

# 東海第二発電所

## 内部溢水の影響評価について (審査会合コメント回答)

平成29年9月14日  
日本原子力発電株式会社

## 1. 指摘事項

屋外タンク等の溢水影響評価に関して、保有水量が大きい淡水貯水池を溢水源としてその周囲の局所的な浸水水位評価の要否も検討の上、防護対象施設への影響を評価すること。

## 2. 回答

- ◆ 淡水貯水池については、スロッシング時においても溢水を発生させない設計とすることから、溢水源として考慮せずに評価を実施し、影響のないことを確認

- 屋外タンク等による溢水影響評価(溢水量が敷地内全体に均一に広がるとした評価)

〔評価条件〕

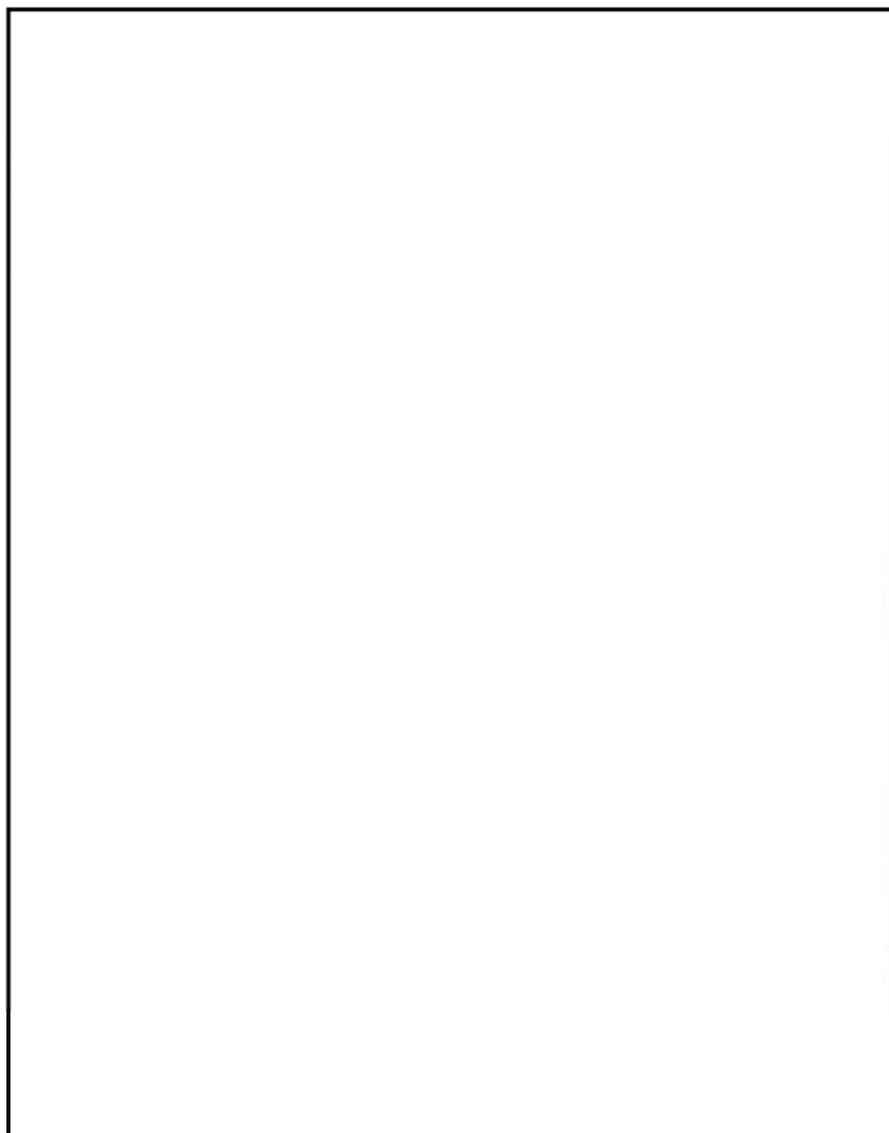
- ・ 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- ・ タンクから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。
- ・ 溢水量の算出では、基準地震動 $S_S$ による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等からは、全量が流出する。
- ・ 淡水貯水池については、溢水源としては考慮しない。

【評価結果】 防護対象建屋周囲の浸水水位は、最大約0.1mであり、各建屋の設計床高さを越えず影響のないことを確認

- 屋外タンク破損時の局所的な水位上昇についても評価(敷地内浸水伝播モデルによる詳細解析)

