

# 原子炉格納容器の破損の防止

## 想定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	評価事故シーケンス	ページ
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)	大破断LOCA+HPCS失敗+低圧 ECCS失敗+全交流動力電源喪失	153
② 高圧溶融物放出／格納容器雰囲 気直接加熱(DCH(※1))	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)	157
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用(FCI(※2))	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)	160
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	165
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+ デブリ冷却失敗)	167

※1 DCH : Direct Containment Heating

※2 FCI : Fuel Coolant Interaction

150

## 格納容器破損防止対策の評価項目

<審査書 P.233>

格納容器破損防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 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こと。
- (b) 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こと。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること(※)。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(ドライ条件に換算して水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。)
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(※) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。

151

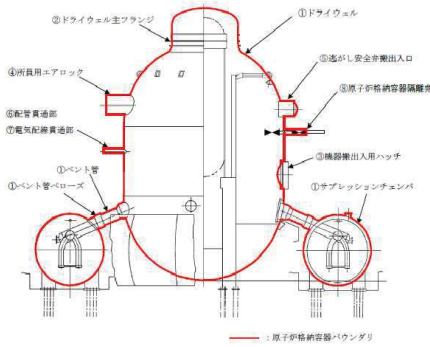
要求事項:

- (a) 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こと。
- (b) 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こと。

これらの要求事項に対して、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求められる。

女川2号炉においては、原子炉格納容器の限界圧力を $2Pd$ ( $0.854 \text{ MPa}[\text{gage}]$ ,  $Pd$ :最高使用圧力)、限界温度を $200^\circ\text{C}$ としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

評価対象部位	想定される機能喪失要因	評価方法	評価結果
① 原子炉格納容器本体	延性破壊、疲労破壊	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	2Pdに対して、一定以上の裕度を有する。
② ドライウエル主フランジ	延性破壊	試験結果等を活用した評価	
③ 機器搬出入用ハッチ	延性破壊、座屈	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	
④ 所員用エアロック	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑤ 逃がし安全弁搬出入口	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑥ 配管貫通部	延性破壊、疲労破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
②から⑧各シール部 (②から⑥及び⑧は改良EPDM材に変更予定)	開口・高温劣化	実験結果及び有限要素法による解析	200°C、2Pdを7日間継続しても漏えいしない。



評価対象部位  
⑥配管貫通部、スリーブ、平板類、セーフエンド、伸縮継手を含む

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2019年9月19日）から一部抜粋 < <https://www.nsr.go.jp/data/000285027.pdf> >

原子炉格納本体に対する評価結果

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価結果
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容応力を評価	2Pd以上
	一般部		2Pd以上
	ドライウエル基部		許容応力以下
	ベント管ベローズ		疲労累積係数閾値以下(1以下)

審査結果

格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、限界温度及び限界圧力を設定していることを確認

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(1/4)

代替循環冷却系を使用する場合

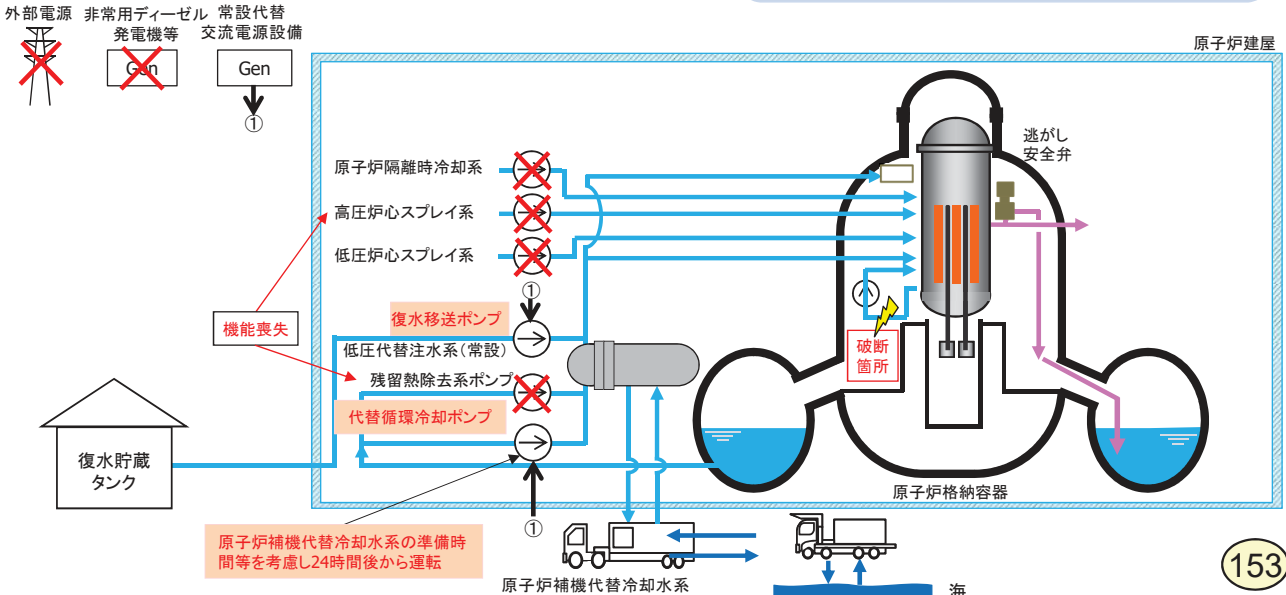
事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

特徴

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し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却
- ・代替循環冷却系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



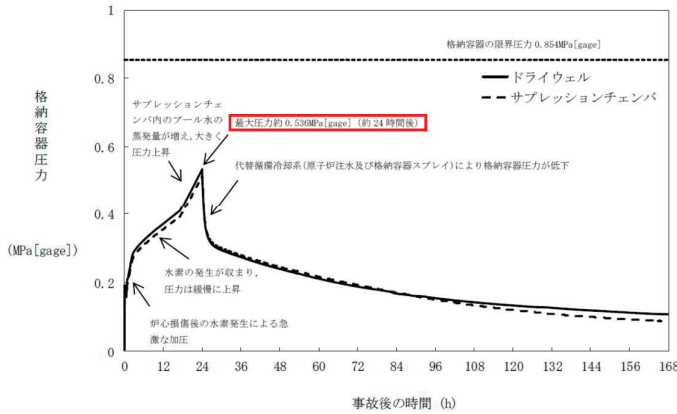
## 格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(2/4)

### 代替循環冷却系を使用する場合

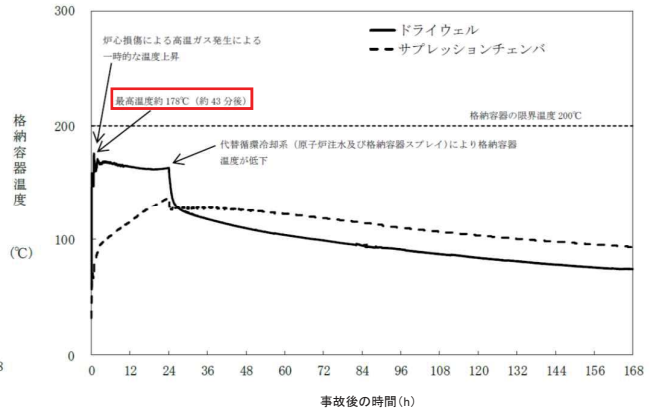
#### 主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa)を下回る
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度200°Cを下回る
- 環境中に放出されるCs-137の放出量は約 $9.9 \times 10^{-1}$ TBq(7日間)であり、100TBqを下回る

