

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11日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、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。

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、スロッシング時についても溢水させないことから、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〕

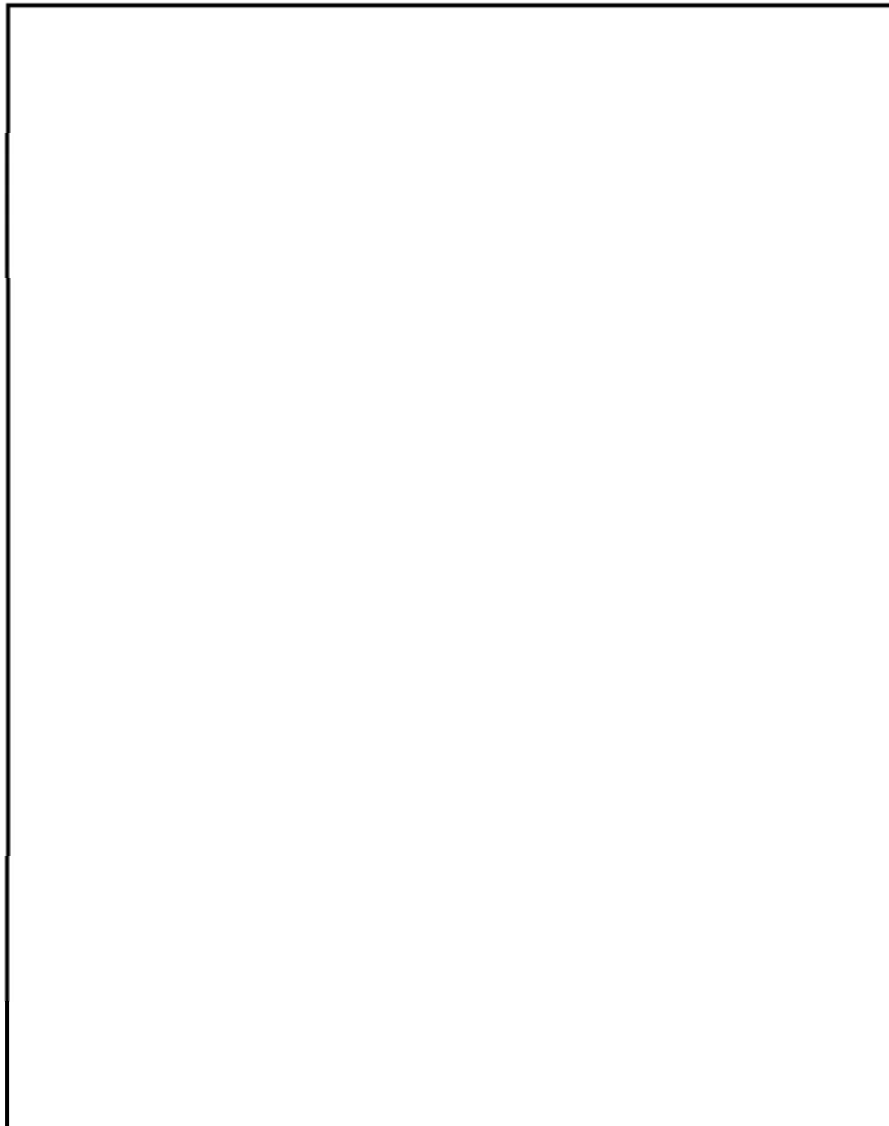
- ・ 敷地内に広がった溢水は、構内排水路からの流出や、地中への浸透は評価上考慮しない。
- ・ タンクから漏えいした溢水は敷地全体に均一に広がるものとする。
- ・ 溢水量の算出では、基準地震動 S_g による地震力によって破損が生じるおそれのある屋外タンク等からは、全量が流出する。
- ・ 淡水貯水池については、溢水源としては考慮しない。

【評価結果】 防護対象建屋周囲の溢水水位は、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、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は、防護対象設備への溢水影響は無い。



第1図 東海第二発電所敷地のレベル図

表1 屋外タンク等による溢水影響評価結果

E.L. +8.0m エリア	許容浸水深 (m)	溢水量 (m ³)	敷地面積 (m ²)	敷地浸水深 (m)	評価
原子炉建屋	0.2 ^{*1}	7,408	151,000	0.1	○
タービン建屋	0.2 ^{*1}				○
使用済燃料乾式 貯蔵建屋	0.3 ^{*1}				○

- ・敷地最大浸水深は約0.1m
- ・建物の扉等の開口部は、敷地高さE.L.+8.0mより0.2m以上高い位置に設置(許容浸水深)