【評価結果】

- ・ 原子炉建屋(機器搬入口前)では、周囲の一時的な水位上昇があるが、建屋入口には止水対策をしており防護対象区画への浸水影響は無い。
- ・ 使用済燃料乾式貯蔵建屋についても周囲の一時的な水位上昇があり建屋内に浸水するが、防護対象設備(使用済燃料乾式貯蔵容器)は溢水による機能喪失はないため影響なし。



第1図 東海第二発電所敷地のレベル図

第1表 屋外タンク等による溢水影響評価結果

E.L.+8.0mエリア

E.L.+8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m <sup>3</sup> )	敷地面積 (m <sup>2</sup> )	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2				○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋	0.3				○

第2表 屋外タンク等による溢水影響評価結果

E.L.+3.3mエリア

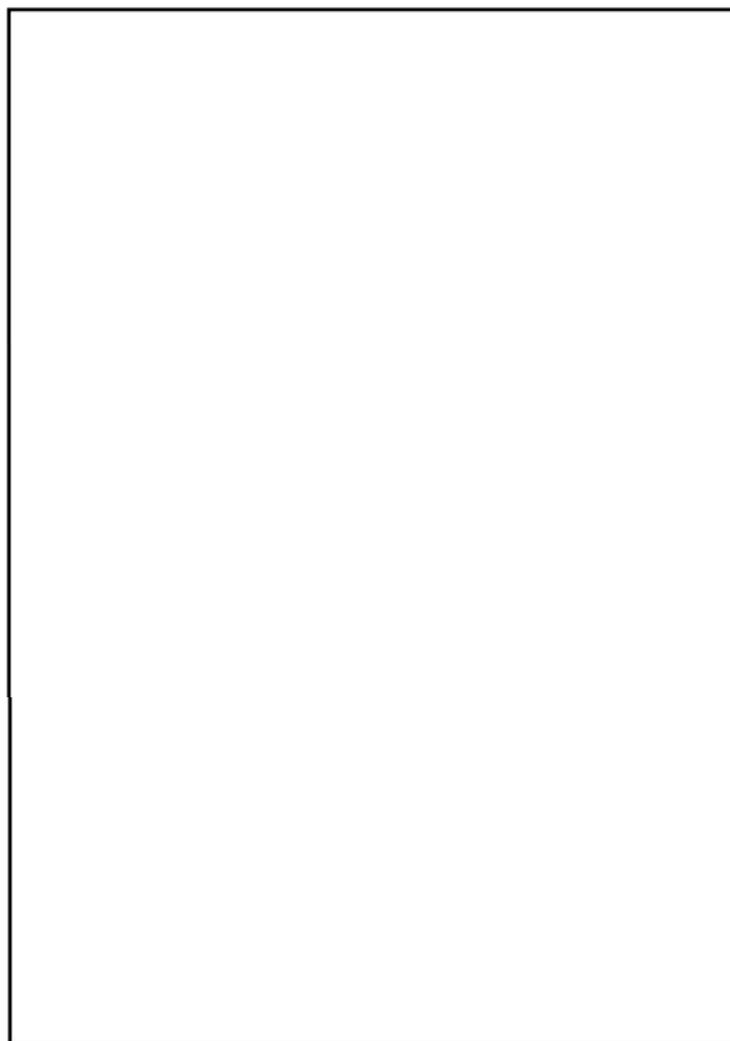
E.L.+3.3m エリア	許容 浸水深 (m)	溢水量 (m <sup>3</sup> )	海水ポンプ室周り の滞留可能容積 (m <sup>3</sup> )	敷地 浸水深 (m)	評価
海水ポンプ室	4.0	7,408	9,000	2.4	○

