

原子力発第20340号
令和2年11月27日

原子力規制委員会 殿

香川県高松市丸の内2番5号
四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長 井 啓 介

伊方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43条の3の24第1項の規定に基づき、下記のとおり伊方発電所原子炉施設における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51年10月5日付51安(原規)第97号で認可を受け、昭和52年9月30日付52安(原規)第284号、昭和53年11月28日付53安(原規)第350号、昭和54年6月22日付54資庁第8354号、昭和54年8月7日付54資庁第10466号、昭和56年6月8日付56資庁第6243号、昭和56年8月20日付56資庁第10448号、昭和57年2月26日付57資庁第2530号、昭和57年3月18日付57資庁第4107号、昭和57年7月31日付57資庁第10881号、昭和58年7月20日付58資庁第10709号、昭和59年2月29日付59資庁第1457号、昭和60年3月25日付60資庁第2957号、昭和60年7月25日付60資庁第8721号、昭和61年5月17日付61資庁第6686号、平成元年3月31日付元資庁第3505号、平成元年12月26日付元資庁第15283号、平成2年3月23日付2資庁第1878号、平成4年1月16日付3資庁第11737号、平成5年7月27日付5資庁第8295号、平成5年12月22日付5資庁第13462号、平成6年4月19日付6資庁第2571号、平成6年11月28日付6資庁第13361号、平成8年2月20日付7資庁第15247号、平成8年5月21日付8資庁第4967号、平成8年10月11日付8資庁第9986号、平成9年7月23日付平成09・06・30資第11号、平成12年5月24日付平成12・05・11資第1号、平成13年1月5日付平成12・09・20資第4号、平成13年2月23日

付平成13・02・16原第4号,平成13年3月30日付平成13・03・23原第10号,平成13年9月17日付平成13・08・24原第3号,平成13年10月29日付平成13・10・15原第3号,平成14年4月10日付平成14・04・03原第5号,平成14年6月5日付平成14・05・23原第7号,平成14年10月22日付平成14・09・30原第13号,平成15年2月21日付平成15・01・29原第2号,平成15年12月18日付平成15・11・17原第20号,平成16年5月10日付平成15・12・19原第33号,平成16年8月10日付平成16・07・09原第22号,平成17年2月18日付平成17・01・17原第12号,平成17年9月28日付平成17・09・14原第2号,平成18年2月22日付平成18・01・19原第9号,平成19年2月16日付平成19・01・29原第11号,平成19年12月13日付平成19・09・28原第37号,平成19年12月13日付平成19・11・30原第16号,平成20年8月22日付平成20・07・11原第18号,平成20年12月12日付平成20・10・31原第8号,平成21年3月2日付平成21・02・09原第33号,平成21年4月20日付平成21・03・26原第2号,平成21年9月15日付平成21・09・09原第11号,平成22年2月8日付平成22・01・18原第3号,平成23年4月4日付平成23・02・18原第9号,平成23年5月6日付平成23・04・08原第30号,平成23年5月11日付平成23・04・25原第7号,平成24年3月15日付平成23・03・11原第6号,平成24年9月6日付20120820原第24号,平成25年6月25日付原管P発第1306251号,平成27年2月2日付原規規発第1502021号,平成28年3月24日付原規規発第16032417号,平成28年4月19日付原規規発第1604191号,平成28年8月1日付原規規発第1608014号,平成29年2月10日付原規規発第17021011号,平成29年6月28日付原規規発第1706283号,平成29年11月27日付原規規発第1711275号,平成30年5月21日付原規規発第1805218号,平成30年12月17日付原規規発第1812178号,平成31年2月13日付原規規発第1902133号,令和元年6月4日付原規規発第1906047号,令和元年7月5日付原規規発第1907056号,令和2年3月31日付原規規発第2003313号,令和2年9月17日付原規規発第2009177号,令和2年10月7日付原規規発第2010076号,令和2年11月4日付原規規発第20110410号で変更認可を受けた伊方発電所原子炉施設保安規定の記述を,別添の伊方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,下線および変更箇所表示部は含まない。)

2. 変更の理由

(1) 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正に伴う発電用原子炉設置変更許可申請書記載事項の一部追加による変更

a 伊方発電所3号炉の特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更

平成25年7月8日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等により,特定重大事故等対処施設を設置することが要求されたことに伴い,3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日付け,原規規発第1710043号にて許可)の記載事項を一部追加した。

これに対応するため,特定重大事故等対処施設の設置に関連する保安規定条文の変更を行う。

b 伊方発電所3号炉の所内常設直流電源設備(3系統目)の設置に伴う変更

平成25年7月8日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構

造及び設備の基準に関する規則等により、常設の直流電源設備（3系統目）の設置が要求されたことに伴い、3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（平成30年6月27日付け、原規規発第1806272号にて許可）の記載事項を一部追加した。

これに対応するため、所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に関連する保安規定条文の変更を行う。

c 特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更

平成29年5月1日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等により、特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護が求められたことに伴い、3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年1月29日付け、原規規発第2001295号にて許可）の記載事項を一部追加した。

これに対応するため、特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護に関連する保安規定条文の変更を行う。

(2) 放射線管理用計測器の一部変更

放射線管理用計測器の取替に伴い保守性向上の観点から電子式線量計に変更することに伴い、関連する保安規定条文の変更を行う。

(3) 記載の適正化に伴う変更

その他、記載の適正化に伴う変更を行う。

3. 施行期日

(1) 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。

(2) この規定施行の際、使用前検査対象の特定重大事故等対処施設に関連する規定および特定重大事故等対処施設の要員の確保に関連する規定については、工事の計画に係る全ての工事が完了した時の各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

(3) この規定施行の際、使用前事業者検査対象の所内常設直流電源設備（3系統目）に関連する規定については、原子炉等規制法第43条の3の11第3項の使用前確認終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

(4) この規定施行の際、使用前事業者検査対象の特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護に関連する規定については、原子炉等規制法第43条の3の11第3項の使用前確認終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。

原子力発第20414号
令和3年2月5日

原子力規制委員会 殿

香川県高松市丸の内2番5号
四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長 井 啓 介

伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

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43条の3の24第1項の規定に基づき、令和2年11月27日付、原子力発第20340号をもって変更認可申請しました、伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について、下記のとおり補正いたします。

記

伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の別添（伊方発電所原子炉施設保安規定変更比較表）を以下のとおり補正する。

- ・別添を添付1のとおり補正する。
（ただし、下線は含まない。）

以 上

原子力発第21015号
令和3年4月13日

原子力規制委員会 殿

香川県高松市丸の内2番5号
四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長 井 啓 介

伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正について

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43条の3の24第1項の規定に基づき、令和2年11月27日付、原子力発第20340号(令和3年2月5日付、原子力発第20414号により一部補正)をもって変更認可申請しました、伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書について、下記のとおり補正いたします。

記

伊方発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書の本文、別添(伊方発電所原子炉施設保安規定変更比較表)および添付資料(1)について、次のとおり補正する。

- ・本文のうち「1. 変更の内容」を添付1のとおり補正する。
- ・別添(伊方発電所原子炉施設保安規定変更比較表)を添付2のとおり補正する。(ただし、下線は含まない。)
- ・添付資料(1)を添付3のとおり補正する。

以上

1. 変更の内容

昭和51年10月5日付51安(原規)第97号で認可を受け、昭和52年9月30日付52安(原規)第284号、昭和53年11月28日付53安(原規)第350号、昭和54年6月22日付54資庁第8354号、昭和54年8月7日付54資庁第10466号、昭和56年6月8日付56資庁第6243号、昭和56年8月20日付56資庁第10448号、昭和57年2月26日付57資庁第2530号、昭和57年3月18日付57資庁第4107号、昭和57年7月31日付57資庁第10881号、昭和58年7月20日付58資庁第10709号、昭和59年2月29日付59資庁第1457号、昭和60年3月25日付60資庁第2957号、昭和60年7月25日付60資庁第8721号、昭和61年5月17日付61資庁第6686号、平成元年3月31日付元資庁第3505号、平成元年12月26日付元資庁第15283号、平成2年3月23日付2資庁第1878号、平成4年1月16日付3資庁第11737号、平成5年7月27日付5資庁第8295号、平成5年12月22日付5資庁第13462号、平成6年4月19日付6資庁第2571号、平成6年11月28日付6資庁第13361号、平成8年2月20日付7資庁第15247号、平成8年5月21日付8資庁第4967号、平成8年10月11日付8資庁第9986号、平成9年7月23日付平成09・06・30資第11号、平成12年5月24日付平成12・05・11資第1号、平成13年1月5日付平成12・09・20資第4号、平成13年2月23日付平成13・02・16原第4号、平成13年3月30日付平成13・03・23原第10号、平成13年9月17日付平成13・08・24原第3号、平成13年10月29日付平成13・10・15原第3号、平成14年4月10日付平成14・04・03原第5号、平成14年6月5日付平成14・05・23原第7号、平成14年10月22日付平成14・09・30原第13号、平成15年2月21日付平成15・01・29原第2号、平成15年12月18日付平成15・11・17原第20号、平成16年5月10日付平成15・12・19原第33号、平成16年8月10日付平成16・07・09原第22号、平成17年2月18日付平成17・01・17原第12号、平成17年9月28日付平成17・09・14原第2号、平成18年2月22日付平成18・01・19原第9号、平成19年2月16日付平成19・01・29原第11号、平成19年12月13日付平成19・09・28原第37号、平成19年12月13日付平成19・11・30原第16号、平成20年8月22日付平成20・07・11原第18号、平成20年12月12日付平成20・10・31原第8号、平成21年3月2日付平成21・02・09原第33号、平成21年4月20日付平成21・03・26原第2号、平成21年9月15日付平成21・09・09原第11号、平成22年2月8日付平成22・01・18原第3号、平成23年4月4日付平成23・02・18原第9号、平成23年5月6日付平成23・04・08原第30号、平成23年5月11日付平成23・04・25原第7号、平成24年3月15日付平成23・03・11原第6号、平成24年9月6日付20120820原第24号、平成25年6月25日付原管P発第1306251号、平成27年2月2日付原規規発第1502021号、平成28年3月24日付原規規発第16032417号、平成28年4月19日付原規規発第1604191号、平成28年8月1日付原規規発第1608014号、平成29年2月10日付原規規発第17021011号、平成29年6月28日付原規規発第1706283号、平成29年11月27日付原規規発第1711275号、平成30年5月21日付原規規発第1805218号、平成30年12月17日付原規規発第1812178号、平成31年2月13日付原規規発第1902133号、令和元年6月4日付原規規発第1906047号、令和元年7月5日付原規規発第1907056号、令和2年3月31日付原規規発第2003313号、令和2年9月17日付

原規規発第2009177号, 令和2年10月7日付原規規発第2010076号, 令和2年11月4日付原規規発第20110410号, 令和3年1月14日付原規規発第2101141号で変更認可を受けた伊方発電所原子炉施設保安規定の記述を, 別添の伊方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。)

本資料のうち、枠囲みの範囲は
機密に係る事項ですので公開す
ることはできません。

添付 2

伊方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>(品質マネジメントシステム計画) 第3条 保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>【品質マネジメントシステム計画】</p> <p>(中略)</p>	<p>(品質マネジメントシステム計画) 第3条 保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり、以下のとおり品質マネジメントシステム計画を定める。</p> <p>【品質マネジメントシステム計画】</p> <p>(中略)</p>	<p>【変更前の規定は、令和2年11月27日付け、原子力発電第20310号で変更認可申請した変更前保安規定から、令和3年1月14日付認可された保安規定で変更した内容を反映している。(以下、全ての頁において同じ)】</p> <p>本頁変更なし</p>

変更前

表1 つづき

3条の要求事項 4.2.1 の分類	社内規定				制定者	制定者
	一次文書 (3条以外の関連条文)	二次文書 (3条以外の関連条文)	-			
5.6 マネジメントレビュー	品質保証規程(2の2) 品質保証基準(2の2) 品質保証規程(2の2)	社長 原子力本部長 社長	内部品質監査要領	-	-	審査室原子力監査担当部長
6.2 要員の力量の確保および 教育訓練	品質保証規程(4,5) 品質保証基準 (4,5,8,8の2,9,9の2)	社長 原子力本部長	設計/調達管理標準 原子力施設の高経年化対策検討要領(119の4) 高経年化対策検討標準(119の4) 新知見情報等の収集及び分析・評価標準(17の2の2,17の3) 保修訓練内規 運転訓練内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 教育訓練内規(130,131)	原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長	原子力部長 原子力部長 原子力部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長	審査室原子力監査担当部長
6.1 資源の確保	品質保証規程(4,5)	社長	内部品質監査要領	-	-	審査室原子力監査担当部長
7.1 個別業務に必要なプロセス の計画	品質保証規程(2の2) 品質保証基準 (2の2,119,133)	社長 原子力本部長	運転総括内規 (12~17の6,18の2~92,96,99,100,101,119,122,125,128,130~133) 燃料管理内規 (33,40,69,71,72,74,77,79~84,93~98,99,99の4) 炉心管理内規(19~26,28~34,49) 放射線管理総括内規 (12の2,13,16,17,17の2の2,17の3,84,99~99の3, 100~102,104~117,119) 施設管理内規(12の2,13,16,22,24,33,35,43~48,51,55,56,58, 60~63,69,70,75,84,119)	発電所長 発電所長 発電所長 発電所長	発電所長 発電所長 発電所長 発電所長	発電所長 発電所長 発電所長 発電所長
7.2 個別業務等要求事項に関 するプロセス						
7.5 個別業務の管理						
7.6 監視測定のための設備 の管理						
8.2.3 プロセスの監視測定						
8.2.4 機器等の検査等						
7.3 設計開発	品質保証基準	原子力本部長	設計/調達管理標準(原子力発電所)(119) 設計/調達管理標準(119)	原子力部長 土木建築部長 発電所長	原子力部長 土木建築部長 発電所長	原子力部長 土木建築部長 発電所長

(以下、省略)

表1 つづき

3条の要求事項	社内規定			制定者	備考
	一次文書 (3条以外の関連条文)	二次文書 (3条以外の関連条文)	制定者		
3条 4.2.1 の分類					
5.6 マネジメントレビュー	品質保証規程(2の2) 品質保証基準(2の2) 品質保証規程(2の2)	品質保証規程(2の2) 品質保証基準(2の2) 品質保証規程(2の2)	社長 原子力本部長 社長	原子力本部長	—
6.2 要員の力量の確保および教育訓練	品質保証規程(4.5) 品質保証基準 (4.5, 8, 8の2, 9, 9の2)	品質保証規程(4.5) 品質保証基準 (119の4) 高経年化対策検討標準(119の4) 新知見情報等の収集及び分析・評価標準(17の2の2, 17の3) 保修訓練内規 運転訓練内規 設計/調達管理標準(原子力発電所) 教育訓練内規(130, 131)	社長 原子力本部長	原子力本部長 原子力本部長 原子力本部長 原子力本部長 原子力保安研修所長 原子力保安研修所長 土木建築部長 発電所長	—
6.1 資源の確保	品質保証規程(4.5)	品質保証規程(4.5)	社長	原子力本部長	
7.1 個別業務に必要なプロセスの計画	品質保証規程(2の2) 品質保証基準 (2の2, 119, 133)	品質保証規程(2の2) 品質保証基準 (12の2, 13, 16, 17, 17の2の2, 17の3, 84, 84の2, 99~99の3, 100~102, 104~117, 119)	社長 原子力本部長	原子力本部長	
7.2 個別業務等要求事項に関するプロセス		燃料管理内規 (33, 40, 69, 71, 72, 74, 77, 79~84の2, 93~98, 99, 99の4)		発電所長	
7.5 個別業務の管理		炉心管理内規(19~26, 28~34, 49)		発電所長	
7.6 監視測定のための設備の管理		放射線管理総括内規 (12の2, 13, 16, 17, 17の2の2, 17の3, 84, 84の2, 99~99の3, 100~102, 104~117, 119)		発電所長	
8.2.3 プロセスの監視測定		施設管理内規(12の2, 13, 16, 22, 24, 33, 35, 43~48, 51, 55, 56, 58, 60~63, 69, 70, 75, 84, 84の2, 119)		発電所長	
8.2.4 機器等の検査等		工事管理内規(119) 化学管理総括内規(18, 47) 防災計画(原子力災害編)(120~129, 133) 火災防護計画(17) 緊急時対応内規(17の4~17の6) 自然災害対応内規(17の2の2, 17の3) 溢水対応内規(17の2) 有毒ガス対応内規(17の3の2)		発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長 発電所長	
7.3 設計開発	品質保証基準	設計/調達管理標準(96, 119) 設計/調達管理標準(原子力発電所)(119) 設計管理内規(119)	原子力本部長	原子力本部長 土木建築部長 発電所長	

(以下、省略)

変更前

(原子炉主任技術者の職務等)
 第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に執行し、次の職務を遂行する。
 (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示する。
 (2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先だち確認する。
 (3) 表9-2に定める事項について、各課長からの報告内容等を確認する。
 (4) 表9-3に示す記録の内容を確認する。
 (5) 第133条第1項で定める事項について報告を受けた場合、発電管理部長に報告する。
 (6) その他原子炉施設の運転に関し保安の監督に必要な職務を行う。
 2 原子炉主任技術者は、重大事故等発生時の原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を、誠実かつ最優先に行う。
 3 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。
 4 原子炉主任技術者は、職務を遂行するにあたり必要に応じて関係する主任技術者と協議する。

表9-1

条文	内容
第12条(運転員等の確保)	第5項、第6項、第7項および第8項に定める体制の構築
第17条の5 重大事故等発生時の体制の整備	第1項に定める計画の確認
第17条の6 大規模損壊発生時の体制の整備	第1項に定める計画の確認
第23条(制御棒の挿入限界)	制御棒の挿入限界
第31条(軸方向中性子束出力偏差)	軸方向中性子束出力偏差の目標範囲および許容運転制限範囲
第35条 1次冷却材の温度・圧力および1次冷却材温度変化率	1次冷却材温度・圧力の制限範囲
第71条(燃料取扱建屋空気浄化系)	照射済燃料の照射終了後の所定期間
第92条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動
第96条(燃料の取替等)	燃料装荷実施計画
第101条(管理区域の設定・解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定・解除
第130条(所員への保安教育)	第7項に定める管理区域の設定・解除 所員への保安教育実施計画
第131条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画

変更後

(原子炉主任技術者の職務等)
 第9条 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に執行し、次の職務を遂行する。
 (1) 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者(所長を含む。以下、本条において同じ。)へ指示する。
 (2) 表9-1に定める事項について、所長の承認に先だち確認する。
 (3) 表9-2に定める事項について、各課長からの報告内容等を確認する。
 (4) 表9-3に示す記録の内容を確認する。
 (5) 第133条第1項で定める事項について報告を受けた場合、発電管理部長に報告する。
 (6) その他原子炉施設の運転に関し保安の監督に必要な職務を行う。
 2 原子炉主任技術者は、重大事故等発生時の原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な職務を、誠実かつ最優先に行う。
 3 原子炉施設の運転に従事する者は、原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。
 4 原子炉主任技術者は、職務を遂行するにあたり必要に応じて関係する主任技術者と協議する。

表9-1

条文	内容
第12条(運転員等の確保)	第6項、第7項、第8項および第9項に定める体制の構築
第17条の5 重大事故等発生時の体制の整備	第1項に定める計画の確認
第17条の6 大規模損壊発生時の体制の整備	第1項に定める計画の確認
第23条(制御棒の挿入限界)	制御棒の挿入限界
第31条(軸方向中性子束出力偏差)	軸方向中性子束出力偏差の目標範囲および許容運転制限範囲
第35条 1次冷却材の温度・圧力および1次冷却材温度変化率	1次冷却材温度・圧力の制限範囲
第71条(燃料取扱建屋空気浄化系)	照射済燃料の照射終了後の所定期間
第92条(異常収束後の措置)	原子炉の再起動
第96条(燃料の取替等)	燃料装荷実施計画
第101条(管理区域の設定・解除)	第5項に定める一時的な管理区域の設定・解除
第130条(所員への保安教育)	第7項に定める管理区域の設定・解除 所員への保安教育実施計画
第131条(協力会社従業員への保安教育)	協力会社従業員への保安教育実施計画

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更

変更前		変更後		備考
条文	内容	条文	内容	
第17条(火災発生時の体制の整備)	火災が発生した場合に講じた措置の結果	第17条(火災発生時の体制の整備)	火災が発生した場合に講じた措置の結果	
第17条の2(内部溢水発生時の体制の整備)	内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果	第17条の2(内部溢水発生時の体制の整備)	内部溢水が発生した場合に講じた措置の結果	
第17条の2の2	火山影響等発生時に講じた措置の結果	第17条の2の2	火山影響等発生時に講じた措置の結果	
第17条の3	地震、津波および竜巻等が発生した場合に講じた措置の結果	第17条の3	地震、津波および竜巻等が発生した場合に講じた措置の結果	
第17条の3の2	有毒ガス発生時に講じた措置の結果	第17条の3の2	有毒ガス発生時に講じた措置の結果	
第17条の5	第1項に定める成立性の確認訓練の結果	第17条の5	第1項に定める成立性の確認訓練の結果	
第17条の6	第1項に定める技術的能力の確認訓練の結果	第17条の6	第1項に定める技術的能力の確認訓練の結果およびA.P.C.等時の成立性の確認訓練等の結果	
第81条(重大事故等対処設備)	要求される代替措置の確認	第81条(重大事故等対処設備)	要求される代替措置の確認	
第87条	第11項に定める運転上の制限を満足しているとは判断した場合	第87条	第11項に定める運転上の制限を満足しているとは判断した場合	
第88条	第2項に定める必要な安全措置	第88条	第2項に定める必要な安全措置	
第90条	第1項または第2項に該当する事態が発生した場合の原因調査および対応措置	第90条	第1項または第2項に該当する事態が発生した場合の原因調査および対応措置	
第96条	第2項および第4項に定める取替炉心の安全性の評価結果	第96条	第2項および第4項に定める取替炉心の安全性の評価結果	
第133条	第1項または第2項に該当する事態が発生した場合	第133条	第1項または第2項に該当する事態が発生した場合	
第134条	放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	第134条	放射性液体廃棄物または放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合	
第135条	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	第135条	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合	
第136条	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉規則」という。)	第136条	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉規則」という。)	
第137条	第2号から第14号に定める報告事象が発生した場合	第137条	第2号から第14号に定める報告事象が発生した場合	

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

(以下、省略)

(以下、省略)

変更前	変更後	備考
<p>(運転員等の確保)</p> <p>第12条 発電課長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2 発電課長は、原子炉の運転にあたり第1項で定める者の中から、1直あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、中央制御室あたり5直以上を編成した上で交代勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、連続して2時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。</p> <p>3 当直長は、第2項で定める者のうち、表12-2に定める人数の者を班長以上の者の中から常時中央制御室に確保する。</p> <p>4 各課長は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する。また、安全技術課長は、重大事故等対応心を行う要員として、表12-3に定める人数の者を確保する。</p> <p>5 発電課長は、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)による対応のための力量を有する者を確保する。また、<u>表12-4に定める人数を特重施設内に常時確保する。</u></p> <p>6 発電課長は、第17条の5第1項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量(以下、本条において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合、力量が確保できていないと判断された者を除き、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</p> <p>7 訓練計画課長は、第17条の5第1項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、表12-3に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</p> <p>8 発電課長は、第5項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</p> <p>9 訓練計画課長は、第6項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</p> <p>10 発電課長および安全技術課長は、表12-1および表12-3に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。</p> <p>11 所長は、表12-1、表12-3および表12-4に定める人数の者の補充の見込みが立たない場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。</p>	<p>(運転員等の確保)</p> <p>第12条 発電課長は、原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお、原子炉の運転に必要な知識を有する者とは、原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。</p> <p>2 発電課長は、原子炉の運転にあたり第1項で定める者の中から、1直あたり表12-1に定める人数の者をそろえ、中央制御室あたり5直以上を編成した上で交代勤務を行わせる。なお、特別な事情がある場合を除き、連続して2時間を超える勤務を行わせてはならない。また、表12-1に定める人数のうち、1名は当直長とし、運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。</p> <p>3 当直長は、第2項で定める者のうち、表12-2に定める人数の者を班長以上の者の中から常時中央制御室に確保する。</p> <p>4 各課長は、重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する。また、安全技術課長は、重大事故等対応心を行う要員として、表12-3に定める人数の者を確保する。</p> <p>5 発電課長は、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)による対応のための力量を有する者を確保する。また、<u>表12-4に定める人数を特重施設内に常時確保する。</u></p> <p>6 発電課長は、第17条の5第1項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、役割に応じた必要な力量(以下、本条において「力量」という。)を確保できていないと判断した場合は、速やかに、表12-1に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</p> <p>7 訓練計画課長は、第17条の5第1項(2)の成立性の確認訓練において、その訓練に係る者が、力量を確保できていないと判断した場合は、速やかに、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、表12-3に定める人数の者を確保する体制から、力量が確保できていないと判断された者を除外し、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て体制を構築する。</p> <p>8 発電課長は、第6項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-1に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</p> <p>9 訓練計画課長は、第7項を受け、力量が確保できていないと判断された者については、教育訓練等により、力量が確保されていることを確認した後、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、原子炉主任技術者の確認、所長の承認を得て、表12-3に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。</p> <p>10 発電課長および安全技術課長は、表12-1、表12-3および表12-4に定める人数の者に欠員が生じた場合は、速やかに補充を行う。</p> <p>11 所長は、表12-1、表12-3および表12-4に定める人数の者の補充の見込みが立たない場合、原子炉の運転中は、原子炉の安全を確保しつつ、速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は、原子炉の停止状態を維持し、原子炉の安全を確保する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

変更前

備考

表12-1

モード1, 2, 3および4 (蒸気発生器が熟除去のために使用されている期間) の場合	10名以上 (当直長を含む)
モード4 (余熱除去系が熟除去のために使用されている期間), 5および6の場合	8名以上 (当直長を含む)
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	5名以上 (当直長を含む)

表12-1

モード1, 2, 3および4 (蒸気発生器が熟除去のために使用されている期間) の場合	10名以上 (当直長を含む)
モード4 (余熱除去系が熟除去のために使用されている期間), 5および6の場合	8名以上 (当直長を含む)
使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	5名以上 (当直長を含む)

表12-2

モード1, 2, 3, 4, 5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	2名以上 〔当直長または副当直長を含む班長以上〕
---	-----------------------------

表12-2

モード1, 2, 3, 4, 5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	2名以上 〔当直長または副当直長を含む班長以上〕
---	-----------------------------

表12-3

モード1, 2, 3, 4, 5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	22名以上
---	-------

表12-3

モード1, 2, 3, 4, 5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	22名以上
---	-------

表12-4

モード1, 2, 3, 4, 5および6の場合	
-------------------------	--

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更

変更前	変更後	備考
<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長は、運転モードに応じた原子力安全への影響度を考慮して原子炉施設を安全な状態に維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉施設(1)号で定める設備を除く)の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>(a) 中央制御室における監視、第13条第1項および第2項の巡視点検によって運転監視を実施し、その結果、機器に異状があれば関係各課長に連絡する。</p> <p>(b) 警報発信時の対応を実施する。</p> <p>(c) 設備故障および事故発生時の対応を実施する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉施設(1)号で定める設備を除く)の運転操作(系統管理を含む)を実施する。</p> <p>(3) 当直長は、関係各課長の依頼に基づき運転操作(系統管理を含む)が必要な場合は、(2)項による運転操作(系統管理を含む)を実施する。また、関係各課長は、当直長から引渡された系統に対して、必要な作業を行う。</p> <p>(4) 各課長は、第81条に定める設備のうち可搬型重大事故等対処設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備ならびに第81条の2に定める通信連絡設備に関する次の業務を実施する。</p> <p>(a) 第13条第3項の巡視点検を実施し、その結果、機器に異状があれば関係各課長に連絡する。</p> <p>(b) 作業に伴う機器操作を実施する。</p> <p>(c) 設備故障および事故発生時の対応を実施する。</p> <p>(5) 各課長は、第3節(第86条から第89条を除く)各条第2項の運転上の制限を満足していることを確認するために原子炉施設の定期的な試験・確認等の計画を定め、実施する。なお、原子炉起動前の施設および設備の点検については、第16条に従い実施する。</p>	<p>(運転管理業務)</p> <p>第12条の2 各課長は、運転モードに応じた原子力安全への影響度を考慮して原子炉施設を安全な状態に維持するとともに、事故等を安全に収束させるため、運転管理に関する次の各号の業務を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉施設(1)号で定める設備を除く)の運転に関する次の業務を実施する。</p> <p>(a) 中央制御室における監視、第13条第1項および第2項の巡視点検によって運転監視を実施し、その結果、機器に異状があれば関係各課長に連絡する。</p> <p>(b) 警報発信時の対応を実施する。</p> <p>(c) 設備故障および事故発生時の対応を実施する。</p> <p>(2) 当直長は、原子炉施設(1)号で定める設備を除く)の運転操作(系統管理を含む)を実施する。</p> <p>(3) 当直長は、関係各課長の依頼に基づき運転操作(系統管理を含む)が必要な場合は、(2)項による運転操作(系統管理を含む)を実施する。また、関係各課長は、当直長から引渡された系統に対して、必要な作業を行う。</p> <p>(4) 各課長は、第81条に定める設備のうち可搬型重大事故等対処設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備ならびに第81条の2に定める通信連絡設備に関する次の業務を実施する。</p> <p>(a) 第13条第3項の巡視点検を実施し、その結果、機器に異状があれば関係各課長に連絡する。</p> <p>(b) 作業に伴う機器操作を実施する。</p> <p>(c) 設備故障および事故発生時の対応を実施する。</p> <p>(5) 各課長は、第3節(第86条から第89条を除く)各条第2項の運転上の制限を満足していることを確認するために原子炉施設の定期的な試験・確認等の計画を定め、実施する。なお、原子炉起動前の施設および設備の点検については、第16条に従い実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長（1号炉および2号炉の当直長を含む）は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器内、アニュラス内、第106条第1項で定める区域および本条第3項で定める設備を除く。）を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。ただし、1号炉および2号炉の当直長は、1号炉、2号炉および3号炉共用の原子炉施設の巡視点検に限る。実施においては、第119条7.(2)b.(c)に定める観点を含めて行う。（以下、本条において同じ。）</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 制御材駆動設備</p> <p>(3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2 当直長は、原子炉格納容器内、アニュラス内および第106条第1項で定める区域を、関連するパラメータによる間接的な監視により、点検を行う。なお、原子炉格納容器内および第106条第1項で定める区域（特に立入が制限された区域を除く）は、一定期間^{※1}毎に巡視し、点検を行う。</p> <p>3 各課長は、第81条に定める設備のうち可搬型重大事故等対処設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備について一定期間^{※1}毎に巡視し、点検を行う。</p> <p>※1：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができ、ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。</p> <p>また、点検可能な時期が定期事業者検査時となる施設については、定期事業者検査時毎に実施する。</p>	<p>(巡視点検)</p> <p>第13条 当直長（1号炉および2号炉の当直長を含む）は、毎日1回以上、原子炉施設（原子炉格納容器内、アニュラス内、第106条第1項で定める区域および本条第3項で定める設備を除く。）を巡視し、次の施設および設備について点検を行う。ただし、1号炉および2号炉の当直長は、1号炉、2号炉および3号炉共用の原子炉施設の巡視点検に限る。実施においては、第119条7.(2)b.(c)に定める観点を含めて行う。（以下、本条において同じ。）</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <p>(2) 制御材駆動設備</p> <p>(3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>2 当直長は、原子炉格納容器内、アニュラス内および第106条第1項で定める区域を、関連するパラメータによる間接的な監視により、点検を行う。なお、原子炉格納容器内および第106条第1項で定める区域（特に立入が制限された区域を除く）は、一定期間^{※1}毎に巡視し、点検を行う。</p> <p>3 各課長は、第81条に定める設備のうち可搬型重大事故等対処設備、緊急時対策所設備および通信連絡を行うために必要な設備ならびに第81条の2に定める通信連絡設備について一定期間^{※1}毎に巡視し、点検を行う。</p> <p>※1：一定期間とは、1ヶ月を超えない期間をいい、その確認の間隔は7日間を上限として延長することができ、ただし、確認回数の低減を目的として、恒常的に延長してはならない。なお、定める頻度以上で実施することを妨げるものではない。</p> <p>また、点検可能な時期が定期事業者検査時となる施設については、定期事業者検査時毎に実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 発電課長は、燃料を原子炉へ装荷する前までに、第81条で定期事業者検査時に関係課長から発 電課長に通知されることとなつていて、通知が完了していることを確認すると もに、その旨を当直長に通知する。</p> <p>2 当直長は、原子炉の起動開始前までに、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認する。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>3 発電課長は、最終ヒートアップ開始^{※1}までに、第3節の条文中で定期事業者検査時に関係課長から 発電課長に通知されることとなつていて、通知が完了していることを確認する とともに、その旨を当直長に通知する。</p> <p>※1：燃料を原子炉へ装荷した後に実施される確認項目を除く。 ※2：定期事業者検査時の最終段階において、原子炉を臨界にするためにモード5からモード4への 移行操作を開始することをいう。 ※3：最終ヒートアップ開始以降に実施される確認項目を除く。 ※4：定期事業者検査時における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目および 系統構成に係る確認項目については、最終ヒートアップ開始前の1年以内の確認結果を確認す るものとする。</p>	<p>(原子炉起動前の確認事項)</p> <p>第16条 発電課長は、燃料を原子炉へ装荷する前までに、第81条および第81条の2で定期事業者検査時 に関係課長から発電課長に通知されることとなつていて、通知が完了しているこ とを確認するとともに、その旨を当直長に通知する。</p> <p>2 当直長は、原子炉の起動開始前までに、次の施設および設備を点検し、異常の有無を確認する。</p> <p>(1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源、給排水および排気施設</p> <p>3 発電課長は、最終ヒートアップ開始^{※1}までに、第3節の条文中で定期事業者検査時に関係課長から 発電課長に通知されることとなつていて、通知が完了していることを確認する とともに、その旨を当直長に通知する。</p> <p>※1：燃料を原子炉へ装荷した後に実施される確認項目を除く。 ※2：定期事業者検査時の最終段階において、原子炉を臨界にするためにモード5からモード4への 移行操作を開始することをいう。 ※3：最終ヒートアップ開始以降に実施される確認項目を除く。 ※4：定期事業者検査時における最終の確認結果を確認する。なお、動作確認を伴う確認項目および 系統構成に係る確認項目については、最終ヒートアップ開始前の1年以内の確認結果を確認す るものとする。</p>	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変 更</p>

変更前	変更後	備考
<p>(重大事故等発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の5 安全技術課長および訓練計画課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の事項を含む計画(発電課長が定める計画に含まれる事項を除く)を定め、原子炉主任技術者の確認を得、所長の承認を得る。発電課長は、原子炉施設の運転に係る計画を定め、原子炉主任技術者の確認を得、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「対策要員」という。)の配置に関すること (2) 対策要員に対する教育および訓練を、以下のとおり実施すること (a) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること (b) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するための成立性の確認訓練(以下「成立性の確認訓練」という。)を年1回以上実施すること (c) 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること (d) 重大事故等対処施設の使用開始前に教育訓練を実施すること (3) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な資機材の確保、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のための活動、ならびに必要な資機材の配備に関すること (4) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項に関すること <ol style="list-style-type: none"> (a) 炉心の著しい損傷を防止するための対策 (b) 原子炉格納容器の破損を防止するための対策 (c) 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策 (d) 原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策 (e) 発生する有毒ガスからの運転員等の防護 <p>2 各課長は、前項の計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p>3 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 原子力部長は、重大事故等発生時の支援を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定める。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時の支援に関する活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2) 重大事故等発生時の支援に関する活動を行うために必要な資機材の配備に関すること <p>5 発電管理部長は、第4項に定める計画に基づき、重大事故等発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>6 発電管理部長は、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。また発電管理部長は、第4項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>	<p>(重大事故等発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の5 安全技術課長および訓練計画課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の事項を含む計画(発電課長が定める計画に含まれる事項を除く)を定め、原子炉主任技術者の確認を得、所長の承認を得る。発電課長は、原子炉施設の運転に係る計画を定め、原子炉主任技術者の確認を得、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。なお、(4)項の対策に係る手順は、的確かつ状況に応じて柔軟に対処できるものとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「対策要員」という。)の配置に関すること (2) 対策要員に対する教育および訓練を、以下のとおり実施すること (a) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること (b) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するための成立性の確認訓練(以下「成立性の確認訓練」という。)を年1回以上実施すること (c) 成立性の確認訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること (d) 重大事故等対処施設の使用開始前に教育訓練を実施すること (3) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な資機材の確保、復旧作業および支援等の原子炉施設の保全のための活動、ならびに必要な資機材の配備に関すること (4) 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項に関すること <ol style="list-style-type: none"> (a) 炉心の著しい損傷を防止するための対策 (b) 原子炉格納容器の破損を防止するための対策 (c) 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策 (d) 原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策 (e) 発生する有毒ガスからの運転員等の防護 (L) (a)項、(b)項および(d)項における特設施設を用いた対策 <p>2 各課長は、前項の計画に基づき、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p>3 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 原子力部長は、重大事故等発生時の支援を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定める。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等発生時の支援に関する活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2) 重大事故等発生時の支援に関する活動を行うために必要な資機材の配備に関すること <p>5 発電管理部長は、第4項に定める計画に基づき、重大事故等発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>6 発電管理部長は、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。また発電管理部長は、第4項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(大規模損壊発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の6 安全技術課長および訓練計画課長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム(以下「APC等」という。))による原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合(以下「大規模損壊発生時」という。))における原子炉施設の保全のための活動を計画(発電課長が定める計画(発電課長が定める計画(発電課長を除く))を定め、原子炉主任技術者(発電課長)の承認を得る。発電課長は、原子炉主任技術者の承認を得て、所長承認を得る。所長承認を得て、所長承認を得た計画(発電課長が定める計画(発電課長を除く))を定め、原子炉主任技術者の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	<p>(大規模損壊発生時の体制の整備)</p> <p>第17条の6 安全技術課長および訓練計画課長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム(以下「APC等」という。))における原子炉施設の保全のための活動を計画(発電課長が定める計画(発電課長を除く))を定め、原子炉主任技術者(発電課長)の承認を得る。発電課長は、原子炉主任技術者の承認を得て、所長承認を得る。所長承認を得た計画(発電課長が定める計画(発電課長を除く))を定め、原子炉主任技術者の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。なお、(1)項の策定に係る手順は、的確かつ状況に応じて柔軟に対処できるものとする。</p>	<p>特定重大事故等対応施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>(1) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(2) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する以下の教育および訓練の実施に関すること</p> <p>(a) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</p> <p>(b) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練(以下「技術的能力の確認訓練」という。))を年1回以上実施すること</p> <p>(c) (b)項の訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること</p> <p>(d) 重大事故等対処施設の使用開始前に教育訓練を実施すること</p> <p>(3) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>(4) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項に関すること</p> <p>(a) 大規模な火災が発生した場合における消火活動</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(c) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <p>(d) 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(e) 放射性物質の放出を低減するための対策</p> <p>(1) (b)項、(c)項および(d)項における時重施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水連の放出を抑制するための対策</p> <p>2 各課長は、前項の計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p>3 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 原子力部長は、大規模損壊発生時の支援を行う体制の整備について計画を定める。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>5 発電管理部長は、第4項に定める計画に基づき、大規模損壊発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>6 発電管理部長は、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。また、発電管理部長は、第4項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>	<p>(1) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する以下の教育および訓練の実施に関すること</p> <p>(a) 力量の維持向上のための教育訓練を年1回以上実施すること</p> <p>(b) 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練(以下「技術的能力の確認訓練」という。))を年1回以上実施すること</p> <p>(c) (b)項の訓練の結果を記録し、所長および原子炉主任技術者に報告すること</p> <p>(d) 重大事故等対処施設の使用開始前に教育訓練を実施すること</p> <p>(3) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>(4) 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項に関すること</p> <p>(a) 大規模な火災が発生した場合における消火活動</p> <p>(b) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(c) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策</p> <p>(d) 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策</p> <p>(e) 放射性物質の放出を低減するための対策</p> <p>(1) (b)項、(c)項および(d)項における時重施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水連の放出を抑制するための対策</p> <p>2 各課長は、前項の計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p>3 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 原子力部長は、大規模損壊発生時の支援を行う体制の整備について計画を定める。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>5 発電管理部長は、第4項に定める計画に基づき、大規模損壊発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>6 発電管理部長は、第5項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。また、発電管理部長は、第4項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>	

変更前

(加圧器逃がし弁)
 第14条 モード1, 2および3において、加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁は、表14-1で定める事項を運転上の制限とする。
 2 加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 (1) 計装計画課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし弁の吹出し圧力および吹止り圧力が表14-1で定める設定値であることを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 (2) 計装計画課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし弁が全開および全閉することを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 (3) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし元弁が全開および全閉することを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 3 当直表は、加圧器逃がし弁または加圧器逃がし元弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表14-3の措置を講じる。

表14-1

項目	運転上の制限
加圧器逃がし弁*1 および加圧器逃がし元弁	すべてが動作可能であること

※1：加圧器逃がし弁が動作不能時は、第81条（表81-3）の運転上の制限も確認する。

表14-2

項目	設定値
加圧器逃がし弁	16.10MPa[gauge]以下
吹止り圧力	15.97MPa[gauge]以上

変更後

(加圧器逃がし弁)
 第14条 モード1, 2および3において、加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁は、表14-1で定める事項を運転上の制限とする。
 2 加圧器逃がし弁および加圧器逃がし元弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。
 (1) 計装計画課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし弁の吹出し圧力および吹止り圧力が表14-1で定める設定値であることを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 (2) 計装計画課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし弁が全開および全閉することを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 (3) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、加圧器逃がし元弁が全開および全閉することを確認し、その結果を発電課長に通知する。
 3 当直表は、加圧器逃がし弁または加圧器逃がし元弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表14-3の措置を講じる。

表14-1

項目	運転上の制限
加圧器逃がし弁*1, *2 および加圧器逃がし元弁	すべてが動作可能であること

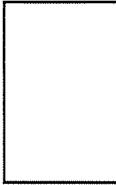
※1：加圧器逃がし弁が動作不能時は、第81条（表81-3）の運転上の制限も確認する。

※2：

表14-2

項目	設定値
加圧器逃がし弁	16.10 MPa[gauge]以下
吹止り圧力	15.97 MPa[gauge]以上

備考



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

変更前

表14-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 加圧器逃がし弁1台の自動制御ができないが、手動での全開および全閉操作は可能である場合※2	A.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を閉止する。	1時間
B. 加圧器逃がし弁1台が、手動でも全開または全閉操作ができない場合	B.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を閉止する。 および B.2 当直長は、当該加圧器逃がし弁を手動での全開および全閉操作が可能な状態に復旧する。	1時間 7.2時間
C. 加圧器逃がし弁1台の全閉操作ができない場合	C.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を開弁できないようにする。 および C.2 当直長は、当該加圧器逃がし弁を動作可能な状態に復旧する。	1時間 7.2時間
D. 条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード4にする。	12時間 36時間

※2：加圧器逃がし弁毎に個別の条件が適用される。

表14-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 加圧器逃がし弁1台の自動制御ができないが、手動での全開および全閉操作は可能である場合※2	A.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を閉止する。	1時間
B. 加圧器逃がし弁1台が、手動でも全開または全閉操作ができない場合	B.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を閉止する。 および B.2 当直長は、当該加圧器逃がし弁を手動での全開および全閉操作が可能な状態に復旧する。	1時間 7.2時間
C. 加圧器逃がし弁1台の全閉操作ができない場合	C.1 当直長は、当該加圧器逃がし弁のあるラインの加圧器逃がし弁を開弁できないようにする。 および C.2 当直長は、当該加圧器逃がし弁を動作可能な状態に復旧する。	1時間 7.2時間
D. 条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード4にする。	12時間 36時間

※2：加圧器逃がし弁毎に個別の条件が適用される。

備考



変更前	変更後	備考
<p>(原子炉格納容器) 第55条 モード1, 2, 3および4において、原子炉格納容器は、表55-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2 原子炉格納容器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、原子炉格納容器漏えい率が表55-3で定めるいずれかの漏えい率内にあることを確認し、その結果を発電課長に通知する。</p> <p>(2) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、エアロソックス機構の健全性を確認し、その結果を発電課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、定期事業者検査時に、表55-6で定める系統の格納容器自動隔離弁が模擬信号により隔離動作することを確認する。</p> <p>(4) 発電課長および機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、事故条件下において閉止していることが要求される格納容器隔離弁で、閉操作または閉動作が可能な状態であることを条件に閉状態とされている格納容器隔離弁（前号で隔離動作を確認した格納容器自動隔離弁を含む。）を除き、閉止状態であることを確認する。ただし、格納容器隔離弁のうち、発電課長は手動隔離弁、機械計画第一課長は閉止フラッシュについて、至近の記録、施設管理の実施、区域管理の実施等により確認を行うことができる。</p> <p>(5) 当直長は、モード1, 2, 3および4において、12時間に1回、原子炉格納容器圧力を確認する。</p> <p>3 当直長は、原子炉格納容器が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、以下の措置を講じる。</p> <p>(1) エアロソックス以外の理由により運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表55-4の措置を講じる。</p> <p>(2) エアロソックスが運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表55-5の措置を講じるとともに、同表の条件Dに該当する場合は機械計画第一課長に通知する。通知をうけた機械計画第一課長は、同表の措置を講じる。</p>	<p>(原子炉格納容器) 第55条 モード1, 2, 3および4において、原子炉格納容器は、表55-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2 原子炉格納容器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、原子炉格納容器漏えい率が表55-3で定めるいずれかの漏えい率内にあることを確認し、その結果を発電課長に通知する。</p> <p>(2) 機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、エアロソックス機構の健全性を確認し、その結果を発電課長に通知する。</p> <p>(3) 発電課長は、定期事業者検査時に、表55-6で定める系統の格納容器自動隔離弁が模擬信号により隔離動作することを確認する。</p> <p>(4) 発電課長および機械計画第一課長は、定期事業者検査時に、事故条件下において閉止していることが要求される格納容器隔離弁で、閉操作または閉動作が可能な状態であることを条件に閉状態とされている格納容器隔離弁（前号で隔離動作を確認した格納容器自動隔離弁を含む。）を除き、閉止状態であることを確認する。ただし、格納容器隔離弁のうち、発電課長は手動隔離弁、機械計画第一課長は閉止フラッシュについて、至近の記録、施設管理の実施、区域管理の実施等により確認を行うことができる。</p> <p>(5) 当直長は、モード1, 2, 3および4において、12時間に1回、原子炉格納容器圧力を確認する。</p> <p>3 当直長は、原子炉格納容器が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、以下の措置を講じる。</p> <p>(1) エアロソックス以外の理由により運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表55-4の措置を講じる。</p> <p>(2) エアロソックスが運転上の制限を満足していないと判断した場合は、表55-5の措置を講じるとともに、同表の条件Dに該当する場合は機械計画第一課長に通知する。通知をうけた機械計画第一課長は、同表の措置を講じる。</p>	<p>本頁変更なし</p>

変更前

表55-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器 ^{※1}	(1)原子炉格納容器の機能が健全であること (2)原子炉格納容器圧力が表55-2で定める制限値内にあること (3)エアロックが動作可能であること ^{※2,※4} (4)格納容器隔離弁が動作可能であること ^{※4}

※1：原子炉格納容器は、重大事故等対処設備を兼ねる。
 ※2：動作可能であることとは、エアロックのインターロック機構が健全であること、およびエアロックが閉止可能（閉止状態であることを含む）であることをいう。
 ※3：モード4の原子炉格納容器パージ後、直ちに閉止できることを条件にエアロックの両方のドアを開放する場合、運転上の制限を適用しない。
 ※4：動作可能であることとは、閉止可能（閉止状態であることを含む。）であることをいう。

表55-2

項目	制限値
原子炉格納容器圧力	0.0098MPa [gauge]以下

表55-3

項目	漏えい率	
A種検査	設計圧力検査	0.08%/日以下
	低圧検査	0.01%/日以下
B・C種検査		0.01%/日以下

変更後

表55-1

項目	運転上の制限
原子炉格納容器 ^{※1,※2}	(1)原子炉格納容器の機能が健全であること (2)原子炉格納容器圧力が表55-2で定める制限値内にあること (3)エアロックが動作可能であること ^{※2,※4} (4)格納容器隔離弁が動作可能であること ^{※2}

※1：原子炉格納容器は、重大事故等対処設備を兼ねる。
 ※2：動作可能であることとは、エアロックのインターロック機構が健全であること、およびエアロックが閉止可能（閉止状態であることを含む）であることをいう。
 ※4：モード4の原子炉格納容器パージ後、直ちに閉止できることを条件にエアロックの両方のドアを開放する場合、運転上の制限を適用しない。
 ※5：動作可能であることとは、閉止可能（閉止状態であることを含む。）であることをいう。

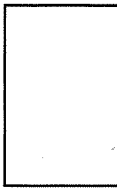
表55-2

項目	制限値
原子炉格納容器圧力	0.0098MPa [gauge]以下

表55-3

項目	漏えい率	
A種検査	設計圧力検査	0.08%/日以下
	低圧検査	0.01%/日以下
B・C種検査		0.01%/日以下

備考



変更前

表55-4 ※5, ※6, ※7, ※8

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器隔離弁2個を有するラインで、1個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	A.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および A.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	4時間 隔離後の1ヶ月に1回
B. 格納容器隔離弁2個を有するラインで、2個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	B.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および B.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	1時間 隔離後の1ヶ月に1回
C. 閉鎖系で格納容器隔離弁1個を有するラインで、1個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	C.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および C.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	4時間 隔離後の1ヶ月に1回
D. 原子炉格納容器圧力が表55-2で定める制限値を満足していない場合	D.1 当直長は、原子炉格納容器圧力を制限値内に回復させる。	1時間
E. 条件A, B, CまたはD以外の理由で、原子炉格納容器の機能が確保されない場合	E.1 当直長は、原子炉格納容器の機能を復旧する。	1時間
F. 条件A, B, C, DまたはEの措置を完了時間内に達成できない場合	F.1 当直長は、モード3にする。 および F.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間

※5：各隔離ラインは、直ちに閉止できることを条件に隔離解除を行うことができる。

※6：ライン毎に、条件および要求される措置が適用される。

※7：格納容器隔離弁の閉止不能により、当該ラインの各機器が動作不能となる場合は、それぞれの機器の運転上の制限を満足していない場合の措置を講じなければならない。

※8：原子炉格納容器外部における隔離のみに適用される。

変更後

表55-4 ※5, ※6, ※7, ※8

条 件	要求される措置	完了時間
A. 格納容器隔離弁2個を有するラインで、1個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	A.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および A.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	4時間 隔離後の1ヶ月に1回
B. 格納容器隔離弁2個を有するラインで、2個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	B.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および B.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	1時間 隔離後の1ヶ月に1回
C. 閉鎖系で格納容器隔離弁1個を有するラインで、1個の格納容器隔離弁が閉止不能な場合	C.1 当直長は、当該ラインを隔離する。 および C.2 当直長は、当該ラインが隔離されていることを確認する※5。	4時間 隔離後の1ヶ月に1回
D. 原子炉格納容器圧力が表55-2で定める制限値を満足していない場合	D.1 当直長は、原子炉格納容器圧力を制限値内に回復させる。	1時間
E. 条件A, B, CまたはD以外の理由で、原子炉格納容器の機能が確保されない場合	E.1 当直長は、原子炉格納容器の機能を復旧する。	1時間
F. 条件A, B, C, DまたはEの措置を完了時間内に達成できない場合	F.1 当直長は、モード3にする。 および F.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間

