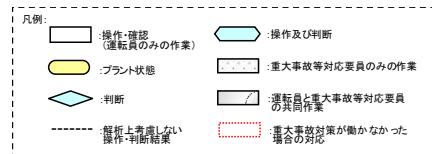
19

### 6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(1/5)

意見No.73関連



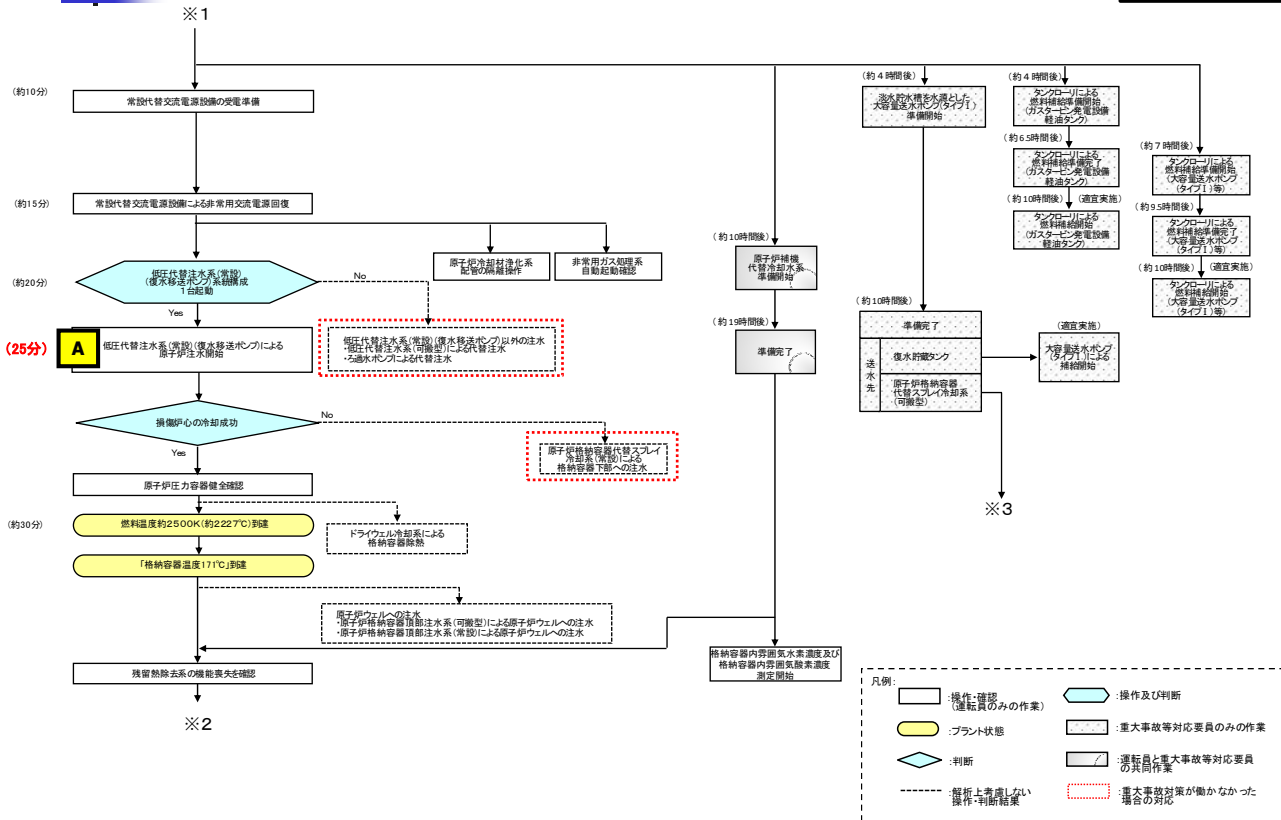
※1



# 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

## 6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(2/5)

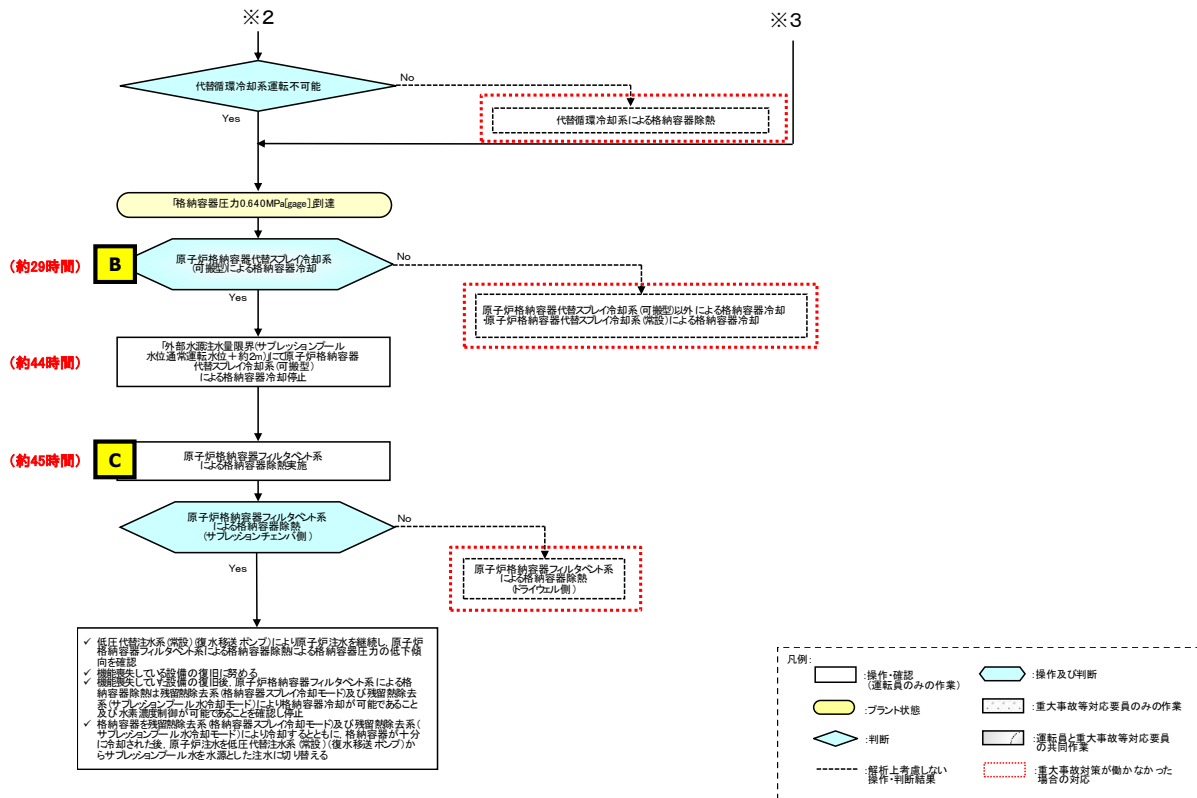
意見No.73関連



# 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

## 6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(3/5)

意見No.73関連



6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(4/5)

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表2のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名
水源	約3,480m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク:約1,192m <sup>3</sup> 淡水貯水槽:約10,000m <sup>3</sup>
燃料	約505kL	約1,055kL
電源	約4,525kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

6.2 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)(5/5)

意見No.72関連質問

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後	▽約19時間後	▽約29時間後	▽約45時間後
<b>発電所対策本部要員:6名</b> ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名							
<b>運転員:7名</b> ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名							
<b>重大事故等対応要員:6名</b> ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認(ルート1, 2)						
<b>重大事故等対応要員:9名</b> ・大容量送水ポンプ(タイプ1)設置等:3名 ・ホース敷設, 接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名			大容量送水ポンプ(タイプ1)設置(目的:復水貯蔵タンクへの補給, 格納容器スプレイ)				
<b>重大事故等対応要員:2名</b> ・給油準備, 給油:2名			給油準備				
<b>合計:30名</b>							

事故対応指揮, 情報収集等  
 運転操作の総括管理・指揮・命令等  
 事故対応操作(復水移送ポンプによる注水, 格納容器冷却, 格納容器除熱等)  
 事故対応操作(原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き等)  
 原子炉補機代替冷却水系設置(目的:揚圧機除去系等への冷却水供給)  
 格納容器圧力0.640MPa[gage] 大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器スプレイ開始  
 格納容器ベント開始  
 大容量送水ポンプ(タイプ1)及び原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)

