

原管発官 R5 第 227 号  
令和 6 年 1 月 19 日

原子力規制委員会 殿

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

柏崎刈羽原子力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 4 3 条の 3 の 2 4 第 1 項の規定に基づき，令和 5 年 12 月 5 日付け，原管発官 R5 第 203 号をもって変更認可申請しました，柏崎刈羽原子力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

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請書を以下のとおり補正する。

- ・申請書の変更の内容を添付 1 に示すとおり変更する。
- ・申請書の別添「柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更比較表」を添付 2 に示すとおり変更する。

以 上

1. 変更の内容

昭和 59 年 11 月 1 日付 59 資庁第 12588 号をもって認可を受け、昭和 60 年 6 月 20 日付 60 資庁第 7424 号、昭和 60 年 7 月 2 日付 60 資庁第 8744 号、昭和 60 年 9 月 18 日付 60 資庁第 11641 号、昭和 62 年 6 月 29 日付 62 資庁第 4304 号、昭和 63 年 2 月 4 日付 62 資庁第 16333 号、平成元年 3 月 31 日付元資庁第 3496 号、平成元年 6 月 27 日付元資庁第 6829 号、平成元年 11 月 7 日付元資庁第 13292 号、平成 2 年 3 月 23 日付 2 資庁第 1878 号、平成 3 年 11 月 1 日付 3 資庁第 11371 号、平成 4 年 9 月 25 日付 4 資庁第 9740 号、平成 5 年 5 月 17 日付 5 資庁第 1424 号、平成 5 年 9 月 22 日付 5 資庁第 9767 号、平成 7 年 2 月 23 日付 7 資庁第 1199 号、平成 7 年 9 月 5 日付 7 資庁第 8715 号、平成 7 年 11 月 22 日付 7 資庁第 11868 号、平成 8 年 6 月 14 日付 8 資庁第 6100 号、平成 8 年 6 月 25 日付 8 資庁第 7478 号、平成 8 年 9 月 25 日付 8 資庁第 9733 号、平成 9 年 1 月 31 日付平成 09・01・09 資第 08 号、平成 9 年 4 月 7 日付平成 09・03・13 資第 30 号、平成 9 年 9 月 30 日付平成 09・07・22 資第 16 号、平成 10 年 10 月 29 日付平成 10・09・04 資第 5 号、平成 11 年 8 月 18 日付平成 11・07・23 資第 20 号、平成 11 年 12 月 14 日付平成 11・11・05 資第 17 号、平成 12 年 6 月 12 日付平成 12・05・19 資第 4 号、平成 13 年 1 月 5 日付平成 12・08・31 資第 15 号、平成 13 年 3 月 12 日付平成 13・02・15 原第 23 号、平成 13 年 3 月 30 日付平成 13・03・23 原第 18 号、平成 13 年 10 月 10 日付平成 13・09・11 原第 5 号、平成 13 年 12 月 21 日付平成 13・12・06 原第 2 号、平成 14 年 3 月 18 日付平成 14・02・22 原第 10 号、平成 14 年 5 月 7 日付平成 14・03・28 原第 1 号、平成 14 年 6 月 20 日付平成 14・06・05 原第 13 号、平成 14 年 8 月 28 日付平成 14・07・12 原第 9 号、平成 14 年 9 月 27 日付平成 14・08・29 原第 12 号、平成 14 年 10 月 30 日付平成 14・10・18 原第 16 号、平成 15 年 5 月 8 日付平成 15・04・07 原第 6 号、平成 15 年 7 月 23 日付平成 15・06・30 原第 50 号、平成 15 年 10 月 22 日付平成 15・09・25 原第 4 号、平成 15 年 12 月 17 日付平成 15・11・17 原第 11 号、平成 16 年 5 月 24 日付平成 15・12・24 原第 26 号、平成 16 年 6 月 18 日付平成 16・05・28 原第 38 号、平成 16 年 10 月 27 日付平成 16・08・27 原第 3 号、平成 17 年 4 月 4 日付平成 17・03・16 原第 4 号、平成 17 年 7 月 27 日付平成 17・07・12 原第 8 号、平成 17 年 9 月 16 日付平成 17・09・01 原第 7 号、平成 17 年 12 月 20 日付平成 17・12・06 原第 6 号、平成 18 年 2 月 22 日付平成 18・01・27 原第 17 号、平成 18 年 7 月 18 日付平成 18・06・30 原第 21 号、平成 19 年 3 月 19 日付平成 19・03・05 原第 11 号、平成 19 年 7 月 9 日付平成 19・06・22 原第 10 号、平成 19 年 8 月 31 日付平成 19・07・31 原第 18 号、平成 19 年 10 月 16 日付平成 19・09・28 原第 44 号、平成 19 年 12 月 13 日付平成 19・09・28 原第 40 号、平成 19 年 12 月 13 日付平成 19・11・30 原第 15 号、平成 19 年 12 月 25 日付平成 19・12・14 原第 11 号、平成 20 年 4 月 17 日