※6：各隔離ラインは、直ちに閉止できることを条件に隔離解除を行うことができる。

※7：ライン毎に、条件および要求される措置が適用される。

※8：格納容器隔離弁の閉止不能により、当該ラインの各機器が動作不能となる場合は、それぞれの機器の運転上の制限を満足していない場合の措置を講じなければならない。

※9：原子炉格納容器外部における隔離のみに適用される。

備考

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

変更前

備考

表55-5 空気ろ過機

表55-5 空気ろ過機

案件	要求される措置	完了時間
A. 閉止不能なエアロックドア1つを有するエアロックが1基以上ある場合	A.1 当直長は、当該エアロックの閉止可能なドアが閉止されていることを確認する。 および A.2 当直長は、A.1で閉止を確認したドアを施錠する。 および A.3 当直長は、A.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	1時間
B. インターローロック機構が動作不能なエアロックが1基以上ある場合	B.1 当直長は、当該エアロックの閉止可能なドアのうち1つが閉止されていることを確認する。 および B.2 当直長は、B.1で閉止を確認したドアを施錠する。 および B.3 当直長は、B.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	24時間
C. 閉止不能なエアロックドア2つを有するエアロックが1基以上ある場合	C.1 当直長は、当該エアロックの1つのドアを閉止する。 および C.2 当直長は、C.1で閉止したドアを施錠する。 および C.3 当直長は、C.1で閉止したドアが閉止・施錠されていることを確認する。	1時間

案件	要求される措置	完了時間
A. 閉止不能なエアロックドア1つを有するエアロックが1基以上ある場合	A.1 当直長は、当該エアロックの閉止可能なドアが閉止されていることを確認する。 および A.2 当直長は、A.1で閉止を確認したドアを施錠する。 および A.3 当直長は、A.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	1時間
B. インターローロック機構が動作不能なエアロックが1基以上ある場合	B.1 当直長は、当該エアロックの閉止可能なドアのうち1つが閉止されていることを確認する。 および B.2 当直長は、B.1で閉止を確認したドアを施錠する。 および B.3 当直長は、B.1で閉止を確認したドアが施錠・閉止されていることを確認する。	24時間
C. 閉止不能なエアロックドア2つを有するエアロックが1基以上ある場合	C.1 当直長は、当該エアロックの1つのドアを閉止する。 および C.2 当直長は、C.1で閉止したドアを施錠する。 および C.3 当直長は、C.1で閉止したドアが閉止・施錠されていることを確認する。	1時間

変更後

表55-5 つづき

条件	要求される措置	完了時間に 速やかに
D. 条件A, BまたはC以外の理由によりエアロック1基以上の機能が確保できない場合	D.1 機械計画第一課長は、当該エアロックの漏えい率の評価に向けた措置を開始する。 および D.2 当直長は、当該エアロックの1つのドアを閉止する。または閉止されていることを確認する。 および D.3 機械計画第一課長は、当該エアロックの機能を復旧し、その結果を当直長に通知する。	1時間
E. 条件A, B, CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 当直長は、モード3にする。 および E.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間

※9：当該エアロックの修理を行うための出入りは許容される。

※10：常用および非常用エアロックの片方のドアが閉止不能である場合においても直ちに閉止できずとも条件に、一時的に当該エアロックを使用することが許容される。

※11：インターロック機構が動作不能な場合、同時に両方のドアが開放されないことを条件に出入りが許容される。

(以下、省略)

変更前

表55-5 つづき

条件	要求される措置	完了時間に 速やかに
D. 条件A, BまたはC以外の理由によりエアロック1基以上の機能が確保できない場合	D.1 機械計画第一課長は、当該エアロックの漏えい率の評価に向けた措置を開始する。 および D.2 当直長は、当該エアロックの1つのドアを閉止する。または閉止されていることを確認する。 および D.3 機械計画第一課長は、当該エアロックの機能を復旧し、その結果を当直長に通知する。	1時間
E. 条件A, B, CまたはDの措置を完了時間内に達成できない場合	E.1 当直長は、モード3にする。 および E.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間

※9：当該エアロックの修理を行うための出入りは許容される。

※10：常用および非常用エアロックの片方のドアが閉止不能である場合においても直ちに閉止できずとも条件に、一時的に当該エアロックを使用することが許容される。

※11：インターロック機構が動作不能な場合、同時に両方のドアが開放されないことを条件に出入りが許容される。

(以下、省略)

備考



変更前	変更後	備考
<p>(重大事故等対処設備) 第81条 次の各号の重大事故等対処設備は、表81-1で定める事項を運転上の制限とする。 (中略)</p>	<p>(重大事故等対処設備) 第81条 次の各号の重大事故等対処設備は、表81-1で定める事項を運転上の制限とする。 (中略)</p>	<p>本頁変更なし</p>

枠内での範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前

表 84-10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

84-10-1 水素濃度低減

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	所要数
水素濃度低減	(1) 静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること (2) イグナイタの所要数が動作可能であること	
適用モード	設備	
	静的触媒式水素再結合装置	5基
	静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置	※1
モード1, 2, 3, 4, 5および6	イグナイタ	12個
	イグナイタ作動温度計測装置	※1
	非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置	※2

※1: 「84-16-1 計測設備」において運転上の制限等を定める。

※2: 「84-15-1 非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当者
静的触媒式水素再結合装置	装置の外観点検により動作可能であることを確認する。 モード1, 2, 3, 4, 5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	機械計画第一課長 機械計画第一課長
イグナイタ	装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	定期事業者 検査時	電気計画課長
	モード1, 2, 3, 4, 5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	電気計画課長

※3: 特に立入が制限された区域等、接近できない場所に設置されているものを除く。

変更後

表 84-10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

84-10-1 水素濃度低減

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限	所要数
水素濃度低減	(1) 静的触媒式水素再結合装置の所要数が動作可能であること (2) イグナイタの所要数が動作可能であること	
適用モード	設備	
	静的触媒式水素再結合装置	5基
	静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置	※2
モード1, 2, 3, 4, 5および6	イグナイタ	12個
	イグナイタ作動温度計測装置	※2
	非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置	※3

※1: []

※2: 「81-16-1 計測設備」において運転上の制限等を定める。

※3: 「81-15-1 非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置からの給電」において運転上の制限等を定める。

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当者
静的触媒式水素再結合装置	装置の外観点検により動作可能であることを確認する。 モード1, 2, 3, 4, 5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	機械計画第一課長 機械計画第一課長
イグナイタ	装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	定期事業者 検査時	電気計画課長
	モード1, 2, 3, 4, 5および6において、装置の外観点検により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	電気計画課長

※4: 特に立入が制限された区域等、接近できない場所に設置されているものを除く。

変更後

変更前

備考

(3) 要求される措置			
適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1, 2, 3および4	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上が動作不能である場合	A.1 当直長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する ^{※4} ととともに、残りの余熱除去ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{※5} 。 および A.2 機械計画第一課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 B.1 当直長は、モード3にする。 および B.2 当直長は、モード5にする。 C.1 電気計画課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	4時間 72時間 12時間 56時間 速やかに
モード5および6	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上が動作不能である場合	A.1 機械計画第一課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 B.1 電気計画課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

(3) 要求される措置			
適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1, 2, 3および4	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上が動作不能である場合	A.1 当直長は、1台の余熱除去ポンプを起動し、動作可能であることを確認する ^{※4} ととともに、残りの余熱除去ポンプ1台が動作可能であることを確認する ^{※5} 。 および A.2 機械計画第一課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 B.1 当直長は、モード3にする。 および B.2 当直長は、モード5にする。 C.1 電気計画課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	4時間 72時間 12時間 56時間 速やかに
モード5および6	A. 静的触媒式水素再結合装置の所要数の1基以上が動作不能である場合	A.1 機械計画第一課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直長は、モード5（1次冷却系非満水）またはモード6（キャビティ低水位）の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 B.1 電気計画課長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

※4：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。
 ※5：「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。

(中略)

(中略)

変更前

84-15-3 蓄電池 (非常用) および蓄電池 (重大事故等対処用) からの給電

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
蓄電池 (非常用) および蓄電池 (重大事故等対処用) からの給電	(1) 蓄電池 (非常用) からの電源系 1 系統以上が動作可能であること と (2) 蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系 1 系統以上が動作可能であること

適用モード	設備	所要数
モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	蓄電池 (非常用)	1 組
	蓄電池 (重大事故等対処用)	1 組

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当者
蓄電池 (非常用)	蓄電池 (非常用) が健全であることを確認する。	定期事業者 検査時 1 週間に 1 回	発電課長 当直長
蓄電池 (重大事故等対処用)	蓄電池 (非常用) の浮動充電時の蓄電池端子電圧が 126.5V 以上であることを確認することを確認する。 蓄電池 (重大事故等対処用) が健全であることを確認する。 蓄電池 (重大事故等対処用) の浮動充電時の蓄電池端子電圧が 126.5V 以上であることを確認することを確認する。	定期事業者 検査時 1 週間に 1 回	発電課長 当直長

変更後

84-15-3 蓄電池 (非常用) 蓄電池 (重大事故等対処用) および蓄電池 (3 系統目) からの給電

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
蓄電池 (非常用) 蓄電池 (重大事故等対処用) および蓄電池 (3 系統目) からの給電	(1) 蓄電池 (非常用) からの電源系 1 系統以上が動作可能であること と (2) 蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系 1 系統以上が動作可能であること (3) 蓄電池 (3 系統目) からの電源系が動作可能であること

適用モード	設備	所要数
モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	蓄電池 (非常用)	1 組
	蓄電池 (重大事故等対処用)	1 組
	蓄電池 (3 系統目)	1 組

(2) 確認事項

項目	確認事項	頻度	担当者
蓄電池 (非常用)	蓄電池 (非常用) が健全であることを確認する。	定期事業者 検査時 1 週間に 1 回	発電課長 当直長
蓄電池 (重大事故等対処用)	蓄電池 (非常用) の浮動充電時の蓄電池端子電圧が 126.5V 以上であることを確認することを確認する。 蓄電池 (重大事故等対処用) が健全であることを確認する。 蓄電池 (重大事故等対処用) の浮動充電時の蓄電池端子電圧が 126.5V 以上であることを確認することを確認する。 蓄電池 (3 系統目) が健全であることを確認する。	定期事業者 検査時 1 週間に 1 回	発電課長 当直長
蓄電池 (3 系統目)	蓄電池 (3 系統目) の浮動充電時の蓄電池端子電圧が 135.5V 以上であることを確認する。	定期事業者 検査時 1 週間に 1 回	発電課長 当直長

備考

所内常設直流電源設備 (3 系統目) の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)

(3) 要求される措置		(3) 要求される措置	
適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1, 2, 3および4	A. 蓄電池 (非常用) からの電源系が動作不能である場合または蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系が動作不能である場合 また、蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系が動作不能である場合	A.1 当直長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、残りのディーゼル発電機1基が動作可能であることを確認する*1。 および A.2 当直長または電気計画課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備**が動作可能であることを確認する*1。 および A.3 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	4時間 72時間 30日
モード5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	B. 条件Aの措置を完了した時間内に達成できない場合	B.1 当直長は、モード3にする。 および B.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間
モード5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 蓄電池 (非常用) からの電源系が動作不能である場合または蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系が動作不能である場合	A.1 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直長は、モード5 (1次冷却系非満水) またはモード6 (キヤピティ低水位) の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 および A.4 当直長または電気計画課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備**が動作可能であることを確認する*1。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

(3) 要求される措置		(3) 要求される措置	
適用モード	条件	要求される措置	完了時間
モード1, 2, 3および4	A. 蓄電池 (非常用) からの電源系が動作不能である場合または蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系が動作不能である場合	A.1 当直長は、1基のディーゼル発電機を起動し、動作可能であることを確認するとともに、残りのディーゼル発電機1基が動作可能であることを確認する*1。 および A.2 当直長または電気計画課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備**が動作可能であることを確認する*1。 および A.3 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	4時間 72時間 30日
モード5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	B. 条件Aの措置を完了した時間内に達成できない場合	B.1 当直長は、モード3にする。 および B.2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間
モード5, 6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	A. 蓄電池 (非常用) からの電源系が動作不能である場合または蓄電池 (重大事故等対処用) からの電源系が動作不能である場合	A.1 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A.2 当直長は、1次冷却系の水抜きを行っている場合は、水抜きを中止する。 および A.3 当直長は、モード5 (1次冷却系非満水) またはモード6 (キヤピティ低水位) の場合、1次系保有水を回復する措置を開始する。 および A.4 当直長または電気計画課長は、当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備**が動作可能であることを確認する*1。	速やかに 速やかに 速やかに 速やかに

所内常設直流電源設備 (3系統目) の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)

※1: 「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。
 ※2: 非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車または可搬型直流電源装置 (75kVA 電源車および可搬型整流器) をいう。

※1: 「動作可能であること」の確認は、対象設備の至近の記録等により行う。
 ※2: 非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車または可搬型直流電源装置 (75kVA 電源車および可搬型整流器) をいう。

変更前

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能 ^{※13}		所要チャヤ ンネル数	適用 モード	所要チャヤ 条件	ンネル数を満足できない場合の措置			確認事項	
	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※14}				措置	項目	頻度	担当	
原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力	①格納容器内圧力(広域) ②格納容器内圧力(AM)	1	モード1, 2, 3, 4, 5および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A.1 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに	機能の確認を行う。	定期事業者 検査時	計装計画課長
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(広域)	①格納容器内圧力(AM) ②格納容器内温度	1		B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	B.1 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに	動作不能でないことを指示値により確認する ^{※15} 。	1ヶ月に1回	当直長
原子炉格納容器内の水位	格納容器内圧力(AM)	①格納容器内圧力(広域) ②格納容器内温度	1		C. 1つの機能を確保するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。 E.1 当直長は、原子炉格納容器内での燃料の移動を中止する ^{※16} 。 および E.2 当直長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作をすべて中止する。	72時間 12時間 56時間			

※13：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器満えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足しないとはみなさない。

※14：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※15：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

※16：原子炉下部キャビティ水位および格納容器水位を除く。

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件
	主要パラメータ	代替パラメータ			
原子炉 格納容 器内の 温度	格納容器内温度 (広域)	①格納容器内圧力 (広域) ②格納容器内圧力 (AM)	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合
原子炉 格納容 器内の 圧力	格納容器内圧力 (広 域)	①格納容器内圧力 (AM) ②格納容器内温度	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合
	格納容器内圧力 (AM)	①格納容器内圧力 (広域) ②格納容器内温度	1		
原子炉 格納容 器内の 水位	格納容器再循環サ ン プ水位 (広域)	①格納容器再循環サ ン プ水位 (広域) ②原子炉下部キャビ ティ水位 ③格納容器水位 ④燃料取替用水タン ク水位 ⑤補助給水タンク水 位 ⑥格納容器スプレ イ ラインB 積算流量 ⑦代替格納容器ス プ レイライン積算流 量 (AM)	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合 D. モード1, 2, 3 および4にお いて条件A, B またはCの措置 を完了時間内に 達成できない場 合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合

※13: プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している
 場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※14: 代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※15: 移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

シ ン ネ ル 数 を 満 足 で き な い 場 合 の 措 置	完了時間	項 目	確認事項	
			頻 度	担 当
A. 1 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A. 3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに 30日	機能の確認を行う。 動作不能でないことを指示値等により確認する。	定期事業者 検査時	計装計画課長
B. 1 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B. 3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	速やかに 30日			当直長
C. 1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	72時間			
D. 1 当直長は、モード3にする。 および D. 2 当直長は、モード5にする。	12時間 56時間			
E. 1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E. 2 当直長は、1次冷却材中のほら濃度が低下する操作をすべて中止する。	速やかに 速やかに			

特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更 (以下、本頁にお
いて同じ)

84-16-1 計測設備 つづき

分類	主要パラメータ	機能	所要チャネル数	適用モード	所要チャネル条件	措置	完了時間	項目	頻度	担当
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位(狭域) 原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位(広域) ②燃料取替用水タンク水位 ③補助給水タンク水位 ④格納容器スプレインB積算流量 ⑤代替格納容器スプレイン積算流量(AM)	1	モード1, 2, 3, 4, 5および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	A.1 当直長または計装計画課長は、代替パラメータが動作不能であることを確認する。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。 A.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または A.3.2 計装計画課長は、代替措置を講じて、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに	機能の確認を行う。 動作不能でないことを指示値により確認する。 格納容器水素濃度計測装置の機能の確認を行う。	定期事業者検査時 1ヶ月に1回	計装計画課長 当直長
原子炉格納容器水素濃度	格納容器水位 燃料取替用水タンク水位 補助給水タンク水位	①燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ③格納容器スプレインB積算流量 ④代替格納容器スプレイン積算流量(AM)	1	モード1, 2, 3, 4, 5および6	A. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直長または計装計画課長は、主要パラメータが動作不能であることを確認する。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。 B.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 C.1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。 E.1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E.2 当直長は、1次冷却材中の水素濃度が低下する操作をすべて中止する。	速やかに 30日 30日	静的触媒式水素再結合装置動作温度計測装置の機能の確認を行う。 イグナイタ作動温度計測装置の機能の確認を行う。	定期事業者検査時 3ヶ月に1回	計装計画課長 計装計画課長

※17: プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器補えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
※18: 代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※19: 代替品の補充等(格納容器水素濃度計測装置の場合。)
※20: 予備の格納容器水素濃度計測装置により計測されるパラメータを示す。
※21: 1チャンネルとは、5個の静的触媒式水素再結合装置動作温度計測装置で測定する温度をいう。
※22: 1チャンネルとは、12個のイグナイタ作動温度計測装置で測定する温度をいう。
※23: 移動中の燃料を所定の位置に移転することを妨げるものではない。
※24: 格納容器水素濃度計測装置、静的触媒式水素再結合装置動作温度計測装置およびイグナイタ作動温度計測装置を除く。
※25: 格納容器水素濃度計測装置、原子炉下部キャビティ水位および格納容器水位を除く。

84-16-1 計測設備 つぎ

分類	機能		所要チャネル数	適用モード	所要チャネル条件	確認事項		
	主要パラメータ	代替パラメータ				項目	頻度	担当者
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位(狭域) 原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位(広域) ②格納容器再循環サンプ水位(広域) ③燃料取替用水タンク水位 ④補助給水タンク水位 ⑤格納容器スプレイレインB積算流量 ⑥代替格納容器スプレイレイン積算流量(AM)	1	モード1, 2, 3, 4, 5, および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	機能の確認を行う。 動作不能でないことと指示値等により確認する。 格納容器水素濃度計測装置の機能の確認を行う。 格納容器水素濃度計測装置が動作不能であることを外観点検により確認する。 静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の機能の確認を行う。 イグナイタ作動温度計測装置の機能の確認を行う。	計装計画課長 当直長 計装計画課長 計装計画課長	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ②補助給水タンク水位 ③格納容器スプレイレインB積算流量 ④代替格納容器スプレイレイン積算流量(AM)	1			速やかに 速やかに 30日 30日 速やかに 速やかに 30日 72時間 12時間 56時間 速やかに 速やかに	速やかに 速やかに 30日 30日 速やかに 速やかに 30日 72時間 12時間 56時間 速やかに 速やかに	計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長 計装計画課長

※16: プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
 ※17: 代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
 ※18: 代替品の補充等(格納容器水素濃度計測装置の場合。)
 ※19: 予備の格納容器水素濃度計測装置により計測されるパラメータを示す。
 ※20: 1チャンネルとは、5個の静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置で測定する温度をいう。

※21: 1チャンネルとは、12個のイグナイタ作動温度計測装置で測定する温度をいう。
 ※22: 移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げない。
 ※23: 格納容器水素濃度計測装置、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置およびイグナイタ作動温度計測装置を除く。
 ※24: 格納容器水素濃度計測装置を除く。

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	確認事項		
	主要パラメータ	代替パラメータ				項目	頻度	担当
アニュ ラス部 の水素 濃度	アニュ ラス部 (AM)	①代替パラメータの 予備	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	アニュラス水素濃 度(AM)計測装置の 機能の確認を行 う。	定期事業者 検査時	計装計画課長
	(アニュ ラス部 濃度)	①アニュラス水素濃 度(AM) ②代替パラメータの 予備	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	アニュラス水素濃 度(AM)計測装置が 動作可能であるこ とを外観点検によ り確認する。	3ヶ月に1回	計装計画課長
					A. 1 計装計画課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A. 3. 1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または A. 3. 2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 30日 30日		
					B. 1 当直長または計装計画課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B. 3. 1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または B. 3. 2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに 速やかに 30日 30日		
					C. 1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D. 1 当直長は、モード3にする。 および D. 2 当直長は、モード5にする。 E. 1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E. 2 当直長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作をすべて中止する。	72時間 12時間 56時間		

84-16-1 計測設備 つづき

分類	主要パラメータ	機能	所要チャネル数	適用モード	要件チャネル数	要件条件	確認事項			備考
							項目	頻度	担当者	
アニュウラス部の水素濃度	アニュウラス水素濃度 (AM)	①主要パラメータの予備 ②代替パラメータの予備	1	モード1, 2, 3, 4, 5 および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A.1 計装計画課長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または A.3.2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	完了時間 速やかに	アニュウラス水素濃度 (AM) 計測装置の機能の確認を行う。 アニュウラス水素濃度 (AM) 計測装置が動作可能であることとを外観点検により確認する。	計装計画課長	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)
	[アニュウラス水素濃度]	①アニュウラス水素濃度 (AM) ②代替パラメータの予備	1		C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3 および4において条件A, B またはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5, 6 および6において条件A またはBの措置を完了時間内に達成できない場合	B.1 当直長または計装計画課長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または B.3.2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	完了時間 速やかに	速やかに	計装計画課長	
							72時間			
							12時間			
							56時間			
							速やかに			
							速やかに			

変更前

※26：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合は、運転上の制限を満足していないとはみみなさない。

※27：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※28：予備のアニュラス水素濃度 (AV) 計測装置により計測されるパラメータを示す。

※29：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

※30：代替品の補充等 (アニュラス水素濃度 (AV) 計測装置の場合。)

※31：アニュラス水素濃度について実施する。

※32：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

変更後

※25：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
※26：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※27：予備のアニュラス水素濃度 (AV) 計測装置により計測されるパラメータを示す。
※28：() は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
※29：代替品の補充等 (アニュラス水素濃度 (AV) 計測装置の場合。)
※30：アニュラス水素濃度について実施する。
※31：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

備考

特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更 (以下、本頁において同じ)

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能 ^{※33}		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	シナリオ		
	主要パラメータ	代替パラメータ型				シナリオ	措置	完了時間
原子炉 格納容 器内の 放射線 量率	格納容器高レンジエ リアモニタ (高レン ジ)	①格納容器高レンジ エリアモニタ (低 レンジ)	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	定期事業者 検査時	計装計画課長
	格納容器高レンジエ リアモニタ (低レン ジ)	①格納容器高レンジ エリアモニタ (高 レンジ)	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合			
	[格納容器入口エリ アモニタ] ^{※34} [炉内核計測区域エ リアモニタ] ^{※35} [格納容器じんあい モニタ] ^{※36} [格納容器ガスモニ タ] ^{※36}	①格納容器高レンジ エリアモニタ (低 レンジ)	1		D. モード1, 2, 3および4にお いて条件A, B またはCの措置 を完了時間内に 達成できない場 合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。 E.1 当直長は、原子炉格納容器内 での燃料の移動を中止する ^{※37} および E.2 当直長は、1次冷却材中のほ う素濃度が低下する操作をす べて中止する。	1ヶ月に1回	当直長

※33：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※34：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※35：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

※36：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）

分類		機 能 ^{※32}		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	シナリオ		確認事項	備 考
原子炉 格納容 器内の 放射線 量率	主要パラメータ 格納容器高レンジエ リアモニタ（高レン ジ）	代替パラメータ ^{※31} ①格納容器高レンジ エリアモニタ（低 レンジ）	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合 D. モード1, 2, 3および4にお いて条件A, B またはCの措置 を完了時間内に 達成できない場 合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	シナリオ A.1 当直長は、代替パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることを運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および A.3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。 B.1 当直長は、主要パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることを運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および B.3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。 C.1 計装計画課長は、当該機能の 主要パラメータまたは代替パ ラメータを1手段以上動作可 能な状態に復旧する。 D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。 E.1 当直長は、原子炉格納容器内 での燃料の移動を中止する ^{※33} および E.2 当直長は、1次冷却材中のほ ろ素濃度が低下する操作をす べて中止する。	項目 機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	頻 度 定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	担 当 計装計画課長 当直長	

84-16-1 計測設備 つづき

※32：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器補えい率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
※33：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※34：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
※35：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つぎ

分類	機能 ^{※1}		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	確認事項				
	主要パラメータ	代替パラメータ ^{※2}				措置	完了時間	項目	頻度	担当
未臨界 の維持 または 監視	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②1次冷却材高温側 温度(広域) ②1次冷却材低温側 温度(広域) ③ほう酸タンク水位	1	モード 1および 2	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	A. 当直長は、代替パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることが運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および A.3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。	連やかに	機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	定期事業者 検査時	計装計画課長
	中間領域中性子束	①出力領域中性子束 ①線源領域中性子束 ^{※3} ②ほう酸タンク水位	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	B.1 当直長は、主要パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることが運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および B.3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。	連やかに			
	(中間領域中性子束 起動率) ^{※4}	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束 ^{※5}	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合	C.1 計装計画課長は、当該機能の 主要パラメータまたは代替パ ラメータを1手段以上動作可 能な状態に復旧する。	72時間			
					D. モード1および 2において条件 A、BまたはC の措置を完了時 間内に達成でき ない場合	D.1 当直長は、モード3にする。	12時間			

※37：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足してはみないとはみない。

※38：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※39：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足していないとはみ
ない。

※40：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

分類		機能 ^{※36}		所要チャヤ シネネ数	適用 モード	所要チャヤ 条件	シネネ数 を満足できない場合の措置		項目	確認事項	担当者	
未認可 の維持 または 監視	主要パラメータ	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②1次冷却材高温側 温度(広域) ②1次冷却材低温側 温度(広域) ③ほう酸タンク水位	1	モード 1および 2	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	シネネ数を満足できない場合の措置	完了時間	機能の確認を行 う。	定期事業者 検査時	計装計画課長	
	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	①出力領域中性子束 ①線源領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合		速やかに	動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
	中間領域中性子束	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	①出力領域中性子束 ②線源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合		速やかに				
	起動率 ^{※37}					D. モード1および 2において条件 A, BまたはC の措置を完了時 間内に達成でき ない場合		72時間				

分類		機能 ^{※36}		所要チャヤ シネネ数	適用 モード	所要チャヤ 条件	シネネ数 を満足できない場合の措置		項目	確認事項	担当者	
未認可 の維持 または 監視	主要パラメータ	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	1	モード 1および 2	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	シネネ数を満足できない場合の措置	完了時間	機能の確認を行 う。	定期事業者 検査時	計装計画課長	
	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	①出力領域中性子束 ②線源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合		速やかに	動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	1ヶ月に1回	当直長	
	中間領域中性子束	①中間領域中性子束 ②線源領域中性子束	①出力領域中性子束 ②線源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合		速やかに				
	起動率 ^{※37}					D. モード1および 2において条件 A, BまたはC の措置を完了時 間内に達成でき ない場合		72時間				

※36：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏れ率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足してはみない。

※37：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※38：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足してはみ
ない。

※39：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更(以下、本頁にお
いて同じ)

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	確認事項		
	主要パラメータ	代替パラメータ				措置	完了時間	項目
未臨界 の維持 または 監視	①線源領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	①中間領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	1	モード 2, 3, 4, 5, お よび6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	速やかに 速やかに 30日 速やかに 速やかに 30日 72時間 12時間 56時間 速やかに 速やかに	機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	計装計画課長 当直長
	(線源領域)中性子束 起動率	①線源領域中性子束 ②中間領域中性子束	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合 D. モード2, 3, および4におい て条件A, Bま たはCの措置を 完了時間内に達 成できない場合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	A. 1 当直長は、代替パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および A. 2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることが運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および A. 3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。 B. 1 当直長は、主要パラメータが 動作可能であることを確認す る。 および B. 2 計装計画課長は、当該計器が 故障状態であることが運転員 に明確に分かるような措置を 講じる。 および B. 3 計装計画課長は、当該計器を 動作可能な状態にする。 C. 1 計装計画課長は、当該機能の 主要パラメータまたは代替パ ラメータを1手段以上動作可 能な状態に復旧する。 D. 1 当直長は、モード3にする。 および D. 2 当直長は、モード5にする。 E. 1 当直長は、原子炉格納容器内 での燃料の移動を中止する。 および E. 2 当直長は、1次冷却材中のほ う酸濃度が低下する操作をす べて中止する。		

※11：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器補えい率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足していませんとみなさなさい。
※12：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※13：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足していませんとみ
なさない。
※14：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
※15：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	措置	完了時間	確認事項		備考
	主要パラメータ	代替パラメータ						項目	頻度	
未臨界 の維持 または 監視	線源領域中性子束	①中間領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	1	モード 2, 3, 4, 5お よび6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A. 1 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A. 3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 B. 1 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B. 2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B. 3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 C. 1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。 D. 1 当直長は、モード3にする。 および D. 2 当直長は、モード5にする。 E. 1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E. 2 当直長は、1次冷却材中のほう酸濃度が低下する操作をすべて中止する。	機能の確認を行う。 動作不能でないことを指示値により確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	計装計画課長 当直長	特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）

※10：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足してはみない。
 ※11：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複製あることを示す。
 ※12：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足してはみない。
 ※13：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
 ※14：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャヤ シールド 数	所要チャヤ 条件	適用 モード	確認事項			
	主要パラメータ	代替パラメータ				項目	頻度	担当者	
最終ヒートシートの確保	主要パラメータ 格納容器内圧力(広域)	①格納容器内圧力 (AM) ②格納容器再循環ユニット入口温度 ③格納容器再循環ユニット出口温度	1	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	モード1, 2, 3, 4, 5および6	A.1 当直長または計装計画課長は、代替パラメータが動作不能であることを確認する。	速やかに	計装計画課長	
			1		A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに	当直長		
	[原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力]	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	1	A.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	30日	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の機能の確認を行う。	1年に1回	計装計画課長
				1	A.3.2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	30日	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力が動作可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	計装計画課長
	[格納容器再循環ユニットA、B冷却水流量]	①格納容器内圧力 (広域)	①格納容器内圧力 (広域)	1	B.1 当直長または計装計画課長は、主要パラメータが動作不能であることを確認する。	速やかに	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	1年に1回	計装計画課長
				1	B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。	速やかに	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	1年に1回	計装計画課長
	主蒸気ライン圧力	①1次冷却材低温側温度(広域) ②1次冷却材高温側温度(広域)	①1次冷却材低温側温度(広域) ②1次冷却材高温側温度(広域)	1	B.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	30日	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	3ヶ月に1回	計装計画課長
				1	B.3.2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	30日	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	3ヶ月に1回	計装計画課長
	蒸気発生器減水水位	①蒸気発生器広域水位 ②1次冷却材低温側温度(広域) ③1次冷却材高温側温度(広域)	①蒸気発生器広域水位 ②1次冷却材低温側温度(広域) ③1次冷却材高温側温度(広域)	1	C.1 計装計画課長は、当該機能の確認するすべての計器が動作不能である場合	72時間	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	12時間	計装計画課長
				1	D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	56時間	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	56時間	計装計画課長
			1	E.1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。	速やかに	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	速やかに	計装計画課長	
			1	E.2 当直長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作をすべて中止する。	速やかに	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度の確認を行う。	速やかに	計装計画課長	

分類	主要パラメータ	機能	所要チャヤ シナール数	適用 モード	所要チャヤ 条件	シナール数を満足できない場合の措置			項目	頻度	担当
						措置	完了時間	確認事項			
最終ヒートシナールの確保	①格納容器内圧力(広域)	①格納容器内圧力(AM)	1	モード1, 2, 3, 4, 5および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A.1 当直長または計装計画課長は、代替パラメータが動作不能であることを確認する。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3.1 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 または A.3.2 計装計画課長は、代替措置を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	速やかに	機能の確認を行う。 動作不能でないことを指示値により確認する。	定期事業者 検査時	計装計画課長	
	②格納容器再循環ユニット入口温度	②格納容器再循環ユニット出口温度	1			速やかに	原子炉補機冷却水サイジングク加圧ライン圧力の機能の確認を行う。	1ヶ月に1回	当直長		
	③原子炉補機冷却水サイジングク加圧ライン圧力	③原子炉補機冷却水サイジングク加圧ライン圧力	1			30日	原子炉補機冷却水サイジングク加圧ライン圧力が動作可能であることを外観点検により確認する。	1年に1回	計装計画課長		
	④格納容器内圧力(広域)	④格納容器内圧力(広域)	1		B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	速やかに	格納容器再循環ユニットA, B冷却水流量	3ヶ月に1回	計装計画課長		
	⑤格納容器内温度	⑤格納容器内温度(広域)	1			速やかに	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度	1年に1回	計装計画課長		
	⑥1次冷却材低温側温度(広域)	⑥1次冷却材高温側温度(広域)	1			30日	格納容器再循環ユニット入口温度および格納容器再循環ユニット出口温度が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	計装計画課長		
	⑦1次冷却材低温側温度(広域)	⑦1次冷却材高温側温度(広域)	1			72時間	C.1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。				
	⑧蒸気発生器広域水位	⑧蒸気発生器広域水位	1		D. モード1, 2, 3および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	12時間 56時間	D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。				
	⑨1次冷却材低温側温度(広域)	⑨1次冷却材高温側温度(広域)	1		E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	速やかに	E.1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E.2 当直長は、1次冷却材中のほう素濃度が低下する操作をすべて中止する。				

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前

- ※16：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※17：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
- ※18：1チャネルとは、共通の入口ライン1箇所の格納容器再循環ユニット入口温度および出口ライン2箇所の格納容器再循環ユニット出口温度をいう。
- ※19：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
- ※20：代替品の補充等（格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度または原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の場合。）
- ※51：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。
- ※52：格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度および原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力を除く。

変更後

- ※15：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器補えい率検査時に計器保護のため隔離している場合は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※16：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
- ※17：1チャネルと1箇所の格納容器再循環ユニットの入口温度、格納容器再循環ユニットの出口温度および出口ライント管の格納容器再循環ユニットの出口温度をいう。
- ※18：〔 〕は多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
- ※19：代替品の補充等（格納容器再循環ユニットの入口温度、格納容器再循環ユニットの出口温度または原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライント管の入口温度、格納容器再循環ユニットの出口温度）を妨げるものではない。
- ※20：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。
- ※51：格納容器再循環ユニットの入口温度、格納容器再循環ユニットの出口温度および原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライント管の入口温度を除く。

備考

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）

84-16-1 計測設備 つぎ

分類	主要パラメータ	機能	代替パラメータ	所要チャネル数	適用モード	所要チャネル数	所要チャネル条件
最終ヒートシートの確認	蒸気発生器広域水位	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②1次冷却材低温側温度(広域) ②1次冷却材高温側温度(広域)	1	モード1, 2, 3, 4, 5 および6	1	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合
	補助給水ライン流量	補助給水タンク水位	①補助給水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	1		1	
	(主蒸気ライン流量)	主蒸気ライン圧力	①主蒸気ライン圧力 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量	1		1	C. 1つの機能を確保するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3 および4において条件A, B またはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合

※53：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足してはみなさない。

※54：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※55：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

※56：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

シナリオ	シナリオ説明	発生頻度	検出手段	検出時間	対応措置	完了時間	項目	確認事項	担当者
A.1	当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。	および	1ヶ月に1回	機能の確認を行う。	動作不能でないことを指示値により確認する。	連やかに	機能の確認を行う。	定期事業者検査時	計装計画課長
A.2	計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。	および	1ヶ月に1回	動作不能でないことを指示値により確認する。	動作不能でないことを指示値により確認する。	連やかに	動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
A.3	計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	および	30日	動作可能であることを確認する。	動作可能であることを確認する。	30日	動作可能であることを確認する。		
B.1	当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。	および	1ヶ月に1回	機能の確認を行う。	動作不能でないことを指示値により確認する。	連やかに	機能の確認を行う。	定期事業者検査時	計装計画課長
B.2	計装計画課長は、当該計器が故障状態であることを運転員に明確に分かるような措置を講じる。	および	1ヶ月に1回	動作不能でないことを指示値により確認する。	動作不能でないことを指示値により確認する。	連やかに	動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	当直長
B.3	計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	および	30日	動作可能であることを確認する。	動作可能であることを確認する。	30日	動作可能であることを確認する。		
C.1	計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。	および	72時間	機能の確認を行う。	動作不能でないことを指示値により確認する。	72時間	機能の確認を行う。		
D.1	当直長は、モード3にする。	および	12時間	モード3にする。	モード3にする。	12時間	モード3にする。		
D.2	当直長は、モード5にする。	および	56時間	モード5にする。	モード5にする。	56時間	モード5にする。		
E.1	当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。	および	連やかに	燃料の移動を中止する。	燃料の移動を中止する。	連やかに	燃料の移動を中止する。		
E.2	当直長は、1次冷却材中の燃料濃度が低下する操作をすべて中止する。	および	連やかに	燃料濃度が低下する操作をすべて中止する。	燃料濃度が低下する操作をすべて中止する。	連やかに	燃料濃度が低下する操作をすべて中止する。		

分類	機能		所要チャヤ シナメル数	適用 モード	所要チャヤ 条件	シナメル数を満足できない場合の措置			項目	確認事項 頻度	担当者
	主要パラメータ	代替パラメータ				措置	完了時間				
最終ヒートシナメル の確保	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②1次冷却材低温側温度(広域) ③1次冷却材高温側温度(広域)	1	モード1, 2, 3, 4, 5 および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	A.1 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。 および A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および A.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。 B.1 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。 および B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。 および B.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。	機能の確認を行う。 動作不能でないことを指示値により確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	計装計画課長		
	補助給水ライン流量	①補助給水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	1		C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3 および4において条件A, B またはCの措置を完了時間内に達成できない場合 E. モード5 および6において条件A またはBの措置を完了時間内に達成できない場合	C.1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1段階以上動作可能な状態に復旧する。 D.1 当直長は、モード3にする。 および D.2 当直長は、モード5にする。 E.1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。 および E.2 当直長は、1次冷却材中のほぼ蒸濃度が低下する操作をすべて中止する。			当直長		
	(主蒸気ライン流量)	①主蒸気ライン圧力 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器広域水位 ①補助給水ライン流量	1				72時間				

※52：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器内率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足してはいないとはみなさない。
 ※53：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
 ※54：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
 ※55：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つぎ

分類	機能	所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チャ 件	確認事項		
					項目	頻度	担当
格納容 器パイ プの 監視	主要パラメータ 蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器広域水 位 ②主蒸気ライン圧力 ②補助給水ライン流 量	1	モード 1, 2, 3, 4, 5, およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	計装計画課長
	主蒸気ライン圧力 ①蒸気発生器広域水 位 ①補助給水ライン流 量	1			連やかに 連やかに 30日		当直長
	1次冷却材圧力 ①蒸気発生器狭域水 位 ①主蒸気ライン圧力 ①格納容器再循環サ ンプ水位 (広域) ②1次冷却材高温側 温度 (広域) ②1次冷却材低温側 温度 (広域)	1		B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合	連やかに 連やかに 30日		
	[補助建屋排気筒ガ スモニタ] ^{※57} [補助建屋サブタ ンク水位] ^{※58} [糸鋸除去ポンプ出 口圧力] ^{※59}	1		C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合	72時間		
	[復水器排気ガスモ ニタ] ^{※60} [蒸気発生器プロセ ダワウン水モニタ] [※] [高感度型主蒸気管 モニタ] ^{※61}	1	モード 1, 2, 3 および 4	D. モード1, 2, 3, および4に おいて条件A, BまたはCの措 置を完了時間内 に達成できない 場合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	12時間 56時間		

※57：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離してい
る場合等は、運転上の制限を満足してはみない。
※58：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※59：[] は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。
※60：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

分類	主要パラメータ	機能	所要チャネル数	適用モード	要件	確認事項		備考
						項目	頻度	
格納容器バスの監視	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②補助給水ライン流量	1	モード1, 2, 3, 4, 5, および6	A. 主要パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合 B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	機能の確認を行う。	定期事業者検査時	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器狭域水位 ①補助給水ライン流量	1			動作不能でないことを指示値により確認する。	1ヶ月に1回	
	1次冷却材圧力	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力 ①格納容器再循環ポンプ水位（広域） ②1次冷却材高温側温度（広域） ②1次冷却材低温側温度（広域）	1		B. 代替パラメータを計測する計器すべてが動作不能である場合	速やかに		
	(補助建屋排気筒ガスモニタ) ⑤⑥ (補助建屋サンプタ) ⑤⑥ (冷却水水位) ⑤⑥ (余熱除去ポンプ出口圧力) ⑤⑥	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環ポンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	1		C. 1つの機能を確認するすべての計器が動作不能である場合 D. モード1, 2, 3, および4において条件A, BまたはCの措置を完了時間内に達成できない場合	速やかに		
	(復水器排気ガスモニタ) ⑤⑥ (蒸気発生器ブロウダウン水モニタ) ⑤⑥ (高感度型主蒸気管モニタ) ⑤⑥	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	1	モード1, 2, 3, および4	E. モード5および6において条件AまたはBの措置を完了時間内に達成できない場合	72時間		

※56：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※57：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※58：〔 〕は多様性拡張設備を示す。多様性拡張設備は運転上の制限を適用しない。

※59：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つづき

分類	機能		所要チャ ンネル数	適用 モード	所要チ 集件	確認事項			
	主要パラメータ	代替パラメータ				措置	項目	頻度	担当
水源の 確保	燃料取替用水タンク 水位	①格納容器再循環サ ンプ水位 (広域) ②格納容器スプレ イライオン種算流量 ②高圧注入ライオン流 量 ②余熱除去ルー プ流 量 ②代替格納容器ス プレイライオン種算流 量 (AW)	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不能 である場合	完了時間 速やかに	機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	計装計画課長 当直長
	補助給水タンク水位	①補助給水ライン流 量 ①代替格納容器ス プレイライオン種算流 量 (AW)	1			完了時間 速やかに			
	ほう酸タンク水位	①出方領域中性子束 ①中間領域中性子束 ①線源領域中性子束	1		D. モード1, 2, 3 および4にお いて条件A, B またはCの措置 を完了時間内に 達成できない場 合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	完了時間 12時間 56時間			

※61：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器補えい率検査時に計器保護のため隔離し
ている場合等は、運転上の制限を満足してはみないとはみない。

※62：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。

※63：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足していないとはみ
なさない。

※64：移動中の燃料を所定の位置に移転することを妨げるものではない。

84-16-1 計測設備 つづき

分類	主要パラメータ	機能	所要チャ ンネル数	適用 モード	要件 条件	確認事項		
						項目	頻度	担当
水源の 確保	燃料取替用水タンク 水位	①代替パラメータ② 格納容器再循環サ ンプ水位 (広域) ②格納容器スプレ イラインB積算流量 ②高圧注入ライン流 量 ②余熱除去ループ流 量 ②代替格納容器ス プレイライン積算流 量 (AM)	1	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び6	A. 主要パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 B. 代替パラメータ を計測する計器 すべてが動作不 能である場合 C. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不 能である場合	項目 機能の確認を行 う。 動作不能でないこ とを指示値により 確認する。	頻度 定期事業者 検査時 1ヶ月に1回	担当 計装計画課長 当直長
	補助給水タンク水位	①補助給水ライン流 量 ①代替格納容器ス プレイライン積算流 量 (AM)	1		D. 1つの機能を確 認するすべての 計器が動作不 能である場合	完了時間 速やかに		
	ほう酸タンク水位	①出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 ①線源領域中性子束 量	1		D. モード1, 2, 3および4にお いて条件A, B またはCの措置 を完了時間内に 達成できない場 合 E. モード5および 6において条件 AまたはBの措 置を完了時間内 に達成できない 場合	完了時間 速やかに 12時間 56時間		

※60：プラント起動に伴う計器校正および原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離し
ている場合等は、運転上の制限を満足していないとはみなさない。
※61：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり、代替パラメータが複数あることを示す。
※62：P-6以上において、線源領域中性子束は電源切となるが運転上の制限を満足していないとはみ
なさない。
※63：移動中の燃料を所定の位置に移動することを妨げるものではない。

ヤンネル数を満足できない場合の措置
A.1 当直長は、代替パラメータが動作可能であることを確認する。
および
A.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。
および
A.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。
B.1 当直長は、主要パラメータが動作可能であることを確認する。
および
B.2 計装計画課長は、当該計器が故障状態であることが運転員に明確に分かるような措置を講じる。
および
B.3 計装計画課長は、当該計器を動作可能な状態にする。
C.1 計装計画課長は、当該機能の主要パラメータまたは代替パラメータを1手段以上動作可能な状態に復旧する。
D.1 当直長は、モード3にする。
および
D.2 当直長は、モード5にする。
E.1 当直長は、原子炉格納容器内の燃料の移動を中止する。
および
E.2 当直長は、1次冷却材中のほう酸濃度が低下する操作をすべて中止する。

特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更 (以下、本頁にお
いて同じ)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前	変更後	備考
<p>(記載なし)</p>	<p>(特定重大事故等対処施設を構成する設備) 第81条の2 次の各号の特重施設を構成する設備（以下、「特重設備」という。）は、表81の2-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2 特重設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前

変更後

備考

保安規定第81条の2に係る以下のページの記載内容は、機密に係る事項であり公開できないことか
ら、本記載をもって省略する。

・ 54 ~ 91

変更前	変更後	備考
<p>(予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施する場合)</p> <p>第88条 各課長は、予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置^{※1}を要求される完了時間の範囲内で実施する^{※2}。なお、運用方法については、表87の例に準拠するものとする。</p> <p>2 各課長は、予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置^{※1}を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する^{※2}。</p> <p>3 各課長は、表88で定める設備について、保全計画等に基づき定期的に行う点検・点検を実施するたため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める点検時の措置^{※1}を実施する。この場合、第1項なお書の規定は適用しない。また、同表で定める設備について、要求される完了時間の範囲を超えて点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める点検時の措置の実施について、原子炉主任技術者の確認を得る。この場合、第2項は適用しない。</p> <p>4 第1項、第2項および第3項の実施については、第87条第1項の運転上の制限を満足しない場合はみみない。</p> <p>5 各課長は、第1項、第2項または第3項に基づく点検・点検を行う場合、関係課長と協議し実施する。</p> <p>6 第1項、第2項および第3項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点時点点を点検・点検・点検に対する完了時間の起点とする。</p> <p>7 第1項を実施する場合、各課長は、運転上の制限外へ移行する前に、運転上の制限外へ移行した段階で要求される措置^{※3}を順次実施し、その全てが終了した時点から2.4時間以内に運転上の制限外へ移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したもののみならず。</p> <p>8 第1項、第2項または第3項に基づく運転上の制限外へ移行する場合は、第87条第3項、第7項、第8項、第9項および第10項に準拠する。なお、第3項に基づく運転上の制限外へ移行する場合は、「要求される措置」を「点検時の措置」に読み替える。</p> <p>9 各課長は、第1項の場合において要求される措置を完了時間内に実施できなかつた場合、第2項の場合において安全措置を実施できなかつた場合は第3項の場合または第3項の場合において点検時の措置を実施できなかつた場合は、当該の運転上の制限を満足していないと判断する。</p> <p>10 各課長は、運転上の制限外へ移行した場合および運転上の制限外から復帰しているときと判断した場合は、当直長に通知する。</p> <p>11 各課長は、第2項に基づく点検・点検・点検において完了時間を超えて点検・点検・点検を実施後、運転上の制限外から復帰しているときと判断した場合は、原子炉主任技術者に報告する。</p>	<p>(予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施する場合)</p> <p>第88条 各課長は、予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置^{※1}を要求される完了時間の範囲内で実施する^{※2}。なお、運用方法については、表87の例に準拠するものとする。</p> <p>2 各課長は、予防保全を目的とした点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合であって、当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて実施する場合は、あらかじめ必要な安全措置^{※1}を定め、原子炉主任技術者の確認を得て実施する^{※2}。</p> <p>3 各課長は、表88で定める設備について、保全計画等に基づき定期的に行う点検・点検・点検を実施するたため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める点検時の措置^{※1}を実施する。この場合、第1項なお書の規定は適用しない。また、同表で定める設備について、要求される完了時間の範囲を超えて点検・点検・点検を実施するため、計画的に運転上の制限外に移行する場合は、同表に定める点検時の措置の実施について、原子炉主任技術者の確認を得る。この場合、第2項は適用しない。</p> <p>4 第1項、第2項および第3項の実施については、第87条第1項の運転上の制限を満足しない場合はみみない。</p> <p>5 各課長は、第1項、第2項または第3項に基づく点検・点検を行う場合、関係課長と協議し実施する。</p> <p>6 第1項、第2項および第3項の実施にあたっては、運転上の制限外へ移行した時点時点点を点検・点検・点検に対する完了時間の起点とする。</p> <p>7 第1項を実施する場合、各課長は、運転上の制限外へ移行する前に、運転上の制限外へ移行した段階で要求される措置^{※3}を順次実施し、その全てが終了した時点から2.4時間以内に運転上の制限外へ移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したもののみならず。</p> <p>8 第1項、第2項または第3項に基づく運転上の制限外へ移行する場合は、第87条第3項、第7項、第8項、第9項および第10項に準拠する。なお、第3項に基づく運転上の制限外へ移行する場合は、「要求される措置」を「点検時の措置」に読み替える。</p> <p>9 各課長は、第1項の場合において要求される措置を完了時間内に実施できなかつた場合、第2項の場合において安全措置を実施できなかつた場合は第3項の場合または第3項の場合において点検時の措置を実施できなかつた場合は、当該の運転上の制限を満足していないと判断する。</p> <p>10 各課長は、運転上の制限外へ移行した場合および運転上の制限外から復帰しているときと判断した場合は、当直長に通知する。</p> <p>11 各課長は、第2項に基づく点検・点検・点検において完了時間を超えて点検・点検・点検を実施後、運転上の制限外から復帰しているときと判断した場合は、原子炉主任技術者に報告する。</p>	<p>※1：措置については、確率的リスク評価等を用いて、当該措置の有効性を検証する。</p> <p>※2：この規定第2項に基づく確認として同様の措置を実施している場合は、これに代えることができる。</p> <p>※3：点検・点検・点検を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>
	<p>※1：措置については、確率的リスク評価等を用いて、当該措置の有効性を検証する。</p> <p>※2：この規定第2項に基づく確認として同様の措置を実施している場合は、これに代えることができる。</p> <p>※3：点検・点検・点検を実施する当該設備等に係る措置および運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また、複数回の実施要求があるものについては、2回目以降の実施については除く。</p>	<p>本頁変更なし。</p>

