

福島第一原子力発電所 3 号機

新耐震指針に照らした耐震安全性評価

(中間報告) に関する補足説明資料

(コメント回答資料)

－機器・配管系－

平成 22 年 7 月 6 日

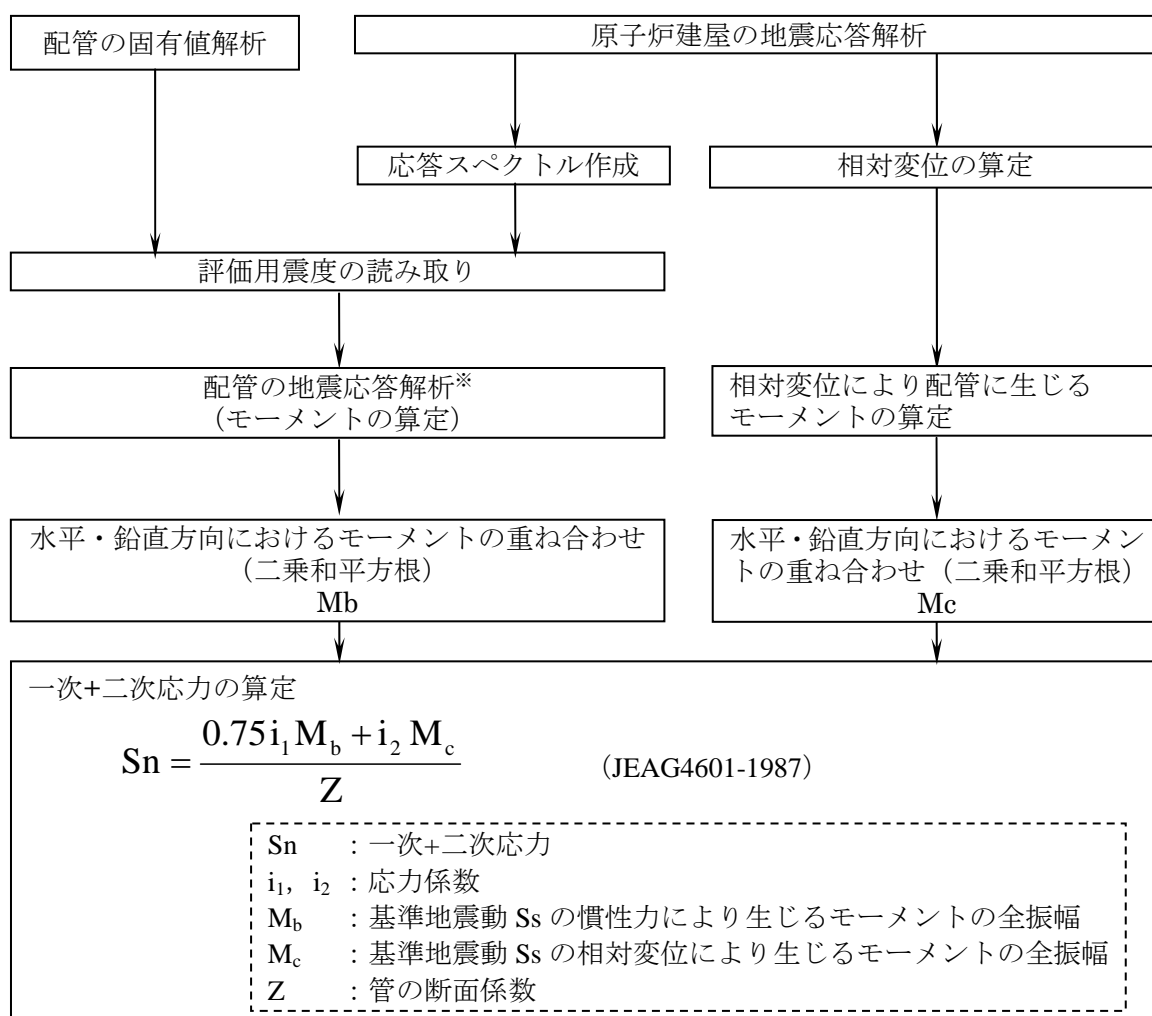
東京電力株式会社

○ 確認事項 1

配管系の一次+二次応力の算出プロセスについて、水平方向・鉛直方向の相対変位の組合せ方法などの解説も含め示すこと。

○ 回答 1

福島第一 3 号機の残留熱除去系配管における一次+二次応力の算出プロセスを図 1-1 に示す。配管の地震応答解析を実施し、地震慣性力により生じるモーメント、地震の相対変位により生じるモーメントを算出し、JEAG4601-1987 に記載された下式により一次+二次応力を算定する。



※スペクトルモーダル解析

図 1-1 クラス 2 配管における一次+二次応力評価の概要

水平方向, 鉛直方向の相対変位によるモーメントの重ね合わせの考え方については以下のとおり。

(1) 解析に用いる水平方向の相対変位

解析に用いる水平方向の相対変位は, Ss-1~3 全ての地震動の NS, EW 方向の各相対変位を包絡したものである。

(2) 水平方向と上下方向の相対変位によるモーメントの組合せ

相対変位により配管に生じる水平方向, 上下方向のモーメントを算出し, 下記(a), (b)の組合せのうち, 大きい方を採用している。

(a) 水平方向の相対変位を EW 方向に入力した解析結果と上下方向の相対変位を UD 方向に入力した解析結果の組合せ (二乗和平方根)

(b) 水平方向の相対変位を NS 方向に入力した解析結果と上下方向の相対変位を UD 方向に入力した解析結果の組合せ (二乗和平方根)

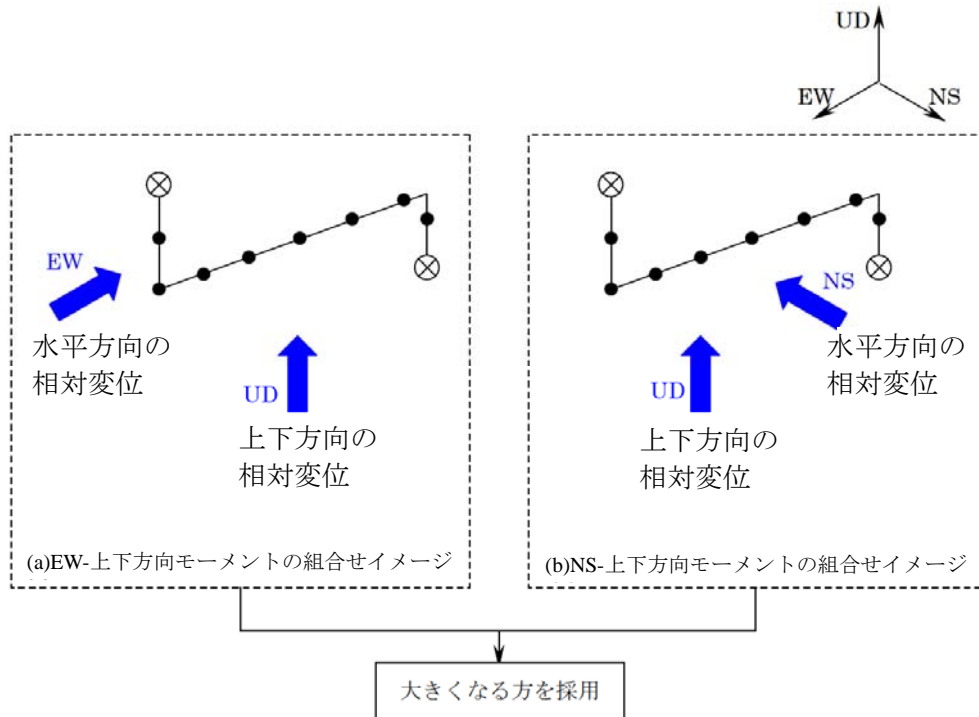


図 1-2 水平方向, 鉛直方向の相対変位によるモーメントの組合せ

○ 確認事項 2

シュラウドサポートの応力評価モデル及び解析条件の図に関して、原子炉圧力容器側、シュラウドサポート側の地震荷重について過不足無く記載すること。また、基礎ボルトなどのモデル境界における反力についても図示すること。

○回答 2

(1) 評価にあたっての入力荷重について

シュラウドサポートの地震荷重による応力評価にあたっては、シュラウドサポート側に水平力、モーメント、鉛直力 1 を入力し、原子炉圧力容器側に鉛直力 2 を入力し、それぞれ個別に応力を算出して組み合わせている。