付平成 20・04・03 原第 14 号, 平成 20 年 6 月 17 日付平成 20・05・29 原第 19 号, 平成 20 年 8 月 22 日付平成 20・07・11 原第 28 号, 平成 20 年 10 月 24 日付平成 20・10・10 原第 8 号, 平成 20 年 12 月 12 日付平成 20・10・31 原第 14 号, 平成 21 年 2 月 12 日付平成 21・01・28 原第 12 号, 平成 21 年 11 月 25 日付平成 21・10・30 原第 11 号, 平成 22 年 1 月 22 日付平成 21・12・16 原第 9 号, 平成 22 年 6 月 14 日付平成 22・05・26 原第 3 号, 平成 23 年 5 月 6 日付平成 23・04・08 原第 31 号, 平成 23 年 5 月 11 日付平成 23・04・21 原第 7 号, 平成 23 年 11 月 18 日付平成 23・10・07 原第 34 号, 平成 24 年 1 月 13 日付平成 23・12・13 原第 16 号, 平成 24 年 9 月 6 日付 20120720 原第 27 号, 平成 25 年 7 月 5 日付原管 B 発第 1307054 号, 平成 25 年 8 月 12 日付原管 B 発第 1308121 号, 平成 25 年 12 月 11 日付原管 B 発第 1312111 号, 平成 26 年 12 月 5 日付原規規発第 1412052 号, 平成 27 年 6 月 12 日付原規規発第 1506123 号, 平成 27 年 9 月 14 日付原規規発第 1509142 号, 平成 28 年 1 月 7 日付原規規発第 1601078 号, 平成 28 年 3 月 3 日付原規規発第 1603034 号, 平成 28 年 3 月 24 日付原規規発第 16032418 号, 平成 28 年 12 月 5 日付原規規発第 1612052 号, 平成 30 年 9 月 19 日付原規規発第 18091910 号, 令和 2 年 2 月 27 日付原規規発第 2002272 号, 令和 2 年 5 月 26 日付原規規発第 2005265 号, 令和 2 年 7 月 17 日付原規規発第 2007171 号, 令和 2 年 8 月 28 日付原規規発第 2008283 号, 令和 2 年 10 月 30 日付原規規発第 2010305 号, 令和 4 年 5 月 11 日付原規規発第 2205116 号, 令和 4 年 8 月 22 日付原規規発第 2208226 号, 令和 5 年 3 月 14 日付原規規発第 2303141 号, 令和 5 年 8 月 1 日付原規規発第 2308016 号, 令和 5 年 9 月 20 日付原規規発第 2309206 号, 令和 5 年 10 月 24 日付原規規発第 2310242 号, 令和 5 年 12 月 13 日付原規規発第 2312131 号及び令和 5 年 12 月 20 日付原規規発第 2312208 号で変更認可を受けた柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定の記述を, 別添の柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更比較表の変更後欄のとおり変更する (ただし, 下線は含まない)。

