

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7補足-024-3 改7
提出年月日	2020年5月14日

下位クラス施設の波及的影響の検討について

2020年5月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 概要	1
2. 波及的影響に関する評価方針	2
2.1 基本方針	2
2.2 下位クラス施設の抽出方法	4
2.3 影響評価方法	4
2.4 プラント運転状態による評価対象の考え方	4
3. 事象検討	6
3.1 別記 2 に記載された事項に基づく事象検討	6
3.2 地震被害事例に基づく事象の検討	7
3.2.1 被害事例とその要因の整理	7
3.2.2 追加考慮すべき事象の検討	7
3.3 津波，火災，溢水による影響評価	9
3.4 周辺斜面の崩壊による影響評価	9
4. 上位クラス施設の確認	10
5. 下位クラス施設の抽出及び影響評価方法	22
5.1 相対変位又は不等沈下による影響	22
5.2 接続部における相互影響	26
5.3 建屋内における損傷，転倒及び落下等による影響	34
5.4 建屋外における損傷，転倒及び落下等による影響	36
6. 下位クラス施設の検討結果	38
6.1 相対変位又は不等沈下による影響検討結果	38
6.1.1 抽出手順	38
6.1.2 下位クラス施設の抽出結果	38
6.1.3 影響評価結果	38
6.2 接続部における相互影響検討結果	49
6.2.1 抽出手順	49
6.2.2 接続部の抽出及び影響評価対象の選定結果	49
6.2.3 影響評価結果	49
6.3 建屋内における損傷，転倒及び落下等による影響検討結果	85
6.3.1 抽出手順	85
6.3.2 下位クラス施設の抽出結果	85
6.3.3 影響評価結果	85
6.4 建屋外における損傷，転倒及び落下等による影響検討結果	143
6.4.1 抽出手順	143
6.4.2 下位クラス施設の抽出結果	143
6.4.3 影響評価結果	143

添 付 資 料

- 添付資料 1-1 波及的影響評価に係る現地調査の実施要領
- 添付資料 1-2 波及的影響評価に係る現地調査記録
- 添付資料 2 海水ポンプ用天井クレーンの上位クラス施設への波及的影響評価について
- 添付資料 3-1 原子力発電所における地震被害事例の要因整理
- 添付資料 3-2 福島第二原子力発電所における地震被害事例の要因整理
- 添付資料 4 周辺斜面の崩落等による施設への影響について
- 添付資料 5 上位クラス施設に隣接する下位クラス施設の支持地盤について
- 添付資料 6 設置予定施設に対する波及的影響評価手法について
- 添付資料 7 5号機主排気筒の波及的影響について
- 添付資料 8 5号機タービン建屋の波及的影響について
- 添付資料 9 緊急時対策所に対する周辺建屋の波及的影響について
- 添付資料 10 下位クラス施設の損傷等による機械的荷重の影響について
- 添付資料 11 制御棒貯蔵ハンガ及びチャンネル着脱機の波及的影響について

- 参考資料 1-1 上位クラス電路に対する下位クラス施設からの波及的影響の検討について
- 参考資料 1-2 上位クラス計装配管に対する下位クラス施設からの波及的影響（損傷・転倒・落下）の検討について
- 参考資料 2 上位クラス施設と隔離されずに接続する下位クラスベント配管の閉塞影響について
- 参考資料 3 設置変更許可時からの相違点について
- 参考資料 4 波及的影響の設計対象とする下位クラス施設の抽出における先行 BWR プラントとの差異について

今回提出範囲

5.3 建屋内における損傷、転倒及び落下等による影響

図 5-3 のフローに従い、建屋内の上位クラス施設の周辺に位置する波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出し、波及的影響の有無を検討する。

a. 下位クラス施設の抽出

下位クラス施設の抽出にあたって、下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等を想定しても上位クラス施設に衝突しない程度の十分な距離をとって配置されていることを確認する。離隔距離が十分でない場合には、落下防止措置等の対策を適切に実施していることを確認する。

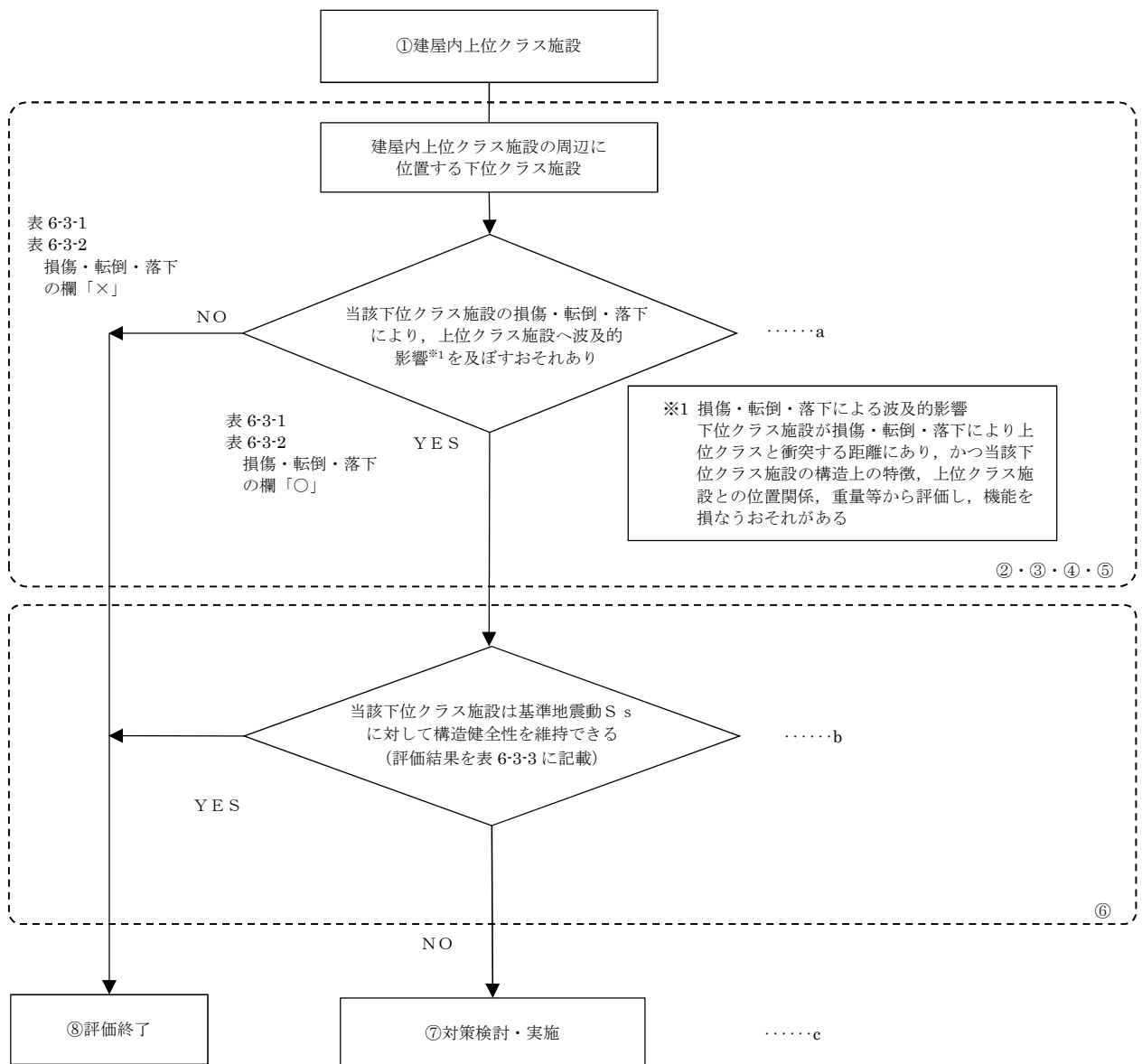
また、以上の確認ができなかった下位クラス施設について、構造上の特徴、上位クラス施設との位置関係、重量等を踏まえて、損傷、転倒及び落下等を想定した場合の上位クラス施設への影響を評価し、上位クラス施設の機能を損なうおそれがないことを確認する。

b. 耐震性の確認

a. で損傷、転倒及び落下等を想定した場合に上位クラス施設の機能への影響が否定できない下位クラス施設について、基準地震動 S_s に対して、損傷、転倒及び落下等が生じないように、構造健全性が維持できることを確認する。

c. 対策検討

b. で構造健全性の維持を確認できなかった下位クラス施設について、基準地震動 S_s に対して健全性を維持できるような構造の改造、上位クラス施設と下位クラス施設との間に衝撃に耐えうる緩衝体の設置、下位クラス施設の移設等により波及的影響を防止する。



※フロー中の①～⑧の数字は図 2-1 中の①～⑧に対応する。

図 5-3 損傷、転倒及び落下により建屋内上位クラス施設へ影響を及ぼすおそれのある下位
クラス施設の抽出及び評価フロー

下位クラス施設の損傷等による機械的荷重の影響について

1. はじめに

下位クラス機器が損傷した場合の上位クラス機器への波及的影響については、上位クラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響がないこと及び建屋内外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による上位クラス施設への影響がないことを確認している。本資料では、下位クラス施設の損傷を想定する場合の機械的荷重による影響について検討する。

2. 検討方針

耐震評価においては、地震時に発生する機械的荷重を考慮した評価を実施している。耐震計算書における機械的荷重の設定よりも評価上保守的な条件として、下位クラス配管の破損を仮定した場合においても、上位クラス配管と接続される下位クラス配管について、境界サポート及び境界弁が強度上問題ないことを確認する。

具体的には、上位クラスの機器・配管系に要求される支持機能、隔離機能への影響確認として、境界サポートに対して配管破損による反力（以下、「配管破損反力」という。）を踏まえた構造強度評価を実施するとともに、境界弁に対して配管破損時に弁体前後に生じる圧力差による荷重を踏まえた構造強度評価を実施する。図1に検討方針の概念図を示す。