このため、屋外タンク等の溢水により
溢水防護対象設備に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



図3 水位測定箇所

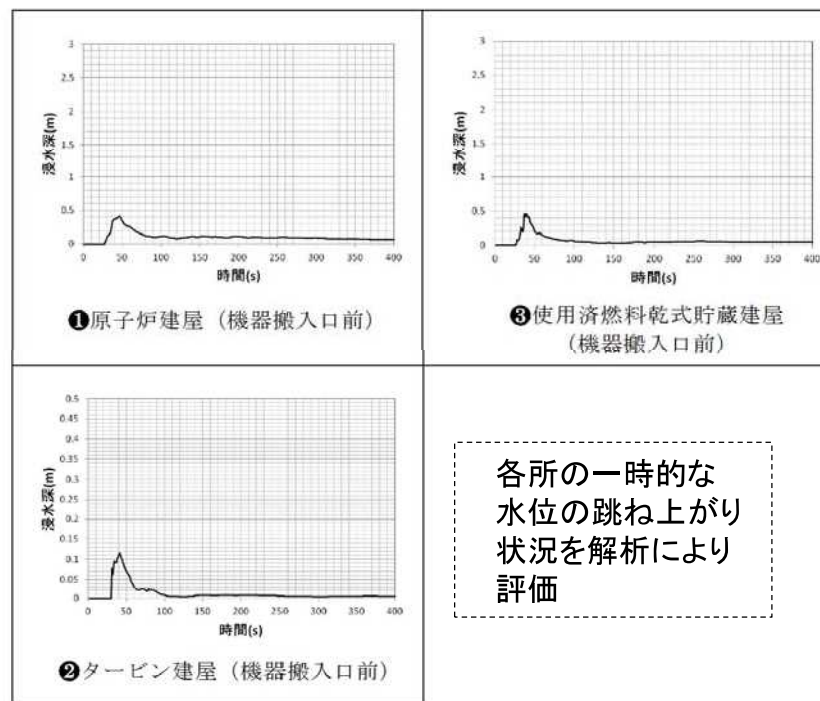


図4 水位測定箇所における浸水深

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、防護対象設備への影響はない。

1. 指摘事項

R/B 6階に滞留した状況における6F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階における、地震随伴溢水時のアクセス性及び排水作業の成立性は、影響のないことを確認
- 溢水影響評価の対策のうち、原子炉棟6階の西側エリアについては、床ドレンラインによる排水を考慮
- 地震発生時には、排水作業に期待せずとも安全上重要な機器への影響はないが、排水が阻害される場合の措置について以下を確認