評価結果より、敷地浸水深は許容浸水深より下回る結果となった。

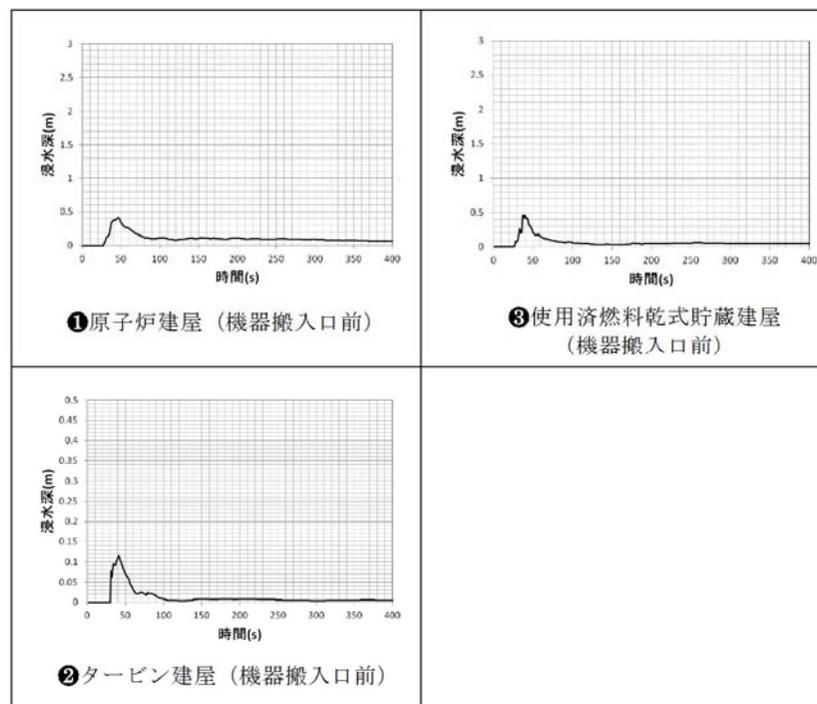
いずれの評価においても、屋外タンク等の溢水による溢水防護対象設備への影響を及ぼすことはない。

○屋外タンク破損時の局所的な水位上昇についても評価を実施

- ・狭隘部等への浸水影響の確認のため、溢水源を合算し、指向性を持って流出させ評価



第2図 水位測定箇所



第3図 水位測定箇所における浸水深

各所を解析した結果、原子炉建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋において、床レベルを一時的に超えるが、以下より防護対象設備への影響はない。

- ・原子炉建屋：建屋は止水対策が実施されており浸水の影響はない。
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋：防護対象設備（使用済燃料乾式貯蔵容器）は溢水による機能喪失はないため影響はない。