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



#### 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

154

## 格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(3/4)

### 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

<審査書 P.240>

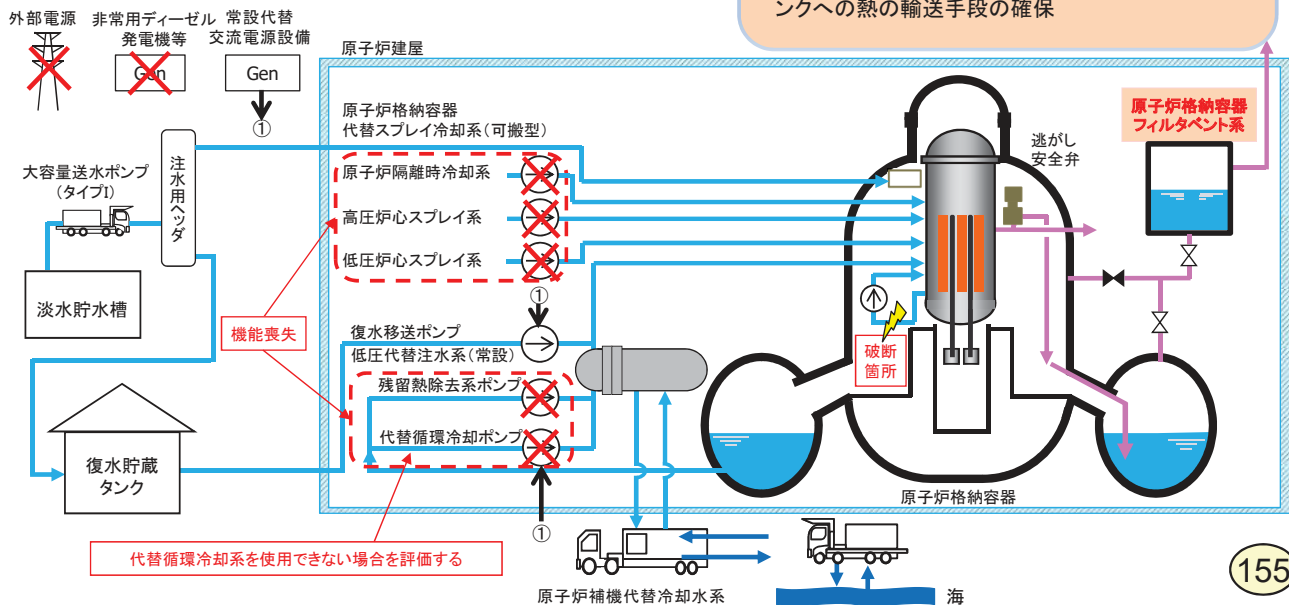
事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

#### 特徴

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し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

#### 対策概要

- ・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による炉心の冷却
- ・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
- ・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



155

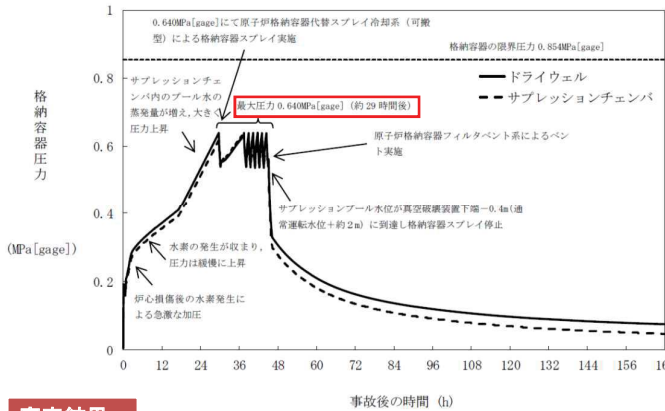
# 格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(4/4)

## 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

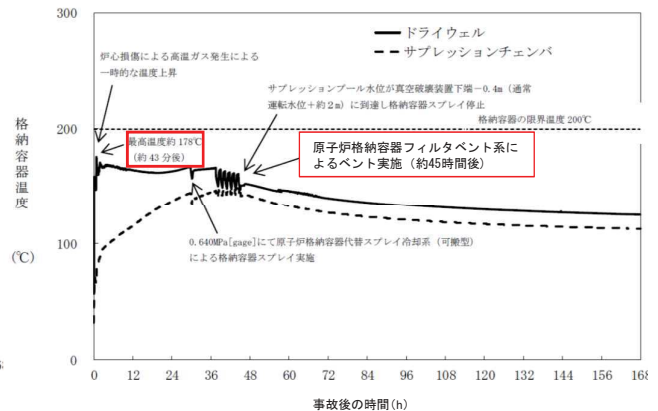
### 主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(0.854MPa)を下回る。
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度200°Cを下回る。
- 環境中に放出されるCs-137の放出量は約1.4TBq(7日間)であり、100TBqを下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



### 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものと判断

156

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

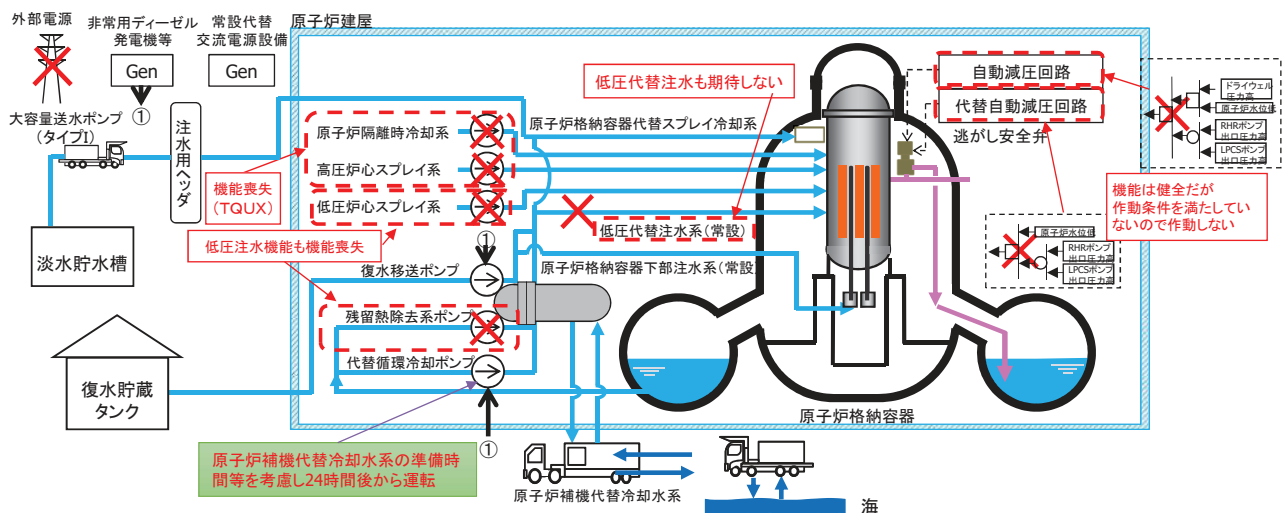
# 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(1/3)

事故想定 「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)」

<審査書 P.247>

### 特徴

・原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、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。