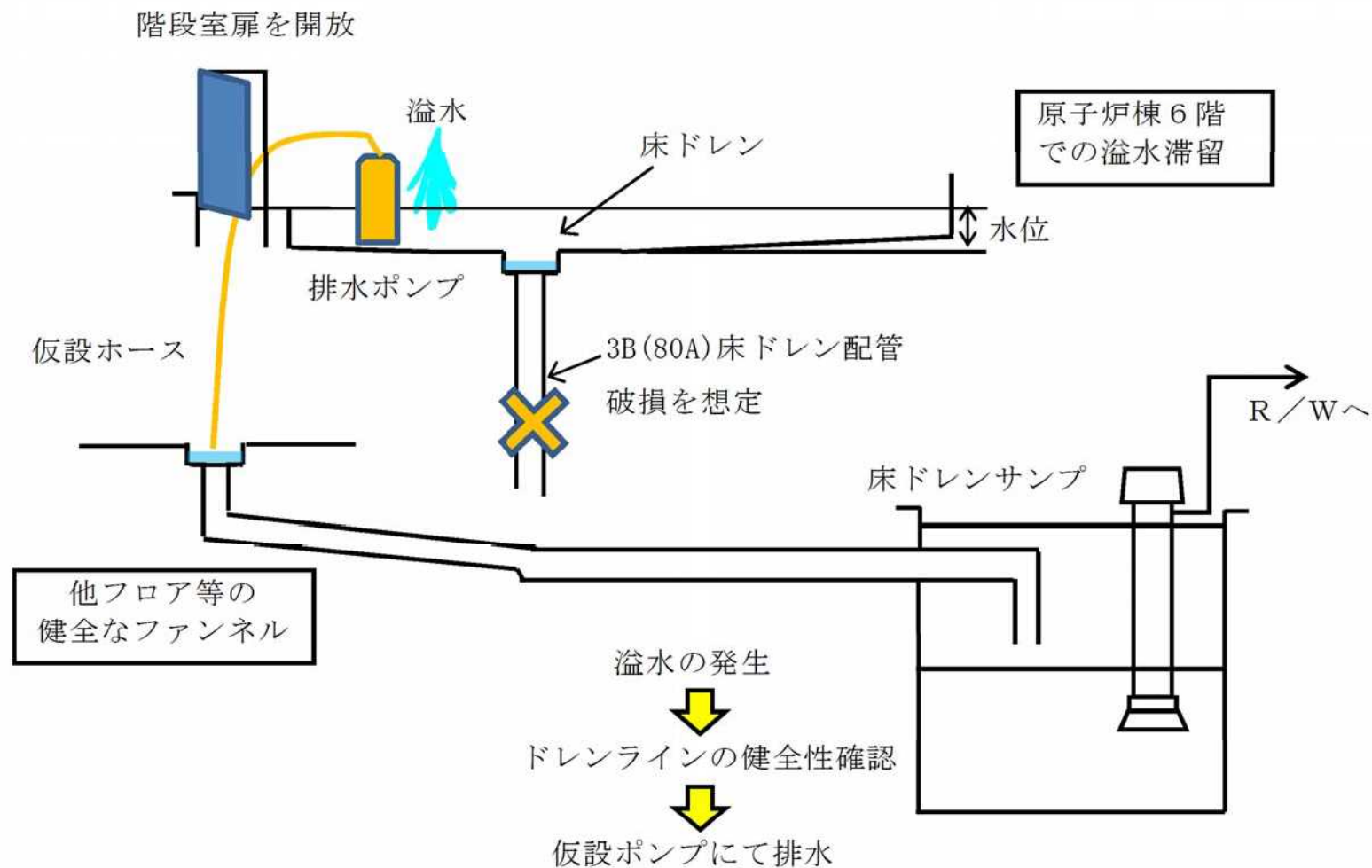
1. 溢水滞留時のアクセス性について

- ・地震時における原子炉棟6階の溢水水位は、評価上約12cmであるため、床ドレンファンネルが破損し排水不可でも作業等のアクセス性については影響はない
- ・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40 cmであるが、床ドレンラインによる排水及び排水作業による排水により東側階段からのアクセスは可能

2. 床ドレンファンネル閉塞時における排水処理について

- ・地震時に床ドレンラインの破損が想定されるため、健全な床ドレンラインを確認後、排水ポンプ等にて既設ファンネルに排水を実施
- ・事故収束後に必要な排水作業について第2図に示す