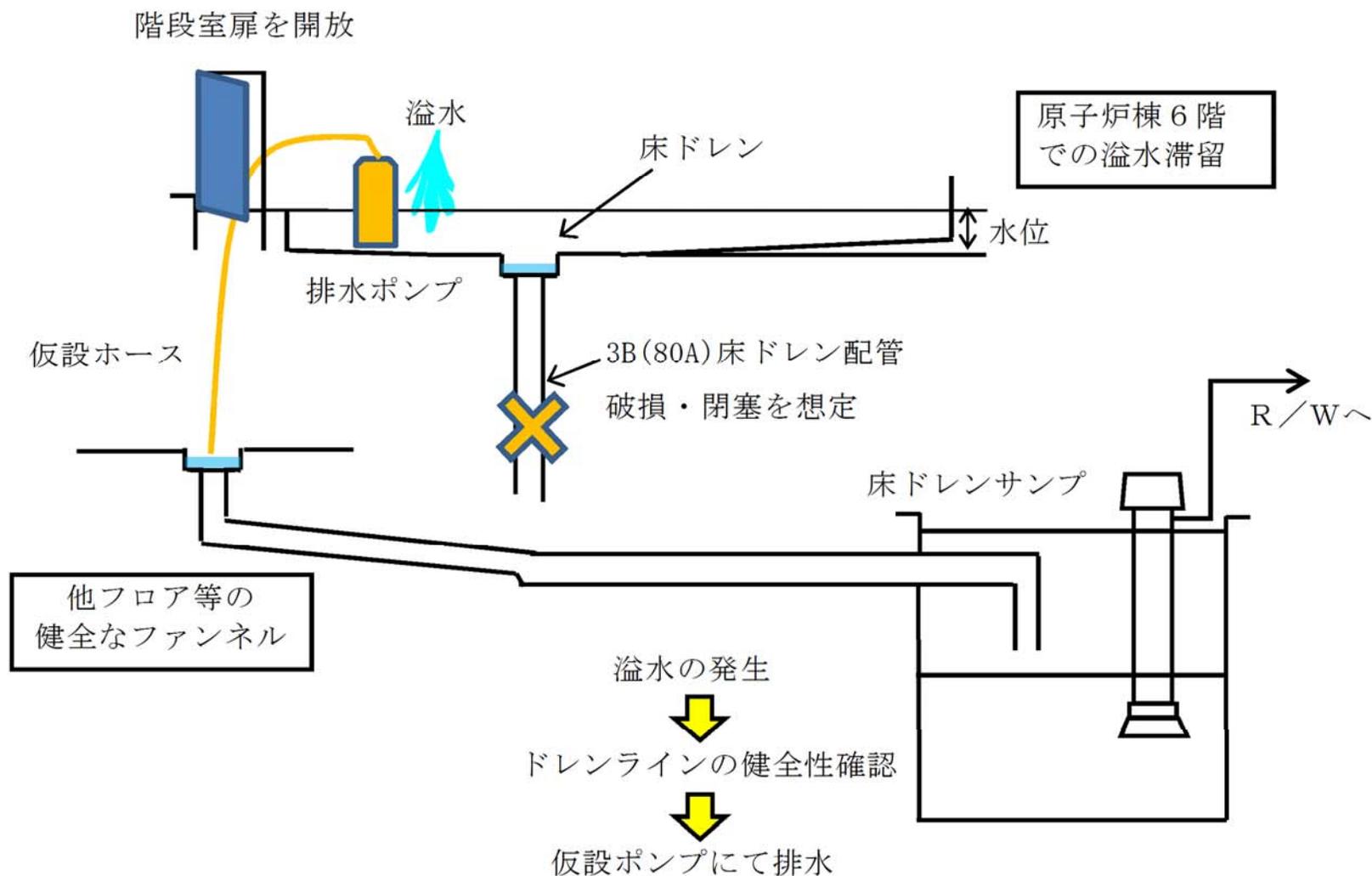
## 1. 指摘事項

R/B 6階に滞留した状況における6階へのアクセス性、排水作業の成立性について資料に反映すること。

## 2. 回答

- ◆ 原子炉棟6階において、地震随伴による溢水時には、地震により床ドレンラインからの排水が阻害された場合を考慮して、アクセス性及び排水作業の成立性を確認
- 溢水滞留時のアクセス性について
  - ・地震発生時における原子炉棟6階の溢水水位は、全ての排水ラインが閉塞し排水不可と仮定しても評価上約12cmであり、作業等のアクセス性については影響はない。  
なお、想定破損時における原子炉棟6階の溢水水位は、評価上約40cmであるが、床ドレンラインの機能が使用できるため排水可能である。万一、排水機能が期待できなくてもアクセスは東側階段より可能であり、作業時のアクセス性は問題ない。
- 床ドレンファンネル閉塞時における排水処理について
  - ・下階層における床ドレンラインの健全性を確認した後、仮設の排水ポンプ等にて健全な既設ファンネル等に排水を実施（第1図参照）

補足説明資料-50参照



第1図 地震時の床ドレンファンネル破損・閉塞時における排水処理について

## 1. 指摘事項

区分分離について内部火災の対応を適切に反映すること。

## 2. 回答

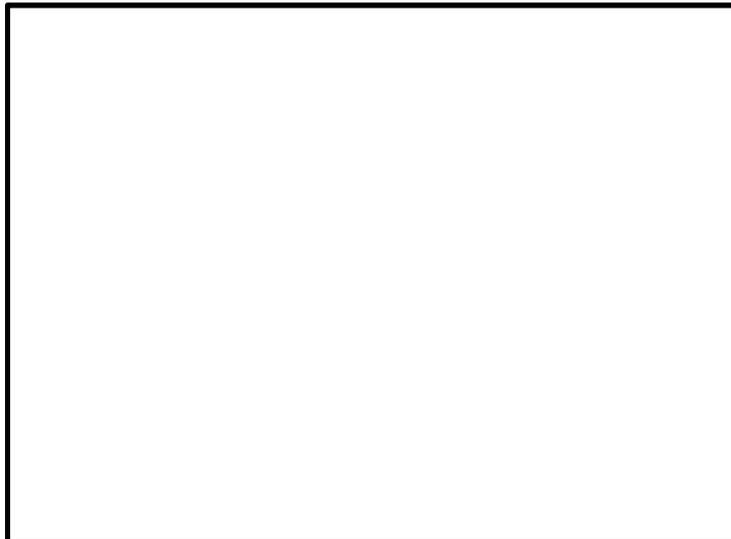
◆ 内部火災の系統分離対策による溢水影響評価への確認

分離設備	火災防護による対策	溢水影響評価
ほう酸水注入系	耐火隔壁により系統分離	溢水防護区画を分離しないため、溢水影響評価に影響はない。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系	耐火隔壁により系統分離	溢水防護区画を分離しないため、溢水影響評価に影響はない。
可燃性ガス濃度制御系	設置エリアを東西に区域分離	区域分離壁は、溢水影響評価において考慮されているため、影響はない。
中央制御室換気空調系	耐火隔壁により系統分離	溢水防護区画を分離しないため、溢水影響評価に影響はない。
その他個別機器	耐火隔壁にて囲い系統分離	溢水防護区画を新たに設けるものではないため、溢水影響評価に影響はない。

