

原管発官 30 第 142 号
平成 30 年 10 月 31 日

原子力規制委員会 殿

東京都千代田区内幸町 1 丁目 1 番 3 号
東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 小早川 智明

福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の 3 の 2 4 第 1 項の規定に基づき、下記のとおり福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定の変更認可を申請いたします。

記

1. 変更の内容

昭和 56 年 5 月 7 日付 56 資庁第 4427 号をもって認可を受け、昭和 56 年 8 月 20 日付 56 資庁第 10448 号、昭和 57 年 1 月 26 日付 56 資庁第 17611 号、昭和 57 年 10 月 2 日付 57 資庁第 11479 号、昭和 58 年 3 月 30 日付 58 資庁第 3371 号、昭和 58 年 8 月 29 日付 58 資庁第 11793 号、昭和 59 年 9 月 25 日付 59 資庁第 10915 号、昭和 59 年 11 月 2 日付 59 資庁第 12589 号、昭和 60 年 6 月 20 日付 60 資庁第 7424 号、昭和 60 年 7 月 2 日付 60 資庁第 8744 号、昭和 61 年 7 月 28 日付 61 資庁第 8658 号、昭和 61 年 9 月 11 日付 61 資庁第 11238 号、昭和 62 年 8 月 21 日付 62 資庁第 10524 号、昭和 63 年 2 月 4 日付 62 資庁第 16333 号、昭和 63 年 9 月 1 日付 63 資庁第 9453 号、平成元年 3 月 31 日付元資庁第 3496 号、平成元年 6 月 27 日付元資庁第 6829 号、平成 2 年 3 月 23 日付 2 資庁第 1878 号、平成 4 年 12 月 3 日付 4 資庁第 10625 号、平成 5 年 10 月 7 日付 5 資庁第 9765 号、平成 6 年 2 月 28 日付 6 資庁第 126 号、平成 6 年 10 月 7 日付 6 資庁第 10356 号、平成 7 年 2 月 23 日付 7 資庁第 1199 号、平成 7 年 9 月 7 日付 7 資庁第 8714 号、平成 8 年 6 月 14 日付 8 資庁第 6099 号、平成 8 年 6 月 25 日付 8 資庁第 7478 号、平成 8 年 10 月 11 日付 8 資庁第 9732 号、平成 9 年 1 月 31 日付平成 09・01・09 資第 10 号、平成 9 年 4 月 7 日付平成 09・03・13 資第 29 号、平成 9 年 9 月 30 日付平成 09・07・22 資第 15 号、平成 11 年

9月8日付平成11・07・23資第19号, 平成12年6月12日付平成12・05・19資第3号, 平成13年1月5日付平成12・08・03資第4号, 平成13年2月20日付平成13・02・15原第1号, 平成13年3月30日付平成13・03・23原第17号, 平成13年10月10日付平成13・09・11原第4号, 平成13年5月7日付平成14・04・01原第12号, 平成14年6月20日付平成14・06・05原第12号, 平成14年8月28日付平成14・07・12原第8号, 平成14年10月30日付平成14・10・18原第15号, 平成14年12月24日付平成14・11・15原第6号, 平成15年7月23日付平成15・06・30原第49号, 平成15年10月3日付平成15・09・01原第3号, 平成15年12月17日付平成15・11・17原第10号, 平成16年5月24日付平成15・12・24原第25号, 平成16年6月18日付平成16・05・28原第37号, 平成17年4月4日付平成17・03・16原第3号, 平成17年5月20日付平成17・04・20原第24号, 平成17年7月27日付平成17・07・12原第7号, 平成17年8月22日付平成17・08・08原第26号, 平成17年9月16日付平成17・09・01原第6号, 平成17年11月28日付平成17・11・09原第4号, 平成18年2月22日付平成18・01・27原第16号, 平成18年7月18日付平成18・06・30原第20号, 平成18年11月28日付平成18・11・13原第22号, 平成19年1月24日付平成18・12・22原第9号, 平成19年3月19日付平成19・03・05原第10号, 平成19年7月9日付平成19・06・22原第9号, 平成19年8月31日付平成19・07・31原第17号, 平成19年12月13日付平成19・09・28原第39号, 平成19年12月13日付平成19・11・30原第13号, 平成19年12月25日付平成19・12・14原第10号, 平成20年4月17日付平成20・04・03原第13号, 平成20年6月17日付平成20・05・29原第18号, 平成20年8月22日付平成20・07・11原第27号, 平成20年12月12日付平成20・10・31原第13号, 平成21年2月12日付平成21・01・28原第11号, 平成21年6月8日付平成21・05・22原第6号, 平成21年11月25日付平成21・10・30原第10号, 平成22年1月22日付平成21・12・16原第8号, 平成22年6月14日付平成22・05・26原第2号, 平成23年11月28日付平成23・04・28原第14号, 平成24年4月11日付平成24・03・15原第20号, 平成24年4月19日付平成24・01・13原第15号, 平成24年9月6日付20120810原第44号, 平成25年8月12日付原管B発第1308123号, 平成26年1月22日付原管B発第1401221号, 平成26年3月20日付原規規発第1403203号, 平成26年7月23日付原規規発第1407235号, 平成27年6月10日付原規規発第1506109号, 平成27年6月12日付原規規発第1506122号, 平成28年1月7日付原規規発第1601077号, 平成28年3月3日付原規規発第1603032号, 平成28年3月24日付原規規発第16032419号, 平成28年12月5日付原規規発第1612051号, 平成29年4月3日付原規規発第1704035号及び平成29年8月16日付原規規発第1708161号で変更認可を受けた福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定の記述を, 別添の福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表の変更後欄のとおり変更する(ただし, 下線は含まない)。

2. 変更の理由

- (1) 2号炉の原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価の一部見直しに伴う長期保守管理方針の変更

平成26年2月に定めた2号炉の長期保守管理方針について、一部電力共通研究等による技術が確立していないことから、原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価の一部見直しを実施し、長期保守管理方針の変更を行うため、保安規定添付4（第107条の2関連）の記載変更を行う。

3. 施行期日

この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。

以上

別 添

福島第二原子力発電所 原子炉施設保安規定変更比較表

福島第二原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（平成29年8月16日 原規規発第1708161号） （施行期日） 第1条 この規定は、平成29年8月25日から施行する。</p> <p>（省略）</p>	<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（平成 年 月 日 号） （施行期日） 第1条 この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から10日以内に施行する。</p> <p>（省略）</p>	

福島第二原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>添付4 長期保守管理方針</p> <p>(第107条の2 関連)</p>	<p>添付4 長期保守管理方針</p> <p>(第107条の2 関連)</p>	<p>(変更なし)</p>