添付2

変更認可申請書のうち  
「別添」の補正

別 添

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定変更比較表

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考														
(重大事故等対処設備) 第66条 (中略) 66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復 (中略)			(重大事故等対処設備) 第66条 (中略) 66-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復 (中略)				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</td> <td>                     A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。                      及び                      A2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                       又は  <u>A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> </td> <td>                     速やかに                       3日間   <u>3日間</u> </td> </tr> <tr> <td>及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td></td> <td>10日間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は <u>A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに  3日間  <u>3日間</u>		及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間	<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合</td> <td>                     A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。                      及び                      A2. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                 </td> <td>                     速やかに                       3日間                       10日間                 </td> </tr> <tr> <td>及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td></td> <td>10日間</td> </tr> </tbody> </table>	条件	要求される措置	完了時間	A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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  3日間  10日間	及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は <u>A2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに  3日間  <u>3日間</u>																		
及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間																		
条件	要求される措置	完了時間																		
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 及び 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は、直流電源A系及びB系が動作可能であることを確認する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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  3日間  10日間																		
及び A3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間																		
<table border="1"> <tbody> <tr> <td>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</td> <td>                     B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する<sup>※6</sup>。                      及び                      B2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                       又は  <u>B2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u> </td> <td>                     速やかに                       3日間   <u>3日間</u> </td> </tr> <tr> <td>及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td></td> <td>10日間</td> </tr> </tbody> </table>	B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※6</sup> 。 及び B2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は <u>B2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに  3日間  <u>3日間</u>	及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td>B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合</td> <td>                     B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する<sup>※5</sup>。                      及び                      B2. 当直長は、代替措置<sup>※4</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。                 </td> <td>                     速やかに                       3日間                       10日間                 </td> </tr> <tr> <td>及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</td> <td></td> <td>10日間</td> </tr> </tbody> </table>	B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※5</sup> 。 及び B2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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  3日間  10日間	及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間							
B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※6</sup> 。 及び B2. <u>1.</u> 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。  又は <u>B2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに  3日間  <u>3日間</u>																		
及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間																		
B. 高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保系が動作不能の場合	B1. 当直長は、アキュムレータの圧力が健全であることを確認する <sup>※5</sup> 。 及び B2. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> 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  3日間  10日間																		
及び B3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		10日間																		
<table border="1"> <tbody> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>                     C1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      C2. 当直長は、冷温停止にする。                 </td> <td>                     24時間                       36時間                 </td> </tr> </tbody> </table>	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	<table border="1"> <tbody> <tr> <td>C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合</td> <td>                     C1. 当直長は、高温停止にする。                      及び                      C2. 当直長は、冷温停止にする。                 </td> <td>                     24時間                       36時間                 </td> </tr> </tbody> </table>	C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間													
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間																		
C. 条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は、高温停止にする。 及び C2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間																		
※4：代替品の補充等をいう。 ※5： <u>代替逃がし安全弁駆動装置による減圧をいう。</u> ※6：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。 (中略)			※4：代替品の補充等をいう。 ※5：高圧窒素ガス供給圧力が「第39条 非常用炉心冷却系その1」に定める値であることを確認する。 (中略)																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考	
66-4-2 低圧代替注水系（可搬型） （中略）				66-4-2 低圧代替注水系（可搬型） （中略）				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更	
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間		
運転 起動 高温停止	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに		
		及び	3日間			A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。	及び	A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>*11</sup> が動作可能であることを確認する。	3日間
		及び				30日間	A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	及び	A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。
		又は	速やかに			A 2. 1. 当直長は、 <u>低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する<sup>*9</sup>とともに、その他設備<sup>*10</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	及び	3日間	A 2. 2. 当直長は、 <u>当該機能を補完する自主対策設備<sup>*12</sup>が動作可能であることを確認する。</u>
		及び				A 2. 3. 当直長は、 <u>当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	及び		A 2. 3. 当直長は、 <u>当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>
						10日間			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>13</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. <u>1.</u> 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。  <u>又は</u> <u>B 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※<sup>12</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3 日間  <u>3 日間</u>  10 日間	運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	B 1. 当直長は、低圧注水系 2 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。 及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  3 日間  10 日間	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
		C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C 1. 当直長は、高温停止にする。 及び C 2. 当直長は、冷温停止にする。			24 時間  36 時間	C. 条件 A 又は B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	
冷温停止 燃料交換※ <sup>14</sup>	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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。 及び A 2. 当直長は、第 40 条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他の設備※ <sup>15</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	冷温停止 燃料交換※ <sup>13</sup>	A. 低圧代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 又は 低圧注水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	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。 及び A 2. 当直長は、第 40 条で要求される非常用炉心冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他の設備※ <sup>14</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	
		※ <sup>9</sup> ：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※ <sup>10</sup> ：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※ <sup>11</sup> ：高圧炉心注水系をいう。 <u>※<sup>12</sup>：消火系による低圧注水をいう。</u> ※ <sup>13</sup> ：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※ <sup>14</sup> ：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 ※ <sup>15</sup> ：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 （中略）	※ <sup>9</sup> ：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※ <sup>10</sup> ：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※ <sup>11</sup> ：高圧炉心注水系をいう。 ※ <sup>12</sup> ：低圧注水系に接続する非常用ディーゼル発電機 2 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※ <sup>13</sup> ：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 ※ <sup>14</sup> ：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機及び低圧代替注水系（常設）をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 （中略）					