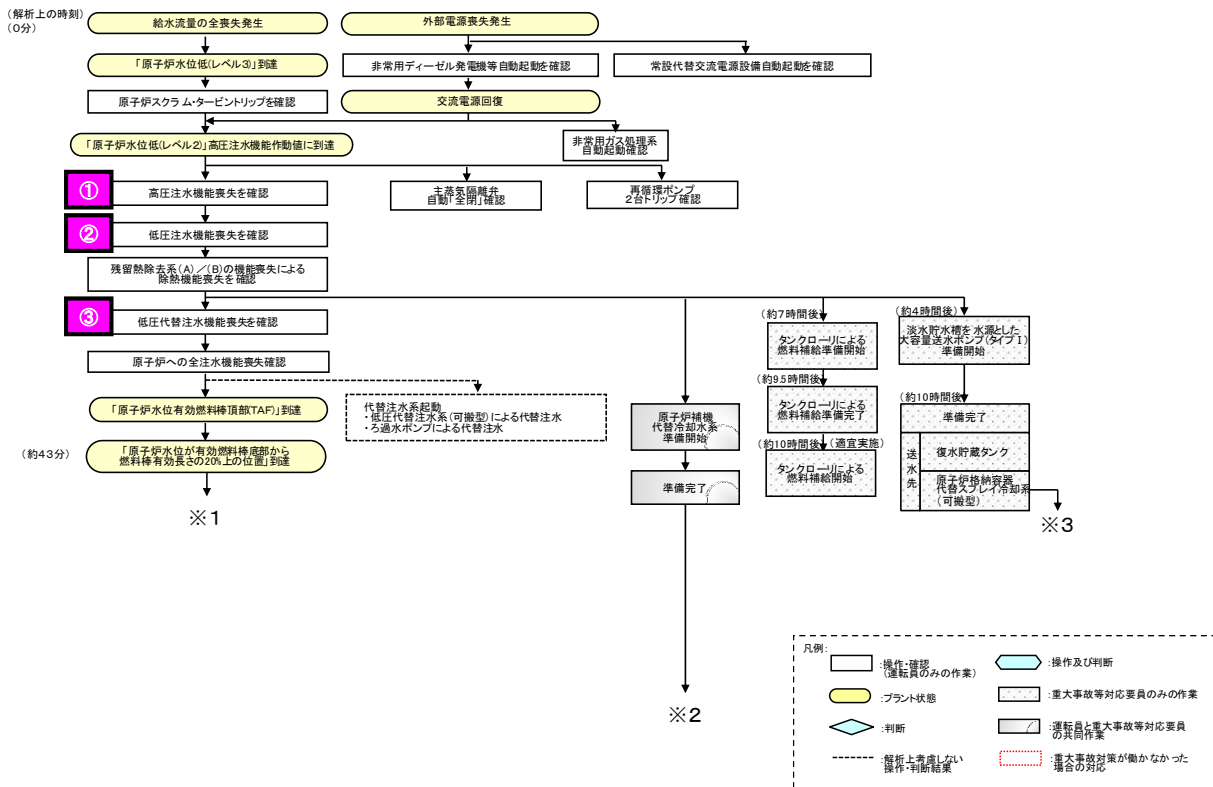
上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名\*の合計30名である。

\*大容量送水ポンプ(タイプ1)を設置する場合、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応するため重大事故等対応要員17名が必要となり、他のシーケンスと同様に合計30名となる

