総 室 発 第 3 2 号
平成 26 年 5 月 20 日

原子力規制委員会　殿

東京都千代田区神田美土代町 1 番地 1
日本原子力発電株式会社
取締役社長　濱　田　康　男

東海第二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 項の規定により，下記のとおり保安規定の変更の認可を申請いたします。

記

１．変更内容

昭和 52 年 12 月 20 日付 52 安(原規)第 365 号をもって認可を受け，別紙のとおり変更認可を受けた東海第二発電所原子炉施設保安規定の記述を，別添の東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表の変更後欄のとおり変更する。（ただし，下線，変更箇所表示部は含まない。）

２．変更の理由

（１）原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

原子力規制委員会設置法（平成 24 年 6 月 27 日公布）の一部施行に伴い，関係規則の整備等が行われ，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」等が改正されたことから，以下の条文の変更及び新規条文の追加を行う。

・第５条（保安に関する職務）
・第７条（原子炉施設保安運営委員会）
・第１３条（巡視点検）
・第１７条（地震・火災発生時の対応）
・第１７条の２（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）
・第１７条の３（内部溢水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）
・第２７条（計測及び制御設備）
・第３９条（非常用炉心冷却系その１）
・第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）
・第６２条（非常用ディーゼル発電機燃料油等）
・第７１条の２（重大事故等対処設備の計測及び制御設備）
・第７１条の３（重大事故等対処設備）
・第７２条（運転上の制限の確認）
・第７３条（運転上の制限を満足しない場合）
・第１０７条（保守管理計画）
・第１０７条の２（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針）
・第１０８条の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を行う体制の整備）
・第１０８条の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体制の整備）
・添付１　原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第７７条関連）

（２）有効性評価の解析条件の反映に伴う変更

有効性評価の解析条件について，保安規定への反映を行う。

・添付１　原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第７７条関連）

（３）記載の適正化に伴う変更

原子力規制委員会設置法の一部施行に伴う保安規定の変更に合わせ，記載の適正化を行う。

・第４１条（原子炉隔離時冷却系）
・第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）
・第９８条（周辺監視区域）
・添付１　原子炉がスクラムした場合の運転操作基準（第７７条関連）
・添付２　管理区域図（第９２条及び第９３条関連）
・添付３　保全区域図（第９７条関連）

３．施行期日

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から１０日以内に施行する。ただし，第６２条（非常用ディーゼル発電機燃料油等），第７１条の２（重大事故等対処設備の計測及び制御設備）及び第７１条の３（重大事故等対処設備）については，重大事故等対処設備に係る全ての使用前検査合格日から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

以　上

別　紙

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更認可の経緯

	認　可　年　月　日	認　可　証　番　号
1	昭和53年10月25日	53安(原規)第314号
2	昭和53年11月28日	53安(原規)第345号
3	昭和54年 5月19日	54資庁第3402号
4	昭和54年 7月10日	54資庁第8348号
5	昭和54年10月31日	54資庁第11682号
6	昭和55年 1月26日	54資庁第16796号
7	昭和55年 6月30日	55資庁第8072号
8	昭和55年 8月29日	55資庁第10599号
9	昭和56年 8月20日	56資庁第10448号
10	昭和56年11月24日	56資庁第13059号
11	昭和57年 3月19日	57資庁第3873号
12	昭和57年 6月18日	57資庁第7877号
13	昭和57年 7月31日	57資庁第10881号
14	昭和58年 2月 8日	57資庁第19484号
15	昭和58年 8月29日	58資庁第11324号
16	昭和58年12月14日	58資庁第15522号
17	昭和59年 6月27日	59資庁第7901号
18	昭和60年 3月13日	60資庁第2088号
19	昭和60年 6月24日	60資庁第8545号
20	昭和61年 6月19日	61資庁第8018号
21	昭和62年 2月14日	62資庁第1075号
22	昭和63年 2月 4日	62資庁第16314号
23	昭和63年 4月 6日	63資庁第2499号
24	平成元年 3月31日	元資庁第3499号
25	平成 2年 3月23日	2資庁第1878号
26	平成 3年 6月25日	3資庁第6923号
27	平成 4年10月19日	4資庁第9741号
28	平成 6年 6月14日	6資庁第6373号
29	平成 8年 6月25日	8資庁第6662号
30	平成 8年10月11日	8資庁第9955号
31	平成 9年 9月11日	平成09・08・04資第20号
32	平成12年 6月26日	平成12・06・12資第 5号

