

# 泊発電所 3号炉 新規制基準適合性審査への対応について

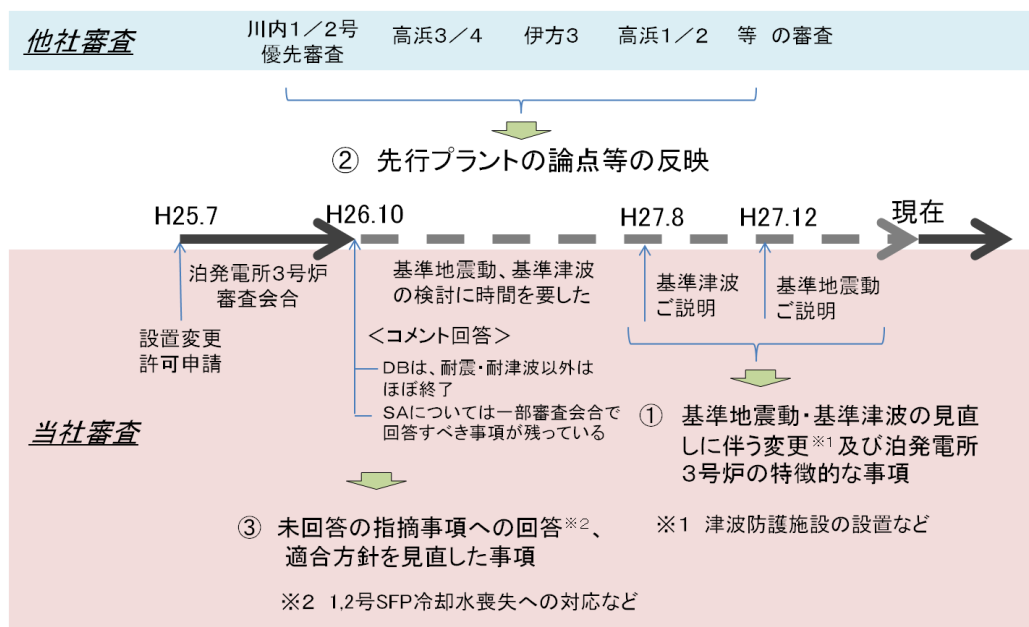
平成28年9月6日  
北海道電力株式会社

# 1. 1 はじめに

## 1. はじめに

○平成28年7月26日の審査会合においては、①基準地震動・基準津波の見直しに伴う変更及び泊発電所3号炉の特徴的な事項、②先行プラントの論点等の反映、③未回答の指摘事項・適合方針を見直した事項から、今後詳細な説明が必要と考える事項を整理して提示した。（図－1「泊発電所3号炉審査の経緯」参照）

○今後の審査においては、詳細な説明が必要な事項を中心に、これまでいただいた指摘事項の回答も含め、基準適合性について説明させていただくこととした。また、今後の新たな指摘事項、新たに詳細な説明が必要となる事項についても、審査会合で説明させていただくなど適切に対応することとした。



図－1 泊発電所3号炉審査の経緯

## 1. 2 本日のご説明内容

○今回、平成28年7月26日の適合性審査会合でご提示した詳細な説明が必要と考える事項およびこれまでいただいた指摘事項のうち、②先行プラントの論点等の反映、③未回答の指摘事項・適合方針を見直した事項に該当するもの10件について資料をとりまとめたのでご説明する。

<詳細な説明が必要と考える事項のうち本日回答分>

項目	件名	該当頁	補足説明資料
②	先行プラントの論点等の反映 ・竜巻影響を考慮した保管場所（位置的分散及び悪影響防止のための固縛）	4～7	資料1-2-1 1～20
③	適合方針を見直した事項 ・可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直し	8～10	資料1-2-1 21～45
③	適合方針を見直した事項 ・重大事故等発生時の初動対応体制の強化	11～13	資料1-2-1 46～69
② ③	先行プラントの論点等の反映、未回答の指摘事項への回答 ・1, 2号炉使用済燃料ピット（SFP）冷却水喪失時の対応について	14～20	資料1-2-1 70～104

## 1. 2 本日のご説明内容

<これまでいただいた指摘事項(平成26年10月時点で未回答)のうち本日回答分>

項目	指摘事項	該当頁	補足説明資料
③	【確率論的リスク評価】 No. 0225-01 ・レベル1. 5 PRAの除外の考え方をPRAのまとめ資料に盛り込むこと。	2 1	資料1-2-2 20~30
③	【確率論的リスク評価】 No. 0225-02 ・停止時の有効性評価の観点からキャビティ満水時の評価について再度整理すること。	2 2	資料1-2-2 31~34
③	【格納容器過圧破損】 No. 0730-13 ・資料2-2 補足説明7. RCPシールLOCA時の漏えい量については、ラビリンズ部の健全性も含めて評価すること。	2 3	資料1-2-2 35~53
③	【格納容器過圧破損】 No. 0820-11 ・原子炉格納容器の耐震性に水張りが影響するか検討すること。	2 4, 2 5	資料1-2-2 54~61
③	【可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート】 No. 1029-02 ・可搬型設備を含めた屋外設備の固縛の考え方を整理すること。(※)	4~7	資料1-2-1 1~20
③	【第34条 緊急時対策所】 No. 14100-01 ・3号炉の緊急時対策所の対応に対して、停止中(燃料取り出し中)の1・2号炉の影響を検討すること。(※)	14~20	資料1-2-1 70~104

※:2ページの詳細な説明が必要と考える事項としてご説明

## 2. 1. 1 竜巻影響を考慮した保管場所 (1 / 4)

先行プラントにおいては、設置許可基準規則への適合として、屋外に保管又は設置する重大事故等対処設備(以下、「屋外重大事故等対処設備」という)が、竜巻影響に対して重大事故等に対処するための機能を維持するため、次のいずれかの竜巻防護設計としている。

- ① 竜巻による荷重を考慮した固縛措置により、重大事故等対処設備の機能を維持する。【固縛措置による機能維持】
- ② 位置的分散を図って保管することにより、重大事故等対処設備の機能を維持する。【位置的分散による機能維持】

泊3号炉では、局所的な影響を及ぼす竜巻の特性を踏まえ、屋外重大事故等対処設備の機動性への影響の小さい②の竜巻防護設計を選択する。

具体的には、②の竜巻防護設計とした先行プラントと同様 “同時機能喪失を防止する位置的分散”及び“他設備への悪影響防止のための固縛” に関して以下の設計方針とし、設置許可基準規則に適合していることを示す。

### 1. 屋外重大事故等対処設備の竜巻防護設計

- “位置的分散”に関する設計方針  
2N配備要求<sup>(※1)</sup>の屋外重大事故等対処設備については、互いに位置的分散を図って保管することにより同時損傷を防止し、重大事故等に対処するための機能を維持する。  
1/2N配備要求<sup>(※2)</sup>又はN配備要求<sup>(※3)</sup>の屋外重大事故等対処設備については、竜巻影響による損傷を想定しても重大事故等に対処するための必要数を満足するよう、バックアップと位置的分散を図る。
- “悪影響防止のための固縛”に関する設計方針  
屋外重大事故等対処設備は、竜巻影響による浮き上がり又は横滑りを防止し、位置的分散を図って保管する他の重大事故等対処設備を損傷させることのない設計とする。
- 以上の設計により、竜巻による影響を想定しても重大事故等に対処するための機能を維持する。

(※1) 原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備の重大事故等対処設備

(※2) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 又は 使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備(放水砲等)

(※3) 原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外の重大事故等対処設備であって、(※1)に該当しない重大事故等対処設備