【確認結果】

いずれの火災防護の対策においても、溢水影響評価に影響はない。

○火災防護における、異区分の機器への分離対応



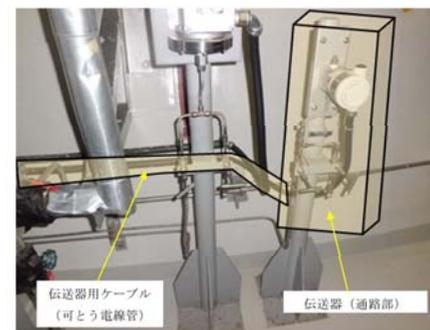
第1図 ほう酸注入系, 非常用ガス処理系及び  
非常用ガス再循環系の火災対策及び溢水対策



第2図 可燃性ガス濃度制御系機器の  
火災対策及び溢水対策



第3図 中央制御室換気空調系機器の火災対策及び溢水対策



格納容器圧力伝送器 (PT-26-79.51A)

第4図 個別機器の系統分離

1. 指摘事項

堰高さ設定の考え方を本体資料に明記すること。

2. 回答

- ◆ 溢水影響評価における堰の取扱い及び堰の高さ設置の考え方について以下のとおり整理している。

第1表 堰高さの設定の考え方

設置箇所	堰の種類		堰の高さ	設定の考え方	没水影響評価	
					水位評価時の堰の考慮	溢水伝播時の堰の考慮
開口部及び階段部	溢水拡大防止堰	溢水伝播を制限するための堰	40cm	想定破損による溢水水位に基づき設定（原子炉建屋6階）	○	○ (流下経路としない)
			30cm	溢水拡大軽減堰の高さに床勾配及び揺らぎを考慮した値(20cm)を加え設定	○	○ (流下経路としない)
	溢水拡大軽減堰 (自主設備)	溢水影響範囲を軽減させるための堰	10cm	アクセス性に影響しないよう滞留水位の最大値(20cm)より低い高さを設定	○	— (流下経路とする)

○：堰があるものとして取扱う

—：堰がないものとして取扱う

## 1. 指摘事項

蒸気影響評価において、解析条件への区分分離による影響(空調等)について整理すること。(各項目毎に影響があるのか)

## 2. 回答

- ◆ 蒸気影響評価については、前回、火災区域分離前の解析結果を基に簡易評価を行った結果を示していたが、今回、火災区域の分離を反映した解析結果が得られたため、その結果を以下に示す。

第1表 配管からの流出条件

系統	配管径	破損形態	流出圧力 <sub>※1</sub>	流出温度 <sub>※1</sub>	流体の状態 (蒸気)	隔離時間	設置場所
			(MPa)	(°C)			
RCIC	10B	1/4DI貫通クラック	7.04	287	単相流	10秒	3F東 ~1F東

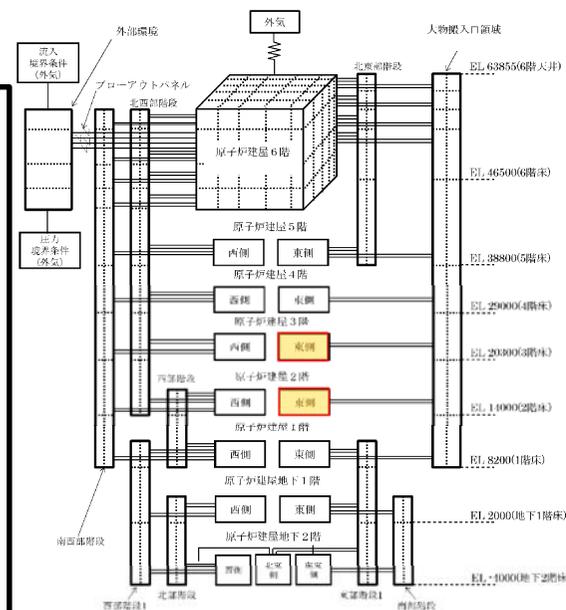
※1 圧力と温度は、系統の運転圧力と運転温度

[評価条件]