	認　可　年　月　日	認　可　証　番　号
33	平成13年 1月 5日	平成12･08･31資第14号
34	平成13年 2月23日	平成13･02･15原第16号
35	平成13年 3月30日	平成13･03･23原第23号
36	平成13年 6月28日	平成13･05･31原第30号
37	平成13年10月29日	平成13･09･26原第 6号
38	平成14年 9月17日	平成14･08･05原第12号
39	平成14年10月11日	平成14･09･18原第 1号
40	平成15年 4月24日	平成15･04･10原第 4号
41	平成15年 6月 4日	平成15･05･29原第 3号
42	平成15年 9月10日	平成15･08･15原第14号
43	平成15年10月 9日	平成15･09･17原第 4号
44	平成16年 5月20日	平成15･12･19原第42号
45	平成16年 6月 7日	平成16･05･24原第12号
46	平成17年 3月30日	平成17･03･04原第 2号
47	平成17年 4月21日	平成17･04･04原第13号
48	平成17年 8月25日	平成17･08･11原第 9号
49	平成18年 2月22日	平成18･01･27原第18号
50	平成18年 6月30日	平成18･06･12原第21号
51	平成18年12月12日	平成18･11･22原第 8号
52	平成19年 9月 6日	平成19･07･31原第23号
53	平成19年 9月 7日	平成19･07･31原第21号
54	平成19年12月13日	平成19･09･28原第41号 平成19･11･30原第 5号
55	平成20年 8月22日	平成20･07･11原第15号
56	平成20年12月12日	平成20･10･31原第18号
57	平成21年 5月13日	平成21･04･16原第51号
58	平成21年 6月29日	平成21･06･08原第 1号
59	平成21年 9月15日	平成21･09･10原第 1号
60	平成22年 2月 8日	平成22･01･05原第 1号
61	平成23年 5月 6日	平成23･04･08原第39号
62	平成23年 5月11日	平成23･04･21原第12号
63	平成23年 8月 4日	平成23･06･16原第18号
64	平成24年 3月 7日	平成24･02･03原第 1号
65	平成24年 6月21日	平成24･05･28原第 2号
66	平成25年 6月28日	原管 B 発第1306275号
67	平成26年 1月28日	原管 B 発第1401284号