福島第二原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
(1) 1号炉 長期保守管理方針（始期：平成24年4月20日，適用期間：10年間） (中略) (2) 2号炉 長期保守管理方針（始期：平成26年2月3日，適用期間：10年間）			(1) 1号炉 長期保守管理方針（始期：平成24年4月20日，適用期間：10年間） (中略) (2) 2号炉 長期保守管理方針（始期：平成26年2月3日，適用期間：10年間）			
No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}	No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}	
1	<p><u>差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティの粒界型応力腐食割れについては、電力共通研究等にて得られた知見を踏まえて点検を実施する。</u></p>	短期				
2	<p>基準地震動 S s * 1 による評価を実施していない機器・経年劣化事象 * 2 については、運転開始後 30 年（平成 26 年 2 月 3 日）以降も継続して評価を実施し問題ないことを確認する。</p> <p>* 1：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）により策定した基準地震動（基準地震動 S s）</p> <p>* 2：【原子炉圧力容器：疲労，中性子照射脆化】 【配管：疲労】 ・原子炉再循環系，給水系 【弁：疲労】 ・給水系原子炉給水ライン入口弁 ・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 ・原子炉冷却材浄化系 CUW 吸込ライン調節弁 ・給水系原子炉圧力容器入口給水試験可能逆止弁 【炉内構造物：疲労】 ・シュラウド（胴） ・シュラウドサポート 【炉内構造物：照射誘起型応力腐食割れ】 ・上部格子板 【基礎ボルト：腐食（全面腐食）】 ・安定冷却維持に直接関わる設備以外の基礎ボルト</p>	短期	1	<p>基準地震動 S s * 1 による評価を実施していない機器・経年劣化事象 * 2 については、運転開始後 30 年（平成 26 年 2 月 3 日）以降も継続して評価を実施し問題ないことを確認する。</p> <p>* 1：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）により策定した基準地震動（基準地震動 S s）</p> <p>* 2：【原子炉圧力容器：疲労，中性子照射脆化】 【配管：疲労】 ・原子炉再循環系，給水系 【弁：疲労】 ・給水系原子炉給水ライン入口弁 ・原子炉再循環系原子炉再循環ポンプ出口弁 ・原子炉冷却材浄化系 CUW 吸込ライン調節弁 ・給水系原子炉圧力容器入口給水試験可能逆止弁 【炉内構造物：疲労】 ・シュラウド（胴） ・シュラウドサポート 【炉内構造物：照射誘起型応力腐食割れ】 ・上部格子板 【基礎ボルト：腐食（全面腐食）】 ・安定冷却維持に直接関わる設備以外の基礎ボルト</p>	短期	
<p>※1：実施時期における，短期とは平成31年2月2日までをいう。</p> <p>(省略)</p>			<p>※1：実施時期における，短期とは平成31年2月2日までをいう。</p> <p>(省略)</p>			

添付資料

1. 福島第二原子力発電所 2 号炉 高経年化技術評価書

福島第二原子力発電所2号炉

高経年化技術評価書
(一部見直し)
(本冊)

平成30年10月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 高経年化技術評価の実施体制	
2.1 評価の実施に係る組織及び評価の方法	2
2.2 評価の実施に係る工程管理	3
2.3 評価において協力した事業者の管理に関する事項	3
2.4 評価記録の管理に関する事項	3
2.5 評価に係る教育訓練に関する事項	4
3. 高経年化技術評価の実施年月日及び高経年化技術評価を実施した者の氏名	
3.1 高経年化技術評価の実施年月日	7
3.2 高経年化技術評価を実施した者の氏名	7
4. 高経年化技術評価の実施手順	
4.1 技術評価の対象とした機器・構造物	8
4.2 高経年化技術評価の個別実施手順	9
4.3 耐震安全性評価	12
5. 健全性評価結果	
5.1 技術評価結果	15
5.2 耐震安全性評価結果	16
5.3 評価の結果に基づいた補修等の措置	16
6. 今後の高経年化対策	
6.1 長期保守管理方針の変更	17
6.2 技術開発課題	17
7. まとめ	19

1. はじめに

福島第二原子力発電所2号炉は、昭和59年2月3日に営業運転を開始し、平成31年2月に運転開始後35年目を迎える。

平成25年7月に、福島第二原子力発電所2号炉について、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド（平成25年6月19日制定）」（以下、「高経年化対策実施ガイド」という）等に基づき、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震（以下、震災という）の影響でプラント停止が継続することを仮定し、「原子炉施設の安定停止の維持に必要な設備*」について、震災による影響も含め想定される経年劣化事象に関する技術評価を30年目の高経年化技術評価として実施し、30年以降の10年間に高経年化の観点から現状保全（特別な保全計画）を充実する新たな保全項目等の有無についての状況を評価書としてとりまとめた。

この結果、現状保全（特別な保全計画）の継続及び点検・検査の充実等により、30年以降のプラントの安定停止の維持に関して、技術的な問題がないことを確認した。また、策定した長期保全計画に基づき、30年以降の10年間の長期保守管理方針を策定し、保安規定に記載し、変更認可申請を行った。

※安定停止の維持に必要な設備とは、冷温停止の維持に必要な設備、保安規定遵守に必要な設備、発電所維持運営に必要な設備をいう。

現在、長期保守管理方針において点検することとしている差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについて、現時点迄に当該部位に対する点検技術が確立されなかったこと及び最新の高経年化技術評価の実績を踏まえた評価を行うことから、今回、同評価方法を福島第二原子力発電所2号炉の高経年化技術評価に反映させるための見直しを行い、本評価書としてとりまとめた。

この評価の見直しの結果、現状保全（特別な保全計画）の継続により、30年以降のプラントの安定停止の維持に関して、技術的な問題がないことを確認した。

また、見直しした長期保全計画に基づき、現在の長期保守管理方針を変更し、保安規定に反映するための変更認可申請を行う。

今後も、認可された長期保守管理方針及び現状保全（特別な保全計画）に基づき、保全活動を実施していく。

なお、本評価書では、平成25年に7月に取りまとめた評価書から評価の見直しに係る事項のみを記載する。また、本評価書は各機器・構造物の高経年化技術評価内容の概要等を示すものであり、各機器・構造物の詳細な高経年化技術評価及び耐震安全性評価結果については、別冊にまとめている。

2. 高経年化技術評価の実施体制

高経年化技術評価の実施体制は、保安規定の品質保証計画に基づき実施した。

2.1 評価の実施に係る組織及び評価の方法

高経年化技術評価及び長期保守管理方針変更の実施に係る組織を資料 2-1 に示すように本社及び発電所が協力して策定した。

また、本社各グループは発電所所管グループの評価実施の支援として、評価に資する最新知見などの情報提供、評価結果の技術的内容確認等を行った。

発電所においては、原子炉安全グループが作成した「福島第二原子力発電所2号炉高経年化技術評価の一部見直しに係る実施計画」に基づき、各所管グループが高経年化技術評価を行った。

評価の実施にあたっては、発電所内に懸案事項及び全体スケジュールの進捗状況等を把握し、関係箇所での情報共有を図る目的で、「高経年化技術評価実施連絡会」を設置し活動した。

評価書の品質を確保するために、原子炉安全グループが作成した「福島第二原子力発電所2号炉高経年化技術評価の一部見直しに係る評価書等作成・確認要領書」に従い、エビデンスチェック等を実施した。また、品質保証グループが作成した「福島第二原子力発電所2号炉高経年化技術評価の一部見直しに係る評価書等の適切性確認要領書」に従い、高経年化技術評価書の作成と確認が適切に行われていることを確認した。

本評価書及び長期保守管理方針について、平成30年10月19日福島第二原子力発電所原子力発電保安運営委員会において審議を実施した。

2.2 評価の実施に係る工程管理

高経年化対策実施ガイドライン等に基づき長期保守管理方針の実施時期の期限（平成 31 年 2 月 2 日）までに国に保安規定変更認可を受けるべく工程管理を実施した。

具体的な工程は、資料 2-2 に示す。

2.3 評価において協力した事業者の管理に関する事項

福島第二原子力発電所 2 号炉の高経年化技術評価において、業務の発注はない。

2.4 評価記録の管理に関する事項

管理すべき文書・記録については、「保守管理基本マニュアル」に文書・記録の内容、記録の保管期間、所管箇所を定めている。なお、主なものは以下のとおりである。

文書・記録の内容	文書・記録の分類	記録の保管期間	所管箇所
高経年化技術評価の一部見直しに係る実施計画	文書	永久※	原子炉安全グループ
高経年化技術評価の一部見直しに係る評価書	文書	永久	原子炉安全グループ

※「保守管理基本マニュアル」では、「PLM評価書中で本文書の保管期間を定めた場合は、その保管期間も遵守すること」となっていることから、記録の保管期間「永久」として保管することとする。