### 2. 設置許可基準規則への適合性について

- 設置許可基準規則第43条の要求事項のうち、共通要因故障防止に関する要求事項である2項3号、3項5号、7号の要求事項、竜巻による影響のうち荷重による影響は1項1号の環境条件に関する要求事項を満たす設計方針とする。
- 設置許可基準規則第43条の要求事項のうち、竜巻影響を考慮した悪影響防止のための固縛について、1項5号の悪影響防止に関する要求事項を満たす設計方針とする。

## 2. 1. 1 竜巻影響を考慮した保管場所 (2 / 4)

### 竜巻に対する屋外重大事故等対処設備の防護対策

(竜巻の特性を踏まえた設計の考え方)

#### 竜巻の特性

竜巻は、他の自然現象(地震、積雪、火山灰)に比べて、局所的に被害を発生させる自然現象である。  
(H18.11に北海道で、H24.5に茨城県で発生したF3竜巻の竜巻渦直径は、それぞれ35m、60mと報告されている)

#### 設計基準対象設備の竜巻防護設計の考え方

- ✓ 設計基準対象設備(安全施設)については、設計竜巻(最大風速100 m/s)に対して竜巻防護措置を施し、竜巻が起因となる重大事故等の発生を防止するよう措置している。

#### 先行プラントにおける屋外重大事故等対処設備の竜巻防護設計の考え方

- ✓ 竜巻による荷重を考慮した固縛措置により、重大事故等対処設備の機能を維持する。
- ✓ 位置的分散を図って保管することにより、重大事故等対処設備の機能を維持する。



屋外重大事故等対処設備は、竜巻以外の共通要因故障による同時機能喪失を防止するため、位置的分散を図る方針

固縛措置による機能維持の場合、各重大事故等対処設備の機能維持が図られるが強固かつ多数の固縛が必要なため、屋外環境での固縛解除が比較的困難であり、機動性への影響がある。

位置的分散による機能維持の場合、竜巻の影響が局所的であることから、竜巻が近傍を通過した重大事故等対処設備の機能は損なわれるが、位置的分散した重大事故等対処設備により重大事故等に対処するための機能は維持され、悪影響防止のための固縛の解除は比較的容易であり、機動性への影響は小さい。



#### 重大事故等対処設備の竜巻防護設計の考え方

竜巻による荷重を考慮しても、重大事故等に対処するために必要な機能を維持する設計とする。

- ✓ 竜巻は局所的に被害を発生させる自然現象であることを考慮し、屋外重大事故等対処設備は、同じ機能を有する重大事故等対処設備(同じ機能を有する設計基準事故対処設備を含む)から離して配置することによって、共通要因により同時に全ての機能を喪失することを防止する。
- ✓ 設計基準対象設備(安全施設)に対しては竜巻に対して防護措置を施しているが、設計基準対象設備が損傷する場合も想定し、重大事故等対処設備にて機能を維持する設計とする。



## 2. 1. 1 竜巻影響を考慮した保管場所 (3 / 4)

### 竜巻に対する屋外重大事故等対処設備の防護対策

(具体的な設計内容)

#### 竜巻に対する設計方針

- ✓ 竜巻に対する屋外重大事故等対処設備の防護方針として、個々の設備に着目し、それぞれが竜巻に対して損傷しないよう設計する方針もあるが、泊3号炉では、重大事故等発生時に必要な機能に着目し、竜巻によって同じ機能を持つ重大事故等対処設備が同時に機能喪失しないよう、位置的分散を図った配置設計を行う。
- ✓ 屋外重大事故等対処設備が竜巻影響を受け飛来物となり、他設備に悪影響を及ぼさないよう必要に応じて固縛措置を行う。

#### 具体的な設計方針

##### <位置的分散>

屋外重大事故等対処設備は、同じ機能を有する重大事故等対処設備(同じ機能を有する設計基準事故対処設備も含む)と100m以上離隔することにより、竜巻による同時損傷防止を図る。

なお、同じ機能を有する他の設備としてバックアップを含める必要のある1/2N 又は N要求の設備については、竜巻によって1台が損傷したとしても必要数を満足し、機能を維持するようバックアップと分散して配置する。

また、屋外重大事故等対処設備のみで重大事故等に対処する機能を維持するよう、屋外重大事故等対処設備が必要となる事象の発生を防止する設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を内包する建屋から100m以上離隔する。

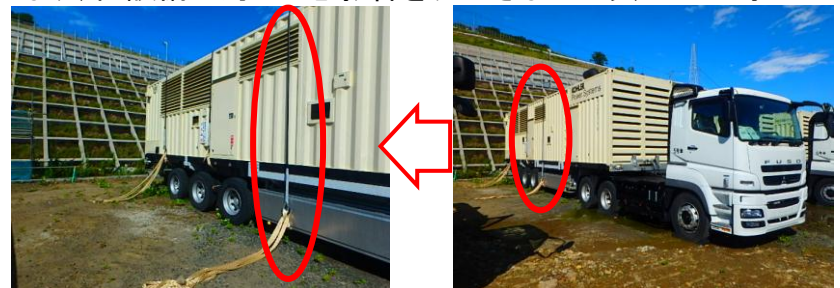


##### <悪影響防止のための固縛>

竜巻の風荷重によって、屋外重大事故等対処設備が飛来物となり、他設備に対して悪影響を及ぼさないよう、ロープ等により固縛する。(耐震性も考慮し、適切な余長を持たせて固縛)

##### <可搬型重大事故等対処設備への配慮>

固縛するロープの数をできるだけ少なくすることにより取外し時間を短縮し、重大事故等発生時の初動対応時間を確保することで、機動性を高める。



固縛装置の取り付けイメージ (可搬型代替電源車)

## 2. 1. 1 竜巻影響を考慮した保管場所 (4 / 4)

### 1/2N 又は N 要求設備一覧および保安規定による運用

設備名	要求数	必要数	配備数	保管場所 (※1)		竜巻を考慮した具体的な設計内容
				N	α	
可搬型スプレインゾル	N	2台 (1セット)	2台+予備2台	②	⑥	予備も含めて2箇所以上100m以上離隔して配置することにより、竜巻により機能を損なわないよう設計
可搬型タンクローリー	N	2台 (1セット)	2台+予備2台	③④	⑥	
緊急時対策所用非常用発電機	N	4台 (1セット)	4台+予備4台	①	⑥	
可搬型大容量海水送水ポンプ車	1/2N	1台 (1セット)	1台+予備1台	⑤	②	
放水砲	1/2N	1台 (1セット)	1台+予備1台	⑤	②	
小型船舶	N	1台 (1セット)	1台+予備1台	③	⑥	
ホイールローダ	N	1台 (1セット)	1台+予備1台	③	⑥	
荷揚場シルトフェンス	N	220m×1重 (1セット)	1セット+予備1セット	⑥	②	柔らかい材質のシルトフェンスは、竜巻影響を考慮しても遮へい材としての機能を喪失しない。(※2)
バックホウ	N	1台 (1セット)	1台+予備1台	③	⑥	地震時の段差解消のために必要な設備であり、竜巻襲来時は不要。(※3)
泡混合設備	1/2N	1台 (1セット)	1台+予備1台	②	⑧	故意の航空機衝突による燃料火災に対応するための設備であり、竜巻襲来時は不要。(※3)

- (※1) 本欄の N は必要数として配備する保管場所、αは予備として配備する保管場所を示す。  
 (※2) 竜巻影響を受けても機能喪失しないが、その他の設備と同様、位置的分散を図って保管する。  
 (※3) 竜巻襲来時には不要であるが、その他の設備と同様、位置的分散を図って保管する。