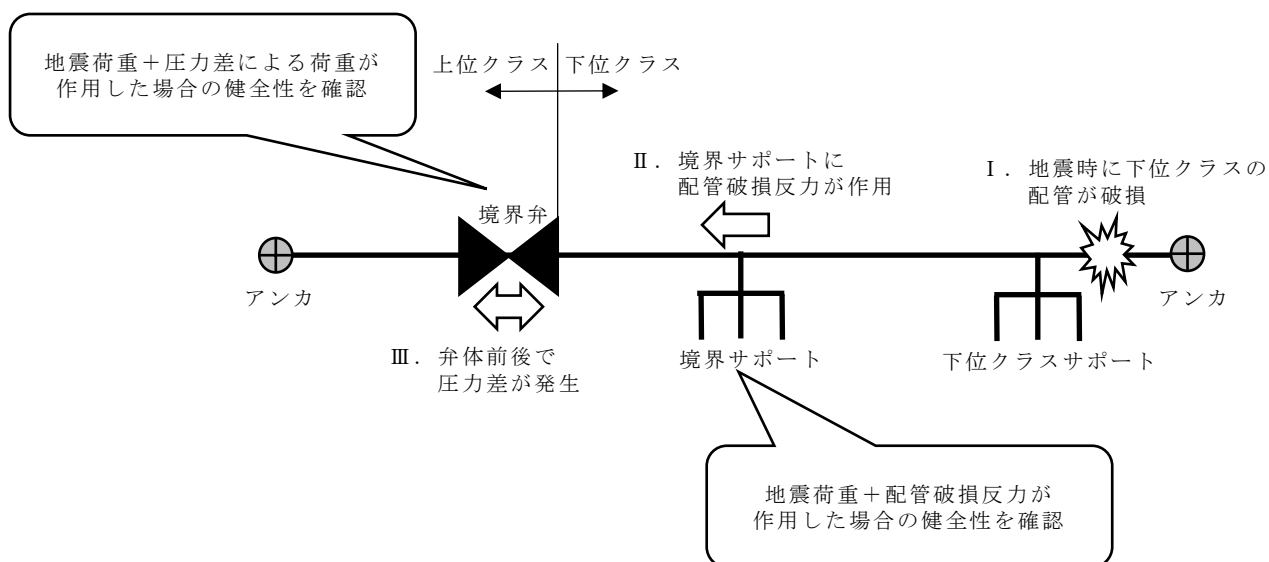


図1 概念図

図 2 に検討フローを示す。上位クラス配管の境界サポート及び境界弁に対しては、下記①～③の評価により下位クラス配管破損時の荷重に対する検討を実施する。

①下位クラス配管及びサポートが基準地震動 S_s により破損しないことを確認することで、破損時の荷重が発生しないことを確認する。

②基準地震動 S_s による地震荷重+配管破損反力が作用した場合でも境界サポートが健全であることを確認する。

③基準地震動 S_s による地震荷重+圧力差が作用した場合でも境界弁が健全であることを確認する。

②の評価において、地震による下位クラス配管の破損を想定する箇所は、下位クラス配管の耐震重要度分類に応じた耐震性評価における最小裕度部位とする。

既往知見*において、許容応力の 4 倍以上となる条件の加振試験を実施した場合であっても配管の崩壊現象やき裂貫通は生じず、配管本体に過大応答が発生するような試験体を用いた場合にのみ、振動台加振限界相当の条件による繰返し加振によってき裂貫通が生じたことが確認されている。また、影響検討対象（3.にて後述）の下位側の耐震重要度分類は全て B クラスであり、基準地震動 S_s の 1/4 程度である $1/2 S_d$ に対して設計されている。以上より、B クラス配管において基準地震動 S_s 地震発生時に崩壊現象やき裂貫通は生じないと考えられるが、貫通クラックを仮定した評価を実施する。

貫通クラックの面積は「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(原子力規制委員会、平成 26 年 8 月 6 日改訂)」(以下「溢水ガイド」という。)を参考に $1/2D$ (配管内径) \times $1/2t$ (配管肉厚) として算定する。

なお、基準地震動 S_s による地震力が作用した場合、規格・基準に基づく許容値を下回る下位クラスサポートや、許容値を上回るもののある程度の拘束効果が期待できる下位クラスサポートがあると想定されるが、配管破損反力を算定する際は、下位クラスサポートによる拘束が無い状態を仮定する。

*:「平成 14 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 その 1 配管系終局強度 ((財) 原子力発電技術機構、平成 15 年 3 月)」の実規模配管系試験

③の検討を実施する系統の境界弁に対して、地震時における弁の隔離機能に対する健全性評価を行う。具体的には、配管破損時に弁体前後に生じる圧力差による荷重を考慮して、地震力と組み合わせた強度評価を実施し、地震時に下位クラス配管破損を想定し

た場合でも境界弁の構造強度に問題がないことを確認する。

弁体の構造強度評価は、V-3-2-3「クラス1弁の強度計算方法」に記載される通り、発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。））J S M E S N C 1 -2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）VVB-3380の解説式を適用しているが、VVB-3380の解説式は強度+地震を同時に評価する規格式ではないことから、VVB-3380の解説式を準用し、最高使用圧力（P）の項を評価用圧力（ $P' = P$ （最高使用圧力）+W（地震荷重により弁体に加わる圧力））として評価を実施する。

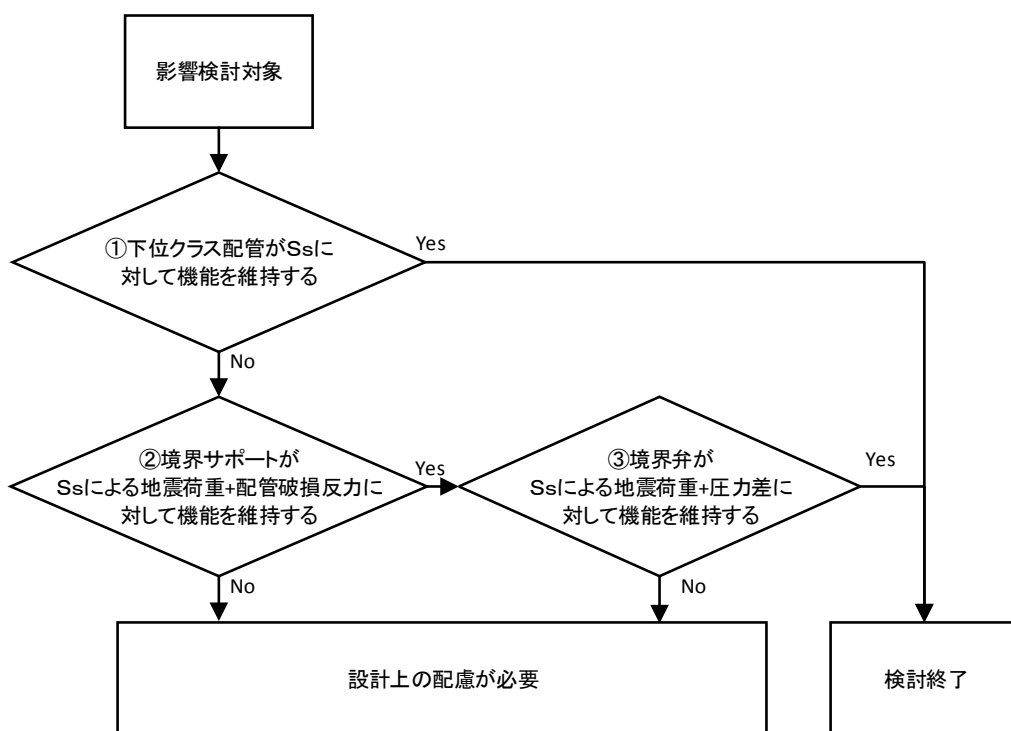


図2 検討フロー

3. 影響検討対象

影響検討対象の抽出は図 3 に示すフローに基づき行い、具体的には本文「4. 上位クラス施設の確認」表 4-1-1～表 4-2-2 にて抽出した上位クラス施設を対象として以下のとおり行っている。

- ・電気設備及び計測制御設備は、その破損により有意な機械的荷重が発生しないと考えられることから、影響検討の対象外とする。
- ・下位クラス施設との接続部がある機器・配管系を抽出する。
- ・上位クラスに接続される下位クラス配管部について、破損により生じる荷重と関係がある圧力が大きいものかつ配管径が大きいものを抽出する。ここで、圧力及び配管径は、溢水ガイドの高エネルギー配管の分類を参考に 1.9MPa を超える且つ 25A を超えるものとする。
- ・V-2-別添 2-2「溢水源としない耐震 B, C クラス機器の耐震計算書」において、下位クラス配管の基準地震動 S_s に対する健全性が確認されているものは影響検討対象から除外する。