	認　可　年　月　日	認　可　証　番　号
68	平成26年 4月1日	原規規発第1404011号

別添

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（保安に関する職務） **第５条**　保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。 （中略） ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 (1) 所長は，原子炉主任技術者の意見を尊重したうえで，発電所における保安に関する業務を統括する。 (2) 発電直は，原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。 (3) 発電運営グループは，発電室の運営管理に関する業務を行う。 (4) 運転管理グループは，原子炉施設の運転の計画及び管理に関する業務を行う。 (5) 運転支援グループは，当直業務の支援に関する業務を行う。 (6) 炉心・燃料グループは，燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (7) 放射線・化学管理グループは，放射線管理，放射性廃棄物管理，化学管理に関する業務及び安全管理室の運営管理に関する業務を行う。 (8) 保修運営グループは，保修室の運営管理に関する業務を行う。 (9) 保守総括グループは，原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。 (10) 電気・制御グループは，原子炉施設のうち電気，計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (11) 機械グループは，原子炉施設のうち機械関係設備（建物，構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (12) 工務・設備診断グループは，電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。 (13) 直営電気・制御グループは，電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (14) 直営機械グループは，機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (15) 総務グループは，保安教育の総括，初期消火活動のための体制の整備，文書管理及び総務室の運営管理に関する業務を行う。 (16) 安全・防災グループは，非常時の措置及び労働安全衛生管理に関する業務を行う。 (17) 渉外・報道グループは，地方自治体とのコミュニケーションに関する業務を行う。 (18) 経理グループは，資材業務に関する業務を行う。 (19) 品質保証グループは，品質保証活動の管理に関する業務を行う。 （以下，省略）	（保安に関する職務） **第５条**　保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。 （中略） ２．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務は次のとおり。 (1) 所長は，原子炉主任技術者の意見を尊重したうえで，発電所における保安に関する業務を統括する。 (2) 発電直は，原子炉施設の運転及び燃料取扱いに関する当直業務を行う。 (3) 発電運営グループは，発電室の運営管理に関する業務を行う。 (4) 運転管理グループは，原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における体制の整備，原子炉施設の運転の計画及び管理に関する業務を行う。 (5) 運転支援グループは，当直業務の支援に関する業務を行う。 (6) 炉心・燃料グループは，燃料の管理（発電直所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (7) 放射線・化学管理グループは，放射線管理，放射性廃棄物管理，化学管理に関する業務及び安全管理室の運営管理に関する業務を行う。 (8) 保修運営グループは，保修室の運営管理に関する業務を行う。 (9) 保守総括グループは，原子炉施設の保守管理の総括に関する業務を行う。 (10) 電気・制御グループは，原子炉施設のうち電気，計測制御関係設備の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営電気・制御グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (11) 機械グループは，原子炉施設のうち機械関係設備（建物，構築物を含む。）の保守管理（工務・設備診断グループ及び直営機械グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (12) 工務・設備診断グループは，電気・制御グループ又は機械グループと協議して定める原子炉施設の保全のうち設備診断の実施に関する業務及び技術センターの運営管理に関する業務を行う。 (13) 直営電気・制御グループは，電気・制御グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (14) 直営機械グループは，機械グループと協議して定める原子炉施設の保全の実施（工務・設備診断グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。 (15) 総務グループは，保安教育の総括，文書管理及び総務室の運営管理に関する業務を行う。 (16) 安全・防災グループは，火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。），重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」という。）及び大規模な自然災害又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（以下「大規模損壊発生時」という。）における体制の整備，非常時の措置並びに労働安全衛生管理に関する業務を行う。 (17) 渉外・報道グループは，地方自治体とのコミュニケーションに関する業務を行う。 (18) 経理グループは，資材業務に関する業務を行う。 (19) 品質保証グループは，品質保証活動の管理に関する業務を行う。 （以下，省略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（原子炉施設保安運営委員会） **第７条**　発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。 ２．運営委員会は，発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し，確認する。 ただし，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。 (1) 運転管理に関する手順の制定及び改正 イ．運転員の構成人員に関する事項 ロ．当直の引継方法に関する事項 ハ．原子炉の起動及び停止操作に関する事項 ニ．巡視点検に関する事項 ホ．異常時の操作に関する事項 ヘ．警報発生時の措置に関する事項 ト．原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 チ．定期試験に関する事項 (2) 燃料管理に関する手順の制定及び改正 イ．新燃料及び使用済燃料の運搬に関する事項 ロ．新燃料及び使用済燃料の貯蔵に関する事項 ハ．燃料の検査及び取替に関する事項 (3) 放射性廃棄物管理に関する手順の制定及び改正 イ．放射性固体廃棄物の保管及び運搬に関する事項 ロ．放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項 ハ．放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項 ニ．放出管理用計測器の管理に関する事項 (4) 放射線管理に関する手順の制定及び改正 イ．管理区域の設定，区域区分及び特別措置を要する区域に関する事項 ロ．管理区域の出入管理及び遵守事項に関する事項 ハ．保全区域に関する事項 ニ．周辺監視区域に関する事項 ホ．線量の評価に関する事項 ヘ．除染に関する事項 ト．外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 チ．放射線計測器類の管理に関する事項 リ．管理区域内で使用した物品の搬出及び運搬に関する事項 (5) 保守管理に関する手順の制定及び改正 (6) 改造の実施に関する事項 (7) 原子炉施設の定期的な評価の結果　〔第１０条（原子炉施設の定期的な評価）〕 (8) 非常時における運転操作に関する手順の制定及び改正（第１１０条（原子力防災資機材等）） (9) 保安教育実施計画の策定（第１１８条（所員への保安教育））に関する事項 (10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項 （以下，省略）	（原子炉施設保安運営委員会） **第７条**　発電所に原子炉施設保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。 ２．運営委員会は，発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し，確認する。 ただし，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。 (1) 運転管理に関する手順の制定及び改正 イ．運転員の構成人員に関する事項 ロ．当直の引継方法に関する事項 ハ．原子炉の起動及び停止操作に関する事項 ニ．巡視点検に関する事項 ホ．異常時の操作に関する事項 ヘ．警報発生時の措置に関する事項 ト．原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 チ．定期試験に関する事項 (2) 燃料管理に関する手順の制定及び改正 イ．新燃料及び使用済燃料の運搬に関する事項 ロ．新燃料及び使用済燃料の貯蔵に関する事項 ハ．燃料の検査及び取替に関する事項 (3) 放射性廃棄物管理に関する手順の制定及び改正 イ．放射性固体廃棄物の保管及び運搬に関する事項 ロ．放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項 ハ．放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項 ニ．放出管理用計測器の管理に関する事項 (4) 放射線管理に関する手順の制定及び改正 イ．管理区域の設定，区域区分及び特別措置を要する区域に関する事項 ロ．管理区域の出入管理及び遵守事項に関する事項 ハ．保全区域に関する事項 ニ．周辺監視区域に関する事項 ホ．線量の評価に関する事項 ヘ．除染に関する事項 ト．外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項 チ．放射線計測器類の管理に関する事項 リ．