### 保安規定による運用

竜巻影響を考慮した場合に、重大事故等に対処するために必要となる数量(配備数のうち赤字)を満足しない場合の措置を保安規定に定め、運用として機能を確保することを担保する。

- ✓ 外部からの搬入等による代替品の補充等。
- ✓ 当該設備を動作可能な状態に復旧。

許容時間内に機能を回復できない場合、原子炉停止等の措置を行う。



## 2. 1. 2 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直し (1 / 3)

泊3号炉では、当初、設置許可基準規則第47条で求められる原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の炉心冷却に用いる可搬型重大事故防止設備として可搬型大型送水ポンプ車と可搬型注水ポンプ車を選定し、これらを直列に設置し既設の消火水系統配管に接続して代替炉心注水をする計画であった。

その後、重大事故等時の代替炉心注水及び水源への補給作業をより容易にするために常設配管の敷設範囲の拡大を検討し、代替炉心注水及び水源への補給に使用できる新たな常設配管を敷設することとした。

新たな常設配管の敷設に伴い、代替炉心注水について改めて配管圧損を評価したところ、可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水が可能であることがわかり、これによりさらに操作性・作業性の改善を図ることができることから、可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水する対応に見直すこととした。

以下に、この対応に見直すための可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水を実施することの技術的な検討及び設置許可基準規則への適合性についての確認内容と、操作性・作業性の改善内容について示す。

### 1. 可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水を実施することの技術的な検討について

代替炉心注水に使用するポンプ車を見直すため、可搬型大型送水ポンプ車単独で重大事故等時に炉心に想定される圧力に対して必要な流量での注水が可能であることを確認する。

- 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水手段を用いる全交流動力電源喪失の有効性評価における解析条件と同じ1次冷却材圧力(0.7MPa[gage])及び流量(30m<sup>3</sup>/h)で注水する場合に必要な吐出圧力は右表のように約  MPa[gage]であり、可搬型大型送水ポンプ車<sup>(※1)</sup>単独での注水が可能である。

(※1) 容量:300m<sup>3</sup>/h、吐出圧力:1.3MPa[gage]

水源と移送先の圧力差	約 0.700 MPa[gage]
静水頭	約 0.124 MPa[gage]
機器圧損	約 <input type="text"/> MPa[gage]
配管・ホース及び弁類圧損	約 <input type="text"/> MPa[gage]
合計	約 <input type="text"/> MPa[gage]

代替炉心注水に必要なポンプ車の吐出圧力

## 2. 1. 2 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直し（2／3）

### 2. 設置許可基準規則への適合性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の炉心冷却に用いる可搬型重大事故防止設備に対する要求事項である設置許可基準規則第47条及び重大事故等対処設備に対する要求事項である設置許可基準規則第43条に対する適合性は以下のとおりである。

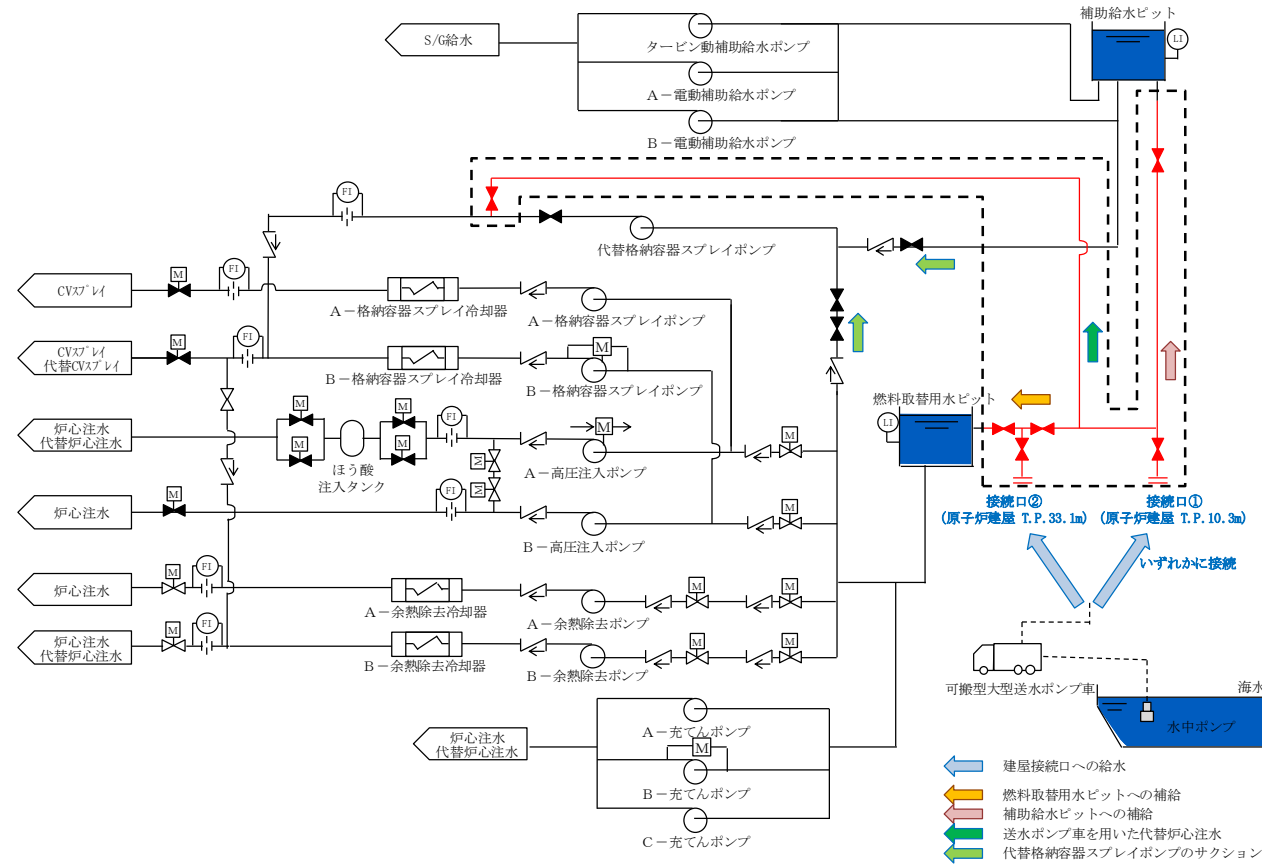
- 設置許可基準規則第47条の要求事項について、可搬型重大事故防止設備として可搬型大型送水ポンプ車を配備し、設計基準事故対処設備との多様性及び独立性、位置的分散を図ることで、要求事項を満たす設計とする。
- 設置許可基準規則第43条の要求事項である、多様性及び独立性・位置的分散、悪影響防止、容量等、環境条件等、操作性の確保並びに試験・検査に関する要求事項について、可搬型重大事故等対処設備に求められる第43条の要求事項を満たす設計とする。

### 3. 操作性・作業性の改善について

新たな常設配管を敷設し、可搬型大型送水ポンプ車単独で代替炉心注水する対応に見直すことによる操作性・作業性の改善内容は以下のとおりであり、これにより、より確実な事故対応が可能となる。

- 代替炉心注水手段に使用するポンプ車数が少なくなり、その移動及び接続に要する作業を減らすことができる。
- 設置許可基準規則第56条「重大事故等の収束に必要な水の供給設備」の要求に対応する水源への補給手段に使用するポンプ車と代替炉心注水に使用するポンプ車を1機種に統一でき、これにより同じ手順で実施できる。