# 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

## 6.3 DCH, FCI, MCCI(1/5)

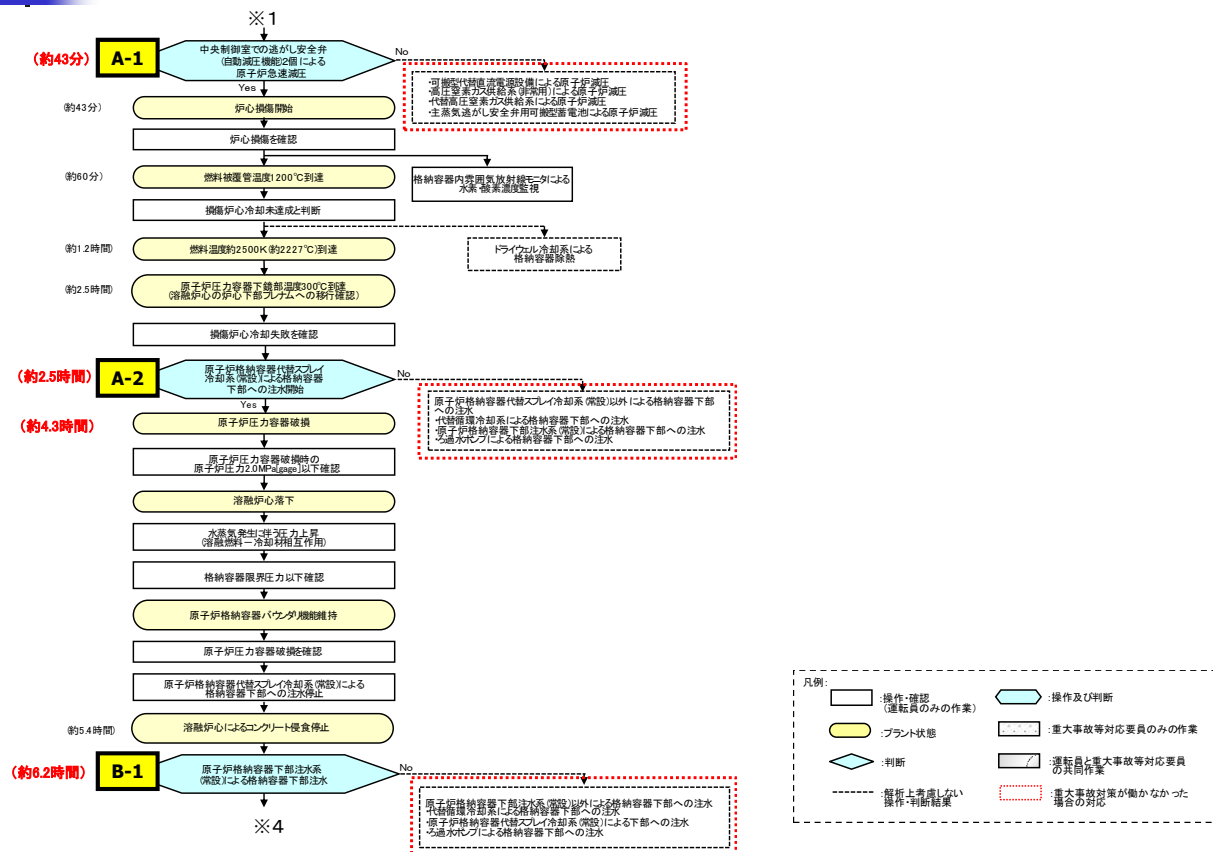
意見No.73関連



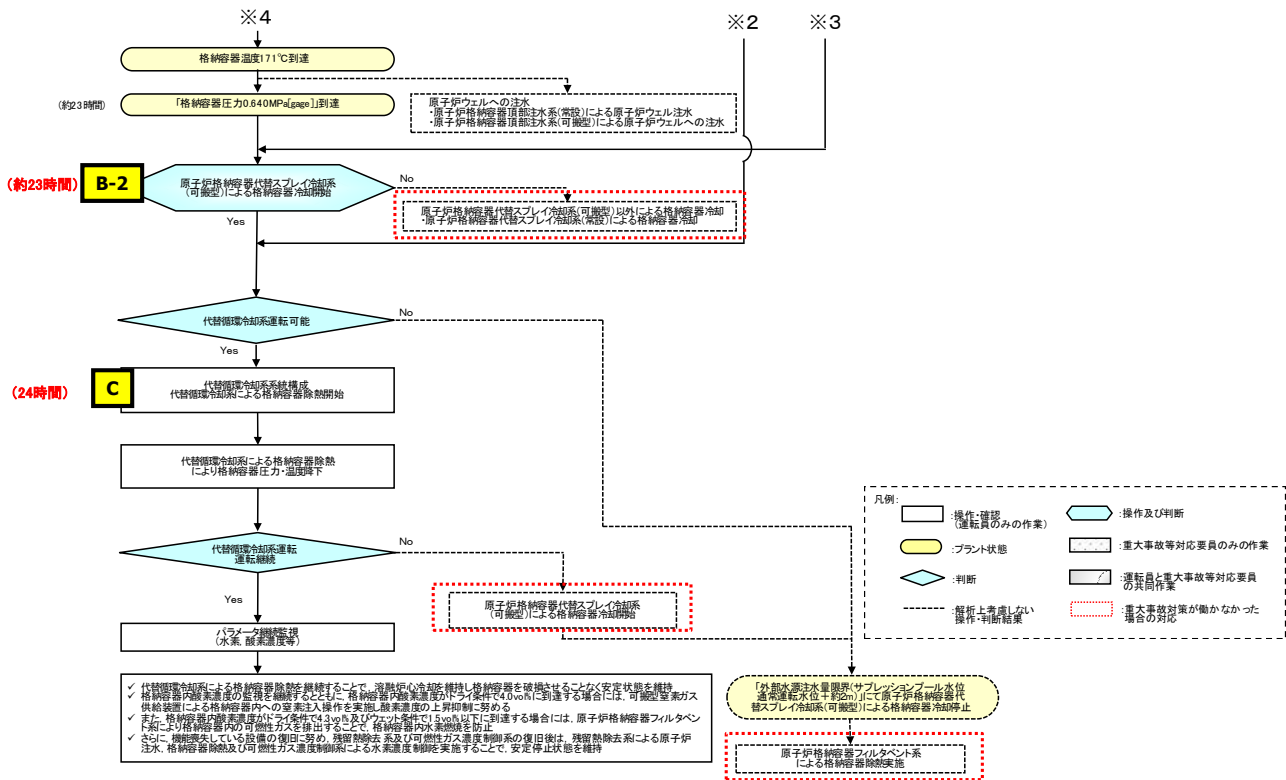
# 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

## 6.3 DCH, FCI, MCCI(2/5)

意見No.73関連



6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価  
6.3 DCH, FCI, MCCI(3/5)



6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価  
6.3 DCH, FCI, MCCI(4/5)

格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表3のとおりであり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

表3 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名	30名 運転員: 7名 発電所対策本部要員: 6名 重大事故等対応要員: 17名
水源	約590m <sup>3</sup>	復水貯蔵タンク: 約1,192m <sup>3</sup> 淡水貯水槽: 約10,000m <sup>3</sup>
燃料	約851kL	約1,055kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