変更前

関連条文	点検対象設備	第 88 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 72 条	・外部電源	モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃 料体を貯蔵している期間	・動作可能な外部電源について、電圧が確立してい ることを確認する。 ・所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であ ることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 日に 1 回
第 84 条 (81-12-3)	・使用済燃料ピット水位 (AW) ・使用済燃料ピット温度 (AW) ・使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料 ピット監視カメラ冷却取除設備含む) ・使用済燃料ピット広域水位 (AW) ・可搬型使用済燃料ピットエアモニタ ・非常用ガスタービン発電機および空冷式非 常用発電装置	使用済燃料ピットに燃料体を 貯蔵している期間	・使用済燃料ピットの水位が日 31.7m 以上および水 温が 65℃ 以下であることを確認する。	点検前 ^{※4} 点検期間が完了時間 (30 日) を超えて点検を実施する場合 は、その後の 1 ヶ月に 1 回 点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-15-1)	・ 300kVA 電源車	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び 6 以外	・所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であ ることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-15-2)	・ 75kVA 電源車	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び 6 以外	・所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であ ることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-15-4)	・可搬型整流器	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び 6 以外	・所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であ ることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-15-5)	・代替電気設備受電電 ・代替動力変圧器	モード 1, 2, 3, 4, 5 およ び 6 以外	・所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であ ることを確認する。	点検前 ^{※4} その後の 1 日に 1 回

※ 4 : 運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 21 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置につ
いては、移行時点で完了したものとみなす。

※ 5 : モード 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間 (モード 1 からモード 6 以外の期間に限る) では、非常用ディーゼル発電機に非常用
発電機 1 基を含めることができる。

※ 6 : 「動作可能であること」の確認は、非常用ディーゼル発電機 1 基を起動し動作可能であることを確認するとともに、残りの非常用ディーゼル発電機 1 基
が動作可能であることを至近の記録等により確認する。

変更後

備考

表 88 関連条文	点検対象設備	第 88 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 72 条	・ 外部電源	モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・ 動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。 ・ 所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 日に 1 回
第 81 条 (81-12-3)	・ 使用済燃料ピット水位 (AW) ・ 使用済燃料ピット温度 (AW) ・ 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備含む) ・ 使用済燃料ピットが成氷位 (AW) ・ 可搬型使用済燃料ピットエアモニタ	使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・ 使用済燃料ピットの水位が EL 31.7m 以上および水温が 6℃ 以下であることを確認する。	点検前 ^{※4} 点検期間が完了時間 (30 日) を超えて点検を実施する場合は、その後の 1 ヶ月に 1 回
第 81 条 (81-15-1)	・ 非常用ガスタクロービン発電機および空冷式非常用発電装置	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 81 条 (81-15-2)	・ 300kVA 電源車	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 81 条 (81-15-3)	・ 蓄電池 (3 系統目)	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 81 条 (81-15-4)	・ 75kVA 電源車 ・ 可搬型整流器	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所要の非常用ディーゼル発電機 ^{※5} が動作可能であることを確認する。 ^{※6}	点検前 ^{※4} その後の 1 週間に 1 回
第 81 条 (81-15-5)	・ 代替電気設備受電盤 ・ 代替動力変圧器	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。	点検前 ^{※4} その後の 1 日に 1 回

※ 4 : 運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したもののみならず。

※ 5 : モード 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間 (モード 1 からモード 6 以外の期間に限る) では、非常用ディーゼル発電機に非常用発電機 1 基を含めることができる。

※ 6 : 「動作可能であること」の確認は、非常用ディーゼル発電機 1 基を起動し動作可能であることを確認するとともに、残りの非常用ディーゼル発電機 1 基が動作可能であることを至近の記録等により確認する。

所内常設直流電源設備 (3 系統目) の設置に伴う変更

変更前

表 88 つづき

関連条文	点検対象設備	第 88 条適用時期	点検時の措置	実施頻度
第 75 条 第 84 条 (81-15-6)	・重油タンク ・軽油タンク	モード 1, 2, 3, 4, 5 および 6 以外	・ 所要の非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源 3 回線以上の電圧が確立していること、および 1 回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。 ・ 代替パラメータが動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-16-1)	・ 原子炉下部キャビティ水位	モード 5, 6	・ 使用済燃料ピットの水位が且 31.7m 以上および水温が 65℃ 以下であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-17-1)	・ 中央制御室非常用給気ファン ・ 中央制御室空調ファン ・ 中央制御室再循環ファン ・ 中央制御室非常用給気ファンユニット	モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中以外	・ 所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の 1 週間に 1 回
第 84 条 (81-19-1)	・ 緊急時対策所加圧電機	モード 1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・ 緊急時対策所加圧電機が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の 1 週間に 1 回

※ 7 : 運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。

変更後

関連条文	点検対象設備	第88条適用時期	点検時の措置	実施頻度	備考
第75条	・重油タンク ・軽油タンク	モード1, 2, 3, 4, 5および6以外	・所要の非常用高圧母線に電力供給可能な外部電源3回線以上の電圧が確立していること、および1回線以上は他の回線に対して独立性を有していることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の1週間に1回	
第84条 (84-15-6)	・原子炉下部キャビティ水位	モード5, 6	・代替パラメータが動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の1週間に1回	
第81条 (84-16-1)	・中央制御室非常用給気ファン ・中央制御室空調ファン ・中央制御室再循環ファン ・中央制御室非常用給気ファンユニット	モード1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中以外	・使用済燃料ピットの水位が且、31.7m以上および水温が65℃以下であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の1週間に1回	
第84条 (84-19-1)	・緊急時対策所用発電機	モード1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・所内電気設備の系統電圧を確認し、使用可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の1日に1回	
第84条 (84-19-2)	・緊急時対策所加圧装置	モード1, 2, 3, 4, 5, 6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間	・緊急時対策所空気浄化系が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※7} その後の1週間に1回	

※7：運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から24時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。

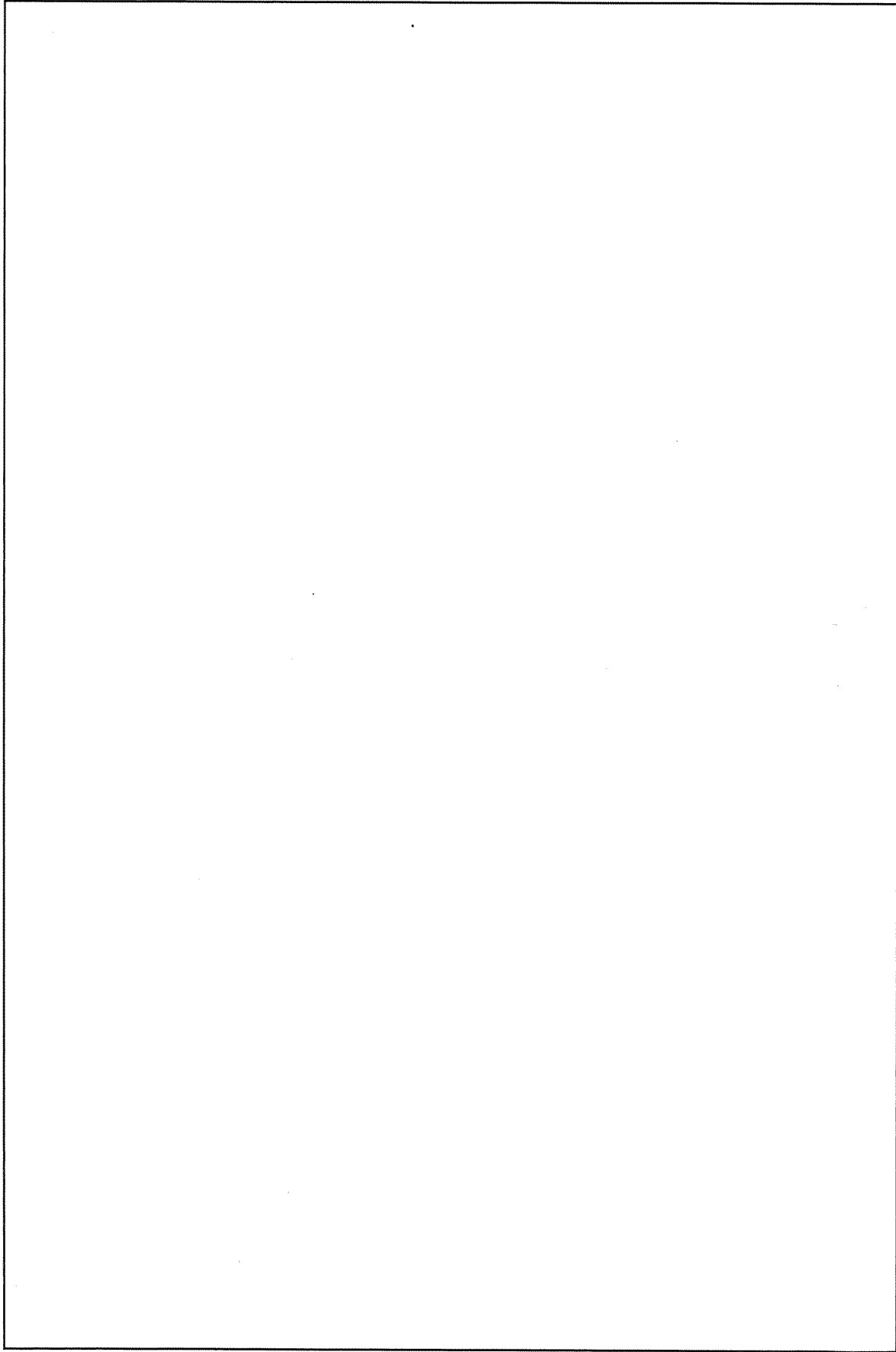
変更前	変更後	備考
<p>(管理区域の設定・解除)</p> <p>第101条 管理区域は、添付4に示す区域とする。</p> <p>2 放射線・化学管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることにより明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3 放射線・化学管理課長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。</p> <p>4 放射線・化学管理課長は、添付4における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表101に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除に当たっては、放射線・化学管理課長は、目的、期間および場所を明らかにすることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合に定める条件を満足できるときも、放射線・化学管理課長は、あらかじめ法令に定める条件を確認する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>(管理区域の設定・解除)</p> <p>第101条 管理区域は、添付4に示す区域とする。</p> <p>2 放射線・化学管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることにより明らかに他の場所と区別する。</p> <p>3 放射線・化学管理課長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。</p> <p>4 放射線・化学管理課長は、添付4における管理区域境界付近において、表101に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除に当たっては、放射線・化学管理課長は、目的、期間および場所を明らかにすることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合に定める条件を満足できるときも、放射線・化学管理課長は、あらかじめ法令に定める条件を確認する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(特定重大事故等対処施設の設置に伴う敷地造成による多目的重庫の削除により管理区域設定・解除予定エリアがなくなっため記載を削除)</p>

備考	
変更後	<p>(周辺監視区域)</p> <p>第110条 周辺監視区域は、図110に示す区域とする。</p> <p>2 施設防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。ただし、当該区域に立ち入りおそれのないことが明らかでない限り、この限りでない。</p> <p>3 施設防護課長は、業務上立ち入りおそれのある者以外の者の立ち入りを制限する。</p>
変更前	<p>(周辺監視区域)</p> <p>第110条 周辺監視区域は、図110に示す区域とする。</p> <p>2 施設防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。ただし、当該区域に立ち入りおそれのないことが明らかでない限り、この限りでない。</p> <p>3 施設防護課長は、業務上立ち入りおそれのある者以外の者の立ち入りを制限する。</p>

本頁変更なし

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

備考

特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更

変更後

変更前

(放射線計測器類の管理)

第114条 放射線・化学管理課長および計装計画課長は、表114に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

(放射線計測器類の管理)

第114条 放射線・化学管理課長および計装計画課長は、表114に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。
ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表114

分類	計測器種類	担当課長	数量
被ばく管理用計測器	ホルムボデイクワウンタ	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
	放射線管理用計測器	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線・化学管理課長	3台 ^{※1}
	汚染密度測定用サーベイメータ		3台 ^{※1}
	退出モニタ		3台 ^{※1※2}
	試料放射能測定装置		1台 ^{※1}
放射線監視用計測器	積算線量計	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
	モニタリングポスト	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
環境放射能計測器	モニタリングポスト	計装計画課長	13台 ^{※3※4}
	エリアモニタ	放射線・化学管理課長	2台 ^{※1}
積算線量計測定装置	試料放射能測定装置	放射線・化学管理課長	2台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}

表114

分類	計測器種類	担当課長	数量
被ばく管理用計測器	ホルムボデイクワウンタ	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
	放射線管理用計測器	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線・化学管理課長	3台 ^{※1}
	汚染密度測定用サーベイメータ		3台 ^{※1}
	退出モニタ		3台 ^{※1※2}
	試料放射能測定装置		1台 ^{※1}
放射線監視用計測器	積算線量計	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
	モニタリングポスト	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
環境放射能計測器	モニタリングポスト	計装計画課長	13台 ^{※3※4}
	エリアモニタ	放射線・化学管理課長	2台 ^{※1}
積算線量計測定装置	試料放射能測定装置	放射線・化学管理課長	2台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1台は表102の試料放射能測定装置と共用

※3：管理区域外測定用の3台を含む。

※4：1号炉，2号炉および3号炉共用3台を含む。

※5：放射線管理用計測器の積算線量計測定装置と共用

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1台は表102の試料放射能測定装置と共用

※3：管理区域外測定用の2台を含む。

※4：1号炉，2号炉および3号炉共用3台を含む。

※5：放射線管理用計測器の積算線量計測定装置と共用

放射線管理用計測器
の一部変更

変更前	変更後	備考
<p>(施設管理計画)</p> <p>第119条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>(中略)</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度(以下「保全重要度」という。)と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、確率的リスク評価から得られるリスク情報を考慮するとともに、重大事故等対処設備に該当するか否かも考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。</p> <p>なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備(3号炉)の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は施設管理の重要度に応じた管理を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>(施設管理計画)</p> <p>第119条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>(中略)</p> <p>3. 保全対象範囲の策定</p> <p>組織は、原子炉施設の中から、保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(中略)</p> <p>4. 施設管理の重要度の設定</p> <p>組織は、3.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統および機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度(以下「保全重要度」という。)と設計および工事に用いる重要度を設定する。</p> <p>(1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき、確率的リスク評価から得られるリスク情報を考慮するとともに、重大事故等対処設備に該当するか否かも考慮して設定する。</p> <p>(2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。</p> <p>なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。</p> <p>(3) 構築物の保全重要度は、(1)または(2)に基づき設定する。</p> <p>(4) 設計および工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。</p> <p>(5) 次項以降の保全活動は施設管理の重要度に応じた管理を行う。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(所員への保安教育)</p> <p>第130条 人材育成課長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表130-1、表130-2および表130-3の実施方針にもとづいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>2 人材育成課長は、第1項の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項にもとづき運営委員会の確認を得る。</p> <p>3 各課長は、保安教育の具体的な内容を定め、これにもとづき、第1項の保安教育実施計画による保安教育を実施するとともに、年度毎に実施結果を所長に報告する。</p> <p>ただし、各課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めたるについては、該当する教育について省略することができる。</p> <p>4 人材育成課長は、第3項の保安教育の具体的な内容の見直し頻度を定め、これにもとづき、各課長は、第3項の保安教育の具体的な内容を見直しする。</p>	<p>(所員への保安教育)</p> <p>第130条 人材育成課長は、毎年度、原子炉施設の運転および管理を行う所員への保安教育実施計画を表130-1、表130-2および表130-3の実施方針にもとづいて作成し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>2 人材育成課長は、第1項の保安教育実施計画の策定にあたり、第7条第2項にもとづき運営委員会の確認を得る。</p> <p>3 各課長は、保安教育の具体的な内容を定め、これにもとづき、第1項の保安教育実施計画による保安教育を実施するとともに、年度毎に実施結果を所長に報告する。</p> <p>ただし、各課長が、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると認めたるについては、該当する教育について省略することができる。</p> <p>4 人材育成課長は、第3項の保安教育の具体的な内容の見直し頻度を定め、これにもとづき、各課長は、第3項の保安教育の具体的な内容を見直しする。</p>	<p>本頁変更なし</p>

変更前	変更後	備考
<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第131条 人材育成課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の見習い研修時に安全に必要な教育が表131の実施方針にもとづいて実施されていることを確認する。</p> <p>なお、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているとして認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2 放射線・化学管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全に必要な教育が表131の実施方針にもとづいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているとして認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3 各課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助、燃料取替に関する業務の補助または表130-2および表130-3の実施方針のうち「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料取替の業務に関わる者」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得る。</p> <p>4 各課長は、重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を協力会社に行わせる場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表130-1の保安教育のうち「重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること」の実施計画を「左記以外の技術系所員」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>5 各課長は、原子炉施設に関する作業のうち、火災、内部溢水および火山影響等発生時、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）発生時ならびに有毒ガス発生時の措置における業務の補助を協力会社に行わせる場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表130-1の保安教育のうち「火災、津波および火山影響等発生時、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）発生時ならびに有毒ガス発生時の措置に関すること」の実施計画を「左記以外の技術系所員」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6 各課長は、第3項、第4項および第5項の保安教育実施計画にもとづいた保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>7 人材育成課長は、第1項から第5項の教育の具体的な内容の見直し頻度を定め、これにもとづき、各課長は、第1項から第5項の教育の具体的な内容の見直しが行われていることを確認する。</p>	<p>(協力会社従業員への保安教育)</p> <p>第131条 人材育成課長は、原子炉施設に関する作業を協力会社が行う場合は、当該協力会社従業員の発見時に安全に必要な教育が表131の実施方針にもとづいて実施されていることを確認する。</p> <p>なお、教育の実施状況を確認するため、教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているとして認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>2 放射線・化学管理課長は、原子炉施設に関する作業のうち、管理区域内における業務を協力会社が行う場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、安全に必要な教育が表131の実施方針にもとづいて実施されていることを確認する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>ただし、所長により別途承認された基準に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有しているとして認められた者については、該当する教育について省略することができる。</p> <p>3 各課長は、放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助、燃料取替に関する業務の補助または表130-1、表130-2および表130-3の実施方針のうち「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」、「燃料取替の業務に関わる者」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得る。</p> <p>4 各課長は、重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する業務の補助を協力会社に行わせる場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表130-1の保安教育のうち「重大事故等および大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること」の実施計画を「左記以外の技術系所員」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>5 各課長は、原子炉施設に関する作業のうち、火災、内部溢水および火山影響等発生時、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）発生時ならびに有毒ガス発生時の措置における業務の補助を協力会社に行わせる場合は、当該業務に従事する協力会社従業員に対し、表130-1の保安教育のうち「火災、津波および火山影響等発生時、その他自然災害（地震、津波および竜巻等）発生時ならびに有毒ガス発生時の措置に関すること」の実施計画を「左記以外の技術系所員」に準じて定められていることを確認し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>6 各課長は、第3項、第4項および第5項の保安教育実施計画にもとづいた保安教育が実施されていることを確認し、その実施結果を所長に報告する。なお、教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。</p> <p>7 人材育成課長は、第1項から第5項の教育の具体的な内容の見直し頻度を定め、これにもとづき、各課長は、第1項から第5項の教育の具体的な内容の見直しが行われていることを確認する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前

表130-1 保安教育実施方針(総括表)

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 ※2					
	中分類 (運用規程第2条 の内定)	小分類 (項目)		当部長 副当部長	運転員 班長	燃料取扱業務 関係者	燃料取扱業務に 関係する者	左記以外の 技術系所属	事務系所属
入所時に 実施する 教育 ※1	関係法令および保安 規定の遵守に関する こと	原子炉等規制法 原子炉等規制法 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関すること	入所時(原子力 発電所敷地内 集約)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
		非常の場合および保安規定の遵守に関する こと	原子炉等規制法 原子炉等規制法 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関すること	入所時(原子力 発電所敷地内 集約)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
放射線業務 従事者教育 ※1	関係法令および保安 規定の遵守に関する こと	放射線業務 従事者の 業務に関する こと	管理区域内に おいて放射線 業務に従事する 者に対する教育 業務に就かせる 業務に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
		非常の場合および保安 規定の遵守に関する こと	放射線業務 従事者の 業務に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
その他 反復教育	関係法令および保安 規定の遵守に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
		非常の場合および保安 規定の遵守に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
その他 反復教育	関係法令および保安 規定の遵守に関する こと	運転員 運転員 業務に関する こと	運転員 運転員 業務に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
		非常の場合および保安 規定の遵守に関する こと	運転員 運転員 業務に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
その他 反復教育	関係法令および保安 規定の遵守に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)
		非常の場合および保安 規定の遵守に関する こと	燃料取扱業務 関係の 整備 主要系統の機能 性能に関する こと	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)

対象者と教育時間は、表130-2参照

対象者と実施時間、教育時間については、表130-3参照

※1:各課長が、所長より別途承認された範囲内、各項目の全部または一部について十分な知識
および技能を有していることと認められた場合には、該当する教育については省略することができる。
※2:各対象者に実施されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
※3:重大事故等および火山影響等発生時に備える活動の確保のための活動に関すること、火災
内部溢漏および火山影響等発生時、その他自然災害発生時、その他自然災害発生時に関する
ことを含むが、その実施時間は1回/年以上とする。
※4:アカウンタブルシステム対応については、支援組織要員を対象とする。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

備考

表130-1 保安教育実施方針(総括表)

大分類	保安教育の内容		実施時期	対象者と教育時間 表130-2参照						左記以外の 技術者所員	事務系所員	
	中分類 (適用法規第92条 の目的)	小分類 (項目)		当直長 副当直長	主任 班長	運転員	放射線業務 管理設備の 担当者	燃料取扱の 業務に 関する者	対象者以外 の技術者所員			
入用時に 実施する 教育 ※1	関係法令および保安 規定の遵守に関する 教育	原子炉等規制法 関係事項	入用時(原子力 施設稼働時)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)
	原子炉施設等の構造、 性能に関する教育	設備概要 主要系統の機能	非常時の場合に備へる 処置に関する教育	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)
放射線業務 従事者教育 ※1	放射線業務に関する 教育	放射線業務に関する 事項	管理区域内に おける放射線 業務に従事する 者に対する教育	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)
	放射線業務に関する 教育	放射線業務に関する 事項	管理区域内に おける放射線 業務に従事する 者に対する教育	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)
その他 反復教育	放射線業務に関する 教育	放射線業務に関する 事項	1回/年以上	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)
	放射線業務に関する 教育	放射線業務に関する 事項	1回/年以上	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)	⑤ (0.5時間以上)

⑤:全島が教育の対象(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ○:業務に関連する者が教育の対象(関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり)
 ×:教育の対象外
 ():合計の教育時間

変更前

表130-2 保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

総括表中分類との対応	内 容	対象者と教育時間 ※2						電離放射線障害防止規則の分類
		運転員(1号師, 2号師および3号師)		燃料取扱の業務に携わる者	左記以外の技術系所員	事務系所員		
		当直長 副当直長	主任 班長					
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関すること ※1	①管理区域に関すること							
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識	
核燃料物質および核燃料物質類によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の取扱いに関すること	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)		
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視の方法							
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法							
非常の場合に備へべき処置に関すること ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法							
原子炉施設の構造、性能に関すること 放射線管理に関すること ※1	原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法	④ (1.5時間以上)	④ (1.5時間以上)	④ (1.5時間以上)	④ (1.5時間以上)	④ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造および取扱いの方法に関する知識	
放射線管理に関すること ※1	①電離放射線の種類および性質							
放射線管理に関すること ※1	②電離放射線が生体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	④ (0.5時間以上)	④ (0.5時間以上)	④ (0.5時間以上)	④ (0.5時間以上)	④ (0.5時間以上)	電離放射線の生体に与える影響	
関係法令および保安規定の遵守に関すること ※1	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の問題事項	④ (10時間以上)	④ (1時間以上)	④ (1時間以上)	④ (1時間以上)	④ (1時間以上)	関係法令	
放射線管理に関すること ※1	①管理区域への立入りおよび退去の手順							
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業							
核燃料物質および核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された設備の保全の作業							
放射線管理に関すること ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射性物質の濃度の監視							
放射線管理に関すること ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去							
原子炉施設の構造、性能に関すること 放射線管理に関すること ※1	⑥原子炉、放射性廃棄物の廃棄設備およびその他の設備の取扱い	④ (2時間以上)	④ (2時間以上)	④ (2時間以上)	④ (2時間以上)	④ (2時間以上)	原子炉施設における作業の方法および取扱いに関する知識	
非常の場合に備へべき処置に関すること ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置							

④: 全員が教育の対象者

○: 業務に関連する者が教育の対象

(): 合計の教育時間

※1: 各履修が、所定より別途承認された基準に無い、各項目の全部または一部について十分な知識

および技能を有していると思われた者については、該当する教育について省略することができ、

※2: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

表130-2 保安教育実施方針(放射線業務従事者教育)

総括表中分類との対応	内 容	対象者と教育時間 注2						燃料取扱の業務 に関する者	左記以外の 技 術 系 所 員	事務系所員	電離放射線障害防止規則の分類
		当直長 副当直長	主任 班長	運転員	運転員(1号炉、2号炉 および3号炉)	放射線業務 処理設備の業務 に関する者	燃料取扱の業務 に関する者				
核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の取扱いに関する事項 ※1	①核燃料物質または使用済燃料の種類および性状 ②核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の種類および性状	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物に関する知識	
放射線管理に関する事項 ※1	①管理区域に関する事項										
核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の取扱いに関する事項 ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業の方法および順序										
核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の取扱いに関する事項 ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の設備の保全の作業の方法および順序	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設における作業の方法に関する知識	
放射線管理に関する事項 ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射線物質の濃度の監視の方法										
放射線管理に関する事項 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去の方法										
非常の場合に講ずべき処置に関する事項 ※1	⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法										
原子炉施設の構造、性能に関する事項 ・放射線管理に関する事項 ※1	原子炉、放射線業務の廃棄設備およびその他の設備の構造および取扱いの方法	③ (1.5時間以上)	③ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	⑥ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	○ (1.5時間以上)	原子炉施設に係る設備の構造および取扱いの方法に関する知識	
放射線管理に関する事項 ※1	①電離放射線の種類および性質 ②電離放射線が人体の細胞、組織、器官および全身に与える影響	③ (0.5時間以上)	③ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	⑥ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	○ (0.5時間以上)	電離放射線の生体にもたらせる影響	
関係法令および保安規定の遵守に関する事項 ※1	法、令、労働安全衛生規則および電離放射線障害防止規則の関係事項	③ (1時間以上)	③ (1時間以上)	⑥ (1時間以上)	⑥ (1時間以上)	⑥ (1時間以上)	⑥ (1時間以上)	○ (1時間以上)	○ (1時間以上)	関係法令	
放射線管理に関する事項 ※1	①管理区域への立入りおよび退去の手順										
核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の取扱いに関する事項 ※1	②核燃料物質もしくは使用済燃料またはこれらによって汚染された物の運搬、貯蔵および廃棄の作業										
核燃料物質および核燃料物質による汚染された物の取扱いに関する事項 ※1	③核燃料物質または使用済燃料によって汚染された物の設備の保全の作業										
放射線管理に関する事項 ※1	④外部放射線による線量当量率および空気中の放射線物質の濃度の監視										
放射線管理に関する事項 ※1	⑤天井、床、壁、設備等の表面の汚染の状態の確認および汚染の除去										
原子炉施設の構造、性能に関する事項 ・放射線管理に関する事項 ※1	⑥原子炉、放射線業務の廃棄設備およびその他の設備の取扱い	③ (2時間以上)	③ (2時間以上)	⑥ (2時間以上)	⑥ (2時間以上)	⑥ (2時間以上)	⑥ (2時間以上)	○ (2時間以上)	○ (2時間以上)	原子炉施設における作業の方法および同施設に係る設備の取扱い	
非常の場合に講ずべき処置に関する事項 ※1	⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置										

※1:各職員が、所長に別添承認された書面に従い、各項目の全部または一部について十分な知識および技能を有していると思ふ者については、該当する教育について省略することができる。
 ※2:各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から認識せられる。

◎:全員が教育の対象者
 ○:業務に関連する者が教育の対象
 ():合計の教育時間

備考

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前

表130-3 保安教育実施方針(運転員等)

中分類	保安教育の内容		具体的な教育内容	対象者 ※1				燃料取扱の業務に携わる者	実施頻度および時間
	小分類(項目)	細目		当直長 副当直長	主任 班長	運転員	放射線廃棄物 処理設備の 業務に携わる者		
関係法令および 保安規定の遵守 に関する事	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定	総則 品質マネジメントシステム、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関する規程の概要、ならびに関係法令および保安規定の遵守に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	<運転員> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <放射線廃棄物処理設備の業務に携わる者> 3年間で2時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱業務に携わる者> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内)
			保安に関する各種規程および各種業務の具体的な役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の通則についての概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			危険点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎	
			定期的に実施するサーベイランスの内容と頻度	◎	◎	◎	◎	◎	
			原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	
運転管理	運転管理I	異常時対応※3 (現場機器対応)	警報発生時の対応操作(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	<運転員> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <放射線廃棄物処理設備の業務に携わる者> 3年間で2時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱業務に携わる者> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内)
			異常時操作の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の留意事項の基礎と管理方法	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転上の制限の具体的な制約と制限を超えた場合の措置	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の措置を支える際の運転操作基準の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時操作の確認項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	
			定期的に実施するサーベイランスの操作と基礎値	◎	◎	◎	◎	◎	
			原子炉の起動停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	
			各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	
			警報発生時の対応操作(中央制御室)	◎	◎	◎	◎	◎	
運転訓練	運転訓練II	異常時対応※3 (中央制御室内対応)	異常時操作の対応(判断・指揮命令)	◎	◎	◎	◎	◎	<運転員> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <放射線廃棄物処理設備の業務に携わる者> 3年間で2時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱業務に携わる者> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内)
			運転上の留意事項の基礎と運用	◎	◎	◎	◎	◎	
			異常時の措置を実施する際の運転操作基準の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	
			警報発生時の監視項目	◎	◎	◎	◎	◎	
			運転操作の際の連携訓練	◎	◎	◎	◎	◎	
			起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	◎	◎	◎	◎	
			施設管理計画に 関することI	◎	◎	◎	◎	◎	
			施設管理計画に 関することII	◎	◎	◎	◎	◎	
			定期事業者検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	◎	◎	
			定期事業者検査時の検査項目の根拠	◎	◎	◎	◎	◎	
核燃料物質 および 核燃料物質の 取り扱いに 関すること	放射線廃棄物 管理	放射線廃棄物、液体・気体廃棄物の管理に関する事	放射線廃棄物の管理に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	<運転員> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <放射線廃棄物処理設備の業務に携わる者> 3年間で2時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内) <燃料取扱業務に携わる者> 3年間で30時間以上※2 ※4(下記※4と同枠内)
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	
			燃料の搬送・取替・運搬および貯蔵に関する事	◎	◎	◎	◎	◎	

◎: 全員が教育の対象者
(関連する業務内容に応じて教育内容に差あり)
×: 教育の対象外

※1: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者となった時点から課せられる。
 ※2: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。
 ・本教育は、同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の「範囲」・「深さ」に差がある(ある教育で、複数の細目をカバーする場合はある)。
 ・この年間で20時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間であり、
 上表はこの教育時間の中に含まれている(上述の表の細目の時間の区別は行わない)。
 ・各細目の内容が密接に関連していることから、細目毎の時間の区別は行わない。
 ※3: 重大事故等および大規模再燃発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する事、
 火災、内部溢水および火山影響等発生時、その他自然災害発生時ならびに有毒ガス発生時の措置に関する事を含む。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

表1.30-3 保安教育実施方針(運転員等)

中分類	保安教育の内容		具体的教育内容	対象者 ※1				放射能汚染物 発生に 関係する 業務に 関係する 者	燃料取扱の 業務に 関係する 者	実施頻度および時間	備考
	小分類 (項目)	細目		当直長 副当直長	主任 班長	運転員	放射能汚染物 処理設備の 整備に 関係する 者				
関係法令および 保安規定の遵守 に関する こと	原子が施設保安規定	原子が施設保安規定	総則、品質マネジメントシステム、保安管理体制、保安教育、記録および報告に関する規則の概要、ならびに関係法令および保安規定の遵守に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で30時間以上 ※2 ※4(下記※1と同枠内) <放射性廃棄物処理設備の 業務に 関係する者> 3年間で20時間以上 ※2 ※4(下記※1と同枠内) <燃料取扱業務に 関係する者> 3年間で30時間以上 ※2 ※4(下記※1と同枠内) ※1(下記※1と同枠内) ※3(下記※1と同枠内)	特定重大事故等対処 施設の設置に伴う要 更(以下、本頁にお いて同じ)
		原子が施設保安規定	原子が施設保安規定	保安に関する事項並びに各職務の具体的な役割と確認すべき記録	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	運転上の通則に関する事項	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	運転上の留意事項の概要	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	運転上の制限の概要	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	異常時の措置の概要	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	巡回点検の範囲と確認項目	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	定期的な実施するサーベイランスの内容と相関	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	原子炉の起動停止の概要	◎	◎	◎	◎	◎		
		運転管理 I	運転管理 I	各設備の運転操作の概要(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎		
原子が施設運転 に関する こと	運転管理	異常時対応※3 (見聞検査対応)	異常発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で30時間以上 ※2 ※4(下記※1と同枠内) <放射性廃棄物 処理設備に 関係する ことのみ> ◎ (放射性廃棄物 処理設備に 関係する ことのみ) ◎ (放射性廃棄物 処理設備に 関係する ことのみ) ◎ (放射性廃棄物 処理設備に 関係する ことのみ)		
		異常時対応※3 (特直監視対応)	異常発生時の対応(現場操作)	◎	◎	◎	◎	◎			
		運転管理 II	運転管理 II	運転上の通則の適用と特直	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	運転上の留意事項の基礎と特直	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	運転上の制限の基礎と特直	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	異常時の措置を支援する際の運転操作基礎の概要	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	巡回点検時の確認項目の根拠	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	巡回点検時の実施するサーベイランスの範囲と基準値	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	原子炉の運転停止に関する操作と監視項目	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 II	運転管理 II	各設備の運転操作と監視項目	◎	◎	◎	◎		◎	
運転訓練	運転訓練	異常時対応※3 (中央制御室内対応)	異常発生時の対応(中央制御室)	◎	◎	◎	◎	◎	3年間で150時間以上 3年間で90時間以上 3年間で80時間以上 ※2 ※4(上記※1と同枠内)		
		運転管理 III	運転管理 III	運転上の通則に関する留意事項の根拠と制限を超える場合の措置	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	巡回点検の制限と特直	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	異常時の措置を支援する際の運転操作基礎の概要	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	異常発生時の対応(制御・指揮命令)	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	異常発生時の監視項目	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	巡回停止・異常時・異常発生時の対応・判断・指揮命令訓練	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	巡回業者検査時の検査項目概要	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	巡回業者検査時の検査項目の根拠	◎	◎	◎	◎		◎	
		運転管理 III	運転管理 III	定期的な実施するサーベイランスの範囲と基準値	◎	◎	◎	◎		◎	
燃料物質量 および 核燃料物質の 取扱いに 関すること	放射能汚染物 管理	放射能汚染物 管理	放射能汚染物の管理に関すること	◎	◎	◎	◎	◎	◎: 全員が対象者 (関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡あり) ×: 教育の対象外		
		燃料物質量 管理	燃料の検査・取替・運搬および貯蔵に関すること	◎	◎	◎	◎	◎			

※1: 各対象者に要求されている教育項目は、対象者ごとの観点から課せられる。
 ※2: 記載するにあたっての考えは、以下のとおり。
 ・本教育は、同一細目であって対象者の職位に応じて理解の範囲、深さに差がある(ある教育で、習熟の進捗をカバーする場合もある)。
 ・この〇年間で〇〇時間以上とは、運転員が行う一連の教育の時間(24時間)ではなく、
 上層はこの教育時間の中に含まれている(上述の業の細目の時間の区別は行わない)。
 ・各細目の内容が重複して行われていることから、細目の時間の区別は行わない。
 ※3: 重大事故等および大規模事故発生時における原子炉施設の保全のための活動に関すること。
 火災、内面腐食および火山影響等発生時、その他自然災害発生時並びに有価ガス発生時の措置に関することを含む。

変更前

(記 録)

第132条 各課長は、表132-1に定める保安に関する記録のうち第1号については保存し、その他の号については作成し、保存する。ただし、表132-1第39号、第40号、第41号および第42号は、原子力部長が組織に作成させ、保存させる。なお、記録の作成にあたっては、適正に作成し管理するよう、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

(中略)

表132-1

記録 (実用炉規則第67条にもとづく記録) (中略)	記録すべき場合*1	保存期間
12. 再結合装置内の温度 (1) 静的触媒式水素再結合装置温度 (2) イグナイタ温度	運転中**2 1時間ごと	1年間
(以下、省略)		

(以下、省略)

変更後

(記 録)

第132条 各課長は、表132-1に定める保安に関する記録のうち第1号については保存し、その他の号については作成し、保存する。ただし、表132-1第39号、第40号、第41号および第42号は、原子力部長が組織に作成させ、保存させる。なお、記録の作成にあたっては、適正に作成し管理するよう、法令に定める記録に関する事項を遵守する。

(中略)

表132-1

記録 (実用炉規則第67条にもとづく記録) (中略)	記録すべき場合*1	保存期間
12. 再結合装置内の温度 (1) 静的触媒式水素再結合装置温度 (2) イグナイタ温度 (3) 	運転中**2 1時間ごと	1年間
(以下、省略)		

(以下、省略)

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更

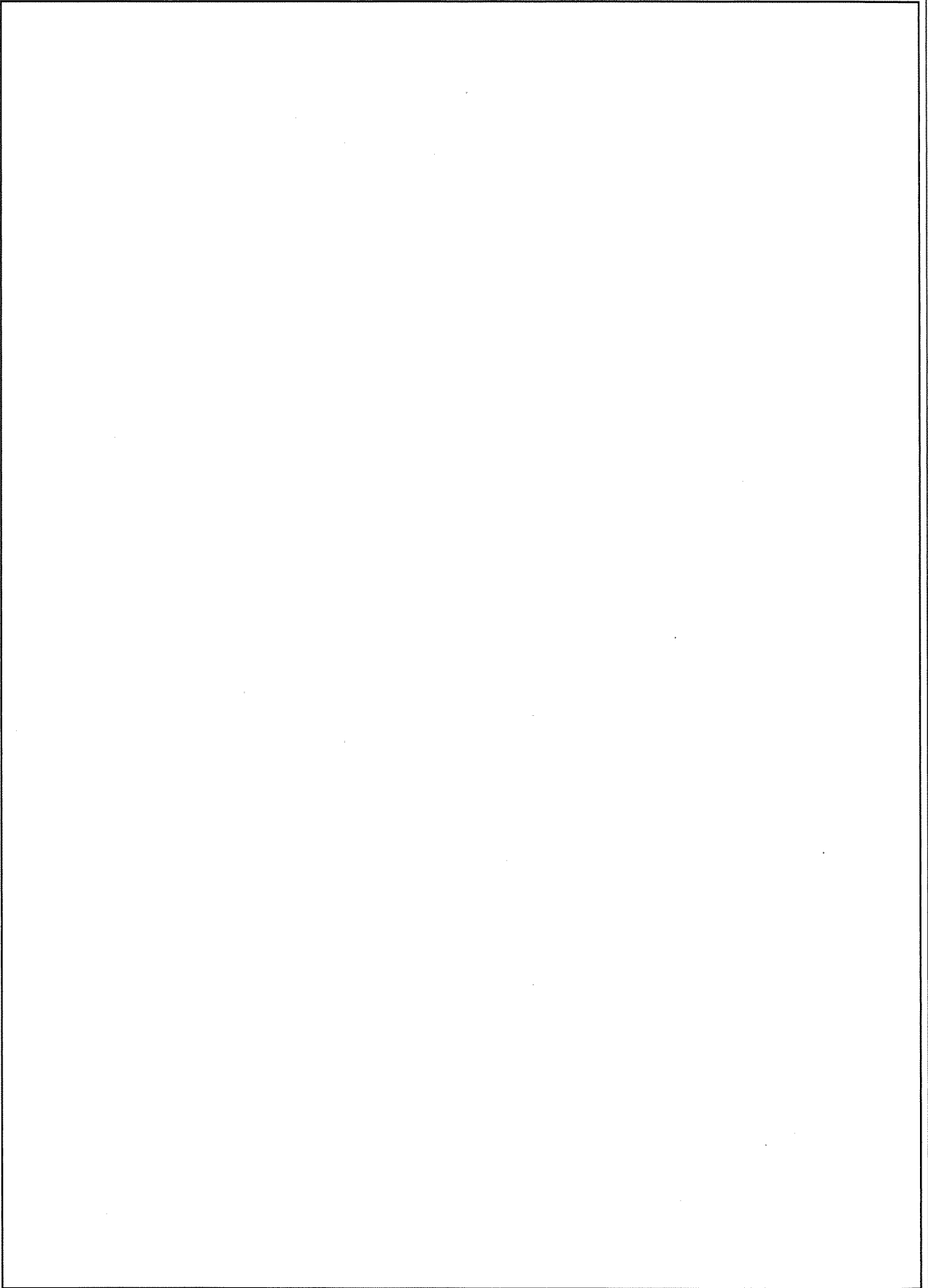
備考

変更前	変更後	備考
<p>(管理区域の設定・解除) 第301条 管理区域は、添付7に示す区域とする。 2 放射線・化学管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることにより明らかなに他の場所と区別する。 3 放射線・化学管理課長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。 4 放射線・化学管理課長は、添付7における管理区域境界付近または管理区域設定・解除予定エリアにおいて、表304に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除に当たっては、放射線・化学管理課長は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合については、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線・化学管理課長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。 (以下、省略)</p>	<p>(管理区域の設定・解除) 第301条 管理区域は、添付7に示す区域とする。 2 放射線・化学管理課長は、管理区域を壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることにより明らかなに他の場所と区別する。 3 放射線・化学管理課長は、管理区域を解除する場合は、法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。 4 放射線・化学管理課長は、添付7における管理区域境界付近において、表301に示す作業を行う場合は、3ヶ月以内に限り管理区域を設定または解除することができる。設定または解除に当たっては、放射線・化学管理課長は、目的、期間および場所を明らかにするとともに、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお、当該エリアを元に戻す場合については、当該エリアを元に戻す場合についても、放射線・化学管理課長は、あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。 (以下、省略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(特定重大事故等対処施設の設置に伴う敷地造成による多目的車庫の削除により管理区域設定・解除予定エリアがなくなつたため記載を削除)</p>

備考	変更後	変更前
<p>本頁変更なし</p>	<p>(周辺監視区域) 第310条 周辺監視区域は、図310に示す区域とする。 2 施設防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。 ただし、当該区域に立ち入るおそれのないことが明らかでない場合、この限りでない。 3 施設防護課長は、業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する。</p>	<p>(周辺監視区域) 第310条 周辺監視区域は、図310に示す区域とする。 2 施設防護課長は、第1項の周辺監視区域境界に、柵を設けるかまたは標識を掲げる。 ただし、当該区域に立ち入るおそれのないことが明らかでない場合、この限りでない。 3 施設防護課長は、業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する。</p>

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

備考

特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更

変更前

(放射線計測器類の管理)

第314条 放射線・化学管理課長および計装計画課長は、表314に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。

ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表314

分類	計測器種類	担当課長	数量
被ばく管理用計測器	ホールボロディカウンタ	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
	放射線管理用計測器	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線・化学管理課長	3台 ^{※1}
	汚染密度測定用サーベイメータ		3台 ^{※1}
	退出モニタ		3台 ^{※1※2}
	試料放射能測定装置		3台 ^{※1※2}
放射線監視用計測器	積算線量計測定装置	積算線量計	1台 ^{※1}
	モニタリングポスト	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
環境放射能計測器	モニタリングステーション	計装計画課長	1台 ^{※1}
	エリアモニタ		7台 ^{※3※4}
	試料放射能測定装置		2台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1※5}

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1台は表302の試料放射能測定装置と共用

※3：管理区域外測定用の1台を含む。

※4：1号炉，2号炉および3号炉共用3台を含む。

※5：放射線管理用計測器の積算線量計測定装置と共用

変更後

(放射線計測器類の管理)

第314条 放射線・化学管理課長および計装計画課長は、表314に定める放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。

ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理または代替品を補充する。

表314

分類	計測器種類	担当課長	数量
被ばく管理用計測器	ホールボロディカウンタ	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}
	放射線管理用計測器	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	放射線・化学管理課長	3台 ^{※1}
	汚染密度測定用サーベイメータ		3台 ^{※1}
	退出モニタ		3台 ^{※1※2}
	試料放射能測定装置		3台 ^{※1※2}
放射線監視用計測器	積算線量計	積算線量計	1式 ^{※1}
	モニタリングポスト	放射線・化学管理課長	4台 ^{※1}
環境放射能計測器	モニタリングステーション	計装計画課長	1台 ^{※1}
	エリアモニタ		7台 ^{※3※4}
	試料放射能測定装置		2台 ^{※1}
	積算線量計測定装置	放射線・化学管理課長	1台 ^{※1}

※1：1号炉，2号炉および3号炉共用

※2：1台は表302の試料放射能測定装置と共用

※3：管理区域外測定用の1台を含む。

※4：1号炉，2号炉および3号炉共用3台を含む。

備考

放射線管理用計測器の一部変更（以下、本頁において同じ）

変更前	変更後	備考
<p>(施設管理計画)</p> <p>第319条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>(中略)</p> <p>3. 保全対象範囲の策定 組織は、原子炉施設の中から、保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>(施設管理計画)</p> <p>第319条 原子炉施設について原子炉設置(変更)許可を受けた設備に係る事項および「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」を含む要求事項への適合を維持し、原子炉施設の安全を確保するため、以下の施設管理計画を定める。</p> <p>(中略)</p> <p>3. 保全対象範囲の策定 組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。</p> <p>(以下、省略)</p>	<p>記載の適正化</p>

変更前	変更後	備考
<p>(中略)</p>	<p>(中略)</p> <p>附 則 (令和 年 月 日)</p> <p><u>(施行期日)</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>2 この規定施行の際、使用前検査対象の特定重大事故等対処施設に關連する規定および特定重大事故等対処施設の要員の確保に關連する規定については、工事の計画に係る全ての工事が完了した時の各原子炉施設に係る使用前検査終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。</u></p> <p><u>3 この規定施行の際、使用前事業者検査対象の所内常設直流電源設備（3系統目）に關連する規定については、原子炉等規制法第43条の3の11第3項の使用前確認終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。</u></p> <p><u>4 この規定施行の際、使用前事業者検査対象の特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護に關連する規定については、原子炉等規制法第43条の3の11第3項の使用前確認終了日以降に適用することとし、それまでの間は従前の例による。</u></p>	<p>附則の追加</p>

変更前	変更後	備考
<p>添付2 火災, 内部溢水, 火山現象 (降灰), 自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準 〔 第17条, 第17条の2, 第17条の2の2, 第17条の3および第17条の3の2 関連 〕</p>	<p>添付2 火災, 内部溢水, 火山現象 (降灰), 自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準 〔 第17条, 第17条の2, 第17条の2の2, 第17条の3および第17条の3の2 関連 〕</p>	<p>本頁変更なし</p>

変更前	変更後	備考																		
<p>火災、内部溢水、火山現象（降灰）、自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、火災が発生した場合、原子炉施設内における溢水が発生した場合、火山影響等発生時、その他自然災害が発生した場合および発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</p> <p>1 火災</p> <p>防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1.1項から1.6項を含む火災防護計画を策定する。また、各課長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>1.1 初期消火活動のための体制の整備</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する^{※1}。</p> <p>(2) 防災課長は、連絡責任者、運転員および消防要員からなる初期消火活動を行う要員として、11名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表1に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 当直長（1号炉および2号炉の当直長を含む）は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(5) 各課長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、発電所内の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(6) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要を見直しを行う。</p> <p>※1：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※2：重要度分類指針におけるクラス1、2、3の機能を有する構築物、系統および機器とする。</p> <p>表1</p> <table border="1" data-bbox="1053 1254 1133 2016"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車^{※3}</td> <td>1台^{※4※5}</td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）</td> <td>1,500L以上^{※5}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：400L毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p>	設備	数量	化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}	泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}	<p>火災、内部溢水、火山現象（降灰）、自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、火災が発生した場合、原子炉施設内における溢水が発生した場合、火山影響等発生時、その他自然災害が発生した場合および発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</p> <p>1 火災</p> <p>防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1.1項から1.6項を含む火災防護計画を策定する。また、各課長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>1.1 初期消火活動のための体制の整備</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する^{※1}。</p> <p>(2) 防災課長は、連絡責任者、運転員および消防要員からなる初期消火活動を行う要員として、11名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表1に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 当直長（1号炉および2号炉の当直長を含む）は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(5) 各課長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、発電所内の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(6) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要を見直しを行う。</p> <p>※1：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※2：重要度分類指針におけるクラス1、2、3の機能を有する構築物、系統および機器とする。</p> <p>表1</p> <table border="1" data-bbox="1053 1254 1133 2016"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車^{※3}</td> <td>1台^{※4※5}</td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）</td> <td>1,500L以上^{※5}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：400L毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p>	設備	数量	化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}	泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}	<p>火災、内部溢水、火山現象（降灰）、自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、火災が発生した場合、原子炉施設内における溢水が発生した場合、火山影響等発生時、その他自然災害が発生した場合および発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。</p> <p>1 火災</p> <p>防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の1.1.1項から1.6項を含む火災防護計画を策定する。また、各課長は、火災防護計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>1.1 初期消火活動のための体制の整備</p> <p>(1) 防災課長は、発電所から消防機関へ通報するため、専用回線を使用した通報設備を中央制御室に設置する^{※1}。</p> <p>(2) 防災課長は、連絡責任者、運転員および消防要員からなる初期消火活動を行う要員として、11名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 防災課長は、初期消火活動を行うため、表1に示す化学消防自動車および泡消火薬剤を配備する。また、初期消火活動に必要なその他資機材を定め、配備する。</p> <p>(4) 当直長（1号炉および2号炉の当直長を含む）は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>(5) 各課長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、発電所内の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(6) 防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要を見直しを行う。</p> <p>※1：専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p> <p>※2：重要度分類指針におけるクラス1、2、3の機能を有する構築物、系統および機器とする。</p> <p>表1</p> <table border="1" data-bbox="1053 1254 1133 2016"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車^{※3}</td> <td>1台^{※4※5}</td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）</td> <td>1,500L以上^{※5}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※3：400L毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p>	設備	数量	化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}	泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}
設備	数量																			
化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}																			
泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}																			
設備	数量																			
化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}																			
泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}																			
設備	数量																			
化学消防自動車 ^{※3}	1台 ^{※4※5}																			
泡消火薬剤（化学消防自動車保有分を含む）	1,500L以上 ^{※5}																			

