

## 東海再処理施設の安全対策に係る廃止措置計画認可変更申請対応について

令和2年5月19日  
再処理廃止措置技術開発センター

### ○ 令和2年5月19日 面談の論点

- 再処理施設保安規定の変更認可申請について
- 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及び配管トレンチ(T21)周辺の地盤改良工事期間における重大事故対処への配慮について
- 耐震計算における機器と配管・ダクト等との接合部の取り合いの扱いについて
- 高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設) 高放射性廃液貯槽の据付ボルトのせん断強度と安全裕度の向上に関する検討について
- 建物・構築物及び機器・配管系の構造(耐震性)の評価で使用した計算機プログラム(解析コード)の概要(概要のみ)
- 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」への対応状況について(概要のみ)
- 廃止措置計画用設計津波及び耐津波設計方針に係る工認審査ガイドへの対応について(概要のみ)
- HAW 建家健全性評価(波力、余震重畳)について(概要のみ)
- TVF 建家健全性評価(波力、余震重畳)について(概要のみ)
- HAW 施設及び TVF における事故対処の方法、設備及びその有効性評価について(概要のみ)
- 東海再処理施設の安全対策に係る5月までの面談スケジュール(案)について
- ガラス固化技術開発施設(TVF)における固化処理状況について

以上

## 再処理施設保安規定の変更認可申請について

令和 2 年 5 月 1 9 日  
国立研究開発法人  
日本原子力研究開発機構  
再処理廃止措置技術開発センター

## 1. 変更目的

東海再処理施設（以下「TRP」という。）の廃止措置は、機構の業務運営上の重要課題と位置付け、最優先事項として業務管理を行ってきたところであるが、ガラス固化処理の中断や安全対策に係る廃止措置計画変更認可申請書の不備など、リスク低減に対する姿勢やマネジメント体制等についての課題が確認された。

TRP の廃止措置に関するマネジメント上の課題として以下を挙げ、それぞれの課題に対し具体的な対策を講じているところである。

- ・ガバナンス機能の強化
- ・プロジェクトマネジメント機能の強化
- ・廃止措置関連業務の遂行能力の強化
- ・機構の各段階における技術事項審査の強化

上記課題を踏まえ、TRP の廃止措置に関する全体計画の策定や工程管理といったプロジェクトマネジメント機能の強化を目的に、プロジェクトマネージャー（再処理廃止措置技術開発センター長）を補佐し、廃止措置に関する基本方針、全体スケジュール及び許認可方針の策定等を統括する「廃止措置推進室」を TRP 内に設置することから、保安規定の一部を変更する。

## 2. 変更概要

## (1) 「廃止措置推進室」の新設

TRP 内にプロジェクトマネージャー（再処理廃止措置技術開発センター長）を補佐し、廃止措置に関する基本方針、全体スケジュール及び許認可方針の策定等を統括する「廃止措置推進室」を新設する。

廃止措置推進室長は、以下の業務を行う。

- ・再処理施設の廃止措置に関する全体計画及び工程管理に係る業務
- ・再処理施設の廃止措置計画の変更及び変更の調整に係る業務
- ・再処理施設の廃止措置に係る開発に関する業務であって、センター内各部長の所掌に属さない業務（ただし、放射線管理部長、保安管理部長及び工務技術部長の所掌するものを除く。）

## (2) 「廃止措置技術課」の削除

「廃止措置技術課」の業務を「廃止措置推進室」に移管するとともに、「廃止措置技術課」を削除する。

## (3) 「計画管理課長」から「技術管理課長」への職位名称の変更

「廃止措置推進室」が廃止措置の計画策定に関する業務を行うことから、「計画管理課長」の職位名称を「技術管理課長」に変更する。

以上

〈5/12 監視チームにおける議論のまとめ〉  
2. 地震対策について  
①HAW 施設及び TVF(建屋)の耐震設計について  
○地盤改良工事が大規模にわたることから、本工事においては、重大事故対処設備の操作に輻輳しないことを具体的に説明すること

## 高放射性廃液貯蔵場(HAW)及び配管トレンチ(T21)周辺の 地盤改良工事期間における重大事故対処への配慮について

### 【概要】

高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設)及び配管トレンチ(T21)周辺の地盤改良期間においても、高放射性廃液貯蔵場(HAW)における重大事故対処(可搬型設備を用いて外部からの冷却水や電源等の供給を行う操作)が可能なように配慮した工事計画とする。その具体的な方法として、高放射性廃液貯蔵場(HAW)の周辺の地表を広範囲に掘削する際においても構台を設けることで、重大事故対処を行う車両や操作者が高放射性廃液貯蔵場(HAW)建家にアクセスできるようにすることについて、申請書の当該箇所に記載した。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

③ 寸法検査 2

方 法： a. 置換コンクリートの上面深さを測定により確認する。

判 定： a. 置換コンクリートの上面深さが表-4 に示す範囲であること。

④ 外観検査

方 法： a. 置換コンクリートの範囲を目視により確認する。

判 定： a. 置換コンクリートが別図-2 に示す範囲であること。

(2) 工事上の安全対策

本工事に際しては、以下の注意事項に従い行う。

- ① 本工事の保安については、再処理施設保安規定に従うとともに、労働安全衛生法に従い、作業者に係る労働災害の防止に努める。
- ② 本工事においては、作業手順、装備、連絡体制等について十分に検討した上で、作業を実施する。
- ③ 本工事においては、ヘルメット及び保護手袋等の保護具を作業の内容に応じて着用し、災害防止に努める。
- ④ 本工事における火気作業時は、近傍の可燃物を除去した上で実施する。ただし、可燃物を除去できない場合は、不燃シートによる作業場所の養生等を行い、火災を防止する。
- ⑤ 本工事における高所作業時は、墜落制止用器具等の保護具を着用し、災害防止に努める。
- ⑥ 掘削を行う場合は、既設埋設物、既設構築物を図面及び現地にて確認し、既設埋設物、既設構築物の損傷防止に努める。
- ⑦ 本工事においては、事故対処設備を使用する事象等が発生した場合においても、当該設備の設置及び操作が実施できるよう、工事車両用の構台を設置する等によりスペースを確保する。

〈5/12 監視チームにおける議論のまとめ〉  
2. 地震対策について  
①HAW 施設及び TVF(建屋)の耐震設計について  
○機器と、配管・ダクトなどの接合部の取り扱いについて、計算上の位置付けを説明すること。

## 耐震計算における機器と配管・ダクト等との接合部の 取り合いの扱いについて

### 【概要】

高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設)の配管の耐震計算では定ピッチスパン法に基づく評価を行っている。機器と配管の接合部の取り扱いについては、ピン支持(単純支持)による評価に包含されるとしているが、その理由について、両端固定支持及び一端固定他端単純支持として計算した場合の最大曲げモーメントは両端単純支持として計算した場合の最大曲げモーメント以下になることを示し、配管の耐震計算書に記載した。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

### 3.31 配管の耐震性についての計算書

## 【目次】

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 評価方針	1
2.2 適用規格・基準等	1
2.3 記号の説明	2
3. 評価部位	2
4. 構造強度評価	3
4.1 荷重の組み合わせ	3
4.2 許容応力	3
4.3 設計用地震力	4
4.4 計算方法	5
4.5 計算条件	5
5. 評価結果	7

## 1. 概要

高放射性廃液の閉じ込め機能，崩壊熱除去機能及び重大事故対処設備を構成する配管について，「再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ，廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしてもその安全機能の維持が可能であることを示す。

## 2. 一般事項

### 2.1 評価方針

評価対象の配管は，振動数基準の定ピッチスパン法により設置している。配管の構造強度の評価は，「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき，当該配管に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し，構造上の許容限界を超えないことを確認する。

### 2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 (日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012 (日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012 (日本機械学会)



## 2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
$C_H$	水平方向設計震度	—
$C_V$	鉛直方向設計震度	—
$D_0$	管の外径	mm
$g$	重力加速度	mm/s <sup>2</sup>
$i_1$	設計・建設規格 PPC-3530 及び PPC-3810 に定める応力係数	—
$L$	直管部の最大支持間隔	mm
$M_a$	機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生じるモーメント	N・mm
$M_b$	機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント	N・mm
$P$	圧力	MPa
$S_{prm}$	一次応力	MPa
$S_u$	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
$t$	管の厚さ	mm
$w$	管の単位長さ当たりの質量	kg/mm
$Z$	管の断面係数	mm <sup>3</sup>

## 3. 評価部位

配管の構造強度の評価は、本体の一次応力について実施する。評価の範囲は高放射性廃液を内蔵する系統，槽類換気系統，セル換気系統，一次冷却水系統，二次冷却水系統及び緊急放出系統の配管とする。

## 4. 構造強度評価

### 4.1 荷重の組み合わせ

発生応力の算出においては、自重、圧力及び地震による応力を組み合わせた。地震による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

### 4.2 許容応力

配管の構造強度の許容応力は、クラス 3 管に対する一次応力制限が規定されている「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 補-1984 重要度分類・許容応力編」に準拠し、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に基づき、供用状態 Ds における許容応力を用いた。供用状態 Ds について、温度は設計温度、圧力については設計圧力、配管内部の流体については充填し、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。

評価部位	応力分類	許容応力	備考
配管	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)	弾塑性挙動の範囲に入ることは許容するものの、崩壊防止の観点から制限を課した許容応力

#### 4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場(HAW)の各階での静的解析用震度を表 4-1 に示す。

配管の静的解析用震度は、配管据付最上階のもの (RF, 水平方向 : 1.41, 鉛直方向 : 0.80) を用いた。

表 4-1 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

#### 4.4 計算方法

配管の計算方法として、以下に示す「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の配管の計算式を適用して発生応力を算出した。発生応力と許容応力を比較することにより評価を行った。

