

機関名	機関名 部位名	高経年化対象	健全性評価基準	現状健全	健全評価	長期健全計画		実施 時期
						保全項目	保守管理の項目	
ケーブル	高圧側ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	高圧側ケーブルは、60年間の運転期間における断線、材料脆化及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	<ul style="list-style-type: none"> 絶縁抵抗測定 絶縁診断試験 系統機器の動作試験 	健全性評価結果より、絶縁体の健全な絶縁特性低下の可能性は低い。絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	ケーブルの劣化を抑制する。ケーブルの劣化を抑制する。	中長期	
ケーブル	低圧側ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	低圧側ケーブルは、60年間の運転期間における断線、材料脆化及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	<ul style="list-style-type: none"> 絶縁抵抗測定 絶縁診断試験 系統機器の動作試験 	健全性評価結果より、絶縁体の健全な絶縁特性低下の可能性は低い。絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	ケーブルの劣化を抑制する。ケーブルの劣化を抑制する。	中長期	
ケーブル	高圧側ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	高圧側ケーブルは、60年間の運転期間における断線、材料脆化及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	<ul style="list-style-type: none"> 絶縁抵抗測定 絶縁診断試験 系統機器の動作試験 	健全性評価結果より、絶縁体の健全な絶縁特性低下の可能性は低い。絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	ケーブルの劣化を抑制する。ケーブルの劣化を抑制する。	中長期	
ケーブル	高圧側ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	高圧側ケーブルは、60年間の運転期間における断線、材料脆化及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	<ul style="list-style-type: none"> 絶縁抵抗測定 絶縁診断試験 系統機器の動作試験 	健全性評価結果より、絶縁体の健全な絶縁特性低下の可能性は低い。絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	ケーブルの劣化を抑制する。ケーブルの劣化を抑制する。	中長期	
ケーブル	高圧側ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	高圧側ケーブルは、60年間の運転期間における断線、材料脆化及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	<ul style="list-style-type: none"> 絶縁抵抗測定 絶縁診断試験 系統機器の動作試験 	健全性評価結果より、絶縁体の健全な絶縁特性低下の可能性は低い。絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	ケーブルの劣化を抑制する。ケーブルの劣化を抑制する。	中長期	

*1: 高圧側ケーブル等*1の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全推進機構による安全研究「原子力ケーブルの劣化と健全性評価技術開発研究」の成果を反映し、長期健全性の評価値を低減する。

- EVケーブル
- KBケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル

*2: 高圧側ケーブル等*2の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を考慮し、健全性を評価した。断線発生確率を満足しており、健全性を維持できると評価できる。また、この取組は長期健全性の評価値を低減し、更なる健全性の向上を図る。

- EVケーブル
- KBケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル
- ケーブル

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (10/12)

地域名 郡位名	経年化対象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画		長期保守管理方針	
					保全項目	実施時期	保守管理の項目	実施時期
ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	ケーブルは、約15年間の運転期間における熱、放射線及び環境汚染による劣化を考慮し、高経年化対策を実施し、この結果に基づき長期間のケーブルの健全性を評価した。実施結果は予定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。	・絶縁抵抗測定 ・絶縁の動作試験	健全性評価結果より、絶縁体の急激な劣化特性低下の可能性は低い。また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における劣化を想定した高経年化対策を実施し、健全性の維持対策を行う。	10	ケーブルの劣化特性低下については、60年間の運転期間及び事故時稼働による劣化を想定した高経年化対策を実施し、健全性の維持策を実施する。この高経年化対策に基づき、保全への取組の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *：ケーブル 同軸コネクタ	定期
ケーブル	絶縁体の絶縁特性低下	同軸コネクタは、15年間の運転期間における熱、放射線及び環境汚染による劣化を考慮し、高経年化対策を実施し、この結果に基づき長期間の同軸コネクタの健全性を評価した。実施結果は予定基準を満足しており、絶縁性能を維持できると評価できる。 なお、現在稼働している同軸コネクタのこれまでの実施回数は約8年である。	・絶縁抵抗測定 ・出力電圧測定	健全性評価結果より、絶縁体の急激な劣化特性低下の可能性は低い。また、絶縁特性低下は点検時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運転期間における劣化を想定した高経年化対策を実施し、健全性の維持対策を行う。			定期

福島第一原子力発電所3号炉 高経年化技術評価と長期保守管理方針の比較表 (12/12)

機器名	機器名 新設名	高経年化対象	健全性評価結果	現状保全	健全性評価	長期保全計画		実施 時期
						健全項目	保守管理の項目	
弁	原子炉格納容器内の電機(交流)弁用配線盤	固定子コイル、 口出線・接触部品、 ブレーキ電線コイル 弁圧低下	固定子コイル等の絶縁物は、40年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、40年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	絶縁物の劣化、 接触部劣化 - 動作試験	健全性評価結果より、絶縁物の劣化及び事故時誘発による健全性低下は認められない。また、絶縁物劣化による健全性低下は、試験時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、60年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	弁用配線盤 (固定子コイル、 口出線・接触部品、 ブレーキ電線コイル)	中長期
弁	原子炉格納容器外の電機(交流・直流)弁用配線盤	固定子コイル、 口出線・接触部品、 ブレーキ電線コイル 弁圧低下	固定子コイル等の絶縁物は、40年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、40年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	絶縁物の劣化、 接触部劣化 - 動作試験	健全性評価結果より、絶縁物の劣化及び事故時誘発による健全性低下は認められない。また、絶縁物劣化による健全性低下は、試験時の絶縁抵抗測定等で把握可能。	60年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、60年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	(固定子コイル、 口出線・接触部品、 ブレーキ電線コイル、 回線コイル)	中長期
弁	原子炉格納容器	キャニスター型 ステンレス鋼 弁圧低下	キャニスター型は、40年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、40年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	点検 - 健全性評価 - 動作試験 - 漏えい検査	点検時に腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下は認められない。また、健全性低下は、試験時の健全性評価等で把握可能。	キャニスター型は、60年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、60年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。		中長期
弁	原子炉格納容器	キャニスター型 ステンレス鋼 弁圧低下	キャニスター型は、40年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、40年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。	点検 - 健全性評価 - 動作試験 - 漏えい検査	点検時に腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下は認められない。また、健全性低下は、試験時の健全性評価等で把握可能。	キャニスター型は、60年間の運用期間における腐蝕、劣化、機械的損傷及び事故時誘発による健全性低下を評価し、この結果に基づき、60年間の健全性を評価した。試験結果は許容範囲を満足しており、健全性を維持できると評価できる。		中長期

福島第一原子力発電所
3号炉
長期保守管理方針に基づく点検の実施状況

平成22年5月
福島第一原子力発電所

長期保守管理方針に基づく点検結果の実施状況

長期保守管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施時期 ***	実施状況 ***	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目				
1	原子炉再循環ポンプ	ケーシングの疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/	
		ノズル等の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
		機械ベネトレーションの疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
	・炉心シユウラウド ・シユウラウドサポート	疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/	
		疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
		疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
	主蒸気系 給水系 戻業銅配管	疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/	
		疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
	原子炉再循環系 ステンレス銅配管	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/	
		弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)		
弁箱の疲労割れ		実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)			
原子炉再循環ポンプ出口弁 (仕切弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/		
	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)			
	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)			
原子炉給水入口弁 (仕切弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/		
	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)			
原子炉給水入口逆止弁 (逆止弁)	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)	/		
	弁箱の疲労割れ	実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	中長期	未実施 (次回高経年化技術評価時実施)			
2	主蒸気隔離弁	弁箱の疲労割れ	評価に必要な部位の寸法測定を計画し、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。	短期(終了は中長期)	未実施 (今年度、評価に必要な寸法記録の入手を計画)	/	