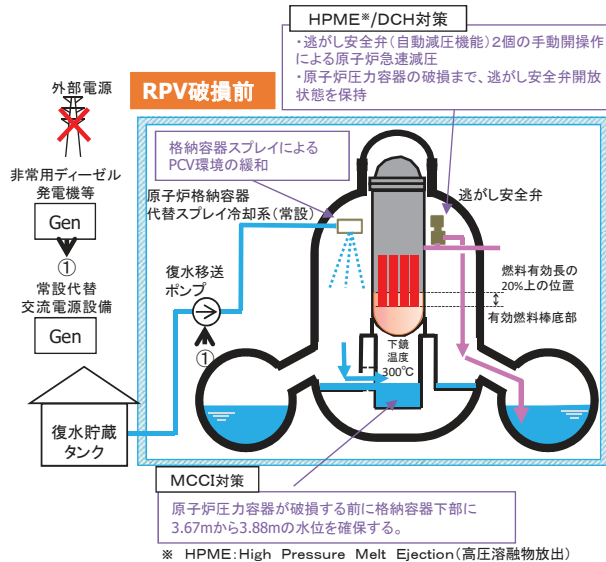
157



# 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(2/3)

## 対策① RPVが破損するまで

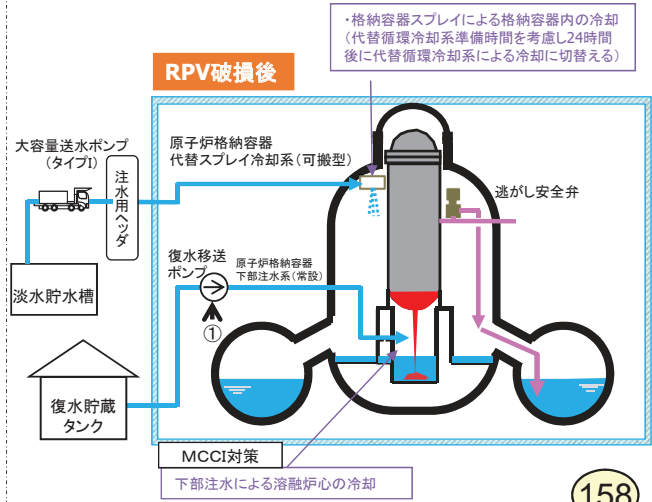
- ・原子炉水位が燃料有効長底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。
- ・原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁(自動減圧機能)の開放状態を維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTアル)から3.88mの水位を確保する。(原子炉圧力容器下鏡部温度が300°Cに到達した時点で、注水を開始する。)



## 対策② RPV破損後

<審査書 P.247>

- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。
- ・代替循環冷却系により、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。



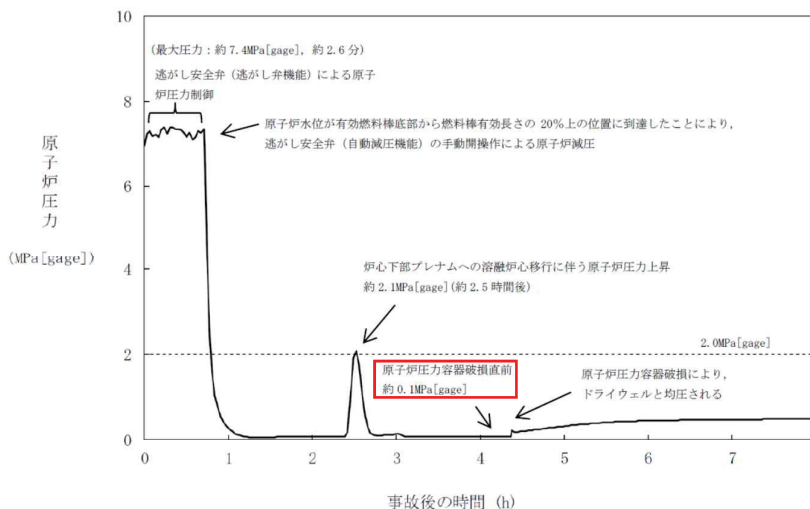
158

# 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(3/3)

## 主な解析結果

- 原子炉圧力容器破損時点の原子炉圧力は、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

原子炉圧力の推移



## 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

159

# 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定 「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)」

＜審査書 P.253＞

## 特徴

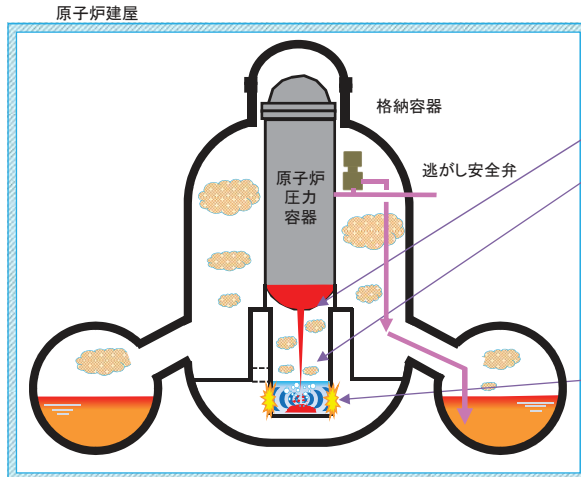
・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。

※原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(以下「FCI」という。)には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(以下「圧カスパイク」という。)があるが、水蒸気爆発の可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。

## 対策概要

・FCIに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるため、原子炉圧力容器破損まで注水手段のすべてが使用できないと仮定する。そのため、シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一となる。

・初期の対策のうち本件に対応するものは、圧カスパイクが発生した場合に格納容器バウンダリの機能を維持し、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待でき、原子炉減圧時の原子炉格納容器環境の緩和を考慮した水位として、格納容器下部への注水水位を3.88mの水位に設定することである。



①原子炉圧力容器が損傷し溶融炉心が原子炉圧力容器外に落下する。

②溶融炉心から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激な圧力上昇(圧カスパイク)が生じる。

このとき発生するエネルギーが大きいと格納容器の破損(格納容器バウンダリの機能喪失)に至る可能性がある

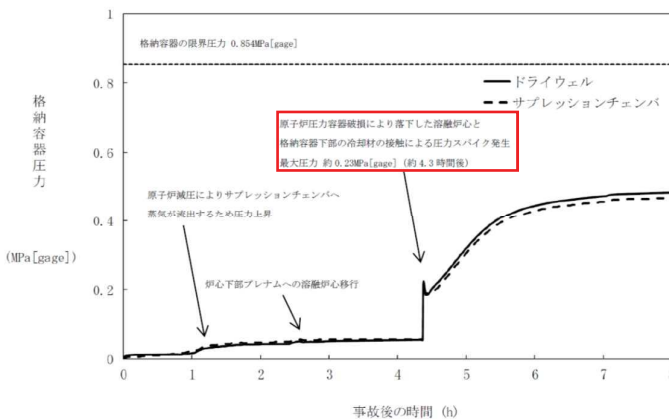
FCIには、衝撃を伴う水蒸気爆発もあるが、発生の可能性は極めて低いと考えられる。

# 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

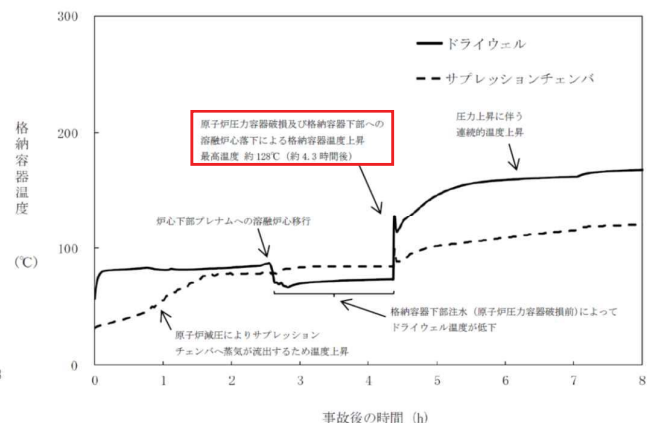
## 主な解析結果

➤ 事象発生から約4.3時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、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、温度はそれぞれ限界圧力2Pd(0.854MPa[gage])及び限界温度200℃を下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



## 審査結果

申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断  
 申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

## 事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主な論点

<審査書 P.257>

### 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

#### 背景

原子炉圧力容器外のFCIのうち、水蒸気爆発について、申請者は、実機において発生する可能性は極めて低いとしており、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

#### 主な確認結果

- 申請者は、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を挙げ、以下を示している。
  - これらのうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS、TROIの一部実験の特徴としては、**外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること**、若しくは、**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させている**ことが挙げられる。
  - 大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、**液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくい**。また、**実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい**。

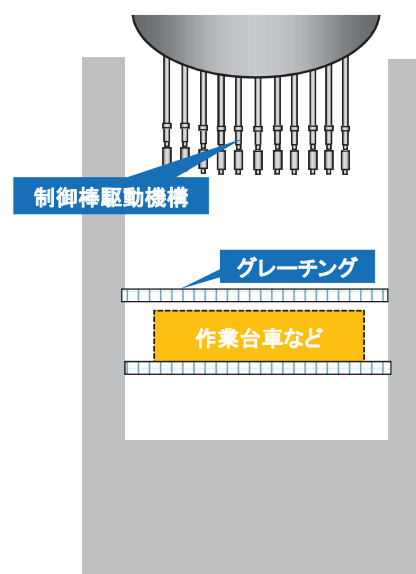
⇒ 原子炉圧力容器外のFCIで生じる事象として、**水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いことから水蒸気爆発は除外し、圧スパイクを考慮すべき**であることを確認。