## 6. 対応手順の概要及び必要な要員・資源の評価

### 6.3 DCH, FCI, MCCI(5/5)

28

意見No.72関連質問

#### DCH, FCI, MCCI

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後	▽約19時間後	▽約23時間後	▽約24時間後
<b>発電所対策本部要員:6名</b> ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名							
<b>運転員:7名</b> ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名							
<b>重大事故等対応要員:6名</b> ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認 (ルート1, 2)						
<b>重大事故等対応要員:9名</b> ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設, 接続等:3名 ・注水用ヘッド設置等:3名			大容量送水ポンプ(タイプI) 設置(目的:格納容器スプレイ)		原子炉補機代替冷却水系 設置(目的:代替循環冷却 系等への冷却水供給)		
<b>重大事故等対応要員:2名</b> ・給油準備, 給油:2名			給油準備				大容量送水ポンプ(タイプI)及び 原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)

合計:30名

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名※の合計30名である。

※大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する場合、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応するため重大事故等対応要員17名が必要となり、他のシーケンスと同様に合計30名となる

## 7. その他のベント準備, 実施基準

29

### (1) 格納容器圧力による判断基準

炉心状態	判断基準		ベント実施時間
炉心損傷後	準備	格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達	約45時間後
	実施	外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」)到達	

### (2) 格納容器酸素濃度による判断基準

炉心状態	判断基準		ベント実施時間
炉心損傷後	準備	格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.0vol%及びウェット条件で1.5vol%到達	7日以降
	実施	格納容器内酸素濃度がドライ条件で4.3vol%及びウェット条件で1.5vol%到達	

### (3) 原子炉建屋水素濃度による判断基準

炉心状態	判断基準		ベント実施時間
炉心損傷後	準備	原子炉建屋水素濃度が2.0vol%到達	7日以降
	実施	原子炉建屋水素濃度が2.3vol%到達	

### (4) 格納容器内雰囲気温度による判断基準

炉心状態	判断基準		ベント実施時間
炉心損傷後	準備	格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合	注水機能継続中は到達せず
	実施	格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合	

## 8. PRAにおける事故シーケンスグループの表記方法

- ▶ イベントツリーにより得られた事故進展の結果を、事象緩和機能の喪失状況やプラントの状態等に与える影響によって事故シーケンスグループに分類し、識別記号を用いて表現する

### 識別記号の一例

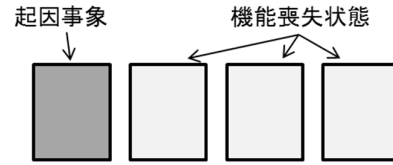
記号	起因事象
A*1	原子炉冷却材喪失(LOCA)
T	過渡事象

+

記号	機能喪失状態
B	全交流動力電源喪失
C	原子炉未臨界確保失敗
D	直流電源喪失
E	炉心への注水失敗(=UVを省略)
P	逃がし安全弁閉固着
Q	給水喪失
U	高圧炉心注水系による炉心注水失敗
V	低圧炉心注水系による炉心注水失敗
W	崩壊熱除去機能喪失
X	原子炉減圧失敗