詳細は、補足説明資料-50参照



第2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。

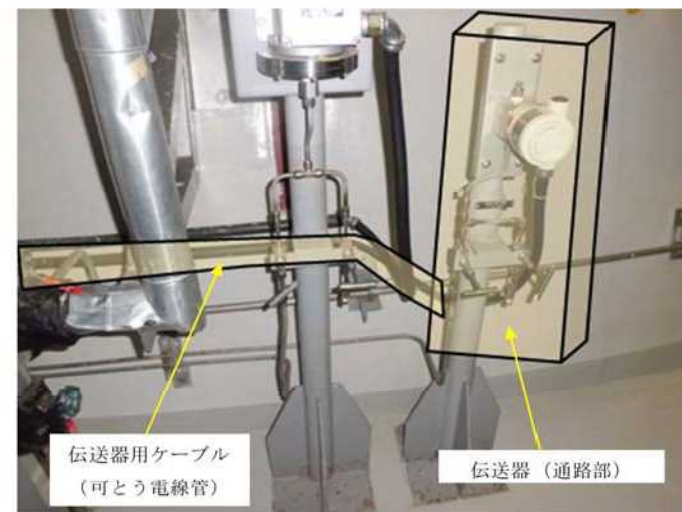
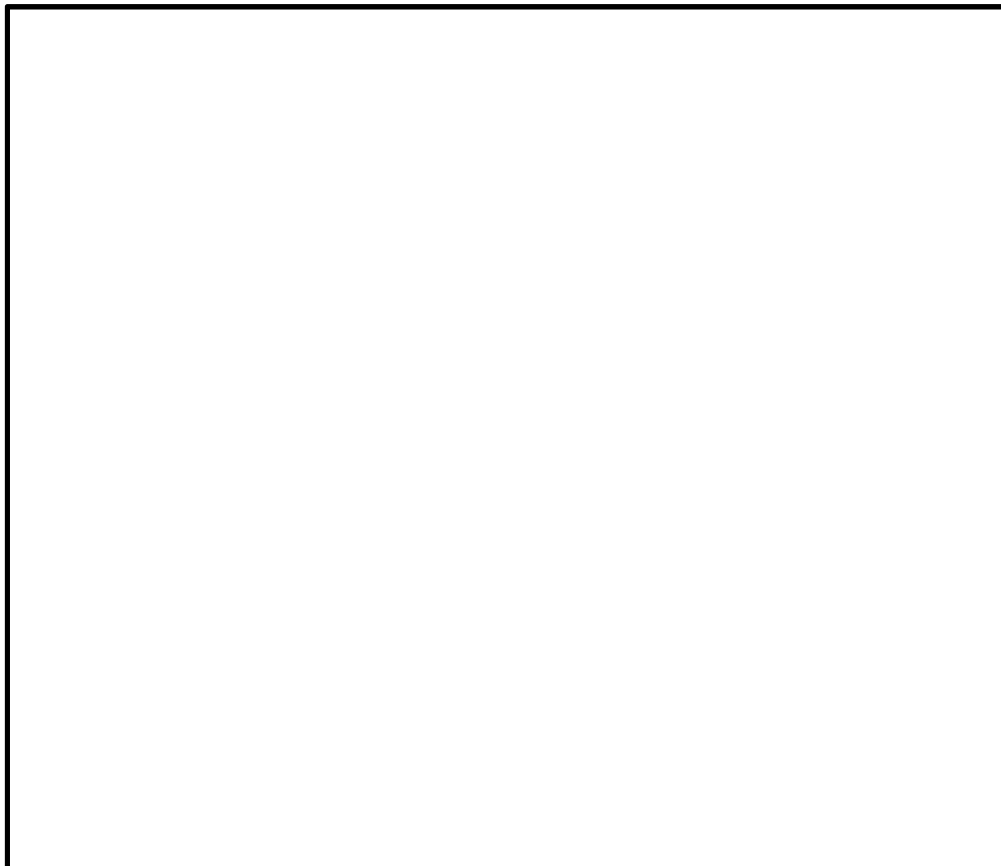
2. 回答

◆ 「設置許可基準規則第十二条の要求について」分離されていない設備の防護についてまとめています。

火災防護による異区分の機器への分離対策については、溢水影響評価において影響がないことを確認
詳細は、補足説明資料-1参照



A large empty rectangular box with a black border, intended for the response to the audit findings.



格納容器圧力伝送器 (PT-26-79.51A)

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

◆ 堰の設置高さや溢水経路の設定の関係について以下に整理
 「溢水拡大防止堰」「溢水拡大軽減堰」の溢水評価における考え方及び流下経路としての位置づけを以下とする
 詳細は添付資料-4参照

第2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

◆ 火災防護分離区域設置後の解析を実施。その結果、原子炉建屋内機器の環境条件66℃を満足することを確認

〔評価条件〕

- ・流出条件を第1表に示す。
- ・破断想定箇所と評価区画の配置を第1図に示す。
- ・解析ケース及び入力データは以下とした。
 - a. 建屋モデル:原子炉建屋原子炉棟(火災防護の区分壁設置による区域)
 - b. 解析モデル図を第2図に示す。
- ・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

【評価結果】

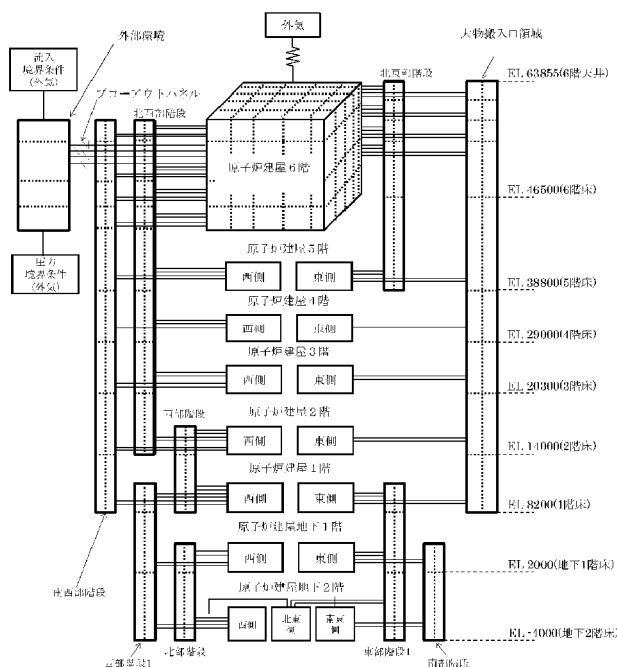
- 原子炉建屋内機器の環境条件 66℃を満足する。
- ・3階で破損を想定した場合の区画の温度変化を第3図に示す。
 - ・2階で破損を想定した場合の3階部の温度変化を第4図に示す。