162

## 事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」参考 (1/2)

### 【参考】 格納容器下部の構造

- ◆ 原子炉圧力容器の下部には、作業用のプラットフォーム(グレーチング)、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構交換機等が存在している。
- ◆ 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の知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる。これに加えて、実機の構造上、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、**水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減される**と考えられる。
- ◆ また、仮に水蒸気爆発が発生した場合においても、水蒸気爆発に**寄与する溶融炉心の量は少なくなり、水蒸気爆発の規模も小さくなる**と考えられる。



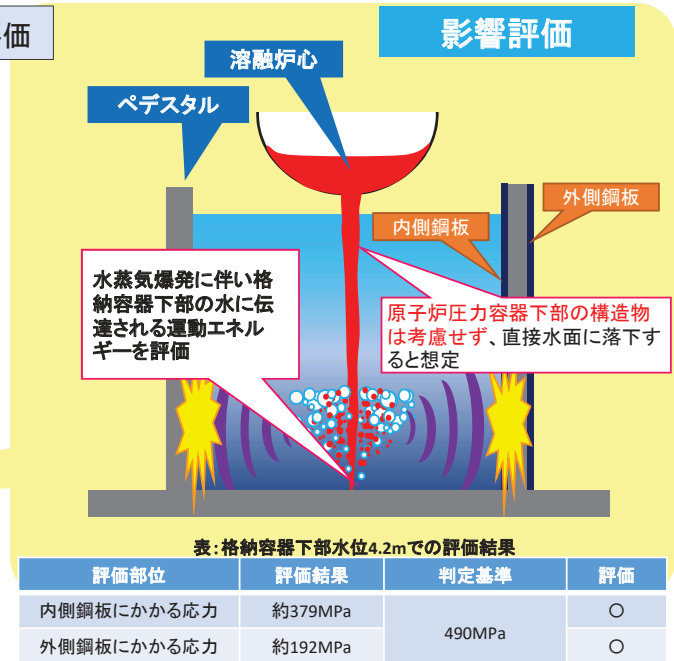
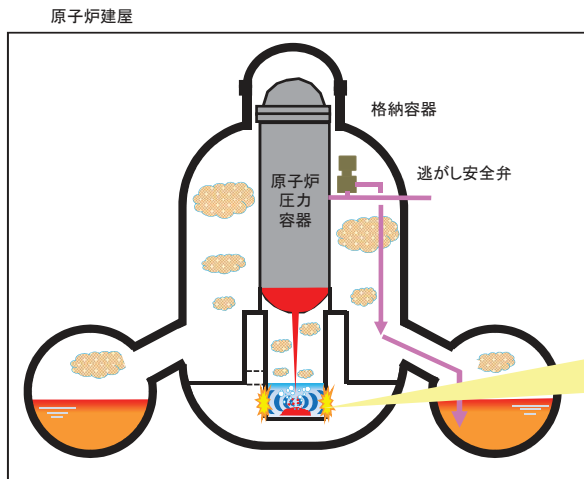
### 更なる安全性向上対策の検討

申請者は、更なる安全性向上を目的に、仮に水蒸気爆発が発生した場合の発生エネルギーを低減する観点から、**溶融炉心の落下を一旦停止させる構造物を設置**する方針としている。

163

# 事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」 参考 (2/2)

【参考】仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価



- 仮に「水蒸気爆発」が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響を評価する。
- 申請者は、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造解析LS-DYNAを用いて、水蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、格納容器下部において支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力を評価している。
- 内側及び外側鋼板ともに判定基準を満足しており、原子炉圧力容器の支持機能に影響はないことを確認。

## 格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P.258>

事故想定 「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」

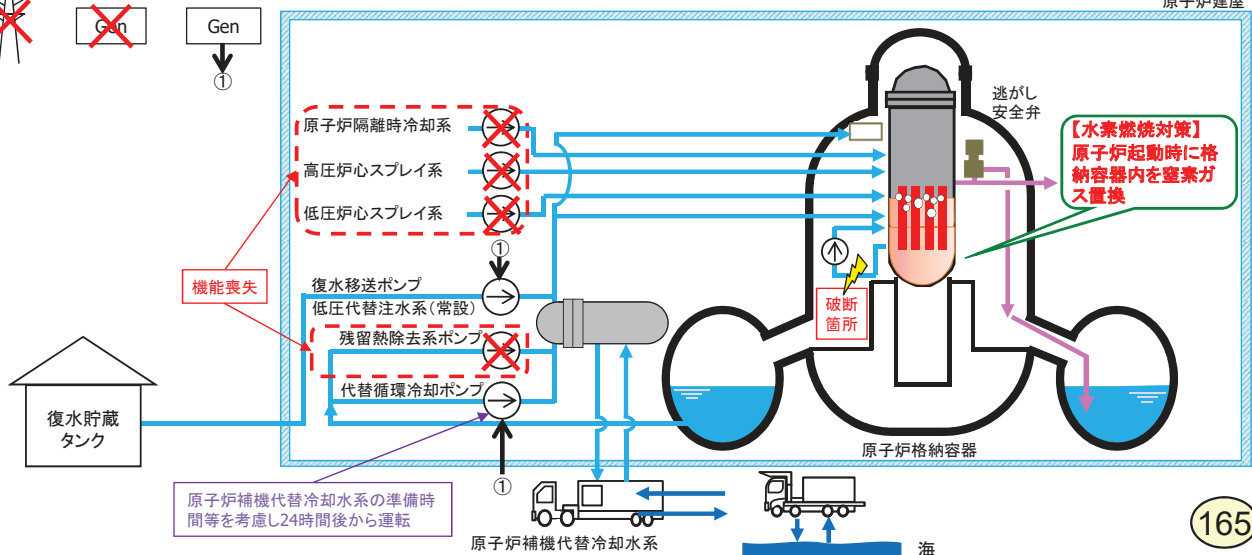
特徴

ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」(代替循環系を使用する場合)と同一
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
  - ・原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化
  - ・原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

外部電源 非常用ディーゼル発電機等 常設代替交流電源設備



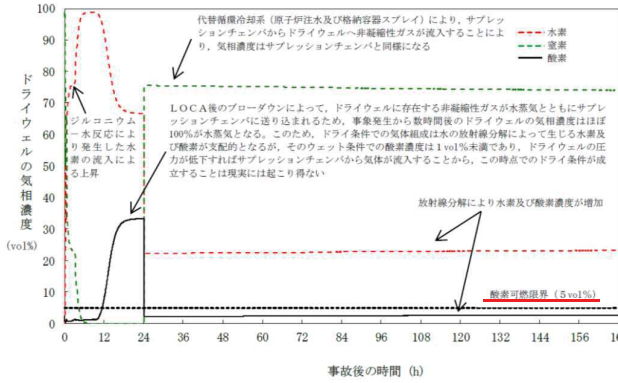


# 格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策(2/2)

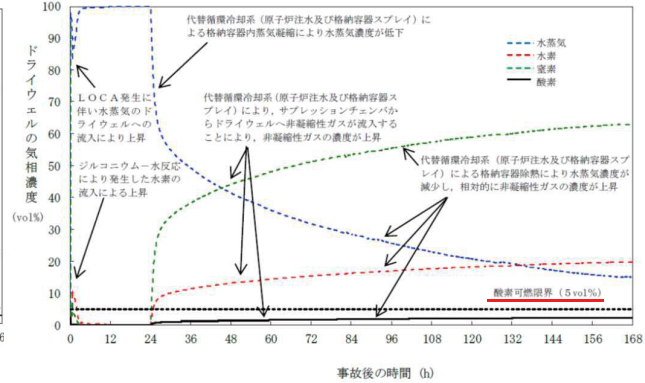
## 主な解析結果

➤ 事象発生から7日後までの酸素濃度はウェット条件、ドライ条件においても可燃限界(5vol%)を下回る。

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)