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

#### 4.5 計算条件

##### 4.5.1 解析モデル

配管については、振動数基準の定ピッチスパン法に基づき配管が地震時に共振しないよう一次固有振動数が 20 Hz 以上（剛）となる間隔で支持している。

直管部においては、等分布荷重を受ける両端単純支持はりにモデル化した。配管の解析モデルを図 4-1 に示す。

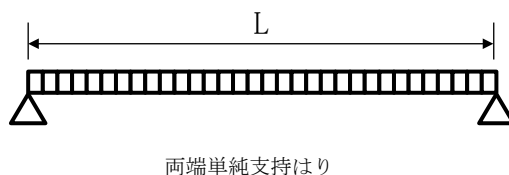


図 4-1 配管の解析モデル

等分布荷重を受ける両端単純支持はりの  $M_a$  は次式で表される。

$$M_a = \frac{wgL^2}{8}$$

また、 $M_b$  については、次式で表される。

$$M_b = \sqrt{(M_a C_H)^2 + (M_a C_V)^2}$$

上記のモデル化では両端を単純支持としているが、実際の配管において機器に接続される部分は固定端となる。したがって実機では両端固定支持または一端固定他

端単純支持に近い状態となる。両端固定支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{12}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{wgL^2}{24}$$

一端固定他端単純支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント $M_a$ は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{8}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{9wgL^2}{128}$$

となるので両端を単純支持とするモデルは実機よりも保守的となる（「構造力学公式集」，土木学会，1974）。

直管部以外の曲がり部分，支持間隔の間にバルブ等の集中質量がある部分，分岐等の部分については，それぞれの部位の固有振動数が 20 Hz 以上となるように，直管部の支持間隔にそれぞれの部位の特徴に縮小率を乗じて短くした支持間隔としている。図 4-2 には曲がり部分に対する縮小率を，図 4-3 には集中質量部に対する縮小率を示す。また，分岐部については縮小率 0.85 とする（いずれも既設工認より）。したがって直管部で最も長い支持間隔となる配管（最も固有振動数が低くなる配管）について地震時の発生応力を計算することで，他の配管の発生応力は包絡される。

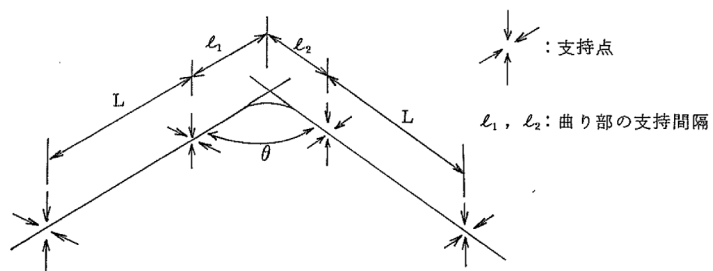
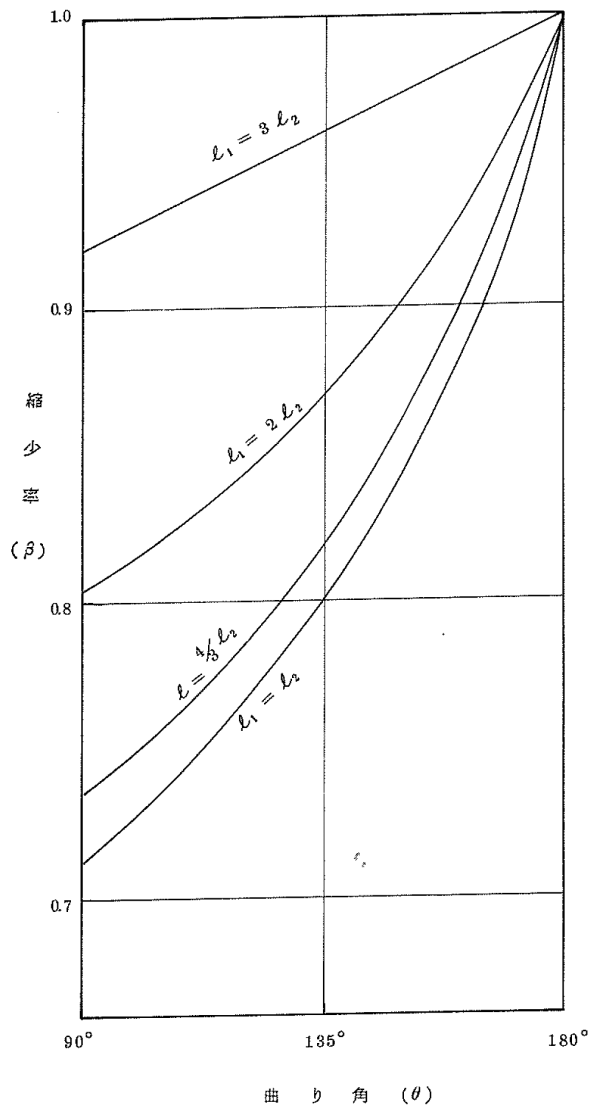
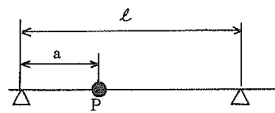
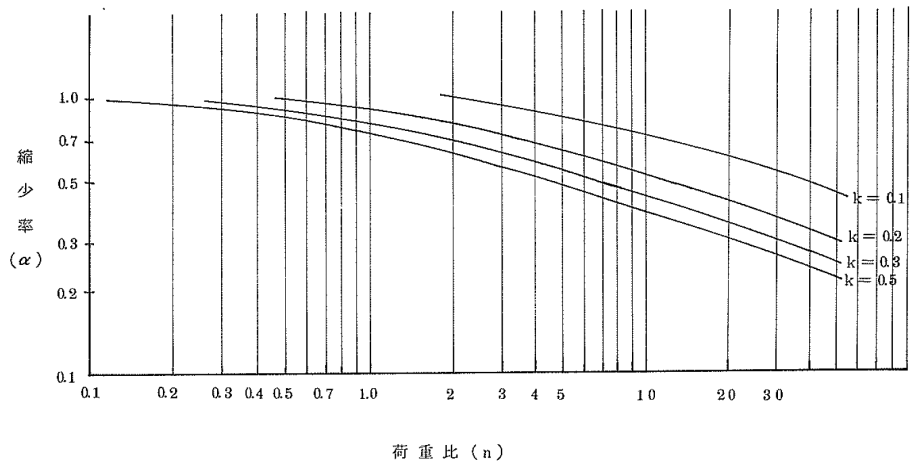


図 4-2 曲がり部を 20Hz 以内とするための縮小率 (既設工認より)



P : 集中質量部の重量

w : 配管の単位長さ当りの重量

a : 支持点から集中質量部までの長さ

$$n : \text{荷重比} = \frac{P}{W \cdot l}$$

$$k : \frac{a}{l}$$

図 4-3 集中質量部を 20Hz 以内とするための縮小率 (既設工認より)

#### 4.5.2 諸元

配管の仕様を表 4-2 に示す。

表 4-2 配管の仕様

評価対象設備	安全上の機能	機器区分	流体名	流体の密度 (g/cm <sup>3</sup> )	材質	保温有無	温度 (°C)	圧力 (MPa)	呼び径 (A)	配管 Sch 又は肉厚 (mm)	最大支持間隔 <sup>※2</sup> (mm)			
高放射性廃液を内蔵する系統の配管	閉じ込め機能	クラス 3	高放射性廃液	1.6	SUS304LTP	無	100	1.37	50	20S	2410			
									80	20S	2850			
			蒸気 <sup>※3</sup>	1.0				250	2.84	32	20S	1560		
槽類換気系統及び緊急放出系統の配管	閉じ込め機能, 重大事故対処設備	クラス 3	空気	—	SUS304LTP	無	100	1.37	80	20S	3380			
									200	20S	5310			
									400	9.0 mm	7340			
					SUS304		40	—	φ 850	5.0 mm	11189			
セル換気系統の配管	閉じ込め機能	クラス 3	空気	—	SS400	無	40	—	400×400 <sup>※1</sup>	2.3 mm	8130			
									650×250 <sup>※1</sup>	2.3 mm	6190			
									800×450 <sup>※1</sup>	2.3 mm	7090			
									800×800 <sup>※1</sup>	2.3 mm	8380			
									1000×1000 <sup>※1</sup>	2.3 mm	8440			
									1100×600 <sup>※1</sup>	2.3 mm	7130			
									200	2.3 mm	5270			
									250	2.3 mm	6104			
									300	2.3 mm	6692			
									350	2.3 mm	7232			
一次冷却水系統の配管及び二次冷却水系統の配管	崩壊熱除去機能, 重大事故対処設備	クラス 3	冷却水	1.0	SUS304	無	100	1.37	32	40S	2160			
									50	20S	2520			
									80	10S	2920			
									150	10S	3730			
									200	10S	4200			
									有	100	1.37	100	10S	2580
									200			10S	3600	

※1 角ダクト

※2 直管部の最大支持間隔

※3 ドリップトレイからの漏えい液の回収を行うスチームジェット配管

## 5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

これより高放射性廃液貯蔵場(HAW)の配管の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。また、高放射性廃液の配管、槽類換気系及び緊急放出系の配管(セル換気系への合流部まで)、一次冷却水系配管(冷却水)については、最高温度 100℃、最高圧力 1.37MPa においても上記の耐震性を有することから、高放射性廃液の沸騰等を考慮しても十分耐えうるものである。



表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	保温有無	呼び径 (A)	配管 Sch 又は肉厚 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 <sup>※1</sup>
高放射性廃液を内蔵する系統の配管	無	50	20S	36	367	0.10
		80	20S	40	367	0.11
		32	20S	25	330	0.08
槽類換気系統及び緊急放出系統の配管	無	80	20S	31	367	0.09
		200	20S	34	367	0.10
		400	9.0 mm	38	367	0.11
		φ 850	5.0 mm	24	468	0.06
セル換気系統の配管	無	400×400 <sup>※2</sup>	2.3 mm	20	280	0.08
		650×250 <sup>※2</sup>	2.3 mm	15	280	0.06
		800×450 <sup>※2</sup>	2.3 mm	12	280	0.05
		800×800 <sup>※2</sup>	2.3 mm	11	280	0.04
		1000×1000 <sup>※2</sup>	2.3 mm	9	280	0.04
		1100×600 <sup>※2</sup>	2.3 mm	9	280	0.04
		200	2.3 mm	23	360	0.07
		250	2.3 mm	25	360	0.07
		300	2.3 mm	25	360	0.07
		350	2.3 mm	25	360	0.07
一次冷却水系配管及び二次冷却水系配管	無	32	40	31	396	0.08
		50	20S	34	396	0.09
		80	10S	41	396	0.11
		150	10S	51	396	0.13
		200	10S	54	396	0.14
	有	100	10S	37	396	0.10
		200	10S	47	396	0.12