- ・破断想定箇所：原子炉建屋原子炉棟2階、3階  
蒸気漏えい時の影響の大きい配管部分を選定
- ・解析モデル：原子炉建屋原子炉棟(火災防護の区域分離壁設置による区域)
- ・破損形状：原子炉隔離時冷却系蒸気配管の貫通クラック
- ・漏えい停止：漏えい時の差圧検出によるインターロック動作
- ・ヒートシンクになる構造物への熱伝達は保守的に考慮せず



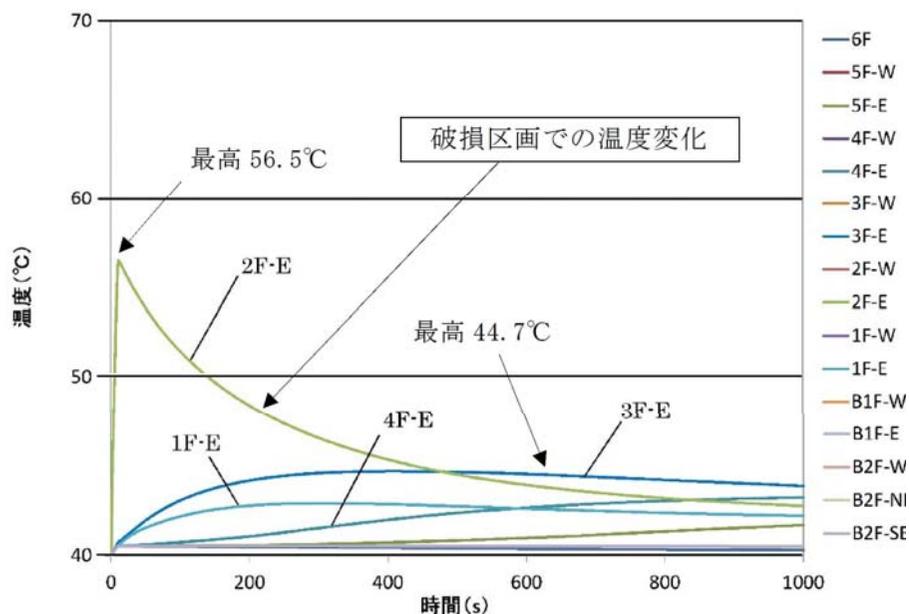
第1図 評価概要図



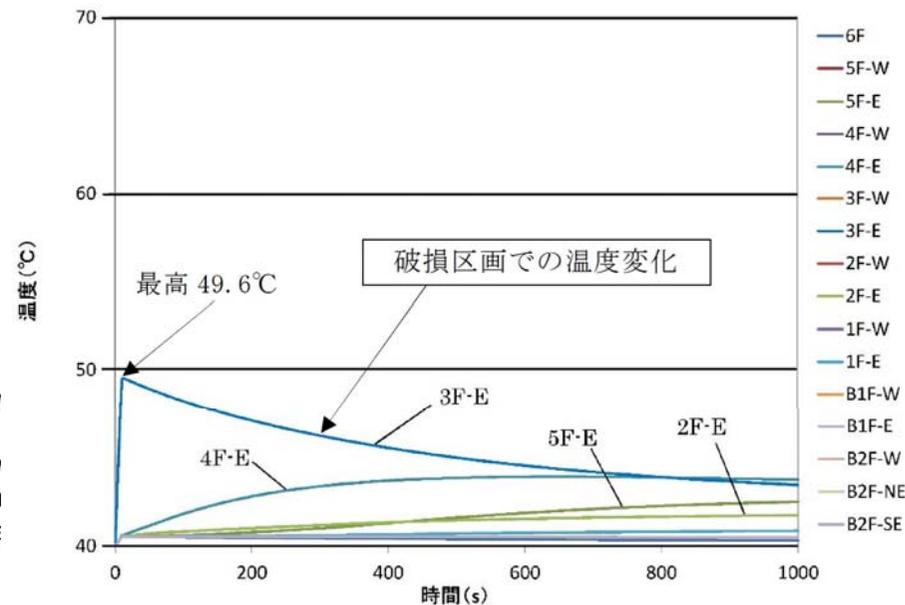
□：配管破損想定箇所

第2図 解析モデル図

解析の結果、最高温度が原子炉建屋内機器環境条件66℃を下回ることから問題ないことを確認した。



第3図 区画の温度変化  
(破損区画: R/B地上2階)