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
66-5-4 代替原子炉補機冷却系 (中略)				66-5-4 代替原子炉補機冷却系 (中略)				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動 高温停止	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満1系列以上の場合	A 1. 当直長は、残りの代替原子炉補機冷却系が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び A 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに			及び A 2. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び <u>A 3. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*11</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	<u>10日間</u>			及び A 3. 当直長は、代替措置 <sup>*11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	10日間	
		又は A 3. <u>2. 当直長は、代替措置<sup>*12</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	10日間			及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		及び A 4. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間			B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	速やかに	
	B. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が1系列未満の場合	B 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに			B 1. 当直長は、原子炉補機冷却水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>*9</sup> とともに、その他の設備 <sup>*10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び <u>B 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>*11</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>			及び B 2. 当直長は、代替措置 <sup>*11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間	
		又は B 2. <u>2. 当直長は、代替措置<sup>*12</sup>を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する。</u>	3日間			及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間	
		及び B 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	10日間					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転 起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※13</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	運転 起動 高温停止	C. 原子炉補機冷却水系のA系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	C1. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び C2. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
	D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※13</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間		D. 原子炉補機冷却水系のB系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	D1. 当直長は、代替循環冷却系を動作不能とみなす。 及び D2. 当直長は、原子炉補機冷却水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※9</sup> とともに、その他の設備 <sup>※12</sup> が動作可能であることを確認する。 及び D3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに  10日間	
	E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当直長は、高温停止にする。 及び E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間		E. 条件A, B, C又はDで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E1. 当直長は、高温停止にする。 及び E2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A1. 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。 及び <u>A2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※11</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 又は A2. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※12</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  <u>速やかに</u>  速やかに	冷温停止 燃料交換	A. 動作可能な代替原子炉補機冷却系が2系列未満の場合 又は 原子炉補機冷却水系と共用する配管又は弁が動作不能の場合	A1. 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。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※11</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの原子炉補機冷却水系2系列、原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（移動式変圧器を含む）にて海水直接通水を行う除熱をいう。

※12：代替品の補充等。

※13：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

（中略）

※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。

※10：残りの原子炉補機冷却水系2系列、原子炉補機冷却海水系3系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：代替品の補充等。

※12：原子炉補機冷却水系に接続する原子炉補機冷却海水系2系列及び非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。

（中略）

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表 6 6 - 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備			表 6 6 - 6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備			運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） （中略）			6 6 - 6 - 1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） （中略）			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び <u>A 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>	A. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※9とともに、その他設備※10が動作可能であることを確認する。 及び <u>A 2. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに  <u>3日間</u>	
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間  36時間	
※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機 1 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 <u>※11：消火系による格納容器スプレイをいう。（時間短縮の補完措置含む）</u>			※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※10：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機 1 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （中略）			66-6-2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） （中略）			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。 及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。  及び A 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	速やかに	
	及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。	3日間			3日間	
	及び A 1. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。	30日間			30日間	
	<u>又は</u> <u>A 2. 1. 当直長は、格納容器スプレイ冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>				
	<u>及び</u> <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>				
	<u>及び</u> <u>A 2. 3. 当直長は、当該システムを動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>10日間</u>				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。 及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	24時間	
	及び B 2. 当直長は、低温停止にする。	36時間			36時間	
※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。 <u>※11：消火系による格納容器スプレイをいう。</u>			※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：起動した格納容器スプレイ冷却系に接続する非常用ディーゼル発電機をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）をいう。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
表 6 6 - 7 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			表 6 6 - 7 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備			運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設） （中略）			6 6 - 7 - 1 格納容器下部注水系（常設） （中略）			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 格納容器下部注水系（常設）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに	
	及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。	3 日間		及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※ <sup>11</sup> が動作可能であることを確認する。	3 日間	
	及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3 0 日間		及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	3 0 日間	
	又は A 2. 1. 当直長は、低圧注水系 1 系列を起動し、動作可能であることを確認する※ <sup>9</sup> とともに、その他設備※ <sup>10</sup> が動作可能であることを確認する。	速やかに				
	及び A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※ <sup>12</sup> が動作可能であることを確認する。	3 日間				
	及び A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	1 0 日間				
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間	B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	2 4 時間	
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	3 6 時間		及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	3 6 時間	
※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。			※9：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。			
※10：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			※10：残りの低圧注水系 2 系列及び非常用ディーゼル発電機 3 台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。			
※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。			※11：格納容器下部注水系（可搬型）をいい、当該系統に要求される準備時間を満足させるために可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を設置する等の補完措置が完了していることを含む。			
※12：消火系による格納容器下部注水をいう。						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前			変更後			備考
66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型） （中略）			66-7-2 格納容器下部注水系（可搬型） （中略）			
条件	要求される措置	完了時間	条件	要求される措置	完了時間	
A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに	A. 格納容器下部注水系（可搬型）が動作不能の場合	A 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。	速やかに	
	及び A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。	3日間		及び A 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10が動作可能であることを確認する。	3日間	
	及び A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間		及び A 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
	又は <u>A 2. 1. 当直長は、低圧注水系1系列を起動し、動作可能であることを確認する※8とともに、その他設備※9が動作可能であることを確認する。</u>	<u>速やかに</u>				
	及び <u>A 2. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備※11が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>				
	及び <u>A 2. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。</u>	<u>10日間</u>				
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
	及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間		及び B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	
※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。 <u>※11：消火系による格納容器下部注水をいう。</u>			※8：運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 ※9：残りの低圧注水系2系列及び非常用ディーゼル発電機3台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※10：格納容器下部注水系（常設）をいう。			

