

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK 補-I 改 22
提出年月日	平成 30 年 9 月 6 日

東海第二発電所 運転期間延長認可申請
(共通事項)

補足説明資料

平成 30 年 9 月 6 日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. はじめに	1
2. 特別点検及び劣化状況評価に係る実施体制及び実施手順	2
2.1 運転期間延長認可申請に係る全体実施手順	2
2.2 特別点検の実施体制及び実施手順	5
2.3 劣化状況評価の実施体制及び実施手順	13
2.4 劣化状況評価で追加する評価	36
2.5 震災影響評価	95
2.6 保全管理活動	101

別紙 1. ～2.	113
別紙 1. 日常劣化管理事象 (△) について	114
別紙 2. 日常劣化管理事象以外の事象 (▲) について	128
添付. 計算機プログラム (解析コード) の概要) について	129

別紙

別紙 1. 日常劣化管理事象（△）について

別紙 2. 日常劣化管理事象以外の事象（▲）について

添付. 計算機プログラム（解析コード）の概要について

日常劣化管理事象（△）について

日常劣化管理事象（△）のすべての対象機器を事象毎に分類し，劣化事象を考慮した劣化傾向監視等，劣化管理の考え方，検査方式，検査間隔，検査方法及び検査実績，部品取替履歴及び耐震上の影響を一覧表に整理したものを以下に示す。

添付 1 東海第二発電所における日常劣化管理に対する保全概要

添付 2 東海第二発電所における日常劣化管理事象一覧表

東海第二発電所における日常劣化管理事象一覧表

No.	評価書		事象	保安全の方針	機器（新規制対応機器は、機器名の後ろに(SA)を付記。）	部位	劣化傾向監視	劣化管理の考え方	検査(保全)方式	検査間隔	検査方法(保全タスク)	検査実績	部品取替履歴	新置上の影響
	大分類	中分類												
687	配管	U字管式熱交換器	割れ	3-①境界型応力腐食割れ (IGSCC)	②原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 ④第5及び第6給水加熱器 ⑦排ガス復水器 ⑧運搬ガス貯蔵設備蒸発器	伝熱管、管板、ダイヤフラム、蒸気管	可	熱交換器の開放点検に合わせ目視点検等を行うことにより、割れが検出可能。必要に応じて浸透探傷検査、超音波探傷検査 (必要に応じて補修(閉止栓、取替)) ＜SCC予防保全対策等＞ ①④⑦⑧:運転温度100℃以下	②10M ④5HTR、39M 6HTR、52M ⑦55M ⑧1C	②VT、ECT ④VT、PT55M/39M ECT11/30M ⑦VT ⑧VT	②24回定検(CJW-HEX-B002A) ④24回定検(FDW-HEX-5A) ⑦24回定検(OG-HEX-E) ⑧25回定検(N2SUPP-HEX-RE50)	有 ④24回定検 6HTR A～C一式取替	-	
688	配管	ステンレス鋼配管系	割れ	3-②境界型応力腐食割れ (IGSCC)	原子炉再循環系、原子炉保護系、原子炉隔離時冷却系、ほう湯水注入系(純水部)他12系統	配管及び温度計ケーブル	可	SCC発生リスクの高い溶接部について、超音波探傷検査(体積検査)を行い、内部欠陥を検出する。欠陥検出時は、計画の実施及び次回検査計画の見直しを行う。(継続使用可) ＜SCC予防保全対策＞ ・溶接部処理(再循環系配管及び再循環水ノズルセーフエントと配管の溶接部)	⑧計画に基づく	VT UT	25回定検	有 予防保全対策として、RHR SOOライの取替	-	
689	弁	安全弁	割れ	3-③境界型応力腐食割れ (IGSCC)	残留熱除去系停止時冷却入口ライン安全弁	ノズルシート、ジョイントボルト、ナット	可	SCC要素から温度の条件が除外となりSCCの発生は考えがいが、分格点検時に目視点検を行うこと、SCC検出が可能。 RPVの開放作業に伴って、原子炉圧力容器/ズル等は、最新知見を確認の上、維持稼働等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を行うことにより、SCCの検出は可能。 ＜SCC予防保全対策＞ ・残留応力低減対策等 また、SCC予防保全対策実施について、小口配管では、検出が難しいが、原立相注力配管の検出は可能。可動性は小さいが、原立相注力配管の検出は可能。可動性を確認することSCCの検出は可能。	VT	23回定検(E12-FF028)	無	-		
690	容器	原子炉圧力容器	割れ	3-④境界型応力腐食割れ (IGSCC)	ノズル(塞圧後抽出・ほう湯水注入管/ノズル、計測ノズル)、セーフエント(塞圧後抽出・ほう湯水注入管/ノズル、セーフエントノズル、計測ノズルのセーフエントの溶接部)	ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位(母材、溶接部)	可	RPVの開放作業に伴って、原子炉圧力容器/ズル等は、最新知見を確認の上、維持稼働等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を行うことにより、SCCの検出は可能。 ＜SCC予防保全対策＞ ・残留応力低減対策等 また、SCC予防保全対策実施について、小口配管では、検出が難しいが、原立相注力配管の検出は可能。可動性は小さいが、原立相注力配管の検出は可能。可動性を確認することSCCの検出は可能。	VT	24回定検(RPV-B-10)	24回定検(RPV-B-10)	無	-	