変更前	変更後	備考
<p>※4：化学消防自動車が、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p> <p>1.2 要員の配置</p> <p>(1) 所長は、通常時ならびに火災発生時に火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</p> <p>a. 火災予防活動に関する要員</p> <p>所長は、各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。</p> <p>b. 自衛消防組織</p> <p>所長は、火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織を編成する。</p> <p>(a) 所長は、自衛消防組織に統括管理者を配置し、自衛消防組織の各班（消防連絡班、消火班、消防自動車班（初期消火班を含む）で構成）および総務班（総務連絡班、避難誘導班、応急救護班で構成）には、責任者である班長を配置する。</p> <p>(b) 統括管理者は、自衛消防組織の機能が有効に発揮できるよう組織を統括し、自衛消防組織が行う活動に対し、指揮、指令を行う。また、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。</p> <p>(2) 所長は、火災の発生による災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、必要な要員を配置する。</p> <p>1.3 教育訓練の実施</p> <p>(1) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の教育訓練を、第130条および第131条に基づき定期的の実施する。</p> <p>a. 防災課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防要員に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(b) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(c) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p> <p>ア 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育訓練</p>	<p>※4：化学消防自動車、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p> <p>1.2 要員の配置</p> <p>(1) 所長は、通常時ならびに火災発生時に火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</p> <p>a. 火災予防活動に関する要員</p> <p>所長は、各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。</p> <p>b. 自衛消防組織</p> <p>所長は、火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織を編成する。</p> <p>(a) 所長は、自衛消防組織に統括管理者を配置し、自衛消防組織の各班（消防連絡班、消火班、消防自動車班（初期消火班を含む）で構成）および総務班（総務連絡班、避難誘導班、応急救護班で構成）には、責任者である班長を配置する。</p> <p>(b) 統括管理者は、自衛消防組織の機能が有効に発揮できるよう組織を統括し、自衛消防組織が行う活動に対し、指揮、指令を行う。また、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。</p> <p>(2) 所長は、火災の発生による災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、必要な要員を配置する。</p> <p>1.3 教育訓練の実施</p> <p>(1) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の教育訓練を、第130条および第131条に基づき定期的の実施する。</p> <p>a. 防災課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防要員に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統および機器の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(b) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(c) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p> <p>ア 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育訓練</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>※4：化学消防自動車、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p> <p>1.2 要員の配置</p> <p>(1) 所長は、通常時ならびに火災発生時に火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</p> <p>a. 火災予防活動に関する要員</p> <p>所長は、各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。</p> <p>b. 自衛消防組織</p> <p>所長は、火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織を編成する。</p> <p>(a) 所長は、自衛消防組織に統括管理者を配置し、自衛消防組織の各班（消防連絡班、消火班、消防自動車班（初期消火班を含む）で構成）および総務班（総務連絡班、避難誘導班、応急救護班で構成）には、責任者である班長を配置する。</p> <p>(b) 統括管理者は、自衛消防組織の機能が有効に発揮できるよう組織を統括し、自衛消防組織が行う活動に対し、指揮、指令を行う。また、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。</p> <p>(2) 所長は、火災の発生による災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、必要な要員を配置する。</p> <p>1.3 教育訓練の実施</p> <p>(1) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の教育訓練を、第130条および第131条に基づき定期的の実施する。</p> <p>a. 防災課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防要員に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統および機器の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(b) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(c) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p> <p>ア 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育訓練</p>	<p>※4：化学消防自動車、点検または故障の場合には、※3に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車をもって代用することができる。</p> <p>※5：発電所合計数</p> <p>1.2 要員の配置</p> <p>(1) 所長は、通常時ならびに火災発生時に火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。</p> <p>a. 火災予防活動に関する要員</p> <p>所長は、各建屋、階および部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。</p> <p>b. 自衛消防組織</p> <p>所長は、火災による人的または物的な被害を最小限にとどめるため、自衛消防組織を編成する。</p> <p>(a) 所長は、自衛消防組織に統括管理者を配置し、自衛消防組織の各班（消防連絡班、消火班、消防自動車班（初期消火班を含む）で構成）および総務班（総務連絡班、避難誘導班、応急救護班で構成）には、責任者である班長を配置する。</p> <p>(b) 統括管理者は、自衛消防組織の機能が有効に発揮できるよう組織を統括し、自衛消防組織が行う活動に対し、指揮、指令を行う。また、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。</p> <p>(2) 所長は、火災の発生による災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、必要な要員を配置する。</p> <p>1.3 教育訓練の実施</p> <p>(1) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の教育訓練を、第130条および第131条に基づき定期的の実施する。</p> <p>a. 防災課長は、全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防要員に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(a) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統および機器の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(b) 原子炉施設内の火災区域または火災区画に設置される重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した教育訓練</p> <p>(c) 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p> <p>ア 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育訓練</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>イ 外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時における外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止または閉回路循環運転による、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することに関する教育訓練</p> <p>ウ 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の点検等に係る教育訓練</p> <p>エ 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、隣隔距離を確保することに関する教育訓練</p> <p>(c) 火災が発生した場合の初期消火活動および内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練</p> <p>(2) 防火・防災管理者は、自衛消防組織の要員に対して、火災が発生した場合における自衛消防活動を確認する教育訓練を消防訓練（防火対応）として実施する。また、消防要員に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(3) 発電課長は、運転員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練（中央制御盤火災発生時における消火訓練を含む。）を、第130条に基づき実施する。</p> <p>1.4 資機材の配備</p> <p>(1) 各課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>1.5 手順書の整備</p> <p>(1) 防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、以下の項目を火災防護計画へ規定する。</p> <p>a. 火災防護対策を実施するための体制、責任者の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</p> <p>b. 原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>c. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>d. 可搬型重大事故等対処設備、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、当該設備等に応じた火災防護対策</p> <p>e. 火災予防活動（巡視点検）についての手順</p> <p>各課長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>f. 火災予防活動（可燃物管理）についての手順</p> <p>原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）および重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p>	<p>イ 外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時における外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止または閉回路循環運転による、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することに関する教育訓練</p> <p>ウ 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の点検等に係る教育訓練</p> <p>エ 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、隣隔距離を確保することに関する教育訓練</p> <p>(d) 特重施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p> <p>外部火災によるばい煙発生時および有毒ガス発生時におけるダンプの閉止、換気設備の隔離による、建屋内へのばい煙および有毒ガスの侵入を防止することに関する教育訓練</p> <p>(c) 火災が発生した場合の初期消火活動および内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練</p> <p>(2) 防火・防災管理者は、自衛消防組織の要員に対して、火災が発生した場合における自衛消防活動を確認する教育訓練を消防訓練（防火対応）として実施する。また、消防要員に対して、同内容の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>(3) 発電課長は、運転員および[]に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練（運転員に対する中央制御盤火災発生時における消火訓練を含む。）を、第130条に基づき実施する。</p> <p>1.4 資機材の配備</p> <p>(1) 各課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>1.5 手順書の整備</p> <p>(1) 防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するため、以下の項目を火災防護計画へ規定する。</p> <p>a. 火災防護対策を実施するための体制、責任者の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</p> <p>b. 原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>c. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>d. 可搬型重大事故等対処設備、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、当該設備等に応じた火災防護対策</p> <p>e. 火災予防活動（巡視点検）についての手順</p> <p>各課長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>f. 火災予防活動（可燃物管理）についての手順</p> <p>原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）および重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することとはできません。

変更前	変更後	備考
<p>上 火災予防活動（火気作業等の管理）についての手順 各課長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>下 屋外消火配管の凍結防止対策の対応手順 防災課長は、外気温度が3℃まで低下した場合またはそのおそれがある場合、屋外消火栓を微開し通水する。</p> <p>上 延焼防止についての手順 防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との隔離を確保し、火災区域内の周辺の植生等の可燃物については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>上 安全施設を外部火災から防護するための運用等 上 防火帯の維持・管理の手順 上 防災課長は、防火帯の維持・管理を実施する。 上 施設管理、点検についての手順 各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>上 火災影響評価条件の変更の要否確認についての手順 (a) 防災課長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全停止できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(b) 防災課長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が安全施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(2) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を火災防護計画に定める。</p> <p>a. 消火活動の手順 各課長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。</p> <p>b. 消火設備故障時の対応手順 当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室またはおよび必要なら現場の警報の確認を実施する。</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>上 火災予防活動（火気作業等の管理）についての手順 各課長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>下 屋外消火配管の凍結防止対策の対応手順 防災課長は、外気温度が3℃まで低下した場合またはそのおそれがある場合、屋外消火栓を微開し通水する。</p> <p>上 延焼防止についての手順 防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との隔離を確保し、火災区域内の周辺の植生等の可燃物については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>上 安全施設を外部火災から防護するための運用等 上 防火帯の維持・管理の手順 上 防災課長は、防火帯の維持・管理を実施する。 上 施設管理、点検についての手順 各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>上 火災影響評価条件の変更の要否確認についての手順 (a) 防災課長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全停止できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(b) 防災課長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が安全施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(2) 防災課長は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を火災防護計画に定める。</p> <p>a. 消火活動の手順 各課長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。</p> <p>b. 消火設備故障時の対応手順 当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室またはおよび必要なら現場の警報の確認を実施する。</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>2 内部溢水</p> <p>防災課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項から2.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>2.1 要員の配置</p> <p>所長は、内部溢水の発生により原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>2.2 教育訓練の実施</p> <p>内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>2.3 資機材の配備</p> <p>各課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>2.4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。</p> <p>a. 想定破損に係る減肉管理</p> <p>機械計画第一課長および機械計画第二課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</p> <p>b. 運転時間管理に関する手順</p> <p>防災課長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としていない設備についての運転時間管理を行う。</p> <p>c. 水密扉の閉止状態の管理に関する手順</p> <p>当直長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されなかった場合の閉止操作を行う。</p> <p>d. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>各課長は、設備改造や資機材の持込みにより評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</p> <p>e. 消火放水時における注意喚起に関する手順</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>2 内部溢水</p> <p>防災課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項から2.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>2.1 要員の配置</p> <p>所長は、内部溢水の発生により原子力災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>2.2 教育訓練の実施</p> <p>内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>2.3 資機材の配備</p> <p>各課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>2.4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課長は、内部溢水発生時における原子炉施設の保安のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。</p> <p>a. 想定破損に係る減肉管理</p> <p>機械計画第一課長および機械計画第二課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</p> <p>b. 運転時間管理に関する手順</p> <p>防災課長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により低エネルギー配管としていない設備についての運転時間管理を行う。</p> <p>c. 水密扉の閉止状態の管理に関する手順</p> <p>当直長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されなかった場合の閉止操作を行う。</p> <p>d. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>各課長は、設備改造や資機材の持込みにより評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</p> <p>e. 消火放水時における注意喚起に関する手順</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更</p>

備考	変更後	変更前	
	<p>4 地震 防災課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>4.1 要員の配置 所長は、地震の発生により災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>4.2 教育訓練の実施 地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>4.3 資機材の配備 各課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>4.4 手順書の整備 (1) 各課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。 a. 波及的影響防止に関する手順 (a) 各課長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、機器設置時の配件事項等を定め管理する。 (b) 各課長は、機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）<u>および</u>常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備を含む。）<u>および</u>「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設^{※1}の波及的影響（4つの観点^{※2}および溢水・火災の観点）を防止する。 ※1：耐震BクラスおよびCクラス施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外）の常設重大事故防止設備を含む。）<u>、</u>可搬型重大事故等対処設備、ならびに常設重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設を考慮する。 ※2：4つの観点とは、以下をいう。 ア 設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する不等沈下または相対変位による影響 イ 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響 ウ 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響 エ 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設への影響</p>	<p>4 地震 防災課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の4.1項から4.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>4.1 要員の配置 所長は、地震の発生により災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>4.2 教育訓練の実施 地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>4.3 資機材の配備 各課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>4.4 手順書の整備 (1) 各課長は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。 a. 波及的影響防止に関する手順 (a) 各課長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、機器設置時の配件事項等を定め管理する。 (b) 各課長は、機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）<u>および</u>常設耐震重要重大事故防止設備または常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備を含む。）<u>および</u>「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設^{※1}の波及的影響（4つの観点^{※2}および溢水・火災の観点）を防止する。 ※1：耐震BクラスおよびCクラス施設に加え、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備以外）の常設重大事故防止設備を含む。）<u>、</u>可搬型重大事故等対処設備、ならびに常設重大事故防止設備および常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設を考慮する。 ※2：4つの観点とは、以下をいう。 ア 設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する不等沈下または相対変位による影響 イ 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響 ウ 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響 エ 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設への影響</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p> <p>(以下、中略)</p>

変更前	変更後	備考
<p>5 津波</p> <p>防災課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5.1項から5.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>5.1 要員の配置</p> <p>所長は、津波の発生により災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>5.2 教育訓練の実施</p> <p>津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>5.3 資機材の配備</p> <p>各課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>5.4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。</p> <p>a. 津波の襲来が予想される場合の対応</p> <p>(a) 当直長は、発電所の近傍を震源とする地震に起因して大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を実施する。ただし、以下の場合はその限りではない。</p> <p>ア 大津波警報が誤報であった場合</p> <p>イ 発電所から遠方で発生した地震に伴った地震に伴う津波であって、愛媛県瀬戸内海沿岸区域に津波が到達するまでの間に、大津波警報が解除または見直された場合</p> <p>(b) 各課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。</p> <p>(c) 各課長は、緊急離岸する船舶と退避状況に関する情報連絡を行う。</p> <p>(d) 当直長は、海面監視カメラおよび耐震型海水ピット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>b. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>当直長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されなかった場合の閉止操作を行う。</p> <p>c. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>各課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、大津波警報解除後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>5 津波</p> <p>防災課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の5.1項から5.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>5.1 要員の配置</p> <p>所長は、津波の発生により災害（原子力災害を含む。）が発生するおそれがある場合または発生した場合に備え、第120条に定める組織を整備し、原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置する。</p> <p>5.2 教育訓練の実施</p> <p>津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。</p> <p>5.3 資機材の配備</p> <p>各課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p> <p>5.4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課長は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。</p> <p>a. 津波の襲来が予想される場合の対応</p> <p>(a) 当直長は、発電所の近傍を震源とする地震に起因して大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を実施する。ただし、以下の場合はその限りではない。</p> <p>ア 大津波警報が誤報であった場合</p> <p>イ 発電所から遠方で発生した地震に伴った地震に伴う津波であって、愛媛県瀬戸内海沿岸区域に津波が到達するまでの間に、大津波警報が解除または見直された場合</p> <p>(b) 各課長は、燃料等輸送船に関し、津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。</p> <p>(c) 各課長は、緊急離岸する船舶と退避状況に関する情報連絡を行う。</p> <p>(d) 当直長は、海面監視カメラおよび耐震型海水ピット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>b. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>当直長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されなかった場合の閉止操作を行う。</p> <p>c. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>各課長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、大津波警報解除後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(以下、中略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>7 有毒ガス 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生時における運転員および緊急時対策所（El. 32m）で重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「運転員等」という。）の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7.1項から7.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行う要員および手順の整備を実施する。</p> <p>7.1 要員の配置 所長は、発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に随行・立会する者（以下「立会人等」という。）ならびに有毒ガス発生時に備え、有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置（以下「終息活動」という。）を行う要員等を配置する。</p> <p>7.2 教育訓練の実施 (1) 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。 (2) 放射線・化学管理課長は、終息活動を行う要員に対して、終息活動等に関する教育訓練を定期的に実施する。</p> <p>7.3 資機材の配備 各課長は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な防護具等の資機材を配備する。</p> <p>7.4 手順書の整備 (1) 各課長は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。 a. 有毒ガス防護の確認に関する手順 (a) 放射線・化学管理課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対し、次の(b)項および(c)項により、運転員等の吸気中の有毒ガス濃度について有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。 (b) 放射線・化学管理課長は、発電所敷地内ならびに中央制御室等から半径100m近傍に新たな有毒化学物質および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源または可動源の見直しがあがる場合は、有毒ガスが発生した場合の影響評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。 (c) 各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガスの影響を軽減するための防液堤、中和槽等について、適切に運用管理を実施する。</p>	<p>7 有毒ガス 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生時における運転員、および緊急時対策所（El. 32m）で重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（以下「運転員等」という。）の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7.1項から7.4項を含む計画を社内規定として策定し、所長の承認を得る。また、各課長は、計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行う要員および手順の整備を実施する。</p> <p>7.1 要員の配置 所長は、発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に随行・立会する者（以下「立会人等」という。）ならびに有毒ガス発生時に備え、有毒ガスの発生を終息させるために必要な措置（以下「終息活動」という。）を行う要員等を配置する。</p> <p>7.2 教育訓練の実施 (1) 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行う要員に対する教育訓練については、第130条および第131条に基づき実施する。 (2) 放射線・化学管理課長は、終息活動を行う要員に対して、終息活動等に関する教育訓練を定期的に実施する。</p> <p>7.3 資機材の配備 各課長は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な防護具等の資機材を配備する。</p> <p>7.4 手順書の整備 (1) 各課長は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内規定に定める。 a. 有毒ガス防護の確認に関する手順 (a) 放射線・化学管理課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対し、次の(b)項および(c)項により、運転員等の吸気中の有毒ガス濃度について有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。 (b) 放射線・化学管理課長は、発電所敷地内ならびに中央制御室等から半径100m近傍に新たな有毒化学物質および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源または可動源の見直しがあがる場合は、有毒ガスが発生した場合の影響評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。 (c) 各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガスの影響を軽減するための防液堤、中和槽等について、適切に運用管理を実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>b. 有毒ガス発生時の防護に関する手順 (a) 各課長は、可動源に対し、立会人等の同行、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気空調設備および緊急時対策所 (EIL-32m) 換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。 (b) 各課長は、予期せぬ有毒ガス発生時に、防護具の着用および使用する防護具用ボンベへの供給の対策を実施する。</p> <p>7.5 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動の実施 各課長は、7.1項から7.4項で定めた計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を実施する。</p> <p>7.6 定期的な評価 (1) 各課長は、7.5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、放射線・化学管理課長に報告する。 (2) 放射線・化学管理課長は、7.1項から7.4項で定めた事項について1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて計画の見直し等必要な措置を行う。</p> <p>7.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 各課長は、有毒ガスの影響に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>b. 有毒ガス発生時の防護に関する手順 (a) 各課長は、可動源に対し、立会人等の同行、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気空調設備、緊急時対策所 (EIL-32m) 換気設備および[]の換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。 (b) 各課長は、予期せぬ有毒ガス発生時に、防護具の着用および使用する防護具用ボンベへの供給の対策を実施する。</p> <p>7.5 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動の実施 各課長は、7.1項から7.4項で定めた計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を実施する。</p> <p>7.6 定期的な評価 (1) 各課長は、7.5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき必要な措置を講じ、放射線・化学管理課長に報告する。 (2) 放射線・化学管理課長は、7.1項から7.4項で定めた事項について1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて計画の見直し等必要な措置を行う。</p> <p>7.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 各課長は、有毒ガスの影響に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の5および第17条の6関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持していくための実施内容について定める。</p> <p>また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表-1から表-19に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内規定に定める。</p> <p>1 重大事故等対策</p> <p>1.1 重大事故等対策のための計画の策定</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「発電所災害対策要員」という。)を配置し、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織ならびにその支援組織の役割分担および責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</p> <p>a. 所長は、重大事故等の原子炉災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子炉災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速、かつ、円滑に行うため、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集および通報連絡を行い、第120条に定める原子炉防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部の体制を整え対処する。</p> <p>(中略)</p> <p>1. 休日・夜間において重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、第12条に規定する運転員、緊急時対応要員について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。</p> <p>(a) 安全技術課長および発電課長は、運転中においては、発電所内に運転員10名、通報連絡および重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名ならびに[]の合計[]名を確保する。</p> <p>運転停止中においては、運転員8名、緊急時対応要員22名および[]の合計[]名、さらに使用済燃料ピット内のみに使用済燃料を貯蔵している期間中においては、運転員5名および緊急時対応要員22名の合計27名を確保する。</p> <p>※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間および原子炉内に燃料体が1体以上ある期間</p>	<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の5および第17条の6関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持していくための実施内容について定める。</p> <p>また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表-1から表-31に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内規定に定める。</p> <p>1 重大事故等対策</p> <p>1.1 重大事故等対策のための計画の策定</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「発電所災害対策要員」という。)を配置し、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織ならびにその支援組織の役割分担および責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</p> <p>a. 所長は、重大事故等の原子炉災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子炉災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速、かつ、円滑に行うため、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集および通報連絡を行い、第120条に定める原子炉防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、あらかじめ社内規定に定められた手順等によることなく、事故取束に必要な措置を講じる。</p> <p>(中略)</p> <p>1. 休日・夜間において重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、第12条に規定する運転員、緊急時対応要員および[]について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。</p> <p>(a) 安全技術課長および発電課長は、運転中においては、発電所内に運転員10名、通報連絡および重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名ならびに[]の合計[]名を確保する。</p> <p>運転停止中においては、運転員8名、緊急時対応要員22名および[]の合計[]名、さらに使用済燃料ピット内のみに使用済燃料を貯蔵している期間中においては、運転員5名および緊急時対応要員22名の合計27名を確保する。</p> <p>※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間および原子炉内に燃料体が1体以上ある期間</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の5および第17条の6関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持していくための実施内容について定める。</p> <p>また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表-1から表-19に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内規定に定める。</p> <p>1 重大事故等対策</p> <p>1.1 重大事故等対策のための計画の策定</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「発電所災害対策要員」という。)を配置し、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織ならびにその支援組織の役割分担および責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</p> <p>a. 所長は、重大事故等の原子炉災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子炉災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速、かつ、円滑に行うため、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集および通報連絡を行い、第120条に定める原子炉防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部の体制を整え対処する。</p> <p>(中略)</p> <p>1. 休日・夜間において重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、第12条に規定する運転員、緊急時対応要員について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。</p> <p>(a) 安全技術課長および発電課長は、運転中においては、発電所内に運転員10名、通報連絡および重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名ならびに[]の合計[]名を確保する。</p> <p>運転停止中においては、運転員8名、緊急時対応要員22名および[]の合計[]名、さらに使用済燃料ピット内のみに使用済燃料を貯蔵している期間中においては、運転員5名および緊急時対応要員22名の合計27名を確保する。</p> <p>※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間および原子炉内に燃料体が1体以上ある期間</p>	<p>添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準 (第17条の5および第17条の6関連)</p> <p>重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準</p> <p>本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故もしくは重大事故が発生した場合または大規模な自然災害もしくは故意による原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持していくための実施内容について定める。</p> <p>また、重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表-1から表-31に定める。なお、多様性拡張設備を使用した運用手順および運用手順の詳細な内容等については、社内規定に定める。</p> <p>1 重大事故等対策</p> <p>1.1 重大事故等対策のための計画の策定</p> <p>(中略)</p> <p>(2) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員(以下「発電所災害対策要員」という。)を配置し、以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織ならびにその支援組織の役割分担および責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。</p> <p>a. 所長は、重大事故等の原子炉災害が発生するおそれがある場合または発生した場合に、事故原因の除去、原子炉災害の拡大防止およびその他の必要な活動を迅速、かつ、円滑に行うため、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集および通報連絡を行い、第120条に定める原子炉防災組織を設置し、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部の体制を整え対処する。また、事故対処に必要な場合には、あらかじめ社内規定に定められた手順等によることなく、事故取束に必要な措置を講じる。</p> <p>(中略)</p> <p>1. 休日・夜間において重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、第12条に規定する運転員、緊急時対応要員および[]について、以下のとおり役割および人数を割り当て確保する。</p> <p>(a) 安全技術課長および発電課長は、運転中においては、発電所内に運転員10名、通報連絡および重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名ならびに[]の合計[]名を確保する。</p> <p>運転停止中においては、運転員8名、緊急時対応要員22名および[]の合計[]名、さらに使用済燃料ピット内のみに使用済燃料を貯蔵している期間中においては、運転員5名および緊急時対応要員22名の合計27名を確保する。</p> <p>※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間および原子炉内に燃料体が1体以上ある期間</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(b) 安全技術課長は、高濃量下の対応においても、社員および協力会社社員を含め緊急時対応要員を確保する。</p> <p>(c) 安全技術課長および発電課長は、病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のあ る新感染症等が発生し、第12条に規定する所定の緊急時対応要員に欠員が生じた場合は、 緊急時対応要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対応要員の体制に係 る管理を行う。</p> <p>安全技術課長および発電課長は、緊急時対応要員の補充の見込みが立たない場合は、所長 に連絡するとともに、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる発電所災害対策要員で、安 全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>(d) 重大事故等発生時においては、緊急時対応要員のうち連絡責任者等は緊急時対策所 (E1.32m)に、現場で対応を行う要員はE1.32mの集合場所に集まり、任務に応じた対応を 行う。</p> <p>(c) []は、運転操作指揮を行う当直長と連携し、[]から特重施 設を用いた対応を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 教育訓練の実施</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、発電所災害対策要員に対する教育および訓練について、以下 のとおり実施する。</p> <p>a. 基本とす教育訓練(力量の維持向上のための教育訓練)</p> <p>(a) 訓練計画課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を維持している発電所災害対策要員 となる者を必要数確保するために、表-1から表-19に記載した対応手段および重大事故等発生 時における[]の対応手段を実施するために必要とするとする手順を教育訓練項目として定 め、下記の事項を考慮して教育訓練の計画を作成し、適宜見直す。</p> <p>ア 発電所災害対策要員に対し、各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態とな った場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解 向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。年1回の教育訓練では技能の習得が困難な教 育訓練項目については、年2回以上実施し、手順の習熟、力量の維持および向上を図る。</p> <p>イ 現場作業にあたっては、年2回以上実施し、手順の習熟、力量の維持および向上を図る。 以上実施する。</p> <p>ウ 発電所災害対策要員に対し、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の 選択等、実施組織および支援組織の実効性等を総合的に確認するための教育訓練を年1回以 上実施する。</p> <p>エ 各課員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段か ら保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施 設および予備品について熟知させる。</p> <p>運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検お よび運転に必要な操作を自ら行う。</p> <p>発電所災害対策要員は、各役割に応じて、原子力保安研修所にて設備の分解点検、調整、 部品交換の実習を自ら行い、技能および知識の向上を図る。また設備の点検においては、保 守実施方法をまとめた手順書に基づき、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認およ び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認および作業工程検討などの保守 点検活動を自ら行う。</p>	<p>(b) 安全技術課長は、高濃量下の対応においても、社員および協力会社社員を含め緊急時対 応要員を確保する。</p> <p>(c) 安全技術課長および発電課長は、病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のあ る新感染症等が発生し、第12条に規定する所定の運転員、緊急時対応要員および[] に欠員が生じた場合は、要員の補充を行うとともに、そのような事態に備え、[]要 員の体制に係る管理を行う。</p> <p>安全技術課長および発電課長は、運転員、緊急時対応要員および[]の補 充の見込みが立たない場合は、所長に連絡するとともに、原子炉停止等の措置を実施し、確 保できる発電所災害対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>(d) 重大事故等発生時においては、緊急時対応要員のうち連絡責任者等は緊急時対策所 (E1.32m)に、現場で対応を行う要員はE1.32mの集合場所に集まり、任務に応じた対応を 行う。</p> <p>(c) []は、運転操作指揮を行う当直長と連携し、[]から特重施 設を用いた対応を行う。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 教育訓練の実施</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、発電所災害対策要員に対する教育および訓練について、以下 のとおり実施する。</p> <p>a. 基本とす教育訓練(力量の維持向上のための教育訓練)</p> <p>(a) 訓練計画課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を維持している発電所災害対策要員 となる者を必要数確保するために、表-1から表-19に記載した対応手段および重大事故等発生 時における[]の対応手段を実施するために必要とするとする手順を教育訓練項目として定 め、下記の事項を考慮して教育訓練の計画を作成し、適宜見直す。</p> <p>ア 発電所災害対策要員に対し、各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態とな った場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、知識ベースの理解 向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。年1回の教育訓練では技能の習得が困難な教 育訓練項目については、年2回以上実施し、手順の習熟、力量の維持および向上を図る。 以上実施する。</p> <p>イ 現場作業にあたっては、年2回以上実施し、手順の習熟、力量の維持および向上を図る。 以上実施する。</p> <p>ウ 発電所災害対策要員に対し、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の 選択等、実施組織および支援組織の実効性等を総合的に確認するための教育訓練を年1回以 上実施する。</p> <p>エ 各課員等に対し、重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段か ら保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施 設および予備品について熟知させる。</p> <p>運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検お よび運転に必要な操作を自ら行う。</p> <p>発電所災害対策要員は、各役割に応じて、原子力保安研修所にて設備の分解点検、調整、 部品交換の実習を自ら行い、技能および知識の向上を図る。また設備の点検においては、保 守実施方法をまとめた手順書に基づき、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認およ び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認および作業工程検討などの保守 点検活動を自ら行う。</p>	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変 更(以下、本頁にお いて同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>オ (a) ア項の教育訓練において、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間および降雨ならびに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定した教育訓練を実施する。</p> <p>カ 設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびに社内規定が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報および社内規定を用いた教育訓練を行う。</p> <p>(b) 各課長は、計画に基づき、教育訓練を実施する者を指名し、「基本とする教育訓練」(力量維持向上のための教育訓練)を実施する。</p> <p>(c) 各課長は、教育訓練を実施した者が、役割に応じた必要な力量を有していることを確認する。</p> <p>(d) 安全技術課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者の中から、発電所災害対策要員として宿直当番(運転員または[]の場合、直当)体制を構築する。</p> <p>(e) 各課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、社内規定に定める頻度で「基本とする教育訓練」を実施し、役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 教育訓練の計画に問題があるや判断した場合、各課長は訓練計画課長に結果を報告する。訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>イ 教育訓練の計画に問題はないと判断した場合、各課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、訓練計画課長に結果を報告する。訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち要員育成に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち要員育成に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>b. 重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練(成立性の確認訓練)</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、下記の事項を考慮して教育訓練の計画を作成し、適宜見直す。</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、計画に基づき、役割に応じた必要な力量を有している者に対し、成立性の確認訓練を実施する。</p> <p>(a) 成立性の確認訓練を以下のア項、イ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。</p> <p>ア 中央制御室主体の操作に係る成立性確認</p> <p>(ア) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認(シミュレーション)による成立性確認</p> <p>中央操作主体、重要事故シナリオの類似性および操作の類似性の観点から整理した以下のIからVIIの重要事故シナリオについて、運転員および[]を対象に年1回以上実施する。なお、[]については、IIIの重要事故シナリオを除く。</p> <p>I 2次系からの除熱機能喪失</p> <p>II 原子炉格納容器除熱機能喪失</p> <p>III 原子炉停止機能喪失</p> <p>IV 非常用炉心冷却設備(ECCS)注水機能喪失</p> <p>V 非常用炉心冷却設備(ECCS)再循環機能喪失</p> <p>VI 格納容器バイパス(インターフェースシステム10CA)</p>	<p>オ (a) ア項の教育訓練において、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間および降雨ならびに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定した教育訓練を実施する。</p> <p>カ 設備および事故時用の資機材等に関する情報ならびに社内規定が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報および社内規定を用いた教育訓練を行う。</p> <p>(b) 各課長は、計画に基づき、教育訓練を実施する者を指名し、「基本とする教育訓練」(力量維持向上のための教育訓練)を実施する。</p> <p>(c) 各課長は、教育訓練を実施した者が、役割に応じた必要な力量を有していることを確認する。</p> <p>(d) 安全技術課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者の中から、発電所災害対策要員として宿直当番(運転員または[]の場合、直当)体制を構築する。</p> <p>(e) 各課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、社内規定に定める頻度で「基本とする教育訓練」を実施し、役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 教育訓練の計画に問題があるや判断した場合、各課長は訓練計画課長に結果を報告する。訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>イ 教育訓練の計画に問題はないと判断した場合、各課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、訓練計画課長に結果を報告する。訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち要員育成に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち要員育成に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>b. 重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することおよび有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練(成立性の確認訓練)</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、下記の事項を考慮して教育訓練の計画を作成し、適宜見直す。</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、計画に基づき、役割に応じた必要な力量を有している者に対し、成立性の確認訓練を実施する。</p> <p>(a) 成立性の確認訓練を以下のア項、イ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。</p> <p>ア 中央制御室主体の操作に係る成立性確認</p> <p>(ア) 中央制御室主体の操作に係る成立性確認(シミュレーション)による成立性確認</p> <p>中央操作主体、重要事故シナリオの類似性および操作の類似性の観点から整理した以下のIからVIIの重要事故シナリオについて、運転員および[]を対象に年1回以上実施する。なお、[]については、IIIの重要事故シナリオを除く。</p> <p>I 2次系からの除熱機能喪失</p> <p>II 原子炉格納容器除熱機能喪失</p> <p>III 原子炉停止機能喪失</p> <p>IV 非常用炉心冷却設備(ECCS)注水機能喪失</p> <p>V 非常用炉心冷却設備(ECCS)再循環機能喪失</p> <p>VI 格納容器バイパス(インターフェースシステム10CA)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>Ⅶ 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）</p> <p>(イ) 成立性の確認の評価方法</p> <p>重要事故シナリオの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内規定に定め、当直長の指示の下、適切な対応ができていないことを以下のとおり評価する。</p> <p>Ⅰ 重要事故シナリオに定めた対応に、当直長からの指示に対して、運転員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること</p> <p>Ⅱ 解析上の操作条件が満足されるように対応できること</p> <p>Ⅲ 手順書に従い確実な対応ができていないこと</p> <p>イ 現場主体の操作に係る成立性確認</p> <p>(ア) 技術的能力の成立性確認</p> <p>現場主体で実施する表-20の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段について、発電所災害対策要員を対象に年1回以上実施する。</p> <p>(イ) 机上訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p>現場主体、重要事故シナリオの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した以下のⅠからⅥの重要事故シナリオについて、発電所災害対策要員のうち係修対応要員を対象にⅠからⅤを年1回以上実施する。また発電所災害対策要員のうち運転員を対象にⅥを年1回以上実施する。</p> <p>Ⅰ 全交流動力電源喪失（RCPシナリオLOCAが発生する場合）</p> <p>Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>Ⅲ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>Ⅳ 使用済燃料ピット水の小規模な喪失</p> <p>Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）</p> <p>Ⅵ 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>(ウ) 現場訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p>現場主体、重要事故シナリオの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した以下のⅠおよびⅡの重要事故シナリオについて、発電所災害対策要員で構成する班の中から任意の班を対象に年1回以上実施する。</p> <p>Ⅰ 全交流動力電源喪失（RCPシナリオLOCAが発生する場合）</p> <p>Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>※ 成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないよう配慮する。</p> <p>(エ) 成立性の確認の評価方法</p> <p>Ⅰ 技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表-20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。</p> <p>Ⅱ 机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シナリオについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができていないことを評価する。また、必要な役割に求められる現場作業等ができていないことを評価する。</p> <p>Ⅲ 現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントをおよび当直長の連携ができていないことを評価する。</p> <p>Ⅳ (ア)項および(ウ)項の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。</p>	<p>Ⅶ 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）</p> <p>(イ) 成立性の確認の評価方法</p> <p>重要事故シナリオの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内規定に定め、当直長の指示の下、適切な対応ができていないことを以下のとおり評価する。</p> <p>Ⅰ 重要事故シナリオに定めた対応に、当直長からの指示に対して、運転員が適切に対応し、報告することにより連携が図られていること</p> <p>Ⅱ 解析上の操作条件が満足されるように対応できること</p> <p>Ⅲ 手順書に従い確実な対応ができていないこと</p> <p>イ 現場主体の操作に係る成立性確認</p> <p>(ア) 技術的能力の成立性確認</p> <p>現場主体で実施する表-20の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段について、発電所災害対策要員を対象に年1回以上実施する。</p> <p>(イ) 机上訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p>現場主体、重要事故シナリオの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した以下のⅠからⅥの重要事故シナリオについて、発電所災害対策要員のうち係修対応要員を対象にⅠからⅤを年1回以上実施する。また発電所災害対策要員のうち運転員を対象にⅥを年1回以上実施する。</p> <p>Ⅰ 全交流動力電源喪失（RCPシナリオLOCAが発生する場合）</p> <p>Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>Ⅲ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>Ⅳ 使用済燃料ピット水の小規模な喪失</p> <p>Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）</p> <p>Ⅵ 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>(ウ) 現場訓練による有効性評価の成立性確認</p> <p>現場主体、重要事故シナリオの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した以下のⅠおよびⅡの重要事故シナリオについて、発電所災害対策要員で構成する班の中から任意の班を対象に年1回以上実施する。</p> <p>Ⅰ 全交流動力電源喪失（RCPシナリオLOCAが発生する場合）</p> <p>Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>※ 成立性の確認を行う班を構成する要員については、毎年特定の役割に偏らないよう配慮する。</p> <p>(エ) 成立性の確認の評価方法</p> <p>Ⅰ 技術的能力の成立性確認は、有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段について、役割に応じた対応が必要な員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに、算出された訓練時間と表-20に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。</p> <p>Ⅱ 机上訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の重要事故シナリオについて、必要な役割に応じて求められる現場作業等ができていないことを評価する。また、必要な役割に求められる現場作業等ができていないことを評価する。</p> <p>Ⅲ 現場訓練による有効性評価の成立性確認は、有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントをおよび当直長の連携ができていないことを評価する。</p> <p>Ⅳ (ア)項および(ウ)項の成立性の確認は、多くの訓練項目に対して効果的に行うため、以下の条件により実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>なお、(ウ)項の成立性確認は(IV)項、(V)項は適用しない。</p> <p>(I) 実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。</p> <p>(II) 弁の閉閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷または劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。</p> <p>(III) 訓練用のモックアップがある場合は、(II)項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、操作場所までの移動時間を考慮する。</p> <p>(IV) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。</p> <p>(V) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。</p> <p>(b) 成立性の確認結果を踏まえた措置</p> <p>成立性の確認訓練の結果、発電所災害対策要員となる者が、役割に応じた必要な力量を維持していない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 訓練計画課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、同じ役割の者を代わりに宿直当番体制に入れる。</p> <p>イ 発電課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、同じ役割の者を代わりに当直体制に入れる。</p> <p>ウ 各課長は、当該者について「基本的な教育訓練」を実施し、力量の維持向上を行う。</p> <p>エ 訓練計画課長は、不適合として原因分析し、評価、改善等必要な措置を実施し、教育訓練の計画の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、不適合として原因分析し、評価、改善等必要な措置を実施し、教育訓練の計画の見直しを検討する。</p> <p>c. 重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、重大事故等対処施設を新たに設置または改造する場合、重大事故等発生時における対処のための手順を確実に実施するよう当該設備の運転上の制限を適用開始する日までに「a. 力量の維持向上のための教育訓練」および「b. 成立性の確認訓練」を考慮した必要な教育訓練を実施する。</p> <p>(中略)</p> <p>(7) 手順書の整備</p> <p>各課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項について、事象の種類および事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処するための内容を、表-1から表-19に示す「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等」に基づき、使用主体に応じて定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること ・原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること ・使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること ・原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること <p>各課長は、これらの手順を定めるにあたっては、以下の事項を考慮する。</p>	<p>なお、(ウ)項の成立性確認は(IV)項、(V)項は適用しない。</p> <p>(I) 実施にあたっては、原則、一連で実施することとするが、長時間を要する成立性の確認については、分割して実施する。</p> <p>(II) 弁の閉閉操作、水中ポンプの海水への投入、機器の起動操作等により、原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの、訓練により設備が損傷または劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作を実施する。</p> <p>(III) 訓練用のモックアップがある場合は、(II)項の模擬操作ではなく、モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては、操作場所までの移動時間を考慮する。</p> <p>(IV) 他の訓練の作業・操作待ちがある場合は、連携の訓練を確実に行ったのち、次工程の作業・操作を実施する。</p> <p>(V) 同じ作業の繰り返しを行う訓練については、一部の時間を測定し、その時間をもとに訓練時間を算出する。</p> <p>(b) 成立性の確認結果を踏まえた措置</p> <p>成立性の確認訓練の結果、発電所災害対策要員となる者が、役割に応じた必要な力量を維持していない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 訓練計画課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、安全技術課長に報告する。安全技術課長は、同じ役割の者を代わりに宿直当番体制に入れる。</p> <p>イ 発電課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、同じ役割の者を代わりに当直体制に入れる。</p> <p>ウ 各課長は、当該者について「基本的な教育訓練」を実施し、力量の維持向上を行う。</p> <p>エ 訓練計画課長は、不適合として原因分析し、評価、改善等必要な措置を実施し、教育訓練の計画の見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、不適合として原因分析し、評価、改善等必要な措置を実施し、教育訓練の計画の見直しを検討する。</p> <p>c. 重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練</p> <p>訓練計画課長および発電課長は、重大事故等対処施設を新たに設置または改造する場合、重大事故等発生時における対処のための手順を確実に実施するよう当該設備の運転上の制限を適用開始する日までに「a. 力量の維持向上のための教育訓練」および「b. 成立性の確認訓練」を考慮した必要な教育訓練を実施する。</p> <p>(中略)</p> <p>(7) 手順書の整備</p> <p>各課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項について、事象の種類および事象の進展に応じて、重大事故等に的確かつ柔軟に対処するための内容を、表-1から表-19に示す「重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等」に基づき、使用主体に応じて定める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること ・原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること ・使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること ・原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること <p>各課長は、これらの手順を定めるにあたっては、以下の事項を考慮する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>a. 発電課長は、全ての交流動力電源および常設直流電源系統の喪失、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障または複数炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握および実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法および判断基準を定める。</p> <p>b. 計装計画課長、電気計画課長および発電課長は、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順および計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p> <p>c. 発電課長は、炉心の著しい損傷に関する手順等の内容を含むものとする。</p> <p>d. 発電課長は、炉心の著しい損傷が避けられない状況においては、炉心へ注水するべきか、または原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、対応が遅れることで原子炉格納容器の破損に至ることがないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準</p> <p>e. 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮した手順着手の判断基準</p> <p>f. 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準</p> <p>g. 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</p> <p>h. 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準</p> <p>i. 重大事故等対策時において、特重施設の準備を並行して開始し、常設重大事故等対処設備が期待できない場合、可搬型重大事故等対処設備よりも特重施設を優先する判断基準</p> <p>d. 安全技術課長および発電課長は、以下の判断基準を定める。</p> <p>(a) 発電課長は、重大事故等発生時の運転操作において、当直長が躊躇せず指示できる判断基準を社内規定に定める。</p> <p>(b) 安全技術課長は、重大事故等発生時の発電所災害対策本部の活動において、発電所災害対策本部長が方針に従った判断を実施するための判断基準を社内規定に定める。</p> <p>(c) 安全技術課長および発電課長は、原子炉格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器内自然対流冷却操作を [] によるベント操作に優先して実施することを社内規定に定める。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の機能喪失等により原子炉格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に原子炉格納容器破損防止対策に係る [] によるベント操作を実施することを社内規定に定める。</p> <p>(中略)</p>	<p>a. 発電課長は、全ての交流動力電源および常設直流電源系統の喪失、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障または複数炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で原子炉施設の状態の把握および実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法および判断基準を定める。</p> <p>b. 計装計画課長、電気計画課長および発電課長は、パラメータを計測する計器故障時に原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手順および計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p> <p>c. 発電課長は、炉心の著しい損傷に関する手順等の内容を含むものとする。</p> <p>d. 発電課長は、炉心の著しい損傷が避けられない状況においては、炉心へ注水するべきか、または原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、対応が遅れることで原子炉格納容器の破損に至ることがないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準</p> <p>e. 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮した手順着手の判断基準</p> <p>f. 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準</p> <p>g. 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするための手順着手の判断基準</p> <p>h. 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないようにする判断基準</p> <p>i. 重大事故等対策時において、特重施設の準備を並行して開始し、常設重大事故等対処設備が期待できない場合、可搬型重大事故等対処設備よりも特重施設を優先する判断基準</p> <p>d. 安全技術課長および発電課長は、以下の判断基準を定める。</p> <p>(a) 発電課長は、重大事故等発生時の運転操作において、当直長が躊躇せず指示できる判断基準を社内規定に定める。</p> <p>(b) 安全技術課長は、重大事故等発生時の発電所災害対策本部の活動において、発電所災害対策本部長が方針に従った判断を実施するための判断基準を社内規定に定める。</p> <p>(c) 安全技術課長および発電課長は、原子炉格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器内自然対流冷却操作を [] によるベント操作に優先して実施することを社内規定に定める。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の機能喪失等により原子炉格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、「2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に原子炉格納容器破損防止対策に係る [] によるベント操作を実施することを社内規定に定める。</p> <p>(中略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>k. 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、発電所災害対策本部要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を定める。</p> <p>・ (a) 固定源に対し、「添付2 7.4 (1) a. 有毒ガス防護の確認に関する手順」の(b)項および(c)項により、運転員、発電所災害対策本部要員の吸気中の有毒ガス濃度について有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>(b) 可動源に対し、立会人等の同行、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気空調設備および緊急時対策所 (El. 32m) 換気設備およびの換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等により、運転員、発電所災害対策本部要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員およびが事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。</p> <p>1. 放射線・化学管理課長は、予期せぬ有毒ガス発生時に、運転員、発電所災害対策本部要員のうち初動対応を行う要員およびに対して配備した防護具を着用することならびに使用する防護具用ポンプを供給することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を定める。</p> <p>m. 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生による異常を検知した場合に、当直長に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガス発生に必要な要員に周知するための手順を定める。</p> <p>n. 放射線・化学管理課長は、発電所災害対策本部要員のうち常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水または電力を供給するものに限る。) の接続を行う地点で操作を行う要員の有毒ガス防護のため、有毒ガス発生時に「添付3 1.1(4) アクセスルートの確保」の a. (c) 項で配備する薬品保護具を着用する手順を定める。</p> <p>o. 各課長は、重大事故対策におけるの居住性に関する手順について、表-27の居住性に関する手順」を参考に、必要な手順を社内規定に定める。</p> <p>(中略)</p> <p>1.2 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動の実施 (中略)</p> <p>1.3 定期的な評価 (中略)</p> <p>1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動 (中略)</p> <p>1.5 重大事故等発生時の支援に関する活動の実施 (中略)</p> <p>1.6 定期的な評価 (中略)</p>	<p>k. 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員、発電所災害対策本部要員およびの吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を定める。</p> <p>(a) 固定源に対し、「添付2 7.4 (1) a. 有毒ガス防護の確認に関する手順」の(b)項および(c)項により、運転員、発電所災害対策本部要員およびの吸気中の有毒ガス濃度について有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>(b) 可動源に対し、立会人等の同行、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気空調設備、緊急時対策所 (El. 32m) 換気設備およびの換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等により、運転員、発電所災害対策本部要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員およびが事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。</p> <p>1. 放射線・化学管理課長は、予期せぬ有毒ガス発生時に、運転員、発電所災害対策本部要員のうち初動対応を行う要員およびに対して配備した防護具を着用することならびに使用する防護具用ポンプを供給することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を定める。</p> <p>m. 放射線・化学管理課長は、有毒ガス発生による異常を検知した場合に、当直長に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガス発生に必要な要員に周知するための手順を定める。</p> <p>n. 放射線・化学管理課長は、発電所災害対策本部要員のうち常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備 (原子炉建屋の外から水または電力を供給するものに限る。) の接続を行う地点で操作を行う要員の有毒ガス防護のため、有毒ガス発生時に「添付3 1.1(4) アクセスルートの確保」の a. (c) 項で配備する薬品保護具を着用する手順を定める。</p> <p>o. 各課長は、重大事故対策におけるの居住性に関する手順について、表-27の居住性に関する手順」を参考に、必要な手順を社内規定に定める。</p> <p>(中略)</p> <p>1.2 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動の実施 (中略)</p> <p>1.3 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動の定期的な評価 (中略)</p> <p>1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動 (中略)</p> <p>1.5 重大事故等発生時の支援に関する活動の実施 (中略)</p> <p>1.6 重大事故等発生時の支援に関する活動の定期的な評価 (中略)</p>	<p>特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更 (以下、n項まで同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等</p> <p>緊急停止 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 最終ヒートシシクへ熱を輸送するための手順等 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等 電源の確保に関する手順等 事故時の計装に関する手順等 中央制御室の居住性等に関する手順等 監視測定等に関する手順等 緊急時対策所の居住性等に関する手順等 通信連絡に関する手順等 重大事故等対策における操作の成立性</p>	<p>重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等</p> <p>緊急停止 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 最終ヒートシシクへ熱を輸送するための手順等 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等 電源の確保に関する手順等 事故時の計装に関する手順等 中央制御室の居住性等に関する手順等 監視測定等に関する手順等 緊急時対策所の居住性等に関する手順等 通信連絡に関する手順等 重大事故等対策における操作の成立性</p>	<p>本頁変更なし</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-1 操作手順 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>① 方針目的 運転時の異常な過渡変化時に原子炉を緊急に停止させざるを得ない場合、設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持することを目的とする。また、自動での原子炉緊急停止および手動による原子炉緊急停止ができない場合、原子炉の出力抑制を図るとともに、ほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 フロントライン系故障時 1. 手動による原子炉緊急停止 当直長は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉緊急停止ができていない事象（以下「A TWS」という。）が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉を緊急停止する。</p> <p>2. 原子炉出力抑制（自動） 当直長は、A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで1次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により、1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器圧力および温度の異常な上昇がないことならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 原子炉緊急停止が必要な状況において、自動での原子炉緊急停止に失敗し、出力領域中性子束計の指示値が5%以上または中間領域中性子束起動率計の指示値が正である場合</p> <p>3. 原子炉出力抑制（手動） 当直長は、自動および手動による原子炉緊急停止ができていない場合かつ多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合、中央制御室から手動操作により、補助給水ポンプの起動および主蒸気隔離弁の閉止を行う。 手動による主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により、1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器圧力および温度の異常な上昇がないことならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 自動および手動による原子炉緊急停止ができていない場合かつ多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合において、出力領域中性子束計の指示値が5%以上または中間領域中性子束起動率計の指示値が正である場合</p> <p>4. ほう酸水注入 当直長は、自動での原子炉緊急停止および手動での原子炉緊急停止ができていない場合、原</p>	<p>表-1 操作手順 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>① 方針目的 運転時の異常な過渡変化時に原子炉を緊急に停止させざるを得ない場合、設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持することを目的とする。また、自動での原子炉緊急停止および手動による原子炉緊急停止ができていない場合、原子炉の出力抑制を図るとともに、ほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 フロントライン系故障時 1. 手動による原子炉緊急停止 当直長は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉緊急停止ができていない事象（以下「A TWS」という。）が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉を緊急停止する。</p> <p>2. 原子炉出力抑制（自動） 当直長は、A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで1次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により、1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器圧力および温度の異常な上昇がないことならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>3. 原子炉出力抑制（手動） 当直長は、自動および手動による原子炉緊急停止ができていない場合かつ多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合、中央制御室から手動操作により、補助給水ポンプの起動および主蒸気隔離弁の閉止を行う。 手動による主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の作動により、1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器圧力および温度の異常な上昇がないことならびに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p> <p>4. ほう酸水注入 当直長は、自動での原子炉緊急停止および手動での原子炉緊急停止ができていない場合、原</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>原子炉出力抑制（手動）を図るとともに、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によりほり酸水注入を行う。また、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほり酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほり酸タンクのほり酸水を炉心へ注入できないう場合は、充てんポンプの入ロラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水タンクのほり酸水を炉心へ注入することで原子炉を未臨界状態へ移行させる。</p> <p>ほり酸水注入は全制御棒挿入不能時の停止ほり酸濃度以上になるまで継続する。なお、ほり酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントの状態に応じた高温停止または低温停止のほり酸濃度を目標にほり酸水注入を継続する。</p> <p>(1) 手動着手の判断基準</p> <p>自動での原子炉緊急停止および原子炉トリップスイッチによる手動での原子炉緊急停止で制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計の指示値が5%以上または中間領域中性子束運動量計の指示値が正である場合</p> <p>(配電すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動による原子炉緊急停止操作を行うとともに、並行して多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備) からの自動信号による原子炉出力抑制のための設備の作動状態を確認する。</p> <p>自動および手動での原子炉緊急停止ができないう場合はかつ多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備) からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制を行う。</p> <p>手動での原子炉出力抑制と並行して、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によるほり酸水注入を行う。</p>	<p>原子炉出力抑制（手動）を図るとともに、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によりほり酸水注入を行う。また、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほり酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほり酸タンクのほり酸水を炉心へ注入できないう場合は、充てんポンプの入ロラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水タンクのほり酸水を炉心へ注入することで原子炉を未臨界状態へ移行させる。</p> <p>ほり酸水注入は全制御棒挿入不能時の停止ほり酸濃度以上になるまで継続する。なお、ほり酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントの状態に応じた高温停止または低温停止のほり酸濃度を目標にほり酸水注入を継続する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-2 操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>(1) 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系統のフリードアンドブリードまたは2次冷却系からの除熱(注水、蒸気放出)により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために1次冷却材および2次冷却材の保有水量を監視および制御することを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 フロントライン系統故障時 1. 1次冷却系統のフリードアンドブリード 当直長は、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水するとともに加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出することで行う。</p> <p>2. 2次冷却系統の除熱機能が回復した場合、1次冷却材の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系統のフリードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による原子炉の冷却により低温停止状態とする。 2. 2次冷却系統の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による1次冷却材の冷却操作を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次冷却系統のフリードアンドブリードを停止することで行う。その後、余熱除去系統による原子炉の冷却により低温停止状態とする。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位(蒸気発生器広域水位計の指示値が10%以下)になった場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 補助給水系の故障により2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、1次冷却系統のフリードアンドブリードを行う。ただし、炉心の過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水量が無くなる段階までは、原子炉格納容器内部への1次冷却材の放出を伴う1次冷却系統のフリードアンドブリードではなく、2次冷却系からの除熱(注水)機能の回復を行う。</p> <p>2. 1次冷却系統のフリードアンドブリードの判断基準 蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示を示す。 1次冷却系統のフリードアンドブリードを開始する判断基準は、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位(蒸気発生器広域水位計の指示値が10%以下)とは、上記校正差に余裕を持たせた水位とする。</p> <p>サポート系統故障時 1. 補助給水ポンプの機能回復 (1) タービン動補助給水ポンプの機能回復(人力) 当直長は、全交流動力電源および常設直流電源系統が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ軸受注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁および蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して補助給水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>4. 手順着手の判断基準</p>	<p>表-2 操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>(1) 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系統のフリードアンドブリードまたは2次冷却系からの除熱(注水、蒸気放出)により原子炉を冷却することを目的とする。また、原子炉を冷却するために1次冷却材および2次冷却材の保有水量を監視および制御することを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 フロントライン系統故障時 1. 1次冷却系統のフリードアンドブリード 当直長は、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水するとともに加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出することで行う。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 蒸気発生器広域水位計について 蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示を示す。 すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正差に余裕を持たせた水位とする。</p> <p>サポート系統故障時 1. 補助給水ポンプの機能回復 (1) タービン動補助給水ポンプの機能回復(人力) 当直長は、全交流動力電源および常設直流電源系統が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ軸受注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁および蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して補助給水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合に、蒸気発生器への注水を補助給水ライオン流量により確認できない場合</p> <p>(2) 電動補助給水ポンプの機能回復 当直長は、全交流動力電源が喪失し、かつタービン電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により非常用高圧母線へ給電し補助給水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>ただし、外部電源、ディーゼル発電機および非常用ガスタービン発電機が健全でない場合は、電動補助給水ポンプの使用を必要とする空冷式非常用発電装置とならため、タービン電動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせず後備の設備として待機させる。なお、タービン電動補助給水ポンプの運転継続が不能となつた場合、または、外部電源が復旧し、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まった場合は、タービン電動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合に、タービン電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を補助給水ライオン流量により確認できない場合</p>	<p>(2) 電動補助給水ポンプの機能回復 当直長は、全交流動力電源が喪失し、かつタービン電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により非常用高圧母線へ給電し補助給水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁の機能回復 (人力) 当直長は、駆動用空気喪失時または常設直流電源系統が喪失した場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を閉とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 駆動用空気喪失時または直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合において、中央制御室からの主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 非常用ガスタービン発電機が健全でなく、空冷式非常用発電装置からの受電の場合は燃料消費量削減の観点からタービン電動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン電動補助給水ポンプを優先して使用する。 補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>2. 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項は、表-3「原子炉冷却材圧力カバリングタリを減圧するための手順等」参照</p> <p>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 蒸気発生器伝熱管破損があつた場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の開操作は行わない。また、当該ループの付近の積量が上昇するが、その他の健全ループの主蒸気逃がし弁は離れた位置にあるため、健全ループの主蒸気逃がし弁の開操作による減温、減圧は可能である。なお、この場合の現場操作にあたっては、サーベイメータ等を携帯する。</p> <p>4. 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
	<p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 非常用ガスタービン発電機が健全でなく、空冷式非常用発電装置からの受電の場合は燃料消費量削減の観点からタービン電動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン電動補助給水ポンプを優先して使用する。 補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>2. 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項は、表-3「原子炉冷却材圧力カバリングタリを減圧するための手順等」参照</p> <p>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 蒸気発生器伝熱管破損があつた場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の開操作は行わない。また、当該ループの付近の積量が上昇するが、その他の健全ループの主蒸気逃がし弁は離れた位置にあるため、健全ループの主蒸気逃がし弁の開操作による減温、減圧は可能である。なお、この場合の現場操作にあたっては、サーベイメータ等を携帯する。</p> <p>4. 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた</p>	