※1 応力比は、発生応力/許容応力を示す。

※2 角ダクト。

- 〈5/12 監視チームにおける議論のまとめ〉
2. 地震対策について
- ② 高放射性廃液貯槽の据付ボルトのせん断強度試験について
- せん断強度評価において塑性を許容する場合の理由
  - 安全の裕度向上のための現実的な対策の検討

高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設) 高放射性廃液貯槽の  
据付ボルトのせん断強度と安全裕度の向上に関する検討について

【概要】

高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設)の高放射性廃液貯槽の据付ボルトに関して、廃止措置計画用設計地震動時に据付ボルトに加わる最大荷重は、荷重試験の結果から算定される許容荷重を満足する結果が得られている。

しかしながら荷重試験の結果に基づく許容荷重は実力値に近く、その裕度は大きくないことから、リスクの大きい高放射性廃液を取り扱うという観点から更なる耐震裕度を確保するために、貯槽の液量を制限して地震時に発生する荷重を低減する方法について検討した。

検討の結果、各高放射性廃液貯槽の液量について、材料規格の材料強度に基づき算定される保守的な許容荷重を参照した場合、90 m<sup>3</sup>以下において地震時のボルトのせん断荷重は上記参照値を満足するという結果が得られた。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 高放射性廃液貯蔵場（HAW 施設） 高放射性廃液貯槽（272V31～V36）の 据付ボルトのせん断強度と安全裕度の向上に関する検討

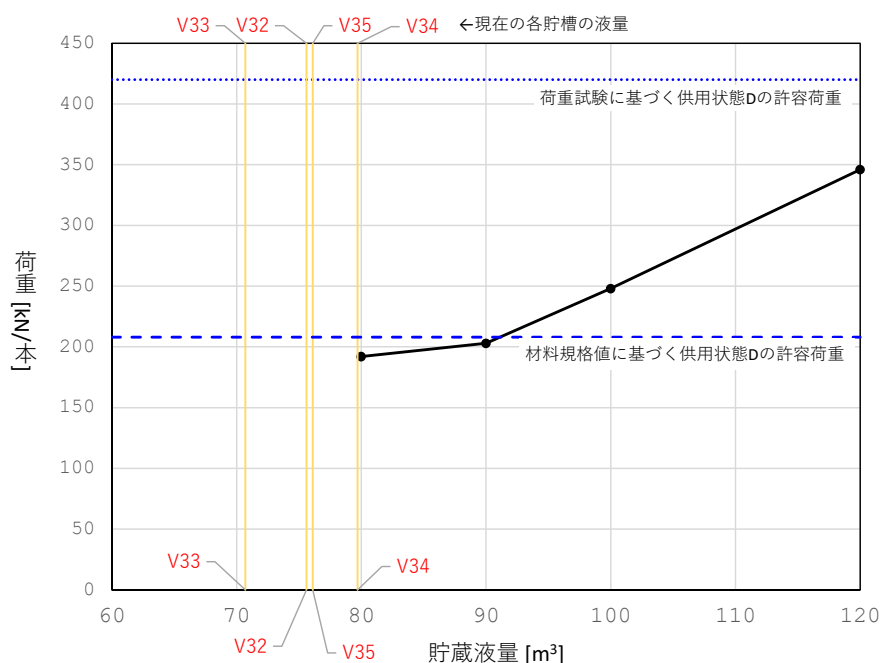
令和 2 年 5 月 19 日  
再処理廃止措置技術開発センター

高放射性廃液貯槽の据付ボルトについて、廃止措置計画用設計地震動が作用した際のせん断荷重の評価結果（最大 346 kN/本、80℃条件）は、実機を模擬して実施した荷重試験の結果から算定された許容荷重（供用状態 Ds : 420 kN/本、80℃条件）を満足する結果が得られている（付表）。しかしながら荷重試験に基づく許容荷重は実機の実力値に近くその裕度は大きくない。そこで、リスクの大きい高放射性廃液を取り扱うという観点からさらなる耐震裕度を確保する方策として、貯槽の液量を制限した場合に地震時に据付ボルトに作用する荷重がどの程度低減可能かについての評価を行った（付図）。この評価結果より 90 m<sup>3</sup> 以下において地震時の据付ボルトのせん断荷重は材料規格の材料強度に基づき算定される保守的な許容荷重（支持構造物においては供用状態 Ds の許容応力は実降伏点以下）を満足する。

なお、現状の貯蔵液量は 340 m<sup>3</sup>/5 貯槽、平均 68 m<sup>3</sup>（その他予備 1 基）であり、上記の 90 m<sup>3</sup> を下回る状態であるものの、高放射性廃液貯槽の液量を制限した場合に、工程洗浄や分離精製工場（MP）に残存する少量の高放射性廃液の集約化に対して与える影響を確認する必要がある。

付表 廃止措置計画用設計地震動に対する高放射性廃液貯槽据付ボルトの発生荷重と各許容荷重

設計地震動において据付ボルトに加わる最大せん断荷重 (満水 120 m <sup>3</sup> 時)	荷重試験に基づく許容せん断荷重 (供用状態 Ds)	材料規格値に基づく許容せん断荷重 (供用状態 Ds)
346 kN/本	420 kN/本	208 kN/本



付図 高放射性廃液貯槽の貯蔵液量と地震時のせん断ボルトに発生するせん断応力の関係

【参考】 検討の詳細について

1. ボルトの許容応力

1.1 規準

日本機械学会「発電用原子力設備規格 材料規格（2012年版）」（以下、材料規格）<sup>[1]</sup>に基づいて支持構造物のボルトの許容応力を定める方法については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版） JSME S NC1-2012」（以下、設計・建設規格）<sup>[2]</sup>の SSB-3130 に規定されている。以下に当該規定部分を抜粋する。

SSB-3000 クラス 1 支持構造物の設計
SSB-3110 許容応力 ボルト材以外の材料の応力は SSB-3120、ボルト材の応力は SSB-3130 のそれぞれの規定に定める許容応力に適合するものでなければならない。
SSB-3120 ボルト材以外の許容応力 ボルト材以外の許容応力は、SSB-3121 及び SSB-3122 の規定によるものである。
SSB-3121 一次応力に対する許容応力 一次応力については、以下の許容応力の規定によらなければならない。
SSB-3121.1 供用状態 A および B での許容応力 供用状態 A および供用状態 B において生じる一次応力は、(1)から(5)の値を超えず、かつ(6)を満足すること。
(1) 引張応力 一次引張応力については、次の計算式により計算した値
$f_t = \frac{F}{1.5} \quad (\text{SSB-1.1})$
$f_t$ : 許容引張応力 (MPa) $F$ : 次の a. または b. に定める値
a. 溶接部であって溶接規格 N-1100 の規定に準じてそれぞれ放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験または浸透探傷試験を行った場合に合格する部分、または溶接部以外の部分については次の値
(a) 使用温度が 40℃を超えるオーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金については、次のうちいずれか小さい方の値
・ $1.35S_y$
・ $0.7S_u$
・ $S_y(RT)$
$S_y$ : 材料規格 Part3 第 1 章 表 6 に規定する材料の設計降伏点 (MPa) $S_u$ : 材料規格 Part3 第 1 章 表 7 に規定する材料の設計引張強さ (MPa) $S_y(RT)$ : 材料規格 Part3 第 1 章 表 6 に規定する材料の 40℃における設計降伏点 (MPa)
(b) 上記の(a)以外のものについては、次のうち小さい方の値
・ $S_y$

$$\cdot 0.7S_u$$

$S_y, S_u$  : (a)に定めるところによる。

～（省略）～

(2) せん断応力

一次せん断応力については、次の計算式により計算した値

$$f_s = \frac{F}{1.5\sqrt{3}} \quad (\text{SSB-1.2})$$

$f_s$  : 許容せん断応力 (MPa)

$F$  : (1)に定めるところによる。

～（省略）～

SSB-3130 ボルト材の許容応力

供用状態 A および供用状態 B においてボルトネジ部の有効断面積に基づき算定される応力は、次の値を超えないこと。なお、ネジ部の有効断面積の代わりに軸部断面積の75%を用いても良い。また、せん断面が必ず軸断面となることが明らかな場合は、せん断応力算定に用いる断面積として軸部断面積を用いても良い。

(1) 引張応力

引張応力については、次の計算式により計算した値

$$f_t = \frac{F}{1.5} \quad (\text{SSB-1.25})$$

$f_t$  : 許容引張応力 (MPa)

$F$  : SSB-3121.1(1)に定めるところによる。

(2) せん断応力

せん断応力については、次の計算式により計算した値

$$f_s = \frac{F}{1.5\sqrt{3}} \quad (\text{SSB-1.26})$$

$f_s$  : 許容せん断応力 (MPa)

$F$  : SSB-3121.1(1)に定めるところによる。

(3) せん断応力と引張応力の組合せ応力

せん断応力と引張応力を同時に受けるボルトの許容引張応力  $f_{ts}$  は、次のいずれか小さい方の値。

a.  $f_{ts} = 1.4f_{to} - 1.6\tau$

b.  $f_{ts} = f_{to}$

$f_{ts}$  : せん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力 (MPa)

$f_{to}$  : SSB-3131(1)に規定するボルトの許容引張応力 (MPa)

$\tau$  : ボルトに作用するせん断応力 (MPa)