一: 評価対象から除外
■: 振動応答特性上又は構造・強度上「懸念若しくは無視」できる事象として評価対象から除外
◎: 耐震安全上考慮する必要のある異常劣化事象として抽出

検査方法凡例 VT:目視点検 UT:超音波探傷検査 DT:寸法測定 UM:超音波反射測定
PT:浸透探傷試験 RT:放射線透過試験 ECT:渦流探傷試験 TOR測定:時間間隔測定

検査間隔凡例 Y:年 AP:必要時 M:月 C:定検 W:週
Yc:通常時定検 D:日 IS:供用期間中検査

東海第二発電所における日常劣化管理事象一覧表

No.	評価書		事象	保安全の方針	機器（新規対応機器は、機器名の後ろに(SA)を付記。）	部位	劣化傾向 監視	劣化管理の考え方	検査(保全) 方式	検査間隔	検査方法 (保全メソッド)	検査実績	部品故障履歴	新機上の 影響
	大分類	中分類												
697	炉内構造物	炉内構造物	割れ	3-⑦境界型応力腐食割れ (IGSCC)	炉内構造物	炉心シールド (上部扇、中間扇)	可	<p><SCC予防保全対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素注入による腐食環境改善 ・残留応力低減対策等 <p>RPVの開放作業に伴って、炉心シールド等は、最新知見を踏襲の上、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検及び超音波探傷検査を行うことにより、SCCの進展確認が可能。</p> <p>◎適用ガイド等 (PLM40時点)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火力原子力発電技術協会 BWR炉内構造物点検評価ガイドライン ・日本核協等会 JSME S NAI-2008「発電用原子力設備維持規程」 ・「発電用原子力設備における破損を引き起こすき裂その他の欠陥の検出について(内規)NISA-3256-09-1、NISA-166-09-2(平成21年2月27日付平成21-02-18原研発)」 ・「原子力発電用原子炉及びその附属施設における破損を防止する為の検査その他の心筋の規格(制定)について(平成26年5月10日 原研技発第1408003号 原子力規制委員会決定)」 	<p>a: 維持規格による</p> <p>b: 10Y</p>	<p>a: VT (MVT-1)</p> <p>b: VT-3</p>	<p>a: 25回定検 (RPV-B-01)</p> <p>b: 25回定検 (RPV-B-01)</p>	無	■	
698	炉内構造物	炉内構造物	割れ	3-⑦境界型応力腐食割れ (IGSCC)	炉内構造物	①上部格子板 ②炉心支持板 ③炉心燃料支持 ④制御棒案内管 ⑤差圧検出・ほうれ管 ⑥中子計測案内管 ⑦残留熱除去系(低圧注水)配管	可	<p>RPVの開放作業に伴って、上部格子板等の炉内構造物は、最新知見を踏襲の上、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を行うことにより、SCCの検出が可能。