長期保守 管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期	
5	原子炉圧力容器	ブラケットの 粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に關する安全基盤研究の成果が得られた場合 進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・ブラケットの目視点検
	原子炉再循環系 ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に關する安全基盤研究の成果が得られた場合 進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。	中長期	継続実施中 (第24保全サイクルで実施予定)
	・上部格子板 ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・炉心マシレ配管/スパー ジャ ・給水スパージャ ・差圧検出/ほう酸水注入 系配管 ・シエツトポンプ ・中性子束計測案内管 ・シユラウドサポート ・制御棒案内管 ・シユラウドヘッド及び気 水分離器 ・蒸気乾燥器	粒界型応力腐食割 れ	点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に關する安全基盤研究の成果が得られた場合 進展データと異なった知見等が得られた場合には追加点検や点検周期の見直し等を実施する。 シユラウドサポートは、代表部位の目視点検を定期的に実施するとともに、長期的には近接可能な範囲について目視点検を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・上部格子板の目視点検 ・炉心支持板の目視点検 ・周辺燃料支持金具の目視点検 ・炉心マシレ配管の目視点検 ・炉心スブレイスパージャの目視点 検 ・給水スパージャの目視点検 ・差圧検出/ほう酸水注入系配管の 目視点検 ・シエツトポンプの目視点検 ・中性子束計測案内管の目視点検 ・シユラウドサポートの目視点検 ・制御棒案内管の目視点検 ・シユラウドヘッド及び気水分離器 の目視点検 ・蒸気乾燥器の目視点検

長期保守管理方針に基づく活動内容

長期保守管理方針 *番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況**	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***		
6	気体廃棄物処理系 排ガス予熱器	胴等の 粒界型応力腐食割 れ	胴圧部の探傷可能な範囲の溶接部について 超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第2.4保全サイクルで実施予定)	/
	気体廃棄物処理系 排ガス復水器	胴等の 粒界型応力腐食割 れ	胴圧部の探傷可能な範囲の溶接部について 超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第2.4保全サイクルで実施予定)	/
	気体廃棄物処理系 排ガス再結合器	胴、鍍板等の 粒界型応力腐食割 れ	溶接部の超音波探傷検査を実施する。	短期	実施済	(第2.2保全サイクル) ・溶接部の超音波探傷検査 →異常なし
	気体廃棄物処理系 ステンレス鋼配管	粒界型応力腐食割 れ	溶接部の超音波探傷検査を実施する。	短期	未実施 (第2.4保全サイクルで実施予定)	/
7	・上部格子板 ・炉心シールド ・炉心支持板 ・周辺燃料支持金具 ・制御棒案内管	照射誘起型応力腐 食割れ	点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生 に関する安全基礎研究の成果が得られている き進展データと異なった知見等が得られた 場合には追加点検や点検周期の見直し等を実 施する。	・中長期	継続実施中 (第2.4保全サイクルで実施予定) ・上部格子板の目視点検 ・炉心シールドの目視点検 ・炉心支持板の目視点検 ・周辺燃料支持金具の目視点検 ・制御棒案内管の目視点検	(第2.2保全サイクル) ・炉心シールドの目視点検 →異常なし

長期保守 管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況**	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***		
8	制御棒 (ボロン・カーバイド型及びハフニウム板型)	照射誘起型応力腐食割れ	今後複数のプラントにおいて、炉内で長期間にわたり使用している制御棒について、知見の拡充のため、取り出し時に計画的に点検を実施し、データを拡充することにより、適切な予防保全措置を検討する。	中長期	継続実施中	(第21, 22, 23保全サイクル) ・外観点検実施 →異常なし
	高圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期	継続実施中	(第22保全サイクル) ・第5～7段超音波探傷検査 →異常なし
9	低圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	抜き取りで超音波探傷検査を実施する。	中長期	継続実施中	(第22保全サイクル) ・第15～17段超音波探傷検査 →異常なし
	タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (高圧タービン及び低圧タービン検査の結果に基づき実施することとしている)	
10	原子炉格納容器	ドライウエルスプレイヘッド、サブレッションチェンバスプレイヘッドの腐食	ドライウエルスプレイヘッド、サブレッションチェンバスプレイヘッドについては、内面の目視点検を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	

長期保守管理方針に基づく活動内容						
長期保守管理方針 *番号	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期 ***	実施状況 ***	実施結果
	原子炉格納容器	ドライウエル、 (上鏡、円筒胴、 球形胴)、サンド クックション部の腐 食	代表部位の計画的な肉厚測定を実施する。	短期	実施済	(第21保全サイクル) ・上鏡、円筒胴、球形胴の肉厚 測定 →異常なし (第22保全サイクル) ・サンドクックション部の肉厚測 定 →異常なし
11	グラント蒸気蒸化器	ドレンタンクの腐 食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し、健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	/
	原子炉冷却材浄化系再生熱 交換器	水室の腐食	計画的に水室の代表部位の肉厚測定を実施 し、健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	/
	原子炉冷却材浄化系再生熱 交換器	胴の腐食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し、健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	/
	グラント蒸気復水器	胴の腐食	計画的に胴の代表部位の肉厚測定を実施 し、健全性の確認を行っていく。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	/
12	気体廃棄物処理系 炭素鋼配管	外面腐食 (全面腐 食)	地中埋設の代表部位について、外面の目視 点検を実施する。	中長期	未実施 (第28保全サイクルで実施予定)	/

長期保守 管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施状況**	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***		
13	可燃性ガス濃度制御系設備	気水分離器, 配管の腐食 (全面腐食)	念のため肉厚測定を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	蒸気式空気抽出器	胴の腐食	胴の代表部位の肉厚測定を実施する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
14	炭素鋼配管 低合金鋼配管	エロージョン・コロージョン	継続的な肉厚測定を実施するとともに対策材に取り替えられた配管に対しても追加的に肉厚測定を実施し、データ及び知見を蓄積し、適切に配管減肉管理に反映する。配管減肉に関する日本機械学会規格等を踏まえ、新たな知見が確認されれば、必要に応じ社内指針等の見直しを実施する。 また、今後、現在行われている配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する国の高経年化対策強化基盤整備事業の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)	
	後打ちケミカルアンカ	樹脂の劣化	類似環境機器の取替等、適切な機会利用によりアンカのサンプル調査を行い、健全性評価の妥当性を確認する。	中長期	未実施 (類似環境機器の取替等、適切な機会利用により調査を実施)	
15	機器付基礎ボルト 後打ちメカニカルアンカ 後打ちケミカルアンカ	腐食	機器取替等の適切な機会においてサンプル調査を行い、健全性評価の妥当性を確認する。	中長期	未実施 (機器取替等の適切な機会において調査を実施)	
	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	タンクの腐食	機器の取替が行われる場合、タンク底板の腐食量調査を実施する。	中長期	継続実施中	(第20保全サイクル) ・主要変圧器の腐食量調査
16	主要変圧器 所内変圧器 起動変圧器 励磁電源変圧器	底板ビームの腐食	機器の取替が行われる場合、底板ビームの腐食量調査を実施する。	中長期	継続実施中	(第20保全サイクル) ・主要変圧器の腐食量調査