第4図 区画の温度変化  
(破損区画: R/B地上3階)

## 1. 指摘事項

火災での対策(ラッピング等)により壁面のひび確認が可能か示すこと。

## 2. 回答

- ◆ 個別機器のラッピング等により壁面の目視範囲が阻害される場合には、取り外しが可能な構造とすることから確認は可能
  - ・ケーブル等のラッピングについては、壁との隙間を設けることから、目視は可能
  - ・滞留区画範囲には、ラッピング等により目視不可となる範囲が無いことを確認

添付資料-10参照

## 1. 指摘事項

RCIC蒸気配管の強度評価, 補強工事の成立性を示すこと。

## 2. 回答

- ◆ 高エネルギー配管である原子炉隔離時冷却系(RCIC)蒸気配管については, 想定破損の破損形態を貫通クラックとするために溢水評価ガイドに従い,

一次応力+二次応力  $\leq 0.8 \times$  溢水評価ガイドに基づく許容応力

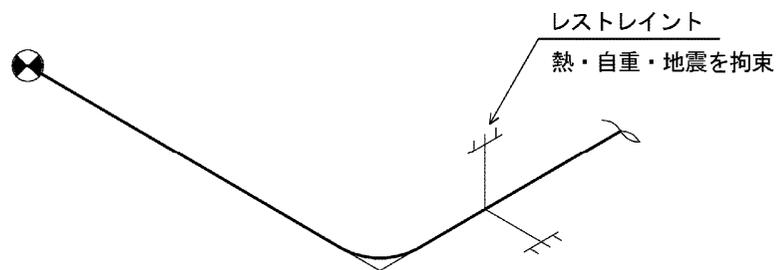
となるように設計を行う。

この設計にあたっては, 既設サポートの位置, 仕様変更等により, 熱伸びによる拘束が緩和されるよう対策する。

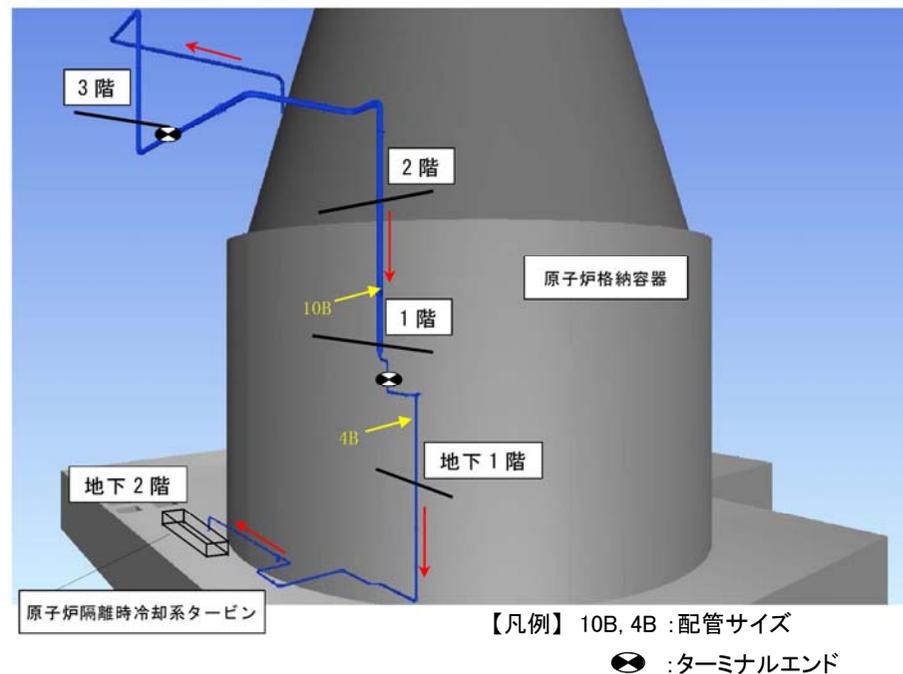
[対策内容]

- ・サポート位置の変更, 追加
- ・サポート仕様の変更(レストレイントからスナツバ, ハンガへの改造)