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
表6-6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備				表6-6-8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
6-6-8-1 静的触媒式水素再結合器 (中略)				6-6-8-1 静的触媒式水素再結合器 (中略)				
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※4</sup> とともに、その他設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び <u>A2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A3. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに  <u>3日間</u>  <u>10日間</u>	運転起動高温停止	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、低圧注水系2系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※4</sup> とともに、その他設備 <sup>※5</sup> が動作可能であることを確認する。 及び <u>A2. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。</u>	速やかに  <u>3日間</u>	
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間		B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は、高温停止にする。 及び B2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止燃料交換 <sup>※7</sup>	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※4</sup> とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する <sup>※8</sup> 。 及び <u>A3. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※6</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 及び <u>A4. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が65℃以下であることを確認する。</u>	速やかに  速やかに  速やかに	冷温停止燃料交換 <sup>※6</sup>	A. 動作可能な静的触媒式水素再結合器が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、第40条で要求される非常用炉心冷却系1系列を起動し、動作可能であることを確認する <sup>※4</sup> とともに、残りの非常用炉心冷却系が動作可能であることを確認する <sup>※7</sup> 。 及び <u>A3. 当直長は使用済燃料プール水位がオーバーフロー水位付近であること及び水温が65℃以下であることを確認する。</u>	速やかに  速やかに  速やかに	
<sup>※4</sup> : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 <sup>※5</sup> : 残りの低圧注水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 <sup>※6</sup> : <u>原子炉建屋トップペントをいう。</u> <sup>※7</sup> : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 <sup>※8</sup> : 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 (中略)				<sup>※4</sup> : 運転中のポンプについては、運転状態により確認する。 <sup>※5</sup> : 残りの低圧注水系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 <sup>※6</sup> : 原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合 <sup>※7</sup> : 「動作可能であること」の確認は、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 (中略)				





柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 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。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び <u>A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備<sup>※4</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 又は <u>A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※5</sup>が動作可能であることを確認する。</u>	速やかに  速やかに  <u>速やかに</u>  <u>速やかに</u>	冷温停止燃料交換	A. 常設代替交流電源設備による電源系が動作不能の場合	A1. 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。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。	速やかに  速やかに	
※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※4： <u>号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C（C）系又はM/C（D）系の受電をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるためにケーブルを接続する等の補完措置を含む。なお、6号炉側の電路が自主対策設備であることから、号炉間電力融通ケーブルを使用した場合の復旧までの完了時間は10日間となる。</u> ※5： <u>第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいい、当該系統で要求される準備時間を満足させるための補完措置を含む。</u> (中略)				※3：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。   (中略)				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
66-12-3 号炉間電力融通電気設備 (中略)				66-12-3 号炉間電力融通電気設備 (中略)				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
運転 起動 高温停止	A. 所要数を満足していない場合	A 1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。	速やかに	A 1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。	A. 所要数を満足していない場合	A 1. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び	3日間					
		A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*2が動作可能であることを確認する。	3日間	A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*2が動作可能であることを確認する。		A 1. 2. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備*2が動作可能であることを確認する。	3日間	
		及び	30日間	及び				
		A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。		A 1. 3. 当直長は、当該系統を動作可能な状態に復旧する。	30日間	
		又は		又は				
		A 2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。	速やかに	A 2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。		A 2. 1. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認するとともに、その他の設備*1が動作可能であることを確認する。	速やかに	
		及び	3日間	及び				
		<u>A 2. 2. 1. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備*3が動作可能であることを確認する。</u>	<u>3日間</u>					
		又は		又は				
		A 2. 2. <u>2.</u> 当直長は、代替措置*4を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間	A 2. 2. 当直長は、代替措置*3を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。		A 2. 2. 当直長は、代替措置*3を検討し原子炉主任技術者の確認を得て実施する。	3日間	
		及び	10日間	及び		10日間		
	B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	B 1. 当直長は、高温停止にする。		B 1. 当直長は、高温停止にする。	24時間	
		及び	36時間	及び		36時間		
		B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	B 2. 当直長は、冷温停止にする。		B 2. 当直長は、冷温停止にする。	36時間	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
冷温停止燃料交換	A. 所要数を満足していない場合	A1. 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。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。 又は <u>A3. 2. 当直長は、当該機能を補完する自主対策設備<sup>※3</sup>が動作可能であることを確認する。</u> 又は A3. 3. 当直長は、代替措置 <sup>※4</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施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	冷温停止燃料交換	A. 所要数を満足していない場合	A1. 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。 及び A2. 当直長は、非常用ディーゼル発電機1台を起動し、動作可能であることを確認する。 及び A3. 1. 当直長は、当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備 <sup>※2</sup> が動作可能であることを確認する。 又は A3. 2. 当直長は、代替措置 <sup>※3</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施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	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。 <u>※3：第二代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）をいう。</u> ※4：代替品の補充等。 （中略）				※1：残りの非常用ディーゼル発電機2台をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。 ※2：常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）をいう。 ※3：代替品の補充等。 （中略）				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考												
<p>表 6 6 - 1 3 計装設備</p> <p>6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="112 384 1172 594"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること*1*3</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること*1*2*<del>3</del></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及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並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：<u>主要パラメータ及び代替パラメータに記載する</u>[ ]は，有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。運転上の制限は適用しないが，<u>要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。</u></p> <p>(中略)</p>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること*1*3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること*1*2* <del>3</del>	<p>表 6 6 - 1 3 計装設備</p> <p>6 6 - 1 3 - 1 主要パラメータ及び代替パラメータ</p> <p>(1) 運転上の制限</p> <table border="1" data-bbox="1374 384 2433 594"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1チャンネル以上が監視可能であること*1*3</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>主要パラメータの推定が可能であること*1*2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及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並びに計器ベント等の計器校正時は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※2：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できれば運転上の制限を満足していないとはみなさない。</p> <p>※3：[ ]は，有効監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。<u>有効監視パラメータは運転上の制限を適用しない。</u></p> <p>(中略)</p>	項 目	運転上の制限	主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること*1*3	代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること*1*2	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>
項 目	運転上の制限													
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること*1*3													
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること*1*2* <del>3</del>													
項 目	運転上の制限													
主要パラメータ	1チャンネル以上が監視可能であること*1*3													
代替パラメータ	主要パラメータの推定が可能であること*1*2													