影響検討対象の抽出結果を表 1 に示す。ここでは、図 2 の検討フローにおける①又は②③の適用結果についてもあわせて示している。

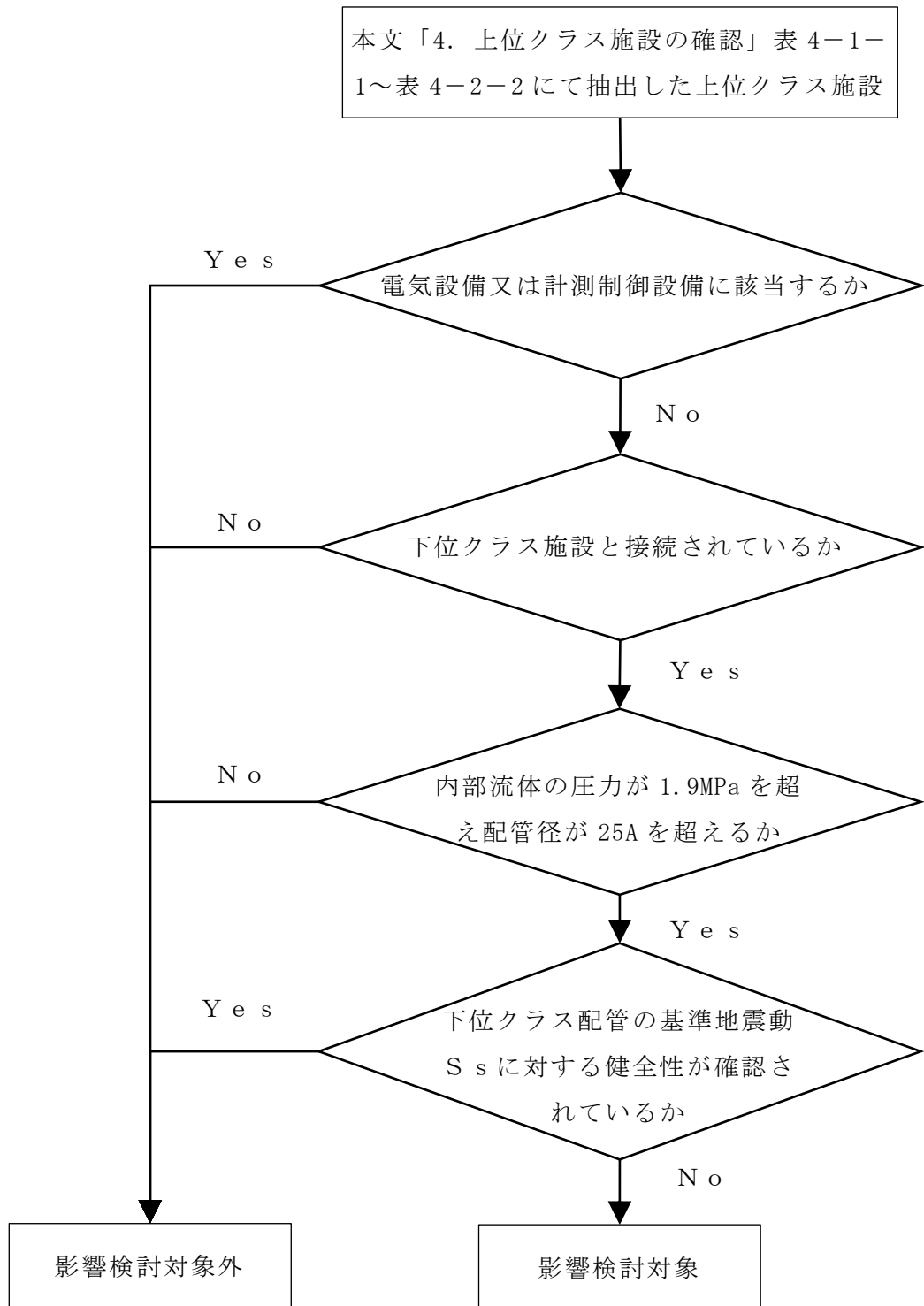


図 3 影響検討対象の抽出フロー

表 1 影響検討対象

No	系統	境界弁	圧力 (MPa)	口径 (A)	検討内容
1	主蒸気系	B21-F003A, B, C, D	8.62	700	②③
2	残留熱除去系	E11-F029A, B, C	3.43	150	①
3	復水給水系	B21-F070A, B	10.00	600	①

注：主配管を代表して示す

4. 評価結果

4.1 下位クラス配管の S s 機能維持評価

表 1 で検討内容①にて示すとした下位クラス配管の基準地震動 S s に対する評価結果を表 2～4 にて示す。管及び支持構造物の評価は、V-2-1-14「計算書作成の方法 添付資料-6 管の耐震性についての計算書作成の基本方針」を準用する。なお、復水給水系の設計用地震力については、配管が敷設されている範囲に対応するタービン建屋の地震応答解析モデルの質点を抽出し、NS 方向、EW 方向それぞれ方向毎に作成した床応答曲線を用いた。

全ての下位クラス配管において、計算値が許容値以下であり、基準地震動 S s により配管が破損しないことを確認した。

表 2 下位クラス配管の S s に対する評価結果

No	系統 (境界弁)	一次応力			一次＋二次応力		
		計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
1	残留熱除去系 (E11-F029A)	104	363	3.49	164	418	2.54
2	残留熱除去系 (E11-F029B)	78	363	4.65	65	418	6.43
3	残留熱除去系 (E11-F029C)	80	363	4.53	102	418	4.09
4	復水給水系 (B21-F070A)	191	378	1.97	343	414	1.20
5	復水給水系 (B21-F070B)	191	378	1.97	343	414	1.20

表 3 残留熱除去系支持構造物の S s に対する評価結果
(荷重評価)

支持構造物番号	種類	評価結果	
		計算荷重 (kN)	許容荷重 (kN)
SNM-RHR-R049T-1	メカニカルスナッパ	3	90

(応力評価)

支持構造物 番号	種類	支持点荷重						評価結果		
		反力 (kN)			モーメント (kN・m)			応力 分類	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)
		F _X	F _Y	F _Z	M _X	M _Y	M _Z			
AN-RHR-R502	アンカ	6	24	5	5	5	11	組合せ	56	146
RE-RHR-R050	レストレイント	6	17	12	—	—	—	組合せ	45	132

表 4 復水給水系支持構造物の S s に対する評価結果
(荷重評価)

支持構造物番号	種類	評価結果	
		計算荷重 (kN)	許容荷重 (kN)
SNM-FDW-R013	メカニカルスナッパ	382	600
FDW9-5-R08	ロッドレストレイント	459	720

(応力評価)

支持構造物 番号	種類	支持点荷重						評価結果		
		反力 (kN)			モーメント (kN・m)			応力 分類	計算 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)
		F _X	F _Y	F _Z	M _X	M _Y	M _Z			
FDW9-4-R08	レストレイント	529	611	0	—	—	—	組合せ	75	85
FDW11-1-A04	アンカ	341	148	195	180	250	450	組合せ	71	85

4.2 下位クラス配管破損を考慮した境界サポート及び境界弁の評価

表 1 で検討内容②③にて示すとした主蒸気系配管の評価結果を示す。

配管モデルを図 4 に示す。4 つの境界弁は同一モデル上に存在し、境界サポートはそれぞれ 4 つの境界弁から耐震 B クラス側に最も近いサポートである。境界サポートには X 方向の拘束がないことから、配管貫通部について、基準地震動 S_s による地震荷重 + 配管破損反力に対する健全性を確認する。配管貫通部の評価は V-2-9-2-12「原子炉格納容器配管貫通部の耐震性についての計算書」と同様の方法で実施する。なお、境界弁である原子炉格納容器外側主蒸気隔離弁からタービン主蒸気止め弁までは、耐震 B クラスではあるが、弾性設計用地震動 S_d に対し破損しない設計としている。

4.2.1 境界サポートの評価

(1) 破損を想定する箇所の特定

配管解析に用いた設計条件を表 5 に、設計用地震力の算出に用いる設計用床応答曲線を表 6 に示す。なお、設計用床応答曲線は V-2-1-7「設計用床応答曲線の作成方針」に基づき策定したものをを用いる。また、減衰定数は V-2-1-6「地震応答解析の基本方針」に記載の減衰定数を用いる。

表 5 設計条件

最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)
8.62	302	1371.6	90.0
		872.0	70.0
		812.8	40.4
		769.8	65.0
		711.2	35.7
		609.6	54.0
		609.6	31.0
		601.6	50.0
		571.6	35.0
		558.8	28.6
		440.0	38.2
		406.4	21.4
		355.6	19.0
		318.5	17.4
267.4	15.1		

表 6 設計用床応答曲線

建物・構築物	標高	減衰定数 (%)
原子炉建屋	T. M. S. L 18.1m	3.0
	T. M. S. L 12.3m	
タービン建屋	T. M. S. L 20.4m	
	T. M. S. L 18.35m	
	T. M. S. L 12.3m	
	T. M. S. L 10.7m	
	T. M. S. L 4.9m	

注：上記設計用床応答曲線を包絡している

1/2 S d に対する評価結果を表 7 に示す。地震時に破損を想定する箇所として、評価範囲の疲労累積係数が最大となっている評価点 268（蒸気加減弁 (C) 出口と配管との溶接線，図 4 参照）とした。

表 7 1/2 S d に対する評価結果

評価点	一次応力			一次＋二次応力			疲労評価 疲労累積 係数
	計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度	
268	134	198	1.47	200	396	1.98	0.0601