## 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策が有効なものと判断

出典: 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

# 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定 「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗)」

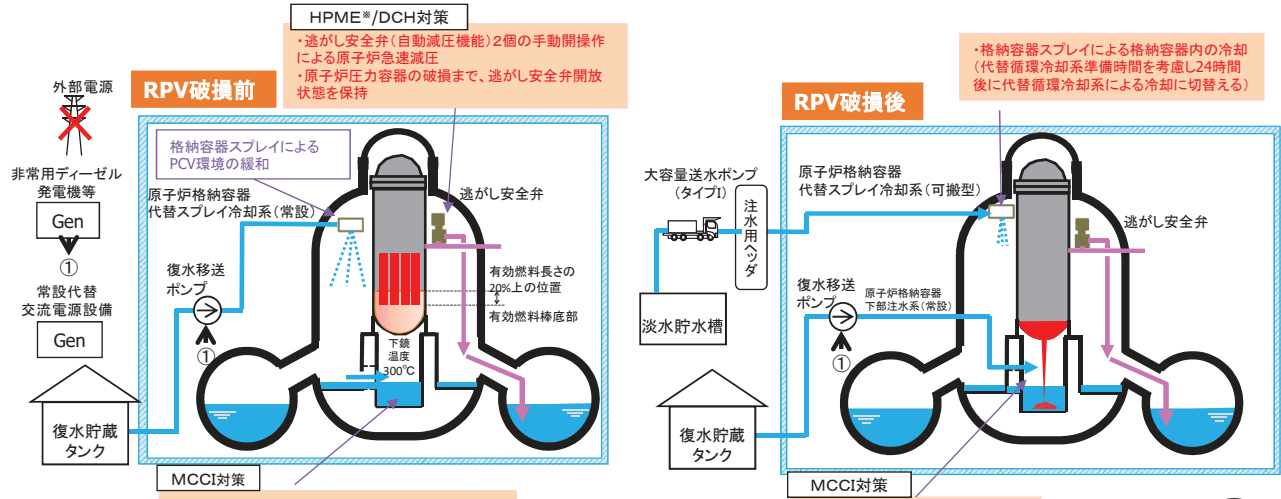
<審査書 P.263>

## 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。

## 対策概要

- 対策は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
  - 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、**原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTル)から3.88mの水位を確保**
  - 原子炉圧力容器破損後、原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)により、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持

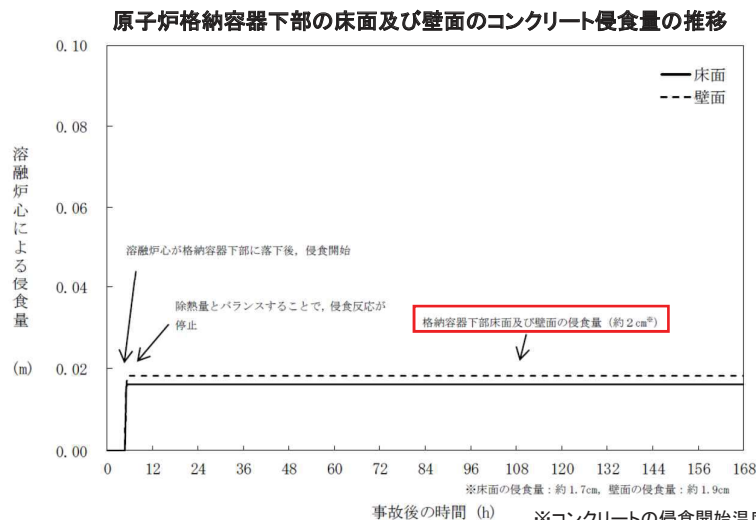


\* HPME: High Pressure Melt Ejection(高圧溶融物放出)

## 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

### 主な解析結果

- 溶融炉心落下前に、格納容器下部に注水することにより溶融炉心は冷却される。
- コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約2cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。



### 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

※コンクリートの侵食開始温度は約1,230℃。また、当該評価は保守的な条件で実施

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

168

## 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

169

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること。

「想定事故1、2」の特徴と主な対策(1/2)

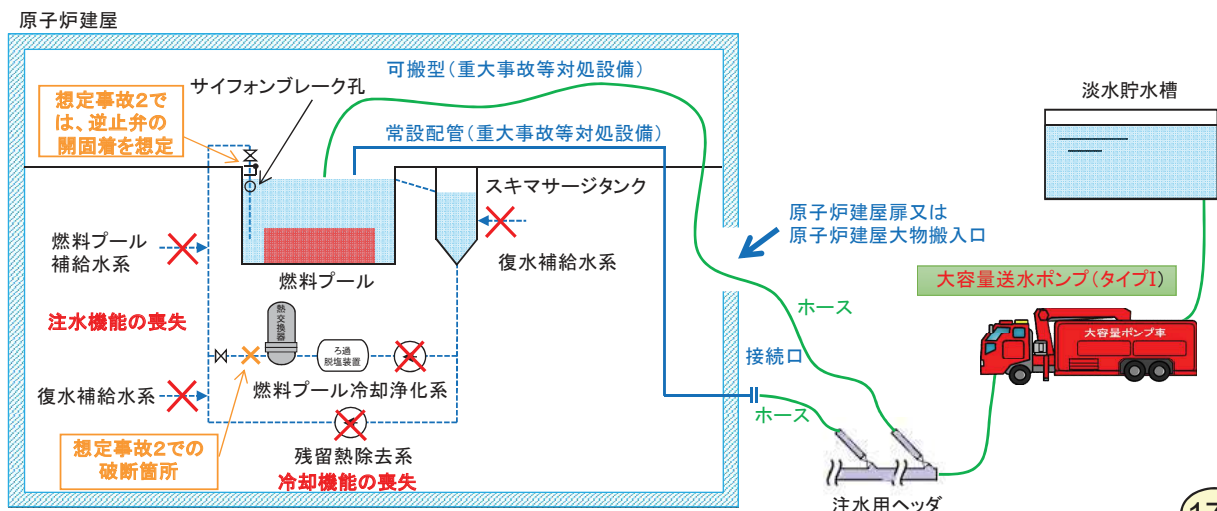
特徴

想定事故1: 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、水温が上昇しやがて沸騰することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

想定事故2: 燃料プールの小規模な流出が発生するとともに、注水機能が喪失することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

対策概要

- ・ 大容量送水ポンプ(タイプI)による注水
- ・ 想定事故2では、サイフォンブレイク孔による燃料プール水の小規模な流出の停止



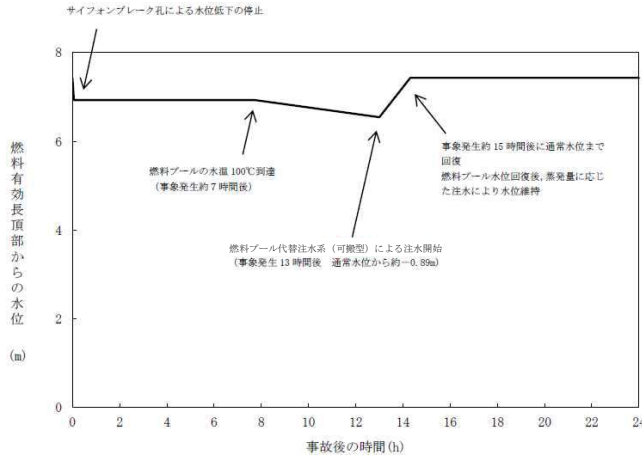
## 「想定事故1、2」の特徴と主な対策(2/2)