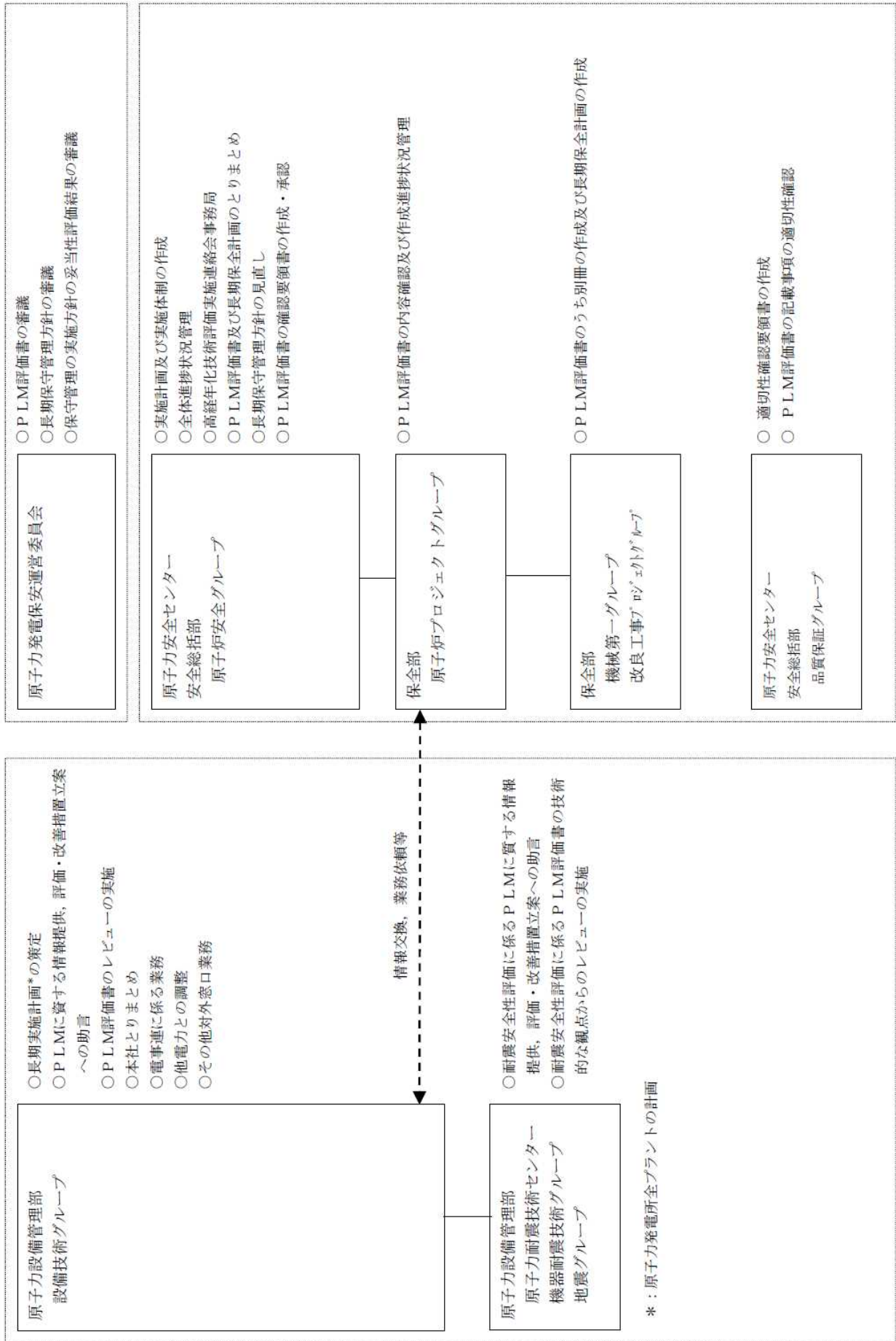
2.5 評価に係る教育訓練に関する事項

高経年化技術評価を実施する力量については、「福島第二原子力発電所2号炉高経年化技術評価の一部見直しに係る実施計画」でその要求する力量を定め、評価を実施する各所管グループは、高経年化技術評価に関する業務経験や保守管理の業務経験等を勘案し業務に精通している者を選任し、評価業務に従事させている。

具体的な評価担当者の力量水準については、「教育及び訓練基本マニュアル」で管理されている力量水準の区分（上位職の指導・助言を要せず自ら業務を実施できる）としている。

なお、教育・訓練については、「教育及び訓練基本マニュアル」に基づき実施している。

さらに、評価担当者に対して、「高経年化技術評価実施連絡会」を通じて具体的な評価方法や手順、評価にあたっての留意事項等について周知するとともに、情報共有することにより各担当者の力量の維持・向上に努めている。



資料 2-1 評価の実施に係る組織

年月 項目	2018						2019		
	8	9	10	11	12	1	2	3	
実施計画の作成		■							
保安規定変更認可申請時期			▼				2/2 ▼ (長期保守管理方針に基づく 点検実施期限)		
高経年化技術評価の見直し 及び評価書の改訂・承認			■						
高経年化技術評価書の記載 事項の適切性確認			■						
長期保守管理方針の見直し			■						
原子力発電保安運営委員会 への付議			▼						

資料 2-2 実績工程

3. 高経年化技術評価の実施年月日及び高経年化技術評価を実施した者の氏名

3.1 高経年化技術評価の実施年月日

平成 30 年 10 月 28 日

3.2 高経年化技術評価を実施した者の氏名

東京電力ホールディングス株式会社
福島第二原子力発電所長
石井 武生

4. 高経年化技術評価の実施手順

福島第二原子力発電所は、震災の影響を受け、原子炉施設の安定停止の維持を継続することとしている。

技術評価にあたっては、安定停止時における劣化モードやその進展状況が通常運転時における想定とは異なることや、地震後の各設備の外観目視点検（ウォークダウン）や機器の点検等を考慮し、下記の手順で技術評価を実施するとともに追加すべき保全項目（長期保全計画）を取りまとめ、長期保守管理方針を変更する。

4.1 技術評価の対象とした機器・構造物

技術評価では福島第二原子力発電所2号炉の安全上重要な機器等（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第八十二条」で定める機器・構造物）の内、長期保守管理方針において点検することとしている原子炉圧力容器の「差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ」を評価対象機器とした。

4.2 高経年化技術評価の個別実施手順

4.2.1 経年劣化事象の抽出

技術評価を実施するにあたっては、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出する必要があるが、過去に高経年化技術評価を実施したプラントの実績をまとめた（社）日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008[※]」の「経年劣化メカニズムまとめ表」から想定される経年劣化事象を抽出した。

※2010(追補1)：2010年9月17日発行

2011(追補2)：2012年6月20日発行

(1) 国内外の原子力プラントの運転経験の反映及び最新の技術的知見の反映

経年劣化事象の抽出にあたっては、これまで実施した福島第一原子力発電所1～6号炉、福島第二原子力発電所1～4号炉及び柏崎刈羽原子力発電所1号炉を含む先行評価プラントの技術評価書を参考にするとともに、これまでの国内外の運転経験や研究、原子力規制委員会指示文書等によって新たに得られた知見を反映した。

運転経験の反映は、福島第二原子力発電所2号炉へ反映した運転経験（～平成25年5月末）に加え、それ以降（平成25年6月～平成30年6月末）の国内外の運転経験を分析し、経年劣化事象抽出、健全性評価等に反映した。

国内のトラブル情報としては、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営する原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている事例のうち、法律、通達対象及び保全品質情報を含んでいる。

海外のトラブル情報は、Bulletin（通達）等のNRC（米国原子力規制委員会；Nuclear Regulatory Commission）情報を含んでいる。

なお、経年劣化事象の選定・抽出において、「経年劣化メカニズムまとめ表」に加え新たに考慮した運転経験はない。

(2) 機器・構造物毎に発生が否定できない経年劣化事象

経年劣化事象の選定は以下の二段階で実施した。

① 第一段階

- ・「経年劣化メカニズムまとめ表」により、原子力発電プラントに想定される経年劣化事象を抽出する。
- ・まとめ表作成・改訂時期以降の運転経験や、機器の構造の違いからまとめ表に記載された経年劣化事象以外に抽出された経年劣化事象を反映する。

② 第二段階

各機器個別の条件を踏まえ、部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

前項で選定した安全機能を有する機器・構築物の経年劣化事象の中から、以下の条件に該当する経年劣化事象については高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象とし、これらに該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出した。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