</p> <p><SCC予防保全対策></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素注入による腐食環境改善 ・残留応力低減対策等 	<p>①a: 10Y</p> <p>①b: 10Y</p> <p>②a: 10Y</p> <p>②b: 維持規格</p> <p>③: 10Y</p> <p>④VT-3</p> <p>⑤10Y</p> <p>⑥10Y</p>	<p>①a: VT (MVT-1) ①</p> <p>b: VT-3</p> <p>②a: VT-3</p> <p>②b: VT (MVT-1) ②</p> <p>③: 10Y</p> <p>④VT-3</p> <p>⑤VT-3</p> <p>⑥VT-3</p>	<p>①a: 24回定検(長期保守管理方針) (RPV-B-07)</p> <p>①b: 25回定検(ガイドライン)</p> <p>②a, b: 25回定検 (RPV-B-08)</p> <p>③: 25回定検 (RPV-B-24)</p> <p>④: 25回定検 (RPV-B-15)</p> <p>⑤: 25回定検 (RPV-B-10)</p> <p>⑥: 25回定検 (RPV-B-16)</p>	無	■	
699	炉内構造物	炉内構造物	割れ	3-⑦境界型応力腐食割れ (IGSCC)	炉内構造物	①炉心スプレイング ②シャワー ③ジェットポンプ	可	<p>RPVの開放作業に伴って、炉心スプレイング、シャワー等の炉内構造物は、最新知見を踏襲の上、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検を行うことにより、SCCの検出が可能。</p>	<p>①a: 10Y</p> <p>①b: 維持規格</p> <p>②a: 10Y</p> <p>②b: 維持規格</p>	<p>①a: VT-3</p> <p>①b: VT-3</p> <p>②a: VT-3</p> <p>②b: VT (MVT-1)</p>	<p>①a: 24回定検 (RPV-B-09-HPGS)</p> <p>①b: 25回定検 (RPV-B-09-HPGS)</p> <p>②a: 22回定検 (RPVASS-PMP-JP1)</p> <p>②b: 21回定検 (RPVASS-PMP-JP1)</p>	無	■	
700	炉内構造物	炉内構造物	割れ	3-⑦境界型応力腐食割れ (IGSCC)	炉内構造物	セーフエント(再循環水出口)ノズルのセーフエントの溶接部、再循環水入口ノズルのセーフエントの溶接部、ジェットポンプ計測管貫通ノズルとセーフエントの溶接部、セーフエント計測管貫通ノズルセーフエントとベントレーションノズルの溶接部	可	<p>SCCの発生の可能性のある溶接部について、ISI計画に基づき、目視点検、超音波探傷検査を行い、割れを検知する。</p> <p>*検査間隔(頻度)については、100%/5年(運転年数)、</p> <p><SCC予防保全対策等></p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素注入による腐食環境改善 	<p>ISI計画に基づく</p>	<p>VT</p> <p>UT</p>	<p>25回定検 (RPV-A)</p>	無	■	

一: 評価対象から除外
 ■: 振動応答特性上又は構造・強度・強度上「懸念若しくは無視」できる事象として評価対象から除外
 ◎: 耐震安全上考慮する必要のある異常劣化事象として抽出
 検査方法凡例 VT: 目視点検 UT: 超音波探傷検査 DT: 寸法測定 UM: 超音波探傷測定
 PT: 透過探傷試験 RT: 放射線透過試験 ECT: 渦流探傷試験 TOR測定: 時間腐食反応測定
 検査間隔凡例 Y: 年 AP: 必要時 M: 月 C: 定検 W: 週
 Yc: 通常時定検 D: 日 ISI: 供用期間中検査