### 主な解析結果

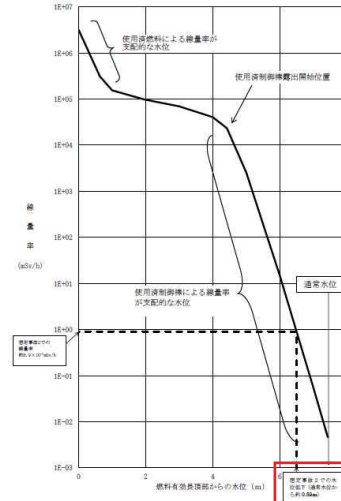
- 放射線の遮蔽を維持できる最低水位(※)は確保される。
- 使用済燃料プールの水位は、燃料プール水戻り配管水平部下端まで回復され、維持される。
- 燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

※放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位(通常水位一約1.3m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」としている。

使用済燃料プール水位の推移(想定事故2)



使用済燃料プール水位と線量率(想定事故2)



### 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、使用済燃料プールの「想定事故1」及び「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

172

## 運転停止中の原子炉内の燃料損傷の防止

### 想定する運転停止中の事故シーケンスグループと重要事故シーケンス

運転停止中の事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	ページ
①崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	175
②全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	177
③原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR系統切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	179
④反応度の誤投入	停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故	181

173



運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が維持されていること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)

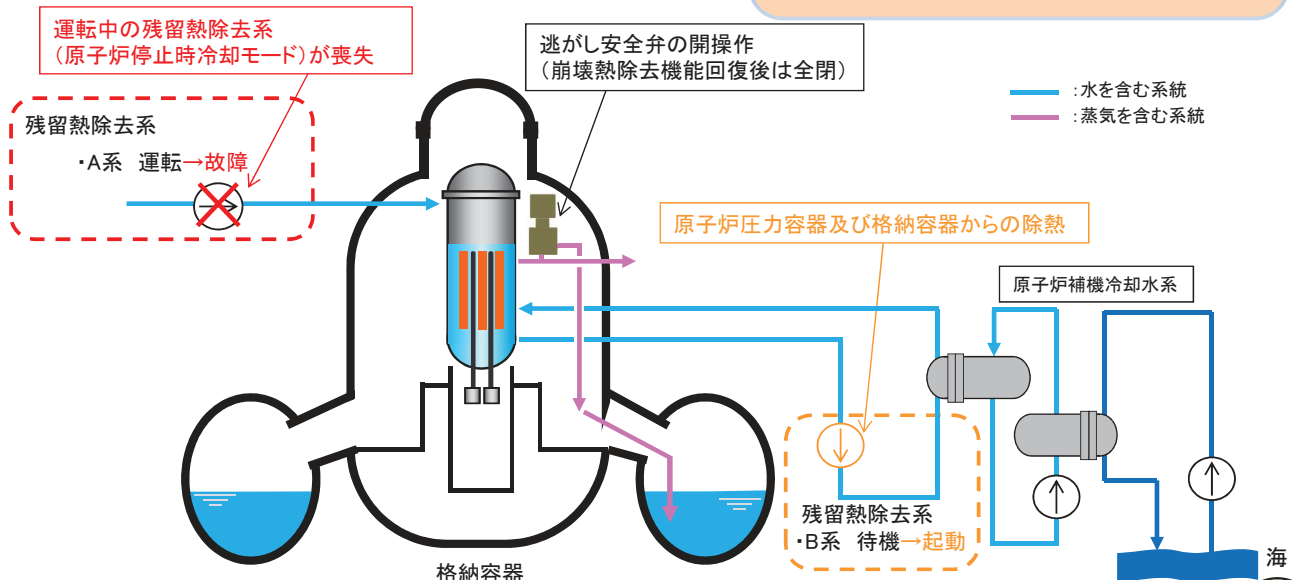
事故シーケンスグループ「運転停止中 崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

特徴

残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

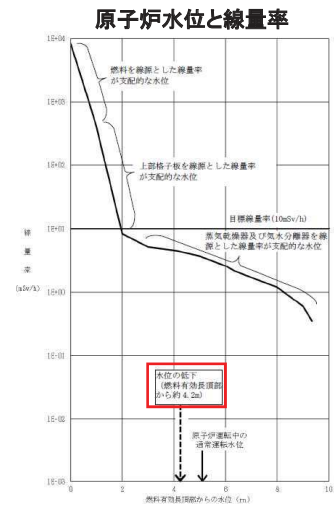
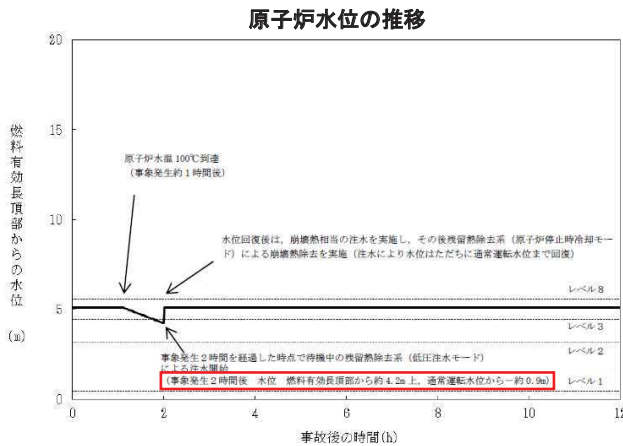
- ・ 待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水
- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



# 事故シーケンスグループ「運転停止中 崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

## 主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。



## 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

# 運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の特徴と主な対策(1/2)

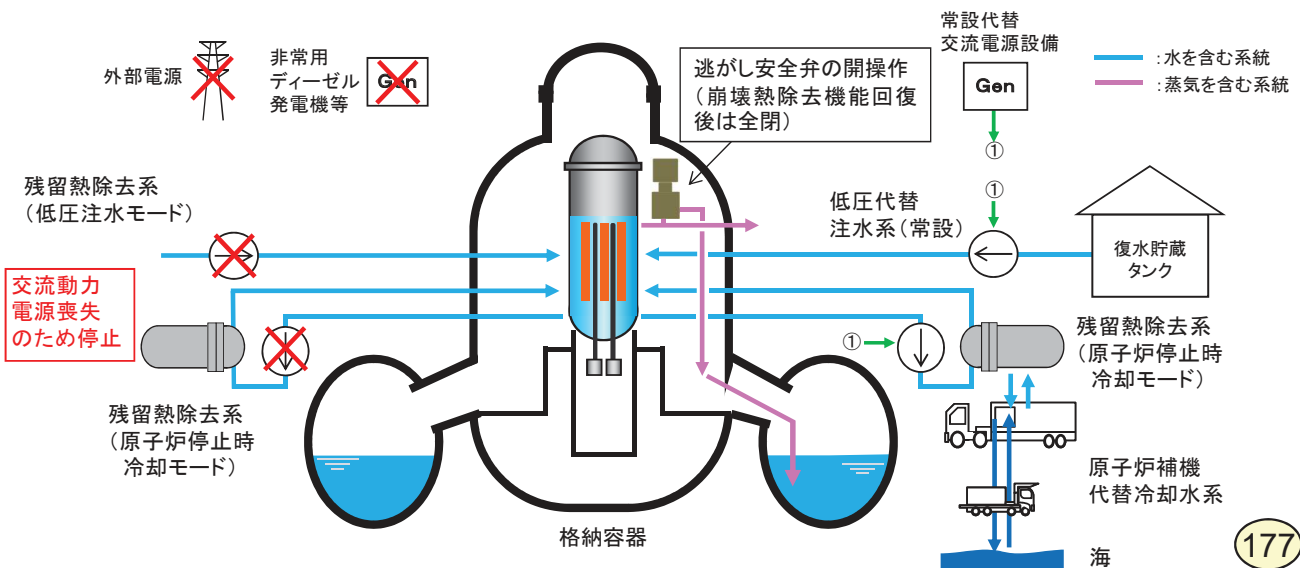
<審査書 P.286>

## 特徴

運転停止中において外部電源及び非常用ディーゼル発電機等が機能を喪失し、全交流動力電源喪失に至る。そのため、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能を喪失し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