原子炉圧力容器は、シュラウドサポートに対する原子炉圧力容器の拘束変形の影響による応力を考慮するためにモデル化している。原子炉圧力容器が与えるシュラウドサポートの発生応力への寄与は小さいため、シュラウドサポート側の水平力、モーメント、鉛直力 1 を考慮している。

原子炉圧力容器においては、従来から自重と同様に地震による鉛直力を考慮していたため、耐震安全性評価においても鉛直力 2 を考慮している。なお、鉛直力 2 の寄与は極めて小さく、軸圧縮応力の内、応力の割合は約 0.3% である。

(2) 基礎ボルトの反力について

現状、計算モデルでは、入力条件および拘束条件を示している。当該条件により解析を実施することで、固定部や基礎の拘束条件に応じて力のつり合いによる反力が求まることとなる。

なお、原子炉圧力容器の基礎ボルトにおける耐震安全性評価は、当該計算モデルではなく、格納容器－圧力容器解析モデル（以下 PCV-RPV 解析モデルという）により算定した水平力、モーメント、鉛直力に基づき、JEAG4601-1978 に記載されたつり合い式により応力を算出している。

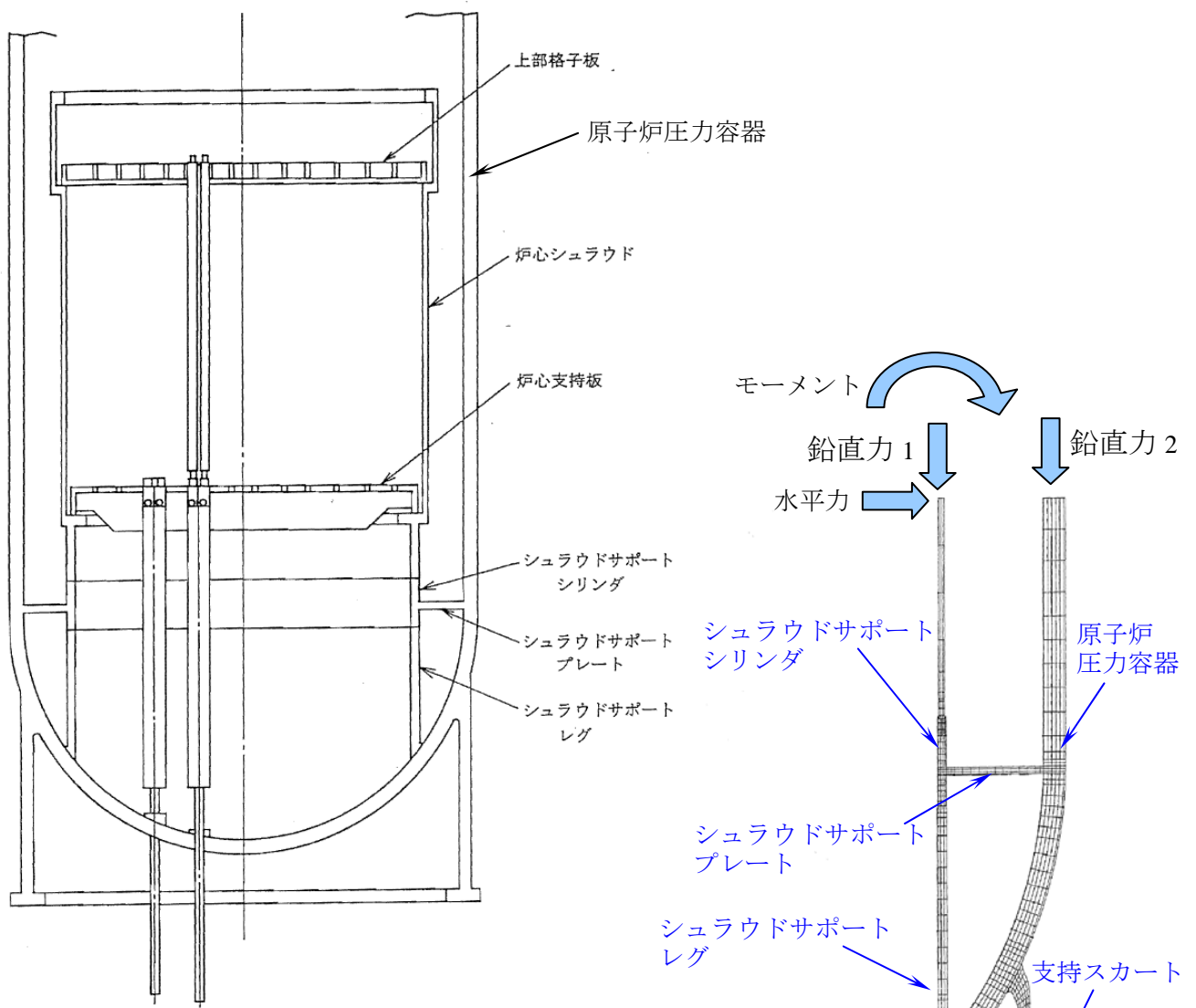


図 2-1 シュラウド概要図

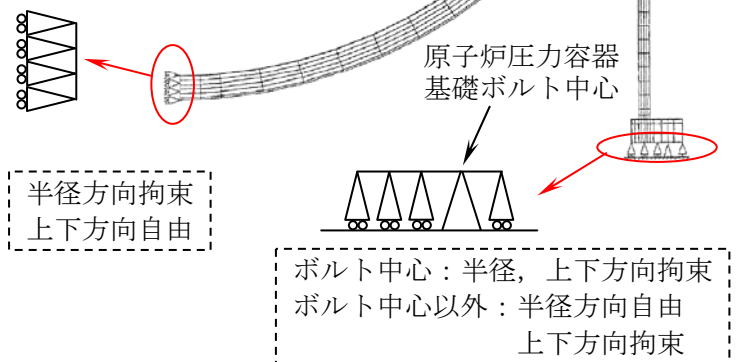


図 2-2 計算モデル

○ 確認事項 3

福島第一5号機と福島第一3号機の機器・配管系の評価結果の差異について考察すること。

○ 回答 3

福島第一5号機と福島第一3号機の耐震安全性評価中間報告の対象設備について、評価結果の比較表を表3-1に示す。

表3-1の中で差異が確認された以下の設備に関して、その要因を示す。

- (1) 原子炉格納容器
- (2) 炉心支持構造物
- (3) 残留熱除去系配管
- (4) 主蒸気系配管（構造 A26-2-2 にて説明済み）

表 3-1 福島第一 5 号機と福島第一 3 号機における耐震安全性評価中間報告の比較

評価対象 設備	評価部位	福島第一 5 号機				福島第一 3 号機				備考
		応力 分類	計算値	評価 基準値	評価 手法※1	応力 分類	計算値	評価 基準値	評価 手法※1	
原子炉 圧力容器	基礎 ボルト	引張	39	222	②	引張	36	222	②	概ね同じ
原子炉 格納容器	ドライ ウエル	膜	90	255	①	膜	199	255	①	応答比の違いによる計算値 等の違い
炉心支持 構造物	シュラウド サポート	軸圧縮	24	231	②	軸圧縮	33	208	①	形状の違いによる計算値, 評 価基準値の違い
		膜	86	300	②	膜	85	300	②	
残留熱除去 系ポンプ	基礎ボルト	引張	29	202	②	引張	29	202	②	概ね同じ
	電動機 取付ボルト	引張	42	185	②	引張	42	185	②	
残留熱除去 系配管	配管本体	一次	197	364	②	一次	268	363	②	<ul style="list-style-type: none"> 配管のルーティングの 違いによる最大応力発 生部位および計算値の 違い 温度の違いによる評価 基準値のわずかな違い
主蒸気系 配管	配管本体	一次	356	417	②	一次	183	417	②	配管のルーティングの違い による計算値の違い
制御棒 挿入性	燃料 集合体	相対 変位	13.8 [mm]	40.0 [mm]	②	相対変位	14.8 [mm]	40.0 [mm]	②	概ね同じ

※1 ①：応答倍率法による評価, ②：詳細評価

(1) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、福島第一 5 号機と 3 号機で同様な構造をしており、中間報告においては両プラント共に図 3-1 に示すサンドクッション部の評価結果を報告している。