これらの手順により経年劣化事象を抽出した結果、以下の事象が抽出された。

- 粒界型応力腐食割れ

4.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する技術評価

第 4.1 項で選定された機器について、下記の手順で技術評価を実施した。

a. 健全性評価

現時点（平成 30 年 8 月 3 日）を評価時点として、運転開始後 40 年時点まで安定停止することを仮定し、解析等の定量的評価、過去の点検実績、修理・取替実績及び一般産業で得られている知見等を用いて健全性を評価する。

なお、健全性評価に用いる経年劣化事象の想定期間は運転開始後 40 年とする。

b. 現状保全

評価対象部位に実施している現状保全（点検内容、関連する機能試験内容、補修・取替等）について整理する。

c. 総合評価

上記 a， b の内容を踏まえ、現状保全の妥当性等について総合的に評価する。

d. 高経年化への対応

現状保全の内容に対して点検・検査等充実すべき項目（追加すべき保全策）、技術開発課題等を抽出する。

4.3 耐震安全性評価

4.3.1 耐震安全性評価対象機器

第 4.1 項で抽出した機器と同じとした。

4.3.2 耐震安全性評価手順

a. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

第 4.1 項で抽出した安定停止の維持に必要な設備に対する経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、機器の振動応答特性または構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象とした。

また、抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象毎に、「現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できない」ものか否かを整理し、現在発生しているものまたは否定できないものを耐震安全性評価の対象とした。

なお、耐震安全性評価においては第 4.1 項で抽出した安定停止の維持に必要な設備について、通常運転時に想定される劣化モードの進展との相違を考慮し、安定停止中においても進行しないと考えられる経年劣化事象については現時点での健全性評価結果をもとに地震に対する安全性を評価した。

b. 耐震安全性評価

耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象については、以下の手順に従って耐震安全性評価を実施する。

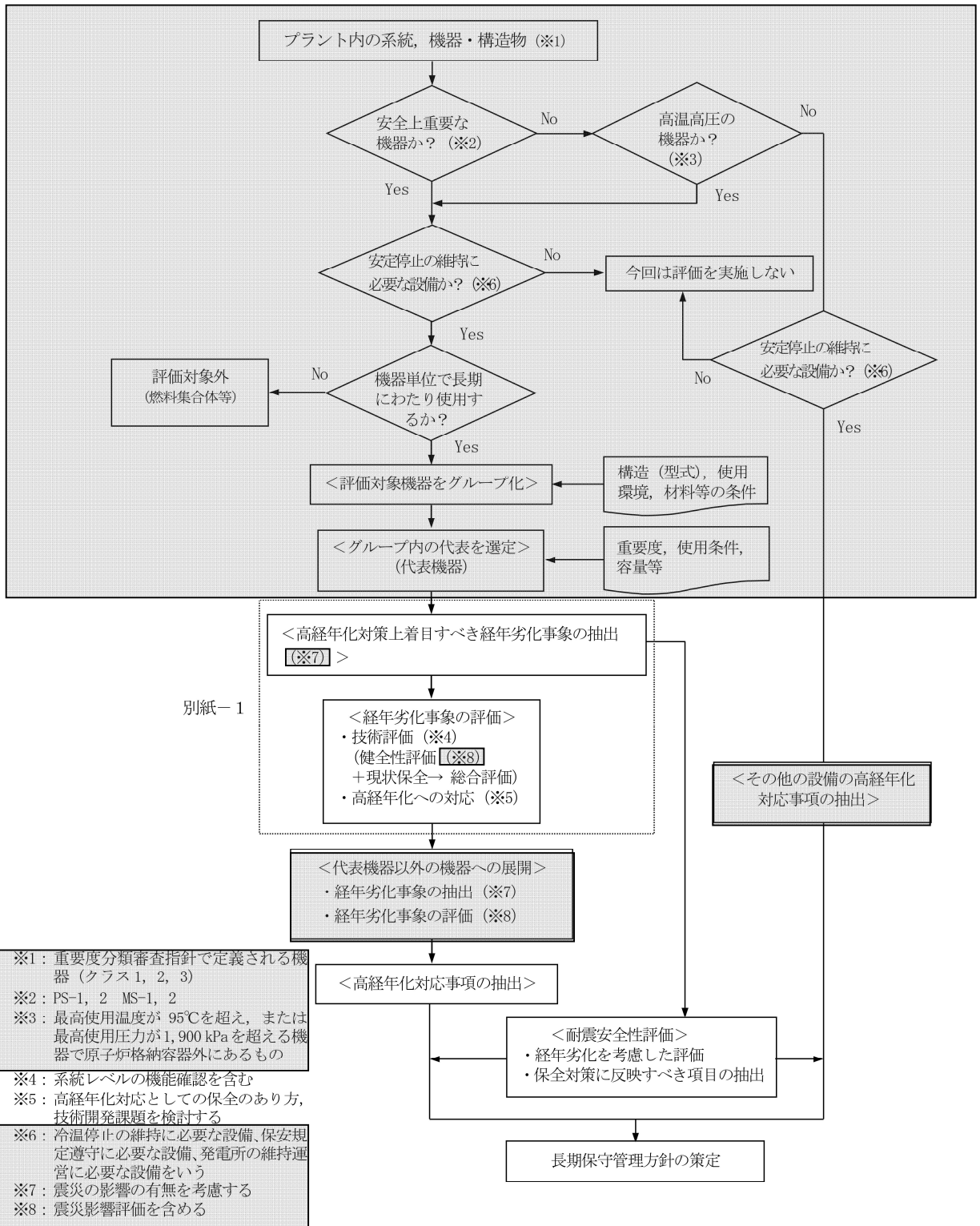
詳細な耐震安全性評価の手順については、別冊「耐震安全性評価書」に記載している。

- ① 設備の耐震重要度分類
- ② 設備に作用する地震力の算定
- ③ 想定される経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析（地震応答解析）
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

c. 保全対策へ反映すべき項目の抽出

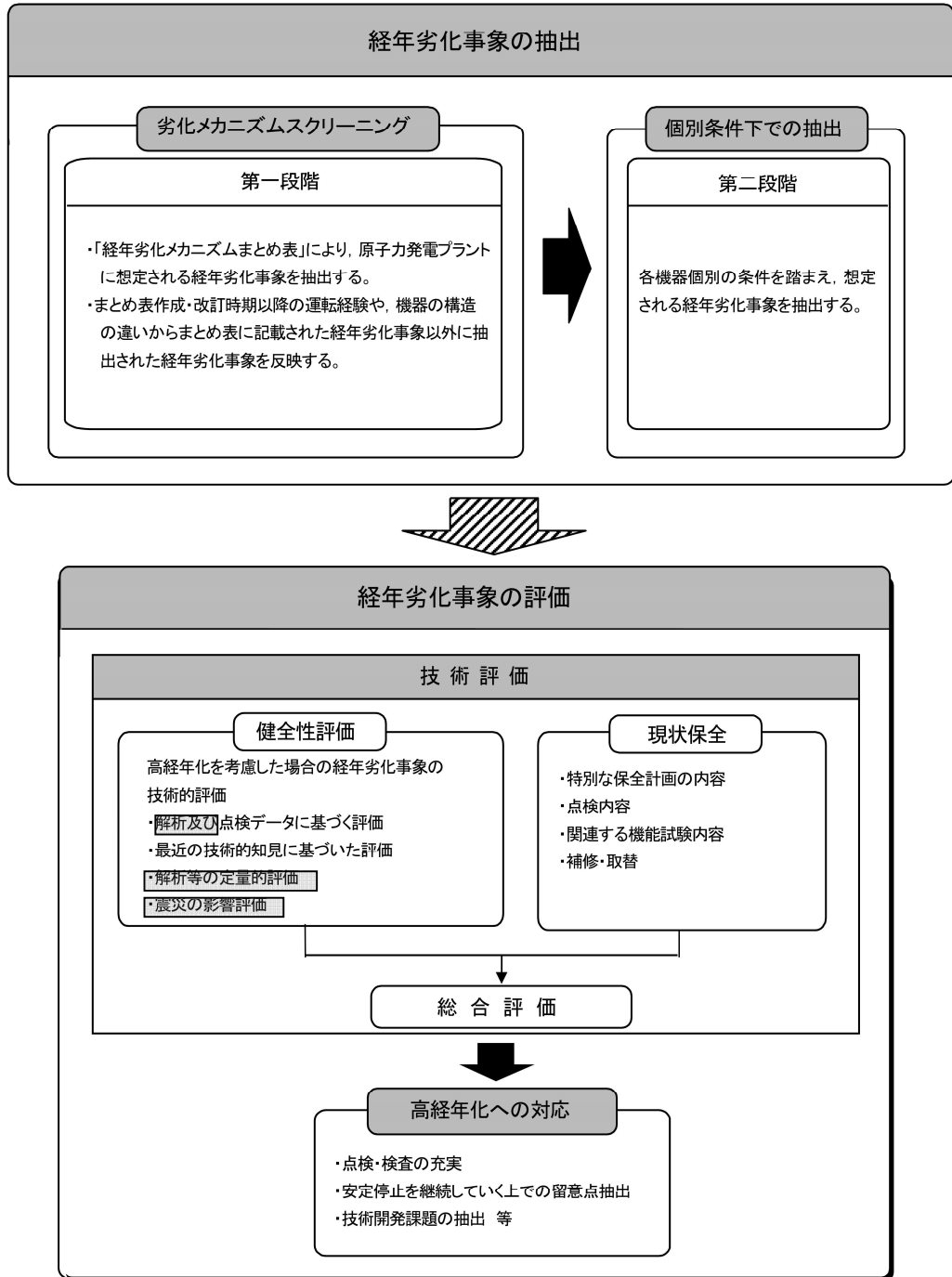
以上の検討結果を基に、耐震安全性の観点から保全対策に反映すべき項目があるかを検討した。