## 2. 1. 2 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水への見直し (3 / 3)



新たに敷設した常設配管の概略系統図

- 新たに敷設した常設配管は、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水のいずれにも使用できるように敷設し、互いに隔離した複数の接続口を設けている。(左図の破線囲み部)
- 使用するポンプ車を可搬型大型送水ポンプ車に統一することで、常設配管に設置した弁の操作で、燃料取替用水ピットへの補給、補助給水ピットへの補給及び代替炉心注水を切り替えることができる。
- 燃料取替用水ピットへの補給及び補助給水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車と同一のポンプ車を使用することになるため、常設配管との接続口に取り付けるホース接続継手及びホースを統一できる。

## 2. 1. 3 重大事故等発生時の初動対応体制の強化（1 / 3）

重大事故等発生時における有効性評価の対応に必要な要員については、平成26年10月以前にご確認頂いたところである。

その後、先行プラントにおけるSA技術的能力に係る審査を踏まえ、有効性評価の事故収束に直接的には関係しない緊急時対策所の立上げに係る手順等について、原子力災害対策指針の警戒事態に該当する警戒事象や原災法第10条事象が発生した場合に手順に着手するよう、手順着手の判断基準を明確にした。これに伴い、事象進展が早く、事故発生後の初期に警戒事象等が発生した場合でも早期に当該手順の対応ができるよう、従来、参集要員にて実施するとしていた上記の対応は、初動対応要員を増員して対応し、初動対応体制を強化することとした。また、万一の事故対応に万全を期すため、有効性評価で期待していない多様性拡張設備の使用準備等にも対応できるよう初動対応要員を増員し、初動対応体制を強化することとした。

以下に、初動対応体制を強化して見直した重大事故等対応体制と設置許可基準規則及びSA技術的能力に係る審査基準への適合性について示す。

### 1. 見直し後の重大事故等対応体制

見直し後の初動対応体制を含む重大事故等対応体制を以下に示す。

なお、有効性評価の対応に必要な要員数については、従来からの変更はない。

- ①以下の対応を事故発生後速やかに実施できるようにするため、当該役割の遂行に必要な力量と要員数を明確にした上で、初動対応要員として災害対策要員(支援)15名を増員する。
  - 緊急時対策所の発電機起動等の緊急時対策所立ち上げ
  - 中央制御室や緊急時対策所のチェンジングエリアの設置や可搬型モニタリング設備等の設置
  - 有効性評価で期待していない多様性拡張設備の使用準備等に係る災害対策要員の支援
- ②有効性評価で期待している重大事故等対応の中核を担う災害対策要員(7名)は、必要な教育訓練に加え、日頃から可搬型重大事故等対処設備に精通させるため、可搬型重大事故等対処設備の巡視点検、定期試験や日常保守も担うSA専任要員とし、運転員と同様の24時間交替勤務体制とする。
- ③重大事故等対処設備への給油や機械・電気設備の復旧作業等の上記①以外の対応については、従来同様参集要員の役割とし、長期的な事故対応にも対応できる体制を維持する。

## 2. 1. 3 重大事故等発生時の初動対応体制の強化（2 / 3）

### 1. 見直し後の重大事故等対応体制(続き)

前頁のとおり重大事故等対応体制の強化を図ることにより、有効性評価シナリオの事故対応はもとより、有効性評価のシナリオから外れた場合にも、SA技術的能力に係る手順を的確に遂行できる体制とし、万一の事故対応に万全を期すこととする。

重大事故等対応体制(見直し前)			
要員		人数	主な役割
初動対応要員	運転員	6名	常駐 運転操作 運転操作支援、代替注水作業 代替非常用発電機給油ホース接続及びガレキの撤去 発電所対策本部の指揮、通報連絡 消火作業
	災害対策要員	7名	
	災害対策要員	2名	
	災害対策本部要員	3名	
	消火要員	8名	
	合計	26名	
参集要員		—	給油作業、緊急時対策所用発電機起動、中央制御室チェンジングエリア設置、多様性拡張設備使用準備、機械・電気設備の復旧作業等



重大事故等対応体制(見直し後)			
要員		人数	主な役割
初動対応要員	運転員	6名	常駐 運転操作 運転操作支援、代替注水作業 ガレキの撤去 発電所対策本部の指揮、通報連絡 消火作業 緊急時対策所用発電機起動、中央制御室チェンジングエリア設置、多様性拡張設備使用準備等
	災害対策要員 【SA専任化】	7名	
	災害対策要員	2名	
	災害対策本部要員	3名	
	消火要員	8名	
	災害対策要員(支援) 【初動対応要員として明確化】	15名	
	合計	41名	
参集要員		—	給油作業、多様性拡張設備使用準備、機械・電気設備の復旧作業等

見直し前後の重大事故等対応体制

### 2. 設置許可基準規則及びSA技術的能力に係る審査基準への適合性について

見直し後の重大事故等対応体制は、有効性評価の対応に必要な要員を確保し、また、SA技術的能力に係る審査基準に示す手順等を実施できる要員を確保していることから、設置許可基準規則第37条(有効性評価に関する審査ガイドを含む)及びSA技術的能力に係る審査基準の要求事項に適合する要員体制である。