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
6. 原子炉格納容器内の温度				6. 原子炉格納容器内の温度				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		
運転 起動 高温停止	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。		
		③格納容器内圧力(S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。		③格納容器内圧力(S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。		
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。		
		②格納容器内圧力(S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。		②格納容器内圧力(S/C)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。		
		③ <u>[サブプレッション・チェンバ気体温度]</u>	<u>監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により、温度を推定する。</u>		①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。		②サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。		

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
7. 原子炉格納容器内の圧力				7. 原子炉格納容器内の圧力				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		適用される 原子炉の状態	主要パラメータ 要素	代替パラメータ 要素 推定方法		
運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。	運 転 起 動 高 温 停 止	格納容器内圧力 (D/W)	①格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (S/C) により推定する。	
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。			②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。	
		③ <u>〔格納容器内圧力 (D/W)〕</u>	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>			①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。	
	格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W) により推定する。	格納容器内圧力 (S/C)	②サブプレッション・チェンバ氣體温度	飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。		
		②サブプレッション・チェンバ氣體温度	格納容器内圧力 (S/C) を推定する。			②サブプレッション・チェンバ氣體温度	飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ氣體温度により格納容器内圧力 (S/C) を推定する。	
		③ <u>〔格納容器内圧力 (S/C)〕</u>	<u>監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により、圧力を推定する。</u>					

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
8. 原子炉格納容器内の水位				8. 原子炉格納容器内の水位				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		
運転 起動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) の注水量により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		
		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		②復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		
		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		③格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。		
		④ <u>[サプレッション・チェンバ・プール水位]</u>	<u>監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。</u>					
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。		②復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水量により、格納容器下部水位を推定する。		
		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		③復水貯蔵槽水位 (SA)	水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。		
(中略)				(中略)				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
10. 原子炉格納容器内の放射線量率				10. 原子炉格納容器内の放射線量率				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法	
運転 起動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	運転 起動 高温停止	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (D/W)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② [エアリア放射線モニタ]	<u>監視可能であれば、エアリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</u>			①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	格納容器内 雰囲気放射線 レベル (S/C)	①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		② [エアリア放射線モニタ]	<u>監視可能であれば、エアリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</u>			①主要パラメータの他 チャンネル	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	



柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
11. 未臨界の維持又は監視				11. 未臨界の維持又は監視				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		
起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	起 動 <sup>※8</sup> 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※9</sup>	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	
		②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。			②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。	
		③ [制御棒操作監視系]	<u>制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。</u>	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。		
運 転 起 動	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	運 転 起 動	平均出力領域モニタ	②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。			②起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	
		③ [制御棒操作監視系]	<u>制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。</u>	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。		
	[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	起動領域モニタにより推定する。	②平均出力領域モニタ	平均出力領域モニタにより推定する。			

※8：計数領域の場合に適用する。

※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
(中略)

※8：計数領域の場合に適用する。

※9：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合は除く。  
(中略)