東海第二発電所における日常劣化管理事象一覧表

No.	評価書		事象	保安全の方針	機器（新規対応機器は、機器名の後ろに(SA)を付記。）	部位	劣化傾向 監視	劣化管理の考え方	検査(保全)方式	検査間隔	検査方法 (保全タスク)	検査実績	部品取替履歴	新機上の影響
	大分類	中分類												
701	容器	原子炉圧力容器	割れ	3-⑦原形型反応炉劣化割れ (IGSOC)	ブランク	ステンレス鋼及び銅ニッケル合金使用部位(母材、溶接部)	可	SCCの発生の可能性のある溶接部について、ISI計画に基づき、目視点検を行い、割れを検知する。 <SCC予防保全対策等> ・水素注入による腐食環境改善	時間基準保全	ISI計画に基づく	VT	24回定検(RPV-A)	無	■
702	炉内構造物	炉内構造物	割れ	3-⑦原形型反応炉劣化割れ (IGSOC)	炉内構造物	①a炉心シールド(下部部) ②a炉心シールドサポート	可	<SCC予防保全対策> ・水素注入による腐食環境改善 ・残留電力低減対策等 RPVの開放作業に伴って、炉心シールド等は、最新知見を踏襲の上、維持規格等に基づき計画的に水中カメラによる目視点検及び超音波探傷検査を行うことにより、SCCの進展が確認可能。 ◎適用ガイド等(PLM40時点) ・火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」 ・日本核燃料協会「JMS S NAI-2008」発電用原子力設備規格外付添付書 又は「発電用原子力設備における破損を引き起こすき裂その他の破損の解析」(平成21年4月) (NIFS-09-09-001) NUS-03-09-2(平成21年2月27日付平成21-02-18原研第2号)「発電用原子炉及びその附属施設における破損を引起こすき裂その他の破損の解析」について (平成28年8月6日 原研技発第1408063号 原子力規制委員会決定)	時間基準保全	①a:維持 規程による ①b:10Y	①a:VT (MVT-1) ①b:VT-3 ②a:VT (MVT-1) ②b:VT (MVT-1)	①a:25回定検(RPV-B-01) ①b:25回定検(RPV-B-01) ②a:25回定検(RPV-B-03) ②b:21回定検(RPV-B-03)	無	◎
703	熱交換器	U字管式熱交換器	割れ	3-⑥原形型反応炉劣化割れ (IGSOC)	排ガス復水器	胴、ドレンタンク	可	開放点検に合わせ副溶接部の超音波探傷検査を行うことにより、割れの検知が可能。 代表箇所における値分測定結果を確認し、必要に応じて機器の外部清掃を実施する。 副溶接管理による値分着防止。	時間基準保全	52M	VT UT: 第25回 以後	24回定検(OG-HEX-E)	無	-
704	容器	その他容器	割れ	3-⑥原形型反応炉劣化割れ (IGSOC)	使用済燃料貯蔵プール(本体) ケート	コンクリート (ステンレス鋼内張り) ステンレス鋼	可	気中割れについては代表箇所における値分測定結果を確認し、必要に応じて機器の外部清掃を実施する。 水中割れは化学(水質)管理による塩素濃度を管理しており、定期的に情報共有されている。 通常の目視点検により燃料プールの有電位水水位低下のないことを確認するとともに、ライニングからの漏えいがないことを検出ラインにより確認している。 副溶接管理による値分着防止。	監視	1D	監視(監視、漏えい検知)	水質管理は、定期的にレポートにて確認	無	-

一：評価対象から除外
■：振動応答特性上又は構造・強度上「懸念若しくは無視」できる事象として評価対象から除外
◎：耐震安全上考慮する必要のある陸上劣化事象として抽出

検査方法凡例 VT:目視点検 UT:超音波探傷検査 DT:寸法測定 UM:超音波厚さ測定
PT:透過探傷試験 RT:放射線透過試験 ECT:渦流探傷試験 TOR測定:時間腐食反応測定

検査間隔凡例 Y:年 AP:必要時 M:月 C:定検 W:週
Yc:通常時定検 D:日 ISI:供用期間中検査

日常劣化管理事象以外の事象（▲）について

日常劣化管理事象以外の事象（▲）のすべての対象機器を事象毎に分類し、すべての機器についてこれまでの運転経験，使用条件，材料試験データ及び進展傾向が極めて小さいと判断した理由一覧表に整理したものを以下に示す。