以上、高経年化技術評価における評価フローを資料 4-1 に示す。



- ※1: 重要度分類審査指針で定義される機器 (クラス 1, 2, 3)
- ※2: PS-1, 2 MS-1, 2
- ※3: 最高使用温度が 95℃を超え, または最高使用圧力が 1,900 kPa を超える機器で原子炉格納容器外にあるもの
- ※4: システムレベルの機能確認を含む
- ※5: 高経年化対応としての保全のあり方, 技術開発課題を検討する
- ※6: 冷温停止の維持に必要な設備, 保安規定遵守に必要な設備, 発電所の維持運営に必要な設備をいう
- ※7: 震災の影響の有無を考慮する
- ※8: 震災影響評価を含める

資料 4-1 高経年化技術評価フロー : 30年目の高経年化技術評価から変更がないため見直し評価範囲外



経年劣化事象の抽出及び評価手順

■ : 見直し評価では該当なしのため
対象外範囲外

5. 健全性評価結果

本章では、原則として安定停止の維持設備に係る技術評価結果及び耐震安全性評価結果の概要を記載している。

なお、詳細な評価結果については、別冊にまとめている。

5.1 技術評価結果

5.1.1 原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）

対象部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象毎にまとめたものを以下に示す。

- a. 原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）の粒界型応力腐食割れ

この経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（現状保全を継続すべき項目及び現状保全に新たに加えるべき項目）の概要を以下に示す。

[a. 原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）の粒界型応力腐食割れ]

- ・ 原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）は、粒界型応力腐食割れが想定されるが、当該小口径配管は薄肉であり、大口径配管の溶接部と比較して溶接入熱量が低いと考えられるほか、溶接残留応力も大口径配管の溶接部ほど高くないと考えられ、粒界型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。

さらに、安定停止状態においては対象部位が 100℃を超えることはないため、今後これらの部位について粒界型応力腐食割れの発生する可能性は無く、今後も監視等の現状保全を継続していく。

5.2 耐震安全性評価結果

技術評価で抽出された、差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティの粒界型腐食割れについては、小口径配管のため薄肉であり、大口径配管の溶接部と比較して溶接時の入熱量が低いと考えられるほか、溶接残留応力も大口径管の溶接部ほど高くないと考えられ、粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さいため、「現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの（保全対策により発生の可能性が十分に低減されているものを含む）」に整理できる。

したがって、第 4.3.2 項に示す評価方法に従って抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象はなかった。

5.3 評価の結果に基づいた補修等の措置

本技術評価結果を提出する以前に健全性評価に基づき実施した補修等はない。

6. 今後の高経年化対策

高経年化技術評価の結果、差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについて今後高経年化対策として充実すべき課題等は抽出されなかったことから、現在の長期保全計画及び長期保守管理方針に記載されている当該部位に関する点検は不要と評価した。

6.1 長期保守管理方針の変更

(1) 現状の保守管理の評価結果

差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについては、現状の保全活動（特別な保全計画）において実施される日常保全を継続的に実施することで健全性が確保されると評価した。

(2) 現状の保守管理に追加すべき項目

高経年化技術評価の結果、今後、高経年化対策として充実すべき課題等は抽出されなかったことから、現状保全に新たに追加すべき保全策をとりまとめた長期保全計画と、それに基づき現状の保守管理に追加すべき項目として策定した長期保守管理方針について、差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティに関する点検は不要と評価できる。

そのため、現在の長期保全計画及び長期保守管理方針を資料 6-1 のとおり変更する。

(3) 長期保守管理方針の保安規定への反映

上記(2)で変更した長期保守管理方針については、福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定に反映する。

6.2 技術開発課題

原子炉施設の安定停止の維持を継続することとしていることから、現時点では緊急性を有する課題はない。

今後も電力研究や国の研究プロジェクトの成果等を活用し、必要なものは保全計画に反映する。

7. まとめ

(1) 総合評価

福島第二原子力発電所2号炉のプラントを構成する機器・構築物のうち差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについて、高経年化技術評価を実施した結果、現状保全（特別な保全計画）を継続していくことにより、今後のプラント停止において設備の健全性が確保できる見通しを得た。

(2) 今後の取り組み

今後も現状保全（特別な保全計画）に基づき、保全活動を実施していくことにより、機器・構築物を健全に管理していく。

当社は、高経年化に関するこれらの活動を通じて、今後とも確実に安定停止の維持を継続していく所存である。

以 上

福島第二原子力発電所 2 号炉
高経年化技術評価書
(一部見直し)
(別冊)

原子炉圧力容器の技術評価書
原子炉圧力容器の耐震安全性評価書

平成 3 0 年 1 0 月

東京電力ホールディングス株式会社

福島第二原子力発電所 2 号炉
原子炉圧力容器の技術評価書

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. はじめに.....	1
2. 対象機器.....	2
3. 原子炉压力容器の技術評価.....	3
3.1 構造, 材料及び使用条件.....	3
3.2 経年劣化事象の抽出	7
3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	9

1. はじめに

長期保守管理方針において点検することとしている差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについて、現時点迄に当該部位に対する点検技術が確立されなかったこと及び最新の高経年化技術評価の実績を踏まえた評価を行うことから、今回、同評価方法を福島第二原子力発電所2号炉の高経年化技術評価に反映させるための見直しを行い、本評価書としてとりまとめた。

2. 対象機器

原子炉圧力容器の主な仕様を表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズル
ティ）の主な仕様

機 器 名 称 (基 数)	重要度	使 用 条 件	
		最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)
原子炉圧力容器 (差圧計装・ほう酸水 注入ノズル及び差圧計 装・ほう酸水注入ノズ ルティ) (1)	PS-1	約 8.62	302