## 2. 1. 3 重大事故等発生時の初動対応体制の強化 (3 / 3)

### 3. 見直し後の重大事故等対応体制による重大事故等発生時の対応例 (格納容器過圧破損シーケンスにSA技術的能力において事故収束のサポートとなる作業を加えた対応)

手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	必要要素と作業項目	手順の内容	経過時間(分)		備考
				10	20	
				▽ 約19分 炉心損傷	▽ 約49分 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始	
				▽ 約1.6時間 原子炉容器破損		
				▽ プラント収束判断	▽ 60分 アニウラス空気浄化ファンによる被ばく低減操作開始	
				▽ 全交流動力電圧喪失判断		
状況判断	運転員a, b	1 ●運転操作指揮 2 ●原子炉クォータリーコントロールシグナル確認 ●ポンプ・電動給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●炉内電圧及び外部電源喪失判断 ●早期の電源回復不能と判断 ●1次冷却材の減量を判断		10分		
電源確保作業	運転員a 災害対策要員A, B 運転員b	1(1) ●代替非常用発電機からの給電準備及び起動操作、起動確認(中央制御室操作) 2 ●非常用母線受電準備及び受電(現場操作)		15分 15分		
水素濃度低減操作(解析上考慮せず)	運転員a	1(1) ●格納容器水素イグニタ起動(中央制御室操作)		5分		
1次冷却材ポンプシール漏れ補修	運転員a	1(1) ●1次冷却材ポンプ対水戻り開閉等閉止確認(中央制御室操作)		5分		
代替格納容器スプレイポンプ起動操作	運転員a 災害対策要員D	1(1) ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備(中央制御室操作) 2 ●代替格納容器スプレイポンプ起動準備(現場操作)		5分 25分		代替格納容器スプレイポンプの注水準備を解析上、スプレイを開始している約49分までに開始できる。
可能型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	運転員a 運転員c	1(1) ●可能型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備(中央制御室操作) ●原子炉格納容器内水素濃度確認(中央制御室操作)		5分 70分		適宜実施
蓄圧タンク出口弁操作	運転員a	1(1) ●蓄圧タンク出口弁閉止(中央制御室操作)		30分		
被ばく低減操作	運転員a 災害対策要員B, D 運転員a	1(1) ●B-アニウラス空気浄化ファン起動操作(現場操作) 2 ●中央制御室非常用備蓄システム開始(現場操作) 1(1) ●中央制御室非常用備蓄システム起動操作(中央制御室操作)		20分 35分 5分		アニウラス空気浄化ファンの起動を被ばく上の評価条件である60分以内に開始できる。
補助給水流量調整	運転員a	1(1) ●補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整(中央制御室操作)		適宜実施		
B-一定圧ポンプ(自己冷却)起動準備・起動操作(解析上考慮せず)	運転員c 災害対策要員C 運転員a	2 ●B-一定圧ポンプ(自己冷却)系統構成・メンテナンス・通水(現場操作) 1(1) ●B-一定圧ポンプ(自己冷却)系統構成(中央制御室操作) ●B-一定圧ポンプ(自己冷却)起動(中央制御室操作)		35分 10分 5分		
蓄電池室換気系システム開始	災害対策要員B, D	2 ●蓄電池室換気系システム開始(現場操作) ●コントローラセンター交換(現場操作)		20分		
蓄電池室排気ファン起動	運転員b	1(1) ●蓄電池室排気ファン起動(現場操作)		20分		
可能型計測器接続(有効性評価上考慮せず)	災害対策要員B	1 ●可能型計測器接続(現場操作)		適宜実施		
可能型アニウラス水素濃度計測ユニット起動	運転員d 運転員a	1(1) ●可能型アニウラス水素濃度計測ユニット起動準備・起動(現場操作) ●アニウラス水素濃度確認(中央制御室操作)		70分 適宜実施		
緊急時対策用発電機起動	災害対策要員(支援)A, B, C, D	4 ●緊急時対策用発電機起動(指揮所、待機所)(現場操作)		30分		事故収束のサポートとなる作業
可能型空気装置起動	災害対策要員(支援)A, B, C, D	4 ●緊急時対策用の可能型空気装置起動(指揮所、待機所)(現場操作)		60分		事故収束のサポートとなる作業
中央制御室チェンジングボード設置	災害対策要員(支援)E, F	2 ●中央制御室チェンジングボード設置(現場操作)		70分(20分運転員E・Fを要し、要員の交代可能)		表1.0.2 重大事故等対応における操作の成否性に含まれない手順であるが、事故収束のサポートとなる作業として便宜的に記載。
緊急時対策用可能型エアモニタ設置	災害対策要員(支援)G, H	2 ●緊急時対策用可能型エアモニタ設置(現場操作)		60分		事故収束のサポートとなる作業
可能型モニタリングシステムによる原子炉格納施設を囲む12箇所放射線量の測定	災害対策要員(支援)G, H	2 ●可能型モニタリングシステムによる原子炉格納施設を囲む12箇所の放射線量の測定(現場操作)		110分		可能型モニタリングシステムと可能型気象観測設備の連携・設置を必要で行い、その際、気象観測設備の設置作業を併せて実施する。
可能型気象観測設備による緊急時対策用付近の気象観測項目の測定	災害対策要員(支援)G, H	2 ●可能型気象観測設備による緊急時対策用付近の気象観測項目の測定(現場操作)		40分		事故収束のサポートとなる作業

\*上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。  
\*機内通達装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。  
\*各設定期間は操作場所、操作条件及び実施の順序等を考慮し、また、解析上の規定とは設定したものであり、運転員は手続書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。  
\*なお、運転員は解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間より長)



## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット（SFP）冷却水喪失時の対応について（1／7）

先行プラントの審査において、非常に大きな地震に伴う停止号炉のSFP冷却水の大規模な漏えいを仮定した際に、貯蔵中の使用済燃料への対応が新規規制基準適合性審査を行っている原子炉の重大事故等対応に影響を与えないことを確認すべきとの議論があった。泊3号炉の審査においても、泊1, 2号炉は原子炉に燃料を装荷していないことが前提であることから、SFP冷却水の大規模な漏えいという重大事故を上回る状況を想定した場合の対応について検討した。

### 1. 燃料の健全性評価

泊1, 2号炉でSFP冷却水が全て喪失した場合において、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管のクリープラプチャが発生するまでの最短時間を以下のように評価した。

- ① 冷却期間が短く崩壊熱が高い燃料を対象として、無限体系中の1体の燃料と泊1, 2号炉の特徴であるキャン型(筒型)ラックにおける熱の授受をモデル化した簡易的手法による評価を行った。入力条件を先行プラント並みの保守的な値とした結果、燃料被覆管最高温度は500℃、クリープラプチャが発生するまでの最短時間は約1日となった。
- ② 上記とは別の手法として、SFP内の実燃料配置及びSFPを内包する建屋(燃料取扱棟)全体をモデル化したCFD解析を行ったところ、燃料被覆管の最高温度は420℃、クリープラプチャが発生するまでの最短時間は約10ヶ月と①と大きく異なる結果となった。
- ③ ①の評価は、泊1, 2号炉が停止後長期間を経過していることが見込まれていないなど過度に保守的な評価条件であると考えられることから、②のCFD解析結果を参考に、入力条件の一部(燃料ラック入口空気温度)を適正な値に見直した評価を行った結果、燃料被覆管の最高温度は約450℃、燃料被覆管のクリープラプチャが発生するまでは最低でも1ヶ月程度となった。

一方で、泊1, 2号炉では、保安規定において泊1, 2号炉発災時の要員参集体制を整備しており、SFP冷却水の漏えいなどの事故が発生した場合は、参集要員がSFPへの水の補給またはスプレーを行うことにより、参集要員が対応にあたる時間的な余裕は十分に確保できる。

### 2. 放射線影響の評価

燃料の健全性が確保できる前提において、泊1, 2号炉のSFPの冷却水が全て喪失した場合には緊急時対策所居住性への放射線影響が考えられることから、当該条件における線量評価を行い、緊急時対策所を拠点とする活動に支障がないことを確認した。

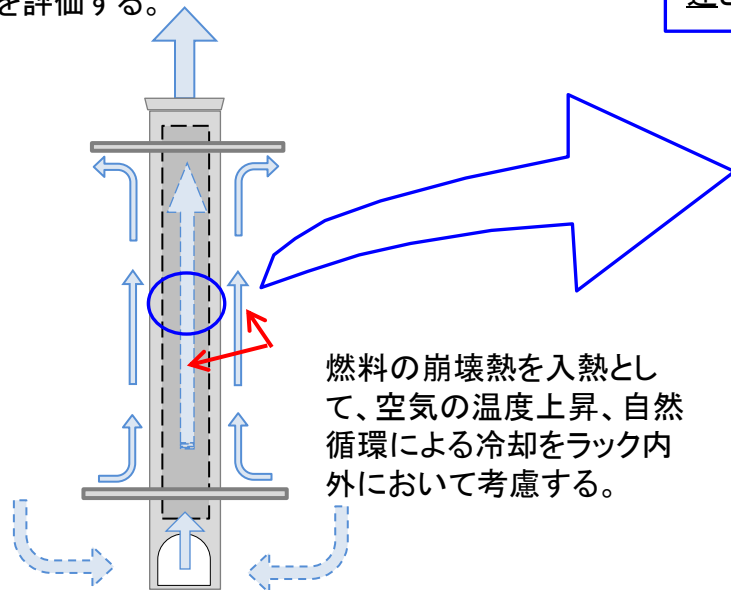
## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット (SFP) 冷却水喪失時の対応について (2 / 7) ほくてん