添付1 東海第二発電所における日常劣化管理事象以外一覧表

No.	評価書		経年劣化事象	評価機器名	部位	運転経緯	構造、材料及び使用条件	材料試験データ値等	進展傾向が極めて小さいと判断した理由
	大分類	中分類							
63	配管	ステンレス鋼配管系	高サイクル疲労割れ	共通	配管	関西電力 M3小口径配管不具合	運転状態: 常時運転または間欠運転 材料: ステンレス鋼/低合金鋼/炭素鋼	-	美浜発電所3号機小口径配管不具合の水平展開フローに基づき、表面検査(VTPT)及び疲労評価を計画的に実施し、一連の作業は第24回定検で完了した。よって、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
64	配管	炭素鋼配管系	高サイクル疲労割れ	原子炉系(純水部、蒸気部)、不活性ガス系、残留熱除去海水系	配管	関西電力 M3小口径配管不具合	運転状態: 常時運転または間欠運転 材料: ステンレス鋼/低合金鋼/炭素鋼	-	美浜発電所3号機小口径配管不具合の水平展開フローに基づき、表面検査(VTPT)及び疲労評価を計画的に実施し、一連の作業は第24回定検で完了した。よって、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
65	配管	低合金鋼配管系	高サイクル疲労割れ	共通	配管	関西電力 M3小口径配管不具合	運転状態: 常時運転または間欠運転 材料: ステンレス鋼/低合金鋼/炭素鋼	-	美浜発電所3号機小口径配管不具合の水平展開フローに基づき、表面検査(VTPT)及び疲労評価を計画的に実施し、一連の作業は第24回定検で完了した。よって、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
66	配管	ステンレス鋼配管系	高サイクル疲労割れ	原子炉再循環系	温度計ウェル	もんじゅ 温度計ウェル損傷	運転状態: 常時運転または間欠運転 材料: ステンレス鋼/低合金鋼/炭素鋼	原子力安全、保安院指示文書(平成17・12-22原院第6号 平成17年12月27日「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」NISA-163a-05-3)に従い、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針 JSME S012-1998」に基づき評価	日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針 JSME S012-1998」に基づき評価の結果、損傷の可能性が否定できない箇所については撤去又は十分な速度を有するものへの取替を実施済みであり、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
67	配管	炭素鋼配管系	高サイクル疲労割れ	原子炉隔離時冷却系、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系、蒸気発生系、低圧炉心スプレッド系、給水加熱器ドレン系、タービン蒸気系	温度計ウェル及びサンプリングノズル	もんじゅ 温度計ウェル損傷	運転状態: 常時運転または間欠運転 材料: ステンレス鋼/低合金鋼/炭素鋼	原子力安全、保安院指示文書(平成17・12-22原院第6号 平成17年12月27日「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」NISA-163a-05-3)に従い、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針 JSME S012-1998」に基づき評価	日本機械学会「配管内円柱状構造物の流体力学振動評価指針 JSME S012-1998」に基づき評価の結果、損傷の可能性が否定できない箇所については撤去又は十分な速度を有するものへの取替を実施済みであり、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
68	タービン	制御装置及び保安装置	高サイクル疲労割れ	主タービン電氣油圧式制御装置	配管	プラント起動時にしか作動しない許が閉状態での流体振動と配管の固有共振数が一致し、高サイクル疲労割れに至った事例あり。	連続運転	-	設計段階において配管系の固有道解析を行って振動と共振しないようなサポート設計を行っている。原則、すみみ溶接やソケット溶接を採用しないことで高サイクル疲労を回避する設計としており、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
69	機械設備	ターゼル機関 ターゼル機関付属設備	高サイクル疲労割れ	始動空気系配管、潤滑油系配管、冷却水系配管及び燃料油系配管	小口径配管	なし	間欠運転(サーベランス)	-	設計段階において配管系の固有道解析を行って振動と共振しないようなサポート設計を行っている。原則、すみみ溶接やソケット溶接を採用しないことで高サイクル疲労を回避する設計としており、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。
70	熱交換器	U字管式熱交換器	高サイクル疲労割れ	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器、排ガス予熱器	水室、管板、ダイヤフラム、胴	柏崎刈羽原子力発電所4号機 CUV再生熱交換器内部での沸騰に伴って(伝熱管周りの温度揺らぎ、伝熱管振動)	連続運転	-	東海第二の熱交換器については内筒式熱交換器ではないこと及び、運転手冊にて内部流体の温度管理値を定め、伝熱管まわりの温度ゆらぎの影響がない様に運転しているため、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。また、柏崎刈羽原子力発電所4号機にて発生した伝熱管振動による疲労割れについては原因が施工不良であるため、高サイクル疲労割れが発生する可能性はない。