管理区域内で使用した物品の搬出及び運搬に関する事項 (5) 保守管理に関する手順の制定及び改正 (6) 改造の実施に関する事項 (7) 原子炉施設の定期的な評価の結果　（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）） (8) 非常時における運転操作に関する手順の制定及び改正（第１０８条の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を行う体制の整備），第１０８条の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体制の整備），第１１０条（原子力防災資機材等）） (9) 保安教育実施計画の策定（第１１８条（所員への保安教育））に関する事項 (10) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項 （以下，省略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（巡視点検） **第１３条**　発電長は，毎日１回以上，原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第９４条（管理区域内における特別措置）第１項で定める区域を除く。）を巡視し，次の施設及び設備について点検を行う。 (1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源，給排水及び排気施設 ２．発電長は，「運転管理業務要項」の定めるところにより１ヶ月に１回以上，原子炉施設（格納容器内部及び第９４条（管理区域内における特別措置）第１項で定める区域）の巡視を行う。ただし，特に立入が困難な区域は，巡視に替えて毎日１回以上，遠隔監視を行う。	（巡視点検） **第１３条**　各マネージャーは，毎日１回以上，原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第９４条（管理区域内における特別措置）第１項で定める区域を除く。）を巡視し，次の施設及び設備について点検を行う。 (1) 原子炉冷却系統施設 (2) 制御材駆動設備 (3) 電源，給排水及び排気施設 ２．発電長は，「運転管理業務要項」の定めるところにより１ヶ月に１回以上，原子炉施設（格納容器内部及び第９４条（管理区域内における特別措置）第１項で定める区域）の巡視を行う。ただし，特に立入が困難な区域は，巡視に替えて毎日１回以上，遠隔監視を行う。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（地震・火災等発生時の対応） **第１７条**　各マネージャーは，地震・火災が発生した場合は，次の措置を講じるとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (1) 震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。 (2) 原子炉施設に火災が発生した場合は，早期消火及び延焼の防止に努め，鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。 ２．初期消火活動のための体制の整備として，次の措置を講じる。 (1) 総務グループマネージャーは，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。※2 (2) 総務グループマネージャーは，初期消火活動を行う要員として，１１名以上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。 (3) 総務グループマネージャーは，初期消火活動を行うため，表１７に示す化学消防自動車及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。 (4) 発電長は，第１３条（巡視点検）に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。 (5) 各マネージャーは，震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後発電所内※3の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (6) 総務グループマネージャーは，前各号に定める初期消火活動のための体制について，総合的な訓練及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な見直しを行う。 ３．発電長は，山火事，台風，津波等の影響により，原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，発電室長に報告する。発電室長は，所長，原子炉主任技術者及び各室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。 ※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。 ※２：専用回線，通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。 ※３：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，系統及び機器とする。 表１７ 設　備 ／ 数　量 化学消防自動車※4 ／ １台※5 泡消火薬剤（化学消防自動車保有分含む） ／ 1,500Ｌ以上 ※４：400L 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。 ※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。	（地震・火災等発生時の対応） **第１７条**　各マネージャーは，地震・火災が発生した場合は，次の措置を講じるとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 (1) 震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。また，地震終了後発電所内※2の火災発生の有無を確認する。 (2) 原子炉施設に火災が発生した場合は，早期消火及び延焼の防止に努め，鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。 ２．発電長は，大規模な自然災害，テロリズム等の影響により，原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，発電室長に報告する。発電室長は，所長，原子炉主任技術者及び各室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。 ※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。 ※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，系統及び機器並びに重大事故等対処設備とする。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（電源機能等喪失時の体制の整備） 第１７条の２　安全・防災グループマネージャーは，津波によって交流電源を供給する全ての設備，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」という。）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，次の各号に掲げる事項の計画を策定し，所長の承認を得る。 (1) 電源機能等喪失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 (2) 電源機能等喪失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訓練 (3) 電源機能等喪失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電源車※1，ポンプ※2，ホース及びその他資機材の配備 ２．各マネージャーは，前項の計画に基づき，電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。 ３．各マネージャーは，前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・防災グループマネージャーに報告する。安全・防災グループマネージャーは，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。 ※１：電源装置と電源装置用運搬車を組み合せたものを含む。 ※２：ポンプとは，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車又は可搬式動力ポンプ設備をいう。	（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） 第１７条の２　安全・防災グループマネージャーは，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動※1を含む火災防護対策を行う体制の整備として，次の各号に掲げる事項の計画を策定し，所長の承認を得る。 (1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備の中央制御室への設置※2 (2) 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要員の配置 (3) 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要員に対する訓練 (4) 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化学消防自動車，泡消火薬剤及びその他資機材の配備 (5) 発電所における持込物（可燃物）の管理 ２．各マネージャーは，前項の計画に基づき，火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。また，各マネージャーは，第１３条（巡視点検）に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。 ３．各マネージャーは，前項に定める火災発生時におけるそれぞれの措置について，定期的に評価するとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 ４．安全・防災グループマネージャーは，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，この評価の結果及び前項の報告に基づき必要な措置を講じる。 ※１：消防機関への通報，消火又は延焼の防止その他消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。以下，本条において同じ。 ※２：専用回線，通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