長期保守管理方針に基づく活動内容

長期保守管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施時期 ***	実施状況 ***	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目				
17	可燃性ガス濃度制御設備	加熱管 再結合器 冷却器 配管 のクリープ	適切な機会を捉えて代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定)		
	高圧難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性 低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)		
	高圧CVケーブル	絶縁体の絶縁特性 低下	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)		
18	EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁特性 低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)		
	難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重重同軸ケーブル	絶縁体の絶縁特性 低下	原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)		
	難燃PNケーブル	絶縁体の絶縁特性 低下	60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を行う。 また、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果の反映を検討する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブル加速劣化試験データの整備」で試験予定：～H25年度目途)		

長期保守管理方針 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期	
19.	端子台	絶縁物の絶縁特性低下	60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	短期	実施状況 継続実施中 (第222保全サイクル) ・高温、高湿度で安全系に使用している電動弁の端子台の取替 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)
	同軸コネクタ	絶縁体の絶縁特性低下	60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価等を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	短期	未実施 (第24保全サイクルで実施予定) ・同軸コネクタの取替 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)
20	計測装置のうち 圧力伝送器/差圧伝送器 (ダイヤラム式)	圧力伝送器/差圧伝送器の特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される圧力伝送器、差圧伝送器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)
	計測装置のうち 圧力検出器 (ベローズ式)	圧力検出器の特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される圧力検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度目途)

長期保守管理方針に基づく活動内容

長期保守管理方針 ※ 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施時期 ***	実施状況 ***	実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目				
20	計測装置のうち SRNM前置増幅器	特性変化	事故時雰囲気における動作が要求されるSRNM前置増幅器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度用途)		
	計測装置のうち 放射線検出器 (イオンチェンバース式)	特性変化	事故時雰囲気における動作が要求される放射線検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度用途)		
	計測装置のうち 温度検出器 (熱電対式、測温抵抗体式)	絶縁特性低下	事故時雰囲気における動作が要求される温度検出器については、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能に関する評価について、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電気計装設備に関する研究Phase II」で試験予定：～H26年度用途)		

長期保守管理方針 * 番号	長期保守管理方針に基づく活動内容				実施結果
	機器又は系統名	部位と経年劣化事象	活動項目	実施時期***	
21	原子炉格納容器内の電動 (交流・直流) 非用駆動部	固定子コイル、口 出線・接続部品、 ブレーキ電磁コイ ルの絶縁特性低下	60年間の運転期間における熱、放射線、機 械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定 した評価を実施する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電 気計装設備に関する研究Phase II」で 試験予定：～H26年度目途)
22	原子炉格納容器外の電動 (交流・直流) 非用駆動部	固定子コイル、口 出線・接続部品、 ブレーキ電磁コイ ル、回転子コイル の絶縁特性低下	60年間の運転期間における熱、機械的作用 及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価 を実施する。	中長期	未実施 (電力共同研究「ケーブルを除く電 気計装設備に関する研究Phase II」で 試験予定：～H26年度目途)
23	原子炉格納容器	電気ペネトレー ション (キヤニース タ型及びモジュ ル型) 絶縁特性低 下	電気ペネトレーションについては、60年間 の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想 定した長期健全性試験を実施する。この結果 に基づき、保全への反映の要否を判断し、要 の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「原子炉格納容器電気 ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase II」の結果を反映予定：H22年 度目途)
	原子炉格納容器	電気ペネトレー ション (キヤニース タ型及びモジュ ル型) 気密性低下	電気ペネトレーションについては、60年間 の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想 定した長期健全性試験を実施する。この結果 に基づき、保全への反映の要否を判断し、要 の場合は実施計画を策定する。	中長期	未実施 (電力共同研究「原子炉格納容器電 気ペネの経年劣化評価に関する研究 Phase II」の結果を反映予定：H22年 度目途)

※「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定」 添付4の長期保守管理方針の番号

※第24保全サイクルまでの実施状況

※実施時期は以下のとおり

短期：平成18年3月27日から5年間

中長期：平成18年3月27日から10年間

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会
高経年化技術評価WG(第47回)議事要旨

原子力安全・保安院
原子力発電検査課
高経年化対策室

1. 日時:平成22年7月16日(木)10:00~12:00
2. 場所:経済産業省別館11階 1020号会議室
3. 出席者:関村主査、大木委員、橘高委員、小林委員、庄子委員、平野委員、宮委員、山口委員

4. 議題

- 1)東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機 MOX 燃料採用に伴う「東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機の高経年化対策について」の報告内容に係る審査について
- 2)東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号炉の高経年化技術評価書等に係る審査について
- 3)その他

5. 議事概要:

- (1)福島第一原子力発電所3号機の MOX 燃料採用に伴い、平成 18 年に実施した高経年化技術評価書及び長期保守管理方針への影響に関して、東京電力株式会社から評価の概要説明、事務局及びJNESから東京電力株式会社の報告内容に対する審査結果の説明があった。また、東京電力株式会社から「東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号炉耐震指針に基づく耐震バックチェック(中間報告)を踏まえた高経年化技術評価(耐震安全性評価)について(参考)」の説明があった。

主な質疑及びコメントは以下の通り。

(委員)

MOX燃料採用に伴う高経年化(経年劣化)への影響は軽微であるとの評価は妥当であるが、軽微であるということをわかりやすく説明することが重要である。

(事務局)

拝承。

- (2)第 44 回高経年化技術評価ワーキンググループにおいて、「福島第一原子力発電所1号炉の高経年化技術評価書(40 年目)の概要」に対して委員からコメントがなされており、東京電力株式会社から回答があった。委員から特にコメントはなかった。

(3)福島第一原子力発電所1号炉の高経年化技術評価書等に係る書面審査による技術的妥当性確認結果について事務局及び JNES から説明があった。委員から特にコメントはなかった。

以上

<問い合わせ先>原子力安全・保安院原子力発電検査課高経年化対策室

TEL:03-3501-9547

福島第一原子力発電所3号機の 高経年化対策について

平成22年7月16日
東京電力株式会社



東京電力

これまでの経緯

- H22年1月
当社は福島県に対し、福島第一原子力発電所3号機において、プルサーマルを実施したい旨要請
- H22年2月
県はMOX受け入れの必要不可欠な条件として「長期保管MOX燃料の健全性」「高経年化対策」「耐震安全性」の3項目を提示
- H22年5月
平成22年2月に必要不可欠な条件として県が示した3項目についての評価結果を県に提出
- H22年6月（上旬）
県は評価結果の内容確認を国に要請し、国が確認するために当社は県に提出した評価結果と同じものを国に提出
- H22年6月（下旬）
国は保安検査にて、長期保守管理方針の実施状況確認及び評価プロセス等を確認
- H22年6月～7月
評価結果のうち、MOX装荷に伴う既評価結果への影響評価についてJNESとヒアリングを実施



東京電力

県に提出した評価結果の位置付け

【実用炉規則 第11条の2 第3項】

原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価

原子炉設置者は、原子炉の運転期間を変更する場合その他評価を行うために設定した条件、評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、長期保守管理方針を変更しなければならない。

＜今回県に提出した評価結果の位置付け＞

- ・ MOX装荷に伴い、既評価の見直しが必要かどうか、影響評価を実施した
もの
- ・ 影響評価の結果、既評価結果に与える影響は軽微であり、見直しは不要であると判断し、長期保守管理方針も変更はないことを確認
- ・ 国に保安規定変更認可申請の必要はない（長期保守管理方針が変更となった場合のみ変更認可申請が必要）