注：疲労累積係数が最も大きい評価部位を記載

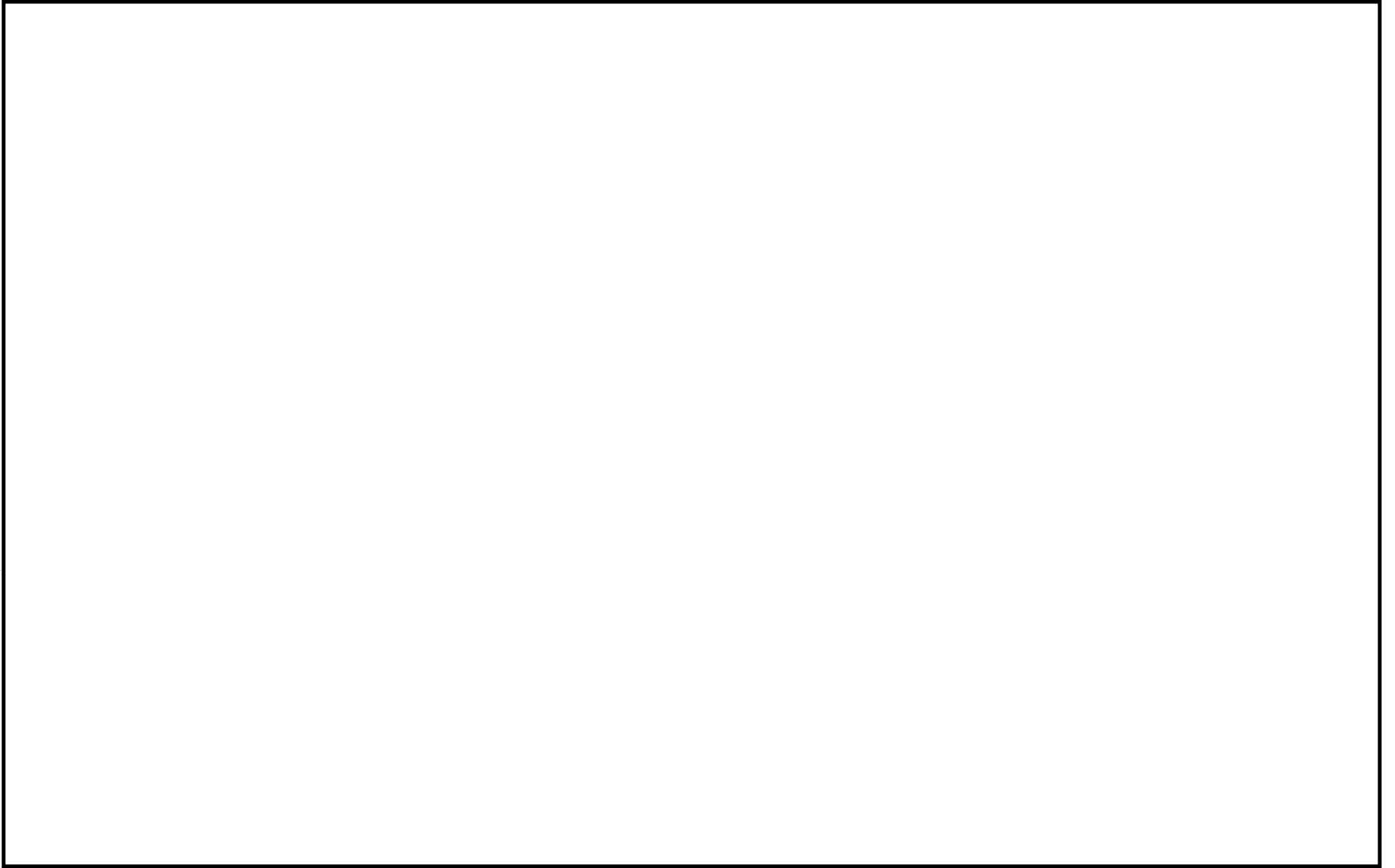


図 4 主蒸気系配管モデル

(2) 貫通クラックの面積の算定

貫通クラックの面積 A は溢水ガイドを参考に下記の通り算定した。

$$\begin{aligned} A &= 1/2D \times 1/2t \\ &= 1/2 \times (711.2 - 35.7 \times 2) \times 1/2 \times 35.7 \doteq 5720 \text{ (mm}^2\text{)} \end{aligned}$$

D : 配管内径 (mm)

t : 配管肉厚 (mm)

注 : 破損を想定した箇所の値を使用

(3) 貫通クラックによる荷重の算定

貫通クラックによる荷重 F は「design basis for protection of light water nuclear power plants against the effects of postulated pipe rupture ANSI/ANS-58.2-1988」を参考に下記の通り算定した。

$$\begin{aligned} F &= DLF \times C_T \times P \times A \\ &= 2 \times 1.26 \times 8.62 \times 5720 \doteq 130 \times 10^3 \text{ (N)} \end{aligned}$$

DLF : ダイナミックロードファクタ (=2*)

C_T : 定常スラスト係数 (=1.26*)

P : 最高使用圧力 (MPa)

注記* : 「design basis for protection of light water nuclear power plants against the effects of postulated pipe rupture ANSI/ANS-58.2-1988」より

(4) 配管破損反力の算定

配管破損反力を算定するために使用した配管モデルを図 5 に示す。下位クラスサポートについては、保守的に拘束が無い状態を仮定するため、配管モデルから削除している。破損を想定する箇所に貫通クラックによる荷重 F を X 方向, Y 方向, Z 方向にそれぞれ載荷し、境界サポート及び配管貫通部の配管破損反力を算定した。表 8 及び表 9 に基準地震動 S_s による地震荷重等と配管破損反力を合計した最大値を示す。

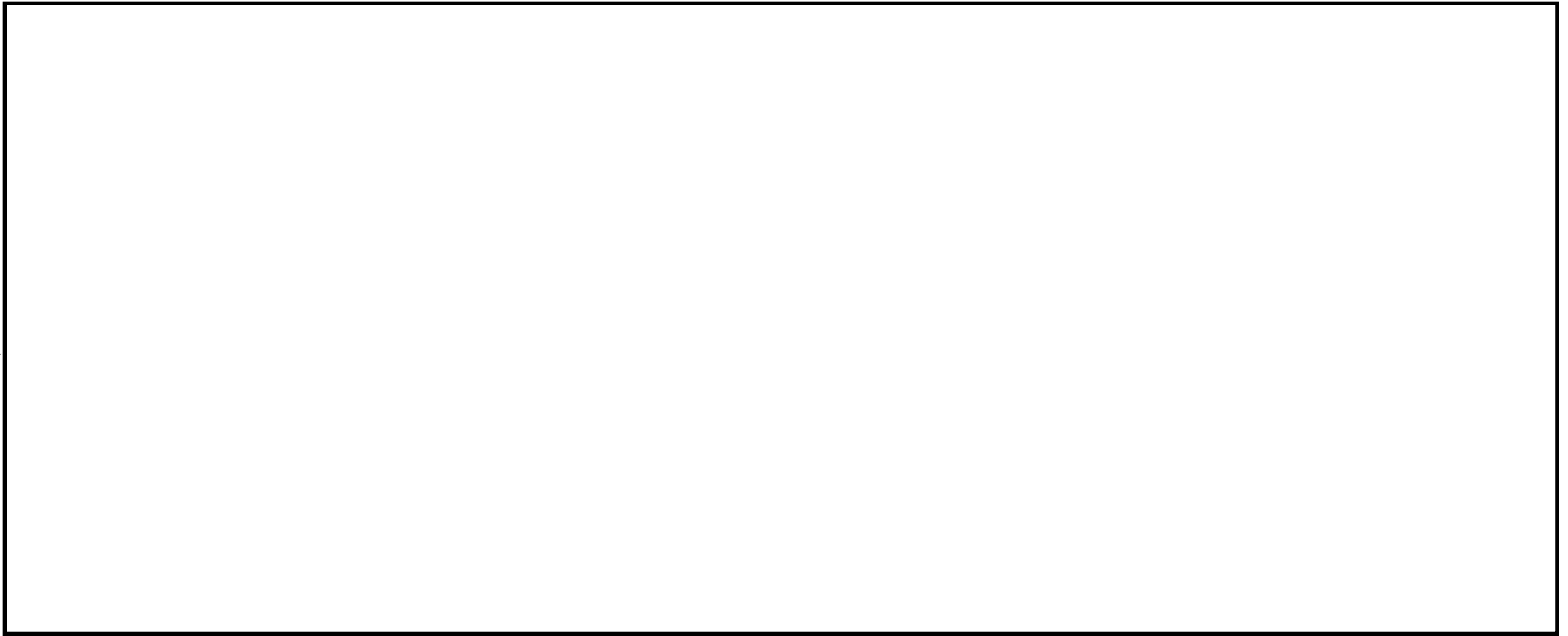


図 5 主蒸気系配管モデル（下位クラスサポートなし）

表 8 境界サポートの荷重

支持構造物番号	反力 (kN)			モーメント (kN・m)		
	F _X	F _Y	F _Z	M _X	M _Y	M _Z
RE-MS-R014	0	761	1004	—	—	—
RE-MS-R015	0	758	1242	—	—	—
RE-MS-R016	0	893	1303	—	—	—
RE-MS-R017	0	949	1248	—	—	—

注 1：レストレイントは回転を拘束しないことからモーメントは発生しない。

注 2：座標軸は図 5 に示す。

表 9 配管貫通部の荷重

貫通部番号	垂直力 (N)		モーメント (N・mm)	
	F _X	F _Y	M _X	M _B
X-10A, D	1.66E+06	7.48E+05	8.62E+08	8.34E+08
X-10B, C	1.50E+06	7.09E+05	9.76E+08	8.34E+08

注：V-2-9-2-12「原子炉格納容器配管貫通部の耐震性についての計算書」と同様に形状が同一である X-10A, D と X-10B, C はそれぞれ包絡した荷重とした

(5) 配管破損反力を踏まえた評価

境界サポート及び配管貫通部について、地震荷重+配管破損反力に対する評価結果を表 10 及び表 11 に示す。全て計算値が許容値以下であり、地震荷重+配管破損反力に対して健全であることを確認した。なお、既往知見より、Bクラス配管において基準地震動 S_s 地震発生時に崩壊現象やき裂貫通は生じないと考えられるが、保守的に貫通クラックを仮定した評価を実施していることから境界サポートの許容応力には S_u 値を採用した。

表 10 境界サポートの評価結果

種類	型式	応力分類	計算応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
レストレイント	架構	組合せ	305	373	1.22

注：最も裕度が小さい評価部位を記載

表 11 配管貫通部の評価結果

評価部位	応力分類	計算応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	裕度
コンクリート部	圧縮応力度 (ガセットプレート近傍)	23.2	27.5	1.18