\*1 LOCAサイズによってS1又はS2と記載する場合がある

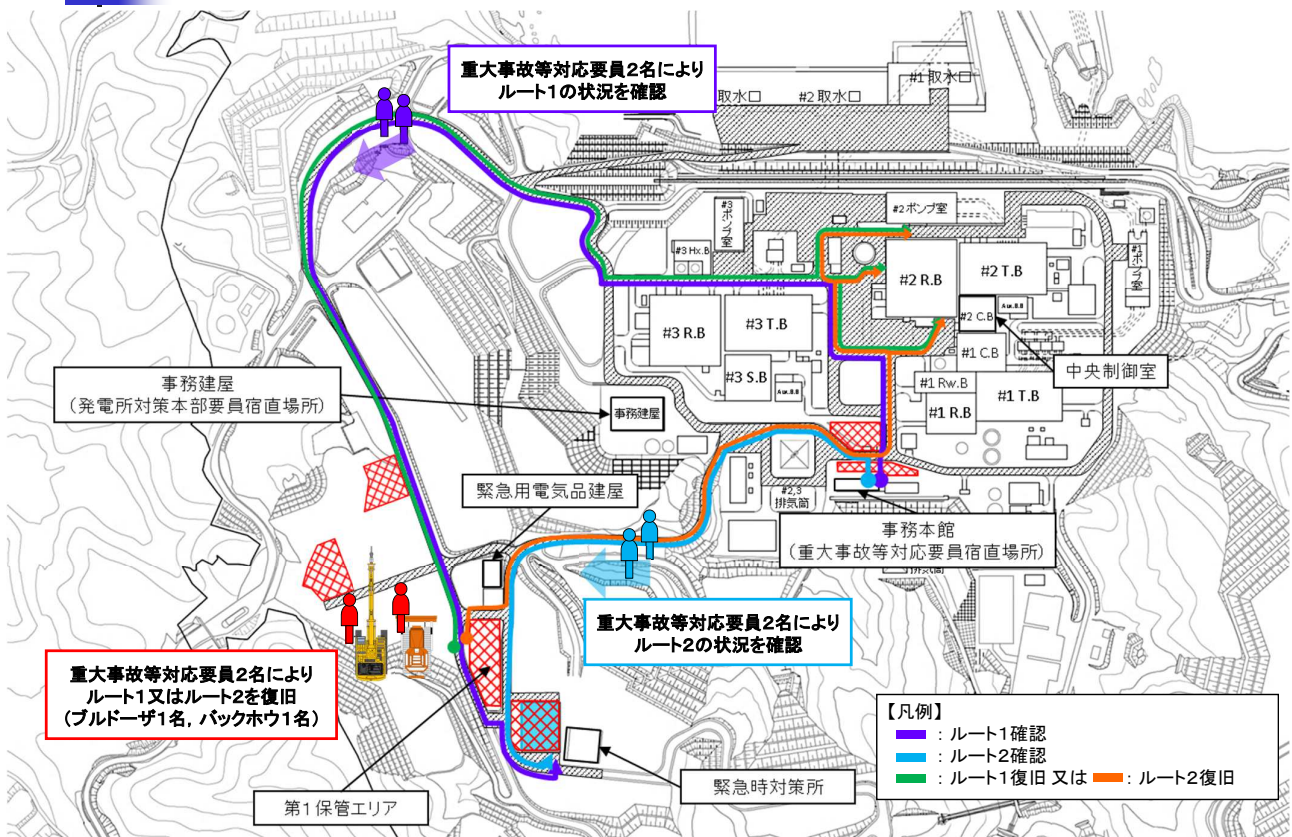
### 事故シーケンスグループの表記方法



事故シーケンスグループ	内容
TQUV	高圧・低圧注水機能喪失
TQUX	高圧注水・減圧機能喪失
TB	全交流動力電源喪失
TBU	全交流動力電源喪失+高圧注水機能喪失
TBD	全交流動力電源喪失+直流電源喪失
TBP	全交流動力電源喪失+逃がし安全弁閉固着
TW	崩壊熱除去機能喪失
TC	原子炉停止機能喪失
AE	LOCA時注水機能喪失
ISLOCA*2	インターフェイスシステムLOCA

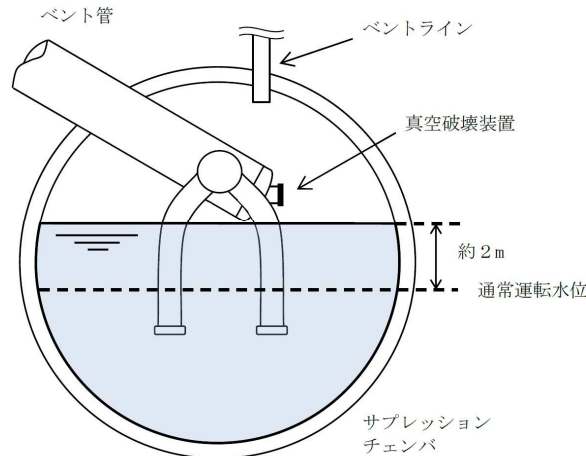
\*2 識別記号表記とは異なる記載方法

## 9. 重大事故時のアクセスルート状況確認及び復旧について



## 10. 外部水源注水量限界について

- 外部水源注水量限界は、外部水源による原子炉及び格納容器への注水量の制限値として設定したものであり、注水量積算値が外部水源注水量限界に到達した場合、格納容器スプレイを停止する運用としている。
- 女川2号炉においては、事故後の中長期マネジメント成立性(耐震性確保等)を考慮して、サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2mに到達した場合を設定している(下図参照)。
- 本運用の採用により、ベントラインが水没することなく、サブプレッションチェンバ側からの格納容器ベントを継続することができる。



外部水源注水量限界到達時におけるサブプレッションプール水位

## 11. 水素燃焼評価に用いるG値の妥当性(1/2)

### ■水素燃焼に係る評価の妥当性

- 水素燃焼に係る評価において、水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合(G値)は過去の電力共同研究<sup>[1][2]</sup>の成果に基づき重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値を設定している。
- 電力共同研究における実験においてG値には不確かさが大きいこと及び事故時の格納容器内の環境についても不確かさが大きいことから、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも多く発生する場合を想定し、現実的な上限であるG値を設定した感度解析を実施している。非常に保守的な条件であっても格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。
- 感度解析に用いている値は設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下と比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。

	ベースケース	感度解析
G値	G(H <sub>2</sub> )=0.06 G(O <sub>2</sub> )=0.03	沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.4 G(O <sub>2</sub> )=0.2 非沸騰 : G(H <sub>2</sub> )=0.25 G(O <sub>2</sub> )=0.125

[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR電力共同研究 平成12年3月

[2]「事故時放射線分解に関する研究」BWR電力共同研究 昭和63年3月



## 11. 水素燃焼評価に用いるG値の妥当性(2/2)

### ■ 感度解析結果

- 評価の結果、事象発生から約48時間後に格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され、7日間の酸素濃度の最高値はドライ条件を仮定しても約4.1vol%であり、可燃限界を下回る(表1参照)
- その後、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、原子炉格納容器フィルタベント系によってその水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる(図1、図2参照)