## 対策概要

- 常設代替交流電源設備による受電を開始し、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)により炉心を冷却
- 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による格納容器からの除熱

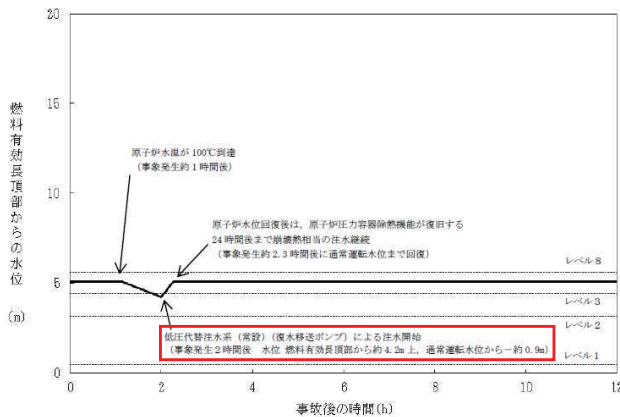


# 運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の特徴と主な対策(2/2)

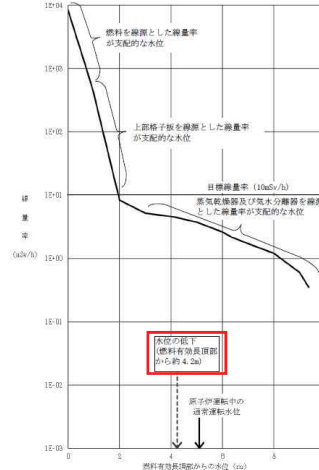
## 主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



原子炉水位と線量率



## 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋<<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

# 運転停止中の事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の特徴と主な対策(1/2)

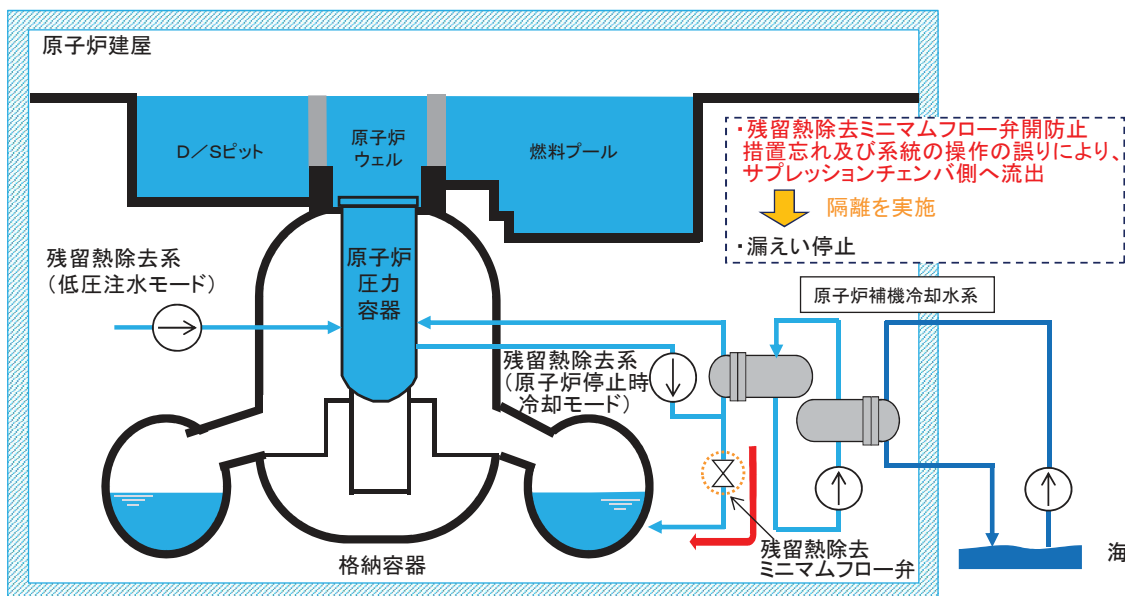
<審査書 P.291>

## 特徴

システムの操作の誤り等により原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッションチェンバ側に流出する。残留熱除去機能が喪失するとともに、原子炉圧力容器内の保有水量が減少を続け、原子炉内燃料体の損傷に至る。

## 対策概要

- ・ 原子炉冷却材流出口を隔離後、残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉注水
- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱

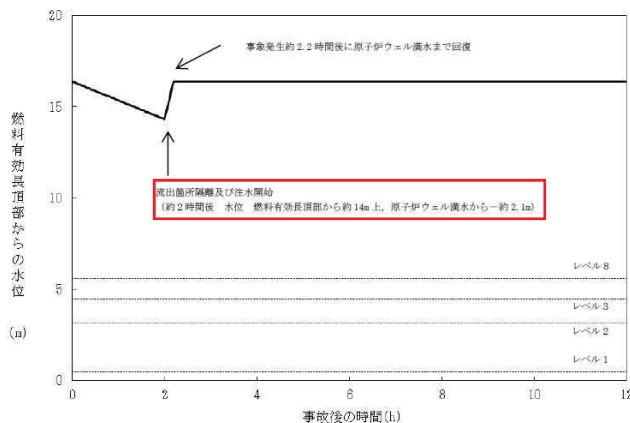


# 運転停止中の事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の特徴と主な対策(2/2)

## 主な解析結果

- 燃料有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建屋内の空間線量率は、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



## 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

180

# 運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書 P.295>

## 特徴

運転停止中において、**制御棒の誤引き抜き**等によって、**臨界又は臨界近傍**にある炉心に急激に**正の反応度**が投入され、これに伴い**原子炉出力が上昇**することにより原子炉内燃料体の損傷に至る。

## 対策概要

- ・起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号により、**原子炉スクラム**が作動する。

## 事故想定における炉心状態

- ・運転停止中に実施される試験等により、制御棒が全引き抜きされている状態から他の1本の制御棒が引き抜かれる。
- ・制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる対角隣接の組合せとし、制御棒が人的過誤により連続引き抜きされると仮定する。

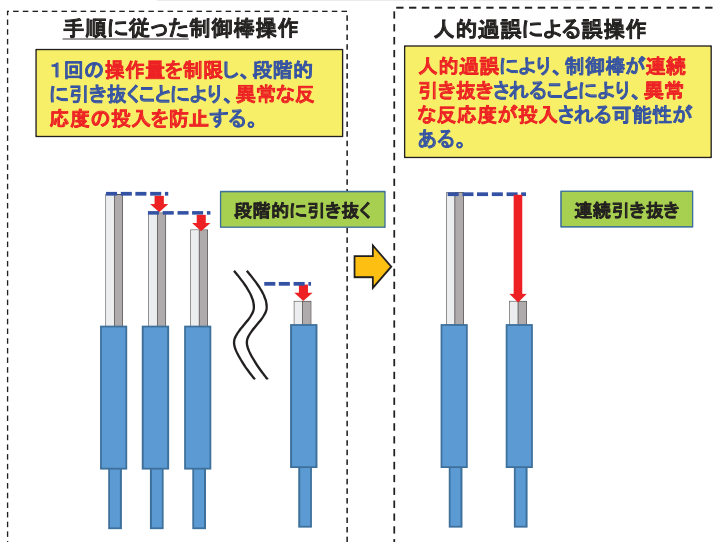
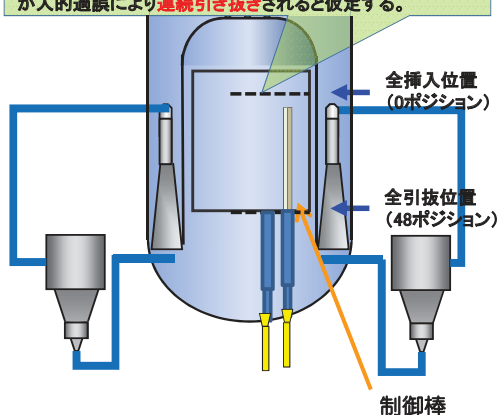
## 臨界近傍における制御棒の引き抜き