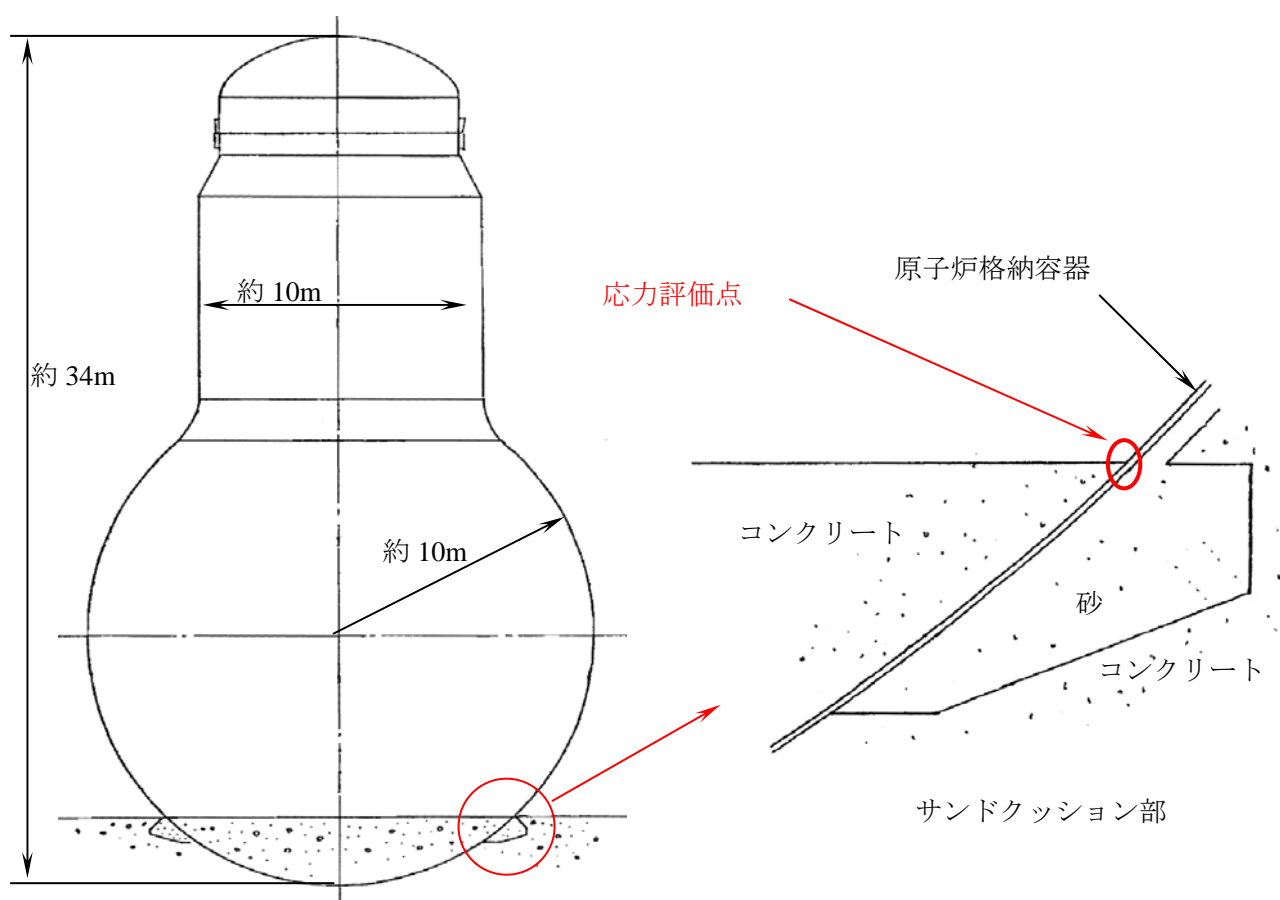


図 3-1 原子炉格納容器サンドクッション部

福島第一 5 号機と 3 号機の原子炉格納容器（サンドクッション部）における耐震安全性評価は、応答倍率法にて行っている。福島第一 5 号機の耐震安全性評価中間報告に関する審議等を踏まえて、福島第一 3 号機の耐震安全性評価においては、応答比の算定方法を変更した。それぞれの応答比の計算方法を以下に示す。

サンドクッション部における応答比

$$\text{福島第一 5 号機} : \text{MAX} \left[\frac{H_{Ss}}{H_0}, \frac{M_{Ss}}{M_0}, \frac{1 + C_{vSs}}{1 + C_{v0}} \right]$$

$$\text{福島第一 3 号機} : \text{MAX} \left[\frac{H_{Ss}}{H_0}, \frac{M_{Ss}}{M_0}, \frac{C_{vSs}}{C_{v0}} \right]$$

H_{Ss} : 基準地震動 S_s による水平力
 H_0 : 設計時の水平力
 M_{Ss} : 基準地震動 S_s による曲げモーメント
 M_0 : 設計時の曲げモーメント
 C_{vSs} : 基準地震動 S_s による鉛直震度
 C_{v0} : 設計時の鉛直震度

サンドクッション部における水平力、モーメント、鉛直震度を算出する PCV-RPV 解析モデルを図 3-2 に、応答比を表 3-3 に示す。評価に用いる応答比は、福島第一 5 号機が 1.17、福島第一 3 号機が 1.84 となる。

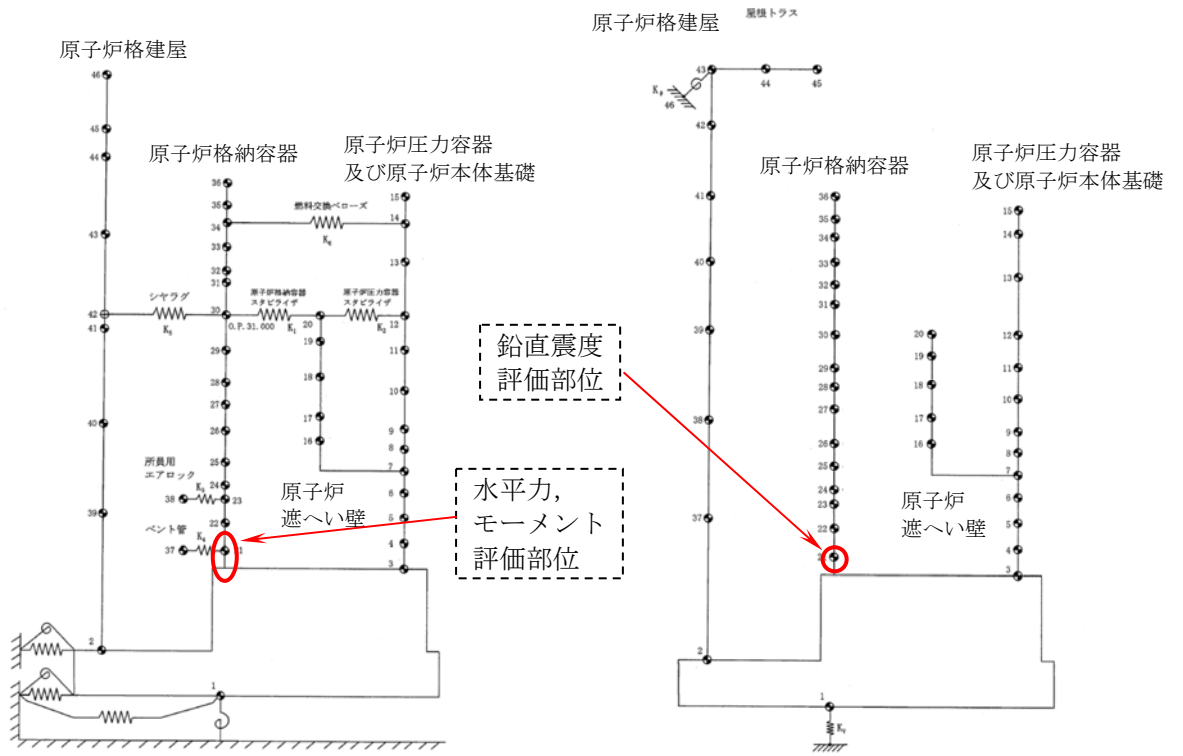
評価結果を表 3-2 に示す。福島第一 5 号機と 3 号機の設計時のサンドクッション部における計算値と応答比の比率は以下のようにになっている。