3. 原子炉圧力容器の技術評価

3.1 構造，材料及び使用条件

(1) 構造

原子炉圧力容器は，たて形円筒形容器であり 1 基設置されている。

原子炉圧力容器は，胴，上鏡，下鏡，ノズル，ブラケット及び容器を支持する支持スカート，基礎ボルト等から構成される。上鏡は取外し可能なフランジ構造である。

原子炉圧力容器の構造図を図 3.1-1 に，部位名称を表 3.1-1 に示す。

(2) 材料及び使用条件

原子炉圧力容器主要部位の使用材料を表 3.1-2 に，使用条件を表 3.1-3 に示す。

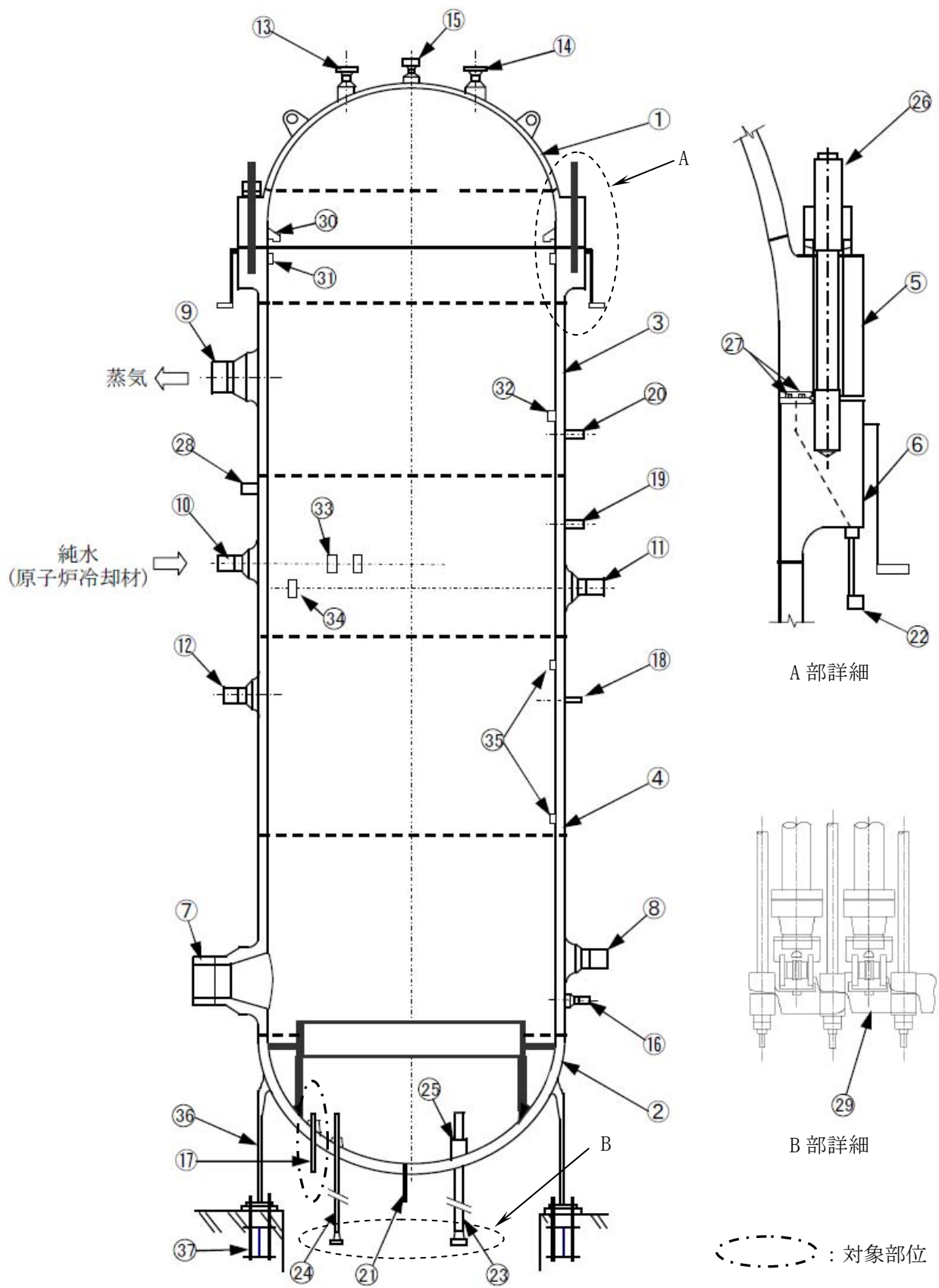


图 3.1-1 原子炉压力容器構造图

表 3.1-1 原子炉圧力容器部位名称

No.	部 位	No.	部 位
①	上鏡	⑳	水位計装ノズル (N14) , セーフエンド
②	下鏡	㉑	ドレンノズル (N15)
③	胴上部 (胴 1, 2)	㉒	漏えい検出ノズル (N17)
④	胴下部 (胴 3, 4)	㉓	制御棒駆動機構ハウジング
⑤	上鏡フランジ	㉔	中性子束計測ハウジング
⑥	胴フランジ	㉕	スタブチューブ
⑦	再循環出口ノズル (N1) , セーフエンド	㉖	スタッドボルト
⑧	再循環入口ノズル (N2) , セーフエンド	㉗	Oリング
⑨	主蒸気ノズル (N3) , セーフエンド	㉘	スタビライザブラケット
⑩	給水ノズル (N4) , セーフエンド	㉙	ハウジングサポート
⑪	炉心スプレイノズル (N5, N16) , セーフエンド	㉚	蒸気乾燥器ホールドダウンブラケット
⑫	低圧注水ノズル (N6) , セーフエンド	㉛	ガイドロッドブラケット
⑬	上蓋スプレイノズル (N7)	㉜	蒸気乾燥器支持ブラケット
⑭	予備ノズル (N18) , 閉止フランジ	㉝	給水スパーチャブラケット
⑮	ベントノズル (N8)	㉞	炉心スプレイ配管ブラケット
⑯	ジェットポンプ計測管貫通部ノズル (N9) , 貫通部シール	㉟	監視試験片支持ブラケット
㉑	差圧計装・ほう酸水注入ノズル (N11) , ティ	㊱	支持スカート
⑳	水位計装ノズル (N12) , セーフエンド	㊲	基礎ボルト
㉒	水位計装ノズル (N13) , セーフエンド	—	—————

表 3.1-2 原子炉压力容器主要部位の使用材料

機能達成に必要な項目	サブシステム	部 位	材 料	
バウンダリの維持	耐圧	上鏡	低合金鋼 (SQV2A)	
		下鏡	低合金鋼 (SFVV3)	
		胴 (上部, 下部)	低合金鋼 (SQV2A)	
		主フランジ (上鏡フランジ, 胴フランジ)	低合金鋼 (SFVV3)	
		ノズル	N1~N9, N16, N18	低合金鋼 (SFVV3)
			N11~N14	高ニッケル合金 (NCF1B)
			N15, N17	炭素鋼 (SFVV1)
		セーフエンド	N1, N2, N12~N14	ステンレス鋼 (SUSF316)
			N3~N6, N15, N16	炭素鋼 (SFVV1)
		貫通部シール	N9	ステンレス鋼 (SUSF316L)
		ティ	N11	ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)
		閉止フランジ	N18	炭素鋼 (SFVV1)
		制御棒駆動機構ハウジング		ステンレス鋼 (SUSF316(M))
	中性子束計測ハウジング		ステンレス鋼 (SUS316TP, SUSF316)	
	スタブチューブ		高ニッケル合金 (NCF1B)	
スタッドボルト		低合金鋼 (SNB24-3)		
シール	Oリング	(消耗品)		
機器の支持	支持	スタビライザブラケット	低合金鋼 (SQV2A)	
		ハウジングサポート	炭素鋼 (SM41B)	
		蒸気乾燥器ホールドダウンブラケット	炭素鋼 (SGV49)	
		ブラケット (ガイドロッド, 蒸気乾燥器支持, 給水スパージャ, 炉心スプレイ配管, 監視試験片支持)	ステンレス鋼 (SUSF316)	
		支持スカート	低合金鋼 (SQV2A)	
		基礎ボルト	低合金鋼 (SNCM8)	

表 3.1-3 原子炉压力容器の使用条件

最高使用圧力	約 8.62 MPa
最高使用温度	302 °C
内部流体	蒸気, 純水 (原子炉冷却材)

3.2 経年劣化事象の抽出

3.2.1 機器の機能達成に必要な項目

原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）は、原子炉冷却材のバウンダリを形成しており、機能の達成に必要な項目は以下のとおり。