SSB-3132 供用状態 C での許容応力

供用状態 C においてボルトネジ部の有効断面積に基づき算定される応力は、SSB-3131(1)および(2)に定める許容応力  $f_s, f_t$  の 1.5 倍の値を超えないこと。また、SSB-3131(3)に定める  $f_{ts}$  の式において、 $f_{to}$

を 1.5 倍として求めた値を超えないこと。なお、ネジ部の有効断面積の代わりに軸部断面積の 75%を用いてもよい。また、せん断面が必ず軸断面となることが明らかな場合は、せん断応力算定に用いる断面積として軸部断面積を用いても良い。

SSB-3233 供用状態 D での許容応力

供用状態 D においてボルトネジ部の有効断面積に基づき算定される応力は、SSB-3131(1)および(2)に定める許容応力 $f_s$ 、 $f_t$ の 1.5 倍の値を超えないこと。また、SSB-3131(3)に定める $f_{ts}$ の式において、 $f_{ts}$ を 1.5 倍として求めた値を超えないこと。この場合において、SSB-3121.1(1)a本文中 $S_y$ および $S_y(RT)$ は、 $1.2S_y$  および $1.2S_y(RT)$ と読み替えるものとする。

なお、ネジ部の有効断面積の代わりに軸部断面積の 75%を用いてもよい。また、せん断面が必ず軸断面となることが明らかな場合は、せん断応力算定に用いる断面積として軸部断面積を用いても良い。

まとめると表 1.1 の通りとなる。

表 1.1 支持構造物のボルト（オーステナイト系ステンレス鋼）の許容応力

供用状態	許容引張応力	許容せん断応力
A および B	$f_t = \frac{F}{1.5}$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)\}$	$f_s = \frac{F}{1.5\sqrt{3}}$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)\}$
C (Cs <sup>※</sup> )	$f_t^* = 1.5f_t = F$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)\}$	$f_s^* = 1.5f_s = \frac{F}{\sqrt{3}}$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)\}$
D (Ds <sup>※</sup> )	$f_t^* = 1.5f_t = F$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, 1.2S_y(RT)\}$	$f_s^* = 1.5f_s = \frac{F}{\sqrt{3}}$ $F = \min \{1.35S_y, 0.7S_u, 1.2S_y(RT)\}$

※ 弾性設計用地震動 (Sd) および基準地震動 (Ss) の組合せを考慮する供用状態はそれぞれ Cs、Ds (運転状態ではそれぞれⅢ<sub>A</sub>S、Ⅳ<sub>A</sub>S) と表されるが、許容応力については同等であると定められている<sup>[6][9]</sup>ので本資料においては設計・建設規格の内容を引用している場合には C、D を、設計・建設規格に基づいて算定された許容応力・許容荷重を廃止措置計画用設計地震動時の評価に用いる場合には Cs、Ds と表記する。

1.2 短期と長期の許容応力の考え方（一次応力）

「設計・建設規格」において支持構造物の許容応力については、日本建築学会「鋼構造設計基準 —許容応力度設計法— 2005 年版」（以下、鋼構造設計規準）<sup>[3]</sup>の考え方を基本としている。すなわち、供用状態 A（運転状態Ⅰ）および B（運転状態Ⅱ）は通常時の状態であるから「鋼構造設計規準」の長期許容応力、供用状態 C（運転状態Ⅲ）および D（運転状態Ⅳ）は発生が稀である異常時の状態であるから「鋼構造設計規準」の短期許容応力とみなし、短期許容応力は長期許容応力の 1.5 倍としている<sup>[1]</sup>。1.1 に記載した通り、供用状態 A および B の許容応力は F 値の 1/1.5 (= 2/3) であることから、その 1.5 倍である供用状態 C および D の F 値は実質的に降伏点に等しい。

### 1.3 オーステナイト系ステンレス鋼の強度特性に基づく許容応力の考え方

「鋼構造設計規準」は炭素鋼材料を中心とした規準であることから、「設計・建設規格」で対象とするオーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金に対しては、材料の強度特性に基づき割り増しが行われる。設計降伏点  $S_y$  は炭素鋼やフェライト系ステンレス鋼における引張試験における降伏点に基づき定められるものであるが、オーステナイト系ステンレス鋼は引張試験において明確な降伏点を示さない材料であるので、0.2%永久ひずみ耐力点をもって設計降伏点と見なしている。しかしながら、オーステナイト系ステンレス鋼はひずみ硬化性を持ち、設計降伏点を超えても強度が期待できることから許容応力を定める際にはこの特性を考慮して割り増しを行う。

SSB-3121.1(1)において、F 値を定める項目の一つである使用温度が  $40^{\circ}\text{C}$  を超える場合の  $S_y$  値 (SSB-3121.1(1)の a.(a)) に対して 1.35 倍の割り増しを行うのはこのためであり、割増率 1.35 は、ASME SecIII での設計応力強さ  $S_m$  の以下の考え方

炭素鋼に対して：  $2/3 S_y$

オーステナイト系ステンレス鋼に対して：  $0.9 S_y$

から、炭素鋼に対するオーステナイト系ステンレス鋼の設計応力強さの比を求めた

$$(\text{オーステナイト系ステンレス鋼の } S_m) / (\text{炭素鋼の } S_m) = 0.9 / (2/3) = 1.35$$

に基づいている<sup>[1][4]</sup>。

さらに、供用状態 D では F 値を定める際の一項目として考慮する室温の  $S_y$  値 (SSB-3133) に対しても 1.2 倍の割り増しを行うが、これは、供用状態 D では事故時の衝撃荷重が主でひずみ速度が大であること及び通常材料の実降伏点は設計値に対して余裕があることを考慮したものである (ASME SecIII Appendix F) <sup>[1][4]</sup>。なお、使用温度が  $40^{\circ}\text{C}$  を超える材料には本割増しを適用しない。

最後に、F 値を定める際の一項目の  $S_u$  値ベースの考え方 (SSB-3121.1(1)の a.(a)) である  $0.7S_u$  については炭素鋼・オーステナイト系ステンレス鋼とも違いはない。この条件は、ひずみ硬化性の低い材料 ( $S_y$  値と  $S_u$  値が近接している材料) に対して引張強さに 30%の余裕を確保するという考え方 (「鋼構造設計規準」と同じ) に基づくもので、クラス 1 容器の供用状態 C および D と同じである<sup>[4]</sup>。オーステナイト系ステンレス鋼では  $S_y$  値と  $S_u$  値は十分離れているので、F 値を算定する際に選択される許容応力は  $S_y$  値ベースのものとなる。

以上より「設計・建設規格」の支持構造物のボルト (オーステナイト系ステンレス鋼) の許容応力は供用状態 A~D のいずれに対しても弾性範囲を意味する  $S_y$  ベースのものとなっており、これらに適合することは対象とするボルトに作用する応力が実降伏点以下 (弾性範囲) にとどまることを意味する。

### 1.4 高放射性廃液貯槽の据付ボルトの許容応力

高放射性廃液の据付ボルト (SUS316 材、M48 ボルト) の許容応力を「設計・建設規格」に基づき計算する。材料の設計降伏点  $S_y$ 、設計引張強さ  $S_u$  は「材料規格」に基づき、使用温度を  $60^{\circ}\text{C}$ 、 $80^{\circ}\text{C}$  の場合について計算した (表 1.2)。

表 1.2 SUS316 材の材料特性

材料の規格		常温最小引張強さ (MPa)	常温最小降伏点 (MPa)	温度 (°C)				
				-30~40	65	75	100	
JIS G 4303(2005) ステンレス鋼棒	SUS316	設計降伏点Sy値 <sup>※1</sup> (MPa)	520	205	205	189	—	176
		設計引張強さSu値 <sup>※2</sup> (MPa)	520	205	520	—	489	476

※1 材料規格 JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表6

※2 材料規格 JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表7

材料の規格			温度 (°C)	
			60	80
JIS G 4303(2005) ステンレス鋼棒	SUS316	設計降伏点Sy値 <sup>※3</sup> (MPa)	192	183
		設計引張強さSu値 <sup>※4</sup> (MPa)	502	486

※3 材料規格 JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表6 の近傍温度における値を元に線形補間によって求めた値。

※4 材料規格 JSME S NJ1-2012 Part3 第1章 表7 の近傍温度における値を元に線形補間によって求めた値。

「設計・建設規格」の SSB-3130 に基づき算定した供用状態 Ds の据付ボルトの許容応力を表 1.3 に示す。また、表には M48 ボルトの有効断面積に基づく 1 本当たりの許容せん断荷重についても示す。

表 1.3 据付ボルトの許容応力と許容せん断荷重

① 設計降伏点Sy値ベース			供用状態 Ds (運転状態 IV <sub>s</sub> S)			M48ボルトの有効断面積 (mm <sup>2</sup> ) <sup>※</sup>	M48ボルトの許容せん断荷重 (kN/本)
温度 (°C)	Sy	1.35 Sy	F値 (MPa)	許容引張応力 ft* (MPa)	許容せん断応力 fs* (MPa)		
80	183	247	min {①, ②, ③}	1.5×F/1.5	1.5×F/(1.5√3)	1470	208
80	486	340					
② 設計引張強さSuベース			246	246	142	1470	208
温度 (°C)	Su	0.7 Su					
80	486	340	246	246	142	1470	208
80	486	340					
③ 室温の設計降伏点Syベース			246	246	142	1470	208
温度 (°C)	Sy	1.2 Sy (RT)					
40	205	246	246	246	142	1470	208
40	205	246					

※ JIS B 0205(メートル並目ねじ)に基づく。



## 2. ボルトの許容荷重

### 2.1 規準

「設計・建設規格」では SSB-3200 の規定により、荷重試験（形式試験）を行うことにより SSB-3100 の規定に変えることができる。以下に当該規定部分を抜粋する。