- ✓ 設計時のサンドクッション部における計算値は福島第一 3 号機の方が約 1.4 倍大きい。
- ✓ 評価に用いる応答比は福島第一 3 号機の方が約 1.6 倍大きい。

これらの要因により基準地震動 S_s による計算値は、福島第一 3 号機の方が約 2.2 倍大きく算出されている。

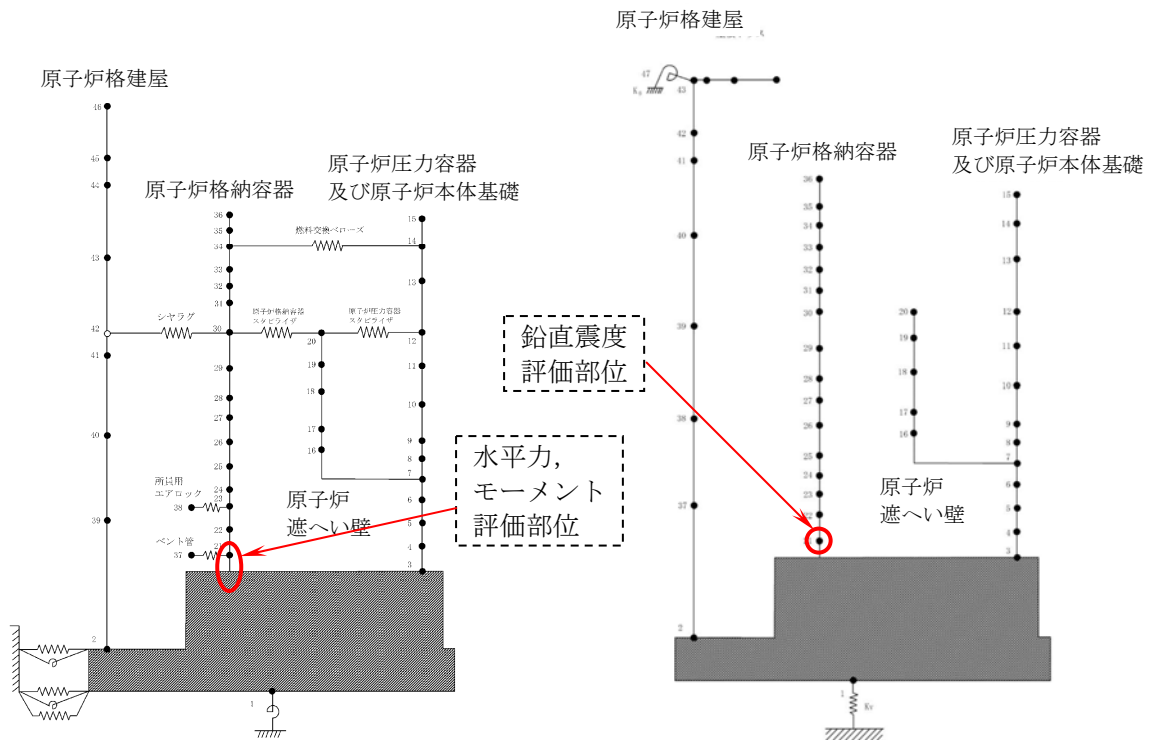
表 3-2 サンドクッション部の評価結果

プラント	応力分類	設計時 計算値 [MPa]	応答比	基準地震動 S_s に よる計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]
福島第一 5 号機	膜	77	1.17	90	255
福島第一 3 号機	膜	108	1.84	199	



福島第一 5 号機 水平方向

福島第一 5 号機 鉛直方向



福島第一 3 号機 水平方向

福島第一 3 号機 鉛直方向

図 3-2 PCV-RPV 解析モデル

表 3-3 サンドクッション部の耐震安全性評価における応答比

プラント	荷重, 震度	設計時	基準地震動 Ss	応答比 算出式	応答比
福島第一 5号機	水平力 H [kN]	7885	8290	$\frac{H_{Ss}}{H_0}$	1.06
	モーメント M [kN・m]	129400	150000	$\frac{M_{Ss}}{M_0}$	1.16
	鉛直震度 Cv	0.24	0.45	$\frac{1 + Cv_{Ss}}{1 + Cv_0}$	1.17
福島第一 3号機	水平力 H [kN]	6865	7070	$\frac{H_{Ss}}{H_0}$	1.03
	モーメント M [kN・m]	107900	123000	$\frac{M_{Ss}}{M_0}$	1.14
	鉛直震度 Cv	0.24	0.44	$\frac{Cv_{Ss}}{Cv_0}$	1.84

H_{Ss} : 基準地震動 Ss による水平力
 H_0 : 設計時の水平力
 M_{Ss} : 基準地震動 Ss による曲げモーメント
 M_0 : 設計時の曲げモーメント
 Cv_{Ss} : 基準地震動 Ss による鉛直震度
 Cv_0 : 設計時の鉛直震度

(2) 炉心支持構造物

1. 計算値の差異について

1-1. 福島第一 3 号機の軸圧縮応力の詳細評価について

福島第一 5 号機のシュラウドサポートの外形図を図 3-3 に、3 号機のシュラウドサポートの外形図を図 3-4 に示す。

報告した軸圧縮応力の評価方法は、5 号機においては詳細評価、3 号機においては応答倍率法と異なるため、差異の分析のために 3 号機の評価を 5 号機と同じ詳細評価により実施した。以下に、3 号機の軸圧縮応力の詳細評価のプロセスについて示す。