- ・バウンダリの維持

3.2.2 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

先行高経年化技術評価で対象としている粒界型応力腐食割れとした。

本事象を抽出した経緯は以下のとおり。

(1) 想定される経年劣化事象の抽出

原子炉圧力容器について、機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の材料、構造、使用条件（流体の種類、圧力、温度等）及び現在までの運転経験（震災による影響を含む）を考慮し、表 3.2-1 に示すとおり、想定される経年劣化事象を抽出した。

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

想定される経年劣化事象のうち、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として、以下の事象が抽出された（表 3.2-1 で○）。

オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位の粒界型応力腐食割れ
[差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ]

表 3.2-1 原子炉圧力容器に想定される経年劣化事象

機能達成に必要な項目	サブシステム	部 位	消耗品・定期取替品	材 料	経 年 劣 化 事 象							備 考
					減 肉		割 れ		材質変化		その他	
					摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効	劣化		
バウンダリの維持	耐圧	差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ		ステンレス鋼, 高ニッケル合金				○				

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

3.3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

(1) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金使用部位の粒界型応力腐食割れ [差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ]

a. 事象の説明

粒界型応力腐食割れ（以下、SCC）は、腐食環境において溶接の熱影響等を受けて感受性を有する材料（ステンレス鋼または高ニッケル合金）が、引張応力の作用で割れを発生する現象である。SCCは、引張応力、材料の感受性、腐食環境の3因子が同時に存在する条件下で発生することが知られている。

b. 技術評価

① 健全性評価

i. ステンレス鋼（母材，溶接金属）

差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ溶接部については、高温の純水環境中にあるため、SCC発生の可能性を否定することはできない。

ii. 高ニッケル合金（母材，溶接金属）

差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズル溶接部は182合金を使用しており、高温の純水環境中にあるため、SCC発生の可能性を否定することはできない。

当該部位の小口径配管は薄肉であり、大口径配管の溶接部と比較して溶接入熱量が低いと考えられるほか、溶接残留応力も大口径配管の溶接部ほど高くないと考えられることから、SCC発生の可能性は小さい。

さらに、安定停止状態においては当該部位が100℃を超えることはないため、今後これらの部位についてSCCの発生する可能性は無い。

② 現状保全

差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについては、東北地方太平洋沖地震の影響を踏まえ、安定冷却の維持に直接的な影響がないか、平成25年度に漏えい検査により貫通亀裂のないことを確認している。

評価対象部位と材質、検査実績等一覧表を表3.3-1に示す。

表 3.3-1 (1/2) 評価対象部位と材質，検査実績等一覧表

区分	評価対象部位	材質	環境	検査・点検			備考
				ISI 検査項目*2	至近の実績*3		
					年度	点検内容	
母材	差圧計装・ほう酸水注入ノズル (N11)	高ニッケル合金 (NCF1B)	高温*1	漏えい	平成 25 年度	漏えい	*4
	差圧計装・ほう酸水注入ノズル (N11) ティ	ステンレス鋼 (SUS316L, SUS316LTP)	高温*1	漏えい	平成 25 年度	漏えい	*4

*1：高温の純水環境 *2：漏えい検査は毎定期検査実施 *3：毎定期検査実施の漏えい検査は記載を省略 *4：SCC の感受性を低減した材料を使用

表 3.3-1 (2/2) 評価対象部位と材質，検査実績等一覧表

区分	評価対象部位	材質 (記号は溶接材料の種類を表す)	環境	検査・点検			備考
				ISI 検査項目*2	至近の実績*3		
					年度	点検内容	
溶接 金属	原子炉圧力容器／差圧計装・ほう酸水注入ノズル溶接部	高ニッケル合金 (ER NiCr-3, DNiCrFe-1J)	高温*1	漏えい	—	—	*4
	差圧検出・ほう酸水注入ノズル (N11) ティ溶接部	ステンレス鋼 (YS316L)	高温*1	漏えい	平成 25 年度	漏えい	*4

*1：高温の純水環境 *2：漏えい検査は毎定期検査実施 *3：毎定期検査実施の漏えい検査は記載を省略 *4：SCC の感受性を低減した材料を使用

③ 総合評価

本評価における対象部位（表 3.3-1 参照）については、小口径配管は薄肉であり、大口径配管の溶接部と比較して溶接入熱量が低いと考えられるほか、溶接残留応力も大口径配管の溶接部ほど高くないと考えられることから、SCC 発生の可能性は小さい。

さらに、安定停止状態においては当該部位が 100℃を超えることはないため、今後これらの部位について SCC の発生する可能性は無いこと及びドライウェルサンプの流入量と水位監視により健全性の確認は可能であると判断する。

c. 高経年化への対応

本評価における対象部位（表 3.3-1 参照）の高経年化対策の観点から現状の保全内容に追加すべき項目はなく、今後も現状保全を継続していく。

以 上

福島第二原子力発電所 2 号炉

原 子 炉 圧 力 容 器 の
耐 震 安 全 性 評 価 書

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 耐震安全性評価の目的.....	1
2. 耐震安全性評価の進め方.....	2
2.1 評価対象機器.....	2
2.2 評価手順.....	2
3. 個別機器の耐震安全性評価.....	6
3.1 原子炉压力容器.....	6

1. 耐震安全性評価の目的

現在、長期保守管理方針において点検することとしている差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティについて、現時点迄に当該部位に対する点検技術が確立されなかったこと及び最新の高経年化対策技術評価（以下、技術評価という）の実績を踏まえた評価を行うことから、今回、同評価方法を福島第二原子力発電所2号炉の技術評価に反映させるための見直しを行った。

技術評価検討においては機器の材料、環境条件等を考慮し、想定される経年劣化事象に対して、これらが適切な保全対策により管理し得るかについて検討してきたが、保全対策を講じることによっても管理ができないという経年劣化事象は抽出されていない。このことから、耐震性を考慮した場合にも、耐震性に影響を与えると思われる経年劣化事象を保全対策により適切に管理することで、安全性の確保が可能であると考えられる。

しかしながら、高経年プラントの耐震性については、上記経年劣化事象の管理の観点からも、技術的評価を実施して安全性を確認しておくことが重要であると思われることから、高経年化対策の検討の一環としてこれを実施するものである。

2. 耐震安全性評価の進め方

2.1 評価対象機器

評価対象機器は、技術評価における評価対象機器と同じとする。

2.2 評価手順

(1) 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

a. 技術評価での検討結果の整理

耐震安全性評価にあたっては、技術評価における保全対策等に対する評価結果を取り入れることとする。

技術評価においては、想定される経年劣化事象のうち、以下の経年劣化事象に該当するものについて、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象としている。

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、または進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

耐震安全性評価においては、想定される全ての経年劣化事象のうち、②の経年劣化事象については、現在発生しておらず、今後発生の可能性がない、または小さいものであることから、耐震安全性に有意な影響を与えるものではないと判断し、評価の対象外とする。

したがって、技術評価で検討された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象①の経年劣化事象を耐震安全性評価の対象とするが、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象については、以下の観点で整理し、下記(ii)の事象についてのみ耐震安全性評価の対象とする。なお、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象①については、発生の可能性が否定できない経年劣化事象であることから、全て下記(ii)に該当する。

- (i) 現在発生しておらず、今後発生の可能性がないもの、または小さいもの。
(保全対策により発生の可能性が十分に低減されているものを含む)。

- (ii) 現在発生しているもの、または将来にわたって起こることが否定できないもの。

b. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

前項にて整理された(ii)に該当する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象及び高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象①について、これが顕在化した場合、対象となる機器の振動応答特性または構造・強度評価上、「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出を図1に示すフローの通り行う。