- ◆ 内部溢水で想定する蒸気漏えいのケースとして、原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管の破損ケースを以下のとおり評価

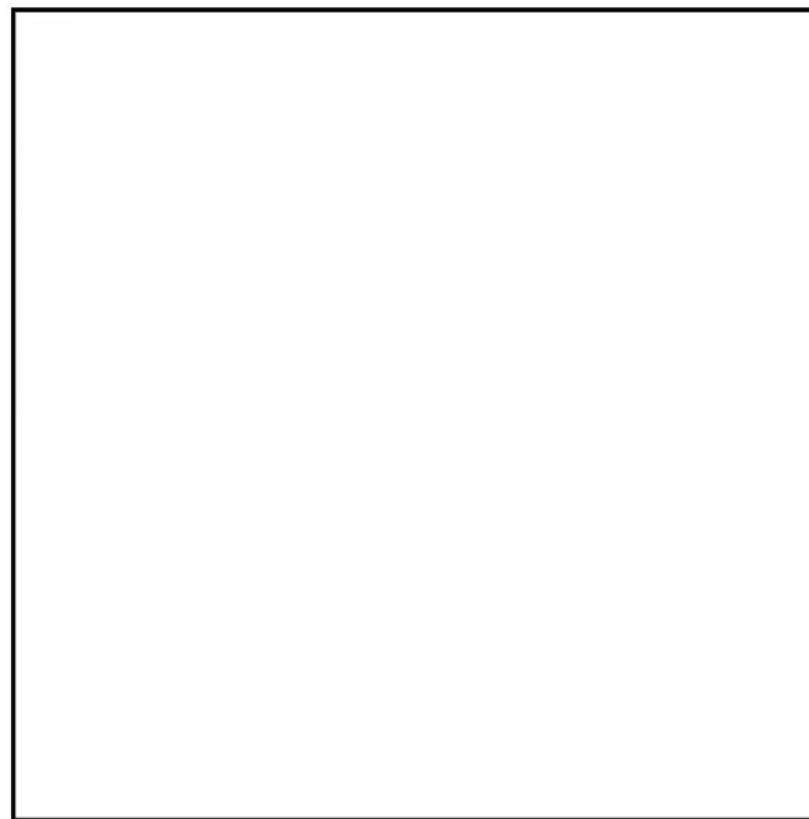
第1表 配管からの流出条件

系統	配管径	破損形態	流出圧力 ^{※1}	流出温度 ^{※1}	流体の状態 (蒸気)	隔離時間	設置場所
			(MPa)	(℃)			