### 燃料の健全性評価(1 / 4)

#### ①簡易的手法による評価

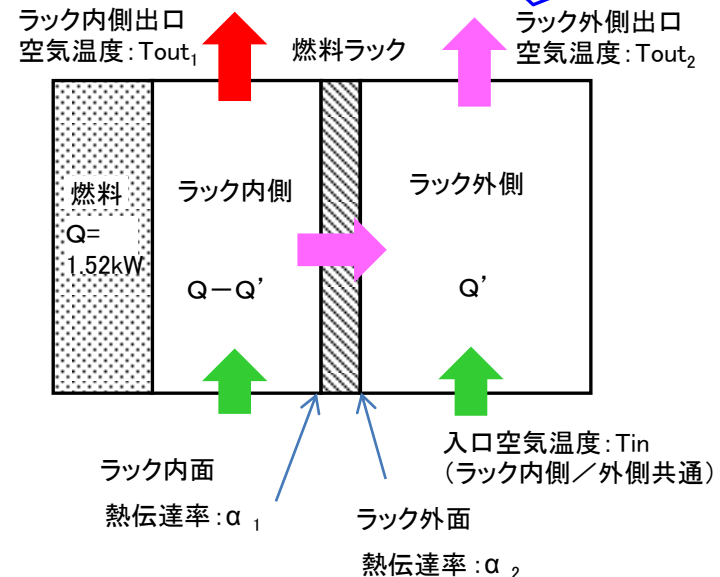
泊1, 2号炉の貯蔵燃料中、最も冷却期間が短い燃料の崩壊熱(1.52kW/体)を入熱として、貯蔵燃料及び燃料ラックの無限体系を仮想し、1体分の体系における熱の授受のモデル化により、空気の温度上昇、及び空気温度と燃料被覆管の温度差から燃料被覆管の最高温度を簡易的に求め、燃料被覆管にクリープラプチャが発生する最短時間を評価した。

泊1, 2号炉SFPの燃料ラックはキャン型(筒型)であり、空気の流れはラックの内側と外側に分かれるため、ラック内外における空気の自然循環による冷却を以下の体系で模擬し、ラック内側出口の空気温度を評価する。



ラック内側の空気への伝熱は、燃料棒とラックに囲まれた層流条件とし、管群での発達した管内層流の熱伝達として評価

ラック外側の空気への伝熱は、ラックを平板とみなせることから、鉛直平板周りの熱伝達として評価



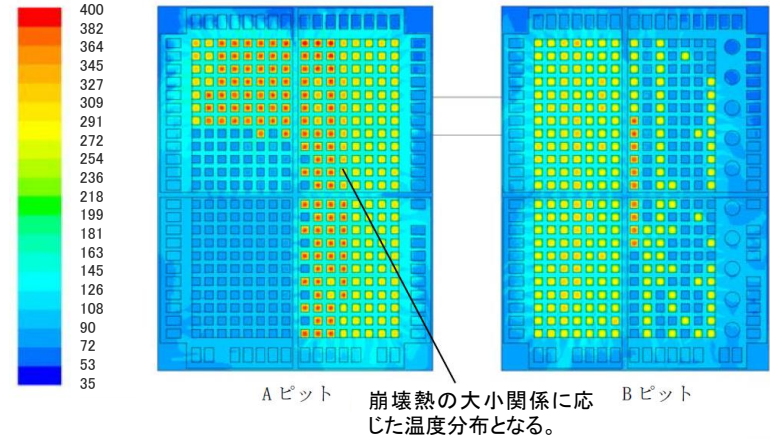
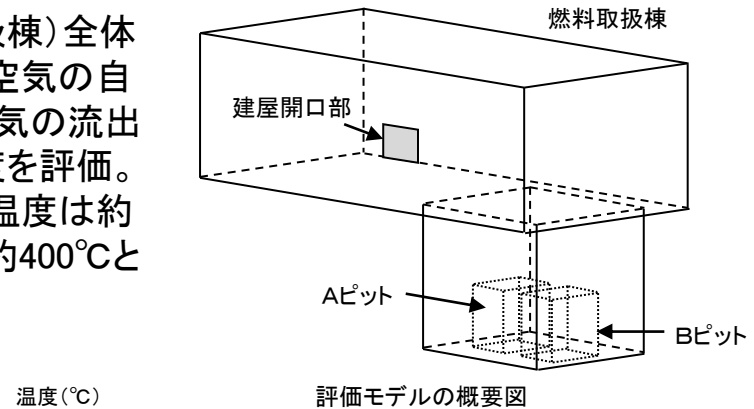
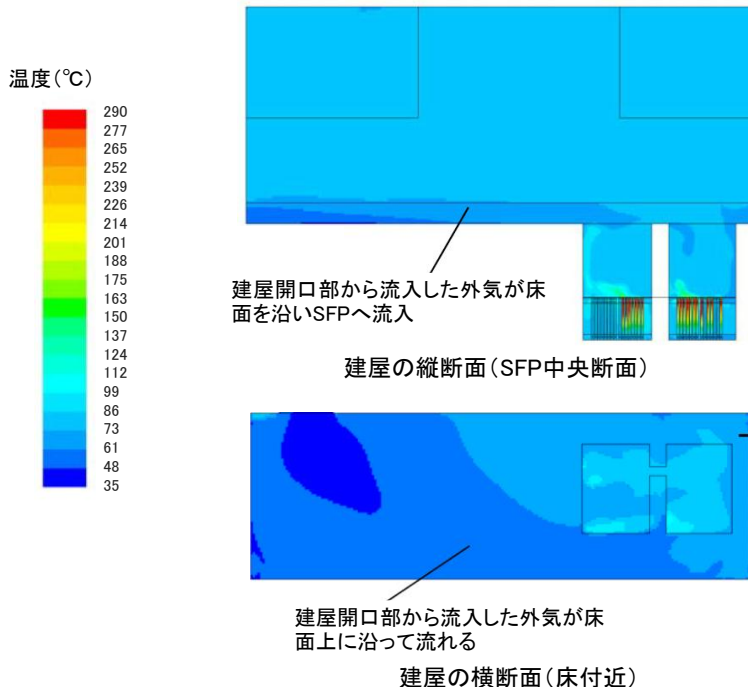
## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット (SFP) 冷却水喪失時の対応について (3 / 7)

### 燃料の健全性評価(2 / 4)

#### ②CFD解析による評価

泊1, 2号炉のうち停止期間が短く崩壊熱が相対的に高い泊2号炉SFPの冷却水が全て喪失した際の燃料集合体及び燃料ラック周囲の空気の自然循環による除熱を模擬したCFD解析により, SFP内の空気温度を評価した。

- 泊2号炉のSFP及びSFPを内包する建屋(燃料取扱棟)全体を3次元でモデル化し, SFP内とSFP上部空間での空気の自然循環、屋外への熱伝導、建屋開口部における外気の流出入等を模擬したCFD解析により, SFP内の空気温度を評価。
- 評価の結果、SFP底部(燃料ラック入口部)の空気温度は約80°C、燃料ラック頂部における空気の最高温度は約400°Cとなった。



ピット内の横断面(上部サポート板部(燃料上端付近))

## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット (SFP) 冷却水喪失時の対応について (4 / 7)

## 燃料の健全性評価(3 / 4)

## ③ ①, ②に基づく燃料被覆管最高温度及びクリープラプチャが発生する最短時間に関する考察

- 燃料被覆管最高温度は、最も高温となる燃料の崩壊熱の評価値(1.52kW)に出力分布等を考慮した保守性を見込み、発熱量を5kWとして、求めた空気温度に一定の値を加算して算出し、この燃料被覆管最高温度よりクリープラプチャが発生する最短時間を評価した。
- ①の評価において、燃料ラック入口温度 $T_{in}$ を先行プラントでの評価と同様に155°Cとして評価を行ったところ、燃料被覆管最高温度は500°C、クリープラプチャが発生する最短時間は約1日となった。
- 一方、②のCFD解析による評価では、空気の最高温度約400°Cより燃料被覆管最高温度は420°C、クリープラプチャが発生する最短時間は約10ヶ月となる。
- $T_{in}=155^{\circ}\text{C}$ は、MAAP5を用いた敦賀2号炉のSFP内温度評価の解析値であるが、この解析はプラント停止期間が短く(2年)、停止後4年以上が経過している泊の評価に用いるには過度に保守的であると考え、適切な $T_{in}$ を設定することとした。
- 具体的には、②のCFD解析による評価ではSFP底部(燃料ラック入口部)温度 $T_{in}=\text{約}80^{\circ}\text{C}$ に対して、建屋内空気の混合状況や時間的な揺らぎによる不確かさを考慮し、CFD解析結果の建屋床面におけるSFP周辺部雰囲気温度の最高値に一定の保守性を持たせ、 $T_{in}=130^{\circ}\text{C}$ と設定した。
- 上記条件にて①の簡易的手法で評価を行った結果、燃料被覆管温度450°C、クリープラプチャが発生する最短時間は約1ヶ月となった。
- 上記評価より、泊1, 2号炉のSFPにおいて冷却水が喪失した状況においても、燃料の健全性は最低でも1ヶ月以上にわたり確保されるものとする。