変更前	変更後	備考
<p>場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の開操作は行わない。</p> <p>5. タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁およびタービン動補助給水調整弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁の吹き止まりを考慮した圧力に保持する。</p> <p>6. 作業性 タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。使用する専用工具については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>	<p>場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の開操作は行わない。</p> <p>5. タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁およびタービン動補助給水調整弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁の吹き止まりを考慮した圧力に保持する。</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により炉心へ注水する操作と原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせさせた特重施設による1次冷却系統のフリードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p> <p>復旧に係る手順等 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動し、十分な期間の運転を継続させる。 給電手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>監視および制御 1. 加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定 当直長は、原子炉を冷却するために1次冷却材および2次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障または計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 加圧器水位および蒸気発生器水位計の監視機能が喪失した場合の手順は、表-15「事故時の計装に関する手順等」参照</p> <p>2. 補助給水ポンプの作動状況確認 当直長は、蒸気発生器水位が低下した場合において、補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合、補助給水ポンプの作動状況を補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合</p> <p>3. 加圧器水位 (原子炉水位) の制御 当直長は、加圧器水位の調整が必要な場合、燃料取替用水タンク水等を充てんポンプ等により炉心へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 加圧器水位の調整が必要な場合</p> <p>4. 蒸気発生器水位の制御 当直長は、2次冷却系からの除熱を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合、補助給水ライン流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 蒸気発生器水位の調整が必要な場合</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
	<p>復旧に係る手順等 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動し、十分な期間の運転を継続させる。 給電手順は、表-11「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>監視および制御 1. 加圧器水位および蒸気発生器水位の監視または推定 当直長は、原子炉を冷却するために1次冷却材および2次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障または計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 加圧器水位および蒸気発生器水位計の監視機能が喪失した場合の手順は、表-15「事故時の計装に関する手順等」参照</p> <p>2. 補助給水ポンプの作動状況確認 当直長は、蒸気発生器水位が低下した場合において、補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合、補助給水ポンプの作動状況を補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 補助給水ポンプが自動起動または手動により起動した場合</p> <p>3. 加圧器水位 (原子炉水位) の制御 当直長は、加圧器水位の調整が必要な場合、燃料取替用水タンク水等を充てんポンプ等により炉心へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 加圧器水位の調整が必要な場合</p> <p>4. 蒸気発生器水位の制御 当直長は、2次冷却系からの除熱を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合、補助給水ライン流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。 (1) 手順着手の判断基準 蒸気発生器水位の調整が必要な場合</p>	

表-3

<p>操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>(1) 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却系統のフィードアンドブリード、2次冷却系からの除熱（注水、蒸気放出）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインタクープフェイズシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系統を減圧することを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 <u>フロントライン系故障時</u> 1. 1次冷却系統のフィードアンドブリード 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 2. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、2次冷却系からの除熱（注水）により、1次冷却系統の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、補助給水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水および主蒸気逃がし弁の開を確認し、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧を開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていない場合は、中央制御室にて開操作する。</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位 2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧を優先して実施し、2次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系統のフィードアンドブリードを行う。 補助給水ポンプの優先順位は、外部電源、ディーゼル発電機または非常用ガスタービン発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、空冷式非常用発電装置からの給電時は燃料消費量および燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高</p>
--	---

表-3

<p>操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	<p>(1) 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却系統のフィードアンドブリード、2次冷却系からの除熱（注水、蒸気放出）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損またはインタクープフェイズシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系統を減圧することを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 <u>フロントライン系故障時</u> 1. 1次冷却系統のフィードアンドブリード 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 2. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、2次冷却系からの除熱（注水）により、1次冷却系統の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、補助給水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>2. 手順着手の判断基準 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を1次冷却材圧力により確認した場合において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を補助給水ライン流量により確認できない場合</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水および主蒸気逃がし弁の開を確認し、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧を開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていない場合は、中央制御室にて開操作する。</p> <p>2. 手順着手の判断基準 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を1次冷却材圧力により確認した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要な場合</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位 2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧を優先して実施し、2次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系統のフィードアンドブリードを行う。 補助給水ポンプの優先順位は、外部電源、ディーゼル発電機または非常用ガスタービン発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、空冷式非常用発電装置からの給電時は燃料消費量および燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁開操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高</p>
--	---

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前	変更後	備考
<p>圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 1次冷却系統のフリードアンドブリードの判断基準 1次冷却系統のフリードアンドブリードの判断基準については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>サボート系故障時</p> <p>1. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力） 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 加圧器逃がし弁の機能回復 (1) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給） 当直長および発電所災害対策本部は、駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行う。蒸気ポンプ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の閉操作により1次冷却系統を減圧する。</p> <p>止、手順着手の判断基準 駆動用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合</p> <p>(2) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電） 当直長および発電所災害対策本部は、常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）を行う。加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を閉操作し、1次冷却系統を減圧する。</p> <p>止、手順着手の判断基準 直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の現場での人力による閉操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の閉操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。</p> <p>2. 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接過熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の閉操作準備を行う。</p> <p>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>4. 主蒸気逃がし弁閉操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁閉操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 蒸気発生器広域水位計について 表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>サボート系故障時</p> <p>1. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力） 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 加圧器逃がし弁の機能回復 (1) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給） 当直長および発電所災害対策本部は、駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行う。蒸気ポンプ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の閉操作により1次冷却系統を減圧する。</p> <p>(2) 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電） 当直長および発電所災害対策本部は、常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の閉操作が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）を行う。加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を閉操作し、1次冷却系統を減圧する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の現場での人力による閉操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の閉操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。</p> <p>2. 全交流動力電源喪失および補助給水失敗時の留意事項 全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接過熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の閉操作準備を行う。</p> <p>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>4. 主蒸気逃がし弁閉操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁閉操作時の留意事項については、表-2「原子炉冷却材圧力パワウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>5. 加圧器逃がし弁操作時の環境条件 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、蒸発ポンプの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設計圧力および有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な蒸発量は、ポンプ容量に対し少量であり、事故収束までの必要な量を十分に確保している。</p> <p>6. タービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 タービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>7. 作業性 タービン駆動補助給水ポンプの機能回復時の作業性については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>5. 加圧器逃がし弁操作時の環境条件 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、蒸発ポンプの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設計圧力および有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な蒸発量は、ポンプ容量に対し少量であり、事故収束までの必要な量を十分に確保している。</p> <p>6. タービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保 タービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>特重施設による対応 当直長または緊急時制御室から1次冷却系統を減圧する必要があると判断した場合、特重施設により緊急時制御室から1次冷却材を放出する操作を組み合わせた特重施設による1次冷却系統のアイードアンドブリードにより1次冷却系統を減圧する。</p> <p>復旧に係る手順等 当直長および加圧器逃がし弁へ給電することで速隔操作を行う。 全交流動力電源喪失時または常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する対応手順については、表-1「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>高圧溶融物放出および原子炉格納容器雰囲気直接加熱防止 1. 炉心損傷時における高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱防止 当直長は、炉心損傷時に1次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa(gage)以上の場合、高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系統を減圧する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ) 1×10^5msv/h以上により確認した場合において、1次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa(gage)以上の場合</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損 1. 蒸気発生器伝熱管破損 当直長は、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信および高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下および破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇ならびに高感度型主蒸気モニタ等の指示値により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離を行う。破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し、破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 1次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切替え、高圧注入ポンプを停止する。その後、余熱除去系による冷却を行う。 (1) 手順着手の判断基準 1次冷却材圧力および加圧器水位の低下および破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇等</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断した場合 また、破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器の主蒸気ライン圧力を確認し、圧力の低下が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離不能と判断した場合</p> <p><u>インターフェースシステムLOCA</u></p> <p>1. インターフェースシステムLOCA 当直長は、インターフェースシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備動作動信号の発信および高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 1次冷却材圧力および加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェースシステムLOCAの発生を判断した場合、原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に見出し隔離する。 早期に破損箇所を隔離できないう場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。 1次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切替え、高圧注入ポンプを停止する。 (1) 手順書の判断基準 1次冷却材圧力および加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェースシステムLOCAの発生を判断した場合</p> <p><u>(配管すべき事項)</u></p> <p>1. 作業性 インターフェースシステムLOCA発生時、現場での隔離操作は円滑に作業できるように、アクセラレーターを確保する。また、操作場所の環境性等を考慮して、専用工具を用いた遠隔操作により行う。</p> <p>2. インターフェースシステムLOCA時の漏えい監視 インターフェースシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器および火災報知器により行う。</p> <p>3. インターフェースシステムLOCA時の内部溢水の影響 1次冷却材の漏えい量を抑制し、拡散を防止するため、余熱除去冷却器室漏えい防止堰および格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰を設置し、溢水の影響がないようにする。</p>	<p><u>インターフェースシステムLOCA</u></p> <p>1. インターフェースシステムLOCA 当直長は、インターフェースシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備動作動信号の発信および高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 1次冷却材圧力および加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェースシステムLOCAの発生を判断した場合、原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に見出し隔離する。 早期に破損箇所を隔離できないう場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。 1次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切替え、高圧注入ポンプを停止する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-4 操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>① 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却材喪失事故が発生している場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転および再循環運転により、1次冷却材喪失事故が発生していない場合は2次冷却系からの除熱により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、再循環運転および2次冷却系からの除熱により、原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、1次冷却材喪失事故後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 1. 炉心注水 (1) 赤てんポンプによる炉心注水 当直長は、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</p> <p>2. 手順着手の判断基準 高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量および余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>2. 代替炉心注水 非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。</p> <p>3. 手順着手の判断基準 高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量および余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>4. 手順着手の判断基準 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合</p> <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。使用可能な淡水タンク等がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とする。</p> <p>5. 手順着手の判断基準 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を代替格納容器スプレイライン流量により確認できない場合</p> <p>3. 代替再循環運転</p>	<p>表-4 操作手順 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>① 方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却材喪失事故が発生している場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転および再循環運転により、1次冷却材喪失事故が発生していない場合は2次冷却系からの除熱により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、再循環運転および2次冷却系からの除熱により、原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、1次冷却材喪失事故後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 1. 炉心注水 (1) 赤てんポンプによる炉心注水 当直長は、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</p> <p>2. 代替炉心注水 非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。中型ポンプ車および加圧ポンプ車の水源は、淡水タンク等または海を使用する。</p> <p>3. 代替再循環運転</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>冷却に影響しない上限の高さ(約6.00m³)となれば停止する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプおよび格納容器スプレイポンプにより再循環運転で炉心注水を行っている場合において、格納容器再循環サンプ水位低下、各ポンプの流量低下、各ポンプ出入口圧力および電動機電流の変動または低下により格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候を確認した場合</p> <p>(配電すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室での操作により速やかに起動できる充てんポンプを使用する。充てんポンプによる炉心注水と並行して、代替炉心注水による炉心注水を実施する。</p> <p>代替炉心注水手段の優先順位は、準備時間の短い格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)を優先し、それができない場合に代替格納容器スプレイポンプを使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により炉心への注水機能が喪失した場合、炉心注水または代替炉心注水を行い、再循環運転に必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>2. 作業性</p> <p>中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るディスプレイスビース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。</p> <p>ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生している場合(サポート系故障時)</p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により炉心注水機能が喪失した場合において、RCPシールLOCAが発生した場合は発生するおそれのある場合、もしくは大破断LOCAが発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。</p> <p>(1) 充てんポンプ(B、自己冷却式)による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電した充てんポンプ(B、自己冷却式)により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。</p> <p>① 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能は原子炉補機冷却水ウイージタンク水位もしくは原子炉補機冷却流量により確認できない場合において、以下の事象または状態が重畳した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材喪失事象(RCPシールLOCA)が発生した場合は発生するおそれのある場合 ・1次冷却材喪失事象(大破断)が発生した場合で、代替格納容器スプレイポンプの準備作業が完了した場合 <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電した代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電した代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p>

変更前	変更後	備考
<p>4. 手順書手の判断基準</p> <p>外部電源およびディジーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、以下の事象または状態が重畳した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材喪失事象(RCPシールドLOCA)において、充てんポンプ(B、自己冷却式)の準備作業が完了した場合 ・1次冷却材喪失事象(大破断)において、高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量および余熱除去ループ流量により確認できない場合 <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、常設設備による炉心注水ができない場合、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による代替炉心注水を行う。使用可能な淡水タンク等がある場合は淡水タンク等と、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とする。</p> <p>4. 手順書手の判断基準 格納容器スプレイレインポンプ(B、自己冷却式)(代替再循環配管使用)による炉心注水を格納容器スプレイレインB流量により確認できない場合</p> <p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) 高圧注入ポンプ(B、海水冷却)による高圧再循環運転および格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、1次冷却材喪失事象(RCPシールドLOCA)と全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合、中型ポンプ車により補機冷却水が確保された場合、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)による高圧再循環運転を行うとともに、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>4. 手順書手の判断基準 中型ポンプ車による補機冷却水が確保され、再循環運転をするために必要な格納容器再循環タンク水位が確保されている場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>(1) RCPシールドLOCAと全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が重畳した場合の代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、高揚程である充てんポンプ(B、自己冷却式)を優先し、それができない場合は代替格納容器スプレイレインポンプを使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>大破断LOCAと全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が重畳した場合の代替炉心注水の優先順位は、炉心損傷の兆候がないことを確認すれば、準備時間の短い代替格納容器スプレイレインポンプを優先し、それができない場合は充てんポンプ(B、自己冷却式)を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により炉心への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水を行い、格納容器再循環タンク水が確保された場合、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>2. 代替格納容器スプレイレインポンプの注水先</p> <p>1次冷却材喪失事象と全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の代替格納容器スプレイレインポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が</p>	<p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。中型ポンプ車および加圧ポンプ車の水源は、淡水タンク等または海を使用する。</p> <p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) 高圧注入ポンプ(B、海水冷却)による高圧再循環運転および格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、1次冷却材喪失事象(RCPシールドLOCA)と全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合、中型ポンプ車により補機冷却水が確保された場合、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)による高圧再循環運転を行うとともに、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 代替格納容器スプレイレインポンプの注水先</p> <p>1次冷却材喪失事象と全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の代替格納容器スプレイレインポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>進展し、炉心損傷の兆候があると判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>3. 作業性 充てんポンプ（B、自己冷却式）の補機冷却水に係るデイスタンセス取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るデイスタンセス取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p> <p>溶融デブリが原子炉格納容器内に残存する場合 1. 格納容器スプレイ 当直長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、格納容器内圧力および温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）の温度差の変化により、原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉格納容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイにより残存溶融デブリを冷却し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ（約6,000mm）まで燃料取替用水タンク水を原子炉格納容器内へ注水する。 (1) 手順着手の判断基準 格納容器内圧力および温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態である場合</p> <p>(配感すべき事項) 1. 残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視 原子炉格納容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材系統の圧力が原子炉格納容器内の圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉格納容器内と原子炉格納容器を均圧させる。</p> <p>2. 残存デブリ冷却時の注水量 原子炉格納容器内への注水量は、格納容器水位、格納容器スプレイラインB積算流量、燃料取替用水タンク水位等の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さ（約6,000mm）までとする。6,000mm注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで原子炉格納容器内へ注水する。</p> <p>3. 炉心損傷後の再循環運転 炉心が損傷した場合、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器内圧力および格納容器高レンジモニタリング等により、原子炉格納容器内の圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の原子炉格納容器内の圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。</p>	<p>進展し、炉心損傷の兆候があると判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>溶融デブリが原子炉格納容器内に残存する場合 1. 格納容器スプレイ 当直長は、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、格納容器内圧力および温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）の温度差の変化により、原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉格納容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイにより残存溶融デブリを冷却し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を原子炉格納容器内へ注水する。</p> <p>(配感すべき事項) 1. 残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視 原子炉格納容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材系統の圧力が原子炉格納容器内の圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉格納容器内と原子炉格納容器を均圧させる。</p> <p>2. 残存デブリ冷却時の注水量 原子炉格納容器内への注水量は、格納容器水位、格納容器スプレイラインB積算流量、燃料取替用水タンク水位等の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を阻害しない高さまで原子炉格納容器内へ注水する。</p> <p>3. 炉心損傷後の再循環運転 炉心が損傷した場合、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器内圧力および格納容器高レンジモニタリング等により、原子炉格納容器内の圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の原子炉格納容器内の圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>1次冷却材喪失事象が発生していない場合（フロントライトライン系故障時） 1. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプへの注水 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により前線熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p>	<p>1次冷却材喪失事象が発生していない場合（フロントライトライン系故障時） 1. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプへの注水 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により前線熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p>	

変更前	変更後	備考
<p>1. 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>2. 2次冷却系からの除熱 (蒸気放出) (1) 主蒸気逃がし弁による崩壊熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプにおいて、中央制御室にて主蒸気逃がし 弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うこと、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場 合において、蒸気発生器へ注水されていることを蒸気発生器水位または補助給水ライ ン流量により確認できた場合</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止へ の移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) を行う。蒸気発 生器への注水は電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を注水し、排水については水 質確認後、排水処理を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合 において、低温停止に移行する場合</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (サポート系故障時)</p> <p>1. 2次冷却系からの除熱 (注水) (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、全交流動力電源喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊 熱除去機能が喪失し、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動 水ポンプにより蒸気発生器に注水する。</p> <p>対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却す るための手順等」参照</p> <p>4. 手順着手の判断基準 外部電源およびデイズル電機機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流 電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p>	<p>2. 2次冷却系からの除熱 (蒸気放出) (1) 主蒸気逃がし弁による崩壊熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプにおいて、中央制御室にて主蒸気逃がし 弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うこと、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) 当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止へ の移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) を行う。蒸気発 生器への注水は電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を注水し、排水については水 質確認後、排水処理を行う。</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (サポート系故障時)</p> <p>1. 2次冷却系からの除熱 (注水) (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、全交流動力電源喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊 熱除去機能が喪失し、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動 水ポンプにより蒸気発生器に注水する。</p> <p>2. 主蒸気逃がし弁の機能回復 (人力) 当直長は、全交流動力電源喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊 熱除去機能が喪失し、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動 ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) 当直長は、全交流動力電源喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱 除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合に おいて、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリー ド) を行う。蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を注水し、 排水については水質確認後、排水処理を行う。</p> <p>運転停止中の場合 (フロントライン系故障時)</p> <p>1. 炉心注水 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失 した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。</p>	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変 更 (以下、本頁におい て同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(1) 充てんポンプによる炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンクの水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>(2) 高圧注入ポンプによる炉心注水 当直長は、充てんポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンクの水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 充てんポンプによる炉心への注水を充てんポンプの流量により確認できない場合</p> <p>2. 代替炉心注水 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンクの水等を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンクの水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 高圧注入ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による代替炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンクの水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。 a. 手順着手の判断基準 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合</p> <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。使用可能な淡水タンク等がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とする。 a. 手順着手の判断基準 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を代替格納容器スプレイライン流量により確認できない場合</p> <p>3. 代替再循環運転 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環ポンプの水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器再循環ポンプB隔離弁パイパス弁による再循環運転 当直長は、燃料取替用水タンクの水等を炉心へ注水後、格納容器再循環ポンプ水位が再循環運転切替可能な水位となれば、再循環運転への切替操作を行うが、再循環運転への切替操作において、格納容器再循環ポンプ隔離弁が開不能である場合、格納容器再循環ポンプB隔離弁パイパス弁による再循環運転を行う。 a. 手順着手の判断基準 格納容器再循環ポンプ隔離弁が開不能により再循環運転ができない場合</p> <p>(2) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による再循環運転 当直長は、格納容器再循環ポンプ水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用</p>	<p>(1) 充てんポンプによる炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンクの水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 (2) 高圧注入ポンプによる炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンクの水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。 2. 代替炉心注水 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンクの水等を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、燃料取替用水タンクの水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。 (2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンクの水等を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。 (3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。中型ポンプ車および加圧ポンプ車の水源は、淡水タンク等または海を使用する。 3. 代替再循環運転 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環ポンプの水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器再循環ポンプB隔離弁パイパス弁による再循環運転 当直長は、燃料取替用水タンクの水等を炉心へ注水後、格納容器再循環ポンプ水位が再循環運転切替可能な水位となれば、再循環運転への切替操作を行うが、再循環運転への切替操作において、格納容器再循環ポンプ隔離弁が開不能である場合、格納容器再循環ポンプB隔離弁パイパス弁による再循環運転を行う。 (2) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による再循環運転 当直長は、格納容器再循環ポンプ水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>用) および格納容器スプレイ冷却器 (B) を用いた再循環運転を行う。</p> <p>①. <u>手順着手の判断基準</u> <u>余熱除去ポンプを用いた再循環運転による炉心注水を余熱除去ループ流量により確認ができな場合</u></p> <p>4. 再循環運転 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水へ炉心へ注水する。</p> <p>(1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転および格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、格納容器スプレイポンプ (B, 代替再循環配管使用) による炉心注水ができな場合、<u>格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプおよび格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。</u></p> <p>②. <u>手順着手の判断基準</u> <u>格納容器スプレイポンプ (B, 代替再循環配管使用) による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認ができな場合</u></p> <p>(2) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転および格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却ができな場合、<u>格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。</u></p> <p>③. <u>手順着手の判断基準</u> <u>格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイライン流量により確認ができな場合</u></p> <p>5. 2次冷却系からの除熱 (注水)</p> <p>(1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水</p> <p>当直長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能ない場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。</p> <p>④. <u>手順着手の判断基準</u> <u>余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認ができな場合</u></p> <p>6. 2次冷却系からの除熱 (蒸気放出)</p> <p>(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出</p> <p>当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開くとし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>⑤. <u>手順着手の判断基準</u> <u>余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認ができな場合において、蒸気発生器へ注水されていることを蒸気発生器水位または補助給水ライン流量により確認できた場合</u></p> <p>7. 2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード)</p> <p>当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) を行う。補助給水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水し、排水については水質確認後、排水処理を行う。</p>	<p>用) および格納容器スプレイ冷却器 (B) を用いた再循環運転を行う。</p> <p>4. 再循環運転 運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプまたは余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水へ炉心へ注水する。</p> <p>(1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転および格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプおよび格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>(2) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転および格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長は、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>5. 2次冷却系からの除熱 (注水)</p> <p>(1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水</p> <p>当直長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能ない場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。</p> <p>6. 2次冷却系からの除熱 (蒸気放出)</p> <p>(1) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出</p> <p>当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開くとし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>7. 2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード)</p> <p>当直長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、2次冷却系からの除熱 (フィードアンドブリード) を行う。補助給水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水し、排水については水質確認後、排水処理を行う。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>1. 手順着手の判断基準 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、低温停止に移行する場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を優先する。蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水を行い、格納容器再循環ポンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能であり系統構成の容易な充てんポンプを優先し、それができない場合は高圧注入ポンプによる炉心注水を実施する。高圧注入ポンプによる炉心注水が実施できない場合、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)を使用し、それができない場合は代替格納容器スプレイポンプを使用する。</p> <p>常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>2. 作業性 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るディスプレイスピンズ取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>運転停止中の場合(サボート系故障時)</p> <p>1. 代替炉心注水 運転停止中において全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水等を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>2. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合 原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位または原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、余熱除去ポンプによる炉心注水を余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>(2) 充てんポンプ(B、自己冷却式)による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ(B、自己冷却式)により炉心へ注水する。</p> <p>3. 手順着手の判断基準 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を代替格納容器スプレイライン流量により確認できない場合</p> <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、常設設備による炉心への注水ができない場合、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。使用可能な淡水タンク等がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を使用する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
	<p>運転停止中の場合(サボート系故障時)</p> <p>1. 代替炉心注水 運転停止中において全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水する。</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水等を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(2) 充てんポンプ(B、自己冷却式)による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ(B、自己冷却式)により炉心へ注水する。</p> <p>(3) 中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水を行う。中型ポンプ車および加圧ポンプ車の水源は、淡水タンク等または海を使用する。</p>	

変更前	変更後	備考
<p>い場合は海を水源とする。</p> <p>h. <u>手順着手の判断基準</u> 格納容器サブレイアウト(B, 自己冷却式)(代替再循環配管使用)による炉心注水を格納容器サブレイアウトB流量により確認できない場合</p>	<p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) 高压注入ポンプ(B, 海水冷却)による高压再循環運転および格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、運転停止中において全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、中型ポンプ車からの海水供給による高压注入ポンプ(B)の補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水を高压注入ポンプ(B, 海水冷却)による高压再循環運転により炉心へ注水するとともに、中型ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u> 中型ポンプ車による補機冷却水が確保され、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水位が確保されている場合</p> <p>3. 2次冷却系からの除熱(注水)</p> <p>(1) 補助給水ポンプへの注水</p> <p>当直長は、運転停止中において全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。</p> <p>対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>b. <u>手順着手の判断基準</u> 外部電源およびデジーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サブタンク水位または原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、余熱除去ポンプによる炉心注水を余熱除去ループ流量により確認できない場合 	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>4. 主蒸気逃がし弁の機能回復(人力)</p> <p>当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>4. 主蒸気逃がし弁の機能回復(人力)</p> <p>当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p>	<p>4. 主蒸気逃がし弁の機能回復(人力)</p> <p>当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p>
<p>5. 2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)</p> <p>当直長は、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)を行う。なお、電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を蒸気発生器へ注水し、排水については水質確認後、排水処理を行う。</p>	<p>5. 2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)</p> <p>当直長は、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)を行う。なお、電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を蒸気発生器へ注水し、排水については水質確認後、排水処理を行う。</p>	<p>5. 2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)</p> <p>当直長は、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱(フィードアンドブリード)を行う。なお、電動補助給水ポンプにより補助給水タンク水を蒸気発生器へ注水し、排水については水質確認後、排水処理を行う。</p>
<p>h. <u>手順着手の判断基準</u> 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、低温停止に移行する場合</p> <p>(配電すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>運転停止中において全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を優先する。</p>	<p>h. <u>手順着手の判断基準</u> 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、低温停止に移行する場合</p>	<p>h. <u>手順着手の判断基準</u> 余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、低温停止に移行する場合</p>

変更前	変更後	備考
<p>蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注水を行い、格納容器再循環サブシステムが確保された場合、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用タンクからの重力注水を優先する。</p> <p>非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電後は、現場での系統構成が容易な代替格納容器サブシステムによる炉心注水を使用する。代替格納容器サブシステムによる炉心注水ができない場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>2. 作業性</p> <p>充てんポンプ（B、自己冷却式）の補機冷却水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>原子炉格納容器内からの逃避</p> <p>1. 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順</p> <p>当直長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合、燃料取替用タンク水を充てんポンプ等にて炉心へ注水し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却材の希釈事故が発生し、熱源領域中性子束が上昇した場合は、原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注水を行い、格納容器再循環サブシステムが確保された場合、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用タンクからの重力注水を優先する。</p> <p>非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電後は、現場での系統構成が容易な代替格納容器サブシステムによる炉心注水を使用する。代替格納容器サブシステムによる炉心注水ができない場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>2. 作業性</p> <p>充てんポンプ（B、自己冷却式）の補機冷却水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>原子炉格納容器内からの逃避</p> <p>1. 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順</p> <p>当直長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合、燃料取替用タンク水を充てんポンプ等にて炉心へ注水し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却材の希釈事故が発生し、熱源領域中性子束が上昇した場合は、原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注水を行い、格納容器再循環サブシステムが確保された場合、代替再循環運転を実施し、炉心を冷却する。</p> <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用タンクからの重力注水を優先する。</p> <p>非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から受電後は、現場での系統構成が容易な代替格納容器サブシステムによる炉心注水を使用する。代替格納容器サブシステムによる炉心注水ができない場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備である中型ポンプ車および加圧ポンプ車を使用する。</p> <p>2. 作業性</p> <p>充てんポンプ（B、自己冷却式）の補機冷却水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>中型ポンプ車および加圧ポンプ車による炉心注水に係るディスプレイース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所併に配備する。</p> <p>ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるよう、中型ポンプ車等の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>格納容器隔離弁の閉止手順</p> <p>1. 格納容器隔離弁の閉止手順</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事故が発生した場合、1次冷却材ポンプシール部への封水注水機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがある。当直長は、原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを防止するため、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の格納容器隔離弁を閉止する。</p> <p>隔離は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により電源が確保されれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。</p> <p>なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源およびデューゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合 ・原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サーキットタンク水位または原子炉補機冷却水流量により確認できない場合 	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>燃料補給</p> <p>1. 燃料の補給手順 中型ポンプ車の運転が必要と判断した場合、発電所災害対策本部は、軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて中型ポンプ車および加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給を実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に変更する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 中型ポンプ車の運転が必要と判断した場合</p> <p>(2) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」、表-14「電源の確保に関する手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（軽油）も含め、軽油タンクの55L以上を管理する。</p>	<p>燃料補給</p> <p>1. 燃料の補給手順 中型ポンプ車の運転が必要と判断した場合、発電所災害対策本部は、軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて中型ポンプ車および加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給を実施する。</p> <p>(1) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」、表-14「電源の確保に関する手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（軽油）も含め、軽油タンクの油量を管理する。</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により炉心へ注水または原子炉格納容器内へスプレイする。</p>	<p>特定重大事故等対策施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>復旧に係る手順等 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合、代替電源から設計基理事事故対応設備に給電し、起動および十分な期間の運転を継続させる。</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充電ポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>復旧に係る手順等 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基理事事故対応設備に給電し、起動および十分な期間の運転を継続させる。</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充電ポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	

変更前	変更後	備考
<p>表-5 操作手順 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>① 方針目的 設計基準事事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、2次冷却系からの除熱、格納容器内自然対流冷却および代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 フロントライン系故障時 1. 2次冷却系からの除熱(注水) (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>ii. 手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水設備による冷却機能を原子炉補機冷却水冷却器海水出口流量により確認できない場合または原子炉補機冷却水設備による冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合</p> <p>2. 2次冷却系からの除熱(蒸気放出) (1) 主蒸気逃がし弁の機能回復(人力) 当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、LOCAが発生した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却を行う。 対応手順については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>4. 代替補機冷却 (1) 中型ポンプ車による補機冷却海水通水 当直長および発電所災害対策本部は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車により高圧注入ポンプ(B)に補機冷却水(海水)を通水する。</p> <p>ii. 手順着手の判断基準 原子炉補機冷却海水設備による冷却機能を原子炉補機冷却水冷却器海水出口流量により確認できない場合または原子炉補機冷却水設備による冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 補助給水ポンプについては、外部電源が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。</p>	<p>表-5 操作手順 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>① 方針目的 設計基準事事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、2次冷却系からの除熱、格納容器内自然対流冷却および代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 フロントライン系故障時 1. 2次冷却系からの除熱(注水) (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>2. 2次冷却系からの除熱(蒸気放出) (1) 主蒸気逃がし弁の機能回復(人力) 当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、LOCAが発生した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>4. 代替補機冷却 (1) 中型ポンプ車による補機冷却海水通水 当直長および発電所災害対策本部は、海水ポンプまたは原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車により高圧注入ポンプ(B)に補機冷却水(海水)を通水する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 補助給水ポンプについては、外部電源が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>2. 作業性 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p> <p>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用し蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合には、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p> <p>4. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>サポート系故障時</p> <p>1. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>2. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） 当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、LOCAが発生した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>4. 代替補機冷却 (1) 中型ポンプ車による補機冷却海水通水 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車により高圧注入ポンプ（B）に補機冷却水（海水）を通水する。</p> <p>5. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等により予ての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 全交流動力電源喪失時における2次冷却系からの除熱（注水）のために蒸気発生器へ注水する場合は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電機装置より非常用高圧母線が受電できれば電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、非常用ガスタービン発電機</p>	<p>2. 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項 主蒸気逃がし弁を使用し蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合には、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p> <p>3. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>サポート系故障時</p> <p>1. 2次冷却系からの除熱（注水） (1) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水タンク水を補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。</p> <p>2. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出） (1) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） 当直長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、2次冷却系からの除熱を行う。</p> <p>3. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、LOCAが発生した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>4. 代替補機冷却 (1) 中型ポンプ車による補機冷却海水通水 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車により高圧注入ポンプ（B）に補機冷却水（海水）を通水する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 全交流動力電源喪失時における2次冷却系からの除熱（注水）のために蒸気発生器へ注水する場合は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電機装置より非常用高圧母線が受電できれば電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、非常用ガスタービン発電機</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>が健全でなく、空冷式非常用発電装置からの受電の場合は、燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。</p> <p><u>2. 作業性</u> ホース戦設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p> <p><u>3. 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項</u> 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを放射線モニタ等で確認後、実施するが全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合には、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p> <p><u>4. 電源確保</u> 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p><u>5. 燃料補給</u> 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>が健全でなく、空冷式非常用発電装置からの受電の場合は、燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。</p> <p><u>2. 主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項</u> 主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを放射線モニタ等で確認後、実施するが全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位および圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合には、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p> <p><u>3. 電源確保</u> 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p><u>4. 燃料補給</u> 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

表-6

<p>操作手順 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	<p>① 方針目的 設計基準事象事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>炉心損傷前</u> 1. フロントライン系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット (A及びB) に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ a. 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>また、補機冷却水タンクを使用する。</p> <p>2. サポート系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット (A及びB) に中型ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ a. 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器</p>
-------------------------------------	--

特定重大事象等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)

表-6

<p>操作手順 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	<p>① 方針目的 設計基準事象事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>炉心損傷前</u> 1. フロントライン系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット (A及びB) に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>対応手順については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」を参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ a. 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水タンクを使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 格納容器内圧力計の指示値が原子炉格納容器スプレイ作動圧力 (0.127MPa [gauge]) 以上であり、格納容器スプレイを格納容器スプレイライン流量により確認できない場合</p> <p>2. サポート系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット (A及びB) に中型ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>対応手順については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」を参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ a. 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器</p>
-------------------------------------	--

変更前	変更後	備考
<p>スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源およびディーゼルの発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確保できない場合は原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、格納容器内圧力計の指示値が原子炉格納容器スプレイ作動圧力(0.127MPa(gage))以上であり、格納容器スプレイを格納容器スプレイイン流量により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>炉心損傷前のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。また、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのタクト開放機構が作動しないことから、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上となれば、代替格納容器スプレイポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上にて、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>2. 原子炉格納容器内冷却時における注水量の管理</p> <p>原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ(約4,000mm)に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>3. 作業性</p> <p>作業性については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>4. 電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。</p> <p>給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>5. 燃料補給</p> <p>中型ポンプ車の燃料(軽油)補給については、表-4「原子炉冷却材圧力バウングリ低下時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>炉心損傷前のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。また、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのタクト開放機構が作動しないことから、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上となれば、代替格納容器スプレイポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上にて、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>2. 原子炉格納容器内冷却時における注水量の管理</p> <p>原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ(約4,000mm)に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>3. 電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。</p> <p>給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>4. 燃料補給</p> <p>中型ポンプ車の燃料(軽油)補給については、表-4「原子炉冷却材圧力バウングリ低下時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>炉心損傷後</p> <p>1. フロントライン系故障時</p> <p>(1) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>a. 格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット(A及びB)に原子炉補機冷却水を通し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>対応手順については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができいない場</p>	<p>炉心損傷後</p> <p>1. フロントライン系故障時</p> <p>(1) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>a. 格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット(A及びB)に原子炉補機冷却水を通し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができいない場</p>	<p>炉心損傷後</p> <p>1. フロントライン系故障時</p> <p>(1) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>a. 格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環ユニット(A及びB)に原子炉補機冷却水を通し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>対応手順については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができいない場</p>

変更前	変更後	備考
<p>合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイレインポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>(g) 手順着手の判断基準 格納容器内圧力計の指示値が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力(0.127MPa[gage])以上であり、格納容器スプレイレインを格納容器スプレイレイン流量により確認できない場合</p> <p>2. サポート系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却 対応手順については、表一7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイレイン a. 代替格納容器スプレイレインによる格納容器スプレイレイン 当直および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力以上であり、格納容器スプレイレインが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイレインポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>(g) 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電流からの格電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合、格納容器内圧力計の指示値が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力(0.127MPa[gage])以上であり、格納容器スプレイレインを格納容器スプレイレイン流量により確認できない場合</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位 炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。また、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないことと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力以上となれば、代替格納容器スプレイレインポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上にて、代替格納容器スプレイレインを行う。</p> <p>2. 原子炉格納容器内冷却 (1) 水素濃度 炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol% (ドライ)未達であれば減圧を継続する。</p> <p>(2) 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイレインを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を</p>	<p>合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイレインポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。代替格納容器スプレイレインポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>2. サポート系故障時 (1) 格納容器内自然対流冷却 a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット(A及びB)による格納容器内自然対流冷却 対応手順については、表一7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイレイン a. 代替格納容器スプレイレインによる格納容器スプレイレイン 当直および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力以上であり、格納容器スプレイレインが使用できない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイレインポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。代替格納容器スプレイレインポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位 炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。また、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないことと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイレイン作動圧力以上となれば、代替格納容器スプレイレインポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上にて、代替格納容器スプレイレインを行う。</p> <p>2. 原子炉格納容器内冷却 (1) 水素濃度 炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol% (ドライ)未達であれば減圧を継続する。</p> <p>(2) 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイレインを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>水没させない高さ(約1,000mm)に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>3. 放射性物質濃度低減 炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器内圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。</p> <p>4. 作業性 作業性については、表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」参照</p> <p>5. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>6. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料(軽油)補給については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>水没させない高さ(約1,000mm)に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>3. 放射性物質濃度低減 炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器内圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。</p> <p>4. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>5. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料(軽油)補給については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器内へスプレイする。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

表-7

<p>操作手順 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	<p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレィ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレィにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合 1. 格納容器スプレィ (1)格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィ 当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレィポンプ手動起動により原子炉格納容器内へスプレィする。</p> <p>2. 格納容器内自然対流冷却 (1) 格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレィ作動圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを蓋茶により加圧し、格納容器再循環ユニット (A及びB) に原子炉補機冷却水を通し、格納容器内自然対流冷却を開始行う。冷却水通水後、可搬型温度計測装置を取付け、格納容器内自然対流冷却が開始されれば、格納容器再循環ユニット (A及びB) 冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。</p> <p>3. 代替格納容器スプレィ (1) 代替格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィ 当直長および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレィ作動圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレィポンプにより原子炉格納容器内へスプレィする。代替格納容器スプレィポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却では、格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しない場合、格納容器再循環ユニットの開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレィポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる効果も大きい格納容器スプレィを活用するが、格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィができない場合は代替格納容器スプレィを行う。</p>
---	--

表-7

<p>操作手順 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	<p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレィ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレィにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合 1. 格納容器スプレィ (1)格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィ 当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレィポンプ手動起動により原子炉格納容器内へスプレィする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 格納容器内圧力計の指示値が最高使用圧力(0.28MPa[gage])以上であり、格納容器スプレィを格納容器スプレィライン流量により確認できない場合</p> <p>2. 格納容器内自然対流冷却 (1) 格納容器再循環ユニット (A及びB) による格納容器内自然対流冷却 当直長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレィ作動圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを蓋茶により加圧し、格納容器再循環ユニット (A及びB) に原子炉補機冷却水を通し、格納容器内自然対流冷却を開始行う。冷却水通水後、可搬型温度計測装置を取付け、格納容器内自然対流冷却が開始されれば、格納容器再循環ユニット (A及びB) 冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 格納容器内圧力計の指示値が原子炉格納容器スプレィ作動圧力(0.127MPa[gage])以上であり、格納容器スプレィを格納容器スプレィライン流量により確認できない場合</p> <p>3. 代替格納容器スプレィ (1) 代替格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィ 当直長および発電所災害対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレィ作動圧力以上であり、格納容器スプレィができない場合、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレィポンプにより原子炉格納容器内へスプレィする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>対応手順については、表-6「原子炉格納容器内の冷却等」参照</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却ならびに重要機器および重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却では、格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しない場合、格納容器再循環ユニットの開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレィポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる効果も大きい格納容器スプレィを活用するが、格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィができない場合は代替格納容器スプレィを行う。</p>
---	---

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前	変更後	備考
<p>2. 水素濃度 炉心損傷後の格納容器スプレイまたは代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約4.000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 電源確保 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>2. 水素濃度 炉心損傷後の格納容器スプレイまたは代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約4.000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 電源確保 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、中型ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上となれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）に海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系への海水通水後、可搬型温度計測装置を取付け、格納容器内自然対流冷却が開始されれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。 a 手順書の中断基準 外部電源およびデジーゼル発電機の並列等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水リザーブタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ (1) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内の冷却等のための手順等参照 対応手順については、表-6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位</p>	<p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却 (1) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、中型ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上となれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）に海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水系への海水通水後、可搬型温度計測装置を取付け、格納容器内自然対流冷却が開始されれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ (1) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内の冷却等のための手順等参照 対応手順については、表-6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」参照</p> <p>(配電すべき事項) 1. 優先順位</p>	
<p>2. 水素濃度 炉心損傷後の格納容器スプレイまたは代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約4.000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 電源確保 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>2. 水素濃度 炉心損傷後の格納容器スプレイまたは代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器内圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約4.000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 電源確保 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	

変更前	変更後	備考
<p>濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約1,000mm²）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 作業性 中型ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備における接続作業は、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所¹に使用工具およびホースを配備する。</p> <p>5. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>6. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>3. 注水量の管理 原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器および重要計器を水没させない高さ（約1,000mm²）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>4. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>5. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>格納容器過圧破損防止対策 重大事故等対処設備の機能喪失等により格納容器の圧力が高いなど、必要な場合には、¹「2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の対応へ移行し、迅速かつ適切に格納容器破損防止対策に係る²を実施する。</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器内へスプレイする。</p>	<p>特重重大事故等対処施設設置の配置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

表-8

<p>操作手順 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイおよび代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制および溶融炉心が拡がり原子炉格納容器ハウジングへの接触を防止することを目的とする。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉容器への注水により、炉心を冷却することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合）</u> 1. 格納容器スプレイ (1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長は、炉心損傷の兆候が認められた場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。</p> <p>④. 手順着手の判断基準 炉心損傷の兆候が認められた場合（炉心出口温度について600℃を超えて上昇する場合、毎分15℃以上上昇する場合または350℃を超えている状態が10分以上継続する場合）において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満（格納容器再循環サンプ水位（広域）80%未満）である場合</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ (1) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、炉心損傷の兆候が認められた場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、代替格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>④. 手順着手の判断基準 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ流量に より確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>2. 原子炉下部キャビティの水位監視 溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。</p> <p>3. 電源確保</p>	<p>操作手順 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイおよび代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制および溶融炉心が拡がり原子炉格納容器ハウジングへの接触を防止することを目的とする。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉容器への注水により、炉心を冷却することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合）</u> 1. 格納容器スプレイ (1) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長は、炉心損傷の兆候が認められた場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。</p> <p>2. 代替格納容器スプレイ (1) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 当直長および発電所災害対策本部は、炉心損傷の兆候が認められた場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、代替格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 原子炉下部キャビティの水位監視 溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。</p> <p>2. 電源確保</p>
--	--