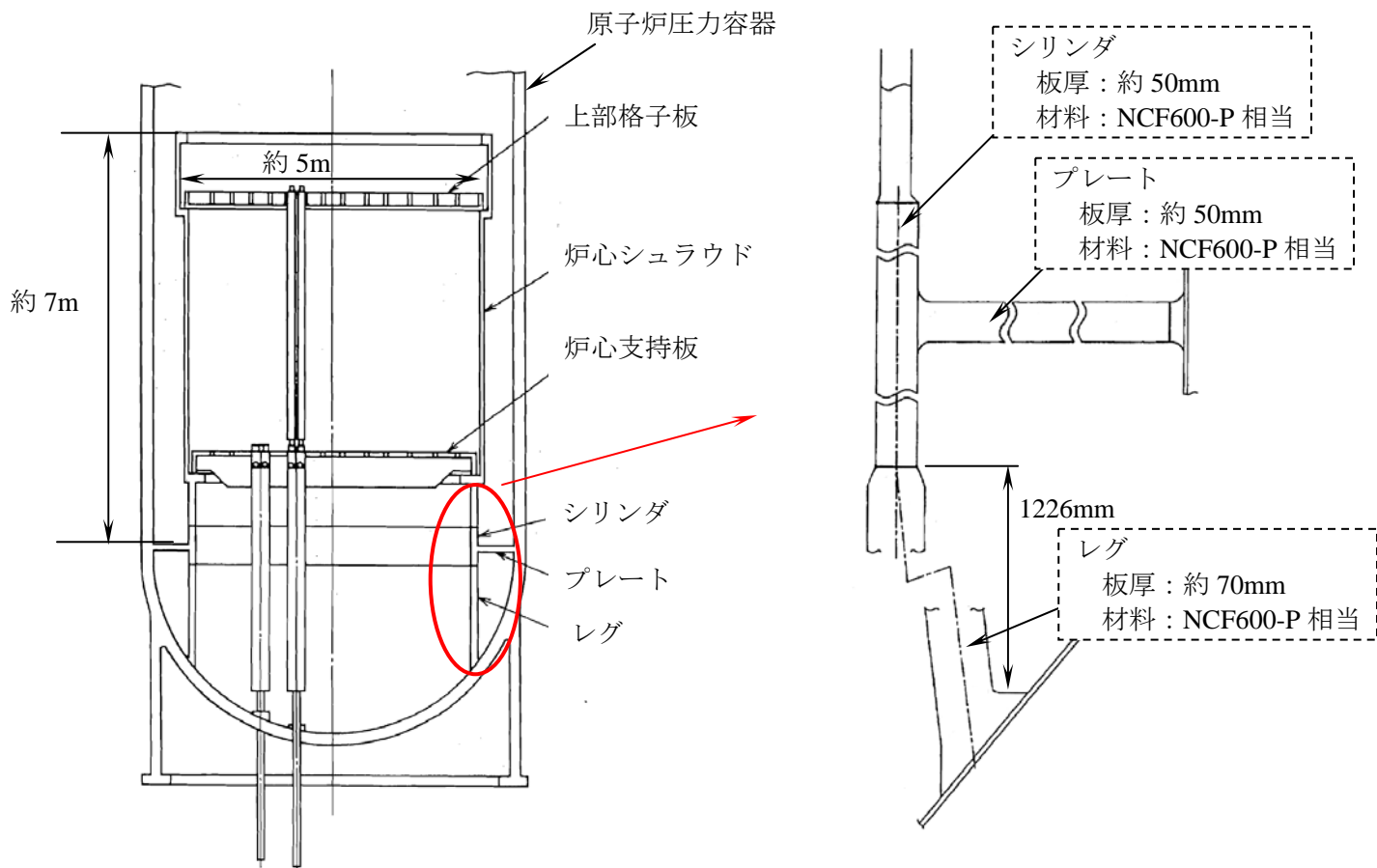


図 3-3 福島第一 5 号機 シュラウドサポート外形図

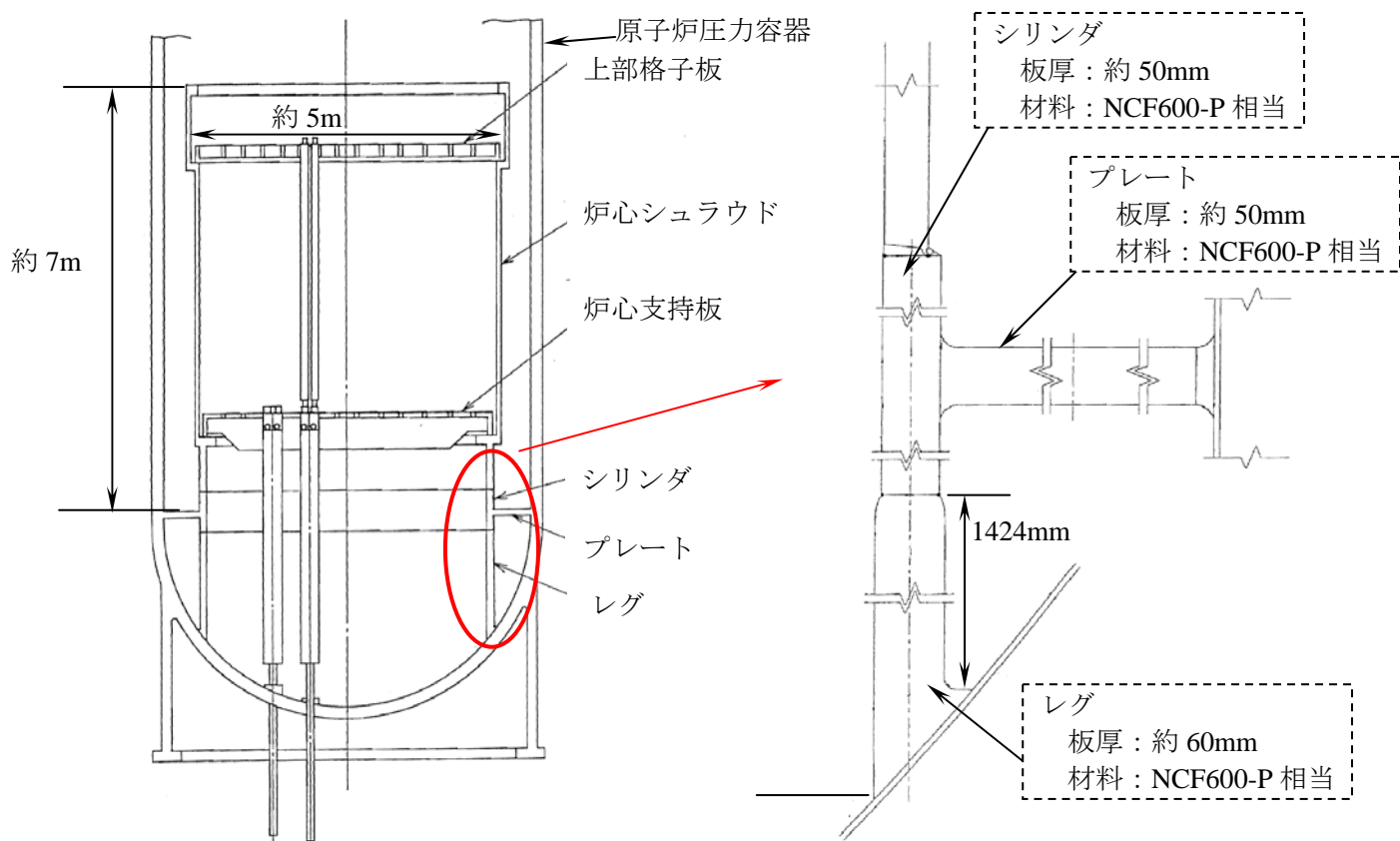


図 3-4 福島第一 3 号機 シュラウドサポート外形図

シュラウドサポートレグの軸圧縮応力の評価フローを図 3-5 に示す。シュラウドサポートの評価は、水平力、モーメント、鉛直力を用いて計算機コードにより行なう。計算モデルを図 3-6 に示す。シュラウドサポートに入力する水平力、モーメント、鉛直力 1 は、炉内構造物連成解析モデルを用いて解析を行なうことで算出し、原子炉圧力容器に入力する鉛直力 2 は PCV-RPV 解析モデルを用いて解析を行なうことで算出する。各解析モデル及び荷重評価部位を図 3-7 に、算出した水平力、モーメント、鉛直力を表 3-4 に示す。

計算機コードによる解析では、水平力による各方向の応力、モーメントによる各方向の応力、鉛直力による各方向の応力をそれぞれ算出し、それぞれの軸方向応力を組合せることで地震による軸方向応力を算出する。地震による軸方向応力は、地震以外による軸方向応力と組合せ、軸圧縮応力を評価する。軸圧縮応力の算出について、評価結果を表 3-5 に示す。