→法的には国に審査を受けるものではないが、福島県から国に対して評価内容の確認要請があったことにより、国の確認を受けたもの

長期保守管理方針の実施状況

30年目(H18)高経年化技術評価の結果概要

○大部分の機器は、

現在行っている設備の保全活動をつづけていくことによって、今後の運転を長期間と想定したとしても、安全に運転を続けることは可能

○一部の機器は、

現在行っている設備の保全活動に加え、点検・検査の充実などが必要である。

➡ 追加すべき保全策を抽出し、それを基に長期保守管理方針を策定し、計画的に実施中。

長期保守管理方針について

長期保守管理方針

高経年化技術評価結果に基づき、原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する10年間の方針

【1F3長期保守管理方針】

機器・構造物に対して57項目

【管理方針の目的別分類】

- ① 定期的確認項目（疲労評価に関する実績反映）
- ② 点検の強化項目
- ③ 健全性評価の妥当性の確認等（データ拡充、試験の実施など）

【長期保守管理方針の実施状況】

現在までに、全57項目中13項目について実施済みもしくは継続実施中

長期保守管理方針に基づく点検の実施状況

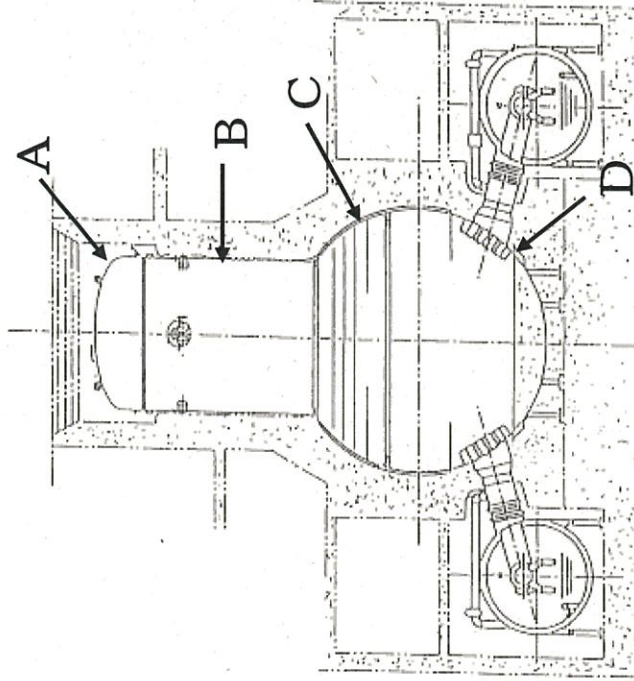
○第23回定期検査までに“実施済”もしくは“一部実施”の項目 (実績の例)

機器又は系統名	部位と経年劣化	点検項目	点検時期・結果
炉心シユラウド	中性子照射脆化(韌性低下)	目視点検	第22回定検 異常なし
原子炉圧力容器	ノズル及びびセーフエンドの粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査または 浸透探傷検査 漏えい試験	第21,22,23回定検 異常なし
	CRDハウジング等の粒界型応力腐食割れ	漏えい試験	
原子炉再循環系 ステンレス配管	粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査 漏えい試験	第21,22,23回定検 異常なし
排ガス再結合器	胴、鏡板等の粒界型応力腐食割れ	超音波探傷検査	第22回定検 異常なし
高圧・低圧タービン	翼・車軸接合部の応力腐食割れ	超音波探傷検査	第22回定検 異常なし
原子炉格納容器	ドライウエル等の腐食	鋼板の肉厚測定	第21,22回定検 異常なし
制御棒	照射誘起型応力腐食割れ	外観点検	第21,22,23回定検 異常なし

※1:実施済 ※2:継続実施中

長期保守管理方針に基づく点検結果の例

原子炉格納容器ドライウエル（上鏡，円筒胴，球形胴），サンドクッション部の腐食



原子炉格納容器構造図

長期健全性評価結果：胴部は炭素鋼製であり，腐食の発生の可能性がある。
 現状保全：全体漏えい率試験，塗膜管理
 総合評価：塗膜されており，腐食がすぐ問題となることはないが，測定等の必要有り。
 高経年化対策：計画的な代表部位の肉厚測定を実施していく。→第21回，第22回定期検査で実施

表；主な測定結果

測定位置	0°	90°	180°	270°	必要板厚
A	31.2	31.5	30.9	31.4	17.5
B	21.5	20.8	21.1	21.1	17.4
C	24.2	24.5	24.3	24.1	15.9
D	29.5	29.8	29.0	30.8	15.9

単位（ミリ）

いずれの部位も必要板厚を満足している。

長期保守管理方針に基づく点検等の計画例

○今後計画的に実施する項目

(計画の例)

機器又は系統名	部位と経年劣化	点検項目	実施予定時期
原子炉再循環ポンプ等	疲労割れ	実過渡回数による 疲労評価	次回高経年化技術評価時
炉内構造物	応力腐食割れ	目視点検	維持規格に基づき実施
排ガス予熱器 ／排ガス復水器	応力腐食割れ	超音波探傷検査	第24回定検
気体廃棄物処理系配管	応力腐食割れ	超音波探傷検査	第24回定検
原子炉格納容器	ドライウェルスプレイ ヘッド等の腐食	目視点検	第24回定検
グラウンド蒸気蒸化器等	ドレンタンク等の腐食	肉厚測定	第24回定検
機器付基礎ボルト等	腐食	サンプリング調査	機器取替等の機会に実施
高圧CVケーブル等	絶縁体の絶縁特性低下	長期健全性試験等	H25年度日途

MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への 影響評価結果について

MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響

ウラン燃料の代わりに一部MOX燃料を採用した場合、

◎原子炉出力，蒸気流量，温度など，基本的な運転パラメータは変化なし

→腐食，減肉，摩耗など，大半の想定される経年劣化事象の発生・進展に影響なし

◎高速中性子束が上昇（1 / 3炉心装荷ベースで約2%上昇）

→原子炉圧力容器の中性子照射脆化，炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)など，高速中性子照射量に依存する経年劣化事象は影響の可能性が否定できない

MOX燃料採用に伴う既存の高経年化技術評価への 影響評価対象の抽出について

既存の高経年化技術評価において想定された経年劣化事象に対して、MOX燃料採用に伴い影響を及ぼす可能性のあるものを抽出

具体的には

- ◎高速中性子束が上昇することから、高速中性子照射量に依存する経年劣化事象
- ◎放射線照射量に依存する経年劣化事象については、MOX燃料採用による影響はほとんどないと考えるが、保守的に高速中性子照射量に依存する経年劣化事象同様に抽出

→経年劣化メカニズムまとめ表に基づき、3号炉に該当する経年劣化事象のうち、高速中性子照射量及び放射線照射量に依存する経年劣化事象を抽出



経年劣化メカニズムまとめ表
からの抽出イメージ

B04-19 容器 (原子炉圧力容器)

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	IF-3
1	上鏡		低合金鋼	腐食 (全面腐食)	○
2			疲労割れ	○	
3			低合金鋼 (ステレンレス鋼クラッド)	腐食 (孔食)	-
4			疲労割れ	-	
5			クラッド下層部き裂	-	
6	バウナダリの維持	下鏡	低合金鋼 (ステレンレス鋼、高ニッケル合金クラッド)	疲労割れ	○
7			クラッド下層部き裂	×	
8			腐食 (孔食)	×	
9	胴		低合金鋼 (ステレンレス鋼クラッド)	劣化 (中性子照射脆化)	○
10			クラッド下層部き裂	×	
11			疲労割れ	○	

B04-26 容器 (モジュール型電気ペネトレーション)