### 手順に従った制御棒操作

1回の操作量を制限し、段階的に引き抜くことにより、異常な反応度の投入を防止する。

### 人的過誤による誤操作

人的過誤により、制御棒が連続引き抜きされることにより、異常な反応度が投入される可能性がある。



181

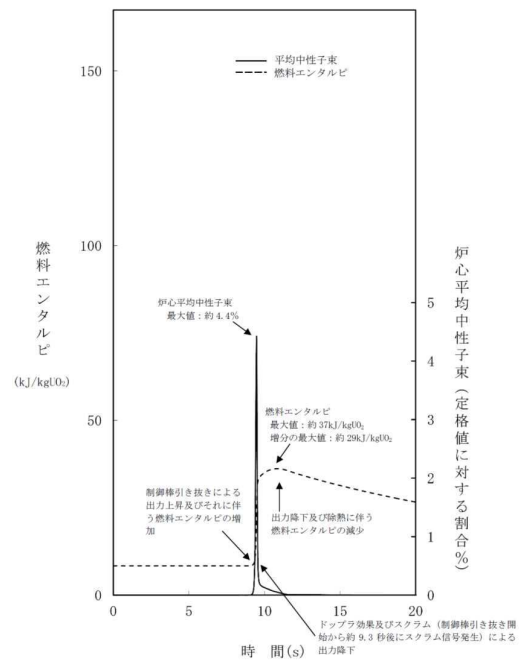


## 運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(2/2)

### 主な解析結果

- 原子炉出力は定格値の約4.4%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界となる。
- この過程で投入される反応度は約1.14ドルであることから、反応度投入事象に至るが、以下を満たすことにより燃料の健全性は維持される。
  - ① 燃料エンタルピーは最大で約37kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kgUO<sub>2</sub>を超えない。
  - ② 燃料エンタルピーの増分の最大値は約29kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピーの増分167kJ/kgUO<sub>2</sub>を超えない。
- 原子炉水位は、通常運転水位から有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水が維持される。また、放射線の遮蔽は維持される。

反応度の誤投入における事象変化



### 審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2019年9月19日)から一部抜粋 <<https://www.nsr.go.jp/data/000285024.pdf>>

182

## (2) 原子力規制委員会としての結論

183

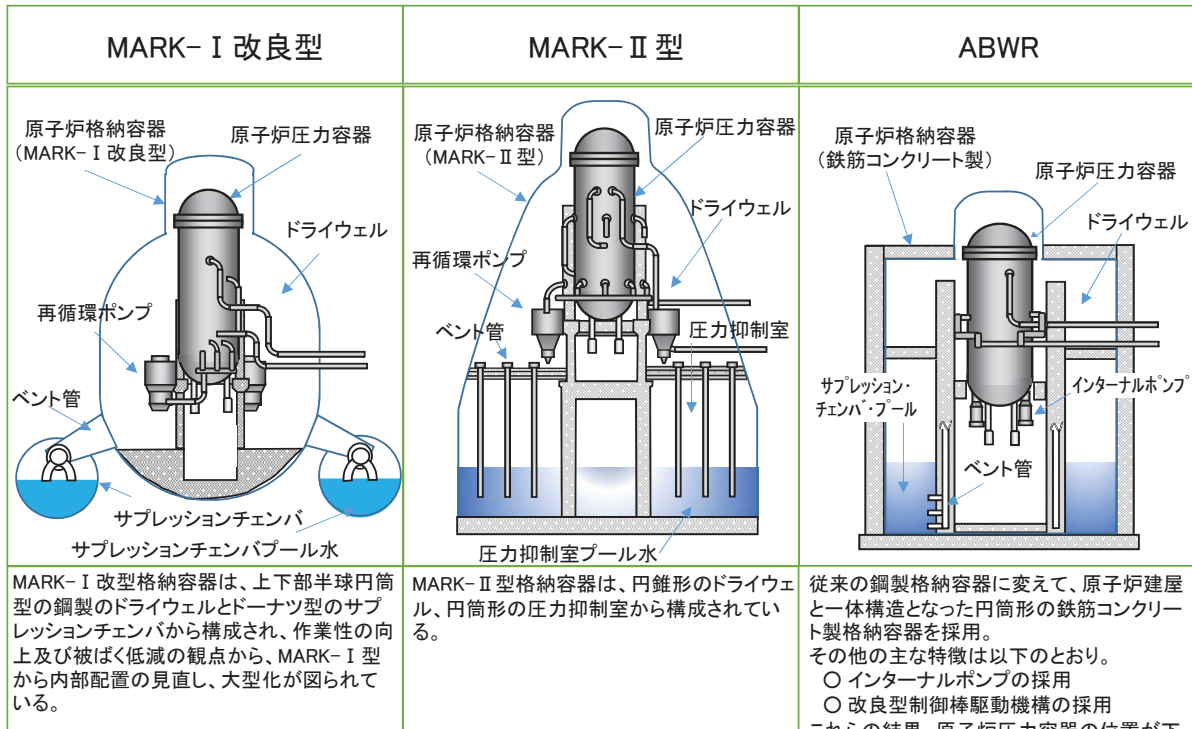
以上の確認の結果、

○女川原子力発電所2号炉に関する設置変更許可申請の内容については、新規制基準に適合していると判断。

○令和2年2月26日、原子力規制委員会は、審査書を了承し、設置変更許可。

(参考) BWRプラントの比較

## BWRプラントの比較 (1/2)



	MARK-I 改良型 (825MWクラス)	MARK-II 型 (1,100MWクラス)	ABWR型 (1,350MWクラス)
最高使用圧力 (MPa <sub>[gage]</sub> )	0.427	0.31	0.31
格納容器空間部体積 (m <sup>3</sup> )	13,050	9,800	13,310
逃がし安全弁1個の容量 (定格主蒸気流量割合)	約8%	約6%	約5%

## BWRプラントの比較 (2/2)

MARK-I 改良型 (825MWクラス)	MARK-II (1,100MWクラス)	ABWR (1,350MWクラス)
<p><b>ECCS等の構成例 (BWR-5)</b></p> <p>系統構成の区分: 3区分</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 非常用ディーゼル発電機 (DG): 2台 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (HPCS-DG): 1台</li> <li>➢ 高圧注水: 高圧炉心スプレイ (HPCS) 系ポンプ 1台</li> <li>➢ 低圧注水: 低圧注水 (LPCI) 系ポンプ 3台 低圧炉心スプレイ (LPCS) 系ポンプ 1台</li> <li>➢ 残留熱除去 (RHR) 系 2系統 (ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり)</li> <li>➢ 自動減圧系 (ADS): 2区分 (逃がし安全弁の個数: 11, 18個等)</li> </ul> <p>※ 他の冷却設備として、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプ1台あり</p>	<p><b>ECCS等の構成例 (ABWR)</b></p> <p>系統構成の区分: 3区分</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 非常用ディーゼル発電機 (DG): 3台</li> <li>➢ 高圧注水: 高圧炉心注水 (HPCF) 系ポンプ 2台 原子炉隔離時冷却 (RCIC) 系ポンプ 1台</li> <li>➢ 低圧注水: 低圧注水 (LPFL) 系ポンプ 3台</li> <li>➢ 残留熱除去 (RHR) 系 3系統 (ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり)</li> <li>➢ 自動減圧系 (ADS): 2区分 (逃がし安全弁の個数: 18個)</li> </ul>	
<p>区分分離の概念図 (例)</p>	<p>区分分離の概念図 (例)</p>	

**【BWR-5とABWRの比較】**

BWR-5では、原子炉再循環系に外部再循環ポンプを採用していることにより、大口径の再循環配管破断を想定し、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の2区分の低圧系の構成としている。ABWRでは、原子炉再循環系にインターナルポンプ方式を採用し、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断を想定しても炉心を冠水維持できるため、ECCS設計ではスプレイ方式ではなく、注水による冠水冷却方式を採用している。また、原子炉隔離時冷却系にECCSの役割を持たせている。