特定重大事故等対処
施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）

変更前	変更後	備考
<p>代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時）</p> <p>1. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心損傷の兆候が認められた場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、代替格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>4. 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能喪失時、原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、炉心損傷の兆候が認められた場合（炉心出口温度について600℃を超えて上昇する場合、毎分15℃以上上昇する場合または350℃を超えている状態が10分以上継続する場合）に、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合（格納容器再循環ポンプ水位（広域）80%未満）</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 代替格納容器スプレイポンプの注水先</p> <p>LOCAと全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事故が重畳した場合の代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷の兆候があると判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更するとともに、その後、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>2. 原子炉下部キャビティの水位監視</p> <p>溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。</p> <p>3. 電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止（交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合）</p> <p>1. 炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。</p> <p>(1) 高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>当直長は、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。</p> <p>4. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高圧レンジエリアモニタ（高レンジ）1×10^6msV/h以上により確認した場合</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプ起動時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却（全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時）</p> <p>1. 代替格納容器スプレイ</p> <p>(1) 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心損傷の兆候が認められた場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、代替格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 代替格納容器スプレイポンプの注水先</p> <p>LOCAと全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失事故が重畳した場合の代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷の兆候があると判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更するとともに、その後、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。</p> <p>2. 原子炉下部キャビティの水位監視</p> <p>溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位計の作動により確認する。</p> <p>3. 電源確保</p> <p>全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止（交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合）</p> <p>1. 炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。</p> <p>(1) 高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>当直長は、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。</p>	
		<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>(2) 充てんポンプによる炉心注水 当直長は、<u>高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水</u>ができない場合、<u>燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</u> h. <u>手順着手の判断基準</u> 高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量または余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>2. 代替炉心注水 炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため</u>、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、<u>高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水</u>ができない場合、<u>燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。</u> h. <u>手順着手の判断基準</u> 高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量または余熱除去ループ流量により確認できない場合</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、<u>格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心注水</u>ができない場合、<u>燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。</u> 燃料取替用水タンクが使用できない場合は、<u>補助給水タンクを使用する。</u> h. <u>手順着手の判断基準</u> 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による代替炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合において、<u>格納容器スプレイB系統を使用していない場合</u></p> <p>(配慮すべき事項) 1. <u>優先順位</u> 交流動力電源および原子炉捕機冷却機能が健全な場合に、炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止する</u>の優先順位は、<u>流量の大きい高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプによる炉心注水を優先し、それができない場合は、中央制御室で運転できる充てんポンプによる炉心注水を実施する。</u>充てんポンプによる炉心注水と並行して、<u>代替炉心注水を実施する。</u> 代替炉心注水手段の優先順位は、<u>準備作業時間の短い格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) を優先し、それができない場合に代替格納容器スプレイポンプを使用する。</u></p> <p>2. <u>電源確保</u> 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、<u>非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。</u> 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>(2) 充てんポンプによる炉心注水 当直長は、<u>燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</u></p> <p>2. 代替炉心注水 炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため</u>、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) による炉心注水 当直長は、<u>燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用) により炉心へ注水する。</u></p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、<u>燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。</u> 代替格納容器スプレイポンプの使用は、<u>燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</u></p> <p>(配慮すべき事項) 1. <u>電源確保</u> 代替格納容器スプレイポンプ起動時は、<u>非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプへ給電する。</u> 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>
<p><u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 (全交流動力電源喪失または原子炉捕機冷却機能喪失時)</u> 1. 代替炉心注水 全交流動力電源喪失または原子炉捕機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため</u>、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 充てんポンプ (B、自己冷却式) による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、<u>燃料取替用水タンク水を非常用ガスタービン発電機</u></p>	<p><u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 (全交流動力電源喪失または原子炉捕機冷却機能喪失時)</u> 1. 代替炉心注水 全交流動力電源喪失または原子炉捕機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、<u>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため</u>、以下の手順により燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する。 (1) 充てんポンプ (B、自己冷却式) による炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、<u>燃料取替用水タンク水を非常用ガスタービン発電機</u></p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>電機または空冷式非常用発電装置より受電した充てんポンプ（B、自己冷却式）により炉心へ注水する。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合は原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位もしくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レベルアラーム（高レベル）1×10^5 mSv/h 以上により確認した場合</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンク水を非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置より受電した代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用する。</p> <p>h. 手順着手の判断基準 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を充てんライン流量により確認できない場合において、格納容器スプレイB系統を使用していない場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、高揚程である充てんポンプ（B、自己冷却式）を優先する。次に代替格納容器スプレイポンプを使用する。</p> <p>2. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>3. 作業性 充てんポンプ（B、自己冷却式）の補機冷却水に係るディスプレイスビス取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。</p>	<p>電機または空冷式非常用発電装置より受電した充てんポンプ（B、自己冷却式）により炉心へ注水する。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 当直長および発電所災害対策本部は、燃料取替用水タンク水を非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置より受電した代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する。代替格納容器スプレイポンプの水源は、燃料取替用水タンクまたは補助給水タンクを使用する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置により代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設により原子炉格納容器内へスプレイまたは炉心へ注水する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-9 操作手順 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素濃度低減 1. 静的触媒式水素再結合装置 当直長は、炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350°C以上および格納容器高レンジエリブモニタ (高レンジ) $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$以上により確認した場合 2. イグナナイタ 当直長は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができないうちに、速やかにイグナナイタを起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかにイグナナイタを起動する。イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度計の指示値が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う1次冷却材喪失事象が発生した場合において、高圧注入ポンプによる炉心への注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合</p>	<p>表-9 操作手順 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素濃度低減 1. 静的触媒式水素再結合装置 当直長は、炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 2. イグナナイタ 当直長は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができないうちに、速やかにイグナナイタを起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかにイグナナイタを起動する。イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 1. 格納容器水素濃度計測装置 当直長および発電所災害対策本部は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 全交流動力電源および原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、格納容器水素濃度計測装置の系統構成および窒素ポンプ (格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用) を用いた空気作動弁の閉鎖操作を行う。その後、可搬型代替冷却水ポンプおよび代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>
<p>表-9 操作手順 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素濃度低減 1. 静的触媒式水素再結合装置 当直長は、炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350°C以上および格納容器高レンジエリブモニタ (高レンジ) $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$以上により確認した場合 2. イグナナイタ 当直長は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができないうちに、速やかにイグナナイタを起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかにイグナナイタを起動する。イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心出口温度計の指示値が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う1次冷却材喪失事象が発生した場合において、高圧注入ポンプによる炉心への注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合</p>	<p>表-9 操作手順 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素濃度低減 1. 静的触媒式水素再結合装置 当直長は、炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 2. イグナナイタ 当直長は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができないうちに、速やかにイグナナイタを起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかにイグナナイタを起動する。イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、イグナナイタの作動状況をイグナナイタ作動温度計測装置の温度指示上昇により確認する。 1. 格納容器水素濃度計測装置 当直長および発電所災害対策本部は、炉心出口温度計指示が 350°Cに到達または安全注入作動を伴う LOCA が発生し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 全交流動力電源および原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、格納容器水素濃度計測装置の系統構成および窒素ポンプ (格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用) を用いた空気作動弁の閉鎖操作を行う。その後、可搬型代替冷却水ポンプおよび代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>2. イグナイタの起動条件 イグナイタの起動は、手順着手の判断基準に該当する事象が発生してから1時間を経過した場合、原子炉格納容器内注水の成否、原子炉格納容器内圧力等のプラントデータ、安全系機器の作動状況、原子炉格納容器内水素濃度測定結果、静的触媒式水素再結合装置の作動状況、原子炉格納容器内水素濃度測定結果、静的触媒式水素再結合装置の作動状況および事象進展解析等の項目について実効性と感影響を評価し、発電所災害対策本部にてイグナイタ起動の可否を判断する。</p>	<p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>2. イグナイタの起動条件 イグナイタの起動は、原子炉格納容器内注水の成否、原子炉格納容器内圧力等のプラントデータ、安全系機器の作動状況、原子炉格納容器内水素濃度測定結果、静的触媒式水素再結合装置の作動状況および事象進展解析等の項目について実効性と感影響を評価し、発電所災害対策本部にてイグナイタ起動の可否を判断する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-10 操作手順 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアンモニア部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アンモニア部の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素排出 1. アンモニア空気を再循環設備による水素排出 当直長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アンモニア排気ファンを運転し、アンモニア部から放射線物質低減機能を有するアンモニア排気ファンユニットを通して屋外へ排気されることをアンモニア内圧力の低下により確認する。 当直長は、全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合にも、アンモニア空気を再循環設備の弁の制御用空気を配管に窒素ポンプ（アンモニア排気系空気を作動弁用）を接続して代替空気を（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、アンモニア排気ファンを運転する。 (1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合 a. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合または直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素排出に使用するアンモニア空気を再循環設備へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>水素濃度監視 1. アンモニア水素濃度(AH)計測装置による水素濃度測定 当直長および発電所災害対策本部は、炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アンモニア排気ファンが自動起動または手動で起動した場合、アンモニア水素濃度(AH)計測装置による水素濃度監視のための系統構成を行い、アンモニア部の水素濃度を測定し監視する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高圧レンジエアモニタ（高レンジ）1×10^5msv/h以上に上り確認した場合において、アンモニア排気ファンが自動起動または手動で起動した場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 アンモニア水素濃度監視は、中央制御室で監視可能なアンモニア水素濃度(AH)計測装置による監視を優先するが、アンモニア水素濃度(AH)計測装置の準備作業時には、多岐性拡張設備であるアンモニア水素濃度計による監視を行う。なお、アンモニア水素濃度計は、アンモニア部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。</p>	<p>表-10 操作手順 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>① 方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアンモニア部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アンモニア部の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 水素排出 1. アンモニア空気を再循環設備による水素排出 当直長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アンモニア排気ファンを運転し、アンモニア部から放射線物質低減機能を有するアンモニア排気ファンユニットを通して屋外へ排気されることをアンモニア内圧力の低下により確認する。 当直長は、全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合にも、アンモニア空気を再循環設備の弁の制御用空気を配管に窒素ポンプ（アンモニア排気系空気を作動弁用）を接続して代替空気を（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、アンモニア排気ファンを運転する。 (1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合 a. 手順着手の判断基準 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合 a. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合または直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素排出に使用するアンモニア空気を再循環設備へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>水素濃度監視 1. アンモニア水素濃度(AH)計測装置による水素濃度測定 当直長および発電所災害対策本部は、炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アンモニア排気ファンが自動起動または手動で起動した場合、アンモニア水素濃度(AH)計測装置による水素濃度監視のための系統構成を行い、アンモニア部の水素濃度を測定し監視する。 (1) 手順着手の判断基準 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高圧レンジエアモニタ（高レンジ）1×10^5msv/h以上に上り確認した場合において、アンモニア排気ファンが自動起動または手動で起動した場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 アンモニア水素濃度監視は、中央制御室で監視可能なアンモニア水素濃度(AH)計測装置による監視を優先するが、アンモニア水素濃度(AH)計測装置の準備作業時には、多岐性拡張設備であるアンモニア水素濃度計による監視を行う。なお、アンモニア水素濃度計は、アンモニア部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>2. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>2. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>本頁変更なし</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-11 操作手順 使用済燃料ビットの冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的 使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ビットの水位が低下した場合、使用済燃料ビット内の燃料体または使用済燃料（以下「使用済燃料ビット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、および遮断を防止するため使用済燃料ビットへの注水、使用済燃料ビットの監視を行うことを目的とする。 使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ビットの水位が異常に低下した場合、使用済燃料ビット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ビットへのスプレレイ、燃料取扱棟への放水、使用済燃料ビットの監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットからの水の漏えいその他の要因による水位低下 1. 中型ポンプ車による使用済燃料ビットへの注水 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットに接続する配管が破損し使用済燃料ビット水の小規模な漏えいが発生した場合に、使用済燃料ビット温度が65℃に達した場合または達するおそれがある場合、または使用済燃料ビット水位が使用済燃料ビット出口配管下端（EL.+30.5m）以下に達した場合または達するおそれがある場合は、中型ポンプ車による使用済燃料ビットへの注水を行う。 使用可能な淡水タンクがある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とする。 (1) 手順着手の判断基準 使用済燃料ビット温度が65℃に達した場合または達するおそれがある場合 使用済燃料ビット水位が使用済燃料ビット出口配管下端（EL.+30.5m）以下に達した場合または達するおそれがある場合</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 使用済燃料ビットへの注水は、設計基準対象施設である燃料取扱用水タンクポンプまたは1水系純水サーベイスポンプによる注水を優先する。設計基準対象施設が使用できない場合や漏えい量から追加の注水が必要な場合は、中型ポンプ車および消火ポンプによる注水準備を並行して行い、準備完了が早い方を選択する。 2. 作業性 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように作業場所に使用工具ならびに中型ポンプ車の保管場所に使用工具およびホースを配備する。 3. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力パバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいその他の要因による水位異常低下 1. 中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ビットへのスプレレイ 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ビット水位が使用済燃料ビット出口配管下端（EL.+30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ビットへのスプレレイを行う。 使用可能な淡水タンクがある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクが</p>	<p>表-11 操作手順 使用済燃料ビットの冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的 使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ビットの水位が低下した場合、使用済燃料ビット内の燃料体または使用済燃料（以下「使用済燃料ビット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、および遮断を防止するため使用済燃料ビットへの注水、使用済燃料ビットの監視を行うことを目的とする。 使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ビットの水位が異常に低下した場合、使用済燃料ビット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ビットへのスプレレイ、燃料取扱棟への放水、使用済燃料ビットの監視を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットからの水の漏えいその他の要因による水位低下 1. 中型ポンプ車による使用済燃料ビットへの注水 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ビットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ビットに接続する配管が破損し使用済燃料ビット水の小規模な漏えいが発生した場合に、使用済燃料ビット温度が65℃に達した場合または達するおそれがある場合、または使用済燃料ビット水位が使用済燃料ビット出口配管下端以下に達した場合または達するおそれがある場合は、中型ポンプ車による使用済燃料ビットへの注水を行う。 中型ポンプ車の水源は、淡水タンクまたは海を使用する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力パバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいその他の要因による水位異常低下 1. 中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ビットへのスプレレイ 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ビットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ビット水位が使用済燃料ビット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ビットへのスプレレイを行う。 中型ポンプ車および加圧ポンプ車の水源は、淡水タンクまたは海を使用する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>ない場合は海を水源とする。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+30.5m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合で、常設放水砲が使用できない場合</p> <p>2. 大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+30.5m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合には、燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリ燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟 (使用済燃料ピット内の燃料体等) への放水を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+30.5m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合</p> <p>3. 燃料の補給手順 1. 優先順位 使用済燃料ピットへのスプレイは、放水砲の設置等の必要がなく、作業が容易な多機性取扱設備である常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを優先し、常設放水砲が使用できない場合は、小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを実施する。使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+30.5m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合は、大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟 (使用済燃料ピット内の燃料体等) への放水を行う。</p> <p>2. 作業性 ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように作業場所を使用工具並びに中型ポンプ車の保管場所に使用工具およびホースを配備する。</p> <p>3. 燃料の補給手順 (1) 中型ポンプ車の燃料 (軽油) 補給手順については、表-4 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 (2) 大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車の燃料 (軽油) 補給手順については、表-12 「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p>	<p>2. 大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水 当直長および発電所災害対策本部は、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (EL.+30.5m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合には、燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリ燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟 (使用済燃料ピット内の燃料体等) への放水を行う。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料の補給手順 (1) 中型ポンプ車の燃料 (軽油) 補給手順については、表-4 「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 (2) 大型ポンプ車 (泡混合機能付) または大型ポンプ車の燃料 (軽油) 補給手順については、表-12 「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>重大事故等時の使用済燃料ピットの監視 1. 使用済燃料ピットの監視 使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能喪失時、または使用済燃料ピット水の規模な漏えい発生時または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、常設設備の使用済燃料ピット水位計 (AM)、使用済燃料ピット温度計 (AM)、使用済燃料ピット監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温および状態監視を行う。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。 また、使用済燃料ピット監視カメラは、耐環境性向上のため空気を供給することで冷却する。 (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視 当直長は、常設設備の使用済燃料ピット水位計 (AM)、使用済燃料ピット温度計 (AM)、使用済燃料ピット監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温および状態監視を行う。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である使用済燃料ピット広域水位計 (AM)、可搬型使用済燃料ピットエアモニタにより中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 可搬型使用済燃料ピットエアモニタは、使用済燃料ピット外側の定点2箇所に設置し、使用済燃料ピットエアモニタが機能している場合は、使用済燃料ピット外側に設置するモニタとの空間線量の比較を行うことで使用済燃料ピット内の空間線量率を推定する。使用済燃料ピットエアモニタの機能が喪失している場合は、あらかじめ評価し把握した相関関係により使用済燃料ピット空間線量率を指示値の傾向で確認して推定する。 直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 <u>※ 手順書の判断基準</u> <u>使用済燃料ピット温度が65℃に達した場合または達するおそれがある場合</u> <u>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端 (El.+30.5m) 以下に達した場合または達するおそれがある場合</u></p> <p>(配慮すべき事項) 1. 電源確保 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合には、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 当直長および発電所災害対策本部は、可搬型設備である使用済燃料ピット広域水位計 (AM)、可搬型使用済燃料ピットエアモニタにより中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 可搬型使用済燃料ピットエアモニタは、使用済燃料ピット外側の定点2箇所に設置し、使用済燃料ピットエアモニタが機能している場合は、使用済燃料ピット外側に設置するモニタとの空間線量の比較を行うことで使用済燃料ピット内の空間線量率を推定する。使用済燃料ピットエアモニタの機能が喪失している場合は、あらかじめ評価し把握した相関関係により使用済燃料ピット空間線量率を指示値の傾向で確認して推定する。 直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 電源確保 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合には、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>1. 手順着手の判断基準 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合 (配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断は、大型ポンプ車および大型放水砲による汚染水の海洋への拡散抑制を優先する。また、敷地内貯留および放射性物質吸着剤設置については、異なる要員にて並行して実施する。</p> <p>ドライエリアから汚染水が溢水するまでに、最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置すること、放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>その後、発着所対策本部要員により海水ピット等へのシルトフエンス、土嚢設置ならびに雨水排水口の海洋側へのシルトフエンス設置を行う。</p> <p>2. 操作性 大型放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を棒状または霧状に調整でき、放水形状は、棒状とするとより遠くまで放水できるが、霧状とすると、棒状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく霧状を使用する。</p> <p>原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合は、原子炉格納容器破損箇所に向けて噴射ノズルを調整し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に噴射ノズルを調整する。また、大型放水砲は、積敷の方向からの放水を可能とする。</p> <p>大型放水砲は、原子炉格納容器破損箇所の状況に応じて設置位置を設定し、原子炉格納容器およびアニュラス部に向けて放水する。</p> <p>3. 作業性 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型放水砲による大気への拡散抑制に係るホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるよう大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車の保管場所へ使用工具およびホースを配備する。</p>	<p>使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷</p> <p>1. 大気への拡散抑制 使用済燃料ピット内燃料体等が著しい損傷に至るおそれがある場合、燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>2. 海洋への拡散抑制 (1) 敷地内貯留および放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制 当直長および発電所対策本部は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、放水開始前に原子炉建屋および原子炉補助建屋の雨水路の排水先をドライエリア側に切替え、放射性物質を含む汚染水をドライエリアに貯留する。また、排水先を切替えることができない雨水路に集水されドライエリアに流入しない汚染水は構内の雨水排水路に流入するため、雨水排水路に流入する放射性物質を吸着できるように雨水排水枡（2箇所）に放射性物質吸着剤を設置する。</p> <p>放水の継続によりドライエリアが満水となり溢水した場合は、構内の雨水排水路に流入し最終雨水枡を経由して海洋へ流出するため、ドライエリアから汚染水が溢水するまでに最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置する。 ドライエリアから溢水した汚染水が直接流入することのない車側最終雨水枡（1箇所）に放射性物質吸着剤を設置および最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を追加設置する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
	<p>使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷</p> <p>1. 大気への拡散抑制 使用済燃料ピット内燃料体等が著しい損傷に至るおそれがある場合、燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を行う。 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>2. 海洋への拡散抑制 (1) 敷地内貯留および放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制 当直長および発電所対策本部は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、放水開始前に原子炉建屋および原子炉補助建屋の雨水路の排水先をドライエリア側に切替え、放射性物質を含む汚染水をドライエリアに貯留する。また、排水先を切替えることができない雨水路に集水されドライエリアに流入しない汚染水は構内の雨水排水路に流入するため、雨水排水路に流入する放射性物質を吸着できるように雨水排水枡（2箇所）に放射性物質吸着剤を設置する。</p> <p>放水の継続によりドライエリアが満水となり溢水した場合は、構内の雨水排水路に流入し最終雨水枡を経由して海洋へ流出するため、ドライエリアから汚染水が溢水するまでに最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置する。 ドライエリアから溢水した汚染水が直接流入することのない車側最終雨水枡（1箇所）に放射性物質吸着剤を設置および最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を追加設置する。</p>	

変更前	変更後	備考
<p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(2) シルトフエンス設置による海洋への拡散抑制 当直長および発電所災害対策本部は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、海水ピット、取水ピットおよび放水ピットへのシルトフエンス設置ならびに各ピットに土嚢を設置する。また、放射性物質吸着剤を設置した最終雨水槽を経由して海洋へ流出する雨水排水口（2箇所）の海洋側へシルトフエンスを設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（El. 430.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合は、中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイングを行う。</p> <p>次に燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に放水する。</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による放水が必要と判断すれば敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。また、敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置については、異なる要員にて並行して実施する。</p> <p>ドライエリアから汚染水が溢するまでに、最終雨水槽（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置することで放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>その後、発電所災害対策本部要員により海水ピット等のシルトフエンス、土嚢設置ならびに雨水排水口の海洋側へのシルトフエンス設置を行う。</p>	<p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(2) シルトフエンス設置による海洋への拡散抑制 当直長および発電所災害対策本部は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、海水ピット、取水ピットおよび放水ピットへのシルトフエンス設置ならびに各ピットに土嚢を設置する。また、放射性物質吸着剤を設置した最終雨水槽を経由して海洋へ流出する雨水排水口（2箇所）の海洋側へシルトフエンスを設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（El. 430.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合は、中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイングを行う。</p> <p>次に燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に放水する。</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による放水が必要と判断すれば敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。また、敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置については、異なる要員にて並行して実施する。</p> <p>ドライエリアから汚染水が溢するまでに、最終雨水槽（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置することで放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>その後、発電所災害対策本部要員により海水ピット等のシルトフエンス、土嚢設置ならびに雨水排水口の海洋側へのシルトフエンス設置を行う。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(2) シルトフエンス設置による海洋への拡散抑制 当直長および発電所災害対策本部は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、海水ピット、取水ピットおよび放水ピットへのシルトフエンス設置ならびに各ピットに土嚢を設置する。また、放射性物質吸着剤を設置した最終雨水槽を経由して海洋へ流出する雨水排水口（2箇所）の海洋側へシルトフエンスを設置する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（El. 430.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合は、中型ポンプ車および加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイングを行う。</p> <p>次に燃料取扱棟の損壊または使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合は、大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に放水する。</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車および大型放水砲による放水が必要と判断すれば敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。また、敷地内滞留および放射性物質吸着剤設置については、異なる要員にて並行して実施する。</p> <p>ドライエリアから汚染水が溢するまでに、最終雨水槽（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置することで放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>その後、発電所災害対策本部要員により海水ピット等のシルトフエンス、土嚢設置ならびに雨水排水口の海洋側へのシルトフエンス設置を行う。</p>	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災</p> <p>1. 航空機燃料火災の泡消火 (1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）、または大型ポンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲による泡消火 当直長および発電所災害対策本部は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、海を水源とし、大型ポンプ車（泡混合機能付）、または大型ポンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 航空機燃料火災が発生した場合</p>	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災</p> <p>1. 航空機燃料火災の泡消火 (1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）、または大型ポンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲による泡消火 当直長および発電所災害対策本部は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、海を水源とし、大型ポンプ車（泡混合機能付）、または大型ポンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 航空機燃料火災が発生した場合</p>

変更後

変更前

<p>(配感すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 アクセスルート の確保および要員の安全確保ならびに航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、早期に消火活動を開始できる化学消防自動車および水櫃付消防自動車ならびにボンプ車(泡混合機能付)を使用し、その後、中型ボンプ車および可搬型泡放水砲による泡消火を実施する。 大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車、および大型放水砲による泡消火については、航空機燃料火災の消火に対応する。</p> <p>2. 作業性 大型ボンプ車(泡混合機能付)、または大型ボンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲による航空機燃料火災の泡消火に係るホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車の保管場所を使用工具およびホースを配備する。</p> <p>3. 泡消火薬剤の配備 大型ボンプ車(泡混合機能付)、または大型ボンプ車および泡混合器ならびに大型放水砲により約10分の泡消火を行うために、分散配置された保管場所に泡消火薬剤を2,000L(1,000L×2個)配備する。</p>	<p>燃料補給</p> <p>1. 大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車への燃料(軽油)補給 大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車への燃料(軽油)補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業時間となれば、軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を自安に実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 大型ボンプ車(泡混合機能付)、大型ボンプ車を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに、定格負荷運転時における燃料補給作業時間^{*)}に達した場合。</p> <p>※1 定格負荷運転時における燃料補給作業時間及び燃料補給間隔は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大型ボンプ車(泡混合機能付)又は大型ボンプ車：運転開始後約40分(その後約3時間毎に補給) <p>2. 中型ボンプ車への燃料(軽油)補給 中型ボンプ車への燃料(軽油)補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>燃料補給</p> <p>1. 大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車への燃料(軽油)補給 大型ボンプ車(泡混合機能付)または大型ボンプ車への燃料(軽油)補給は、軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。</p> <p>2. 中型ボンプ車への燃料(軽油)補給 中型ボンプ車への燃料(軽油)補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>放射能物質の放出を低減するための対策 放射能物質の放出を低減するためには、1.2. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項の対応へ移行し、迅速かつ適切に放射能物質の放出を低減するための対策に係る実施する。</p>	<p>備考 特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
---	--	---	--	---

変更前	変更後	備考
<p>表-1.3 操作手順 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等</p> <p>① 方針目的 設計基準事故の取束に必要な水源である補助給水タンク、燃料取替用水タンクとは別に、重大事故等の取束に必要な量の水を有する海を水源として、海水を確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して重大事故等の取束に必要な量の水を供給するため、2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段および補助給水タンクへの供給、炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環ポンプを水源とする再循環運転および代替再循環運転、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器およびアニュラス部への放水を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段および補助給水タンクへの供給 1. 2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段 重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる補助給水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。 (1) 1次冷却系統のファイアドアンドブリード 当直長は、2次冷却系からの除熱（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、1次冷却系統のファイアドアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。 対応手順については、表-2「原子炉冷却材圧力バランタリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>2. 補助給水タンクへの補給 全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉停止機能喪失または補助給水タンクが枯渇するおそれがある場合において、2次冷却系からの除熱（注水）中の場合、多様性拡張設備の淡水タンクまたは海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給準備を開始し、補助給水タンク水位計の指示値が5%以下となれば補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>(1) 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の発生時において、淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>注. 手順着手の判断基準 補助給水タンクを水源として補助給水ポンプにより2次冷却系からの除熱（注水）中に、淡水タンクの水位が確保されている場合において、以下のいずれかの事象又は状態が重畳した場合 ・ 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合 ・ 原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位又は原子炉補機冷却水流量により確認できない場合 ・ 原子炉停止（自動および手動）ができず、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動した場合又は多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が作動せず原子炉出力抑制（手動）を実施した場合において、出力領域中性子率計の指示値が5%以上又は中間領域中性子率計の指示値が正である場合 ・ 補助給水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認した場合</p> <p>(2) 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の発生時において、淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給</p>	<p>表-1.3 操作手順 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等</p> <p>① 方針目的 設計基準事故の取束に必要な水源である補助給水タンク、燃料取替用水タンクとは別に、重大事故等の取束に必要な量の水を有する海を水源として、海水を確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備に対して重大事故等の取束に必要な量の水を供給するため、2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段および補助給水タンクへの供給、炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環ポンプを水源とする再循環運転および代替再循環運転、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイおよび燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器およびアニュラス部への放水を行うことを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段および補助給水タンクへの供給 1. 2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段 重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる補助給水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。 (1) 1次冷却系統のファイアドアンドブリード 当直長は、2次冷却系からの除熱（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、1次冷却系統のファイアドアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。</p> <p>2. 補助給水タンクへの補給 全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉停止機能喪失または補助給水タンクが枯渇するおそれがある場合において、2次冷却系からの除熱（注水）中の場合、多様性拡張設備の淡水タンクまたは海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給準備を開始し、補助給水タンク水位が低下すれば、補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>(1) 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の発生時において、淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>(2) 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の発生時において、海を水源とする</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>源とする補助給水タンクへの補給ができない場合、海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>補助給水タンクを水源として補助給水ポンプにより2次冷却系からの除熱(注水)中に、淡水タンクの水位が確認できない場合において、以下のいずれかの事象または状態が重畳した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合 ・原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位または原子炉補機冷却水流量により確認できない場合 ・原子炉停止(自動および手動)ができず、多様化自動作動装置(ATWS)緩和設備による原子炉出力抑制(自動)が作動した場合または多様化自動作動装置(ATWS)緩和設備が作動せず原子炉出力抑制(手動)を実施した場合において、出力領域中性子束計の指示値が5%以上または中間領域中性子束計の指示値が正である場合 ・補助給水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認した場合 <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>補助給水タンクへ補給する水源の優先順位は、多様化取替設備である淡水タンクが健全で水位が確保されているれば、短時間で補助給水タンクの代替水源として確保できる2次系純水タンクを優先して使用する。淡水タンクの水量は有限であるため、最終的には海を水源とする。</p> <p>2. 燃料補給</p> <p>中型ポンプ車の燃料(軽油)補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 移送ルート確保</p> <p>構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水ホースを敷設し、移送ルートを確認する。</p> <p>4. 代替性</p> <p>当初選択した水源からの補給準備完了後、引き続き他の水源からの補給準備を行い、最終的に海を水源とすることで水の補給が中断することなく、重大事故等の取戻に必要となる十分な水を確保する。</p> <p>補助給水タンクの保有水量を約10m³以上に管理することで、補助給水タンクが枯渇するまでに補助給水タンクへの補給をすることが可能であり、継続的な2次冷却系からの除熱を成立させることができる。</p> <p>5. 成立性</p> <p>海水取水時は、水中ポンプの吸い込み部(ストレーナ)を海面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を補給できる。</p>	<p>中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行う。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給</p> <p>中型ポンプ車の燃料(軽油)補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
	<p>炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>1. 炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段</p> <p>(1) 補助給水タンクを水源とする炉心注水</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の際に、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、代替格納容器スプレイポンプの水源を補助給水タンクに切替えて、補助給水タンクを水源とする炉心注水を行う。</p>	
	<p>炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>1. 炉心注水および格納容器スプレイのための代替手段</p> <p>(1) 補助給水タンクを水源とする炉心注水</p> <p>当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の際に、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、代替格納容器スプレイポンプの水源を補助給水タンクに切替えて、補助給水タンクを水源とする炉心注水を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心注水が必要に際し、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンク水位</p>	

変更前	変更後	備考
<p>が確認できない場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>(2) 淡水タンク等又は海を水源とする炉心注水対応手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>(3) 補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイレイン当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイレインによる燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とする補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイレインを行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 格納容器スプレイレインが必要に際し、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンク水位が確認できない場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>2. 燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>(1) 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等が発生し、燃料取替用水タンクを水源として注水中に、補助給水タンクの水位が確保されている場合、燃料取替用水タンク水位が3%以下となれば、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 燃料取替用水タンクとして注水中に、燃料取替用水タンク水位社の指示値が16%以下となった場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とする炉心注水、格納容器スプレイレインができない場合は、補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイレインによる炉心注水、格納容器スプレイレインを行う。補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイレインによる炉心注水、格納容器スプレイレインができない場合は、淡水タンク等または海を水源とする炉心注水を行う。 水源となる淡水タンク等または海は優先順位は、淡水タンク等が健全で水位が確保されているれば、淡水タンク等を優先する。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給は、常設設備を用いたほう酸水補給を優先する。優先順位として、短時間に準備できる1次系純水タンク水およびほう酸タンク水の混合による補給を優先して使用する。1次系純水タンク水およびほう酸タンク水による補給ができなければ、2次系純水タンク水から使用済燃料ヒート媒体によるほう酸水の補給を行う。 上記手順によるほう酸水の補給ができなければ、純水である補助給水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。</p> <p>2. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>3. 移送ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水ホースを敷設し、移送ルートを確認する。</p> <p>4. 代替性 燃料取替用水タンクの保有水量を約1,700m³以上に管理することで、燃料取替用水タンクが枯渇するまでに燃料取替用水タンクへの補給をすることが可能であり、継続的な炉心注水、格納容器スプレイレイン、代替炉心注水および代替格納容器スプレイレインを成立させること</p>	<p>(2) 淡水タンク等又は海を水源とする炉心注水対応手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>(3) 補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイレイン当直長および発電所災害対策本部は、代替格納容器スプレイレインによる燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、代替格納容器スプレイレインの破損により燃料取替用水タンクを水源とする補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイレインを行う。</p> <p>2. 燃料取替用水タンクへの補給</p> <p>(1) 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等が発生し、燃料取替用水タンクを水源として注水中に、補助給水タンクの水位が確保されている場合、燃料取替用水タンク水位が低下すれば、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を行う。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>ができる。</p> <p>5. 作業性 補助給水タンクと燃料取替用水タンクの接続に係るディスプレイベース取替については、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。</p> <p><u>格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転</u></p> <p>1. 再循環運転</p> <p>(1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転 当直長は、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 炉心注水中に燃料取替用水タンク水位計の指示値が16%以下となった場合において、格納容器再循環サンプ水位計（広域）の指示値が70%以上になった場合</p> <p>※1 蒸気発生器伝熱管破損発生時における破損側蒸気発生器の隔離不能時およびインターフェイシスシステムLOCA時は、格納容器再循環サンプ水位計（広域）の指示値が75%以上</p> <p>2. 代替再循環運転 対応手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水</u></p> <p>1. 淡水タンクまたは海を水源とする使用済燃料ピットへの注水 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>2. 移送ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水先へ送水ルートを確保する。</p>	<p><u>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレレイおよび燃料取扱棟への放水</u></p> <p>1. 淡水タンクまたは海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレレイ 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>2. 海を水源とする燃料取扱棟への放水 対応手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>が、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。</p> <p><u>格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転</u></p> <p>1. 再循環運転</p> <p>(1) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転 当直長は、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 炉心注水中に燃料取替用水タンク水位計の指示値が16%以下となった場合において、格納容器再循環サンプ水位計（広域）の指示値が70%以上になった場合</p> <p>※1 蒸気発生器伝熱管破損発生時における破損側蒸気発生器の隔離不能時およびインターフェイシスシステムLOCA時は、格納容器再循環サンプ水位計（広域）の指示値が75%以上</p> <p>2. 代替再循環運転 対応手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。</p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水</u></p> <p>1. 淡水タンクまたは海を水源とする使用済燃料ピットへの注水 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照</p> <p>2. 移送ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水先へ送水ルートを確保する。</p>	<p><u>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレレイおよび燃料取扱棟への放水</u></p> <p>1. 淡水タンクまたは海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレレイ 対応手順については、表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」参照</p> <p>2. 海を水源とする燃料取扱棟への放水 対応手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 中型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」参照 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>2. 移送ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水ホースを敷設し、移送ルートを確保する。</p> <p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器およびアニュラス部への放水</p> <p>1. 海を水源とする原子炉格納容器およびアニュラス部への放水 対応手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>2. 移送ルート確保 構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水ホースを敷設し、移送ルートを確保する。</p>	<p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器およびアニュラス部への放水</p> <p>1. 海を水源とする原子炉格納容器およびアニュラス部への放水 対応手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 燃料補給 大型ポンプ車（泡混合機能付）または大型ポンプ車の燃料（軽油）補給手順については、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前

変更後

備考

表-1-1

<p>操作手順 電源の確保に関する手順等</p>	<p>操作手順 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的 電流が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため非常用電源（交流）、代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電することを目的とする。</p>	<p>① 方針目的 電流が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため非常用電源（交流）、代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等 <u>非常用電源（交流）による給電</u> 1. ディーゼル発電機による給電 当直長は、外部電源喪失および所内単独運転に失敗した場合は、非常用高圧母線へディーゼル発電機による給電を行い、給電状態を母線電圧により確認する。 (1) 手順着手の判断基準 外部電源による非常用高圧母線への交流電源からの給電をすべての非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p>	<p>② 対応手段等 <u>非常用電源（交流）による給電</u> 1. ディーゼル発電機による給電 当直長は、外部電源喪失および所内単独運転に失敗した場合は、非常用高圧母線へディーゼル発電機による給電を行い、給電状態を母線電圧により確認する。</p>
<p><u>代替電源（交流）による給電</u> 1. 非常用ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタービン発電機からの受電準備を行ったのち非常用ガスタービン発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p>	<p><u>代替電源（交流）による給電</u> 1. 非常用ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタービン発電機からの受電準備を行ったのち非常用ガスタービン発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>
<p>2. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置からの受電準備を行ったのち空冷式非常用発電装置を起動し非常用高圧母線へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合において、非常用ガスタービン発電機が起動できない場合</p>	<p>2. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置からの受電準備を行ったのち空冷式非常用発電装置を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>
<p>3. 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、300kVA電源車からの受電準備を行ったのち300kVA電源車を起動し非常用低圧母線へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 非常用ガスタービン発電機および空冷式非常用発電装置による給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p>	<p>3. 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、300kVA電源車からの受電準備を行ったのち300kVA電源車を起動し非常用低圧母線へ給電する。</p>
<p>(配慮すべき事項) 1. 優先順位 代替電源（交流）による給電手段の優先順位は、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA電源車の順で使用する。 2. 負荷容量 非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、重大事故等対策の有効性を確認する事故シナリオ等のうち必要な負荷が最大となる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失およびRCPシールドOCAが発生する事故」である。非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束する電力を給電する。事故シナリオにて使用する設備が機能喪失した場合において、重大事故等対処設備によ</p>	<p>(配慮すべき事項) 3. 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、300kVA電源車からの受電準備を行ったのち300kVA電源車を起動し非常用低圧母線へ給電する。</p>

表-1-1

<p>操作手順 電源の確保に関する手順等</p>	<p>操作手順 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的 電流が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため非常用電源（交流）、代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電することを目的とする。</p>	<p>① 方針目的 電流が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため非常用電源（交流）、代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等 <u>非常用電源（交流）による給電</u> 1. ディーゼル発電機による給電 当直長は、外部電源喪失および所内単独運転に失敗した場合は、非常用高圧母線へディーゼル発電機による給電を行い、給電状態を母線電圧により確認する。</p>	<p>② 対応手段等 <u>非常用電源（交流）による給電</u> 1. ディーゼル発電機による給電 当直長は、外部電源喪失および所内単独運転に失敗した場合は、非常用高圧母線へディーゼル発電機による給電を行い、給電状態を母線電圧により確認する。</p>
<p><u>代替電源（交流）による給電</u> 1. 非常用ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタービン発電機からの受電準備を行ったのち非常用ガスタービン発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>	<p><u>代替電源（交流）による給電</u> 1. 非常用ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、非常用ガスタービン発電機からの受電準備を行ったのち非常用ガスタービン発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>
<p>2. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置からの受電準備を行ったのち空冷式非常用発電装置を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>	<p>2. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置からの受電準備を行ったのち空冷式非常用発電装置を起動し非常用高圧母線へ給電する。</p>
<p>3. 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、300kVA電源車からの受電準備を行ったのち300kVA電源車を起動し非常用低圧母線へ給電する。</p>	<p>3. 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、300kVA電源車からの受電準備を行ったのち300kVA電源車を起動し非常用低圧母線へ給電する。</p>
<p>(配慮すべき事項)</p>	<p>(配慮すべき事項)</p>

変更前	変更後	備考
<p>る代替手段を用いる場合、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置の負荷容量を確保して給電する。また、非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置の電源裕度およびプラント設備状況（被災状況、定期事業者検査中等）に応じたその他使用可能な設備に給電する。</p> <p>300kVA電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な負荷へ給電する。</p> <p>3. 悪影響防止 非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機および非常用低圧母線補機の自動起動を防止するため、中央制御室で各補機の操作スイッチを「切引」または「切」とする。 300kVA電源車による給電を行う際は、受電時の負荷の自動起動を防止するため、現場で非常用低圧母線の各遮断器の開放等を行う。 蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動し、蓄電池室を換気する。</p> <p>4. 作業性 時間でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。 ケープル敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように作業場所および300kVA電源車の保管場所に使用工具を配備する。</p>	<p>1. 悪影響防止 非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機および非常用低圧母線補機の自動起動を防止するため、中央制御室で各補機の操作スイッチを「切引」または「切」とする。 300kVA電源車による給電を行う際は、受電時の負荷の自動起動を防止するため、現場で非常用低圧母線の各遮断器の開放等を行う。 蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動し、蓄電池室を換気する。</p> <p>非常用電源（直流）による給電 1. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（非常用）により自動で給電状態にあることを母線電圧により確認する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>代替電源（直流）による給電 1. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、交流動力電源が復旧する見込みがない場合、2時間以上上り必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後、2時間以内中央制御室に隣接する計装盤室で不要な直流負荷の切離しを行い、8時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。</p> <p>2. 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（3系統目）から非常用直流母線へ給電する。</p> <p>3. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（重大事故等対処用）または蓄電池（3系統目）から給電している状態にて非常用直流母線電圧が低</p>	<p>非常用電源（直流）による給電 1. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（非常用）により自動で給電状態にあることを母線電圧により確認する。</p> <p>代替電源（直流）による給電 1. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、交流動力電源が復旧する見込みがない場合、2時間以上上り必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後、2時間以内中央制御室に隣接する計装盤室で不要な直流負荷の切離しを行い、8時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。</p> <p>2. 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（3系統目）から非常用直流母線へ給電する。</p> <p>3. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（重大事故等対処用）または蓄電池（3系統目）から給電している状態にて非常用直流母線電圧が低</p>	<p>所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に伴う変更</p>
<p>代替電源（直流）による給電 1. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、交流動力電源が復旧する見込みがない場合、2時間以上上り必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後、2時間以内中央制御室に隣接する計装盤室で不要な直流負荷の切離しを行い、8時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。</p> <p>2. 蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が復旧する見込みがない場合、90分以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合</p> <p>2. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（重大事故等対処用）からの給電にて母線電圧が低下する前に、可搬型直流電源装置により非常</p>	<p>非常用電源（直流）による給電 1. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電 当直長は、全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（非常用）により自動で給電状態にあることを母線電圧により確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 交流電源から非常用直流母線への給電を非常用低圧母線電圧により確認できない場合（配電すべき事項） 1. 作業性 時間でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。</p> <p>2. 成立性 蓄電池（非常用）から給電されている2時間以内に、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA電源車により、十分な余裕を持って非常用直流母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>用直流母線へ給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 作業性 時間でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。 ケーブル敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように作業場所および可搬型直流電源装置(75kVA 電源車)の保管場所に使用工具を配備する。</p> <p>2. 成立性 蓄電池 (非常用) または蓄電池 (重大事故等対処用) から給電されている24時間以内に、非常用ガスタースタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車により、十分な余裕を持って非常用直流母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。</p>	<p>下する前に、可搬型直流電源装置により非常用直流母線へ給電する。</p> <p>代替所内電気設備による給電</p> <p>1. 代替所内電気設備による給電 当直長および発電所災害対策本部は、2系統の所内電気設備の機能が喪失した場合、非常用ガスタースタービン発電機または空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤および代替動力変圧器により原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。</p> <p>燃料の補給</p> <p>1. ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給 発電所災害対策本部は、ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給を、燃料 (重油) が枯渇するおそれがある場合に重油タンクおよび重油移送配管またはミニローリーを用いて実施する。</p> <p>(1) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料 (重油) の備蓄量として、重油タンク、燃料油貯油槽の貯油量を管理する。</p> <p>2. 空冷式非常用発電装置への燃料 (重油) 補給 発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置への燃料 (重油) 補給を、重油タンク、重油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。</p> <p>(1) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料 (重油) の備蓄量として、重油タンク</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>
<p>用直流母線へ給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 作業性 時間でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。 ケーブル敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように作業場所および可搬型直流電源装置(75kVA 電源車)の保管場所に使用工具を配備する。</p> <p>2. 成立性 蓄電池 (非常用) または蓄電池 (重大事故等対処用) から給電されている24時間以内に、非常用ガスタースタービン発電機、空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車により、十分な余裕を持って非常用直流母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。</p>	<p>代替所内電気設備による給電</p> <p>1. 代替所内電気設備による給電 当直長および発電所災害対策本部は、2系統の所内電気設備の機能が喪失した場合、非常用ガスタースタービン発電機または空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤および代替動力変圧器により原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線および非常用直流母線の電圧により確認した場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 作業性 時間でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。</p> <p>燃料の補給</p> <p>1. ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給 発電所災害対策本部は、ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給を、燃料 (重油) が枯渇するおそれがある場合に重油タンクおよび重油移送配管またはミニローリーを用いて実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 ディーゼル発電機を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに燃料 (重油) が枯渇するおそれがある場合</p> <p>(2) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料 (重油) の備蓄量として、重油タンク3基分の258kL以上、燃料油貯油槽2基分の258kL以上の合計516kL以上を管理する。</p> <p>2. 空冷式非常用発電装置への燃料 (重油) 補給 発電所災害対策本部は、空冷式非常用発電装置への燃料 (重油) 補給を、負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば重油タンク、重油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。その後の燃料補給は、負荷運転時における燃料補給間隔を目標に実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 空冷式非常用発電装置を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに、負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※1}に達した場合</p> <p>※1 定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔は以下のとおり。</p> <p>・空冷式非常用発電装置：運転開始後約8時間 (その後約2時間/30分毎に補給)</p> <p>(2) 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料 (重油) の備蓄量として、重油タンク</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>ク 3 基分の 25Sk1 以上を管理する。</p> <p>3. 300kVA 電源車または可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給 発電所災害対策本部は、300kVA 電源車または可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給を、負荷運転時における燃料補給作業手時間となれば軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。その後の燃料補給は、負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失時に、300kVA 電源車または可搬型直流電源装置を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに、負荷運転時における燃料補給作業手時間^{※2}に達した場合</p> <p>※2：定格負荷運転時における燃料補給作業手時間および給油間隔は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 300kVA 電源車：運転開始後速やかに、（その後約 2 時間毎に補給） ・ 可搬型直流電源装置：運転開始後約 4 時間 30 分（その後約 7 時間毎に補給） <p>(2) 燃料の管理 重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、表-4「原子炉冷却材圧力バウダングラリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」、表-12「発電所外への放射性情物質の拡散を抑制するための手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（軽油）も含め、軽油タンクの 55kl 以上を管理する。</p>	<p>クの油量を管理する。</p> <p>3. 300kVA 電源車または可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給 発電所災害対策本部は、300kVA 電源車または可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給を、軽油タンク、軽油移送配管、ミニローリーを用いて実施する。</p> <p>(1) 燃料の管理 重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、表-4「原子炉冷却材圧力バウダングラリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」、表-12「発電所外への放射性情物質の拡散を抑制するための手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料（軽油）も含め、軽油タンクの油量を管理する。</p> <p><u>特重施設による対応</u> 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設による事故対処に影響が及ばない範囲で、特重施設の電源設備から非常用高圧母線へ給電する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更後

変更前

備考

表-15

<p>操作手順 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>① 方針目的 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために、計器故障時の対応、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、重大事故等の対応時に必要となるパラメータを記録することを目的とする。</p> <p>② パラメータの選定および分類 重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.10, 1.13, 1.14の手順着手の判断基準および操作手順に用いるパラメータならびに有効性評価の判断および確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策および原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合および計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常用代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。</p> <p>また、抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態およびその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉施設の状態把握 重要監視パラメータを計測する重要計器および重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数および電源を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
-------------------------------	---

表-15

<p>操作手順 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>① 方針目的 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために、計器故障時の対応、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、重大事故等の対応時に必要となるパラメータを記録することを目的とする。</p> <p>② パラメータの選定および分類 重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.10, 1.13, 1.14の手順着手の判断基準および操作手順に用いるパラメータならびに有効性評価の判断および確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策および原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合および計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常用代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。</p> <p>また、抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態およびその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉施設の状態把握 重要監視パラメータを計測する重要計器および重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数および電源を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
-------------------------------	---

本頁変更なし

変更前	変更後	備考
<p>当直長は、重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障または計器の故障が疑われる場合、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャネルまたは他ループの計器による計測および代替パラメータによる当該パラメータの推定を行う。</p> <p>(1) 他チャネルまたは他ループによる計測 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャネル故障により計測することが困難になった場合に、他チャネルまたは他ループの重要計器により計測を行う。</p> <p>4. 手順着手の判断基準 主要パラメータを計測する多重化された重要計器のチャネル故障が発生した場合</p> <p>(2) 代替パラメータによる推定 主要パラメータを計測する計器が故障または計器の故障が疑われる場合、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件および計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位を定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量および放射線量率）から推定 ・水位を注水源もしくは注水先の水位変化または注水量から推定 ・流量を注水先または注水源の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・1次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・圧力または温度を水の飽和状態の関係から推定 ・原子炉へのほう酸水注入量により未飽和状態であるかを推定 ・装置の作動状況により水素濃度を推定 ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定 <p>4. 手順着手の判断基準 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合または計器の故障が疑われる場合</p> <p>2. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の対処時に、主要パラメータである原子炉容器内の温度、圧力および水位ならびに原子炉格納容器および注水量を監視する計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータによる推定または可搬型計測器による計測を行う。</p> <p>(1) 代替パラメータによる推定 原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉格納容器および注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるのは原子炉容器内の温度および水位である。 原子炉容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超えた場合には原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）および1次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合、多様性拡張設備である炉心出口温度により推定する。 ・原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位を計測し、原子炉容器内の保有水量を推定する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 重大事故等時に、原子炉容器内の温度または水位が計測範囲を超えて、施設が困難となった場合</p> <p>(2) 可搬型計測器による計測 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）および</p>	<p>当直長は、重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障または計器の故障が疑われる場合、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャネルまたは他ループの計器による計測および代替パラメータによる当該パラメータの推定を行う。</p> <p>(1) 他チャネルまたは他ループによる計測 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャネル故障により計測することが困難になった場合に、他チャネルまたは他ループの重要計器により計測を行う。</p> <p>(2) 代替パラメータによる推定 主要パラメータを計測する計器が故障または計器の故障が疑われる場合、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件および計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位を定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、流量および放射線量率）から推定 ・水位を注水源もしくは注水先の水位変化または注水量から推定 ・流量を注水先または注水源の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・1次冷却系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・圧力または温度を水の飽和状態の関係から推定 ・原子炉へのほう酸水注入量により未飽和状態であるかを推定 ・装置の作動状況により水素濃度を推定 ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定 <p>2. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合 当直長および発電所災害対策本部は、重大事故等の対処時に、主要パラメータである原子炉容器内の温度、圧力および水位ならびに原子炉格納容器への注水量を監視する計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータによる推定または可搬型計測器による計測を行う。</p> <p>(1) 代替パラメータによる推定 原子炉容器内の温度、圧力および水位、ならびに原子炉格納容器および注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるのは原子炉容器内の温度および水位である。 原子炉容器内の温度および水位の値が計器の計測範囲を超えた場合には原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）および1次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合、多様性拡張設備である炉心出口温度により推定する。 ・原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位を計測し、原子炉容器内の保有水量を推定する。</p> <p>(1) 可搬型計測器による計測 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）および</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>1 次冷却材低温制御温度（広域）が計測範囲を超えた場合で、かつ多様性拡張設備である炉心出口温度が故障または計測範囲（把握能力）を超えた場合は、可搬型計測器により計測する。</p> <p>また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。</p> <p>① 手順着手の判断基準 原子炉容器内の温度を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、代替パラメータによる推定が困難となった場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 確からしさの考慮 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとは確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状態および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況およびあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するた</p>	<p>1 次冷却材低温制御温度（広域）が計測範囲を超えた場合で、かつ多様性拡張設備である炉心出口温度が故障または計測範囲（把握能力）を超えた場合は、可搬型計測器により計測する。</p> <p>また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表を用いて工学値に換算する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 確からしさの考慮 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとは確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状態および事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況およびあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するた</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p>計器電源喪失 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失および直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流）、代替電源（直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測または監視する。</p> <p>また、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、可搬型計測器を用いて計測または監視する。</p> <p>1. 代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生した場合には、代替電源（交流）の非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p>	<p>2. 代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）または可搬型直流電源装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p> <p>3. 可搬型計測器による計測または監視 当直長および発電所災害対策本部は、代替電源（交流および直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測または監視する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 可搬型計測器による計測または監視の留意事項 可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測または監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。</p> <p>2. 電源確保 全交流動力電源喪失および直流電源喪失により計器電源が喪失した場合は、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統</p>	<p>所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に伴う変更</p>
<p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p>計器電源喪失 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失および直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流）、代替電源（直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測または監視する。</p> <p>また、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、可搬型計測器を用いて計測または監視する。</p> <p>1. 代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生した場合には、代替電源（交流）の非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p>	<p>2. 代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）または可搬型直流電源装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p> <p>3. 可搬型計測器による計測または監視 当直長および発電所災害対策本部は、代替電源（交流および直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測または監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 可搬型計測器による計測または監視の留意事項 可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測または監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。</p>	<p>所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に伴う変更</p>
<p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p>計器電源喪失 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失および直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流）、代替電源（直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測または監視する。</p> <p>また、計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合に、可搬型計測器を用いて計測または監視する。</p> <p>1. 代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生した場合には、代替電源（交流）の非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p>	<p>2. 代替電源（直流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（3系統目）または可搬型直流電源装置から計器に給電し、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを計測または監視する。</p> <p>3. 可搬型計測器による計測または監視 当直長および発電所災害対策本部は、代替電源（交流および直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータおよび重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測または監視する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が困難となった場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 可搬型計測器による計測または監視の留意事項 可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測または監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測または監視する。</p>	<p>所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に伴う変更</p>