高経年化技術評価面劣化事象一覧

No.	評価書		経年劣化事象	評価機器名	部位	運転経緯	構造、材料及び使用条件	材料試験データ等	進展傾向が極めて小さいと判断した理由
	大分類	中分類							
162	機械設備	使用済燃料乾式貯蔵容器	性能低下	共通	中性子運へい体	なし	内部流体：ヘリウムガス 最高使用圧ガス：1.0 MPa 最高使用温度： 1～15,23,24号機 キヤスク容器 160℃/バスケット 210℃ 16,17号機 キヤスク容器 170℃/バスケット 260℃ 18～21号機 キヤスク容器 160℃/バスケット 230℃	【平成16年度 金属キヤスク貯蔵技術検証試験報告書 最終報告】(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)	レジンの外気との接触による酸化反応については、外筒と中間筒の間(1～15号機)又は、外筒と胴の間(16, 17号機)に充填されているとともに、外気と接触しない構造となっていることから、酸化反応による性能低下が発生する可能性はない。 レジンの高温下での熱分解反応については、レジンの使用温度は、容器表面温度にて監視され警報値内で十分低く推移していることから、高温下での熱分解反応による性能低下が発生する可能性はない。 放射線分解による性能低下については、設計評価期間内に及ぶ中性子照射量は設計値以下であることから、レジンの放射線分解による性能低下が発生する可能性はない。 中性子吸収材の減損については、材料試験データから、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度であることが確認されていることから、中性子吸収材の減損による性能低下が発生する可能性はない。
163	機械設備	使用済燃料乾式貯蔵容器	性能低下	共通	バスケット	なし	内部流体：ヘリウムガス 最高使用圧ガス：1.0 MPa 最高使用温度： 1～15,23,24号機 キヤスク容器 160℃/バスケット 210℃ 16,17号機 キヤスク容器 170℃/バスケット 260℃ 18～21号機 キヤスク容器 160℃/バスケット 230℃	【平成16年度 金属キヤスク貯蔵技術検証試験報告書 最終報告】(平成16年6月 独立行政法人 原子力安全基盤機構)	高温下でのクリープ等による形状、強度変化については、バスケットの材料に対する設計温度よりも実際の使用温度は低く、設計温度を超えるような温度変化もないことから、高温下での形状、強度変化による性能低下が発生する可能性はない。 中性子照射脆化については、中性子照射量は設計値以下であることから、中性子照射脆化による性能低下が発生する可能性はない。 中性子吸収材の減損については、材料試験データから、レジンに対する設計吸収線量に対して中性子吸収材の減損が無視できる程度であることが確認されていることから、中性子吸収材の減損による性能低下が発生する可能性はない。 腐食については、バスケットはヘリウムガス雰囲気内にあることから、腐食による性能低下が発生する可能性はない。
164	コンクリート構造物及び鉄骨構造物	コンクリート構造物及び鉄骨構造物	耐火能力低下 火災時等の熱	コンクリート構造物及び鉄骨構造物	コンクリート	なし	屋内/屋外	-	これまでにコンクリート構造物の断面欠損する運転経緯がないため、通常の使用環境において、コンクリート構造物の断面厚が減少することはなく、耐火能力は維持される。
165	容器	電気ヘネトレーション	導通不良	核計装用モジュール型電気ベネトレーション	電線及び接続部(コネクタ)	なし	屋内(PCV貫通部)	-	電気ベネトレーションの内部構造は、動的(熱膨張・収縮)部位もない。 また、電線本体には外部からの大きな荷重は作用しない構造となっており、導通不良が発生する可能性はない。