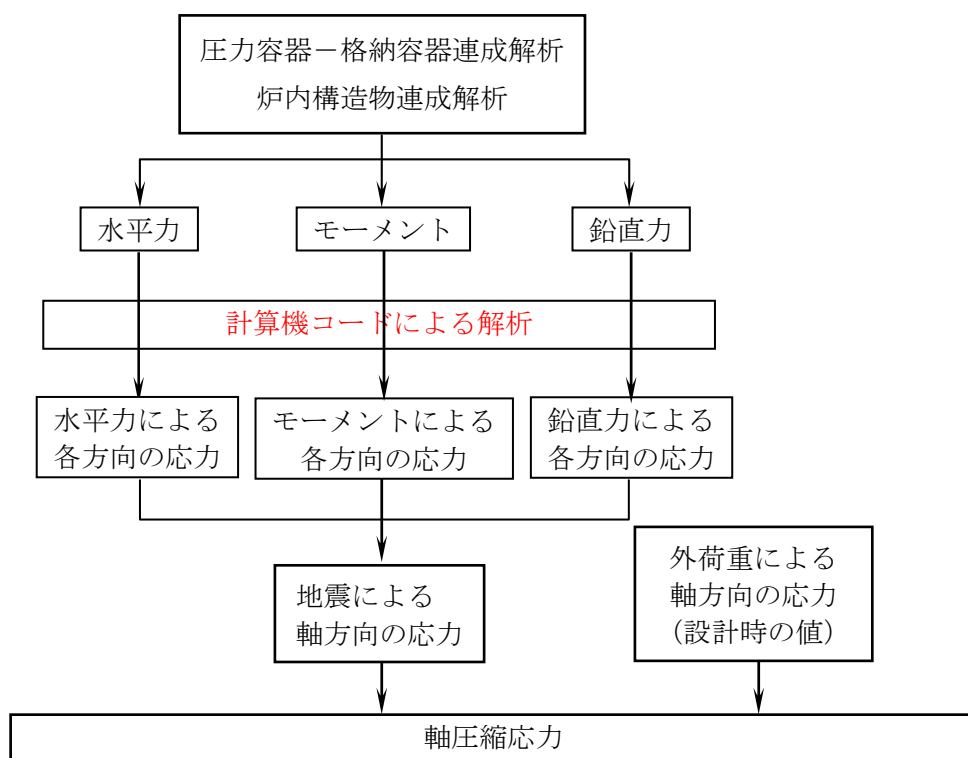


図 3-5 シュラウドサポートレグの軸圧縮応力の評価フロー

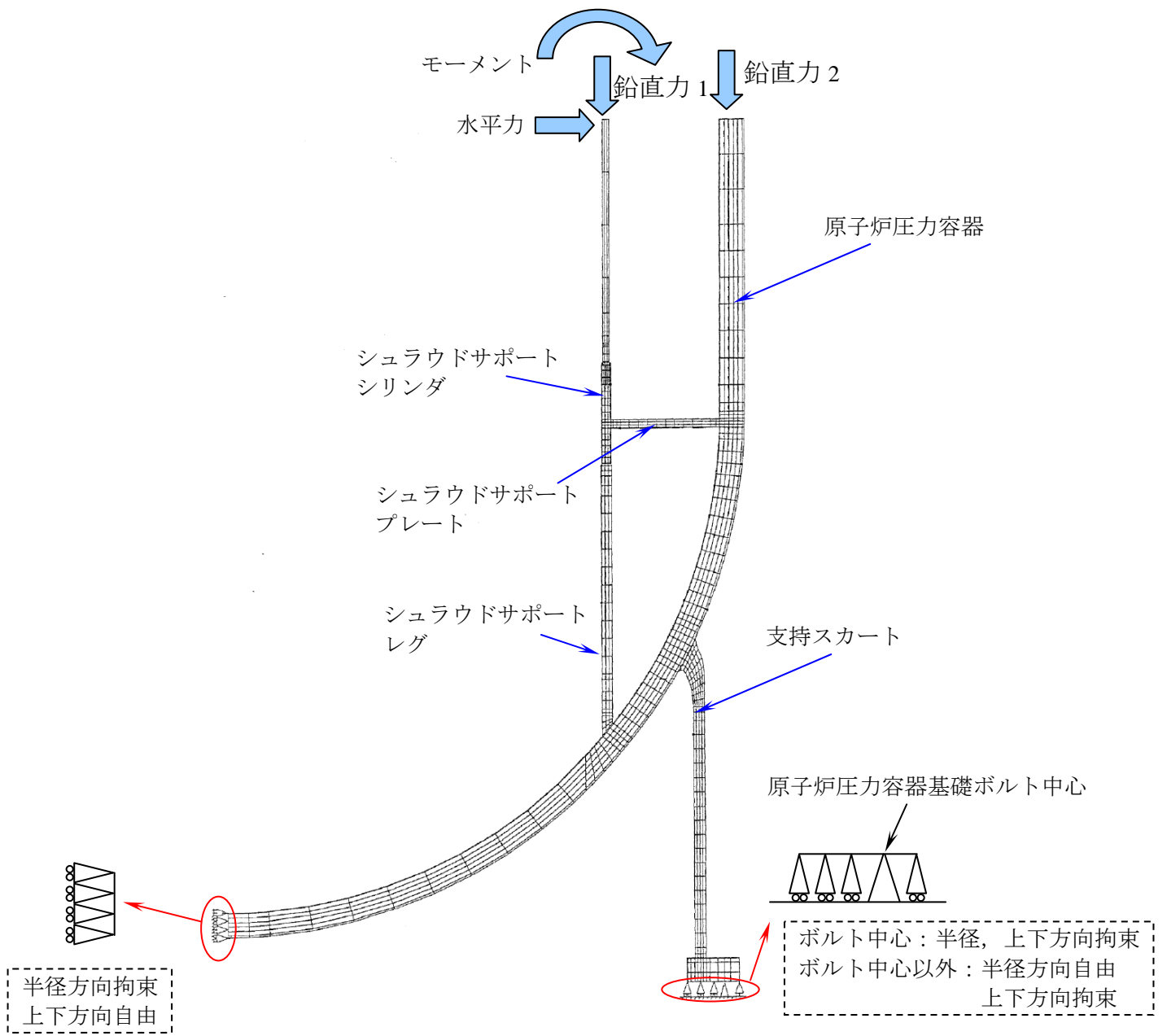


図 3-6 計算モデル

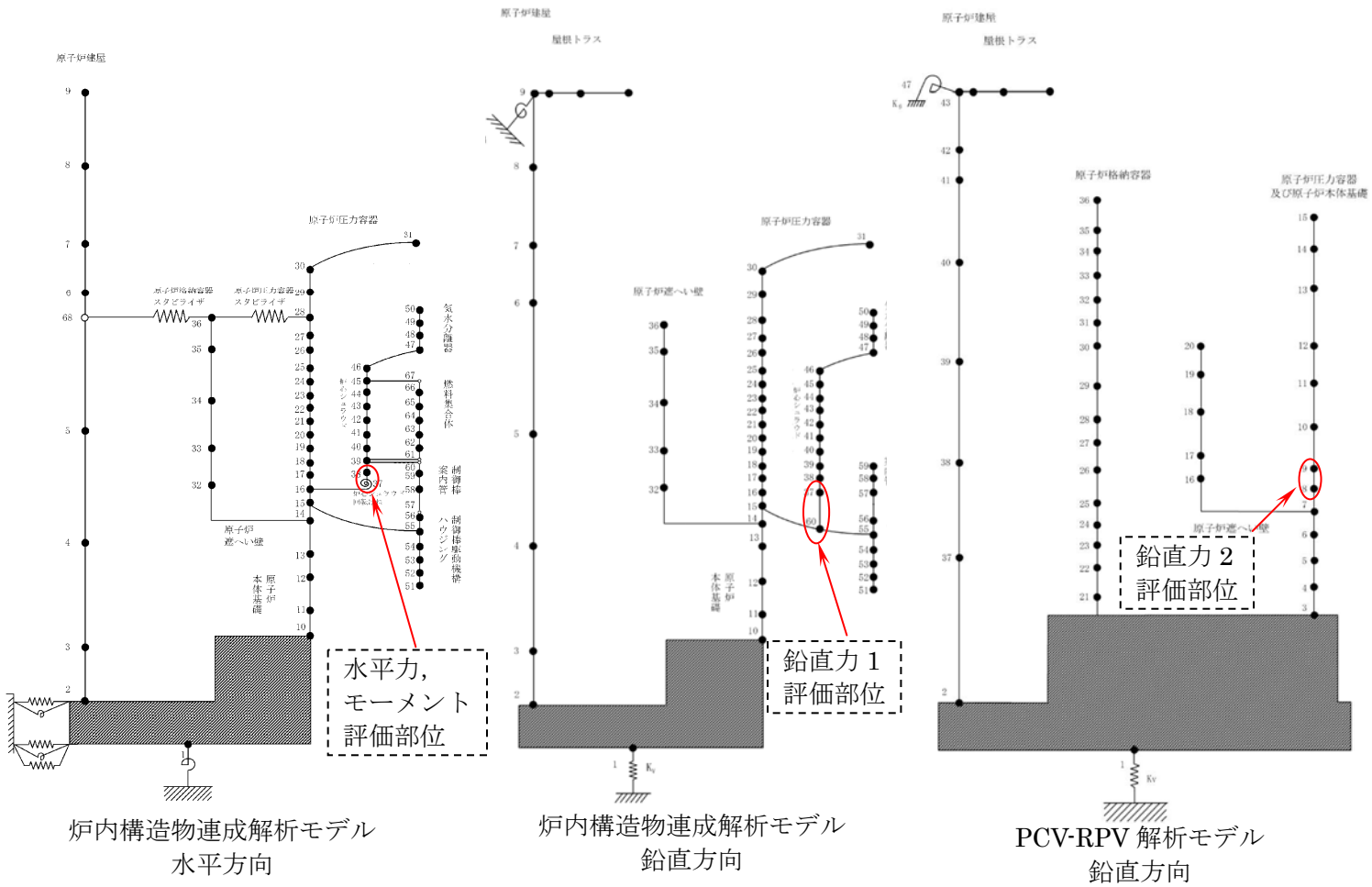


図 3-7 シュラウドサポートの評価に用いる水平力，モーメント，鉛直力の評価部位

表 3-4 シュラウドサポートの評価に用いる水平力，モーメント，鉛直力

地震荷重種別	Ss 地震荷重
水平力	2440 [kN]
モーメント	13600 [kN・m]
鉛直力 1	783 [kN]
鉛直力 2	2710 [kN]