表1 解析結果

評価項目	解析結果*		判定基準
	ウェット条件	ドライ条件	
酸素濃度(ドライウェル)	約3.8vol%	約4.1vol%	5vol%以下
酸素濃度(サブプレッションチェンバ)	約2.9vol%	約4.0vol%	5vol%以下

\*: 事象発生から7日間の最高値

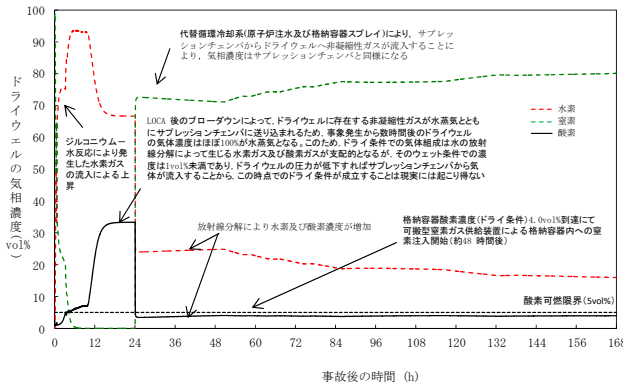


図1 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

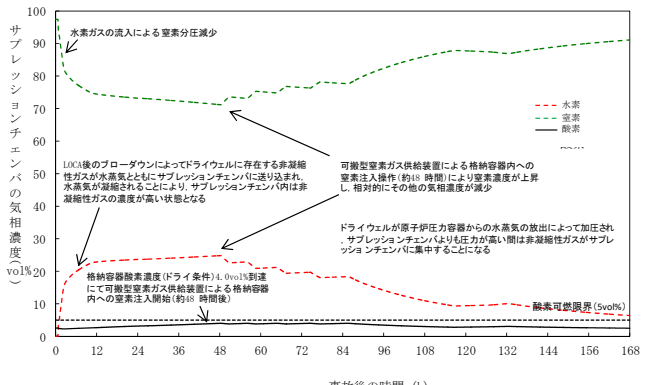
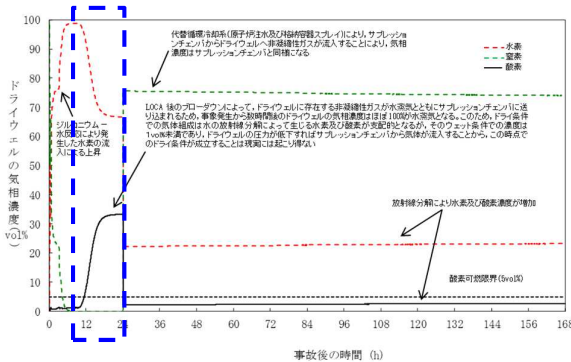


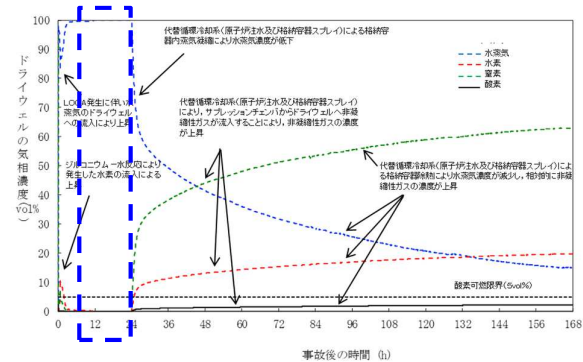
図2 サブプレッションチェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

## 12. 気相濃度の推移の補足説明

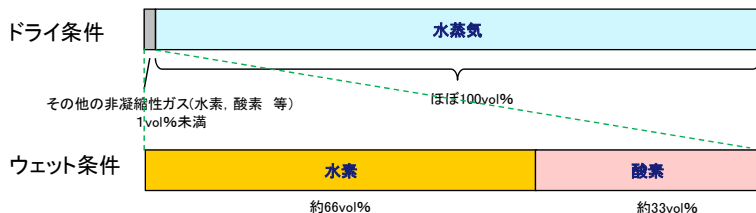
- 事象初期において、ドライ条件におけるドライウェルの酸素濃度が5vol%を超過しているが、これはLOCA後のブローダウンによりドライウェル内のほぼ100vol%が水蒸気となるためである
- 格納容器スプレイ等で水蒸気が凝縮した場合は、ドライウェルの圧力が低下し、サブプレッションチェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない



ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)