変更前	変更後	備考
<p>パラメータ記録</p> <p>1. パラメータ記録の手順等 当直長および発電所災害対策本部は、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度および放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータをおよび重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・発電所災害対策本部は、安全パラメータ表示システムに記録された監視パラメータの計測結果を、記録容量を超えない前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・当直長または発電所災害対策本部は、可搬型温度計測装置（格納容量再循環ユニット入ロ/出口用）に記録された監視パラメータの計測結果を、記録容量を超えない前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・当直長または発電所災害対策本部は、可搬型計測器で計測したパラメータの値および現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。</p> <p>(1) 手順書が変更された場合 重大事故等が発生した場合</p>	<p>目) 等の運転により、計器へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>パラメータ記録</p> <p>1. パラメータ記録の手順等 当直長および発電所災害対策本部は、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度および放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータをおよび重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・発電所災害対策本部は、安全パラメータ表示システムに記録された監視パラメータの計測結果を、記録容量を超えない前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・当直長または発電所災害対策本部は、可搬型温度計測装置（格納容量再循環ユニット入ロ/出口用）に記録された監視パラメータの計測結果を、記録容量を超えない前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・当直長または発電所災害対策本部は、可搬型計測器で計測したパラメータの値および現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。</p> <p>特重施設による対応 当直長または発電所災害対策本部は、特重施設による対応が必要であると判断した場合、特重施設の計装設備によりアラート状態を把握する。</p>	<p>所内常設直流電源設備(3系統目)の設置に伴う変更</p> <p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-16 操作手順 中央制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>居住性の確保</u> 当直長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室へいおよび中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉路循環モード（以下「事故時閉路循環モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気空調設備の運転手順等 放射線物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等が発生した場合、運転員の放射線被ばく防護の観点から外気を遮断した状態で事故時閉路循環モードでの運転を行い、中央制御室非常用給気ファンユニットに内蔵されたよう素フィルターおよび微粒子フィルターにより放射性物質を除去する。</p> <p>(1) 交流動力電源が正常な場合 当直長は、非常用炉心冷却設備作動信号または中央制御室エアリアモニタ線量当量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室換気空調設備の事故時閉路循環モードでの運転を確認する。</p> <p>また、当直長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度が19%以上を維持できない場合または二酸化炭素濃度が1%を超え、酸素を取り入れる。</p> <p>①. 手順着手の判断基準 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エアリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</u></p> <p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時閉路循環モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開位置により事故時閉路循環モードの系統構成を行い、非常用ガスタワーヒン発電機または空冷式非常用発電装置により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室換気空調設備を運転する。</p> <p>また、当直長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度が19%以上を維持できない場合または二酸化炭素濃度が1%を超え、酸素を取り入れる。</p> <p>①. 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時閉路循環モードにできない場合</u></p> <p>2. 中央制御室の照明を確保する手順 当直長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、中央制御室可搬型照明の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、中央制御室可搬型照明を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源喪失時に、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合</u></p>	<p>表-16 操作手順 中央制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>居住性の確保</u> 当直長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室へいおよび中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉路循環モード（以下「事故時閉路循環モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気空調設備の運転手順等 放射線物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等が発生した場合、運転員の放射線被ばく防護の観点から外気を遮断した状態で事故時閉路循環モードでの運転を行い、中央制御室非常用給気ファンユニットに内蔵されたよう素フィルターおよび微粒子フィルターにより放射性物質を除去する。</p> <p>(1) 交流動力電源が正常な場合 当直長は、非常用炉心冷却設備作動信号または中央制御室エアリアモニタ線量当量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室換気空調設備の事故時閉路循環モードでの運転を確認する。</p> <p>また、当直長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度が19%以上を維持できない場合または二酸化炭素濃度が1%を超え、酸素を取り入れる。</p> <p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時閉路循環モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開位置により事故時閉路循環モードの系統構成を行い、非常用ガスタワーヒン発電機または空冷式非常用発電装置により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室換気空調設備を運転する。</p> <p>また、当直長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度が19%以上を維持できない場合または二酸化炭素濃度が1%を超え、酸素を取り入れる。</p> <p>2. 中央制御室の照明を確保する手順 当直長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、中央制御室可搬型照明の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、中央制御室可搬型照明を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順 当直長は、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が運転できなくなった場合 制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードとなった場合</p> <p>4. その他の放射線防護措置等に関する手順等 (1) 重大事故等時の全面マスク等の着用手順 当直長は、炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員の内部被ばくを低減するため、当直長の指示により全面マスク等を着用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 炉心損傷の兆候が見られた場合</p> <p>(2) 重大事故等時の運転員の被ばく低減および被ばく線量の平準化 発電所災害対策本部は、運転員の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代に要員体制を整備する。 また、交代要員は運転員の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばく低減を図る。 (配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位 照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である運転保安灯（中央制御室）を優先して使用し、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合は中央制御室可搬型照明を使用する。</p> <p>2. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備および中央制御室可搬型照明へ給電する。 給電手順については、表-11「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順 当直長は、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。</p> <p>4. その他の放射線防護措置等に関する手順等 (1) 重大事故等時の全面マスク等の着用手順 当直長は、炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員の内部被ばくを低減するため、当直長の指示により全面マスク等を着用する。</p> <p>(2) 重大事故等時の運転員の被ばく低減および被ばく線量の平準化 発電所災害対策本部は、運転員の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代に要員体制を整備する。 また、交代要員は運転員の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばく低減を図る。 (配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備および中央制御室可搬型照明へ給電する。 給電手順については、表-11「電源の確保に関する手順等」参照</p> <p>汚染の持ち込み防止 1. チェンジングエリアの設置および運用手順 発電所災害対策本部は、炉心損傷の兆候が見られた場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイおよび防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを中央制御室の出入口付近の2箇所を設置する。 発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は中央制御室可搬型照明の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、中央制御室可搬型照明を代替交流電源設備から給電し、引き続き照明を確保する。</p> <p>(配慮すべき事項) 1. 放射線管理 チェンジングエリア内では、運転員が身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにて除染を行う。除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 放射性物質の濃度低減 1. アニュラス空気再循環設備による放射性物質の濃度低減 当直長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス排気ファンを運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス排気ファンユニットを通して屋外へ排気されることをアニュラス内圧力の低下により確認する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>当直長は、全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合にも、アニュウラス空気再循環設備の弁の制御用空気配管に窒素ポンベ（アニュウラス排気系空動作動弁用）を接続して代替空気を供給し、代替電源設備から給電した後、アニュウラス排気ファンを運転する。</p> <p>(1) <u>交流動力電源及び直流電源が健全である場合</u></p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u> 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) <u>全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</u></p> <p>a. <u>手順着手の判断基準</u> 外部電源およびディジーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合または直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により放射性物質の濃度低減に使用するアニュウラス空気再循環設備へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>当直長は、全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合にも、アニュウラス空気再循環設備の弁の制御用空気配管に窒素ポンベ（アニュウラス排気系空動作動弁用）を接続して代替空気を供給し、代替電源設備から給電した後、アニュウラス排気ファンを運転する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 電源確保 全交流動力電源または常設直流電源系統が喪失した場合は、代替電源設備により放射性物質の濃度低減に使用するアニュウラス空気再循環設備へ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>表-17 操作手順 監視測定等に関する手順等</p> <p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定することを目的とする。 また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>放射性物質の濃度および放射線量の測定</u> 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 重大事故等時の放射性物質の濃度および放射線量の測定頻度のうち、可搬型代替モニタおよび可搬型モニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回/日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態および放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <p>1. モニタリングステーションおよびモニタリングポストによる放射線量の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。</p> <p>2. 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定 発電所災害対策本部は、モニタリングステーションまたはモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 <u>(1) 手順着手の判断基準</u> 重大事故等発生後、モニタリングステーションまたはモニタリングポスト本体の故障等により、モニタリングステーションまたはモニタリングポストの放射線量の測定機能を喪失した場合</p> <p>3. 可搬型モニタによる放射線量の測定 発電所災害対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、モニタリングステーションおよびモニタリングポストが設置されていない海側敷地境界付近に設置する可搬型モニタにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 <u>(1) 手順着手の判断基準</u> 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合</p> <p>4. 放射性物質の濃度の代替測定 <u>(1) 可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の代替測定</u> 重大事故等時の空气中の放射性物質濃度の測定は、多様性拡張設備であるモニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器等（GM汚染サベイメータ、NaIシンチレーションサベイメータおよび可搬型ダストサンプリング）により監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 <u>ii. 手順着手の判断基準</u> 重大事故等発生後、モニタリングカーに搭載しているじんあい・よう素サンプリャ、GM汚染サベイメータまたはNaIシンチレーションサベイメータの故障等により、モニタリングカーによる放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合</p>	<p>表-17 操作手順 監視測定等に関する手順等</p> <p>① 方針目的 重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録するため、放射性物質の濃度および放射線量を測定することを目的とする。 また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、およびその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定することを目的とする。</p> <p>② 対応手段等 <u>放射性物質の濃度および放射線量の測定</u> 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合に、発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 重大事故等時の放射性物質の濃度および放射線量の測定頻度のうち、可搬型代替モニタおよび可搬型モニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）および海上モニタリングは、1回/日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態および放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <p>1. モニタリングステーションおよびモニタリングポストによる放射線量の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。</p> <p>2. 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定 発電所災害対策本部は、モニタリングステーションまたはモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。</p> <p>3. 可搬型モニタによる放射線量の測定 発電所災害対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、モニタリングステーションおよびモニタリングポストが設置されていない海側敷地境界付近に設置する可搬型モニタにより放射線量を監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。</p> <p>4. 放射性物質の濃度の代替測定 <u>(1) 可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の代替測定</u> 重大事故等時の空气中の放射性物質濃度の測定は、可搬型放射線計測器等（GM汚染サベイメータ、NaIシンチレーションサベイメータおよび可搬型ダストサンプリング）または多様性拡張設備であるモニタリングカーにより監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>5. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度および放射線量の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）および放射線量の測定は、可搬型放射線計測器等（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、Znシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータおよび可搬型ダストサンプリャ）により監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。 (1) 可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>㊦. 手順着手の判断基準 <u>重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から放射性物質が放出された場合において、発電所およびその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合</u></p> <p>(2) 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、または放出された場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。</p> <p>㊦. 手順着手の判断基準 <u>重大事故等発生後、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合</u></p> <p>(3) 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>㊦. 手順着手の判断基準 <u>重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から放射線計測器が放出され、土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（ブルーム通過後）</u></p> <p>(1) 海上モニタリング測定 発電所災害対策本部は、発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要であると判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度および放射線量の測定を行う。</p> <p>㊦. 手順着手の判断基準 <u>重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、原子炉施設から周辺海域への放射性物質放出が確認される等により小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合</u></p> <p>6. バックグラウンド低減対策等 (1) モニタリングステーションおよびモニタリングポストのバックグラウンド低減対策 発電所災害対策本部は、事故後の周辺汚染によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストによる測定ができなくなること避けるため、モニタリングステーションおよびモニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行う。 ・重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーションおよびモニタリングポストの検出器等の養生を行う。 ・放射性物質の放出により、モニタリングステーションまたはモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、周辺の土壌除去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。</p>	<p>5. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度および放射線量の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時の発電所およびその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）および放射線量の測定は、可搬型放射線計測器等（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、Znシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータおよび可搬型ダストサンプリャ）により監視し、および測定し、ならびにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。 (1) 可搬型放射線計測器等による空气中の放射性物質の濃度の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>(2) 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出のおそれがある、または放出された場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。</p> <p>(3) 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定手順 発電所災害対策本部は、重大事故等時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所およびその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>(1) 海上モニタリング測定 発電所災害対策本部は、発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要であると判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度および放射線量の測定を行う。</p> <p>6. バックグラウンド低減対策等 (1) モニタリングステーションおよびモニタリングポストのバックグラウンド低減対策 発電所災害対策本部は、事故後の周辺汚染によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストによる測定ができなくなること避けるため、モニタリングステーションおよびモニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行う。 ・重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーションおよびモニタリングポストの検出器等の養生を行う。 ・放射性物質の放出により、モニタリングステーションまたはモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、周辺の土壌除去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p><u>重大事故等により放射線物質の放出のおそれがあることを確認した場合</u></p> <p>(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策 発電所災害対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材および要員、放出源情報を提供することにもモニタリングに協力する。</p>	<p>(2) 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策 発電所災害対策本部は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。</p> <p>(3) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材および要員、放出源情報を提供することにもモニタリングに協力する。</p>	<p>特定重大事故等対応施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p><u>重大事故等発生後、気象観測設備の故障等により、気象観測設備による風向・風速・日射量・放射線量・降水量の測定機能が喪失した場合</u></p> <p>2. 気象観測設備による気象観測項目の測定 気象観測設備は通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に測定機能が使用できるときは連続して測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。</p>	<p>1. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 発電所災害対策本部は、重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、可搬型気象観測設備により測定し、その結果を記録する。 また、風向、風速その他の気象条件は、<u>可搬型気象観測設備または多様性拡張設備である気象観測設備を使用し、測定する。</u></p> <p>2. 気象観測設備による気象観測項目の測定 気象観測設備は通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に測定機能が使用できるときは連続して測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。</p>	<p>モニタリングステーションおよびモニタリングポストへの代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照 給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーションおよびモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電が優先し、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 モニタリングステーションおよびモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 (1) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源が喪失した場合</u></p>
<p><u>モニタリングステーションおよびモニタリングポストへの代替電源（交流）からの給電</u> 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照 給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーションおよびモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電が優先し、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 モニタリングステーションおよびモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 (1) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源が喪失した場合</u></p>	<p>モニタリングステーションおよびモニタリングポストへの代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照 給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーションおよびモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電が優先し、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 モニタリングステーションおよびモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 (1) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源が喪失した場合</u></p>	<p>モニタリングステーションおよびモニタリングポストへの代替電源（交流）からの給電 当直長および発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」参照 給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーションおよびモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電が優先し、代替電源（交流）である非常用ガスタービン発電機または空冷式非常用発電装置による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリングステーションおよびモニタリングポストへ給電する。 モニタリングステーションおよびモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 (1) 手順着手の判断基準 <u>全交流動力電源が喪失した場合</u></p>

表-18

表-18

操作手順
緊急時対策所の居住性等に関する手順等

① 方針目的

緊急時対策所(El. 32m)に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が緊急時対策所(El. 32m)にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を取寄する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の取寄、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所空室浄化設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所加圧装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所(El. 32m)の居住性を確保する。

1. 緊急時対策所(El. 32m)立ち上げの手順

発電所災害対策本部は、非常体制が発令された場合、緊急時対策所(El. 32m)を使用し、発電所災害対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所(El. 32m)を立ち上げる。

(1) 緊急時対策所空室浄化設備運転手順

発電所災害対策本部は、緊急時対策所空室浄化フアンを接続、起動し、必要な換気量を確保するとともに、緊急時対策所空室浄化フィルタを通過することにより放射性物質の侵入を低減する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所空室浄化フアンを起動する。

h. 手順着手の判断基準

非常体制が発令された場合

(c) 緊急時対策所(El. 32m)内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

発電所災害対策本部は、非常体制が発令され、緊急時対策所(El. 32m)の使用を開始した場合、緊急時対策所(El. 32m)の居住性確保の観点から、緊急時対策所(El. 32m)内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。

h. 手順着手の判断基準

非常体制が発令された場合

2. 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

(1) 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

発電所災害対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に、緊急時対策所(El. 32m)内へ緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。原子炉格納容器と緊急時対策所(El. 32m)の中間位置に設置する加圧判断に使用する可搬型モニタ、可搬型代替モニタおよび可搬型気象観測設備のうち風向風速計は、緊急時対策所(El. 32m)を加圧するための判断に用いる。

h. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合

(c) その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉格納容器と緊急時対策所(El. 32m)の中間位置に設置する加圧判断に使用する可搬型モニタ、可搬型代替モニタおよび可搬型気象観測設備のうち風向風速計を設置する手順は、表-17「監視測定等に関する手順等」参照

表-18

操作手順
緊急時対策所の居住性等に関する手順等

① 方針目的

緊急時対策所(El. 32m)に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が緊急時対策所(El. 32m)にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を取寄する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示および通信連絡、必要な数の要員の取寄、代替電源設備からの給電を行うことを目的とする。

② 対応手段等

居住性の確保

発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所空室浄化設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所加圧装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所(El. 32m)の居住性を確保する。

1. 緊急時対策所(El. 32m)立ち上げの手順

発電所災害対策本部は、非常体制が発令された場合、緊急時対策所(El. 32m)を使用し、発電所災害対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所(El. 32m)を立ち上げる。

(1) 緊急時対策所空室浄化設備運転手順

発電所災害対策本部は、緊急時対策所空室浄化フアンを接続、起動し、必要な換気量を確保するとともに、緊急時対策所空室浄化フィルタを通過することにより放射性物質の侵入を低減する。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所空室浄化フアンを起動する。

特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)

(c) 緊急時対策所(El. 32m)内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

発電所災害対策本部は、非常体制が発令され、緊急時対策所(El. 32m)の使用を開始した場合、緊急時対策所(El. 32m)の居住性確保の観点から、緊急時対策所(El. 32m)内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。

2. 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

(1) 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

発電所災害対策本部は、原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に、緊急時対策所(El. 32m)内へ緊急時対策所エリアモニタを設置し、放射線量の測定を実施する。原子炉格納容器と緊急時対策所(El. 32m)の中間位置に設置する加圧判断に使用する可搬型モニタ、可搬型代替モニタおよび可搬型気象観測設備のうち風向風速計は、緊急時対策所(El. 32m)を加圧するための判断に用いる。

(c) その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉格納容器と緊急時対策所(El. 32m)の中間位置に設置する加圧判断に使用する可搬型モニタ、可搬型代替モニタおよび可搬型気象観測設備のうち風向風速計を設置する手順は、表-17「監視測定等に関する手順等」参照

変更前	変更後	備考
<p>3. 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員を防護し、居住性を確保する措置を行う。</p> <p>(1) 緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員</p> <p>発電所災害対策本部は、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の指示上昇や炉心損傷の兆候がある場合等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、以下の要員を自安とし、最大収容可能人数の範囲で緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員を判断する。ブルーム通過中においても、緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策本部要員とする。</p> <p>(2) 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所加圧装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替の準備を行う。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかに該当した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等が発生し、原子炉内の炉心損傷の兆候もしくは格納容器内圧力が格納容器スレイ作動圧力となった場合 ・可搬型代替モニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が上昇した場合 ・緊急時対策所エリアモニタ線量率が上昇した場合 ・炉心の状態に係らず原子炉格納容器が破損した場合 <p>(3) 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順 発電所災害対策本部は、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の指示上昇や炉心損傷の兆候がある場合等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化および緊急時対策所加圧装置による加圧操作の要員配置を行う。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>ブルーム放出のおそれがある場合</p> <p>具体的には以下のいずれかに該当した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等が発生し、原子炉内の炉心損傷の兆候および格納容器内圧力が最高使用圧力を超えかつ圧力の上昇が継続し、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合 ・可搬型代替モニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が上昇した場合 ・緊急時対策所エリアモニタ線量率が上昇した場合 <p>(4) 緊急時対策所加圧装置への切替手順 発電所災害対策本部は、原子炉格納容器からブルームが放出され、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が急上昇した場合は、速やかに緊急時対策所空気浄化設備を停止し、緊急時対策所加圧装置による緊急時対策所 (El. 32m) 内の加圧を行うとともに、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計により緊急時対策所 (El. 32m) 内の酸素濃度および二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかに該当した場合 (風向風速を参考とする。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器冷却機能の回復がなく、かつ格納容器内圧力が最高使用圧力を超えた状態から圧力が低下傾向となった場合 ・原子炉格納容器と緊急時対策所 (El. 32m) との中間位置に設置する加圧判断に使用する可搬型モニタの線量率が急上昇した場合 ・緊急時対策所エリアモニタ線量率が急上昇した場合 ・可搬型代替モニタ線量率が急上昇した場合 ・発電所内外のモニタリングに基づき、加圧装置の使用が必要となった場合 <p>(5) 緊急時対策所空気浄化設備への切替手順</p>	<p>3. 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員を防護し、居住性を確保する措置を行う。</p> <p>(1) 緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員</p> <p>発電所災害対策本部は、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の指示上昇や炉心損傷の兆候がある場合等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、以下の要員を自安とし、最大収容可能人数の範囲で緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員を判断する。ブルーム通過中においても、緊急時対策所 (El. 32m) にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策本部要員とする。</p> <p>(2) 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所加圧装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替の準備を行う。</p> <p>(3) 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順 発電所災害対策本部は、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の指示上昇や炉心損傷の兆候がある場合等、ブルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化および緊急時対策所加圧装置による加圧操作の要員配置を行う。</p> <p>(4) 緊急時対策所加圧装置への切替手順 発電所災害対策本部は、原子炉格納容器からブルームが放出され、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が急上昇した場合は、速やかに緊急時対策所空気浄化設備を停止し、緊急時対策所加圧装置による緊急時対策所 (El. 32m) 内の加圧を行うとともに、酸素濃度計および二酸化炭素濃度計により緊急時対策所 (El. 32m) 内の酸素濃度および二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。</p> <p>(5) 緊急時対策所空気浄化設備への切替手順</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>発電所災害対策本部は、緊急時対策所(El.32m)が炉心から見えて風上であり、かつ加圧判断に使用する可搬型モニタ等の検量率が低下した場合等、緊急時対策所(El.32m)周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧装置による加圧を停止し、緊急時対策所空気浄化設備へ切替える。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかに該当した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上昇していた格納容器内圧力が低下後、安定し、希ガスの放出が終息したと判断できる場合 ・可搬型気象観測設備のうち風向風速計の状況により、緊急時対策所空気浄化設備の運転再開および加圧装置の停止ができる場合 ・緊急時対策所(El.32m)が、炉心から見えて風上であり、かつ加圧判断に使用する可搬型モニタまたは可搬型代替モニタの検量率が低下した場合 	<p>発電所災害対策本部は、緊急時対策所(El.32m)が炉心から見えて風上であり、かつ加圧判断に使用する可搬型モニタ等の検量率が低下した場合等、緊急時対策所(El.32m)周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所加圧装置による加圧を停止し、緊急時対策所空気浄化設備へ切替える。</p> <p>h. 手順着手の判断基準</p> <p>以下のいずれかに該当した場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上昇していた格納容器内圧力が低下後、安定し、希ガスの放出が終息したと判断できる場合 ・可搬型気象観測設備のうち風向風速計の状況により、緊急時対策所空気浄化設備の運転再開および加圧装置の停止ができる場合 ・緊急時対策所(El.32m)が、炉心から見えて風上であり、かつ加圧判断に使用する可搬型モニタまたは可搬型代替モニタの検量率が低下した場合 	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>必要な指示および通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示および通信連絡に関わる以下の事項について明確にする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 重大事故等に対処するため、緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備および通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視または収集することで情報を把握するとともに対策の検討を行う。 2. 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所(El.32m)に整備し、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 3. 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の通信連絡設備により、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行う。 4. 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備および通信連絡設備へ給電する。 <ol style="list-style-type: none"> (1) 緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備である安全パラメータ表示システムおよびSPDS表示端末により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。 (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備 発電所災害対策本部は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所(El.32m)に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 (3) 通信連絡に関する手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行う。 発電所内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用手法等、必要な手順の詳細は、表-19「通信連絡に関する手順等」参照 <p>必要な数の要員の収容</p> <p>緊急時対策所(El.32m)には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容する。 発電所災害対策本部は、これらの発電所災害対策本部要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。</p>	<p>必要な指示および通信連絡</p> <p>重大事故等に対処するために必要な指示および通信連絡に関わる以下の事項について明確にする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 重大事故等に対処するため、緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備および通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視または収集することで情報を把握するとともに対策の検討を行う。 2. 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所(El.32m)に整備し、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 3. 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の通信連絡設備により、発電所の内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行う。 4. 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備および通信連絡設備へ給電する。 <ol style="list-style-type: none"> (1) 緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の情報収集設備である安全パラメータ表示システムおよびSPDS表示端末により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する。 (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備 発電所災害対策本部は、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所(El.32m)に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 (3) 通信連絡に関する手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所(El.32m)の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行う。 発電所内外の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用手法等、必要な手順の詳細は、表-19「通信連絡に関する手順等」参照 <p>必要な数の要員の収容</p> <p>緊急時対策所(El.32m)には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容する。 発電所災害対策本部は、これらの発電所災害対策本部要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>1. 放射線管理</p> <p>(1) 放射線管理用資機材の維持管理等 発電所災害対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員や現場作業を行う発電所災害対策本部要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合においては十分な放射線管理を行う。</p> <p>発電所災害対策本部は、緊急時対策所空気浄化フィルターユニットの線量を監視するため、可搬型エアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。</p> <p>(2) チェンレンジングエリアの設置および運用手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所（E1.32m）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サマーベイおよび防護具の着替え等を行うためのチェンレンジングエリアを設置するための資機材を整備し、緊急時対策所（E1.32m）の外側に放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 重大事故等が発生し、炉心損傷が見られた場合または炉心損傷の兆候が予想される事象となった場合</p> <p>(3) 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所空気浄化フィルターの性能が低下し、緊急時対策所空気浄化設備の切替が必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。</p> <p>b. 手順着手の判断基準 フィルターユニットの性能の低下により運転中の緊急時対策所空気浄化設備の切替えが必要となった場合</p> <p>2. 飲料水、食料等 発電所災害対策本部は、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（E1.32m）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 放射線管理</p> <p>(1) 現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が、チェンレンジングエリア内での身体サマーベイで放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンレンジングエリア内でウエットティッシュ等による簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにできない場合は除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>(2) 現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が、緊急時対策所（E1.32m）の外で身体サマーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。</p>	<p>1. 放射線管理</p> <p>(1) 放射線管理用資機材の維持管理等 発電所災害対策本部は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員や現場作業を行う発電所災害対策本部要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合においては十分な放射線管理を行う。</p> <p>発電所災害対策本部は、緊急時対策所空気浄化フィルターユニットの線量を監視するため、可搬型エアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。</p> <p>(2) チェンレンジングエリアの設置および運用手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所（E1.32m）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サマーベイおよび防護具の着替え等を行うためのチェンレンジングエリアを設置するための資機材を整備し、緊急時対策所（E1.32m）の外側に放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。</p> <p>(3) 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所空気浄化フィルターの性能が低下し、緊急時対策所空気浄化設備の切替が必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。</p> <p>2. 飲料水、食料等 発電所災害対策本部は、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水および食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（E1.32m）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 放射線管理</p> <p>(1) 現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が、チェンレンジングエリア内での身体サマーベイで放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンレンジングエリア内でウエットティッシュ等による簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにできない場合は除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>(2) 現場作業を行う発電所災害対策本部要員等が、緊急時対策所（E1.32m）の外で身体サマーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>代替電源設備からの給電 発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時、緊急時対策所（E1.32m）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。緊急時対策所用発電機は、非常体制が発令された場合にクーブリング等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に2台を起動し緊急時対策所（E1.32m）へ給電する。また、緊急時対策所（E1.32m）の情報収集装置および通信連絡設備へ給電する。 なお、安全パラメータ表示システムについては、代替電源として非常用ガスタクービン発電機または空冷式非常用発電装置により給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	<p>代替電源設備からの給電 発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時、緊急時対策所（E1.32m）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。緊急時対策所用発電機は、非常体制が発令された場合にクーブリング等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に2台を起動し緊急時対策所（E1.32m）へ給電する。また、緊急時対策所（E1.32m）の情報収集装置および通信連絡設備へ給電する。 なお、安全パラメータ表示システムについては、代替電源として非常用ガスタクービン発電機または空冷式非常用発電装置により給電する。給電の手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照</p>	

変更前	変更後	備考
<p>1. 緊急時対策所用発電機による給電</p> <p>(1) 緊急時対策所用発電機準備手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所(EI..32m)立ち上げ時の緊急時対策所用発電機のケーンブル接続を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 非常体制が発令された場合</p> <p>(2) 緊急時対策所用発電機起動手順 発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時における緊急時対策所用発電機2台の起動を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 外部電源およびディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流動力電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合</p> <p>(3) 緊急時対策所用発電機への燃料(軽油)給油手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所用発電機を運転し燃料(軽油)補給を、負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油タンク、ミニローリーを用いて実施する。その後の燃料補給は、負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 緊急時対策所用発電機を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※1}に達した場合</p> <p>※1 緊急時対策所用発電機：運転開始後約8時間(その後ブルーム通過まで約7時間毎に補給)</p> <p>b. 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(軽油)の備蓄量として、表-4「原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」および表-14「電源の確保に関する手順等」に示す燃料(軽油)も含め、軽油タンクの55%以上を管理する。</p>	<p>1. 緊急時対策所用発電機による給電</p> <p>(1) 緊急時対策所用発電機準備手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所(EI..32m)立ち上げ時の緊急時対策所用発電機のケーンブル接続を行う。</p> <p>(2) 緊急時対策所用発電機起動手順 発電所災害対策本部は、全交流動力電源喪失時における緊急時対策所用発電機2台の起動を行う。</p> <p>(3) 緊急時対策所用発電機への燃料(軽油)給油手順 発電所災害対策本部は、緊急時対策所用発電機を運転し燃料(軽油)補給を、軽油タンク、ミニローリーを用いて実施する。</p> <p>a. 燃料の管理 重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(軽油)の備蓄量として、表-4「原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」、表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」および表-14「電源の確保に関する手順等」に示す燃料(軽油)も含め、軽油タンクの油量を管理する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前

<p>表-19 操作手順 通信連絡に関する手順等</p>	<p>(1) 方針目的 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行うことを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 <u>発電所内の通信連絡</u> 1. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員および発電所災害対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所または緊急時対策所（EL-32m）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線通信設備および緊急時携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（EL-32m）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システムおよびSPDS表示端末を使用する。 (1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合において、<u>通信設備（発電所内）およびデータ伝送設備（発電所内）</u>により、<u>発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡または通話通信確認を行う場合</u></p> <p>2. 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所内の必要な場所と共有する手順等 発電所災害対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所と共有する場合、屋内外の現場と中央制御室または緊急時対策所（EL-32m）との連絡には緊急時携帯型通話設備を使用し、屋外の現場または中央制御室と緊急時対策所（EL-32m）との連絡には衛星電話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 (1) 手順着手の判断基準 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により、<u>発電所内の必要な場所と共有する場合</u> <u>（配線すべき事項）</u> 1. 優先順位 (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備および電力保安通信設備を使用し、発電所内でのモニタリングには、屋外の広域で通信連絡が可能なる多様性拡張設備の無線通信設備のうち無線通信装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。 多様性拡張設備が使用できない場合、屋外の操作、作業等の通信連絡には、屋外使用箇所の制限が少ない衛星電話設備および無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）を優先して使用し、緊急時携帯型通話設備は、通話装置用ケーブルの敷設が必要であることから、衛星電話設備および無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）が使用できない場合には使用する。また、多様性拡張設備が使用できない場合の屋内の操作、作業等の通信連絡には、緊急時携帯型通話設備を使用する。 (2) 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所内の必要な場所と共有する手順等 屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備、電</p>
--------------------------------------	--

変更後

<p>表-19 操作手順 通信連絡に関する手順等</p>	<p>(1) 方針目的 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行うことを目的とする。</p> <p>(2) 対応手段等 <u>発電所内の通信連絡</u> 1. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員および発電所災害対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所または緊急時対策所（EL-32m）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線通信設備および緊急時携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（EL-32m）へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システムおよびSPDS表示端末を使用する。 2. 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所内の必要な場所と共有する手順等 発電所災害対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所と共有する場合、屋内外の現場と中央制御室または緊急時対策所（EL-32m）との連絡には緊急時携帯型通話設備を使用し、屋外の現場または中央制御室と緊急時対策所（EL-32m）との連絡には衛星電話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p>
--------------------------------------	--

特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）

変更前	変更後	備考
<p>力保安通信用電話設備および屋外の広域で通信連絡が可能な無線通信設備のうち無線通信装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話設備および緊急時用携帯型通話設備を使用する。</p> <p><u>発電所外（社内外）との通信連絡</u></p> <p>1. 発電所外（社内外）の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所（E1.32m）の発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所（E1.32m）と原子力本部（松山）、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システムを使用する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）およびデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡を必要のある場所と通信連絡または通話確認を行う場合</p> <p>2. 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所と共有する手順等 発電所災害対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所と共有する場合、発電所外（社内外）との通信連絡と同じ対応で実施する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所と共有する場合</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>1. 優先順位</p> <p>(1) 発電所外（社内外）の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 通信連絡を行う場合の優先順位は、原子力本部（松山）、本店との間で通信連絡を行う場合、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）または衛星電話設備を使用する。国と通信連絡を行う場合および統合原子力防災ネットワークに接続する場合は、通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）を使用する。地方公共団体、その他関係機関等と通信連絡を行う場合、地方公共団体の通信連絡に制限が少ない多様性拡張設備の災害時優先加入電話設備および直通電話設備の使用を優先する。発電所外でのモニタリング等との通信連絡を行う場合、無線通信設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>(2) 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所と共有する手順等 原子力本部（松山）、本店（高松）との通信連絡には、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）または衛星電話設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p> <p><u>発電所外（社内外）との通信連絡</u></p> <p>1. 発電所外（社内外）の通信連絡を必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 発電所災害対策本部は、重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所（E1.32m）の発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所（E1.32m）と原子力本部（松山）、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システムを使用する。</p> <p>2. 計測等を行った時に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所と共有する手順等 発電所災害対策本部は、直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止および格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所と共有する場合、発電所外（社内外）との通信連絡と同じ対応で実施する。</p> <p>(配慮すべき事項)</p>	

変更前	変更後	備考
<p>ビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス)および多様性拡張設備である災害時優先加入電話設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>2. 代替電源設備からの給電 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備のうち衛星電話(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス)、安全バラメータ表示システムおよびSIPIS表示端末へ給電する。給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照</p>	<p>1. 代替電源設備からの給電 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備のうち衛星電話設備のうち衛星電話(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス)、安全バラメータ表示システムおよびSIPIS表示端末へ給電する。給電手順については、表-14「電源の確保に関する手順等」および表-18「緊急時対策所の居住性等に関する手順等」参照</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
<p>(中略)</p>	<p>(中略)</p>	

変更前

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (5/6)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
	非常用ガスタービン発電機による代替電源 (交流) からの給電*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分
		発電所災害対策本部要員	1	
	空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分
		発電所災害対策本部要員	1	
1.14	300kVA 電源車による代替電源 (交流) からの給電	運転員 (現場)	2	6時間 50分
		発電所災害対策本部要員	7	
1.14	蓄電池 (重大事故等対応用) による代替電源 (直流) からの給電	運転員 (現場)	2	30分
		運転員 (現場)	2	
	可搬型直流電源装置による代替電源 (直流) からの給電	運転員 (現場)	2	3時間 50分
		発電所災害対策本部要員	7	
	代替用内電気設備による給電	発電所災害対策本部要員	2	3時間
		発電所災害対策本部要員	6	
	ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給	発電所災害対策本部要員	6	3時間 10分
		発電所災害対策本部要員	6	
1.15	空冷式非常用発電装置への燃料 (重油) 補給*	運転員 (中央制御室)	1	1時間 5分
		発電所災害対策本部要員	3	
1.15	可搬型計測器による計測又は監視	運転員 (中央制御室)	1	1時間 10分
		発電所災害対策本部要員	2	
1.10と同様。				

(以下、省略)

変更後

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (5/6)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
	非常用ガスタービン発電機による代替電源 (交流) からの給電*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分
		発電所災害対策本部要員	1	
	空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電*	運転員 (中央制御室, 現場)	3	30分
		発電所災害対策本部要員	1	
1.14	300kVA 電源車による代替電源 (交流) からの給電	運転員 (現場)	2	6時間 50分
		発電所災害対策本部要員	7	
1.14	蓄電池 (重大事故等対応用) による代替電源 (直流) からの給電	運転員 (現場)	2	30分
		運転員 (現場)	2	
	可搬型直流電源装置による代替電源 (直流) からの給電	運転員 (現場)	2	3時間 50分
		発電所災害対策本部要員	7	
	代替用内電気設備による給電	発電所災害対策本部要員	2	3時間
		発電所災害対策本部要員	6	
1.15	ディーゼル発電機への燃料 (重油) 補給	運転員 (中央制御室)	1	1時間 5分
		発電所災害対策本部要員	3	
1.15	可搬型計測器による計測又は監視	運転員 (中央制御室)	1	1時間 10分
		発電所災害対策本部要員	2	
1.10と同様。				

所内常設直流電源設備 (3系統目) の設置に伴う変更

備考

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することではできません。	変更後	備考
<p>2 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応のための計画の策定</p> <p>安全技術課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項および2.2項を含む計画（訓練計画課長および発電課長が定める計画に含まれる事項を除く）を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>訓練計画課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動のうち教育および訓練の管理に係る事項として策定し、次の2.1項を含む計画（発電課長が定める計画に含まれる事項を除く）を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>発電課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動のうち原子炉施設の運転に係る事項を行う体制の整備として、次の2.1項および2.2項を含む計画を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>2 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項</p> <p>安全技術課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の2.1項および2.2項を含む計画（訓練計画課長および発電課長が定める計画に含まれる事項を除く）を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>訓練計画課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動のうち教育および訓練の管理に係る事項として策定し、次の2.1項を含む計画（発電課長が定める計画に含まれる事項を除く）を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>発電課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動のうち原子炉施設の運転に係る事項を行う体制の整備として、次の2.1項および2.2項を含む計画を社内規定として策定し、原子炉主任技術者の承認を得て、所長の承認を得る。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>2.1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、大規模損壊発生時の体制について、以下に示すとおり、組織が最も有効に機能すると考えられる通常時の実務経験を踏まえた重大事故等時の対応体制で対応する。</p> <p>また、中央制御室の機能喪失、発電所災害対策要員の損耗および重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合にも対処できるよう、体制の整備、充実に図る。</p> <p>このため、大規模損壊発生時の体制は、重大事故等対処のための体制を基本とし、大規模損壊対応のための体制を整備、拡充するために、必要な計画の策定ならびに発電所災害対策要員に対する教育および訓練を付加して対応する。</p>	<p>2.1 体制の整備、教育訓練の実施および資機材の配備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、大規模損壊発生時の体制について、以下に示すとおり、組織が最も有効に機能すると考えられる通常時の実務経験を踏まえた重大事故等時の対応体制で対応する。</p> <p>また、中央制御室の機能喪失、発電所災害対策要員の損耗および重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合にも対処できるよう、体制の整備、充実に図る。</p> <p>このため、大規模損壊発生時の体制は、重大事故等対処のための体制を基本とし、大規模損壊対応のための体制を整備、拡充するために、必要な計画の策定ならびに発電所災害対策要員に対する教育および訓練を付加して対応する。</p>	
<p>(1) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置するために、大規模損壊の発生により、発電所災害対策要員の損耗等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。また、休日・夜間においても、発電所構内に「添付3 1. 1(2)体制の整備」で示す、運転員に加え緊急時対応要員22名および消防要員8名を確保し、大規模損壊発生時は連絡責任者が初動の指揮を執る体制を整備する。</p> <p>さらに、最低限の発電所災害対策要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。</p>	<p>(1) 体制の整備</p> <p>安全技術課長および発電課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員を配置するために、大規模損壊の発生により、発電所災害対策要員の損耗等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。また、休日・夜間においても、発電所構内に「添付3 1. 1(2)体制の整備」で示す、運転員に加え緊急時対応要員22名および消防要員8名を確保し、大規模損壊発生時は連絡責任者が初動の指揮を執る体制を整備する。</p> <p>さらに、最低限の発電所災害対策要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。</p>	
<p>a. 対応要員確保および通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</p> <p>以下の基本的な考え方に基づき、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても、発電所災害対策要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。</p> <p>(g) 休日・夜間における発電所構内の常駐者である運転員および緊急時対応要員ならびに消防要員は、地震、津波等の大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により発電所災害対策要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している発電所災害対策要員を発電所災害対策本部での役割に割り当てて等々の措置を講じる。</p> <p>(h) プールーム放出時は、最低限必要な発電所災害対策要員は緊急時対策所（EIL-32m）にとどまり、その他の発電所災害対策要員は、総合事務所が使用できる場合には総合事務所内緊急時</p>	<p>a. 対応要員確保および通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方</p> <p>以下の基本的な考え方に基づき、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない状況においても、発電所災害対策要員を確保するとともに指揮命令系統を確立する。</p> <p>(a) 休日・夜間における発電所構内の常駐者である運転員、緊急時対応要員および¹ならびに消防要員は、地震、津波等の大規模な自然災害またはA.P.C等による大規模損壊が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により発電所災害対策要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している発電所災害対策要員を発電所災害対策本部での役割に割り当てて等々の措置を講じる。</p> <p>(b) プールーム放出時および²により、プルーフーム通過後はまたは³による被ばくの影</p>	

変更前

変更後

備考

<p>(c) 訓練計画課長および発電課長は、発電所災害対策要員に対して、表-21から表-31に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め、下記事項を考慮して要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。</p> <p>ア A P C等による大規模損壊発生時における要員の役割に応じた教育訓練項目を年1回以上実施する。</p> <p>イ 特重施設の対応を迅速に実施するために、高線量下および照明機能低下などの悪条件を想定し、必要な防護具等を使用した教育訓練を実施する。</p> <p>ウ 特重施設の対応を迅速に実施するために、<input type="text"/>は、役割に応じて特重施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた教育訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検および運転に必要な操作を自らが行う。</p> <p>エ 発電所災害対策要員は、各役割に応じて、原子力保安研修所にて設備の分解点検、調整、部品交換の要習を自ら行い、技能および知識の向上を図る。また設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認および運転の立会い確認を行うとともに、作業手順書の内容確認および作業工程検計などの保守点検活動を自ら行う。</p> <p>エ 特重施設の対応を迅速に実施するために、設備および事故時の資機材等に関する情報ならびに社内規定が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。<input type="text"/></p> <p><input type="text"/>は、それらの情報および社内規定を用いて、教育訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報および社内規定の管理を実施する。</p> <p>(d) 訓練計画課長および発電課長は、指揮者等、運転員および<input type="text"/>に対して、 以下の教育訓練を実施する。</p> <p>ア 特重施設からの操作による原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図り、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応を実施するために必要な知識について、要員の役割に応じた教育訓練を年1回以上実施する。</p> <p>イ 要員の役割に応じて、A P C等による大規模損壊が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対応ができるよう、A P C等による大規模損壊発生時における重大事故等の内容、基本的な対応方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年1回以上実施する。</p> <p>(e) 各課長は、計画に基づき、教育訓練を実施する者を指名し、「基本とする教育訓練」(力量維持向上のための教育訓練)を実施する。</p> <p>(f) 各課長は、教育訓練を実施した者が、役割に応じた必要な力量を有していることを確認する。</p> <p>(g) 安全技術課長および発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者の中から、発電所災害対策要員として指直当番(運転員および<input type="text"/>)の場合、(当直)体制を構築する。</p> <p>(h) 各課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、社内規定に定める頻度で「基本とする教育訓練」を実施し、役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 教育訓練の計画に問題があると判断した場合、各課長は訓練計画課長に結果を報告する。訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。ただし、運転員および<input type="text"/>が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち実施要領に関する事項の見直しを検討する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>
---	---

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。	変更後	変更前	備考
	<p>イ 教育訓練の計画に問題はないと判断した場合、各課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していることを確認し、訓練計画課長に結果を報告する。</p> <p>訓練計画課長は、教育訓練の計画のうち要員育成に関する見直しを検討する。</p> <p>ただし、運転員および[]が役割に応じた必要な力量を維持できていない場合は、発電課長が、教育訓練の計画のうち要員育成に関する事項の見直しを検討する。</p> <p>b. 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（技術的能力の確認訓練）</p> <p>訓練計画課長は、技術的能力を満足することを確認するために必要な措置を実施し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>訓練計画課長は、指揮者等に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、社内規定に基づき実施する。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択および指揮者等との連携を含めた実効性等を確認するための総合的な訓練について、任意の指揮者等を対象に年1回以上実施する。</p> <p>※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。</p> <p>c. A P C等時の成立性の確認訓練等</p> <p>発電課長は、役割に応じた必要な力量を有している者について、下記の事項を考慮して教育訓練の計画を作成し、適宜見直す。</p> <p>発電課長は、計画に基づき、役割に応じた必要な力量を有している者に対し、A P C等時の成立性の確認訓練等を実施する。</p> <p>(a) A P C等時の成立性の確認訓練等を以下のア項、イ項に定める頻度、内容で計画的に実施する。</p> <p>ア 技術的能力の成立性の確認訓練</p> <p>表-21 から表-31に記載した対応手段を実施するために必要とする対応手順について、運転員および[]を対象に年1回以上実施する。</p> <p>イ A P C等時の成立性の確認訓練</p> <p>A P C等による大規模損壊発生時における特重施設を用いた対応の「効果の評価」を行った事故シナリオ（以下「A P C等時の事故シナリオ」という。）について、任意の[]を対象に年1回以上実施する。</p> <p>※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。</p> <p>(b) A P C等時の成立性の確認訓練等の評価方法</p> <p>ア 技術的能力の成立性の確認訓練は、役割に応じて求められる作業等ができることとの確認事項を社内規定に定め、満足することを評価する。</p> <p>イ A P C等時の事故シナリオの解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとして社内規定に定め、満足することを評価する。</p> <p>(c) A P C等時の成立性の確認訓練等の確認結果を踏まえた措置</p> <p>A P C等時の成立性の確認訓練等の結果、運転員および[]となる者が、役割に応じた必要な力量を維持していない場合は、以下の措置を実施する。</p> <p>ア 発電課長は、当該者について役割に応じた必要な力量を有していないことを確認し、同じ役割の者を代わりに当直体制に入れる。</p> <p>イ 当該者について「基本的な教育訓練」を実施し、力量の維持向上を行う。</p>	<p>b. 重大事故の発生および拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための訓練（技術的能力の確認訓練）</p> <p>訓練計画課長は、技術的能力を満足することを確認するために必要な措置を実施し、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。</p> <p>訓練計画課長は、指揮者等に対し、大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について、社内規定に基づき実施する。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択および指揮者等との連携を含めた実効性等を確認するための総合的な訓練について、任意の指揮者等を対象に年1回以上実施する。</p> <p>※ 毎年特定の者に偏らないように配慮する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>1. 重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練 訓練計画課長および発電課長は、重大事故等対処設備を新たに設置または改造する場合、大規模損壊発生時における対処のための手順を確実に実施するよう当該設備の運転上の制限を適用開始する日までに「a. 力量の維持向上のための教育訓練」および「b. 技術的能力の確認訓練」および「c. A.P.C.等時の成立性の確認訓練等」を実施する。</p> <p>(3) 設備および資機材の配備 各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な設備および資機材を配備するにあたっては、以下の事項を考慮する。</p> <p>a. 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備および当該設備の防護の基本的な考え方 各課長は、可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故等対処設備および常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。</p> <p>また、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。</p> <p>(a) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備および電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備または電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができず、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEl. +10mより可能な限り標高の高い場所に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう位置的分散を図り複数箇所に保管する。</p> <p>(b) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備および電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備または電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができず、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEl. +10mより可能な限り標高の高い場所に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう位置的分散を図り複数箇所に保管する。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保して保管するとともに、速やかに消火およびガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</p>	<p>ウ 運転員および発電課長が、不適合として原因分析し、評価、改善等必要な措置を実施し、教育訓練の計画の見直しを検討する。</p> <p>d. 重大事故等対処施設の使用開始に伴う教育訓練 訓練計画課長および発電課長は、重大事故等対処設備または時重設備を新たに設置または改造する場合、大規模損壊発生時における対処のための手順を確実に実施するよう当該設備の運転上の制限を適用開始する日までに「a. 力量の維持向上のための教育訓練」および「b. 技術的能力の確認訓練」および「c. A.P.C.等時の成立性の確認訓練等」を考慮した必要な教育訓練を実施する。</p> <p>(3) 設備および資機材の配備 各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な設備および資機材を配備するにあたっては、以下の事項を考慮する。</p> <p>a. 大規模な自然災害またはA.P.C.等による大規模損壊発生時への対応に必要な設備の配備および当該設備の防護の基本的な考え方 各課長は、可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故等対処設備および常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。</p> <p>また、大規模な自然災害またはA.P.C.等による大規模損壊発生時の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。</p> <p>(a) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備および電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備または電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができず、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEl. +10mより可能な限り標高の高い場所に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう位置的分散を図り複数箇所に保管する。</p> <p>(b) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備および電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋または原子炉補助建屋の外から水または電力を供給する注水設備または電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができず、液状化および揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足および地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEl. +10mより可能な限り標高の高い場所に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないよう位置的分散を図り複数箇所に保管する。</p> <p>(c) 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保して保管するとともに、速やかに消火およびガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>
<p>変更前</p>	<p>変更後</p>	<p>備考</p>