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象	IF-3
1	通電・絶縁性の確保	電線	銅、絶縁物	導通不良	△
2		コネクタ	銅	導通不良	-
3		単導体	銅	導通不良	△
4		スプライン	銅	導通不良	△
5	通電・絶縁性の確保及びバウナダリの維持	シール材	エポキシ樹脂	絶縁特性低下	○
6				劣化による気密性の低下	○

MOX燃料採用に伴う高速中性子束の上昇について

ウラン燃料の代わりに一部MOX燃料を採用した場合、高速中性子束が上昇（1/3炉心装荷ベースで約2%上昇）

◎約2%上昇の根拠

- 原子炉設置変更許可申請書上
9×9燃料またはMOX燃料が装荷されたサイクル以降の平均高速中性子束は、約 $1.2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$
- メーカ（GNF）より詳細入手
1/3MOX燃料： $1.236 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$
9×9燃料： $1.213 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$
上昇割合1.896%を切り上げて約2%

- 柏崎刈羽原子力発電所3号炉の原子炉設置変更許可申請書も同値で、上昇割合もほぼ同様
- フルMOXの大間原子力発電所の原子炉設置変更許可申請書記載値も
9×9燃料：約 $1.2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$ 、MOX燃料：約 $1.3 \times 10^{14} \text{n/cm}^2\text{s}$ であり、上昇割合（約8%）
→1/3MOXでの約2%上昇は妥当と判断



東京電力

高速中性子束の増加影響の可能性が 否定できない経年劣化事象

経年劣化事象	対象機器	部位名称
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	胴
照射誘起型応力腐食割れ ／中性子照射脆化(靱性低下)	炉内構造物	炉心シユラウド, 上部格子板, 炉心支持板など
	制御棒	制御材被覆管, シースなど
樹脂の劣化	ケミカルアンカ	—
ボロンの中性子吸収能力の低下	使用済燃料貯蔵プール	—
コンクリートの強度低下	原子炉ペデスタルコンクリート 及び1次遮へい壁	—
電気・計装品の絶縁特性低下 ／気密性低下／特性変化	ケーブル, ケーブル接続部, 電気ペネ, 電動弁駆動部, 温 度検出器, 放射線計測装置	絶縁体(ケーブル, 電動弁駆 動部), シール材(電気ペネ)

MOX燃料装荷に伴う影響評価(1/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
中性子照射脆化	原子炉圧力容器	MOX燃料採用に伴う関連温度移行量の上昇はごく僅かであり、最低使用温度への影響は十分に小さいこと、加えて、脆化予測等により適切に管理していることから、運転管理上問題とはならない。
照射誘起型応力腐食割れ ／中性子照射脆化	炉内構造物	MOX燃料採用による高速中性子束の約2%上昇により、照射誘起型応力腐食割れに対する感受性は若干増加するが、維持規格等に基づき、計画的に点検を実施することで健全性の確認は可能であると考えられる。
	制御棒	取替は中性子照射量により定めた社内運用基準を適用して実施しているため、MOX燃料採用による照射量の増加影響はない。

MOX燃料装荷に伴う影響評価(2/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
樹脂の劣化	ケミカルアンカ	MOX燃料採用により、ケミカルアンカの樹脂本体への照射量が約2%増加したとしても、予想される放射線照射量はCo-60γ線照射試験での照射量を超えないことから、樹脂の劣化への影響はないものと考えられる。
ボロンの中性子吸収能力の低下	使用済燃料貯蔵プール	燃料ラック内の燃料が全てMOX燃料としても K_{eff} (実効増倍率)は0.81でウラン燃料と変わらない。また、ボロンの劣化量も既存評価同様、十分小さく核的な減損は無視できる程度であり、未臨界性は十分に確保できると考えられる。

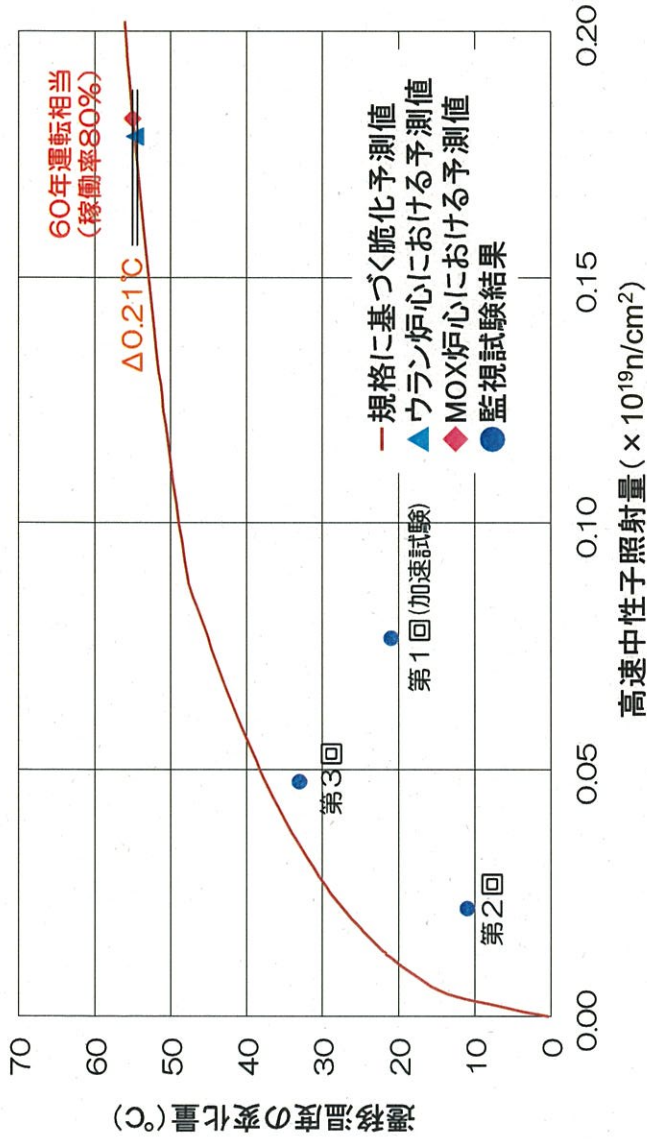
MOX燃料装荷に伴う影響評価(3/3)

経年劣化事象	対象機器	影響評価結果の概要
コンクリートの強度低下	原子炉ペデスタルコンクリート及び1次遮へい壁	MOX燃料採用により、照射量が約2%増加したとしても、運転開始後60年時点で予想される中性子照射量はHilsdorf等の文献等に示される値よりも小さいものであり、コンクリート強度への影響はないものと考えられる。
電気・計装品の絶縁特性低下／気密性低下／特性変化	ケーブル、ケーブル接続部、電気ペネ、電動弁駆動部、温度検出器、放射線計測装置	MOX燃料採用により、照射量が約2%増加したとしても、60年相当の運転期間及び想定事故時を含めた予想放射線照射量は長期健全性試験での照射量を超えないことから、絶縁特性低下等への影響はないものと考えられる。

中性子照射脆化に対する評価結果例 (MOX燃料装荷の遷移温度変化への影響)

- 保守的にMOX炉心への変更にともない炉心外の中性子束も2%増加したと仮定し、原子炉压力容器の脆化の影響を確認した。
- その結果、遷移温度（脆性⇒延性となる温度）の上昇はごく僅かであり、MOX装荷に伴う原子炉压力容器の照射脆化への影響は十分に小さいものであると判断できる。