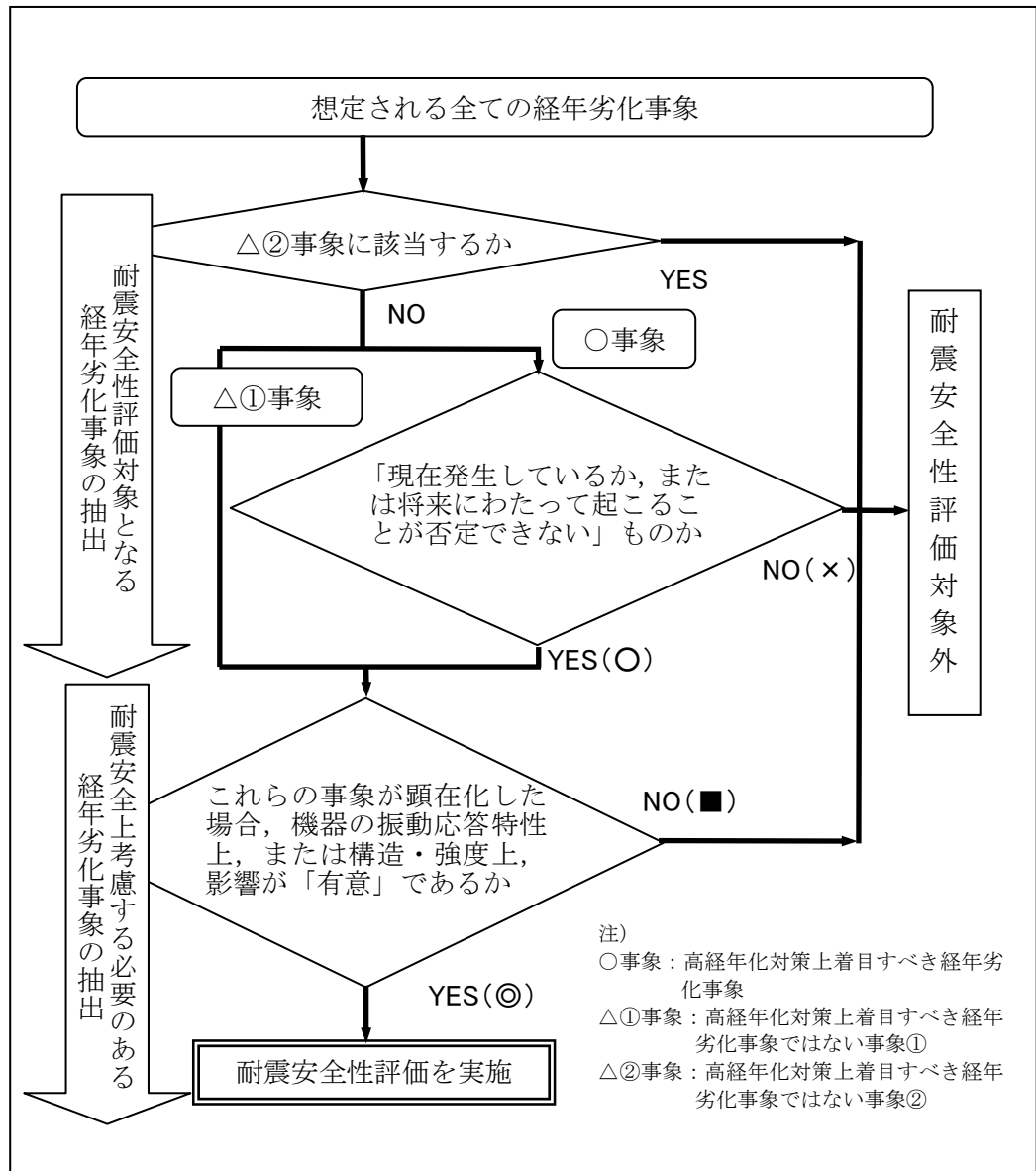


図1 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出フロー

(2) 経年劣化事象に対する耐震安全性評価

前項で整理された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象ごとに、耐震安全性に関する詳細評価を実施する。

耐震安全性評価は、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」（以下、「耐震設計技術指針（JEAG4601）」という。）等に基づき行われ、その基本となる項目は、大別すると、

- ① 設備の耐震重要度分類
- ② 設備に作用する地震力の算定
- ③ 想定される経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析（地震応答解析）
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

となる。これら項目のうち、経年劣化の影響を受けるものとしては、④及び⑥が考えられるが、各経年劣化事象に対してこの手法に従って耐震安全性を確認することとし、耐震安全性評価にあたっての評価用地震力は各設備の耐震重要度に応じて以下のとおり選定する。

・Sクラス

基準地震動 S_s により定まる地震力

基準地震動 S_1 により定まる地震力と S クラスに適用される静的地震力の大きい方

なお、基準地震動 S_s 及び基準地震動 S_1 は表 1 に示す地震を考慮した以下の模擬地震波である。

- 基準地震動 S_s

敷地周辺の地質・地質構造ならびに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動。

- 基準地震動 S₁（設計用最強地震）

過去に敷地またはその近傍に影響を与えたと考えられる地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震をもとに地震動特性を考慮して作成した模擬地震波。

表 1 考慮した地震と地震動

項目		最大加速度振幅 (解放基盤表面)		備考
		水平方向	鉛直方向	
S _s *	Ss-1	450Gal	300Gal	内陸地殻内地震・プレート間地震
	Ss-2	600Gal	400Gal	海洋プレート内地震
	Ss-3	450Gal	300Gal	震源を特定せず策定する地震動
S ₁		180Gal	—	過去の地震 1677 年磐城・常陸・安房・上総・下総の地震 1938 年福島県東方沖地震
				活断層 海域 F3 断層

*：原子力安全委員会決定「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18 年9 月19 日）に照らして策定

(3) 保全対策に反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に、耐震安全性の観点から保全対策に反映すべき項目があるか、検討を実施する。

3. 個別機器の耐震安全性評価

3.1 原子炉圧力容器

本章は、技術評価における評価対象機器のうち、安定停止の維持に必要とされる原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）の高経年化について、耐震安全性への影響をまとめたものである。

なお、原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）については技術評価において、経年劣化事象に対する健全性評価を行うとともに、現状の保全の評価を実施しているため、本章においてはこれら検討結果を前提条件とし、評価することとする。

3.1.1 評価対象機器

技術評価における評価対象機器のうち、安定停止の維持に必要とされる原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）を評価対象機器とする。

評価対象機器一覧を表3.1-1に示す。

表3.1-1 評価対象機器一覧

種 類	機器名称（基数）	耐震重要度
原子炉圧力容器	差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ	S

3.1.2 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象

(1) 技術評価における検討結果の整理

技術評価における経年劣化事象の抽出及び保全対策の検討結果（詳細は福島第二原子力発電所2号炉の「原子炉圧力容器の技術評価書」参照）を用いて、原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）について、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を以下のとおり整理した（表3.1-2参照）。

- ① 現在発生しておらず、今後も発生の可能性がないもの、または小さいもの（保全対策により発生の可能性が十分に低減されているものを含む）（表中×）。
- ② 現在発生しているか、または将来にわたって起こることが否定できないもの（表中○）。

なお、①（表中×）に分類した経年劣化事象については耐震安全性評価対象外とし、その理由を表3.1-2中に記載した。

表3. 1-2 原子炉圧力容器の技術評価における検討結果の整理

機能達成に必要な項目	部 位	経年劣化事象	技術評価概要*
		粒界型応力腐食割れ	
バウンダリの維持	差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ	×	差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティは小口径のため薄肉であり，大口径管の溶接部と比較して溶接時の入熱量が低いと考えられるほか，溶接残留応力も大口径管の溶接部ほど高くないと考えられるため，粒界型応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。

×：現在発生しておらず，今後も発生の可能性がないもの，または小さいもの（保全対策により発生可能性を低減しているものを含む）

*：「×」とした理由を記載

(2) 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）における高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を，技術評価での検討結果を考慮して整理した結果（表3.1-2参照），現在発生しているか，または将来にわたって起こることが否定できない事象は抽出されなかった。

3.1.3 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の評価

前項における検討結果より，原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）の評価対象部位において，耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象はない。

3.1.4 保全対策に反映すべき項目の抽出

評価対象の原子炉圧力容器（差圧計装・ほう酸水注入ノズル及び差圧計装・ほう酸水注入ノズルティ）に対して耐震安全性評価を実施した結果，耐震上の観点から保全対策に追加すべき項目は抽出されなかった。

以 上