#### SSB-3210 許容荷重

材料の許容荷重に関する次の SSB-3220 から SSB-3240 を満足する場合は、SSB-3100 の材料の許容応力の規定に代えることができる。SSB-3210 から SSB-3240 において、計算に用いる材料の設計降伏点は、当該支持構造物に使用する材料のうち最高使用温度における材料規格 Part3 第 1 章 表 6 に定める値と試験温度における材料規格 Part3 第 1 章 表 6 に定める値との比が最小となる材料の値としなければならない。

荷重試験における供試体の個数は、同一の材質および形状を有する支持構造物ごとに 3 個とし、供試体によって得られた値のうち最小の値を用いて許容荷重を計算する。ただし、計算で求めた許容荷重の 0.9 倍の値を許容荷重とする場合は、同一の材質および形状を有する支持構造物ごとに 1 個の供試体により得られた値を用いることができる。

#### SSB-3220 供用状態 A および B での許容荷重

供用状態 A および B における荷重については、次の計算式により計算した値を超えないこと。この場合において、当該支持構造物と同一の材質および形状を有する支持構造物がある場合は、その支持構造物で求めた値を使用することができる。

$$A_L = \frac{1}{3} T_L \frac{S_{yd}}{S_{yt}} \quad (\text{SSB-2.1})$$

$A_L$ : 許容荷重 (N)

$T_L$ : SSB-3210 に定める荷重試験により支持構造物が破損するおそれのある荷重 (N)

$S_{yd}$ : 最高使用温度における材料規格 Part 3 第 1 章 表 6 に定める値 (MPa)

$S_{yt}$ : 試験温度における材料規格 Part 3 第 1 章 表 6 に定める値 (MPa)

#### SSB-3230 供用状態 C での許容荷重

供用状態 C における荷重については、次の計算式により計算した値を超えないこと。この場合において、当該支持構造物と同一の材質および形状を有する支持構造物がある場合は、その支持構造物で求めた値で使用することができる。

$$A_L = \frac{1}{2} T_L \frac{S_{yd}}{S_{yt}} \quad (\text{SSB-2.2})$$

$A_L$ : 許容荷重 (N)

$T_L, S_{yd}, S_{yt}$ : それぞれ SSB-3220 に定めるところによる。

#### SSB-3240 供用状態 D での許容荷重

供用状態 D における荷重については、次の計算式により計算した値を超えないこと。この場合において、当該支持構造物と同一の材質および形状を有する支持構造物がある場合は、その支持構造物で求めた値を使用することができる。

$$A_L = 0.6 T_L \frac{S_{yd}}{S_{yt}} \quad (\text{SSB-2.3})$$

$A_L$ : 許容荷重 (N)

$T_L, S_{yd}, S_{yt}$ : それぞれ SSB-3220 に定めるところによる。

## 2.2 高放射性廃液貯槽の据付ボルトの許容荷重

高放射性廃液の据付ボルト（SUS316 材、M48 ボルト）の許容荷重を「設計・建設規格」に基づき計算する。荷重試験については既報告の通りである。算定結果を表 2.1 に示す。

表 2.1 荷重試験結果に基づく据付ボルトの許容荷重

せん断荷重試験 $T_L$ 値 (kN/本)	ボルトの 最高使用温度 $T_s$ (°C)	材料規格 Part3 第1章 表6に 基づく温度補正項			供用状態Ds（運転状態IV <sub>A</sub> S） での許容荷重 $A_L$ (kN/本) = $0.6 \times T_L \times (\text{Syd/Syt})$
		Syd値(Ts)	Syt値(RT)	Syd/Syt	
785	60	192	205	0.936	440
	80	183	205	0.892	420

## 2.3 荷重試験に基づく許容荷重の保守性について

SSB-3210 解説においては、SSB-3110 の許容応力と比較してその保守性を評価している。すなわち許容荷重の式において  $T_L = S_u$  として、 $A_L/f_s$  を比較している。しかしながら、解説の評価は  $S_u$  ベースのもののみであるため、 $S_y$  ベースの許容荷重についても比較を行った。このとき、 $S_u$  と  $S_y$  の関係性について、 $S_u = n \times S_y$  において、許容荷重が許容応力より保守側となる材料特性  $n = S_u/S_y$  を求めた（表 2.2）。

これより  $S_u$  ベースでは許容荷重の方が常に保守側となるが、 $S_y$  ベース及び  $S_y(\text{RT})$  ベースでは対象とする材料の設計引張強さ  $S_u$  と設計降伏点  $S_y$  の比に依存する。

高放射性廃液貯槽の据付ボルトは SUS316 であることから、表 1.2 に従い  $n = S_u/S_y$  を求めると、

- ・  $S_y$  ベース (80°C)

$$n = \frac{S_u}{S_y} = \frac{486}{183} = 2.656$$

- ・  $S_y(\text{RT})$  ベース

$$n = \frac{S_u}{S_y} = \frac{520}{205} = 2.537$$

となることから、許容応力（SSB-3110）の方が保守側となる。

表 2.2 許容応力 (SSB-3110) に対する許容荷重 (SSB-3210) の保守性の条件

【供用状態 : A および B】

F値のベース	$1.35S_y$	$0.7S_u$	$S_y(RT)$
許容応力 $f_s$	$f_s = \frac{F}{1.5} = \frac{1.35}{1.5}S_y$	$f_s = \frac{F}{1.5} = \frac{0.7}{1.5}S_u$	$f_s = \frac{F}{1.5} = \frac{1}{1.5}S_y(RT)$
許容荷重 $A_L$	$A_L = \frac{1}{3}T_L = \frac{1}{3}S_u = \frac{1}{3}nS_y$		
$A_L/f_s$	$\frac{1}{3} \cdot \frac{1.5}{1.35} \cdot n = 0.370n$	$\frac{1}{3} \cdot \frac{1.5}{0.7} = 0.714$	$\frac{1}{3} \cdot \frac{1.5}{1} \cdot n = 0.5n$
保守性の条件	$n < 2.7$	常に保守側 ( $A_L/f_s < 1$ )	$n < 2.0$

【供用状態 : C】

F値のベース	$1.35S_y$	$0.7S_u$	$S_y(RT)$
許容応力 $f_s$	$f_s = F = 1.35S_y$	$f_s = F = 0.7S_u$	$f_s = F = S_y(RT)$
許容荷重 $A_L$	$A_L = \frac{1}{2}T_L = \frac{1}{2}S_u = \frac{1}{2}nS_y$		
$A_L/f_s$	$\frac{1}{2} \cdot \frac{1}{1.35}n = 0.370n$	$\frac{1}{2} \cdot \frac{1}{0.7} = 0.714$	$\frac{1}{2}n = 0.5n$
保守性の条件	$n < 2.7$	常に保守側 ( $A_L/f_s < 1$ )	$n < 2.0$

【供用状態 : D】

F値のベース	$1.35S_y$	$0.7S_u$	$1.2S_y(RT)$
許容応力 $f_s$	$f_s = F = 1.35S_y$	$f_s = F = 0.7S_u$	$f_s = F = 1.2S_y(RT)$
許容荷重 $A_L$	$A_L = 0.6T_L = 0.6S_u = 0.6nS_y$		
$A_L/f_s$	$0.6 \cdot \frac{1}{1.35}n = 0.444n$	$\frac{1}{2} \cdot \frac{1}{0.7} = 0.714$	$0.6 \cdot \frac{1}{1.2}n = 0.5n$
保守性の条件	$n < 2.25$	常に保守側 ( $A_L/f_s < 1$ )	$n < 2.0$

### 3. 廃止措置計画用設計地震動に対する安全性の検討

#### 3.1 廃止措置計画用設計地震動により据付ボルトに発生するせん断応力との比較

廃止措置計画用設計地震動が高放射性廃液貯槽に作用した際に、据付ボルトに生じるせん断応力については「別添 6-1-2-3 3.1 高放射性廃液貯槽(272V31～V36)の耐震性についての計算書」に示すとおり、191 MPa であった。保守的に据付ボルトの呼び径（48 mm）に基づく断面積（1809 mm<sup>2</sup>）を乗じて 1 本あたりに作用する荷重に換算すると 346 kN/本となる。

表 3.1 より 80 °Cにおける許容荷重と比較すると、供用状態 Ds の許容荷重に対しては約 2 割程度の裕度がある。

表 3.1 据付ボルトの発生応力と許容荷重の比較

最高使用温度	廃止措置計画用 設計地震動における 発生せん断応力 (液量満杯を想定)	許容せん断荷重（荷重試験に基づく）
		供用状態 Ds (運転状態 IVAS)
80 °C	346 kN/本	420 kN/本

以上より、基準地震動相当の強さと稀な発生確率である廃止措置計画用設計地震動が作用した場合においても据付ボルトは荷重試験結果から算定した供用状態 Ds の許容荷重を満足する。しかしながら、これらの荷重試験に基づき求めた許容荷重は実機の実力値に近いもので、その裕度は大きくない。

#### 3.2 廃止措置段階における現実的な運用の状態に基づく安全裕度の向上

廃止措置段階においては、新たな使用済燃料の再処理によって高放射性廃液が増えることはないことから、将来において現時点で保管している高放射性廃液の量を大きく超過することはない（工程洗浄や分離精製工場（MP）に残存する少量の高放射性廃液の集約化等により若干量の増加は考慮する必要がある）。

そこで、高放射性廃液の液量と、廃止措置計画設計用設計地震動に対する据付ボルトのせん断応力の関係について評価を行った。評価モデル及び解析手法は「別添 6-1-2-3 3.1 高放射性廃液貯槽(272V31～V36)の耐震性についての計算書」に示したものと同じであり、液量に応じて荷重条件（液位位置までの高さの胴板に液重量分の荷重を付加）を変更した。表 3.2 に評価を示す。また現在の各貯槽の液量を表 3.3 に示し、それらを貯蔵液量と地震時の据付ボルトに発生する荷重との関係として図示したものを図 3.1 に示す。