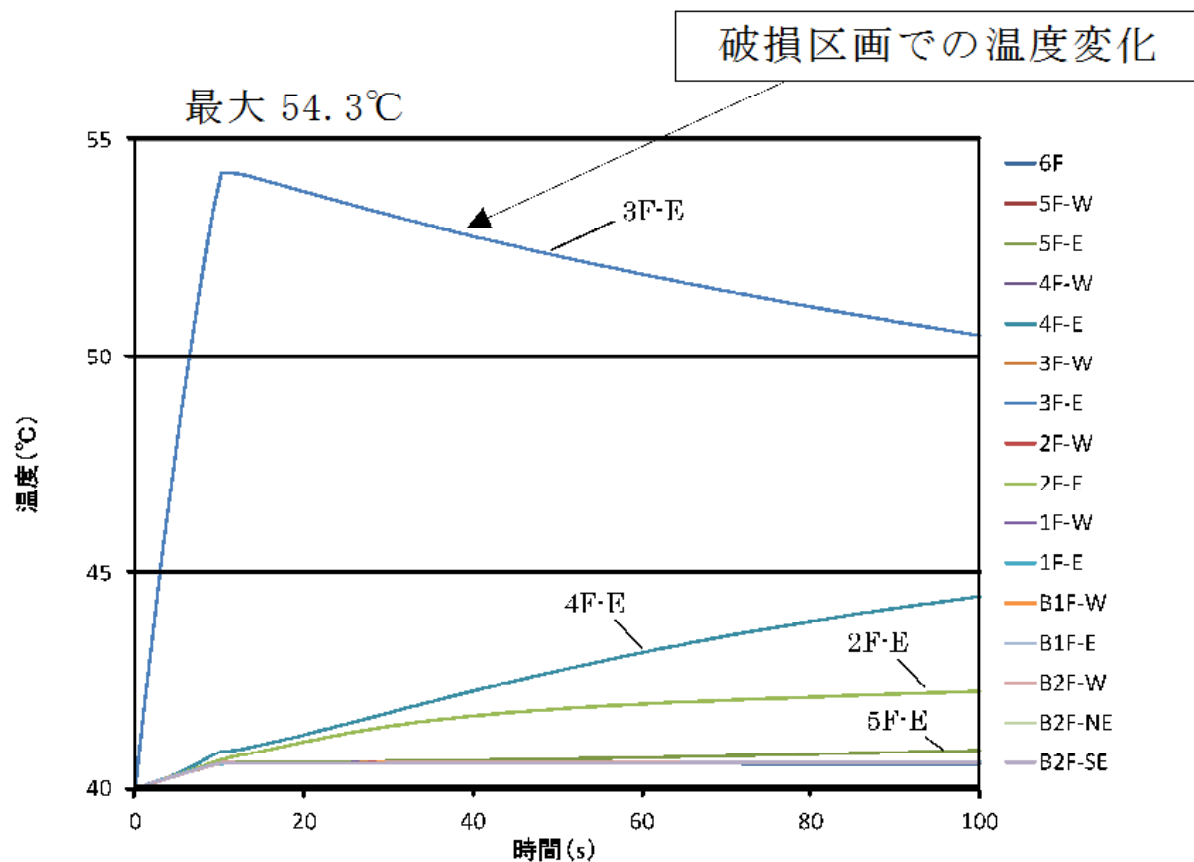
※1 圧力と温度は、系統の運転圧力と運転温度



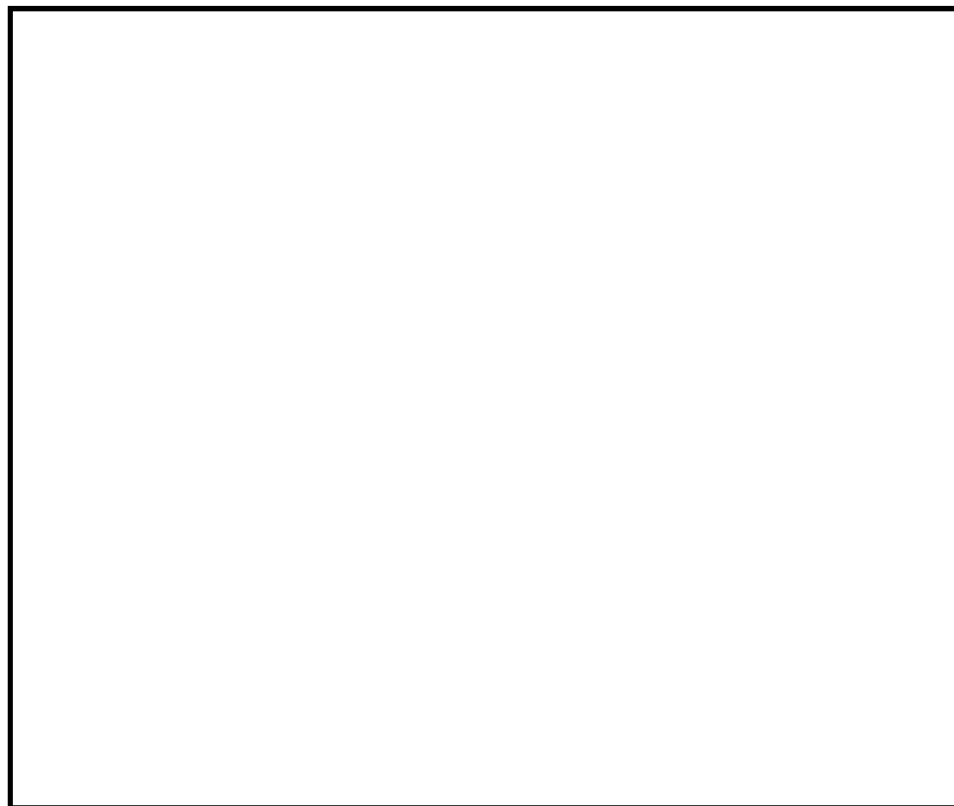
第2図 解析モデル図



第1図 評価概要図 原子炉建屋 地上3階 (E.L.+20.30m)