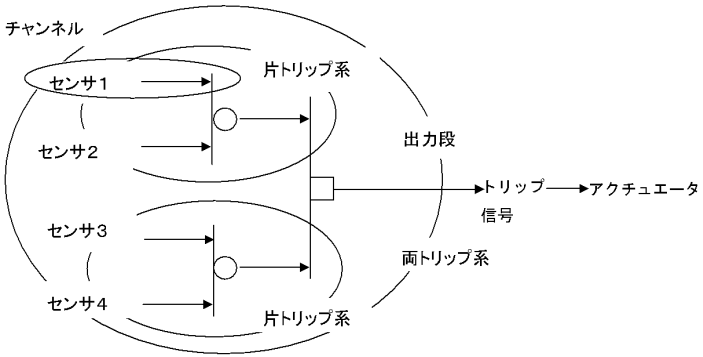
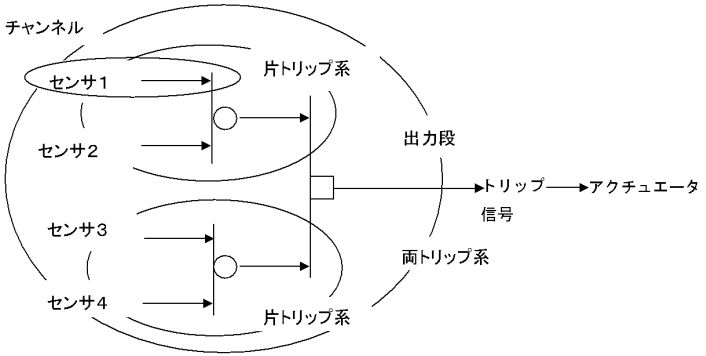
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	（内部溢水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） 第１７条の３　運転管理グループマネージャーは，内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための体制の整備として，次の各号に掲げる事項の計画を策定し，所長の承認を得る。 (1) 内部溢水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 (2) 内部溢水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訓練 (3) 内部溢水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照明器具，無線機器及びその他の資機材の配備 ２．各マネージャーは，前項の計画に基づき，内部溢水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。 ３．各マネージャーは，前項に定める内部溢水発生時におけるそれぞれの措置について，定期的に評価するとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，運転管理グループマネージャーに報告する。 ４．運転管理グループマネージャーは，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，この評価の結果及び前項の報告に基づき必要な措置を講じる。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（計測及び制御設備） **第２７条**　原子炉の状態に応じて，次の計測及び制御設備※1は，表２７－１で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 原子炉保護系計装 (2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装 (3) 非常用炉心冷却系計装 （低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装） (4) 格納容器隔離系計装 （主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装（原子炉建屋ガス処理系計装）） (5) その他の計装 （非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装） ２．計測及び制御設備が第１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。 (1) 発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，原子炉の状態に応じて表２７－２の各項目を実施する。また，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，その結果を発電長に通知する。なお，発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは第１項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には，誤動作※2又は誤不動作※3等の観点から，運転上の制限を満足するかどうかを判断する。 ３．発電長は，計測及び制御設備が第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２７－３の措置を講じる。なお，同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には，個々の要素に対して表２７－３の措置を講じる。 ※１：適用範囲は，センサから論理回路の出力段までとし，アクチュエータは含まない。また，トリップ系の定義の例は次のとおり。  	（計測及び制御設備） **第２７条**　原子炉の状態に応じて，次の計測及び制御設備※1は，表２７－１で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 原子炉保護系計装 (2) 起動領域モニタ（中性子源領域）計装 (3) 非常用炉心冷却系計装 （低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装） (4) 格納容器隔離系計装 （主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装（原子炉建屋ガス処理系計装）） (5) その他の計装 （非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装） ２．計測及び制御設備が第１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。 (1) 発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，原子炉の状態に応じて表２７－２の各項目を実施する。また，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，その結果を発電長に通知する。なお，発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは第１項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には，誤動作※2又は誤不動作※3等の観点から，運転上の制限を満足するかどうかを判断する。 ３．発電長は，計測及び制御設備が第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２７－３の措置を講じる。なお，同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には，個々の要素に対して表２７－３の措置を講じる。 ※１：適用範囲は，センサから論理回路の出力段までとし，アクチュエータは含まない。また，トリップ系の定義の例は次のとおり。  	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
※２：本条における誤動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず，誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。
※３：本条における誤不動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，トリップ信号を出力しない状態，又は，そのような状態が発生すると推定される状態をいう。