福島第一3号機 遷移温度の変化量の測定値（監視試験結果）と予測値



総合評価

- 福島第一3号機の機器・構造物について、平成18年に今後の高経年化対策に関する技術評価を実施した結果、大部分の機器は現状の保全に基づき適切に対処することで問題ないとの結果を得ている。
- 一部機器については、点検等を充実すべき項目が抽出されたが、長期保守管理方針として10年間に展開した計画が立案され、現在までの点検結果では問題ないことが確認されている。
- MOX燃料採用を仮定して、高経年化評価の再確認を実施した結果、その影響は軽微であり、現状の保全や既評価に基づき策定された長期保守管理方針の実施によりプラントの健全性は維持されることを確認した。
- MOX燃料採用による影響の代表的な事例として、中性子照射量の増加に伴う原子炉圧力容器の遷移温度上昇が挙げられるが、その影響は60年運転を仮定しても影響は十分に小さいものと判断できる。

東京電力（株）福島第一原子力発電所3号機

MOX燃料採用に伴う高経年化技術評価への影響評価

○ に関する技術的妥当性の確認結果

(案)

○
平成22年7月●●日

独立行政法人 原子力安全基盤機構

目 次

1. はじめに	1
2. 技術審査の概要	2
2.1 評価対象文書について	2
2.2 適用文書	2
2.3 技術審査の過程	2
3. 技術審査の結果	3
3.1 MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響項目	3
3.1.1 経年劣化環境の変化	3
3.1.2 対象となる機器・構造物	3
3.1.3 運転経験、最新知見の反映	4
3.2 経年劣化の評価結果	4
3.2.1 中性子照射脆化	4
3.2.2 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ	5
3.2.3 電気・計装品の絶縁低下等	6
3.2.4 コンクリートの放射線照射による強度低下	6
3.2.5 その他の機器	7
3.3 耐震安全性について	8
4. 長期保守管理方針の変更要否について	10
5. まとめ	11

1. はじめに

独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「当機構」という。）は、平成 22 年 6 月 21 日付けで原子力安全・保安院（以下、「保安院」という。）より、東京電力株式会社福島第一原子力発電所第 3 号機におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下、MOX 燃料という。）採用に伴う高経年化対策についての評価結果として東京電力株式会社（以下、「原子炉設置者」という）より提出された「福島第一原子力発電所第 3 号機の高経年化対策について」について、その内容の技術的妥当性を確認し、その結果を保安院に報告するように依頼を受けた。

本報告書は、当機構が「福島第一原子力発電所第 3 号機の高経年化対策について」の技術的妥当性を確認した結果を報告するものである。

2. 技術審査の概要

2.1 評価対象文書について

原子炉設置者は、平成 18 年に福島第一原子力発電所 3 号機の 30 年目の高経年化技術評価（以下、「30 年目の技術評価」という。）を行い、長期保全計画をとりまとめ、その後平成 20 年の実用炉規則の改正に従い長期保全計画を長期保守管理方針とした上で保安院の認可を得ている。原子炉設置者は、「福島第一原子力発電所 3 号機の高経年化対策について」（以下、評価書という。）において、30 年目の技術評価結果及び高経年化対策の実施状況を確認するとともに、MOX 燃料の採用による 30 年目の技術評価への影響についても評価を行ったものとしている。

当機構は、MOX 燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響について書面審査した。その結果から、原子炉設置者が MOX 燃料の採用によって 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと判断した評価書について、技術的に妥当であるか評価した。

2.2 適用文書

当機構は、技術審査にあたって以下の文書を適用した。なお、3.1.1 項に示すように、MOX 燃料の採用に伴い、機器・構造物の経年劣化に影響する放射線照射量に変化するが、他の環境は変化しないので、当機構の技術評価審査マニュアルは放射線に関連するものだけを適用した。

- ・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ライン(平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・実用発電用原子炉施設における高経年化多作標準審査要領(内規) (平成 20 年 10 月 22 日保安院)
- ・技術評価審査マニュアル(当機構)
- ・総括マニュアル JNES-SS-0808-02 (平成 21 年 4 月 3 日)
 - 原子炉圧力容器の中性子照射脆化 JNES-SS-0507-03 (平成 21 年 4 月 3 日)
 - 照射誘起型応力腐食割れ(IASCC) JNES-SS-0809-01 (平成 21 年 4 月 3 日)
 - 電気・計装設備の絶縁低下(含む特性低下) JNES-SS-0511-02 (平成 21 年 2 月 20 日)
 - コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下(含む鉄骨構造物の強度低下)
JNES-SS-0512-04 (平成 21 年 4 月 3 日)
 - 耐震安全性評価 JNES-SS-0513-03 (平成 21 年 8 月 20 日)

2.3 技術審査の過程

当機構は、評価書を書面審査し、本報告書を作成した。報告書の作成に当っては、保安院の高経年化対策検討委員会第 47 回高経年化技術評価ワーキンググループ(平成 22 年 7 月 16 日)に専門的意見を求め、報告書に反映した。

3. 技術審査の結果

3.1 MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響項目

3.1.1 経年劣化環境の変化

原子炉設置者は、ウラン燃料の一部にMOX燃料を採用した場合、原子炉出力や主蒸気流量、温度等の基本的な運転パラメータは変化しないことから、減肉・腐食や摩耗等の大半の想定される経年劣化事象の発生、進展に影響はないとしている。しかしながら、原子炉設置者はMOX燃料の採用に伴い高速中性子束が約2%上昇することから、中性子照射に依存する経年劣化事象については影響評価の対象としている。また、ガンマ線等の放射線に依存する経年劣化事象については、影響は殆んどないと考えるが、保守的に評価の対象とするとしている。さらに、原子炉設置者は抽出された経年劣化事象についての既存の評価に対するMOX燃料を採用した場合の影響について、MOX燃料を採用した状況下で60年間使用することを仮定してその評価を行うとしている。

当機構は、高速中性子束が約2%上昇する根拠を確認した結果、平成11年7月に許可されたMOX燃料の採用に伴う設置変更許可申請を行った1/3MOX燃料炉心を前提として高速中性子束の上昇量を設定していることを確認した。

また、ガンマ線等の放射線量率については、「発電用軽水炉原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年6月19日 原子力安全委員会了承）によれば、炉心内の核分裂生成物の蓄積量については、MOX燃料装荷炉心とウラン燃料炉心で若干異なるものの、その差異は現行の安全評価手法の有する保守性の範囲内であり、平常運転時の線量当量評価についても従来と同様として支障はないとしていることより、MOX燃料の採用によるガンマ線等の放射線量率の上昇は考慮する必要はないと考えられるが、原子炉設置者は高速中性子束と同様に2%上昇すると仮定しており、保守的に評価されている。

さらに、MOX燃料は今後採用されるものであるが、原子炉設置者は、運転開始当初よりMOX燃料が使用されていると設定して影響評価しており、保守的に評価されている。

以上の結果、当機構は、MOX燃料の採用に伴い高経年化技術評価への影響項目として高速中性子照射量（以下、「中性子照射量」という。）及びガンマ線等の照射量が、30年目の技術評価より2%増加すると設定して影響を評価していることは妥当であると評価した。

3.1.2 対象となる機器・構造物

原子炉設置者は、中性子照射量又はガンマ線等の照射量が増加することにより高経年化技術評価結果に影響する機器として以下を抽出している。

- ・原子炉圧力容器（中性子照射脆化）
- ・炉内構造物（照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下）
- ・電気・計装品（絶縁特性低下等）
- ・コンクリート（放射線照射による強度低下）