表 3-5 シュラウドサポートレグの軸圧応力評価結果

応力の分類		レグに発生する 応力 [MPa]
基準地震動 Ss による応力	水平力による 軸方向応力	4.392
	モーメントによる 軸方向応力	22.952
	鉛直力 1 による 軸方向応力	1.502
	鉛直力 2 による 軸方向応力	0.108
地震以外による応力 (設計時の値)	外荷重による 軸方向応力	3.0
地震による応力 + 地震以外による応力	軸圧縮応力 (計算値)	32 [*]
評価基準値		208

※小数点第一位を切り上げた値を記載した。

1-2. 5号機と3号機の差異について

5号機と3号機の評価結果を表3-6に示す。また、シュラウドサポートレグの構造について表3-7、図3-8に、断面係数を表3-8に示す。3号機の方がレグの板厚が小さいため、断面係数が小さくなっている。したがって、レグの構造の影響としては、5号機よりも3号機の方が応力が大きくなる傾向にある。

また、計算値の差異のもう一つの要因として、評価に用いた入力荷重の違いが考えられるため、シュラウドサポートレグの評価に用いた基準地震動 S_s による水平力、モーメント、鉛直力を表3-9に示す。入力荷重としては5号機の方が概ね大きくなっている。

1-3. レグの構造と入力荷重の影響について

計算値の大小という観点では、構造と入力荷重で逆の傾向を示しているので、それらの影響について考察する。軸圧縮応力の算出に支配的な入力荷重はモーメントであるため(表3-5参照)、モーメントと断面係数の関係について考える。表3-8、表3-9より以下のことがわかる。

- ✓ 評価に用いるモーメントは、3号機の方が小さく、
「3号機のモーメント/5号機のモーメント=0.82」である。
- ✓ シュラウドサポートレグの断面係数は、3号機の方が小さく、
「3号機の断面係数/5号機の断面係数=0.73」である。

「モーメント/断面係数」がそのままモーメントによるレグの軸圧縮応力成分となるわけではないが、上記のモーメント比と断面係数比で計算すると、

$$0.82/0.73=1.12$$

となり、モーメントは3号機の方が小さくても、レグ形状の違いにより（レグの板厚の違いにより）モーメントによる応力は3号機の方が大きくなる結果となった。

以上より、評価に用いる荷重は5号機の方が概ね大きいですが、レグの形状の違いにより、レグの軸圧縮応力は3号機の方が大きくなったと考えられる。

表 3-6 シュラウドサポートレグ軸圧縮応力の詳細評価結果

プラント	応力分類	計算値 [MPa]	評価基準値 [MPa]	評価方法	
福島第一 5号機	軸圧縮	24	231	詳細	
福島第一 3号機		33		208	応答倍率
		32			詳細

表 3-7 シュラウドサポートレグの板厚, 幅

プラント	レグの板厚 T [mm]	レグの幅 B [mm]
福島第一5号機	70	300
福島第一3号機	60	300

表 3-8 シュラウドサポートレグの断面係数

福島第一 5号機 断面係数 ($T^2B/6$)	福島第一 3号機 断面係数 ($T^2B/6$)	断面係数比 (3号機/5号機)
245000 mm ³	180000 mm ³	0.73

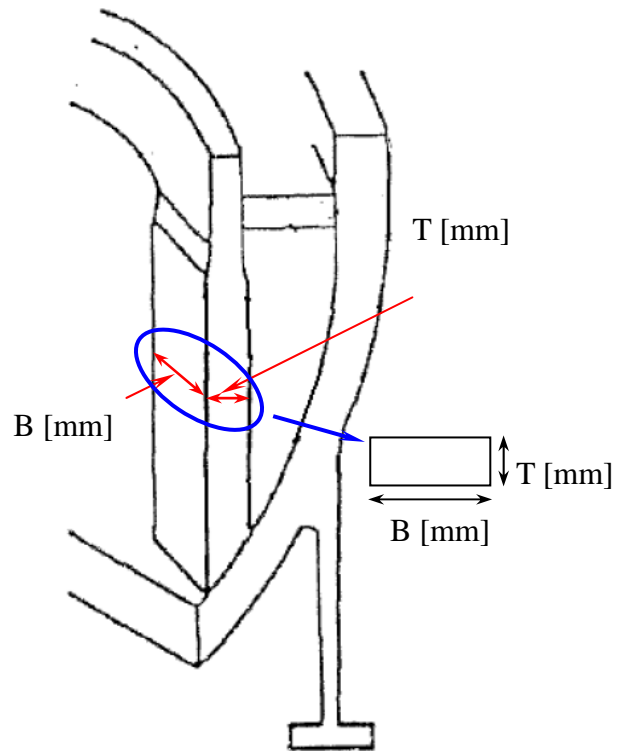


図 3-8 シュラウドサポート概略図

表 3-9 シュラウドサポートの評価に用いた水平力, モーメント, 鉛直力の比率

プラント	水平力 [MPa]	モーメント [MPa・m]	鉛直力 1 [MPa]	鉛直力 2 [MPa]
福島第一 5号機	2640	16600	754	2800
福島第一 3号機	2440	13600	783	2710
比率 (3号機/5号機)	0.92	0.82	1.04	0.97

2. 評価基準値の差異について

シュラウドサポートレグの軸圧縮の評価基準値は「発電用原子力設備規格設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」に基づき、下式によって算出される。

$$f_c = 1.5 \times \left\{ 1 - 0.4 \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \frac{F}{\nu}$$

f_c : 軸圧縮の評価基準値	T : レグの板厚
λ : 圧縮材の有効細長比	B : レグの幅
$\lambda = \frac{l_k}{i}$	A : レグ一本あたりの断面積
l_k : 座屈長さ (=0.7 l)	Λ : 限界細長比
l : レグの長さ	$\Lambda = \sqrt{\frac{\pi^2 E}{0.6F}}$
i : 座屈軸についての断面二次半径	E : 縦弾性係数
$i = \sqrt{\frac{I}{A}}$	F : Min[1.35Sy, 0.7Su, 1.2Sy(室温)]
I : 座屈についての断面二次モーメント	ν : 次の計算式により計算した値
$I = \frac{T^3 B}{12}$	$\nu = 1.5 + \frac{2}{3} \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2$

福島第一5号機と3号機のレグの長さ及びレグの板厚を表3-10に、評価基準値を表3-11に示す。3号機の方がレグが長く、板厚が小さいため、軸圧縮の評価基準値が小さくなる。

表3-10 シュラウドサポートレグの長さ、板厚

プラント	レグの長さ l [mm]	レグの板厚 T [mm]
福島第一5号機	1226	70
福島第一3号機	1424	60

表3-11 シュラウドサポートレグの軸圧縮評価基準値

プラント	λ	ν	評価基準値(f_c) [MPa]
福島第一5号機	42.46	1.597	231
福島第一3号機	57.55	1.677	208

(3) 残留熱除去系配管

1. 計算値の差異について

プラントによって配管の引き回しは異なることから、評価対象となる残留熱除去系配管の箇所が異なり、最大応力発生点も異なる。

図 3-10, 3-11 にそれぞれ福島第一 5 号機, 3 号機の残留熱除去系配管における評価用モデルを示す。

評価用モデルから、配管の引き回し, 支持構造物の設置位置が異なっており、計算値が異なると考えられる。

2. 評価基準値の差異について

評価基準値は JEAG4601 補-1984 に基づき 0.9Su (Su : 設計引張強さ) であり、算出に関わるデータを表 3-12 に示す。配管の材質はともに STS410 であるが、中間報告における評価対象モデルが 5 号機と 3 号機では異なるため、評価温度がそれぞれ 94℃ (5 号機), 182℃ (3 号機) である。当該温度を踏まえて「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」により、Su 値を算定する。

表 3-12 評価基準値算定に必要なデータ

号機	配管材料	評価温度	設計引張強さ Su*	評価基準値 0.9Su
福島第一 5 号機	STS410	94℃	405.48 (線形補間)	364
福島第一 3 号機	STS410	182℃	404	363

※図 3-9 を参照

付録材料図表 Part 5 表 9 材料の各温度における設計引張強さ S_t (MPa)