表 3.2 高放射性廃液貯槽の貯蔵液量と地震時のせん断ボルトに発生するせん断応力の関係

貯蔵液量（m <sup>3</sup> ）	80	90	100	120
据付ボルトの 発生せん断荷重（kN/本）	106	112	137	191

表 3.3 現在（2017 年 11 月 30 日時点）での各高放射性廃液貯槽の貯蔵液量

貯槽	272V31	272V32	272V33	272V34	272V35	272V36 予備貯槽	合計 (5 貯槽貯液率)
貯蔵液量 (m <sup>3</sup> )	38.4	75.6	70.7	79.7	76.1	0	340.5 (56.8%)

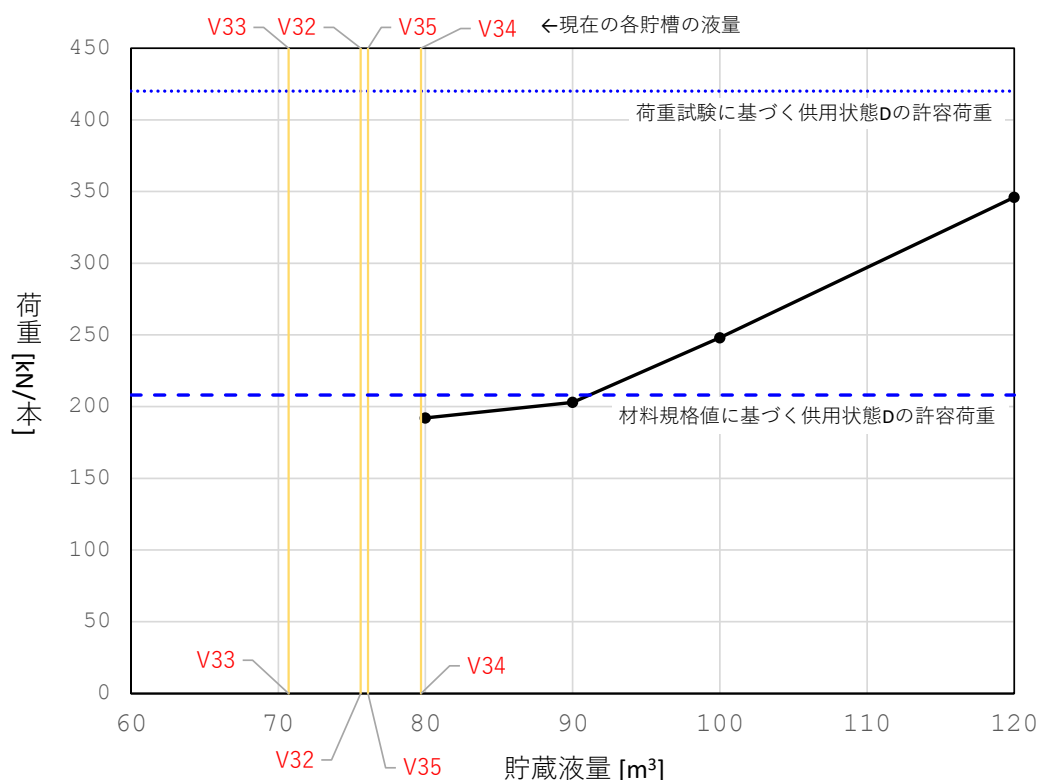


図 3.1 高放射性廃液貯槽の貯蔵液量と地震時のせん断ボルトに発生するせん断応力の関係

前述したように液量が満水状態（120 m<sup>3</sup>）においても、廃止措置計画用設計用地震動によって貯槽の据付ボルトに加わるせん断荷重は、荷重試験結果から算定される許容荷重を満足できる。一方で、2.2 で述べたように SUS316 に対する許容荷重は SSB-3110 に基づく許容応力に対して必ずしも保守的とは言えない。また、荷重試験に基づく許容荷重は実機の実力値に近いものであるから、その裕度は大きくない。そこで、リスクの大きい高放射性廃液を取り扱うという観点からさらに耐震裕度を確保するために、材料規格値から算定される保守的な許容応力に基づく荷重を参照し、貯槽の液量を制限して地震時に発生する荷重を低減する方策が考えられる。そのような考え方に基づけば、材料規格値から算定される供用状態 Ds の許容荷重を満足するのは、図 3.1 より貯蔵液量 90 m<sup>3</sup> 以下であると読み取れる。オーステナイト系ステンレス鋼である SUS316 に対して材料規格値から算定した供用状態 Ds の許容荷重は 2.3 で述べたように実降伏点以下（弾性範囲）に留まることから、地震に対して十分

な保守性を持った運用状態となる。

一方、液量管理の点では、表 3.3 に示した現状の貯蔵量は 90 m<sup>3</sup> 以下であるものの、今後実施する工程洗浄や分離精製工場 (MP) に残存する少量の高放射性廃液の集約化に対する影響確認が必要である。

#### 参考文献

1. "日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 材料規格 (2012 年版)", JSME S NJ1-2012, 日本機械学会 (2012)
2. "日本機械学会規格 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2012 年版) 〈第 I 編 軽水炉規格〉", JSME S NC1-2012, 日本機械学会 (2012)
3. "鋼構造設計基準 一許容応力度設計法一 2005 年版", 日本建築学会 (2005)
4. "解説 原子力設備の技術基準 1994", 通商産業省資源エネルギー庁 公益事業部 原子力発電安全管理課, 電力新報社 (1995)
5. "電気技術指針 原子力編 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編", JEAG4601・補-1984, 日本電気協会 電気技術基準調査委員会 (1984)
6. "電気技術規程 原子力編 原子力発電所耐震設計技術規程", JEAC4601 -2008, 日本電気協会 原子力規格委員会 (2008)

## 別添 支持構造物の許容応力について

以下に示すように「設計・建設規格」の支持構造物の許容応力の考え方に基づけば、Sd地震動を考慮する場合の供用状態 Cs だけでなく Ss 地震動を考慮する場合の供用状態 Ds においても発生応力を降伏点以下とする考え方に基づくことになる。なお引用文中の「材料規格 Part 3 第 1 章表 6」は材料の設計降伏点  $S_y$  の数値表である。

### (解説 SSB-3121.3) 供用状態 D での許容応力

SSB-3121.3 は、供用状態 D における一次応力に対する許容応力について定めたものである。

SSB-3121.3 の規定は、クラス 1 容器およびクラス 1 配管の規定では設計条件の許容値の 2 倍の値としているが、AIJ の「鋼構造設計規準」の短期応力の許容値が長期応力の許容値の 1.5 倍なので、供用状態 A および供用状態 B の許容値の 1.5 倍の値としたものである。

SSB-3121.3 の供用状態 D における一次応力の許容値を材料規格 Part 3 第 1 章表 6 に定める値の 1.2 倍に読み替える理由は次のとおりである。

供用状態 C における引張応力の許容値は、 $F$  は  $S_y$  または  $0.7S_u$  のいずれか小さい方の値としている。これは鋼構造設計規準の短期の許容応力に対応するもので、支持構造物のように単軸応力が支配的な構造において、その最大値を降伏点以下に制限することを基本とし、ひずみ硬化性の少ない材料に対しては引張強さに対して 30%の余裕を確保しようとするものである。

一方、供用状態 D の荷重は、プラント寿命中起こり得ないような非常に頻度の低い荷重であることから、供用状態 D における一次応力の許容値としてクラス 1 容器と同様に  $0.7S_u$  のみを制限条件としてもよいが、単軸応力に着目した設計であることもあって基本的に降伏点以下とすることとする。

ただし、供用状態 D の荷重は、事故時の衝撃荷重が主でひずみ速度が大であることおよび通常材料の実降伏点は設計値に対し余裕があることを考慮して、 $1.2 S_y$  を制限条件とした。

なお、オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金であって使用温度が  $40^{\circ}\text{C}$  を超える材料の規定値のうち、 $1.35 S_y$  (使用温度) に対しては本割増しを適用しない。

参考の表 1.1 に示した通り、許容応力を規程する式において供用状態 C と供用状態 D の違いは、室温に対する  $S_y$  の項のみで、供用状態 C の  $S_y$  が供用状態 D で割り増して  $1.2S_y$  となっているのは上記の通りである。これは明確な降伏点を示さないオーステナイト鋼の  $S_y$  値が 0.2% 永久ひずみ耐力をもとに保守的に設定されていることに基づくもので、供用状態 D に対しては引用文中に記載された理由から、この保守性を表に出して扱うものとなっている(クラス 1 容器では  $1.2S_y$  の割り増しは供用状態 C における許容応力の設定で適用されている)。

【資料5】

〈5/12 監視チームにおける議論のまとめ〉  
2. 地震対策について  
③その他の耐震設計計算書（資料7）に係る指摘について  
○解析コードの概要及び適用性を説明する資料

建物・構築物及び機器・配管系の構造（耐震性）の評価で使用した  
計算機プログラム（解析コード）の概要

【概要】

高放射性廃液貯蔵場（HAW 施設）及びガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟の耐震計算に使用している計算機プログラム（解析コード）の概要についてまとめた。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



参考 建物・構築物及び機器・配管系の構造（耐震性）の評価で使用した  
 計算機プログラム（解析コード）の概要

高放射性廃液貯蔵場（HAW）建家

項目 \ コード名	RESP-F3T
使用目的	建家の地震応答解析
開発機関	株式会社構造計画研究所
使用したバージョン	Ver. 1.5.3
コードの概要	時刻歴領域における 3 次元構造解析が可能な汎用解析プログラムである。部材の材料非線形性及び基礎浮き上がりの非線形性を考慮した地震応答解析を行うことができる。
使用実績	京都大学研究用原子炉(KUR), 日本原子力研究開発機構 JRR-3 で使用実績あり。

項目 \ コード名	DYNEQ
使用目的	1 次元地盤の地震応答解析（建家入力地震動の算定）
開発機関	東北学院大学 吉田望教授
使用したバージョン	Ver. 3.34
コードの概要	重複反射理論に基づく 1 次元地盤の地震応答解析を行うことが可能な解析プログラムである。地盤の非線形性はひずみ依存特性を用いて等価線形化法により考慮することができる。
使用実績	東京電力株式会社 柏崎刈羽発電所で使用実績がある「D-PROP」（伊藤忠テクノソリューションズ株式会社）によるサンプルデータの解析解と、本解析コードによる解析解がおおむね一致することを確認し、解析コードの妥当性を確認している。