添付

計算機プログラム（解析コード）の概要について

1. はじめに

2. 解析コードの概要
 - 2.1 ABAQUS Ver. 6. 4-4
 - 2.2 ANSYS Ver. 12. 1
 - 2.3 ASHSD2-B 導入時バージョン
 - 2.4 DORT 導入時バージョン
 - 2.5 HISAP及びNSAFE
 - 2.6 MSC NASTRAN Ver. 2006r1
 - 2.7 MSC NASTRAN Ver. 2005
 - 2.8 NOPS 導入時バージョン
 - 2.9 SAP-IV 導入時バージョン
 - 2.10 TACF 導入時バージョン

1. はじめに

本資料は、解析コードについて説明するものである。

2. 解析コードの概要

2.1 ABAQUS Ver. 6.4-4

2.1.1 ABAQUS Ver. 6.4-4 の概要

対象：応力解析，温度分布解析

項目 \ コード名	ABAQUS
開発機関	Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc
開発時期	1978 年
使用したバージョン	Ver. 6.4-4
使用目的	3次元有限要素法（ソリッドモデル）による応力解析 3次元有限要素法（はり要素）による応力解析 2次元有限要素法（軸対称モデル）による応力解析，温度分布解析
コードの概要	<p>ABAQUS（以下，「本解析コード」という。）は，米国Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc（HKS社）で開発された有限要素法に基づく構造解析用の汎用計算機コードである。</p> <p>適用モデルは1次元～3次元の任意形状の構造要素，連続体要素について取り扱うことが可能であり，静的応力解析，動的応力解析，熱応力解析，伝熱解析，座屈解析等の機能を有している。特に非線形解析が容易に行えることが特徴であり，境界条件として，熱流速，温度，集中荷重，分布荷重，加速度等を取り扱うことができる。</p> <p>数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野で利用されている実績を持つ。</p>

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>【検証 (Verification)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・今回使用する適用モデル（ソリッドモデル，はり要素及び軸対称モデル）について，解析結果が理論モデルによる理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，造船，機械，建築，土木などの様々な分野における使用実績を持ち，妥当性は十分に確認されている。 ・開発機関が提示するマニュアルにより，今回の工事計画認可申請で使用する3次元有限要素法（ソリッドモデル及びはり要素）による応力解析及び2次元有限要素法（軸対称モデル）による応力解析，温度分布解析に，本解析コードが適用できることを確認している。 ・使用する解析モデルは，既工事計画及び耐震評価にて実績のある関連規格及び文献を基に作成した評価モデルを採用していることを確認している。
--	--

2.2 ANSYS Ver. 12.1

2.2.1 ANSYS Ver. 12.1の概要

対象：構造解析

項目 \ コード名	ANSYS
開発機関	スワンソン・アナリシス・システムズ（現，アンシス）
開発時期	1970 年
使用したバージョン	Ver. 12.1
使用目的	3次元有限要素法（はり，シェル要素）による固有値解析，応力解析
コードの概要	<p>ANSYS（以下、「本解析コード」という。）は，スワンソン・アナリシス・システムズ（現，アンシス）により開発された有限要素法による計算機プログラムである。</p> <p>本解析コードは，広範囲に亘る多目的有限要素法による計算機プログラムである。本解析コードは，構造，マルチフィジックス，流体，陽解法による動的，電磁界および流体力学のシミュレーションならびに解析を実施するものである。</p> <p>本解析コードは，ISO9001 および ASME NQA-1 を取得し，アメリカ合衆国原子力規制委員会による 10CFR Part 50 ならびに 10CFR21 の要求を満たしており，数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，機械，建築，土木等の様々な分野の構造解析に広く利用されている。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードの検証は，開発元のリリースノートの例題集において，多くの解析例に対する理論解と解析結果との比較が実施されている。 ・本解析コードが適正であることは，コード配布時に同梱された ANSYS Mechanical APDL Verification Testing Package により確認している。 ・本解析コードの運用環境について，開発元から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードは，数多くの研究機関や企業において，航空宇宙，自動車，機械，建築，土木等の様々な分野の構造解析に広く利用されていることを確認している。 ・本解析コードは，原子力分野では，原子炉設置（変更）許可申請書における応力解析等，これまで多くの構造解析に対し使用実績があることを確認している。