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考	
13. 格納容器バイパスの監視 (中略) (2) 原子炉格納容器内の状態				13. 格納容器バイパスの監視 (中略) (2) 原子炉格納容器内の状態				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更	
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素			
			推定方法				推定方法		
運転 起動 高温停止	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	ドライウエル 雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。	ドライウエル 雰囲気温度		②格納容器内圧力(D/W)
		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。		②格納容器内圧力(D/W)	飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウエル雰囲気温度を推定する。			
	格納容器内 圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)により推定する。	格納容器内 圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)により推定する。	格納容器内 圧力(D/W)	②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。			
		③[格納容器圧力(D/W)]	<u>監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により、圧力を推定する。</u>		②ドライウエル雰囲気温度	飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。			
	(3) 原子炉建屋内の状態				(3) 原子炉建屋内の状態				
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素			
			推定方法				推定方法		
運転 起動 高温停止	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。	高圧炉心注水系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。
		②[エア放射線モニタ]	<u>エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。</u>		②[エア放射線モニタ]	<u>エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。</u>			
	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。	残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA)	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。			
		②[エア放射線モニタ]	<u>エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。</u>						

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
14. 水源の確保				14. 水源の確保				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		適用される原子炉の状態	主要パラメータ	代替パラメータ		
	要素	要素	推定方法		要素	要素	推定方法	
運転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※11</sup>	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。	運 転 起 動 高温停止 冷温停止 燃料交換 <sup>※11</sup>	復水貯蔵槽水位 (SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。	
		②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。			②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力	注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。	
		<u>③「復水貯蔵槽水位」</u>	<u>監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。</u>					
※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合				※11：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合 (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		適用される原子炉の状態	主要パラメータ要素	代替パラメータ要素 推定方法		
運転 起動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。 また、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。	運転 起動 高温停止	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。 また、サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
		①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)				①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)		
		①残留熱除去系系統流量				①残留熱除去系系統流量		
		②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。			②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。	
		③ <u>「サプレッション・チェンバ・プール水位」</u>	<u>監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。</u>					
(中略)				(中略)				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
表 6 6 - 1 4 運転員が中央制御室にとどまるための設備				表 6 6 - 1 4 運転員が中央制御室にとどまるための設備				運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
6 6 - 1 4 - 1 中央制御室の居住性確保 (中略)				6 6 - 1 4 - 1 中央制御室の居住性確保 (中略)				
適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	適用される 原子炉 の 状 態	条 件	要求される措置	完了時間	
運 転 起 動 高温停止	A. 中央制御室可搬型陽圧化 空調機による中央制御室 の加圧系が動作不能の場 合	A 1. 当直長は、7号炉の中央 制御室非常用換気空調系 1系列を起動し、動作可 能であることを確認する とともに、その他の設備 *9が動作可能であること を確認する。	速やかに	運 転 起 動 高温停止	A. 中央制御室可搬型陽圧化 空調機による中央制御室 の加圧系が動作不能の場 合	A 1. 当直長は、7号炉の中央 制御室非常用換気空調系 1系列を起動し、動作可 能であることを確認する とともに、その他の設備 *9が動作可能であること を確認する。	速やかに	
		及び A 2. 当直長は、代替措置*10 を検討し、原子炉主任技 術者の確認を得て実施す る。	3日間			及び A 2. 当直長は、代替措置*10 を検討し、原子炉主任技 術者の確認を得て実施す る。	3日間	
		及び A 3. 当直長は、当該系統を動 作可能な状態に復旧す る。	10日間			及び A 3. 当直長は、当該系統を動 作可能な状態に復旧す る。	10日間	
	B. 中央制御室待避室陽圧化装 置(空気ポンペ)による 中央制御室待避室の加圧 系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、7号炉の中央 制御室非常用換気空調系 1系列を起動し、動作可 能であることを確認する とともに、その他の設備 *9が動作可能であること を確認する。	速やかに		B. 中央制御室待避室陽圧化装 置(空気ポンペ)による 中央制御室待避室の加圧 系が動作不能の場合	B 1. 当直長は、7号炉の中央 制御室非常用換気空調系 1系列を起動し、動作可 能であることを確認する とともに、その他の設備 *9が動作可能であること を確認する。	速やかに	
		及び <u>B 2. 当直長は当該機能を補完 する自主対策設備*11が 動作可能であることを確 認する。</u>	<u>3日間</u>			及び		
		及び <u>B 3. 当直長は、当該系統を動 作可能な状態に復旧す る。</u>	<u>10日間</u>			<u>B 2. 当直長は、当該系統を動 作可能な状態に復旧す る。</u>	<u>3日間</u>	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前				変更後				備考
適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	適用される原子炉の状態	条件	要求される措置	完了時間	
運転起動高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※12</sup> 。	10日間  10日間	運転起動高温停止	C. 動作可能なデータ表示装置（待避室）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計、可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	C1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する。 又は C2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する <sup>※11</sup> 。	10日間  10日間	運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更
	D. 条件A、B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間		D. 条件A、B又はCで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1. 当直長は、高温停止にする。 及び D2. 当直長は、冷温停止にする。	24時間  36時間	
冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	冷温停止燃料交換	A. 動作可能な可搬型蓄電池内蔵型照明又は中央制御室用乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ）が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は、当該設備を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 及び A2. 当直長は、代替措置 <sup>※10</sup> を検討し、原子炉主任技術者の確認を得て実施する措置を開始する。	速やかに  速やかに	
炉心変更時 <sup>※8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>※8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	炉心変更時 <sup>※8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	A. 炉心変更時 <sup>※8</sup> 又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において要求される設備が、運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 当直長は、炉心変更を中止する。 及び A2. 当直長は、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を中止する。	速やかに  速やかに	
<p>※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p> <p>※9：残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の加圧をいう。（準備時間短縮の補完措置を含む）</p> <p>※12：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。 (中略)</p>				<p>※8：停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒の挿入・引抜を除く。</p> <p>※9：残りの中央制御室非常用換気空調系1系列をいい、至近の記録等により動作可能であることを確認する。</p> <p>※10：代替品の補充等をいう。</p> <p>※11：10日間以内に代替措置が完了した場合、当該設備が復旧するまで運転上の制限の逸脱は継続するが、10日間を超えたとしても条件Dには移行しない。 (中略)</p>				