項目	コード名	ADMITK
使用目的		建家解析モデルに用いる底面地盤ばねの算定
開発機関		株式会社構造計画研究所
使用したバージョン		Ver. 2.0
コードの概要		振動アドミッタンス理論に基づき水平, 鉛直, 回転に対する底面地盤の複素ばね剛性を振動数領域で計算するプログラムである。
使用実績		京都大学研究用原子炉(KUR)で使用実績あり。

項目	コード名	K-NOVAK
使用目的		建家解析モデルに用いる側面地盤ばねの算定
開発機関		株式会社構造計画研究所
使用したバージョン		Ver. 2.0
コードの概要		Novak らの論文「Dynamic Soil Reactions for Plane Strain Case, 1978」に基づき水平, 鉛直, 回転に対する側面地盤の複素ばね剛性を振動数領域で計算するプログラムである。
使用実績		<p>東京電力株式会社 柏崎刈羽発電所で使用実績がある「NOVAK」(株式会社竹中工務店)の比較検証に用いられた解析コード※によるサンプルデータの解析解と, 本解析コードによる解析解がおおむね一致することを確認し, 解析コードの妥当性を確認している。</p> <p>※「建物と地盤の相互作用を考慮した応答解析と耐震設計」(日本建築学会, 2006 年)に添付されている Novak の方法に基づく解析コード</p>

ガラス固化技術開発施設（TVF）ガラス固化技術開発棟

項目 \ コード名	TDAP III
使用目的	建家の地震応答解析
開発機関	株式会社アーク情報システム 大成建設株式会社
使用したバージョン	Ver. 3.09
コードの概要	時刻歴領域における 3 次元構造解析が可能な汎用解析プログラムである。部材の材料非線形性及び基礎浮き上がりの非線形性を考慮した地震応答解析を行うことができる。
使用実績	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所で使用実績あり。

項目 \ コード名	Nshake
使用目的	1 次元地盤の地震応答解析（建家入力地震動の算定）
開発機関	株式会社ニュージェック
使用したバージョン	Ver. 1.1
コードの概要	重複反射理論に基づく 1 次元地盤の地震応答解析を行うことが可能な解析プログラムである。地盤の非線形性はひずみ依存特性を用いて等価線形化法により考慮することができる。
使用実績	関西電力株式会社 美浜発電所, 高浜発電所で使用実績あり。

項目 \ コード名	Nbspg1
使用目的	建家解析モデルに用いる底面地盤ばねの算定
開発機関	株式会社ニュージェック
使用したバージョン	Ver. 2.0
コードの概要	振動アドミタンス理論に基づき水平, 鉛直, 回転に対する底面地盤の複素ばね剛性を振動数領域で計算するプログラムである。
使用実績	関西電力株式会社 美浜発電所, 高浜発電所で使用実績あり。

項目 \ コード名	Nnovak1
使用目的	建家解析モデルに用いる側面地盤ばねの算定
開発機関	株式会社ニュージェック
使用したバージョン	Ver. 1.4
コードの概要	Novak らの論文「Dynamic Soil Reactions for Plane Strain Case, 1978」に基づき水平, 鉛直, 回転に対する側面地盤の複素ばね剛性を振動数領域で計算するプログラムである。
使用実績	関西電力株式会社 美浜発電所, 高浜発電所で使用実績あり。

配管トレンチ (T21)

項目 \ コード名	FLIP
使用目的	2次元地盤・構築物の地震応答解析
開発機関	FLIP コンソーシアム
使用したバージョン	Ver. 7.3.0_2
コードの概要	1988年に運輸省港湾技術研究所(現:港湾航空技術研究所)において開発された平面ひずみ状態を対象とする有効応力解析法に基づく2次元地震応答解析プログラムである。
使用実績	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所で使用実績あり。

項目 \ コード名	Soil Plus
使用目的	1次元地盤の地震応答解析(入力地震動の算定)
開発機関	伊藤忠テクノソリューションズ株式会社
使用したバージョン	Ver. 16.0
コードの概要	時刻歴領域における地盤・構築物・液体の3次元連成解析が可能な汎用解析プログラムである。1次元地盤の地震応答解析にも適用でき、地盤の非線形性はひずみ依存特性を用いて等価線形化法により考慮することができる。
使用実績	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所で使用実績あり。

機器・配管系

項目 \ コード名	FINAS
使用目的	機器の地震応答解析（静的解析、動的解析）
開発機関	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 伊藤忠テクノソリューションズ
使用したバージョン	Ver. 21.0
コードの概要	FINAS(Finite Element Nonlinear Structural Analysis System) は, 線形及び非線形の三次元有限要素法による汎用構造解析プログラムである。国産コードとしては初めての非弾性解析機能を備えた汎用コードとして開発されたもので, 固有値解析, 静的応力解析及び動的応答解析（スペクトルモーダル法, 時刻歴応答解析等）, 伝熱解析, 構造流体連成解析などが可能である。
使用実績	日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉「もんじゅ」, 九州電力株式会社 玄海発電所で使用実績あり。

項目 \ コード名	MSC NASTRAN
使用目的	機器の地震応答解析（静的解析、動的解析）
開発機関	MSC Software Corporation
使用したバージョン	Ver. 2005r2
コードの概要	MSC NASTRAN は, 航空機設計のために NASA 向けに MSC 社が開発した三次元有限要素法による汎用構造解析プログラムである。静的応力解析及び動的応答解析（スペクトルモーダル法, 時刻歴応答解析等）, 伝熱解析, 構造流体連成解析などが可能である。
使用実績	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所等発電炉で使用実績あり。日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉「もんじゅ」で使用実績あり。

〈4/27 監視チームにおける議論のまとめ〉  
3. 安全対策(地震対策)について  
②地震対策の個別事項について  
(ア) 審査ガイドの要求事項に対する対応状況について

「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」及び  
「耐震設計に係る工認審査ガイド」への対応状況について

【概要】

廃止措置段階にある東海再処理施設において高放射性廃液に伴うリスクが集中する高放射性廃液貯蔵場(HAW)とガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟について、廃止措置計画用設計地震動に対して重要な安全機能(閉じ込め機能及び崩壊熱除去機能)が損なわれないように、廃止措置計画用設計地震動に対する安全対策を講ずることとしている。

それらの安全対策について、原子力規制委員会が定めている「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド(平成 25 年 6 月 19 日)」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド(平成 25 年 6 月 19 日)」の要求事項に対する対比表の形で対応状況を整理した。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

<4/27 監視チームにおける議論のまとめ>  
2. 安全対策（津波対策）について  
②津波対策で示すべき事項について  
「津波設計に係る工認審査ガイド」の要求事項等

廃止措置計画用設計津波及び耐津波設計方針に係る

工認審査ガイドへの対応について

【概要】

耐津波設計に係る工認審査ガイドの要求事項への東海再処理施設の対応状況について整理した。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



〈4/27 監視チームにおける議論のまとめ〉  
2. 安全対策(津波対策)について  
② 津波対策で示すべき事項について  
・増打ち補強の妥当性  
・波力計算において想定する設備設計の保守性

## HAW 建家健全性評価(波力、余震重畳)について

### 【概要】

・高放射性廃液貯蔵場(HAW 施設)における設計津波に対する建家外壁の強度評価について、波力及び余震との重畳を踏まえた津波荷重に対し構造強度を維持して建家内に浸水させないことを示す。

補強を要する HAW 施設 1F 南側外壁  の増打ち厚さの評価を示す。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(5/12 監視チームにおける議論のまとめ)

1. 前回会合における指摘事項の回答について

①安全対策に係る菱措置計画変更認可申請について

○TVF 建家健全性評価(波力、余震重畳)について

## TVF 建家健全性評価(波力、余震重畳)について

### 【概要】

ガラス固化技術開発施設(TVF)ガラス固化技術開発棟については、廃止措置計画用設計津波(設計津波)に対して建家内に浸入させない措置等を講ずる方針であり、設計津波に対する建家の評価を進めている。

評価の結果、TVF の一部の外壁では津波波力による応力が部材耐力を超える可能性があることから、外壁の補強設計を進めており、補強の考え方について整理した。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

【資料 10】

- 〈3/11 監視チームにおける議論のまとめ〉
2. 安全対策(津波)に係る個別の検討事項について
- ② 安全系関連施設の防護の考え方
  - ⑤ 影響評価などを踏まえた津波防護対策の有効性について
    - ・ソフト対策
    - a) 津波襲来後の作業の実現性
- 〈4/27 監視チームにおける議論のまとめ〉
3. 安全対策(地震対策)について
- ① 地震対策の基本的考え方について
    - ・既設の恒設設備に係る代替策について

HAW 施設及び TVF における事故対処の方法、  
設備及びその有効性評価について

【概要】

地震、津波等により電源、ユーティリティを供給する安全系関連施設の機能が喪失した場合に、恒設設備の代替として緊急安全対策を含む可搬型設備により、HAW 施設及び TVF において必要な冷却機能及び閉じ込め機能を回復させる。当該処置の有効性評価にあたっては、事象進展に応じた防護策を検討していること、津波襲来後の事故対処の実現性について説明する。

令和2年5月19日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

東海再処理施設の安全対策に係る5月までの面談スケジュール(案)