第3図 3階で破損を想定した場合の区画の温度変化



第4図 2階で破損を想定した場合の3階部の温度変化

◆ 火災防護による区域分離壁設置前の解析結果との相違点について

- ・解析条件の違いについて表2に示す。
- ・簡易解析時の解析条件は、当初評価を参考としているため、代表例の破損位置以外を、簡易的に今回評価と同様とした。

表2 解析条件の違いについて

	【当初評価】	【今回評価】	【理由】
解析モデル	火災防護の区分壁設置前のモデル	火災防護の区分壁設置後のモデル	火災防護の対策による変更
破損部位と破損形態	ターミナルエンド部の全周破断	一般部の貫通クラック破損	応力評価による破損形態の変更
その他条件	空調運転と空調停止の2ケース実施	同左	—
代表例の破損位置	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管（2階ターミナルエンド部）	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管（3階一般部）	評価エリア（3階）への影響が厳しくなるよう変更

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

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

添付資料-10

- ◆ 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を考慮し、取り外しが可能な構造とする。
- ◆ 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。
- ◆ 地震時の滞留区画となる範囲には、ラッピング等により壁面が目視不可となる範囲が無いことを確認。

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

補足説明資料-53

◆ サポートの調整等(位置, 仕様の変更等)により, 「熱応力」及び「地震」からの応力緩和の対策が可能

➤ 高エネルギー配管にて考慮すべき応力緩和について

高エネルギー配管の応力評価においては, 溢水影響評価ガイドに従い, 一次応力と二次応力の算出

「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以下」(破損形態: 貫通クラック)

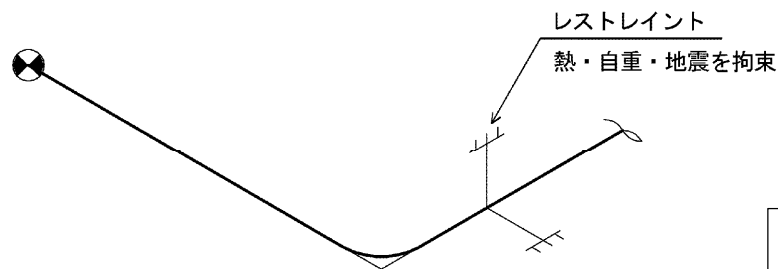
評価の結果, 熱応力が許容値を超える場合は, 既設サポートの撤去等により, 熱伸びによる拘束が緩和されるよう対策を実施

[対策内容]