表２７－１
<table>
<tr><th>項　目</th><th>運転上の制限</th></tr>
<tr><td>計測及び制御設備</td><td>動作可能※４であること
なお，適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については，表２７－３にて定める。</td></tr>
</table>
※４：本条における動作可能とは，当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で，当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とはみなさない。

（中略）
</td>
<td>
※２：本条における誤動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず，誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。
※３：本条における誤不動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，トリップ信号を出力しない状態，又は，そのような状態が発生すると推定される状態をいう。

表２７－１
<table>
<tr><th>項　目</th><th>運転上の制限</th></tr>
<tr><td>計測及び制御設備</td><td>動作可能※４であること
なお，適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については，表２７－３にて定める。</td></tr>
</table>
※４：本条における動作可能とは，当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で，当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とはみなさない。

（中略）
</td>
<td>・変更なし</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（８）事故時計装 表２７－２－５－８ <table><tr><th>要　素</th><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr><tr><td rowspan="2">1.原子炉圧力 2.原子炉水位（広帯域） 3.原子炉水位（燃料域） 4.ドライウェル圧力 5.格納容器内雰囲気線量当量率</td><td>発電長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。</td><td>毎日１回</td></tr><tr><td>電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正を実施する。</td><td>定検停止時</td></tr></table> （中略）	（中略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更及び重大事故等対処設備の条文への移行

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（8）事故時計装 事故時計装の要素に動作不能が発生し，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 表 27－3－5－8		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更及び重大事故等対処設備の条文への移行

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
1.原子炉圧力 2.原子炉水位（広帯域） 3.原子炉水位（燃料域） 4.ドライウェル圧力	運転 起動	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.高温停止にする。	２４時間
5.格納容器内雰囲気線量当量率			A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）

（非常用炉心冷却系その１）

第３９条　原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については起動及び高温停止では，原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）において，非常用炉心冷却系は表３９－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系の起動準備中及び原子炉停止時冷却系の運転中は，当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）を動作不能とはみなさない。

２．非常用炉心冷却系が第１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) 電気・制御グループマネージャーは，定検停止時に，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し，その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は，定検停止後の原子炉起動前に表３９－２（項目３）に定める事項及び高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系（格納容器スプレイ系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1

(3) 発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については起動及び高温停止では，原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）において，表３９－２（項目３を除く）に定める事項を確認する。

３．発電長は，非常用炉心冷却系が第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３９－３－１又は表３９－３－２の措置を講じる。

※１：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッダ）までの注入配管（スプレイ配管）を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管（格納容器スプレイ配管を除く。）の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。以下，第４０条（非常用炉心冷却系その２）において同じ。

表３９－１

項　目		運転上の制限 （動作可能であるべき系列数）
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1※2
	低圧注水系 （格納容器スプレイ系）	3※2 （2）※3
	自動減圧系 （原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）	7※4
	高圧炉心スプレイ系	1※2

※２：１系列とは，ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下，第４０条（非常用炉心冷却系その２）において同じ。

※３：１系列とは，ポンプ，熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※４：自動減圧系の系列数は，１系列に相当する弁数をいう。

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）

（非常用炉心冷却系その１）

第３９条　原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については起動及び高温停止では，原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）において，非常用炉心冷却系は表３９－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系の起動準備中及び原子炉停止時冷却系の運転中は，当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）を動作不能とはみなさない。

２．非常用炉心冷却系が第１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) 電気・制御グループマネージャーは，定検停止時に，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，自動減圧系が模擬信号で作動すること及び格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し，その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は，定検停止後の原子炉起動前に表３９－２（項目３）に定める事項及び高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系（格納容器スプレイ系）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1

(3) 発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については起動及び高温停止では，原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）において，表３９－２（項目３を除く）に定める事項を確認する。

３．発電長は，非常用炉心冷却系が第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３９－３－１又は表３９－３－２の措置を講じる。

※１：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッダ）までの注入配管（スプレイ配管）を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管（格納容器スプレイ配管を除く。）の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。以下，第４０条（非常用炉心冷却系その２）において同じ。

表３９－１

項　目		運転上の制限 （動作可能であるべき系列数）
非常用炉心冷却系	低圧炉心スプレイ系	1※2
	低圧注水系 （格納容器スプレイ系）	3※2 （2）※3
	自動減圧系 （原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上）	7※4
	高圧炉心スプレイ系	1※2

※２：１系列とは，ポンプ及び必要な弁並びに主要配管をいう。以下，第４０条（非常用炉心冷却系その２）において同じ。

※３：１系列とは，ポンプ，熱交換器及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※４：自動減圧系の系列数は，１系列に相当する弁数をいう。

備考

・変更なし

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考

表３９－２

項　目	頻　度
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83MPa[gage]以上であることを確認する。	１ヶ月に１回
2. 高圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 2.50MPa[gage]以上で，流量が 401L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
3. 高圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 8.01MPa[gage]以上で，流量が 105L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に１回
4. 高圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
5. 低圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 1.66MPa[gage]以上で流量が 455 L/s 以上あることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
6. 低圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
7. 残留熱除去系ポンプの吐出圧力が 0.81MPa[gage]以上で流量が 470L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
8. 低圧注水系における注入弁，試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回