評価手法	燃料被覆管最高温度	クリープラプチャが発生する最短時間
簡易的手法( $T_{in}=155^{\circ}\text{C}$ )	500°C	約1日
CFD解析	420°C	約10ヶ月
簡易的手法( $T_{in}=130^{\circ}\text{C}$ )	450°C	約1ヶ月

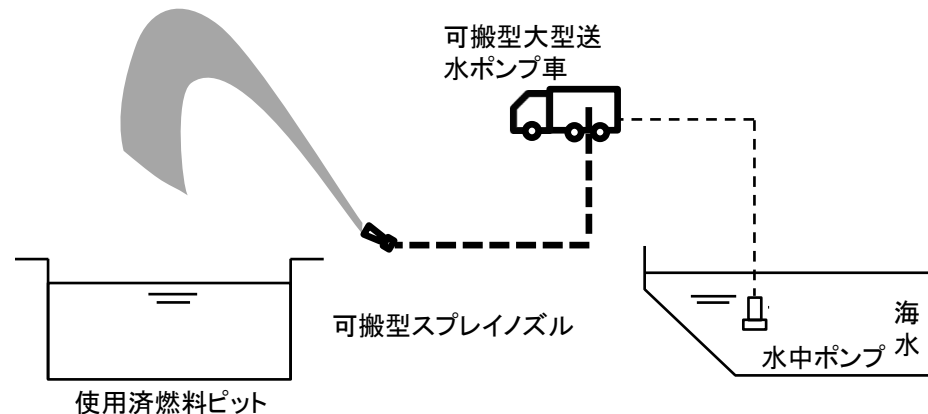
## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット（SFP）冷却水喪失時の対応について（5／7）

## 燃料の健全性評価（4／4）

## SFP冷却水喪失時の対応

泊1, 2号炉のSFP発災後における、漏えい発生等の状況判断については、1,2号炉中央制御室にいる運転員により判断可能である。

泊1, 2号炉のSFPへの水の補給等の操作については、泊3号炉の災害対策要員等とは別に保安規定において、緊急安全対策として泊1, 2号炉SFP発災時の要員参集体制を整備しており、発電所構外から参集してくる要員にて、可搬型大型送水ポンプ車を使用して対応を行う。



泊1, 2号炉でSFP冷却水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管のクリープラプチャが発生するまでは最低でも1ヶ月程度を要する。

参集要員による泊1, 2号炉のSFPへの補給又はスプレイは、事象発生後の十数時間後までに開始可能であり、燃料被覆管のクリープラプチャ発生を防止する対応にあたるための時間的余裕は十分に確保できる。

なお、SFPの保有水量は1,500m<sup>3</sup>以上あり、実際には、何らかの事象によりSFP冷却水の漏えいが発生した場合においても、SFP冷却水が全量喪失するまでには一定の時間を要する※ことから、冷却水が喪失する前に対策をとることが十分可能である。

※ 米国のNEI12-06(FLEXガイド)及びNEI06-12(B. 5. b対応ガイド)における条件等を参考とした。



## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット（SFP）冷却水喪失時の対応について（6／7）

周辺エリアの放射線影響の評価

SFP水の全量喪失を想定した場合（燃料の健全性は維持されている前提）、周辺エリアの放射線量の上昇が予想されることから、以下の内容について線量評価を行った。

- 緊急時対策所への参集時
- 緊急時対策所の居住性
- 緊急時対策所用発電機への給油作業

## ①評価方法

- SFPに保管中の燃料集合体を燃焼時間および冷却時間別に保守的に分類し、各分類の1体当たりの燃料集合体からの線量率に当該分類の燃料集合体数を掛け、各分類合計の線量率を計算する。
- 線量率は、SFP上部開口部から鉛直上方向に放出されるガンマ線のスカイシャイン線の評価対象とする。
- 燃料集合体の上端部に位置する点線源がSFP中心に配置されているとしてSCATTERINGコードにより計算する。

## ②周辺エリアの放射線影響

- 緊急時対策所への参集ルート上で、1, 2号炉SFP内の使用済燃料からの線量影響が最大となる地点における線量率は約6.4mSv/hとなった。緊急時対策所への移動に際して、参集ルート上の線量率をこの線量率で代表し移動時間を考慮しても線量は小さくアクセス性に問題はない。
- 緊急時対策所中心地点における線量率は約0.38 $\mu$ Sv/h（7日間で約0.064mSv）であり、居住性に与える影響は極めて小さい。
- 緊急時対策所用発電機への給油作業地点における線量率は約0.31mSv/hであり、7日間の作業を考慮しても約0.12mSvであるため作業に支障はない。



## 2. 1. 4 1,2号炉使用済燃料ピット (SFP) 冷却水喪失時の対応について (7 / 7) ほくてん

緊急時対策所への参集ルート等を踏まえた評価点

1. 指摘事項【確率論的リスク評価】

レベル1. 5PRAの除外の考え方をPRAのまとめ資料に盛り込むこと。

2. 回答

レベル1. 5PRAから得られるすべての格納容器破損モードにおいて、設置許可基準解釈に基づき想定する破損モードとの対応を整理し、直接的に対応しない格納容器破損モードについて、新たな格納容器破損モードとして追加要否の検討を行った。

検討に際して、有意な頻度または影響をもたらす格納容器破損モードであるかを確認した結果、以下のように新たに格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断し、その旨をまとめ資料中に整理した。

格納容器破損モード		破損モード別 CFF (/炉年)	全 CFF※への寄与 (%)	追加要否	判断理由
g	蒸気発生器伝熱管破損	3.9E-07	0.2	不要	・格納容器バイパス事象として炉心損傷防止対策で対応する。
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)	6.3E-08	<0.1		
v	インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	<0.1	不要	
β	格納容器隔離失敗	1.1E-06	0.5	不要	・実機での運用管理状況、CFF から発生可能性が極めて低い。 ・重大事故により原子炉格納容器へ物理的負荷が発生するものではない。
α	原子炉容器内での水蒸気爆発	1.7E-09	<0.1	不要	・国内外の各種研究例や CFF から発生可能性が極めて低い。
θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	8.2E-08	0.1	不要	・格納容器先行破損事象として炉心損傷防止対策で対応する。

※ プラント全体の CFF : 2.1E-04 (/炉年)

3. 補足説明資料

資料1-2-2

泊3号炉重大事故等対策の有効性評価

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別紙9 レベル1. 5PRAから抽出される格納容器破損モードの取り扱いについて

## 1. 指摘事項【確率論的リスク評価】

停止時の有効性評価の観点からキャビティ満水時の評価について再度整理すること。

## 2. 回 答

定検時など原子炉停止中のPRAにおいて、原子炉キャビティ満水時を停止時PRAの評価対象期間のプラント状態(POS)から除外する考え方について、まとめ資料中に整理した。