2.3 ASHSD2-B 導入時バージョン

2.3.1 ASHSD2-B 導入時バージョンの概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	ASHSD2-B
開発機関	米国カリフォルニア大学及びバブcock日立（株）
開発時期	1979 年
使用したバージョン	Ver. 0
使用目的	2次元有限要素法（軸対称モデル）による応力解析
コードの概要	<p>ASHSD2-B（以下、「本解析コード」という。）は、原子炉圧力容器に対する評価を目的として、有限要素法により、軸対称構造物の軸対称及び非軸対称荷重に対する応力を計算する汎用プログラムである。</p> <p>荷重条件としては、内圧、差圧、軸力等の軸対称荷重のほか、水平力、曲げモーメント等非軸対称荷重を扱うことができる。</p> <p>要素としてシェル要素、三角形要素及び四角形要素があり、任意の組合せで構造物をモデル化できる。</p> <p>熱応力計算に当たっては、温度分布解析用解析コード（TACF）の結果をファイルを介して自動的に取り込むことができる。</p> <p>原子力の分野における使用実績を有している。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内圧を受ける厚肉円筒の弾性解析と、理論解との比較を行い、解析解が理論解と一致することを確認している。 ・本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本解析コードのマニュアルにより、今回の工事計画認可申請で使用する応力解析に、本解析コードが適用できることを確認している。 ・本解析コードは、これまで多くの既工事計画で使用実績を有しており、妥当性は十分確認されている。

2.5.2 NSAFE の概要

対象：応力解析

項目 \ コード名	NSAFE
開発機関	株式会社日立プラントコンストラクション
開発時期	1982 年
使用したバージョン	NSAFE Ver. 5
使用目的	3次元有限要素法（はりモデル）による支持構造物の固有値解析及び応力解析
コードの概要	<p>NSAFE（以下、「本解析コード」という。）は、支持構造物の強度解析を目的として開発された計算機プログラムである。本解析コードは、汎用構造解析コード をメインプログラムとし、応力評価プログラム及びそれらのインターフェイスプログラムのサブプログラムから成る。</p> <p>任意の一次元、二次元あるいは三次元形状に対し、静的解析、動的解析を行うことが可能で、反力・モーメント・応力、固有値・刺激係数等の算出が可能である。</p> <p>原子力の分野における使用実績を有している。</p>
検証(Verification)及び 妥当性確認(Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>

<p>検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)</p>	<p>【妥当性確認 (Validation)】</p>
--	-----------------------------

2.8 NOPS 導入時バージョン

2.8.1 NOPS 導入時バージョンの概要

対象：固有値解析，応力解析

項目 \ コード名	NOPS
開発機関	バブコック日立(株)
開発時期	1983 年
使用したバージョン	Ver. 0
使用目的	シェル理論及びはり理論による応力計算
コードの概要	<p>NOPS（以下、「本解析コード」という。）は、原子炉压力容器に対する評価を目的として、円筒殻及び球殻の構造不連続による効果を含まない一次応力を、シェル理論又ははり理論に基づいて計算するプログラムである。</p> <p>荷重は、内圧、外圧及び外荷重を考慮できる。</p> <p>原子炉压力容器の円筒殻、球殻及びノズル等に内圧及び外圧によって生じる一次一般膜応力並びに外荷重によって生じる一次一般膜応力及び一次膜＋一次曲げ応力の計算を行う。</p> <p>原子力の分野における使用実績を有している。</p>
検証(Verification) 及び 妥当性確認(Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <ul style="list-style-type: none"> 代表的な検証用モデルに対し、本解析コードで計算される解析解が理論解と一致することを確認している。 本解析コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <ul style="list-style-type: none"> 本解析コードのマニュアルにより、今回の工事計画認可申請で使用する応力計算に、本解析コードが適用できることを確認している。 本解析コードは、これまで多くの既工事計画で使用実績を有しており、妥当性は十分確認されている。