令和2年5月19日  
再処理廃止措置技術開発センター

面談項目 (◎5月補正、○説明状況を踏まえ5月の補正の可否を含め検討)	令和2年										
	3月		4月				5月				
	~19	~31	1~3	~10	~17	~24	~30	1~8	~15	~22	~29
監視チーム (第38, 39, 40回) コメント 対応	・分割申請について								8▽◆12		
	・TVF耐震設計計算書の変更申請時期									19▽21▽◇25	
	・TVF一部外壁補強計画の見直し検討									19▽21▽◇25	
	・7月からの工事について								8▽◆12		
	・地盤改良工事が輻輳しないことの説明									19▽21▽◇25	
	・守るべき施設のリスト	26▽	▽2			16▽▽21	27◆28▽				
	・L2津波を用いることの妥当性							30▽		19▽	
	・環境影響小と判断する考え方									19▽	
	・千島巨大地震を踏まえた検討							30▽	8▽◆12		
	・敷地に津波浸入を許す理由	26▽	▽2			16▽▽21	27◆28▽		8▽◆12		
	・HAW以外施設の評価実施時期	26▽	▽2			16▽▽21,23▽	27◆28▽		8▽		
	・TVF津波防護方針	26▽	▽2			16▽▽21	27◆28▽		8▽		
	・HAW津波対策工事の効果					16▽▽21,23▽	27◆28▽				
	・漏出可能性評価、対策の計画	26▽	▽2			14▽16▽▽21	27◆28▽		8▽		
	・緊急安全対策の位置付け等整理					16▽▽21,23▽	27◆28▽				
	・津波設定ガイドの適合性確認計画	26▽	▽2			16▽▽21,23▽	27◆28▽				
	・津波設計工認ガイド要求事項対応									19▽21▽◇25	
	・安全系関連施設防護の考え方									19▽21▽◇25	
	・漂流物を踏まえた津波防護評価	19▽ 31▽	▽2			14▽16▽▽21,23▽	27◆28▽		14▽		◇25
	・代表漂流物(小型船舶19t)の保守性								8▽◆12		
	・20t以上の船舶を除外する理由								14▽		◇25
	・HAW増打ち補強の妥当性									19▽21▽◇25	
	・波力計算想定設備設計の保守性								14▽		◇25
	・HAW津波防護対策の目的	26▽	▽2			14▽16▽▽21	27◆28▽				
	・津波襲来後の作業実現性									19▽21▽◇25	
	・トレンチ浸水防止構造	19▽ 31▽	▽2			14▽16▽▽21	27◆28▽				
	・HAW内壁増し打ちの考え方	26▽	▽2			14▽16▽▽21	27◆28▽				
	・既設恒設設備の代替策について									19▽21▽◇25	
	・基準地震動等ガイドへの対応状況									19▽21▽◇25	
	・耐震設計工認審査ガイド対応状況									19▽21▽◇25	
・HAW据付ボルト評価(機構結果)妥当性							30▽	8▽◆12			
・機器強度評価の解析方法選択の考え方								8▽◆12			
・接合部取り合いの計算上の位置付け									19▽21▽◇25		
・HAW貯槽据付ボルトの塑性を許容する理由									19▽21▽◇25		
・HAW液位低減検討(ボルトせん断強度評価)									19▽21▽◇25		

▽面談、◇監視チーム会合

面談項目 (◎5月補正、○説明状況を踏まえ5月の補正の可否を含め検討)		令和2年											
		3月		4月				5月					
		~19	~31	1~3	~10	~17	~24	~30	1~8	~15	~22	~29	
基本方針等	◎基本方針及び安全対策実施全体スケジュール				16▼	▼21	27◆	28▼					
地震による損傷の防止	◎HAW 建家周辺地盤改良 (T21トレンチ含む)			7▼	16▼	▼21	27◆	28▼					
	◎HAW 建家耐震評価			7▼	16▼	▼21	27◆	28▼					
	◎HAW 設備耐震評価			7▼	16▼	▼21	27◆	28▼					
	○TVF 建家耐震評価			9▼	16▼	▼21	27◆	28▼					
	○TVF 設備耐震評価			9▼	16▼	▼21	27◆	28▼					
津波による損傷の防止	◎漂流物設定			▼2	14▼	16▼	▼21	27◆	28▼				
	◎HAW 津波防護対策方針			▼2	16▼	▼21	27◆	28▼					
	◎HAW 建家健全性評価(波力、余震重畳)								14▼		◇25		
	○TVF 建家健全性評価(波力、余震重畳)									19▼	21▼	◇25	
外部からの衝撃による損傷の防止	竜巻	○HAW 建家健全性評価*					23▼						
		○TVF 建家健全性評価*					23▼						
	森林	○HAW 建家健全性評価										28▼	
		○TVF 建家健全性評価										28▼	
	火山	○HAW 建家健全性評価										28▼	
		○TVF 建家健全性評価										28▼	
外部	○HAW 建家健全性評価										28▼		
	○TVF 建家健全性評価										28▼		
重大事故対処	○HAW 事故対処の方法、設備及びその有効性評価(緊急安全対策を含む)										19▼	21▼	◇25
	○TVF 事故対処の方法、設備及びその有効性評価(緊急安全対策を含む)										19▼	21▼	◇25

▼面談、◇監視チーム会合

以上

## ガラス固化技術開発施設(TVF)における固化処理状況について

### — 運転再開に向けた対応状況 —

#### 【概要】

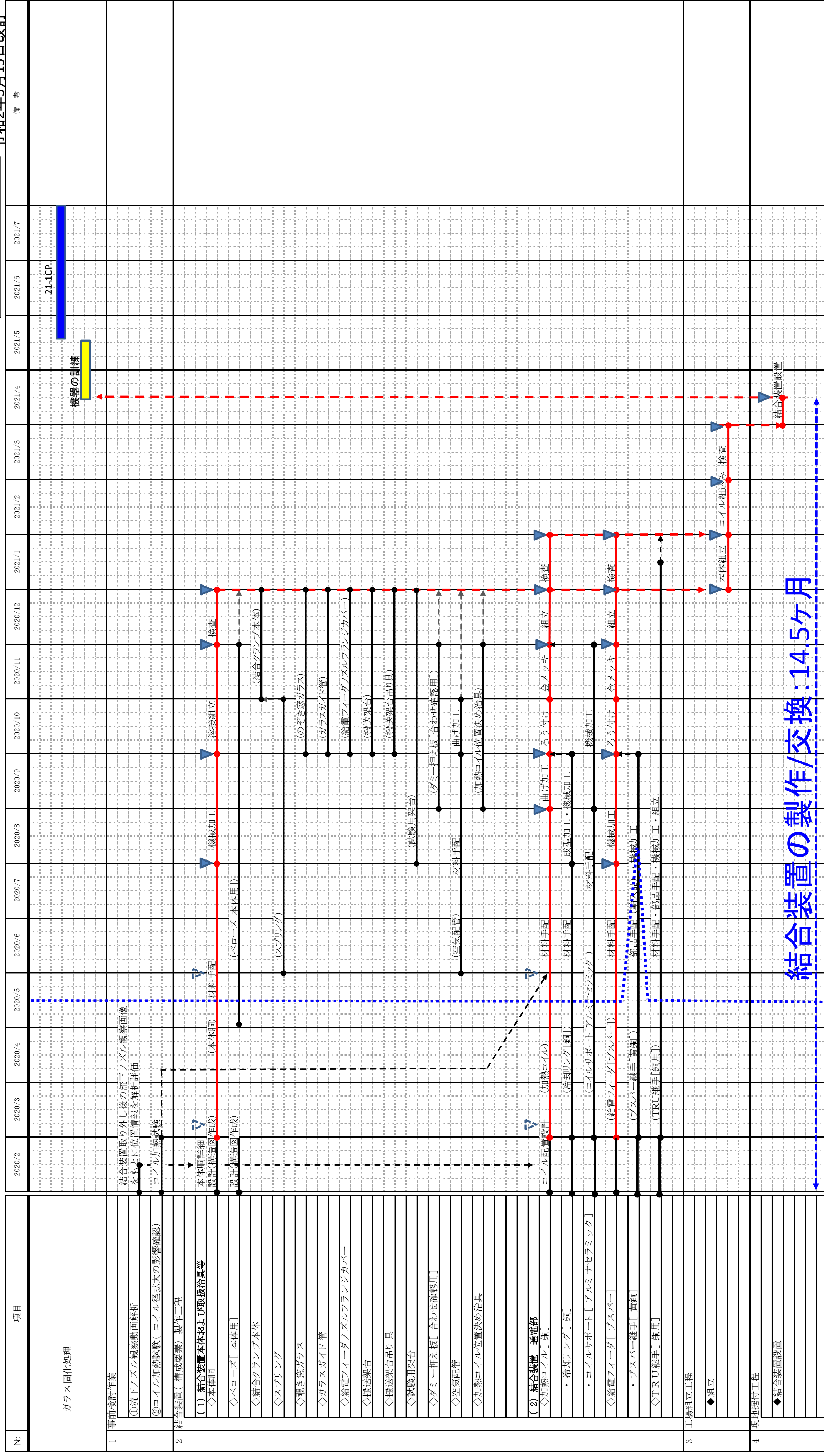
- 次回運転までのクリティカルパスである結合装置の製作/交換(別添資料-1)については、新型コロナウイルス感染症緊急事態宣言を踏まえ在宅勤務を行っているところであるが、定期的(1回/週)に進捗を確認し、優先順位を付け設計、材料手配等を進めることにより、現状は工程どおりの進捗である。
- 3号溶融炉の製作(別添資料-2)についても、令和2年6月より材料手配に計画どおり着手する予定である。
- 並行して、高経年化対策として計画していた固化セルクレーンの走行ケーブルリール更新や固化セル内廃棄物解体/搬出作業を計画どおり進めている。

令和2年5月●●日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令和2年3月11日第38回東海  
再処理施設安全監視チーム会  
合資料に実績追記  
令和2年1月30日作成  
令和2年2月28日改訂  
令和2年5月15日改訂

ケース2 全体詳細工程 (工程短縮ケース)



・短縮検討の結果は、マイルストーンのタイミングで工程を調整し、反映する。  
・作業の進捗を踏まえ、各項目の詳細工程の精査により、更なる工程短縮を検討する。







# TVFの次回運転までの主な作業スケジュール

令和2年5月15日作成