停止時においては、1次系保有水量が少ないミッドループ運転が厳しい状態であり、原子炉キャビティ満水状態においては、ミッドループ運転時と比較して1次冷却材水量が十分に多く、ミッドループ運転時の保有水量約100m<sup>3</sup>に対して、キャビティ満水時の原子炉容器フランジ面上部の保有水量は約1,000m<sup>3</sup>である。余熱除去系の故障または電源等のサポート系の故障によるキャビティ水の蒸発や原子炉冷却材の流出においてキャビティ水の減少が発生して、余熱除去機能が阻害される水位に至るまでの時間余裕が十分に長く、燃料損傷に至る前に対策を行うことができると考えられることから、停止時PRAの評価から除外している。

## 3. 補足説明資料

## 資料1-2-2

## 泊3号炉重大事故等対策の有効性評価

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別紙14 停止時PRAにおいて評価対象外としたPOSの除外理由について

1. 指摘事項【格納容器過圧破損】

資料2-2 補足説明7. RCPシールLOCA時の漏えい量については、ラビリンズ部の健全性も含めて評価すること。

2. 回 答

RCPシールLOCA時に漏えい量が最大となる全シールの機能喪失の流出流量は、シール部や配管等の流出経路の構造によって決まるが、保守的にシール部や配管等の抵抗は考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンズ部の抵抗のみ考慮した評価した結果、シール部が機能喪失した場合の最大の値として、ポンプ1台あたり約 $99\text{m}^3/\text{h}$ (約436gpm相当)となった。米国のシールリークモデルを参照した漏えい量は約 $109\text{m}^3/\text{h}$ (480gpm相当)であることから、有効性評価においては約 $109\text{m}^3/\text{h}$ (480gpm相当)を設定した。

ラビリンズ部の健全性について、温度・圧力による影響、通過流体による侵食の影響の評価を行い、漏えい量に有意な影響を及ぼさないことを確認した。

3. 補足説明資料

資料1-2-2

泊3号炉重大事故等対策の有効性評価

7. 1. 2 全交流動力電源喪失

添付資料7. 1. 2. 10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について

1. 指摘事項 【格納容器過圧破損】

原子炉格納容器の耐震性に水張りが影響するか検討すること。

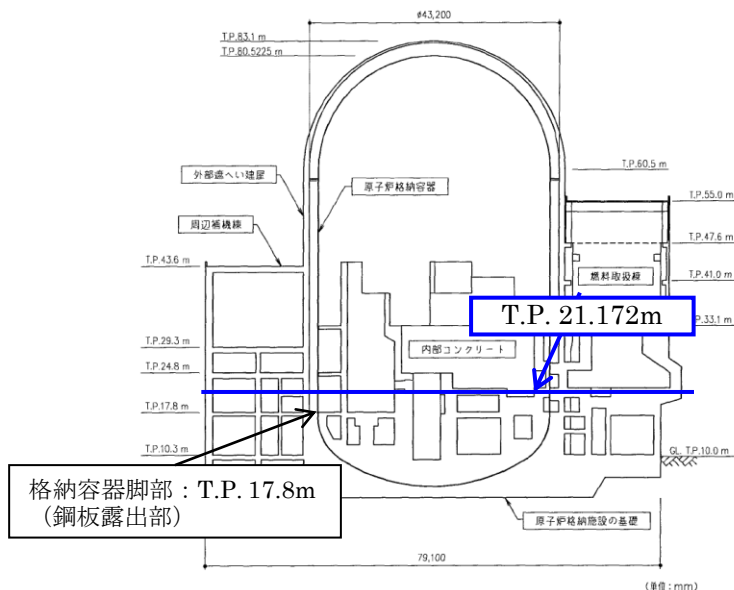
2. 回 答

炉内残存溶融デブリの冷却を目的として格納容器内冠水操作を行った場合を想定し、格納容器内に溜まった水の水頭圧に加え、地震によるスロッシングを考慮した格納容器の耐震性評価を実施した。

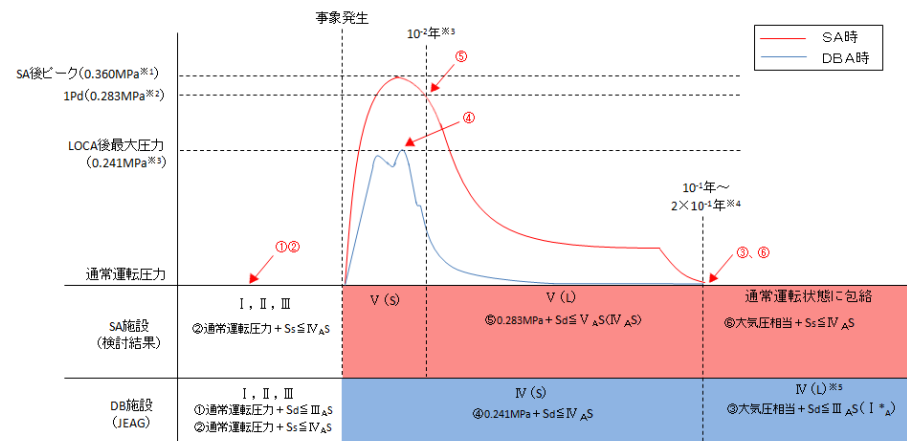
評価においては、

- 格納容器内の水位は格納容器炉心燃料上端が水没する高さ (21.172m) とし
- 地震力と他の事象の組合せについては、「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ」の考え方と同様に、重大事故後の格納容器内温度・圧力と基準地震動Sdによる地震荷重を組み合わせる (下図参照。なお、「SA荷重の組み合わせ」の考え方については、別途審査会合にて御説明予定)

こととした。



原子炉格納容器断面図



※ 1: 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価結果

※ 2: 原子炉格納容器の最高使用圧力

※ 3: 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※ 4: 事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。

※ 5: SA施設としてのCVについても確認する。

「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せ」における格納容器の許容応力状態の比較 (概念図)

2. 回 答（続き）

格納容器脚部に生ずる応力を評価したところ、「原子力発電所耐震設計技術指針」の第2種容器の許容応力状態IV<sub>A</sub>Sの基準値（S<sub>y</sub>）を満足する結果となった。

なお、本件の詳細設計については工事計画段階でご説明する。

荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界（許容応力状態IV <sub>A</sub> S）	
① 自重（ポーラクレーン重量含む） ② 格納容器内圧（最高使用圧力） ③ 地震荷重（S <sub>d</sub> ） ④ 格納容器内の水による荷重（水頭圧+地震時）	温度 （℃）	一次一般膜応力強さ （MPa）
		S <sub>y</sub>
	132	234※1

※1 S<sub>y</sub>の値は設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）による。

応力強さの評価結果

地震ケース	自重+CV内圧 ※2			地震 ※3			水圧（地震分含む） ※4 ※5			合計		
	一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ		
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$
S <sub>d</sub>	-69.3	127.6	-58.3	-30.4	0	30.4	-24.4	24.4	0	-125	152	-28
応力強さの限界										S <sub>y</sub> = 234		

※2 CV内圧は最高使用圧力としている。

※3 金ヶ崎のS<sub>d</sub>地震動による結果

※4 S<sub>d</sub>地震水平動によりCV脚部（T.P. 17.8m）のスロッシング荷重が、冠水深さに一様に作用するとして応力を算出。

※5 水圧により生じる応力各成分は次の通り。σ<sub>x</sub> = -0.1MPa, σ<sub>y</sub> = 24.3MPa, σ<sub>z</sub> = -0.1MPa

3. 補足説明資料

資料1-2-2

泊3号炉重大事故等対策の有効性評価

7. 2. 1. 2 格納容器過温破損

添付資料 7. 2. 1. 2. 8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について

別紙2 格納容器内冠水時の耐震性評価について