注：最も裕度が小さい評価部位を記載

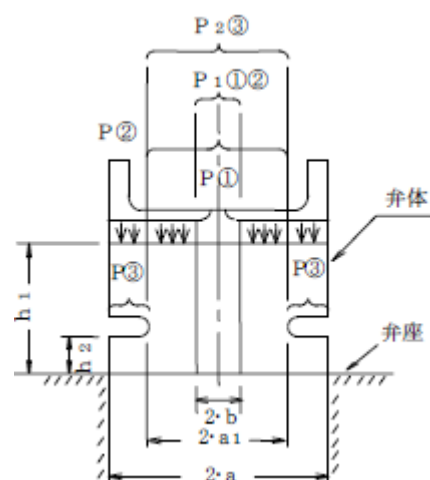
4.2.2 境界弁の評価

主蒸気系配管の境界弁（B21-F003A, B, C, D）の評価結果を表 12 に示す。弁体の評価は V-3-2-3「クラス 1 弁の強度計算方法」を準用する。最高使用圧力の項 [P] は、強度+地震を同時に評価する式ではないことから、評価用圧力 [P' = P(最高使用圧力) + W (地震荷重により弁体に加わる圧力)] として評価を実施した。

$\sigma_D \leq 1.5 \cdot S_m$ であり弁体強度は十分である。

表 12 弁体の評価結果

材料	SFVC2B
形式	G2
P (MPa)	8.62
P' (MPa)	<input type="text"/>
P ₁ (N)	2.824×10^5
P ₂ (N)	1.159×10^6
h ₁ (mm)	<input type="text"/>
h ₂ (mm)	
a (mm)	
a ₁ (mm)	
b (mm)	
M (kg)	780
r (mm)	<input type="text"/>
α_1 (G)	11.5
計算応力 σ_D (MPa)	90
許容応力 $1.5 \cdot S_m$ (MPa)	188



評価用圧力 P' は以下の通り

$$\begin{aligned}
 P' &= P + W \\
 &= P + \frac{M \times G \times \alpha_1}{\pi \times r^2} \\
 &= 8.62 + \frac{780 \times 9.80665 \times 11.5}{\pi \times \text{}^2} = \text{}
 \end{aligned}$$

ここで、V-3-2-3「クラス1弁の強度計算方法」に記載のない記号の説明を下記に示す。

M：弁体の質量（kg）

r：弁体の半径（mm）

α_1 ：評価用応答加速度（G）

構造図を図6に示す。弁体は45°の角度で設置されていることから、評価用応答加速度は水平方向と鉛直方向を合成した値とする。弁体に考慮する水平方向及び鉛直方向の評価用応答加速度は、表13の通り、基準地震動S_sによる応答加速度を上回る値として機能確認済加速度を用いた。具体的な評価用応答加速度は、下記の通り、水平方向10.0G、鉛直方向6.2Gを合成した11.5Gとした。

$$\alpha_1 = \frac{6.2G}{\sqrt{2}} + \frac{10.0G}{\sqrt{2}} \cong 11.5G$$

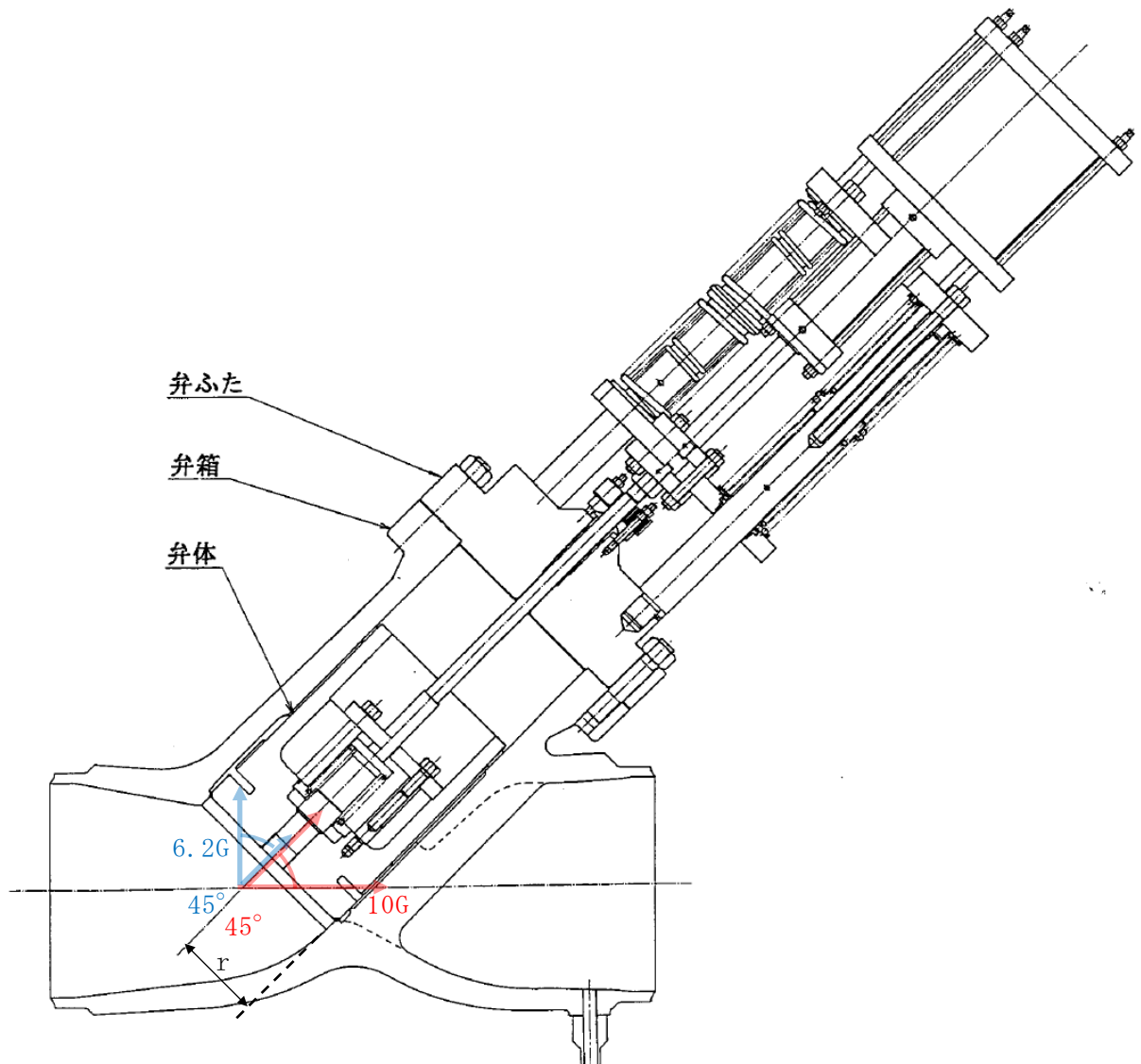


図6 主蒸気系境界弁構造図

表 13 各弁に対する応答加速度と機能確認済加速度

弁番号	水平		鉛直	
	応答加速度 (G)	機能確認済 加速度 (G)	応答加速度 (G)	機能確認済 加速度 (G)
B21-F003A	5.3	10.0	1.9	6.2
B21-F003B	4.2	10.0	1.9	6.2
B21-F003C	5.4	10.0	1.7	6.2
B21-F003D	5.1	10.0	2.0	6.2