二次応力である熱応力について第1図及び第2図に示す考慮

- ・配管の自重を考慮したハンガへの改造
- ・自重と地震時の外力を考慮したスナツバへの改造

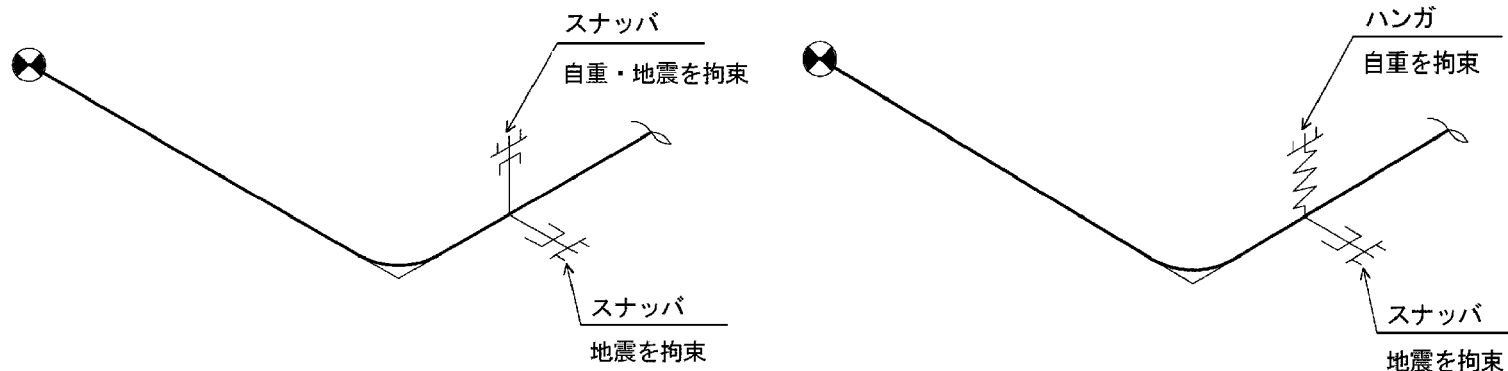
これらの組合せによるサポート改造にて, 必要な応力緩和対策が可能



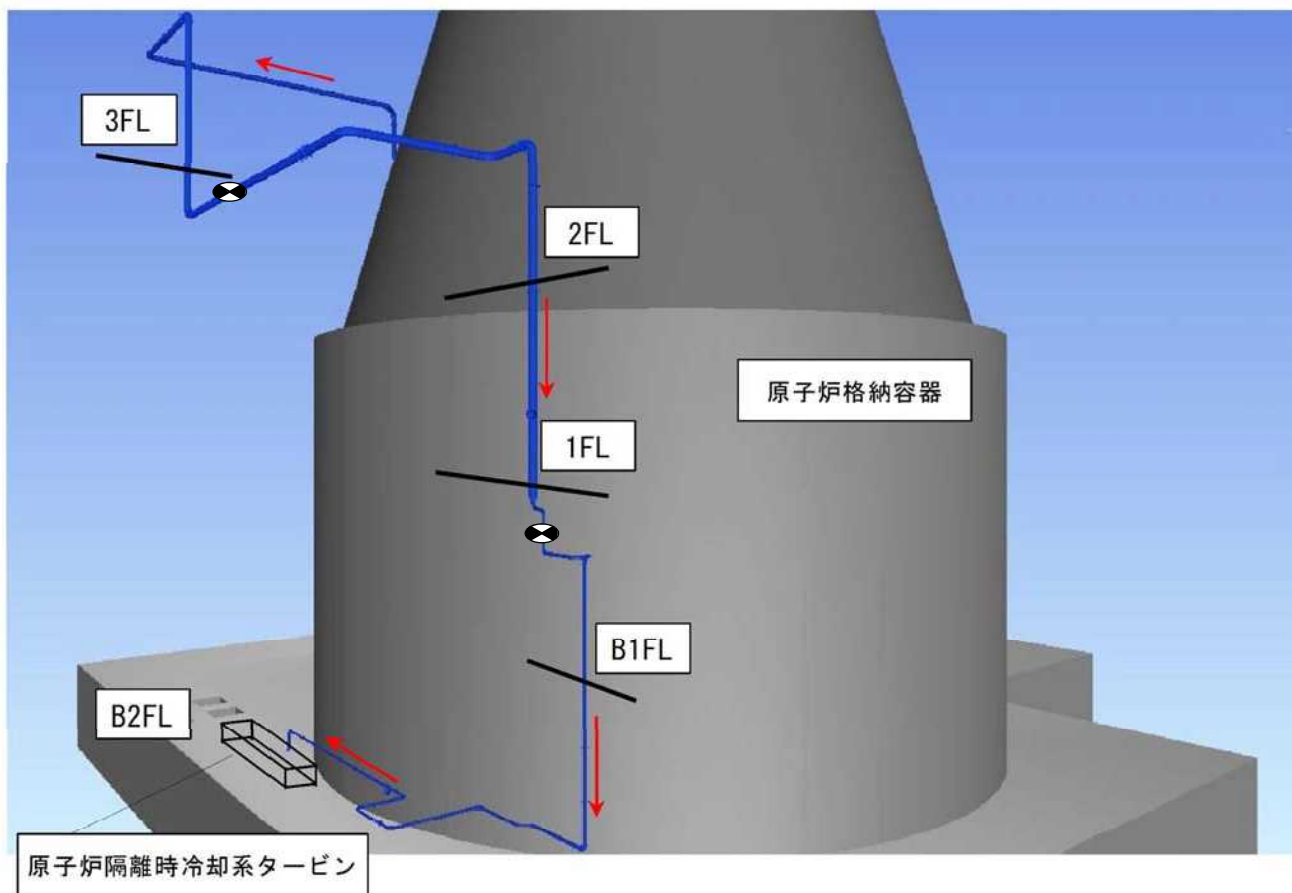
第1図 対策前のサポート設置例

熱応力が許容値を超える箇所については、要因となる拘束サポートの撤去又は拘束条件の変更を行う。

- Y方向（上下）：配管の自重拘束が必要な場合はハンガに変更
地震拘束が必要な場合はスナツバに変更
- XZ方向（水平）：地震拘束が必要な場合はスナツバに変更



第2図 対策後のサポート設置例



第3図 原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管ルート図

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

補足説明資料-51

- ◆ 想定破損による溢水を考慮すると重要機器が水没する想定。機器の復旧のために、現場へのアクセスと排水作業が可能なことを確認

【現場へのアクセス】

- ・最終滞留区画である原子炉棟最下層は、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
- ・原子炉棟の最下層が水没した場合、地下1FL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。