変更前	変更後	備考
<p>b. 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 各課長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について、重大事故対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生および外部支援が受けられない状況を想定し配備する。 また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応に必要な資機材は、原子炉建屋および原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。 (a) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。 (b) 炉心損傷および原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服および線量計等の必要な資機材を配備する。 (c) 地震および津波の大規模な自然災害による変圧器火災または故意による大型航空機の衝突に対して、大規模な燃料火災の発生に必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材および可搬型泡放水砲等を配備する。 (d) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。 (e) 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材および食料等の資機材を確保する。 (f) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。 また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、緊急時用携帯型通話設備、無線通信装置（可搬型）、衛星電話（可搬型、固定型）、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通信装置（可搬型）を配備する。</p> <p>(1) 手順書の整備 各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項について、対応手順を整備する。 ・大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること ・使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること ・放射性物質の放出を低減するための対策に関すること</p> <p>各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。 a. 大規模な自然災害については、以下を考慮する。 (a) 重大事故または大規模損壊等が発生する可能性 (b) 確率的リスク評価の結果に基づき事故シナリオの選定にて抽出しなかつた地</p>	<p>b. 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方 各課長は、大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について、重大事故対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生および外部支援が受けられない状況を想定し配備する。 また、△P.C等による大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、原子炉建屋および原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。 (a) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。 (b) 炉心損傷および原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服および線量計等の必要な資機材を配備する。 (c) 地震および津波の大規模な自然災害による変圧器火災または故意による大型航空機の衝突に対して、大規模な燃料火災の発生に必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材および可搬型泡放水砲等を配備する。 (d) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。 (e) 大規模損壊の発生時において、外部支援が受けられないことを想定して、防護具、放射線管理用資機材および食料等の資機材を確保する。 (f) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。 また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、緊急時用携帯型通話設備、無線通信装置（可搬型）、衛星電話（可搬型、固定型）、衛星電話設備および統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通信装置（可搬型）を配備する。</p> <p>2.2 手順書の整備 各課長は、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な以下の事項について、対応手順を整備する。 ・大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること ・炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること（特重施設を用いた対策を含む。） ・原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること（特重施設を用いた対策を含む。） ・使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること ・放射性物質の放出を低減するための対策に関すること（特重施設を用いた対策を含む。） ・A.P.C等による大規模損壊発生時における特重施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための対策</p> <p>(1) 大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっての考慮事項 各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害またはA.P.C等を想定し、以下を考慮する。 a. 大規模な自然災害 (a) 重大事故または大規模損壊等が発生する可能性 (b) 確率的リスク評価の結果に基づき事故シナリオの選定にて抽出しなかつた地</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>震および津波特有の事象として発生する事故シナケケンスへの対応</p> <p>(c) 発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低い場合抽出していない外部事象に対する緩和措置</p> <p>b. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊および大規模な火災が発生することを前提とする。</p> <p>c. 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮 各課長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可能 な積雪、風（台風）、火山現象（降灰）、凍結および森林火災については、影響を低減するための 必要な安全措置を社内規定に定める。</p> <p>d. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮 各課長は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応手順書を整備するに当た っては、施設の大規模にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失および大規模な火災が発生し て原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のあ る対応ができるよう社内規定に定める。</p> <p>各課長は、大規模損壊時に対応する手順の整備にあたっては、大規模な自然災害または故意に よる大型航空機の衝突による大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境に放出される ような万一の事態に至る可能性も想定し、発電所内において使える可能性のある設備、資機材お よび人員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を社内規定に定める。</p> <p>e. 大規模損壊発生時の対応手順書の整備およびその対応操作 各課長は、大規模損壊発生時の対応手順書を整備するにあたっては、可搬型重大事故等対処設 備による対応を中心とした多様性および柔軟性を有するものとして、重大事故等対策において整 備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとする。</p> <p>(2.1(4)g. 再掲)</p> <p>各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、同時に機能喪失すること がないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基 準事故等対処設備のいずれかによって、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策 を実施できるような構成とする。</p> <p>また、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みることもに断片的に得られる情報、確保で きる発電所災害対策要員および使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和または放射性 物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ、臨機応変に選択および実行す るため、施設の被害状況を把握するための手段および各対応操作の実行判断を行うための手段を定 める。</p> <p>(2.1(4)f. 再掲)</p> <p>安全技術課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、中央制御室での監 視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順 も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。</p>	<p>震および津波特有の事象として発生する事故シナケケンスへの対応</p> <p>(c) 発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低い場合抽出していない外部事象 に対する緩和措置</p> <p>(d) 各課長は、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害のうち、事前予測が可 能な積雪、風（台風）、火山現象（降灰）、凍結および森林火災については、影響を低減する ための必要な安全措置を社内規定に定める。</p> <p>b. A.P.C.等</p> <p>(a) 各課長は、施設の大規模にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失および大規模な火災が可 発生して原子炉施設に大きな影響を与えることを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で 多様性のある対応ができるよう社内規定に定める。</p> <p>c. 大規模損壊発生時の対応</p> <p>(a) 各課長は、大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境に放出されるような万一の 事態に至る可能性も想定し、発電所内において使える可能性のある設備、資機材および人員 を最大限に活用した柔軟かつ状況に応じた柔軟で多様性のある手段を社内規定に定める。</p> <p>(b) 各課長は、同時に機能喪失することがないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、 常設重大事故等対処設備および設計基準事故等対処設備のいずれかによって、炉心注水、電源 確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるような構成とする。</p> <p>(c) 安全技術課長は、原子炉施設の損壊状況等の把握を迅速に試みることもに断片的に得られ る情報、確保できる発電所災害対策要員および使用可能な設備により、原子炉格納容器の破 損防止または緩和、ならびに放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やか に、かつ、臨機応変に選択および実行するため、施設の被害状況を把握するための手段およ び各対応操作の実行判断を行うための手段を定める。</p> <p>(d) 安全技術課長および発電課長は、中央制御室および緊急時対策所（EIL-32m）が機能喪失す る過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握および原子炉建屋等へのA.P.C.等による大 規模損壊発生時の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類 および入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、社内規定に定める。</p> <p>(e) 安全技術課長は、中央制御室での監視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えら れることから、運転員が使用する手順も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。</p>	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変 更（以下、本頁にお いて同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>(a) 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 安全技術課長は、原子炉施設の状態把握が困難で事故対応の判断ができない場合、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを定める。また、手順書を有効かつ、効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。</p> <p>② 大規模損壊発生時の判断および対応要否の判断基準 原子炉防災管理者または連絡責任者、および当直長は、大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等または衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認および把握を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断材料となる情報連携を行う。</p> <p>原子炉防災管理者または連絡責任者は、以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止および影響を緩和するための活動を開始する。</p> <p>【適用開始条件】 (ア) 大規模な自然災害または故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合または疑われる場合 ① プラント監視機能または制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。） ② 使用済燃料ピットが損壊し、漏えいが発生した場合 ③ 炉心冷却機能および放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等）がプラントに発生した場合 (イ) 原子炉防災管理者または連絡責任者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※ (ウ) 当直長が大規模損壊時に対応した手順を活用した支援が必要と判断した場合※</p> <p>※：大規模損壊に対応した手順を活用した支援が必要と判断した場合は、重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止および影響緩和が必要と判断した場合をいう。</p> <p>④ 緩和操作を選択するための判断フロー 原子炉防災管理者は、大規模損壊時に対応する手順による対応を判断した後、原子炉施設</p>	<p>(1) 安全技術課長および発電課長は、原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を速くことなく判断し実施できるよう、以下の判断基準をあらかじめ社内規定に定める。</p> <p>ア 特重施設の使用における原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作の手順着手の判断基準 イ 原子炉格納容器の破損を防止または破損緩和のためにフィラメントを用いる必要がある場合において、フィラメントを用いる判断基準 ロ 安全技術課長および発電課長は、発電所内の実施組織とその支援組織が連携し、事故の進展状況に応じて実効的に対応を実施するため、以下を社内規定に定める。 ① 安全技術課長は、発電所災害対策本部が使用する手順書に、体制、通報および発電所災害対策本部内の連携等について明確に定める。 ② 発電課長は、運転員および[]が使用する手順書に、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるように、移行基準を明確に定める。</p> <p>(2) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備およびその対応操作 ① 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー 安全技術課長は、原子炉施設の状態把握が困難で事故対応の判断ができない場合、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを定める。また、手順書を有効かつ、効果的に活用するため、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明記することにより必要な個別対応手段への移行基準を定める。</p> <p>(a) 大規模損壊発生時の判断および対応要否の判断基準 原子炉防災管理者または連絡責任者、および当直長は、大規模な自然災害またはA.P.C.等による大規模損壊発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等または衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認および把握を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断材料となる情報連携を行う。</p> <p>原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長は、以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止および影響を緩和するための活動を開始する。</p> <p>【適用開始条件】 ア 大規模な自然災害またはA.P.C.等により原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合または疑われる場合 (ア) プラント監視機能または制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。） (イ) 使用済燃料ピットが損壊し、漏えいが発生した場合 (ウ) 炉心冷却機能および放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等）がプラントに発生した場合 (イ) 原子炉防災管理者または連絡責任者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※ (ウ) 当直長が大規模損壊時に対応した手順を活用した支援が必要と判断した場合※</p> <p>※：大規模損壊に対応した手順を活用した支援が必要と判断した場合は、重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止および影響緩和が必要と判断した場合をいう。</p> <p>④ 緩和操作を選択するための判断フロー 原子炉防災管理者は、大規模損壊時に対応する手順による対応を判断した後、原子炉施設</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

枠内での範囲は機密に係る事項ですので公開することとはできません。	備考
<p>変更前</p> <p>の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況およびプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。</p> <p>緩和操作を選定するための判断フローは、中央制御室の監視および制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認および可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。</p> <p>中央制御室または緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復または代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、緩和操作を選定するための判断フローに個別操作への移行基準を定める。</p> <p>(b) 優先順位に係る基本的な考え方</p> <p>原子炉防災管理室は、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、発電所災害対策要員および残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を取戻させる対応を行う。</p> <p>また、設計基準事故対応設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生および発電所災害対策要員の一部が被災した場合も対応できるように、可搬型重大事故等対応設備等を活用することにより、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保および燃料体の著しい損傷緩和」は原子炉災害へ対応しつつ、人命の救助ならびに発電所災害対策要員の安全を確保して行う。さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を把握し、早急に復旧可能なルートを選定しホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるガレキの撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルートおよび操作場所を支障となる火災ならびに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。</p> <p>原子炉防災管理室または連絡責任者は、非常招集した発電所災害対策要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認および把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷）を行う。原子炉防災管理室または連絡責任者が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。</p> <p>対応の優先順位については、把握した対応可能な人員数、使用可能な設備および施設の状態</p>	<p>変更後</p> <p>の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況およびプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。なお、A.P.C.等による大規模損壊が発生した場合は、「d.A.P.C.等による対応を実施する。発生時における特重施設を用いた対応を行うために必要な手順書」による対応を実施する。</p> <p>緩和操作を選定するための判断フローは、中央制御室の監視および制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認および可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。</p> <p>中央制御室または緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復または代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、緩和操作を選定するための判断フローに個別操作への移行基準を定める。</p> <p>大規模損壊発生時に、可搬型設備等による対応を行うための個別対応手段において、発電所災害対策本部長が特重施設による対応が有効と判断した場合は、<u>発電所災害対策本部長の指揮のもと、</u>が特重施設の個別機能を用いた対応を行う。</p> <p>なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対応設備または設計基準事故対応設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。</p> <p>(b) 優先順位に係る基本的な考え方</p> <p>発電所災害対策本部長は、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、発電所災害対策要員および残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を取戻させる対応を行う。</p> <p>大規模損壊発生時は、原子炉建屋等は何らかの損傷を受けている可能性が高いことから、より健全性が高いと考えられる特重施設による対応を可搬型設備等による対応に優先して選択する。</p> <p>また、設計基準事故対応設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生および発電所災害対策要員の一部が被災した場合も対応できるように、可搬型重大事故等対応設備等を活用することにより、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保および燃料体の著しい損傷緩和」および「放射性物質の放出低減」に関する緩和等の措置について、人命救助が必要な場合は原子炉災害へ対応しつつ、人命の救助ならびに発電所災害対策要員の安全を確保して行う。さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を把握し、早急に復旧可能なルートを選定しホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるガレキの撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルートおよび操作場所を支障となる火災ならびに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。</p> <p>原子炉防災管理室または連絡責任者は、非常招集した発電所災害対策要員から原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認および把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷）を行う。原子炉防災管理室または連絡責任者が原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。</p> <p>対応の優先順位については、把握した対応可能な人員数、使用可能な設備および施設の状態</p>

変更前	変更後	備考
<p>にに応じて選定する。</p> <p>ア 原子炉施設の状態把握が困難な場合 プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状態把握が困難な場合においては、外観から施設の状態を把握するとともに、対応可能な発電所災害対策要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器または使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に努める。</p> <p>外観から原子炉格納容器に明らかな損傷が確認された場合で、かつ海水取水のためのアクセルルートが確保されている場合は、放射性物質の拡散抑制または大規模な火災に対する消火活動のため大型ポンプ車を優先して準備する。</p> <p>外観から原子炉格納容器が健全であることや原子炉施設周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。</p> <p>使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや使用済燃料ピット周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備または可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能または不明と判断した場合は建屋内部でのスプレイを行う。</p> <p>イ 原子炉施設の状態把握がある程度可能な場合 プラント監視機能が健全である場合には、運転員、緊急時対応要員または発電所災害対策本部要員により原子炉施設の状態を速やかに把握し、緩和操作を選択するための判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。</p> <p>なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。</p> <p>(ロ) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書 各課長は、大規模損壊発生時の対応手順書を整備するにあたっては、重大事故対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制および緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手段として整備する。</p> <p>また、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故対策設備を用いた手順、中央制御室での監視および制御機能が喪失した場合も対応できるより現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順および現場にて直接機器を起動させるための手順等を定める。</p> <p>エ 5つの活動または緩和対策を行うための手順書 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 安全技術課長は、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、大型放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。 また、地震および津波のような大規模な自然災害によって発電所内の変圧器火災等の</p>	<p>枠組みの範囲は機密に係る事項ですの公開することはできません。</p> <p>にに応じて選定する。</p> <p>(ロ) 原子炉施設の状態把握が困難な場合 プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状態把握が困難な場合においては、外観から施設の状態を把握するとともに、対応可能な発電所災害対策要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器または使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に努める。</p> <p>外観から原子炉格納容器に明らかな損傷が確認された場合で、かつ海水取水のためのアクセルルートが確保されている場合は、放射性物質の拡散抑制または大規模な火災に対する消火活動のため大型ポンプ車を優先して準備する。</p> <p>外観から原子炉格納容器が健全であることや原子炉施設周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施し、炉心が損傷していないこと等を確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。</p> <p>使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや使用済燃料ピット周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備または可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能または不明と判断した場合は建屋内部でのスプレイを行う。</p> <p>(ロ) 原子炉施設の状態把握がある程度可能な場合 プラント監視機能が健全である場合には、運転員、緊急時対応要員または発電所災害対策本部要員により原子炉施設の状態を速やかに把握し、緩和操作を選択するための判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。</p> <p>なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。</p> <p>(ロ) 大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書 各課長は、大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応の手順書を整備するにあたっては、重大事故対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制および緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手段として整備する。</p> <p>また、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故対策設備を用いた手順、中央制御室での監視および制御機能が喪失した場合も対応できるより現場にてプラントパラメータを監視するための手順、重大事故対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順および現場にて直接機器を起動させるための手順、特重施設を用いた手順等を定める。</p> <p>安全技術課長は、大規模な自然災害による大規模損壊が発生した場合は、特重施設の使用可否を発電所災害対策本部で把握するために、一部の特重施設の被害状況を確認することを社内規定で定める。</p> <p>(ロ) 5つの活動または緩和対策を行うための手順書 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 安全技術課長は、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、大型放水砲等を用いた泡消火についての手順書を定める。 また、地震および津波のような大規模な自然災害によって発電所内の変圧器火災等の大規模</p>	<p>特定重大事故対策施設の状態に併せて変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能ないように多様な消火手段を定める。</p> <p>手順書については、以下のシ項に該当する手順等を含むものとする。</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、大型放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて可搬型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>発電所災害対策本部要員による消火活動を行う場合でも、消防用使用する無線通話装置の回線と事故対応用の無線通話装置の回線は同一であることから、発電所災害対策本部との継続した連絡が可能である。</p> <p>(イ) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 各課長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下のイ項からカ項およびス項からン項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統のフリードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。</p> <p>ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事故が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事故が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。</p> <p>iii 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p> <p>iv 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に中型ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>(ウ) 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 各課長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下のウ項からエ項およびム項からユ項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>i 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統のフリードアンドブリードを行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、原子炉格納容器内雰囲気加熱による原子炉格納容器破損を防止する。</p> <p>ii 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉格納容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉格納容器内の残存溶融デブリを冷却する。</p> <p>iii 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p>	<p>大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能ないように多様な消火手段を定める。</p> <p>手順書については、以下の(1)項に該当する手順等を含むものとする。</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、大型放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて可搬型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。</p> <p>発電所災害対策本部要員による消火活動を行う場合でも、消防用使用する無線通話装置の回線と事故対応用の無線通話装置の回線は同一であることから、発電所災害対策本部との継続した連絡が可能である。</p> <p>イ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 各課長は、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(1)項から(1)項、(1)項から(1)項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および減圧を行う。2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統のフリードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。</p> <p>(イ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事故が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事故が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。</p> <p>(ウ) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p> <p>(エ) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に中型ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>ウ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 各課長は、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(1)項から(1)項および(1)項から(1)項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段 i 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および減圧を行う。2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統のフリードアンドブリード（特重施設を用いた手段を含む）を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出および原子炉格納容器内雰囲気加熱による原子炉格納容器破損を防止する。</p> <p>(イ) 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉格納容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉格納容器内の残存溶融デブリを冷却する。</p> <p>(ウ) 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却および格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>する。</p> <p>Ⅳ 原子炉格納容器内の冷却または破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却または多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる。</p> <p>Ⅴ 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制および溶融炉心が拡がり原子炉格納容器パウダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。</p> <p>Ⅵ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を実施する。</p> <p>(エ) 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の①項、②項および③項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、補給操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができなかった場合、燃料取扱棟の損壊または現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。</p> <p>(オ) 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料ピット内の放射性物質の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の①項、②項および③項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は、可搬型設備による格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合は、大型放水砲による放水が必要と判断した場合、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p>	<p>する。</p> <p>(エ) 原子炉格納容器内の冷却または破損を緩和するため、原子炉格納容器内自然対流冷却または多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備により原子炉格納容器の圧力および温度を低下させる。</p> <p>(オ) 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制および溶融炉心が拡がり原子炉格納容器パウダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備により原子炉を冷却する。</p> <p>(カ) さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を実施する。</p> <p>三 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書について、以下の(イ)項、(ロ)項および(ハ)項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策および燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、補給操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができなかった場合、燃料取扱棟の損壊または現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する対策を実施する。</p> <p>オ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</p> <p>各課長は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または使用済燃料ピット内の放射性物質の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の(イ)項、(ロ)項、(ハ)項および(ニ)項に該当する手順等を含むものとして定める。</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備（特重施設を含む）および可搬型設備による格納容器スプレイを実施する。また、原子炉格納容器の破損状況等により、放射性物質の異常な水準の放出の抑止が必要と判断された場合は、特重施設による対応を実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合は、大型放水砲による放水が必要と判断した場合、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの内部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊または現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>ㄨ 12. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄓ 13. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄔ 14. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄔ 15. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-5「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄗ 16. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄘ 17. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄙ 18. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-8「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄚ 19. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-9「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄛ 10. 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-10「水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄜ 11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄝ 12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄞ 13. 重大事故等の取戻に必要となる水の供給手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-13「重大事故等の取戻に必要となる水の供給手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄟ 14. 電源の確保に関する手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-14「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>ㄠ 2.1 可搬型設備等による対応手順等</p>	<p>使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの内部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊または現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。</p> <p>(b) 12. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-2「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(c) 13. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-3「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(d) 14. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-4「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(e) 15. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-5「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(f) 16. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-6「原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(g) 17. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-7「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(h) 18. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-8「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(i) 19. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-9「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(j) 10. 水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-10「水素爆発による原子炉補助建屋等の損傷を防止するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(k) 11. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-11「使用済燃料ピットの冷却等のための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(l) 12. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-12「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(m) 13. 重大事故等の取戻に必要となる水の供給手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-13「重大事故等の取戻に必要となる水の供給手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(n) 14. 電源の確保に関する手順等 各課長は、重大事故等対策にて整備する表-14「電源の確保に関する手順等」の手順を用いた手順等を定める。</p> <p>(o) 2.1 可搬型設備等による対応手順等</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前	変更後	備考
<p>各課長は、大規模損壊発生時に重大事故等対策で定めている<u>イ</u>項から<u>セ</u>項の手順に加え、以下の手順等を定める。</p> <p>(ア) 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を緩和するための手順等</p> <p>Ⅰ フロントライン系とサポート系の同時機能喪失を想定し、充てんポンプ（B、自己冷却式）と加圧器逃がし弁開操作（窒素ポンプ、可搬型蓄電池）による1次冷却系統のフリードアンドブリードを実施する手順</p> <p>Ⅱ 非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置からの電源供給にて炉心または原子炉格納容器への注水設備と蒸気発生器への注水設備を同時に使用する手順</p> <p>(イ) 原子炉格納容器の破損緩和および放射性物質の放出を低減させるための手順等</p> <p>Ⅰ 通常の電源系統が使用できない場合に水素爆発抑制のために使用する設備（イグナイタ、アニュラス排気ファン等）へ現場分電盤から直接ケーブルを敷設することで電源を供給する手順</p> <p>Ⅱ アニュラス排気ファン起動不能時に窒素ポンプによるアニュラス排気ファン出入口弁を閉とする手順</p> <p>(ウ) 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための手順等</p> <p>Ⅰ 使用済燃料ピットから大量の漏えいが発生し、使用済燃料ピット近傍に近づけない場合にシャッターを開放し、中型ポンプ車、加圧ポンプ車および小型放水砲により使用済燃料ピットの外から放水する手順</p> <p>Ⅱ 使用済燃料ピットへの補給が必要な場合に中型ポンプ車等の可搬型設備による補給ができない場合に大型ポンプ車により補給する手順</p> <p>(エ) その他の手順等</p> <p>Ⅰ ドライエリアに海水が滞留している場合に中型ポンプ車により取水する手順</p> <p>Ⅱ 可搬型モニタ等により原子炉施設周辺での放射線を監視する手順</p> <p>Ⅲ 安全技術課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、中央制御室での監視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。</p> <p>Ⅳ 各課長は、大規模損壊発生時の手順書を整備するにあたっては、同時に機能喪失することのないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基準事故等対処設備のいすれかによって、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるように構成する。</p>	<p>各課長は、大規模損壊発生時に重大事故等対策で定めている<u>(b)</u>項から<u>(m)</u>項の手順に加え、以下の手順等を定める。</p> <p>Ⅰ 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を緩和するための手順等</p> <p>(ア) フロントライン系とサポート系の同時機能喪失を想定し、充てんポンプ（B、自己冷却式）と加圧器逃がし弁開操作（窒素ポンプ、可搬型蓄電池）による1次冷却系統のフリードアンドブリードを実施する手順</p> <p>(イ) 非常用ガスタワービン発電機または空冷式非常用発電装置からの電源供給にて炉心または原子炉格納容器への注水設備と蒸気発生器への注水設備を同時に使用する手順</p> <p>Ⅱ 原子炉格納容器の破損緩和および放射性物質の放出を低減させるための手順等</p> <p>(ア) 通常の電源系統が使用できない場合に水素爆発抑制のために使用する設備（イグナイタ、アニュラス排気ファン等）へ現場分電盤から直接ケーブルを敷設することで電源を供給する手順</p> <p>(イ) アニュラス排気ファン起動不能時に窒素ポンプによるアニュラス排気ファン出入口弁を閉とする手順</p> <p>Ⅲ 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策および燃料体の著しい損傷を緩和するための手順等</p> <p>(ア) 使用済燃料ピットから大量の漏えいが発生し、使用済燃料ピット近傍に近づけない場合にシャッターを開放し、中型ポンプ車、加圧ポンプ車および小型放水砲により使用済燃料ピットの外から放水する手順</p> <p>(イ) 使用済燃料ピットへの補給が必要な場合に中型ポンプ車等の可搬型設備による補給ができない場合に大型ポンプ車により補給する手順</p> <p>Ⅲ その他の手順等</p> <p>(ア) ドライエリアに海水が滞留している場合に中型ポンプ車により取水する手順</p> <p>(イ) 可搬型モニタ等により原子炉施設周辺での放射線を監視する手順</p> <p>(2.2(1)c.(c)再掲)</p> <p>(c) 安全技術課長は、中央制御室での監視および制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順も並行して活用した事故対応も考慮した構成とする。</p> <p>(2.2(1)c.(b)再掲)</p> <p>(b) 各課長は、同時に機能喪失することのないよう配備している可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備および設計基準事故等対処設備のいすれかによって、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策を実施できるように構成する。</p> <p>d. A.P.C等による大規模損壊発生時に用いた対応を行うために必要な手順書</p> <p>(a) 特重施設における各手順の基本的考え方</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更後

変更前

備考

特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）

(b) 特重施設における具体的な手順
ア 安全技術課長および発電課長は、表一21 から表一31 に定めるA P C等による大規模損壊発生時における特重施設を用いた対応に必要な措置の運用手順について社内規定に定める。
イ 安全技術課長および発電課長は、本来の用途以外の用途として原子炉建屋等へのA P C等による大規模損壊発生時に使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに切り替えられるよう当該操作等を明確にし、通常時の使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を社内規定に定める。
ウ 安全技術課長および発電課長は、A P C等による大規模損壊発生時または発生するおそれがあると原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長が判断した場合に、以下の原子炉建屋等へのA P C等による大規模損壊発生時に対処するための事項について社内規定に定める。
(ア) 原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長は、運転員および

に特重施設による対応を指示する。また、緊急時対応要員に、特重施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備を指示する。
(イ) [] は、特重施設による対応の指示を受けた後は、その後、原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長から指示がなくなるとも、手順着手の判断基準に基づき手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発熱所外への放射性物質の異常な水連の放出を抑制する。
(ウ) 特重施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備による対応が可能となり、特重施設による対応を実施する必要がないと原子炉防災管理者が判断した場合は、原子炉防災管理者の指揮のもと、通常のプラント停止操作または「c.大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

(エ) 必要に応じて発電所災害対策本部と [] は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

エ 安全技術課長および発電課長は、特重施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、社内規定に定めるとともに、以下の原子炉建屋等へのA P C等による大規模損壊発生時に対処するための事項についても社内規定に定める。
(ア) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定すること。
(イ) パラメータが故障等により計測不能な場合における代替パラメータおよび代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法に関すること。
(ウ) 特重施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

(イ) [] は、特重施設による対応の指示を受けた後は、その後、原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長から指示がなくなるとも、手順着手の判断基準に基づき手順に従った対応を行い、原子炉格納容器の破損による発熱所外への放射性物質の異常な水連の放出を抑制する。
(ウ) 特重施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備による対応が可能となり、特重施設による対応を実施する必要がないと原子炉防災管理者が判断した場合は、原子炉防災管理者の指揮のもと、通常のプラント停止操作または「c.大規模損壊発生時に可搬型設備等による対応を行うために必要な手順書」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

(エ) 必要に応じて発電所災害対策本部と [] は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

エ 安全技術課長および発電課長は、特重施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、社内規定に定めるとともに、以下の原子炉建屋等へのA P C等による大規模損壊発生時に対処するための事項についても社内規定に定める。
(ア) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定すること。
(イ) パラメータが故障等により計測不能な場合における代替パラメータおよび代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法に関すること。
(ウ) 特重施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

変更前	変更後	備考
	<p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> <p>(エ) [] および発電所災害対策本部要員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握およびパラメータ変動予測ならびに影響評価のための判断情報に関すること。</p> <p>オ 安全技術課長および発番課長は、原子炉建屋等へのA.P.C等の前兆事象を把握ができるか、原子炉建屋等へのA.P.C等により想定される大規模損壊を引き起こす可能性があるかを考慮して、特重施設の維持および事故の緩和対策をあらかじめ検討しており、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制および手順を社内規定に定める。</p> <p>(7) 原子炉建屋等へのA.P.C等による大規模損壊発生時または発生するおそれがあるとき、原子炉防災管理者、連絡責任者または当直長が判断した場合、原子炉の停止および冷卻操作を行う手順を社内規定に定める。</p> <p>カ 安全技術課長は、原子炉建屋等へのA.P.C等による大規模損壊発生時は、特重施設による対応を行うとともに、並行して可搬型設備等による対応準備も行うことを社内規定に定める。</p> <p>キ 安全技術課長は、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルート確保および被害状況の把握については、[]へのアクセスルートを含めて、発電所内の道路および通路ができる限り確保できるよう、迂回も考慮して複数のアクセスルートを確認するとともに、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる発電所災害対策要員を確保する等、実効性のある運用管理を社内規定に定める。</p> <p>ク 安全技術課長は、[]への汚染の持ち込みを防止するための身体サーマーバイ(必要により物品等を含む)、防護具の着替え等を行うために、チェンジングエリア用資機材を配備し、運用する手順を社内規定に定める。</p> <p>(c) 有毒ガスに対する防護措置</p> <p>放射線・化学管理課長は、A.P.C等による大規模損壊発生時または発生するおそれがあると発電所災害対策本部長、連絡責任者または当直長が判断した場合、有毒ガス発生時に事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、[]の吸気中の有毒ガス濃度を、有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制と手順を定める。</p> <p>ア 固定源に対し、「添付2 7.4(1)a. 有毒ガス防護の確保に関する手順」の(b)項および(c)項により、[]の吸気中の有毒ガス濃度について有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>イ 可動源に対し、立会人等の同行、通信連絡設備による連絡、[]の換気設備の隔離、防護具の着用および終息活動等により、[]が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。</p> <p>ウ 予期せぬ有毒ガス発生時に、防護具の着用および使用する防護具用ポンプの供給により、[]が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。</p> <p>エ 薬品タンクを収容している建屋において大型航空機の衝突が発生した場合に発生する有毒ガスに対して、特重建屋の換気設備の隔離等により、[]が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。</p>	<p>特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更(以下、ク項まで同し)</p> <p>特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>2.2 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動の実施 各課長は、2.1で定めた計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設における原子炉施設のための活動を実施する。</p> <p>2.3 定期的な評価 (1) 各課長は、2.2項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。</p> <p>(2) 安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、2.1で定めた事項について1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて計画の見直し等必要な措置を行う。</p> <p>2.4 大規模損壊発生時の支援に関する活動 原子力部長は、大規模損壊発生時における原子力本部（松山）および本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の(1)および(2)を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、原子力本部（松山）および本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</p> <p>発電管理部長は、大規模損壊発生時の体制について、組織が最も有効に機能すると考えられる通常時の実務経験を踏まえた重大事故等時の対応体制で対応する。</p> <p>(1)災害対策総本部体制の確立 原子力災害発生時における災害対策本部（松山、高松）の設置による発電所への支援体制は、「添付3 1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動」で示す支援体制と同様とする。</p> <p>(2)外部支援体制の確立 原子力災害発生時における外部支援体制は、「添付3 1.1 重大事故等対策のための計画の策定」および「添付3 1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動」で示す支援体制と同様とする。</p> <p>2.5 大規模損壊発生時の支援に関する活動の実施 発電管理部長は、2.4で定めた計画に基づき、大規模損壊発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>2.6 定期的な評価 発電管理部長は、2.5項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、また発電管理部長は、2.4で定めた事項について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるよう必要な措置を行う。</p> <p>発電管理部長は、2.4で定めた計画を見直す場合は、原子力部長の承認を得る。</p>	<p>2.3 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動の実施 各課長は、2.1および2.2で定めた計画に基づき、大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p>2.1 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動の定期的な評価 (1) 各課長は、2.2項の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全技術課長、訓練計画課長、訓練計画課長または発電課長に報告する。</p> <p>(2) 安全技術課長、訓練計画課長および発電課長は、2.1および2.2で定めた事項について1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて計画の見直し等必要な措置を行う。</p> <p>2.5 大規模損壊発生時の支援に関する活動 原子力部長は、大規模損壊発生時における原子力本部（松山）および本店が行う支援に関する活動を行う体制の整備として、次の(1)および(2)を含む計画を策定するとともに、計画に基づき、原子力本部（松山）および本店が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。</p> <p>発電管理部長は、大規模損壊発生時の体制について、組織が最も有効に機能すると考えられる通常時の実務経験を踏まえた重大事故等時の対応体制で対応する。</p> <p>(1)災害対策総本部体制の確立 原子力災害発生時における災害対策本部（松山、高松）の設置による発電所への支援体制は、「添付3 1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動」で示す支援体制と同様とする。</p> <p>(2)外部支援体制の確立 原子力災害発生時における外部支援体制は、「添付3 1.1 重大事故等対策のための計画の策定」および「添付3 1.4 重大事故等発生時の支援に関する活動」で示す支援体制と同様とする。</p> <p>2.6 大規模損壊発生時の支援に関する活動の実施 発電管理部長は、2.5で定めた計画に基づき、大規模損壊発生時の支援に関する活動を実施する。</p> <p>2.7 定期的な評価 発電管理部長は、2.6の活動の実施結果を取りまとめ、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、また発電管理部長は、2.5で定めた事項について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき、より適切な活動となるよう必要な措置を行う。</p> <p>発電管理部長は、2.5で定めた計画を見直す場合は、原子力部長の承認を得る。</p> <p>2.8 秘密情報の管理 特重施設に関する航空機等の特性等に係る情報（以下「秘密情報」という。）に関連する業務においては、事前に秘密情報の取扱管理責任者を定めた上で、取扱者を限定し、適切に管理・保持する。なお、特重施設に関するその他の関連情報についても、その秘密性に応じて、適切に管理する。</p>	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更（以下、本頁において同じ）</p>

変更前

(記載なし)

変更後

APC等による大規模損壊発生時における特重施設を用いた対応に必要な措置の運用手順

- 表-21 特重施設の準備操作の手順
- 表-22 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順
- 表-23 炉内の溶融炉心の冷却の手順
- 表-24 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順
- 表-25 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射線物質低減の手順
- 表-26 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順
- 表-27 緊急時制御室の居住性に関する手順
- 表-28 電源設備の手順
- 表-29 計装設備の手順
- 表-30 通信連絡設備の手順
- 表-31 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

備考

特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更後

変更前

表-21
操作手順
特定施設の準備操作の手順


(記載なし)

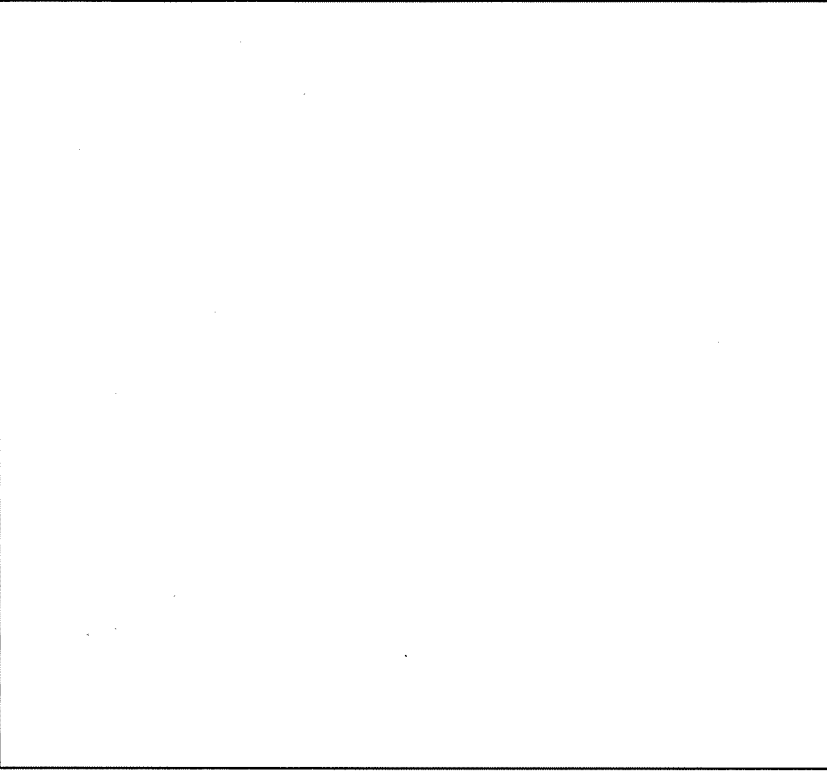
備考

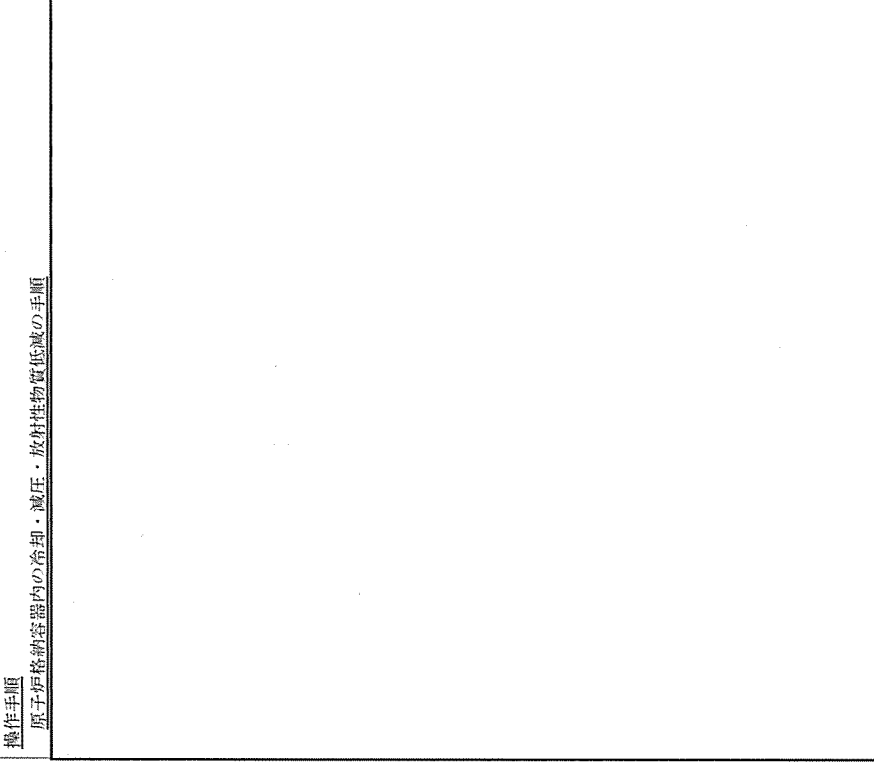
特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更(以下、本頁におい
て同じ)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前	変更後	備考
(記載なし)	表-22 操作手順 原子炉冷却材圧力バウンズリの減圧操作の手順	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前	変更後	備考
<p>(記載なし)</p>	<p>表-23 操作手順 原子炉内の溶融炉心の冷却の手順</p> 	<p>特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(記載なし)</p>	<p>表-24 操作手順 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順</p> 	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
<p>(記載なし)</p>	<p>表-25 操作手順 原子炉格納容器内の冷却・減圧・放射線物質低減の手順</p> 	<p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>

変更前	変更後	備考
(記載なし)	表-26 操作手順 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順	特定重大事故等対処施設の設定に伴う変更(以下、本頁において同じ)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更後

変更前

備考

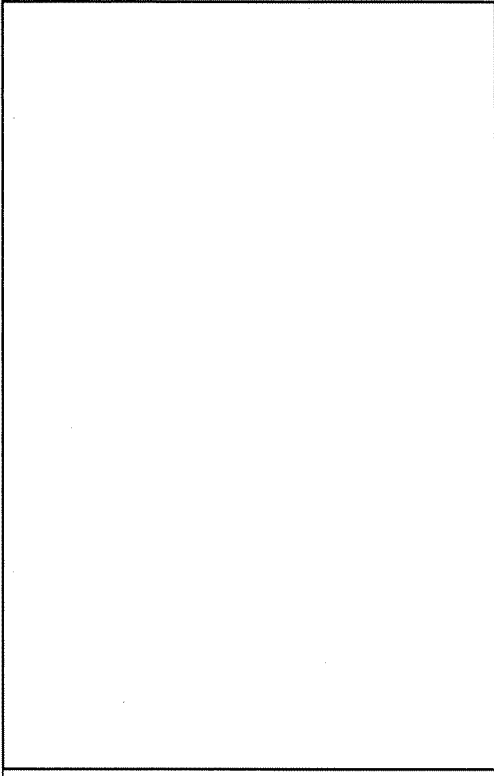
特定重大事故等対処
施設の設置に伴う変
更(以下、本頁におい
て同じ)

(記載なし)

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前	変更後	備考
(記載なし)	<p>表-27 操作手順 緊急時制御室の居住性に関する手順</p>	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更 (以下、本頁において同じ)

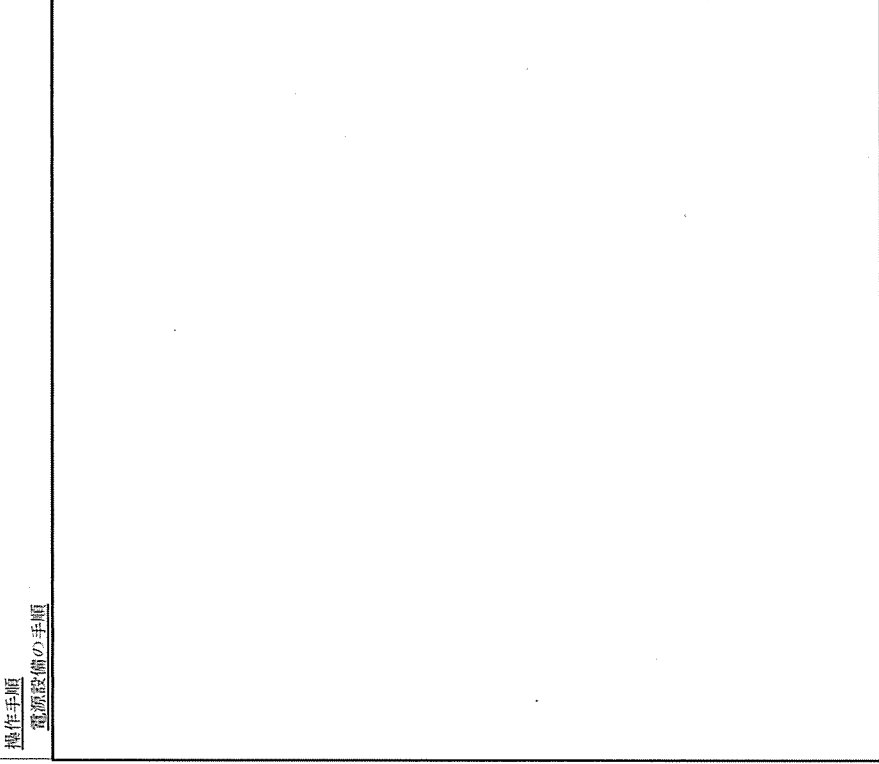
株開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはありません。

変更前	変更後	備考
(記載なし)		特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

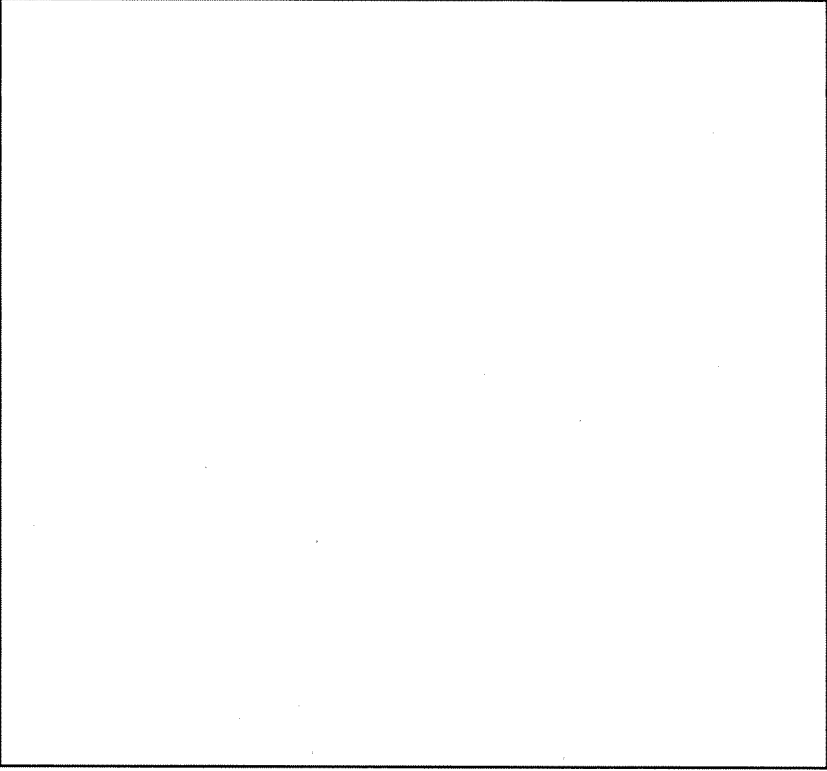
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することできません。

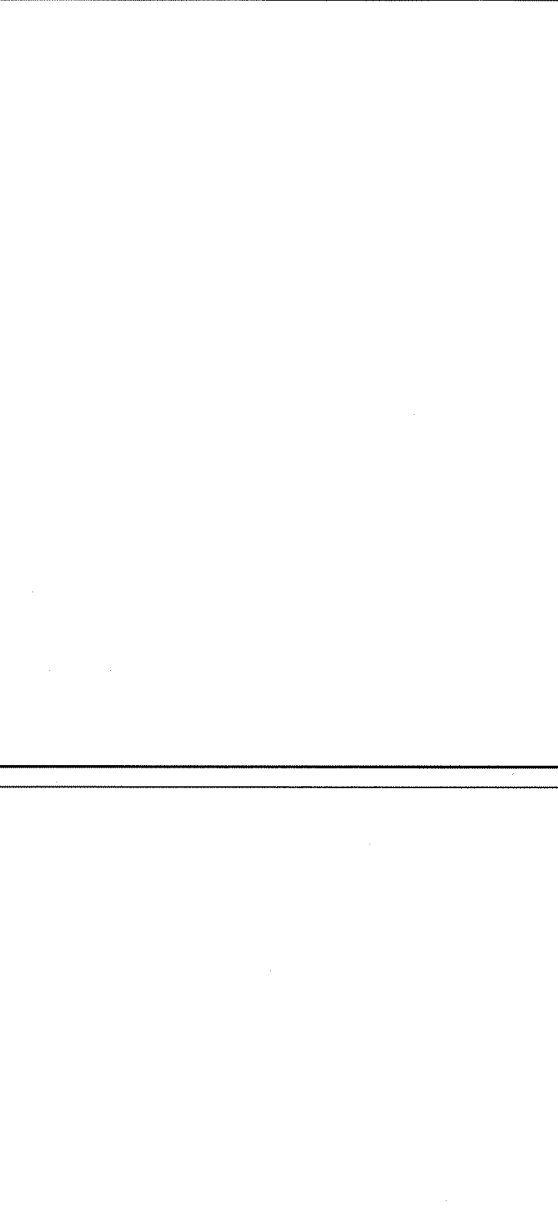
変更後

変更前

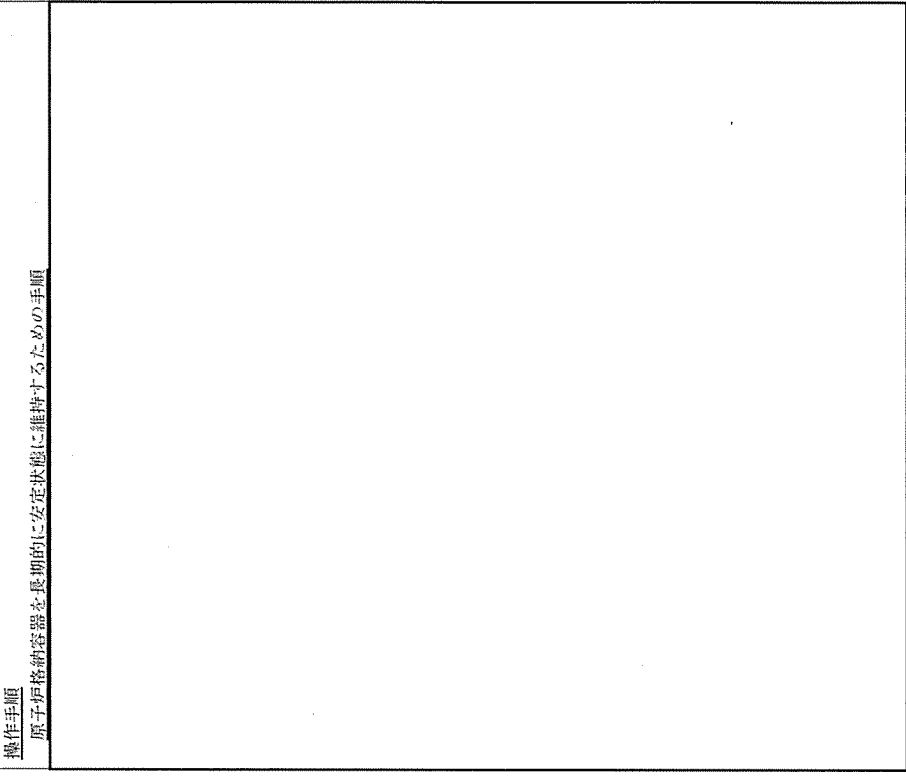
<p>表-28 操作手順 電源設備の手順</p> 	<p>(記載なし)</p>
<p>備考</p> <p>特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)</p>	

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

変更前	変更後	備考
(記載なし)	<p>表-29 操作手順 計装設備の手順</p> 	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前	変更後	備考
<p>(記載なし)</p>	<p>表-30 操作手順 通信連絡設備の手順</p> 	<p>特定重大事故等対処 施設の設置に伴う変 更(以下、本頁におい て同じ)</p>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはありません。

変更前	変更後	備考
(記載なし)	<p>表-31 操作手順 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順</p> 	特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更(以下、本頁において同じ)

変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">添付4 管理区域図 (第104条および第105条関連)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <p>添付4については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p> </div>	<p style="text-align: center;">添付4 管理区域図 (第104条および第105条関連)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <p>添付4については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p> </div>	<p style="text-align: center;">本頁変更なし</p>

変更前	変更後	備考
<p>添付5 保全区域図 (第109条関連)</p>	<p>添付5 保全区域図 (第109条関連)</p>	<p>本頁変更なし</p>
<p>添付5については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p>	<p>添付5については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p>	

変更前	変更後	備考
<p>添付7 管理区域図 (第304条および第305条関連)</p> <p>添付7については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p>	<p>添付7 管理区域図 (第304条および第305条関連)</p> <p>添付7については核物質防護上の理由から 公開しないこととしております。</p>	<p>本頁変更なし</p>

伊方発電所原子炉施設保安規定の変更について

(1) 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正に伴う発電用原子炉設置変更許可申請書記載事項の一部追加による変更

a 伊方発電所 3 号炉の特定重大事故等対処施設の設置に伴う変更

平成 25 年 7 月 8 日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等により、特定重大事故等対処施設を設置することが要求されたことに伴い、3 号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 29 年 10 月 4 日付け、原規規発第 1710043 号にて許可）の記載事項を一部追加した。

これに対応するため、特定重大事故等対処施設の設置に関連する保安規定条文の変更を行う。

(追加する条文)

- ・ 第 84 条の 2（特定重大事故等対処施設を構成する設備）

(変更する条文)

- ・ 第 3 条（品質マネジメントシステム計画）
- ・ 第 9 条（原子炉主任技術者の職務等）
- ・ 第 12 条（運転員等の確保）
- ・ 第 12 条の 2（運転管理業務）
- ・ 第 13 条（巡視点検）
- ・ 第 16 条（原子炉起動前の確認事項）
- ・ 第 17 条の 5（重大事故等発生時の体制の整備）
- ・ 第 17 条の 6（大規模損壊発生時の体制の整備）
- ・ 第 44 条（加圧器逃がし弁）
- ・ 第 55 条（原子炉格納容器）
- ・ 第 84 条（重大事故等対処設備）
- ・ 第 88 条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）
- ・ 第 104 条（管理区域の設定・解除）
- ・ 第 110 条（周辺監視区域）
- ・ 第 114 条（放射線計測器類の管理）
- ・ 第 130 条（所員への保安教育）
- ・ 第 131 条（協力会社従業員への保安教育）
- ・ 第 132 条（記録）
- ・ 第 304 条（管理区域の設定・解除）
- ・ 第 310 条（周辺監視区域）
- ・ 添付 2 火災，内部溢水，火山現象（降灰），自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準
- ・ 添付 3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準
- ・ 添付 4 管理区域図
- ・ 添付 5 保全区域図
- ・ 添付 7 管理区域図

b 伊方発電所 3 号炉の所内常設直流電源設備（3 系統目）の設置に伴う変更

平成 25 年 7 月 8 日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等により、常設の直流電源設備（3 系統目）の設置

が要求されたことに伴い、3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（平成30年6月27日付け、原規規発第1806272号にて許可）の記載事項を一部追加した。

これに対応するため、所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に関連する保安規定条文の変更を行う。

（変更する条文）

- ・第84条（重大事故等対処設備）
- ・第88条（予防保全を目的とした点検・保守を実施する場合）
- ・添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

c 特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護による変更

平成29年5月1日に施行された実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等により、特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護が求められたことに伴い、3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書（令和2年1月29日付け、原規規発第2001295号にて許可）の記載事項を一部追加した。

これに対応するため、特定重大事故等対処施設に係る有毒ガス防護に関連する保安規定条文の変更を行う。

（変更する条文）

- ・添付2 火災、内部溢水、火山現象（降灰）、自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準
- ・添付3 重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準

(2) 放射線管理用計測器の一部変更

放射線管理用計測器の取替に伴い保守性向上の観点から電子式線量計に変更することに伴い、関連する保安規定条文の変更を行う。

（変更する条文）

- ・第114条（放射線計測器類の管理）
- ・第314条（放射線計測器類の管理）

(3) 記載の適正化に伴う変更

その他、記載の適正化に伴う変更を行う。

（変更する条文）

- ・第119条（施設管理計画）
- ・第319条（施設管理計画）

以 上