注：機能確認済加速度はV-2-1-9「機能維持の基本方針」に基づく

5. まとめ

地震により下位クラス配管の破損を仮定した場合においても，上位クラス配管と接続される下位クラス配管の境界サポート及び境界弁の健全性に問題がないことを確認した。

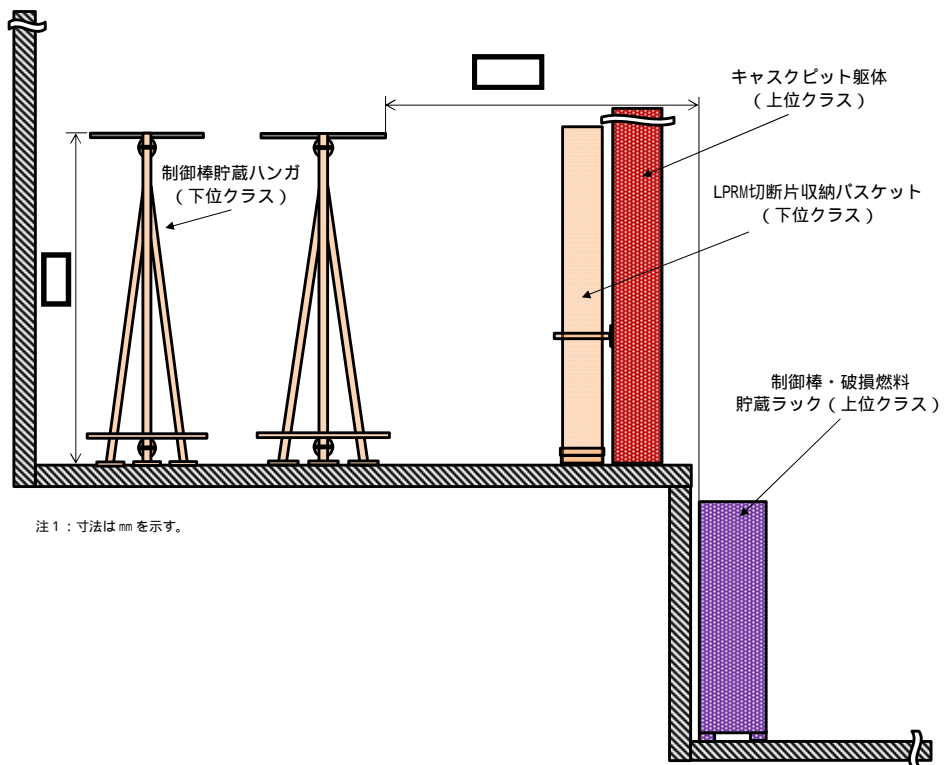
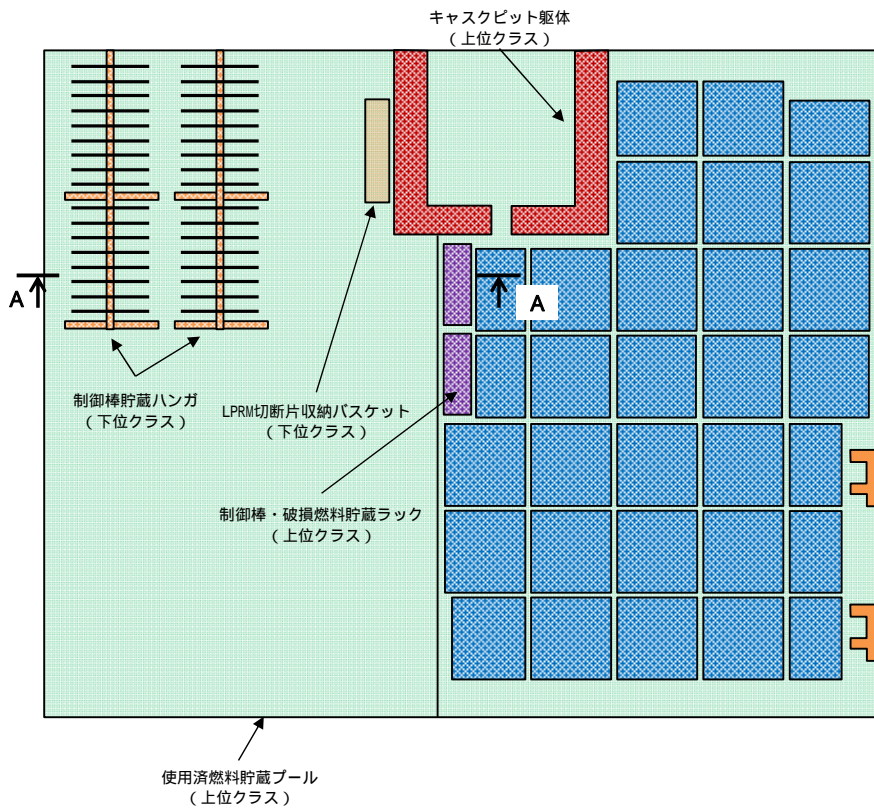
制御棒貯蔵ハンガ及びチャンネル着脱機の波及的影響について

1. 概要

本資料は、制御棒貯蔵ハンガ及びチャンネル着脱機の損傷、転倒及び落下によって、上位クラス施設へ波及的影響を及ぼさないことを説明するものである。

2. 制御棒貯蔵ハンガ

制御棒貯蔵ハンガは、床置き式であることから落下のおそれはなく、仮に転倒した場合であっても下位クラス施設である L P R M 切断片収納バスケットに衝突し、上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プール及び制御棒・破損燃料貯蔵ラックには衝突しない。(図 1 参照)。



A - A 矢視図

図1 制御棒貯蔵ハンガ配置概略図

また、制御棒貯蔵ハンガが仮に転倒した場合、床面固定部が破損することにより使用済燃料貯蔵プールへ影響を及ぼさないか、転倒時に作用する荷重のうち引抜方向の荷重を基に検討した。

床面固定部の構造図を図2に、各構成部位の許容引張荷重を表1に示す。

表1に示すとおり、取付ボルトが最も許容引張荷重が小さいことから、制御棒貯蔵ハンガが転倒した場合、取付ボルトが最初に破損すると考えられるが、取付ボルトは埋込金物を貫通して取付けられていないため貫通穴が生じることはない。

以上より、制御棒貯蔵ハンガが転倒しても、使用済燃料貯蔵プールのバウンダリ健全性へ波及的影響を及ぼすおそれはないと考えられる。

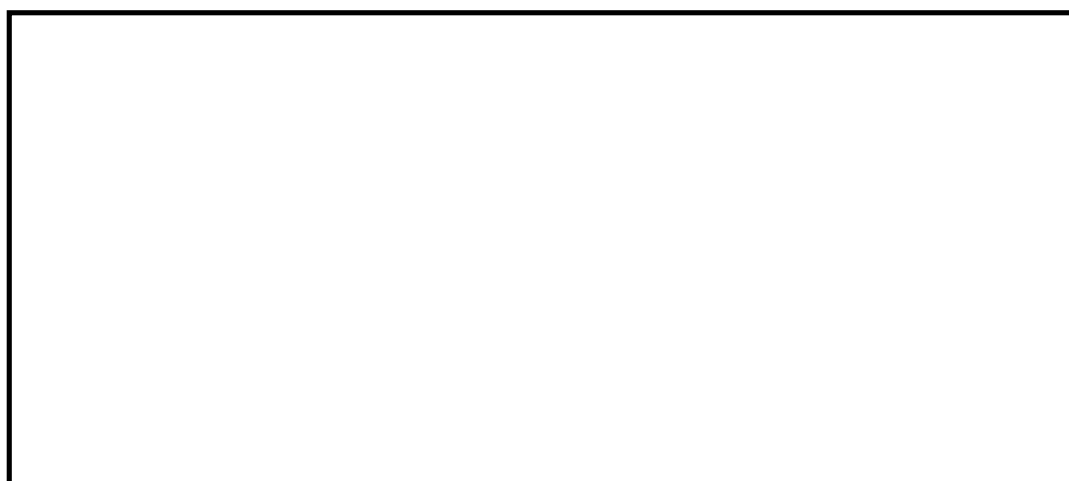


図2 制御棒貯蔵ハンガ床面固定部概略図

表1 床面固定部の許容引張荷重

構成部位名称	許容引張荷重 (kN)
取付ボルト×4本 <input type="checkbox"/>	278
埋込金物	332
溶接部(全周溶接)	965
埋込ボルト×4本 <input type="checkbox"/>	824

3. チャンネル着脱機

チャンネル着脱機の近傍には、上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵ラックが設置されている（図3参照）。

これらの設備は近接して設置されているが、落下及び転倒時の移動距離が短いことから、衝突による影響は小さいと考えられる。

仮に落下及び転倒した場合における衝突による影響を以下のとおり確認した。

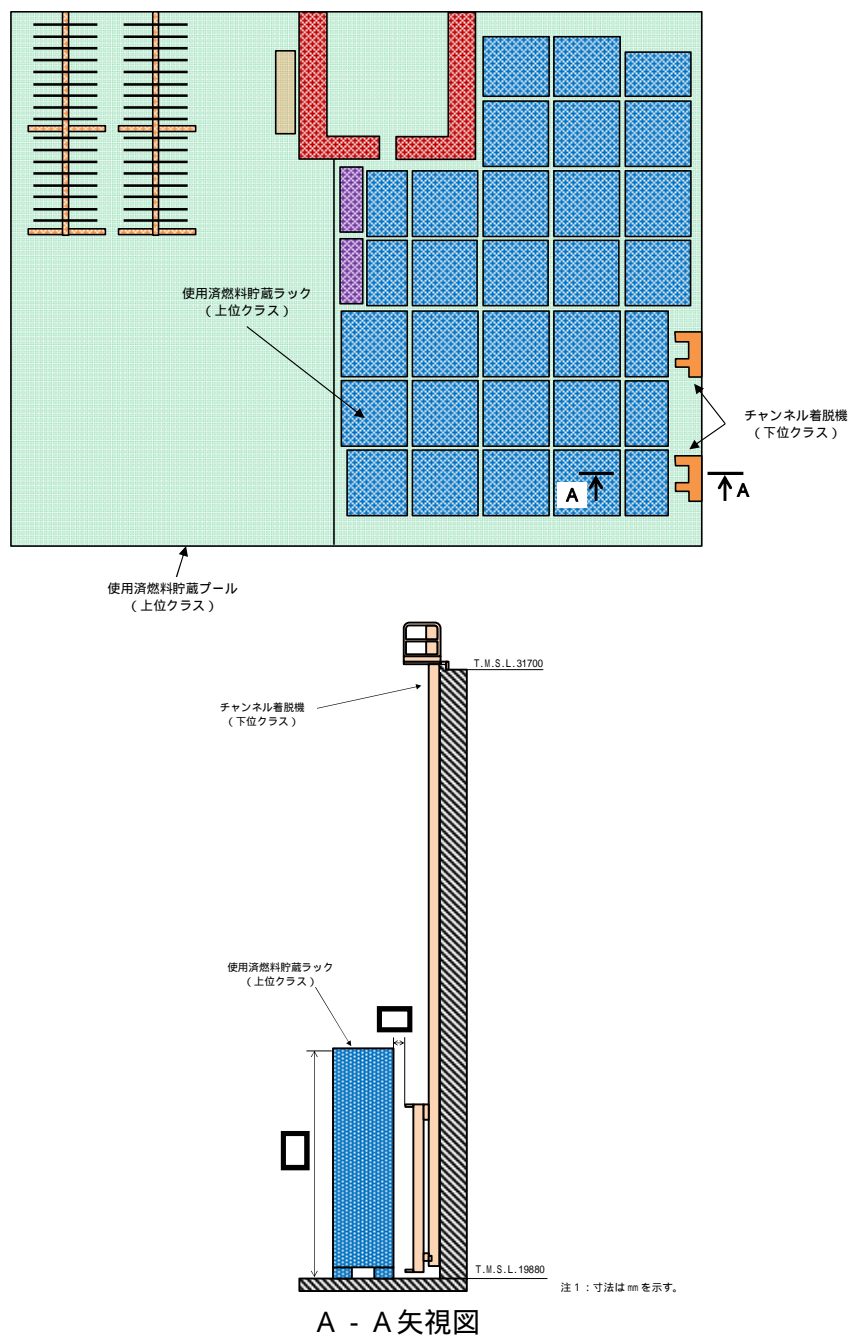


図3 チャンネル着脱機配置概略図

(1) 落下時の衝突による影響評価

設置許可まとめ資料「第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設」では、燃料集合体落下時の使用済燃料貯蔵プールライニングの健全性を確認するため、気中にて高さ5.1mより質量310kgの模擬燃料集合体を厚さ3.85mmのステンスライニングへ落下させ、ステンスライニングが健全であることを確認している（以下「健全性試験」という。）