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変更前					変更後					備考												
(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合) 第74条 (中略)					(予防保全を目的とした保全作業を実施する場合) 第74条 (中略)					運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>関連条文</th> <th>点検対象設備</th> <th>第74条適用時期</th> <th>保全作業時の措置</th> <th>実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第66条 (66-14-1)</td> <td>・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)</td> <td>運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>                     ・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。                      ・<u>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室退避室の加圧ができることを確認する。</u> </td> <td>点検前<sup>※5</sup> その後、<u>10日</u>に1回</td> </tr> </tbody> </table>	関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	第66条 (66-14-1)	・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)	運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。 ・ <u>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室退避室の加圧ができることを確認する。</u>		点検前 <sup>※5</sup> その後、 <u>10日</u> に1回	<table border="1"> <thead> <tr> <th>関連条文</th> <th>点検対象設備</th> <th>第74条適用時期</th> <th>保全作業時の措置</th> <th>実施頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第66条 (66-14-1)</td> <td>・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)</td> <td>運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換</td> <td>・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。</td> <td>点検前<sup>※5</sup> <u>点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</u></td> </tr> </tbody> </table>	関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度	第66条 (66-14-1)	・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)	運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。	点検前 <sup>※5</sup> <u>点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</u>
関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度																		
第66条 (66-14-1)	・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)	運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。 ・ <u>カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室退避室の加圧ができることを確認する。</u>	点検前 <sup>※5</sup> その後、 <u>10日</u> に1回																		
関連条文	点検対象設備	第74条適用時期	保全作業時の措置	実施頻度																		
第66条 (66-14-1)	・中央制御室退避室陽圧化装置(空気ポンペ)	運転起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	・6号炉及び7号炉の中央制御室換気空調系1系列が動作可能であることを確認する。	点検前 <sup>※5</sup> <u>点検期間が完了時間(3日)を超えて点検を実施する場合は、その後、1週間に1回</u>																		
(省略)					(省略)																	

柏崎刈羽原子力発電所 原子炉施設保安規定 変更比較表

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">附 則</p> <p>附則（令和 5 年 12 月 20 日 原規規発第 2312208 号） （施行期日） 第 1 条 この規定は、令和 6 年 8 月 1 1 日から施行する。</p> <p><u>附則（令和 5 年 12 月 13 日 原規規発第 2312131 号）</u> <u>（施行期日）</u> <u>第 1 条</u> <u>この規定は、令和 5 年 1 2 月 2 2 日から施行する。</u></p> <p>（省略）</p>	<p style="text-align: center;">附 則</p> <p><u>附則（令和 年 月 日 原規規発第 号）</u> <u>（施行期日）</u> <u>第 1 条</u> <u>この規定は、原子力規制委員会の認可を受けた日から 1 0 日以内に施行する。</u> <u>2. 本規定施行の際、規定の適用については、原子炉の状態が「運転、起動、高温停止」となる前において、本規定施行の日から適用する。ただし、本規定施行の日が附則（令和 2 年 10 月 30 日 原規規発第 2010305 号）で定める日より前の場合は、当該附則で定める日から適用する。</u></p> <p>附則（令和 5 年 12 月 20 日 原規規発第 2312208 号） （施行期日） 第 1 条 この規定は、令和 6 年 8 月 1 1 日から施行する。</p> <p>（省略）</p>	<p>運転上の制限を逸脱した場合における要求される措置等の変更</p>