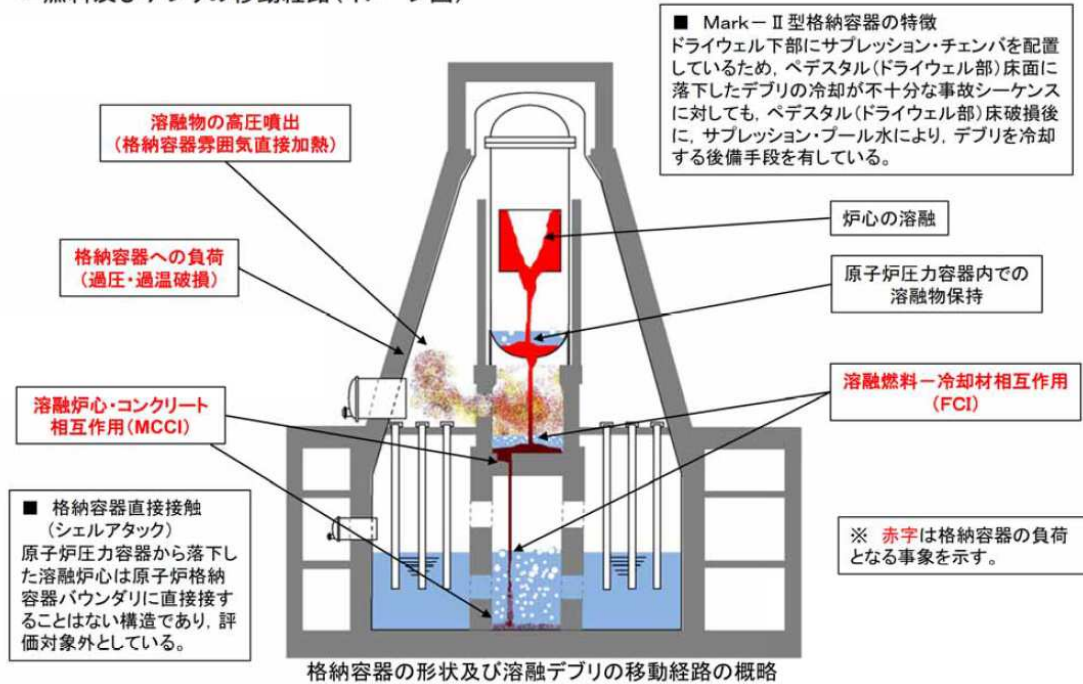
LOCA 後のブローダウンによって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれるため、ドライウェル内はほぼ100vol%が水蒸気となる

ほぼ100%を占める水蒸気を除くと、放射線分解による水素及び酸素がドライウェルに残ることとなり、水素と酸素の割合はほぼ2:1となる

(1)プラントの構成・特性



■燃料及びデブリの移動経路(イメージ図)



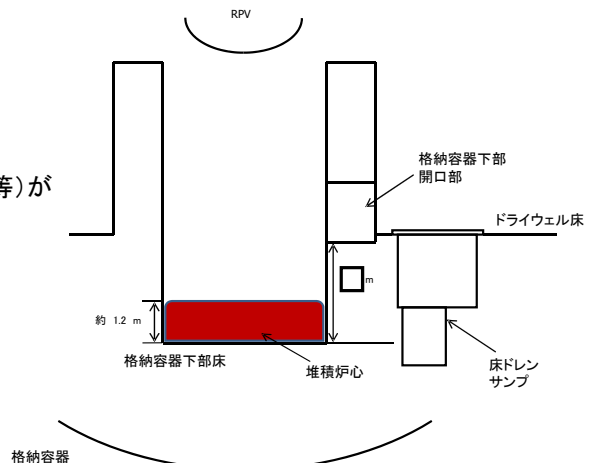
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価に係る確率論的リスク評価等を踏まえた重要事故シーケンスの選定について(2019年6月26日)(抜粋)  
[http://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/190626\\_15wt\\_siryou1-2\\_hosoku.pdf](http://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/190626_15wt_siryou1-2_hosoku.pdf)

14. シェルアタックを除外する理由について

- 格納容器直接接触(シェルアタック)については、BWR Mark-I型格納容器に特有の事象であり、女川2号炉のようなBWR Mark-I改良型格納容器では、格納容器の構造上、格納容器下部床に落下したデブリが直接格納容器と接触する可能性はなく、格納容器直接接触(シェルアタック)は発生しない
- 下図のとおり、溶融炉心が100%落下した場合を想定しても溶融炉心堆積高さは約1.2mであるが、格納容器下部床から格納容器下部開口部下端までの高さは□mあるため、構造上、ドライウエル床に溶融炉心が拡がることはない
- このため、有効性評価の対象から除外している

また、以下の不確かさを考慮した上でも、ドライウエル床に溶融炉心が拡がることはない

- (1) 格納容器下部の構造物等(CRD自動交換機プラットフォーム等)が溶融した場合のデブリ増加分を考慮  
 : 約 1.2 m ⇒ 約 1.5 m < □ m
- (2) (1)に加え、最も厳しい条件として、溶融炉心の全量が単純立方格子(ポロシティ0.48)として堆積する場合を仮定  
 : 約 1.5 m ⇒ 約 2.9 m < □ m



女川2号炉における格納容器下部内の堆積炉心の状況

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。