上記の確認結果とチャンネル着脱機が使用済燃料貯蔵プールライニングへ落下した場合の落下エネルギーを比較することで、チャンネル着脱機落下時の衝突による影響を確認する。

確認にあたり、チャンネル着脱機の落下距離はチャンネル着脱機の最下端部と使用済燃料貯蔵プール底面との距離（m）を、チャンネル着脱機の質量については、チャンネル着脱機の総質量であるkgとする。

健全性試験とチャンネル着脱機の落下評価について表2に示す。チャンネル着脱機の質量は健全性試験に対して約3倍あるが、落下距離は約40分の1と短いため、落下エネルギーは小さく衝突による影響は軽微である。

表2 健全性試験とチャンネル着脱機の落下評価結果

	衝突物質量 (kg)	衝突物とライニング の離隔距離(m)	落下エネルギー (kJ)
健全性試験	310	5.1	15.51
チャンネル着脱機	<input type="text"/>	<input type="text"/>	1.27

(2) 転倒時の衝突による影響評価

転倒時の衝突については、竜巻防護施設において飛来物に対する鋼板の貫通限界厚さの算出に使用されているBRL式⁽¹⁾より限界板厚を算出し影響評価を実施した。計算式を以下に示す。

$$T^{3/2} = \frac{0.5m v^2}{1.4396 \times 10^9 \cdot K^2 \cdot d^{3/2}}$$

T：貫通限界厚さ(m)

m：衝突物の質量(kg)

v：衝突速度(m/s)

d：衝突物の直径(m)

K：鋼板の材質に関する係数(1.0)

衝突物の質量mには、チャンネル着脱機の総質量である kg を用いる。

衝突速度vには、チャンネル着脱機の重心がガイドレールの中心部にあると仮定した場合において、転倒による重心位置の低下に相当する位置エネルギーを運動エネルギーに変換した速度 m/s を用いる。

衝突物の直径dには、チャンネル着脱機が転倒した場合に、使用済燃料貯蔵ラックへ最初に接触する部位をカートユニット端部(図4参照)と想定し、その断面積 mm² より算出した等価直径0.142mを用いる。

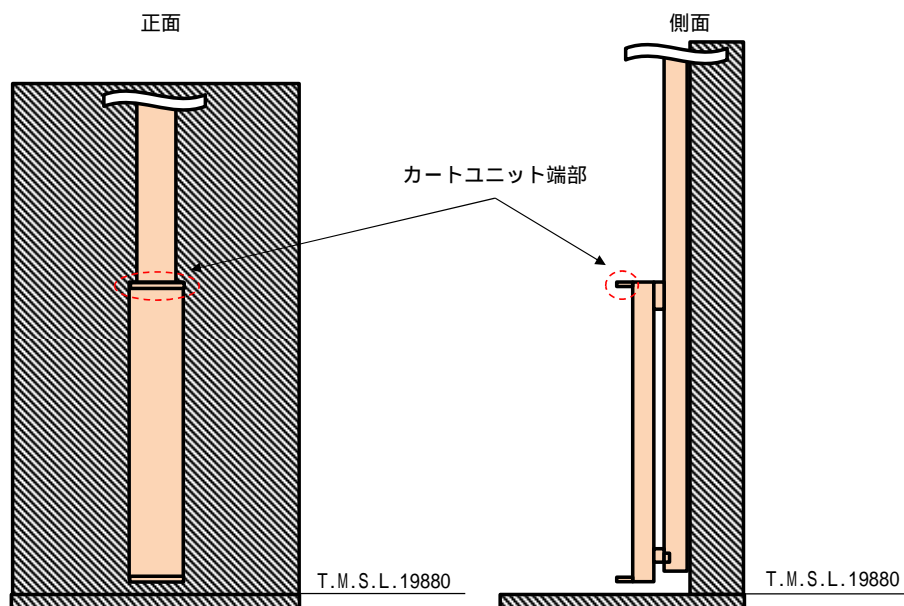


図4 カートユニット概略図

算出の結果，限界板厚は0.7mmとなる。使用済燃料貯蔵ラックの板厚は□mmであり，試算条件には水による抵抗，浮力を加味していないこと及び使用済燃料貯蔵ラックは角管を組み合わせた剛性の高い格子構造をしていることから，転倒による影響は軽微であると考えられる。

(3) 使用済燃料貯蔵プールのバウンダリ健全性への影響

チャンネル着脱機の固定ボルトは，使用済燃料貯蔵プールの水面より上に取付けられていることから，固定ボルトが破損しても使用済燃料貯蔵プールのバウンダリ健全性へ影響は与えない。

以上より，チャンネル着脱機が落下及び転倒しても，使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵ラックへ波及的影響を及ぼすおそれはないと考えられる。

波及的影響の設計対象とする下位クラス施設の抽出における
先行BWRプラントとの差異について

波及的影響の設計対象として先行BWRプラント（東海第二発電所）で抽出している下位クラス施設について、柏崎刈羽原子力発電所第7号機（以下「KK7」という。）では抽出していない考え方を表1に示す。

表1 KK7で波及的影響の設計対象として抽出していない考え方

先行BWRプラント		KK7で波及的影響の設計対象として抽出していない考え方
波及的影響を受けるおそれのある上位クラス施設	波及的影響の設計対象とする下位クラス施設	
貯留堰	土留鋼管矢板	KK7には土留鋼管矢板が設置されていないため。
原子炉建屋	タービン建屋	KK7ではタービン建屋は上位クラス施設であるため。
残留熱除去系配管	ウォーターレグシールライン（残留熱除去系）	KK7ではウォーターレグシールラインは上位クラス施設であるため。
高圧炉心スプレイ系配管	ウォーターレグシールライン（高圧炉心スプレイ系）	KK7ではウォーターレグシールラインは上位クラス施設であるため。
低圧炉心スプレイ系配管	ウォーターレグシールライン（低圧炉心スプレイ系）	KK7ではウォーターレグシールラインは上位クラス施設であるため。
使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	制御棒貯蔵ハンガ	「1. 制御棒貯蔵ハンガ」参照。
	制御棒貯蔵ラック	KK7では「制御棒・破損燃料貯蔵ラック」に相当し、当該施設は上位クラス施設であるため。
	チャンネル着脱機	「2. チャンネル着脱機」参照。
使用済燃料乾式貯蔵容器	使用済燃料乾式貯蔵建屋クレーン 使用済燃料乾式貯蔵建屋上屋	KK7には当該施設が設置されていないため。
格納容器床ドレンサンブ 導入管	格納容器機器ドレンサンブ	「3. 格納容器機器ドレンサンブ」参照。
原子炉建屋外側ブローアウトパネル 原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止 装置	原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護 対策施設	「4. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護 対策施設」参照。

1. 制御棒貯蔵ハンガ

先行BWRプラントの制御棒貯蔵ハンガは、使用済燃料プールの壁に固定されており、近傍に上位クラス施設である使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックが設置されていることから、波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出されている。

KK7の制御棒貯蔵ハンガは、床置き式であることから落下のおそれはなく、仮に転倒した場合であっても上位クラス施設には衝突しないことから、波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出していない。詳細については添付資料 11 参照。

2. チャンネル着脱機

先行BWRプラントのチャンネル着脱機は、近傍に上位クラス施設である使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックが設置されていることから、波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出されている。

KK7のチャンネル着脱機の近傍には、上位クラス施設である使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料貯蔵ラックが設置されている。

仮に落下及び転倒した場合における衝突による影響は軽微であることから、波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設としてチャンネル着脱機を抽出していない。詳細については添付資料 11 参照。

3. 格納容器機器ドレンサンプ

先行BWRプラントの格納容器機器ドレンサンプは、その転倒範囲に上位クラス施設である格納容器床ドレンサンプ及び導入管が設置されていることから、波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出されている。(図1参照)。