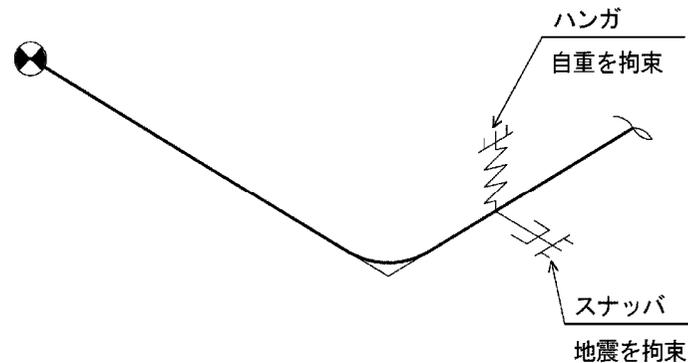
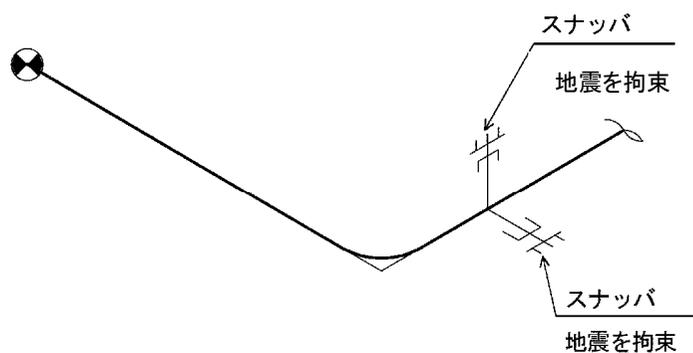
補足説明資料-53参照



第1図 対策前のサポート設置例



第3図 原子炉隔離時冷却系蒸気配管ルート図



第2図 対策後のサポート設置例

## 1. 指摘事項

下層階の滞留に伴う重要機器の復旧見込みと考え方を整理すること。

## 2. 回答

- ◆ 下層階の滞留に伴う重要機器の復旧見込みについて、機器の復旧のための、現場へのアクセスと排水作業が可能なことを整理した。

### 【現場へのアクセス】

- ・最終滞留区画である原子炉棟地下2階は、溢水が滞留することを考慮
- ・滞留水位が20cmより高くなる区画で、アクセスが必要な場所については、必要な高さの歩廊を設置し、影響のないよう措置を講じる。
- ・原子炉棟の最下層(地下2階)が水没した場合、地下1階の各階段室から滞留の状況を確認しつつ、アクセスが可能
- ・水密区画であるRHRポンプ(A)室, RCIC室, HPCSポンプ室内が水没する場合は、各区画上部の機器ハッチを開放することで、上部からのアクセスが可能

### 【排水作業ステップ】

#### ①原子炉棟内への移送

滞留水が発生し排水処理が必要な場合は、他区画のサンプ及び廃棄物処理設備の健全性又は復旧を確認後に、仮設の排水ポンプ等にて移送を行う。

#### ②原子炉棟外への移送

原子炉棟内のサンプ設備が使用不可の場合は、滞留水を原子炉棟より直接、廃棄物処理棟内のサンプ又は健全なタンクに、仮設の排水ポンプ等にて移送する。

#### ③屋外への移送

廃棄物処理棟内のサンプ設備やタンク類が使用不可の場合は、滞留水を原子炉建屋の外に設置された復水貯蔵タンク等に、仮設の排水ポンプ等にて移送する。

# 参考資料

◆ 蒸気影響評価において、当初の評価と今回の評価の違いを示す。

【当初評価】

- ・建設時の区画条件で解析を実施した結果を利用
- ・火災区域分離後の評価として「容積比」、破断形態の違い(全周破断→貫通クラック)を「面積比」で補正

【今回評価】

- ・火災区域分離後の区画条件で解析
- ・破断形態は、一般部の貫通クラック破損として解析

第1表 解析条件の違いについて

	【当初評価】		【今回評価】
	過去の解析結果	簡易評価	
解析モデル	火災の区域分離壁設置前のモデル	区域分離壁設置後の空間容積を1/2とし、容積比を算定	火災の区域分離壁設置後のモデル
破損部位と破損形態	ターミナルエンド部の全周破断	貫通クラック破損とし、破損箇所の破断面積比を算定	貫通クラック破損
その他条件	空調運転と空調停止の2ケース実施	同左	同左
代表例の破損位置	原子炉隔離時冷却系蒸気配管(2階ターミナルエンド部)	同左	原子炉隔離時冷却系蒸気配管(2,3階の一般部)

その他初期条件等の解析条件については、同じ条件にて評価を実施