- ・その他の機器
 使用済燃料設備貯蔵プールの燃料ラック (中性子吸収能力低下)
 制御棒 (中性子照射劣化)
 ケミカルアンカ (樹脂の放射線劣化)
- ・耐震安全性
 原子炉圧力容器 (中性子照射脆化)
 炉内構造物 (照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下)

当機構は、原子炉設置者が抽出した機器・構造物が、30年目の技術評価書及び(社)日本原子力学会高経年化対策実施標準に照らして妥当であると評価した。

3.1.3 運転経験、最新知見の反映

対象となる機器・構造物の中性子照射量又はガンマ線等の照射量が増加することの影響に関して、30年目の技術評価以降に得られた知見が反映されているかは、3.2章で個々に確認した。

3.2 経年劣化の評価結果

3.2.1 中性子照射脆化

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、運転開始後60年時点の原子炉圧力容器の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認したとしている。今回の評価書では、MOX燃料の採用により高速中性子束が約2%上昇した場合、関連温度移行量は約0.3℃の増加であり、最低使用温度への影響は十分に小さく、運転管理上問題とはならないと判断するとしている。

当機構は、30年目の技術評価においては、60年時点(48EFPY)の関連温度移行量55℃と想定しているが、これに対し、中性子照射量が2%増加した場合の関連温度の移行量の増加は約0.3℃と十分に小さく、影響を及ぼすものではないことを確認した。また、最新知見の反映の観点から、電気技術規程の「原子炉構造物材の監視試験方法」(JEAC4201-2007)によっても、60年時点(48EFPY)の関連温度移行量の増加は同程度に小さく影響を及ぼすものではないことを確認した。なお、これらの関連温度の移行量の予測評価手法は、多くのプラントのデータを包含する形で設定するなどの保守性を有したものであり、関連温度移行量増加量0.3℃程度の増加はこれらの保守性に包含されるものである。原子炉設置者は、JEAC4201-2004に従って最低使用温度等を定期検査毎に中性子照射量に応じて見直しており、MOX燃料採用後の中性子照射量の増加を考慮して定期検査毎の見直しを継続することにより、脆性破壊の防止に対して的確な運転管理対応が行われることを確認した。

上部棚吸収エネルギーについては、30年目の技術評価以降に規格の予測式が変更になっているので、最新の予測式により60年時点の中性子照射量が2%増加した評価を実施し、

高温での破壊靱性が十分高いとした 30 年目の技術評価を変更する必要はなく、従って破壊靱性が低い場合に規格が求めている追加的な検査は必要ないことを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射脆化に関する 30 年目の技術評価の結論は変わらず、MOX 燃料の採用への対応として 40 年目までに 30 年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.2 炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れ

原子炉設置者は、30 年目の技術評価書において上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具及び制御棒案内管について、照射誘起型応力腐食割れを着目すべき経年劣化事象として評価しており、運転の長期化に伴い中性子照射量が増加し、照射誘起型応力腐食割れの感受性が増加する可能性があるが、計画的な目視点検を実施していくことにより健全性の確認は可能であるとしている。

MOX 燃料を採用した場合の影響について原子炉設置者は、60 年時点での予想中性子照射量がもっとも高い上部格子板における中性子照射量が $9.5 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ から $9.7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ になるが、いずれも日本原子力技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に規定される $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ を越えており「照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は否定できない」とする平成 18 年の評価に変更はないとしている。また、上部格子板等の靱性低下について原子炉設置者は、60 年時点に相当する中性子照射量に対して靱性低下することは否定できないとした 30 年目の技術評価は、MOX 燃料を採用した場合に 60 年時点での中性子照射量が 2%増加しても変わらないとしている。その上で原子炉設置者は日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等に基づく計画的な目視点検を実施することで健全性を維持できるとしている。

当機構は、60 年時点での予想中性子照射量が上部格子板より低い炉心シュラウド、炉心支持板等について、中性子照射量が 2%増加しても上記の $1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ を越えないため、追加の評価が必要となる部位はないことを確認した。

このため、炉心シュラウド等の照射誘起型応力腐食割れについては計画的な目視点検を実施していくことにより健全性の確認は可能であるとした 30 年目の技術評価を変更する必要がないと判断した。

なお、長期保守管理方針では「火力原子力発電技術協会「BWR 炉内構造物点検ガイドライン」、日本機械学会「発電用設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」または原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」に基づく点検が実施されるとともに、点検結果及び照射誘起応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する」としており、最新知見が反映されることとなっている。

また、上部格子板等の靱性低下についても点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。」とされている。

以上の結果、当機構は、炉内構造物の照射誘起型応力腐食割れに関する 30 年目の技術評

価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.3 電気・計装品の絶縁低下等

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、放射線の影響によって絶縁低下を考慮する必要のある以下の電気・計装品は、プラントの60年間の運転を想定した放射線照射を含む長期健全性試験結果によって通常運転及び事故時雰囲気における絶縁性能等が維持できることを評価し、健全性を評価した期間が60年間に満たない電気・計装品は、長期保守管理方針に基づき、今後10年以内に再評価を実施するとしている。今回の評価書では、MOX燃料の採用によりガンマ線照射量が約2%増加したとしても、運転期間及び設計想定事故時を含めた予想ガンマ線照射量は、長期健全性試験等で照射したガンマ線量を超えないことから、30年目の技術評価結果への影響はないものとしている。

- ・電気ペネトレーション(40年の健全性評価)
- ・電動弁駆動部(40年の健全性評価)
- ・高圧ケーブル、低圧ケーブル(難燃PNケーブルのみ51年間の健全性評価)、同軸ケーブル、接続部(端子台は36年の健全性評価、原子炉格納容器内の同軸コネクタは15年の健全性評価)
- ・温度検出器(15年の健全性評価)、格納容器雰囲気監視系放射線計測装置

当機構は、上記の各電気・計装品について、ガンマ線照射量が約2%増加したとしても運転期間及び設計想定事故時を含めた予想放射線量が長期健全性試験で照射したガンマ線量を超えないことを確認し、30年目の技術評価結果を変更する必要はないことを確認した。

なお、30年目の長期保守管理方針では「高圧難燃ケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する」としており、ケーブルの最新知見が反映されることとなっている。

以上の結果、当機構は、電気・計装品の絶縁低下等に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.4 コンクリートの放射線照射による強度低下

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、BWRプラントの運転開始後60年時点で予想される中性子照射量は、原子炉ペDESTAL近傍において $1.59 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量は、原子炉ペDESTAL近傍において $2.22 \times 10^7 \text{ rad}$ であり、いずれもHilsdorf等の文献に示されている放射線照射による強度低下の基準値(中性子照射量： $1.0 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ 、ガンマ線照射量： $2.0 \times 10^{10} \text{ rad}$)を超えないことから、コンクリート強度への影響はないとしている。

なお、運転開始後26年経過した平成14年に、福島第一3号炉の原子炉ペDESTALから採取した供試体の破壊試験を行った結果、平均圧縮強度は 38.8 N/mm^2 で、設計基準強度

22. $1\text{N}/\text{mm}^2$ を十分上回っていることを確認している。

当機構は、コンクリートへの中性子照射量及びガンマ線照射量が2%増加した場合、中性子照射量は $1.63 \times 10^9 \text{n}/\text{cm}^2$ 程度、ガンマ線照射量は $2.27 \times 10^7 \text{rad}$ 程度であり、いずれも Hilsdorf 等の文献に示されている基準値を超えないことから、コンクリート強度への影響はないことを確認した。

以上の結果、当機構は、コンクリートの強度低下に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.2.5 その他の機器