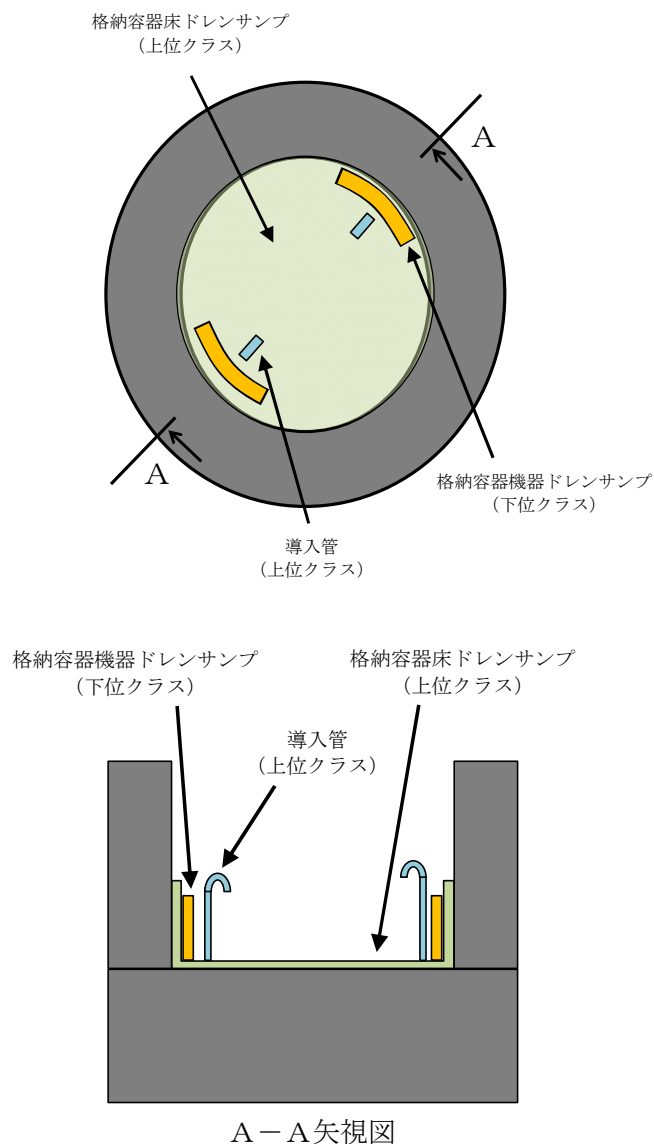


図1 先行BWRプラント 格納容器機器ドレンサンプ設置イメージ図

KK7 において先行BWRプラントの格納容器機器ドレンサンプと同様な下位クラス施設はドライウェルサンプが該当する。その近傍には上位クラス施設のコリウムシールドが設置されているが、コリウムシールドはドライウェルサンプより高い位置に設置されており、ドライウェルサンプの損傷、転倒及び落下による波及的影響を受けないと考えられることから、KK7 ではドライウェルサンプを波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出していない (図2参照)。

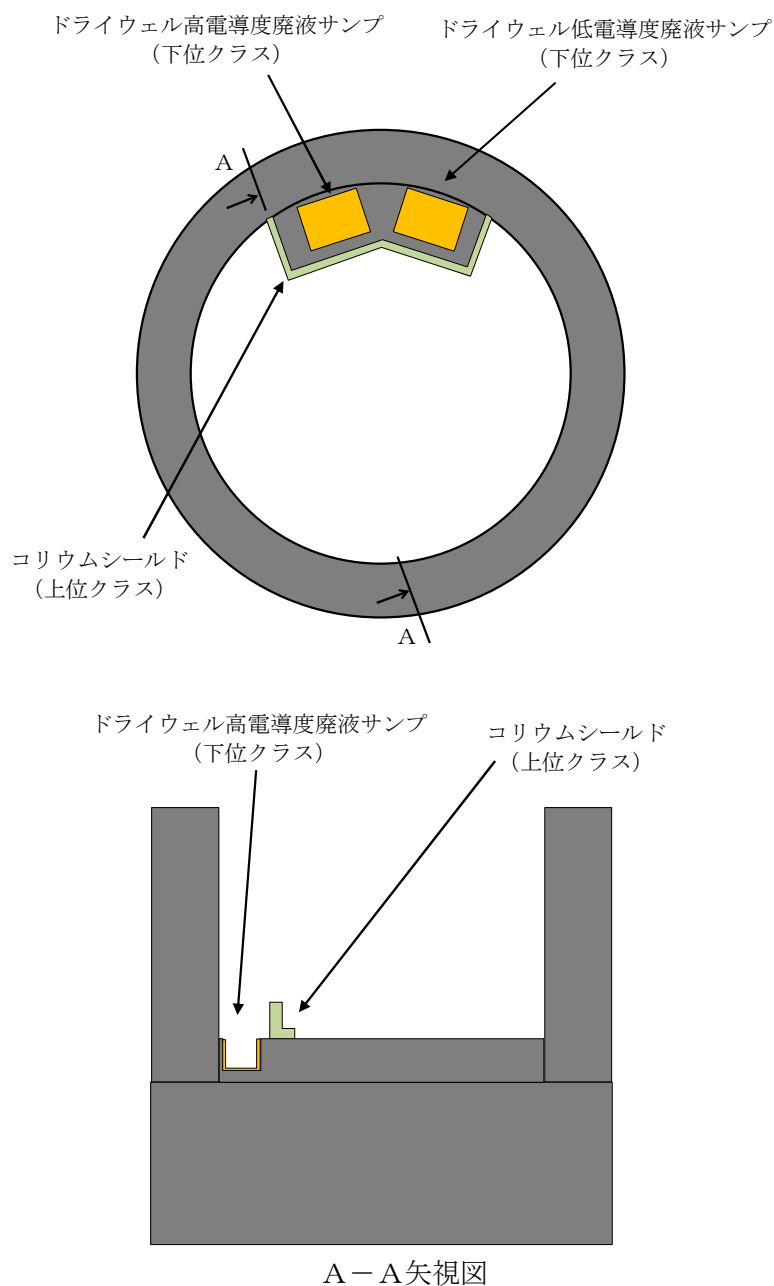


図2 KK7 ドライウェルサンプ配置概略図

4. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設

先行BWRプラントの原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設は，その落下範囲に上位クラス施設である原子炉建屋外側ブローアウトパネル及び原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止装置が設置されていることから，波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出されている（図3参照）。

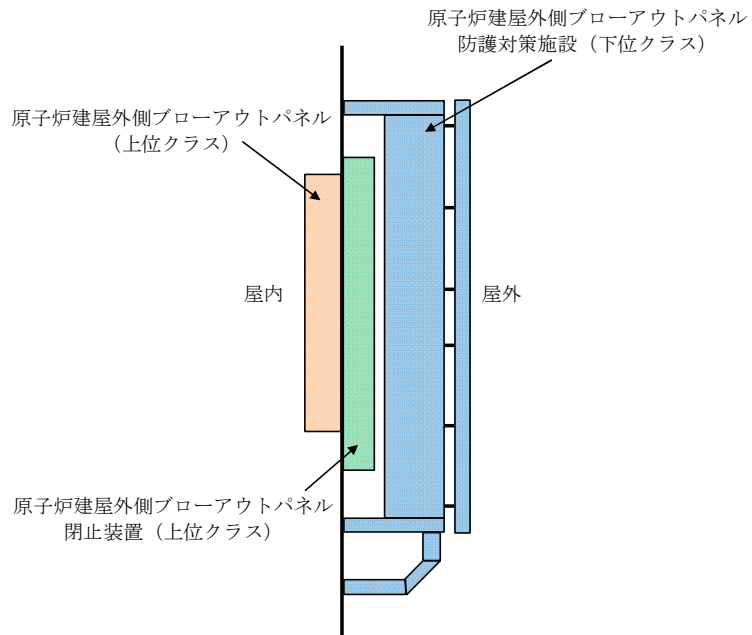


図3 先行BWRプラント 原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設設置イメージ図

KK7 において先行BWRプラントの原子炉建屋外側ブローアウトパネル防護対策施設と同様な下位クラス施設は竜巻防護ネットが該当する。その近傍には上位クラス施設の燃料取替床ブローアウトパネルと、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置が設置されている。燃料取替床ブローアウトパネルは原子炉建屋壁面の開口部に設置されているが、竜巻防護ネットは原子炉建屋壁面の開口部よりも大きなフレームによって、屋内の原子炉建屋壁面に取付けられていることから、竜巻防護ネットの損傷、転倒及び落下による波及的影響を受けないと考えられる。

また、燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置は原子炉建屋の屋外側に設置されており、竜巻防護ネットは原子炉建屋の屋内側に設置されていることから、竜巻防護ネットの損傷、転倒及び落下による波及的影響を受けないと考えられる。

したがって、KK7 では竜巻防護ネットを波及的影響を及ぼすおそれがある下位クラス施設として抽出していない（図4参照）。

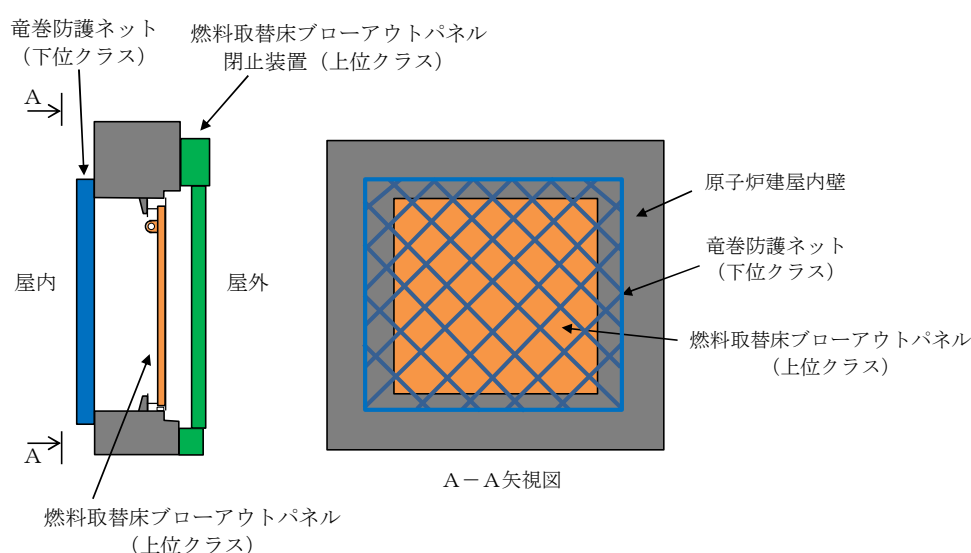


図4 KK7 竜巻防護ネット配置概略図

5. 参考文献

- (1) ISES7607-3 「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」(昭和51年10月高温構造安全技术研究組合)