種類	種別	記号	最小引張強さ (MPa)	最小降伏点 (MPa)	温度 (°C)																
					-30	75	100	150	200	225	250	275	300	325	350	375	400	425			
高圧配管用炭素鋼管 JIS G 3455(1988)	STS370		370	215	370	357	350	350	350	350	350	350	350	350	350	350	350	350	340		
	STS410		410	245	410	407	405	404	404	404	404	404	404	404	404	404	404	391			
	STS480		480	275	480	460	450	436	423	423	423	423	423	423	423	423	423	423			

図 3-9 残留熱除去系配管における設計引張強さ (設計・建設規格 (JSME S NC1-2005) 抜粋)

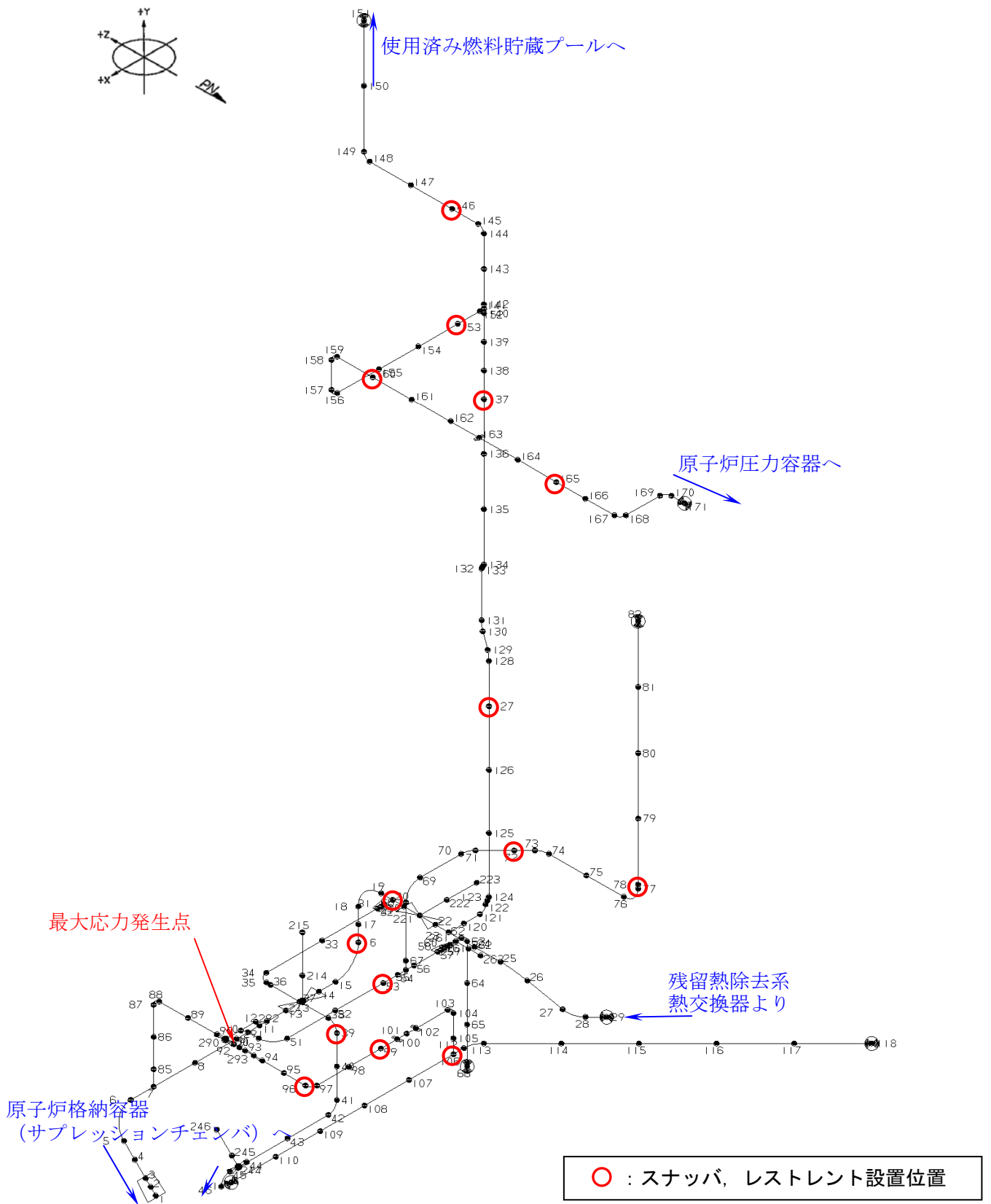


図 3-10 福島第一 5 号機残留熱除去系配管の評価用モデル

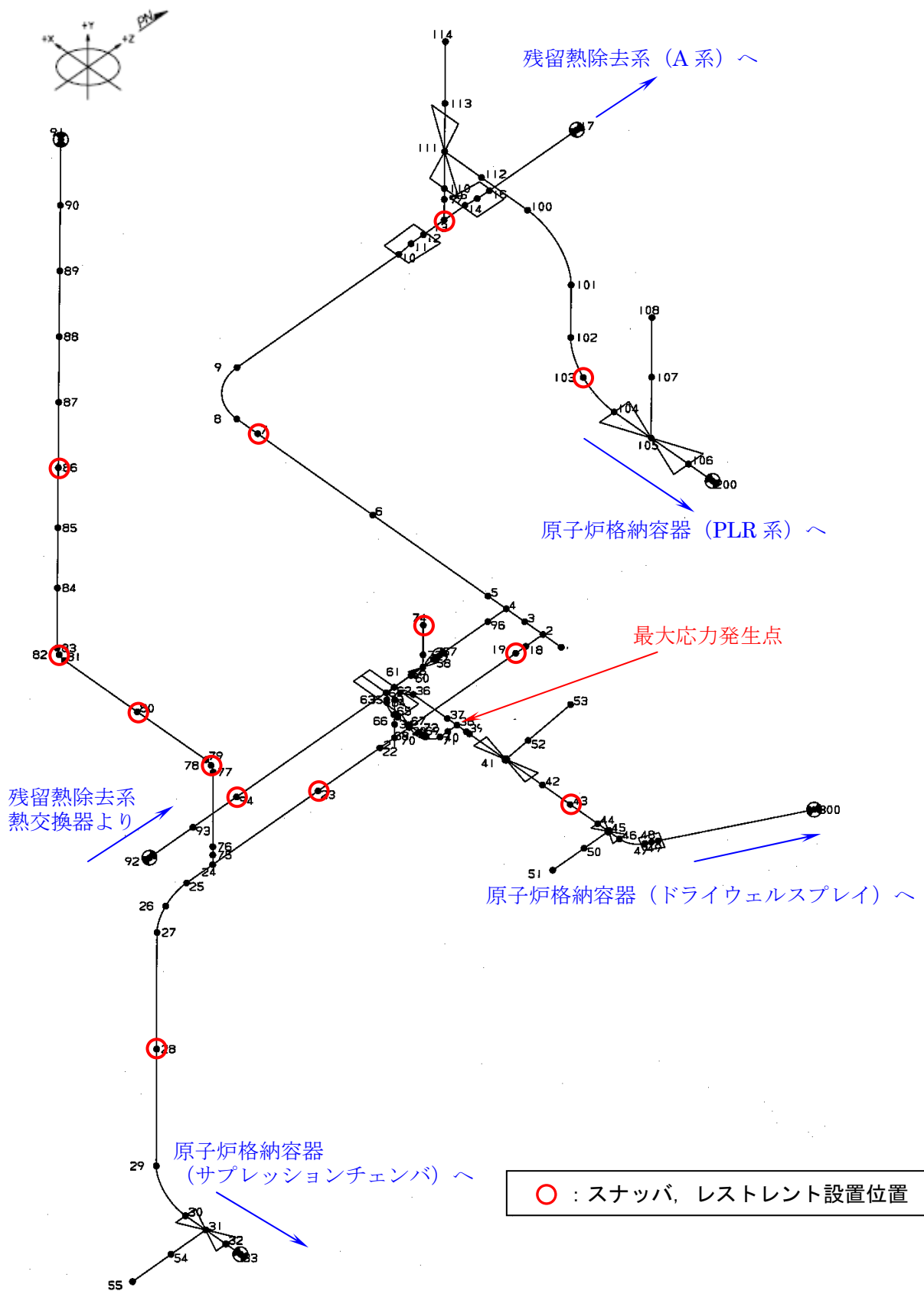


図 3-11 福島第一 3 号機残留熱除去系配管の評価用モデル