（以下，省略）

表３９－２

項　目	頻　度
1. 自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83MPa[gage]以上であることを確認する。	１ヶ月に１回
2. 高圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 2.50MPa 以上で，流量が 401L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
3. 高圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 8.01MPa 以上で，流量が 105L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動前に１回
4. 高圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
5. 低圧炉心スプレイポンプの吐出圧力が 1.66MPa 以上で流量が 455 L/s 以上あることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
6. 低圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
7. 残留熱除去系ポンプの吐出圧力が 0.81MPa 以上で流量が 470L/s 以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回
8. 低圧注水系における注入弁，試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	１ヶ月に１回

（以下，省略）

・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）

（原子炉隔離時冷却系）

第４１条　原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（起動及び高温停止では，原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において，原子炉隔離時冷却系は，表４１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉隔離時冷却系が第１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) 運転管理グループマネージャーは，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は，定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1

(3) 発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（起動及び高温停止では，原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において，表４１－２に定める事項を確認する。

３．発電長は，原子炉隔離時冷却系が第１項に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４１－３の措置を講じる。

※１：主要配管とは，原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管，並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表４１－１

項　目	運転上の制限
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること

表４１－２

項　目	頻　度
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力が運転確認時の原子炉圧力に加えて0.78MPa[gage]以上で，38L/s※2の流量であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中※3に１回 その後１ヶ月に１回
2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中※3に１回 その後１ヶ月に１回

※２：定検停止後の原子炉起動中に行う場合は，試験系統での補正後数値とする。

※３：主蒸気圧力設定を1.03MPa[gage]とした場合の原子炉圧力をいう。

（以下，省略）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）

（原子炉隔離時冷却系）

第４１条　原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（起動及び高温停止では，原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において，原子炉隔離時冷却系は，表４１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉隔離時冷却系が第１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) 運転管理グループマネージャーは，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を発電長に通知する。

(2) 発電長は，定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。※1

(3) 発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（起動及び高温停止では，原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において，表４１－２に定める事項を確認する。

３．発電長は，原子炉隔離時冷却系が第１項に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４１－３の措置を講じる。

※１：主要配管とは，原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管，並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表４１－１

項　目	運転上の制限
原子炉隔離時冷却系	動作可能であること

表４１－２

項　目	頻　度
1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの吐出圧力が運転確認時の原子炉圧力に加えて0.78MPa以上で，38L/s※2の流量であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中※3に１回 その後１ヶ月に１回
2. 原子炉隔離時冷却系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。	定検停止後の原子炉起動中※3に１回 その後１ヶ月に１回

※２：定検停止後の原子炉起動中に行う場合は，試験系統での補正後数値とする。

※３：主蒸気圧力設定を1.03MPa[gage]とした場合の原子炉圧力をいう。

（以下，省略）

備考

・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）

（非常用ディーゼル発電機その２）

第６１条　原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用ディーゼル発電機は表６１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電機が第１項に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。

(1) 発電長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第６６条（所内電源系統その２）で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について表６１－２に定める事項を確認する。

３．発電長は，非常用ディーゼル発電機が第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６１－３の措置を講じるとともに，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要がある場合は，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，表６１－３の措置を講じる。

表６１－１

項　目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	第６６条（所内電源系統その２）で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め２台の非常用発電設備※1が動作可能であること

※１：非常用発電設備とは，非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。

表６１－２

項　目	頻　度
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,555V 以上 7,245V 以下及び周波数が 49Hz 以上 51Hz 以下であること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	１ヶ月に１回
2. ２Ｃ系及び２Ｄ系のデイタンクレベルが 1,280mm 以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイタンクレベルが 1,300mm 以上であることを確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。	１ヶ月に１回

表６１－３

条　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電長は，運転上の制限を満足させる措置を開始する。 及び	速やかに
	A2. 発電長は，炉心変更を中止する。 及び	速やかに
	A3. 発電長，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，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。 及び	速やかに
	A4. 発電長は，有効燃料棒頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）

（非常用ディーゼル発電機その２）

第６１条　原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用ディーゼル発電機は表６１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電機が第１項に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。

(1) 発電長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第６６条（所内電源系統その２）で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機について表６１－２に定める事項を確認する。

３．発電長は，非常用ディーゼル発電機が第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６１－３の措置を講じるとともに，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーによる照射された燃料に係る作業を中止する必要があるときは，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーに通知する。通知を受けた炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，表６１－３の措置を講じる。

表６１－１

項　目	運転上の制限
非常用ディーゼル発電機	第６６条（所内電源系統その２）で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め２台の非常用発電設備※1が動作可能であること

※１：非常用発電設備とは，非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお，ここでいう必要な電力供給が可能な非常用発電機とは，常設代替交流電源設備をいう。