(1) 使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力低下

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、燃料ラックの未臨界性は K_{eff} (実効増倍率) が最大で0.809であり、40年間使用でのボロンの劣化量は初期値の 10^{-5} 未満であり、未臨界性を確保できるとしている。

今回の評価書において原子炉設置者は、燃料ラック内の全燃料がMOX燃料であると仮定しても、 K_{eff} (実効増倍率) は0.81であり、また、ボロンの劣化量が無視できる程度であることに変わり無く、MOX燃料を採用した場合でも未臨界性の確保に影響はないとしている。

当機構は、燃料ラックの未臨界性が K_{eff} (実効増倍率) で0.81あり、ボロンの劣化量が無視できる程度であることを確認した。

以上の結果、当機構は、使用済燃料設備貯蔵プールのボロンの中性子吸収能力低下に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

(2) 制御棒の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下

原子炉設置者は30年目の技術評価書において、中性子照射による制御材被覆管、シース等の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下については、中性子照射量により定めた運用基準を適用して取替を実施するとともに、定期検査時に停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能検査により制御能力及び動作に問題のないことを確認しているとしている。

MOX燃料の採用に伴う影響について、原子炉設置者は中性子照射量により定めた運用基準を適用して取替を実施していることから中性子照射量が約2%程度増加したとしても影響を与えるものではないとしている。

当機構は、ボロンカーバイド型制御棒については熱中性子照射量により取り替える運用基準としており、取替基準に達した制御棒について外観点検により異常がない(運用基準にマージンがある)ことを確認していることを確認した。このことから、当機構は、原子炉設置者がMOX燃料を採用した場合でもこの運用基準による取替を実施することは妥当であると評価した。

以上の結果、当機構は、制御棒の照射誘起型応力腐食割れと靱性低下に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

(3) ケミカルアンカの樹脂の放射線劣化

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、ケミカルアンカは格納容器外にのみ用いられており、60年時点での樹脂のガンマ線照射量は耐放射線性を確認した文献データの値(10⁴Gy)の80%を超えないと評価している。このため今回の評価書では、ケミカルアンカの樹脂本体へのガンマ線照射量が2%増加しても樹脂本体への影響はないものと判断するとしている。

当機構は、60年時点での樹脂の照射量に十分余裕があることを確認し、ケミカルアンカの樹脂の放射線劣化に関する30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

3.3 耐震安全性について

(1) 原子炉圧力容器（中性子照射脆化）

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域）に地震荷重の寄与が大きい周方向欠陥及び圧力の寄与が大きい軸方向欠陥を想定し、中性子照射脆化（60年時点）と基準地震動S2に基づく地震力を考慮した場合の温度・圧力制限曲線を求めて耐震安全性を評価している。評価の結果、中性子照射脆化を考慮した温度・圧力制限曲線に対する地震による影響は小さく、原子炉圧力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線と温度・圧力制限曲線の間には十分な離隔があることから耐震安全性が確保されるとしている。

今回の評価書では、MOX燃料の採用により炉心外でも高速中性子束が約2%上昇するとした場合でも関連温度移行量は約0.3℃程度の上昇であり、温度・圧力制限曲線に与える影響は十分に小さく、既存の評価には影響はないものと判断すると記載している。

当機構は、30年目の技術評価において、中性子照射脆化による破壊靱性の低下を考慮した温度・圧力制限曲線に対する基準地震動S2に基づく地震力の影響が小さいこと、同一の温度に対する圧力の制限値は周方向欠陥よりも軸方向欠陥の方が低くなるが原子炉圧力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線との間に十分な離隔があることを確認している。今回の評価においては、中性子照射量が2%増加した場合、関連温度移行量の増加が60年時点で約0.3℃と小さいこと、温度・圧力制限曲線に与える影響は、例えば温度が60℃の場合に圧力の制限値の低下が約0.5%と僅かであること、原子炉圧力容器の運転が従う飽和圧力・温度曲線と温度・圧力制限曲線の間には十分な離隔があることから耐震安全性が確保されることを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射量の2%の増加を考慮しても30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方

針に追加すべき項目はないと評価した。

(2) 炉内構造物（照射誘起型応力腐食割れ及び靱性低下）

原子炉設置者は、30年目の技術評価書において、中性子照射量が多い上部格子板及び炉心シュラウド中間胴を代表として、照射誘起型応力腐食割れの発生・進展（炉心シュラウドは点検間隔10年、上部格子板は60年時点、）を考慮した欠陥を想定し、中性子照射量の増加による靱性低下と基準地震動S2に基づく地震力を考慮して耐震安全性を評価している。評価の結果、想定欠陥の応力拡大係数は中性子照射材料の破壊靱性値の下限値を下回るため、不安定破壊は生じないとしている。

今回の評価書では、炉心内の高速中性子束はMOX炉心とウラン炉心で中性子束が約2%上昇することから、MOX燃料の採用により、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れ及び中性子照射脆化に対する感受性に若干影響を及ぼすものの、き裂の進展量に与える影響は既存評価と変わらず、また、既存評価において許容値に対して2.7倍以上の裕度があるため、耐震安全性に影響を与えるものではないと判断すると記載している。

当機構は、30年目の技術評価において、上部格子板及び炉心シュラウド中間胴の照射誘起型応力腐食割れの想定欠陥はき裂進展速度の最大値を用いて評価していること、中性子照射材料の破壊靱性値は下限値を用いて評価していること、基準地震動S2に基づく地震力を考慮した想定欠陥の応力拡大係数に対して破壊靱性値の下限値は約2.7倍（炉心シュラウド）、約3.0倍（上部格子板）大きく、不安定破壊は生じないことを確認している。今回の評価においては、中性子照射量が2%増加して照射誘起型応力腐食割れの進展及び破壊靱性値に対して若干影響するとしても、き裂進展速度の最大値及び破壊靱性値の下限値を用いた平成18年の評価の範囲内であることから不安定破壊は生じず、耐震安全性が確保されることを確認した。

以上の結果、当機構は、中性子照射量の2%の増加を考慮しても30年目の技術評価の結論は変わらず、MOX燃料の採用への対応として40年目までに30年目の長期保守管理方針に追加すべき項目はないと評価した。

4. 長期保守管理方針の変更要否について

原子炉設置者は、MOX燃料を採用した状況下で60年間の運転を仮定しても現状の保全を継続するとともに、既評価において定めた一部の機器・構造物において追加すべき保全策を実施することで、プラントを構成する機器・構造物の健全性が確保されることを確認したとし、従って、既に福島第一原子力発電所の保安規定に制定している長期保守管理方針に追加すべき項目はないとしている。

当機構は、3章の評価の結果、MOX燃料の採用により中性子照射量又はガンマ線等の照射量が2%増加するとしても、高経年化技術評価の結果を見直すべきものはなく高経年化対策として新たに追加的に実施すべき保全策はないと評価し、長期保守管理方針に追加すべき項目はないとする原子炉設置者の評価は妥当と判断した。

5. まとめ

当機構は平成22年6月21日付けで原子力安全・保安院より、東京電力株式会社福島第一原子力発電所第3号機におけるMOX燃料の採用に伴う高経年化対策についての評価結果として原子炉設置者より提出された「福島第一原子力発電所第3号機の高経年化対策について」に関し、その内容の技術的妥当性を確認し、その結果を保安院に報告するように依頼を受けた。

当機構は、MOX燃料の採用に伴う高経年化技術評価への影響について書面審査し、30年目の高経年化技術評価の結果を見直すべきものはなく、高経年化対策として新たに追加的に実施すべき保全はなく、長期保守管理方針に追加すべき項目はないとしたことは妥当であると評価した。