表６１－２

項　目	頻　度
1. 非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,555V 以上 7,245V 以下及び周波数が 49Hz 以上 51Hz 以下であること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを確認する。	１ヶ月に１回
2. ２Ｃ系及び２Ｄ系のデイタンクレベルが 1,280mm 以上であること及び高圧炉心スプレイ系デイタンクレベルが 1,300mm 以上であることを確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。	１ヶ月に１回

表６１－３

条　件	要求される措置	完了時間
A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 発電長は，運転上の制限を満足させる措置を開始する。 及び	速やかに
	A2. 発電長は，炉心変更を中止する。 及び	速やかに
	A3. 発電長，炉心・燃料グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，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。 及び	速やかに
	A4. 発電長は，有効燃料棒頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。	速やかに

備考

・記載の適正化

・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）

（非常用ディーゼル発電機燃料油等）

第６２条　ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気は，表６２－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

２．ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が第１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。

(1) 発電長は，ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，第６０条（非常用ディーゼル発電機その１）及び第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを表６２－２で１ヶ月に１回確認する。

３．発電長は，ディーゼル燃料油，潤滑油又は起動用空気が第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６２－３の措置を講じる。

表６２－１

項　目	運転上の制限
ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気	第６０条（非常用ディーゼル発電機その１）及び第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

表６２－２

項　目	判　定　値
軽油貯蔵タンクレベル	5,860mm以上
潤滑油サンプタンク貯蔵量※1	2,650L以上
起動用空気貯槽圧力（自動用）※1	1.96MPa[gage]以上

※１：潤滑油サンプタンク貯蔵量及び起動用空気貯槽圧力（自動用）とは，２Ｃ系，２Ｄ系及び高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機の各々の潤滑油サンプタンク貯蔵量及び起動用空気貯槽圧力（自動用）をいう。

表６２－３

条　件	要求される措置	完了時間
A.軽油貯蔵タンクレベルが表６２－２を満足しない場合	A1.判定値以内に復旧する。	２日間
B.非常用ディーゼル発電機１台以上の潤滑油サンプタンク貯蔵量が表６２－２を満足しない場合	B1.判定値以内に復旧する。	２日間
C.非常用ディーゼル発電機１台以上の起動用空気貯槽圧力が表６２－２を満足しない場合	C1.判定値以内に復旧する。	２日間
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.当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）

（非常用ディーゼル発電機燃料油等）

第６２条　ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気は，表６２－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

２．ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が第１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。

(1) 発電長は，ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，第６０条（非常用ディーゼル発電機その１）及び第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを表６２－２で１ヶ月に１回確認する。

３．発電長は，ディーゼル燃料油，潤滑油又は起動用空気が第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６２－３の措置を講じる。

表６２－１

項　目	運転上の制限
ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気	第６０条（非常用ディーゼル発電機その１）及び第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること

表６２－２

項　目	判　定　値
軽油貯蔵タンク（A）貯蔵量	311kL以上
軽油貯蔵タンク（B）貯蔵量	311kL以上
潤滑油サンプタンク貯蔵量※1	2,650L以上
起動用空気貯槽圧力（自動用）※1	1.96MPa[gage]以上

※１：潤滑油サンプタンク貯蔵量及び起動用空気貯槽圧力（自動用）とは，２Ｃ系，２Ｄ系及び高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機の各々の潤滑油サンプタンク貯蔵量及び起動用空気貯槽圧力（自動用）をいう。

表６２－３

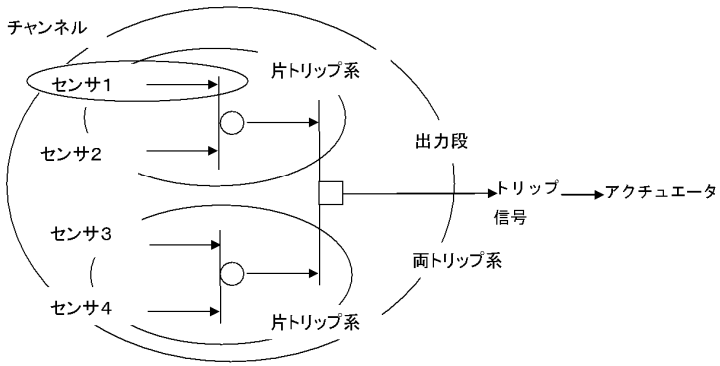
条　件	要求される措置	完了時間
A.軽油貯蔵タンク（A）又は（B）貯蔵量が表６２－２を満足しない場合	A1.判定値以内に復旧する。	２日間
B.非常用ディーゼル発電機１台以上の潤滑油サンプタンク貯蔵量が表６２－２を満足しない場合	B1.判定値以内に復旧する。	２日間
C.非常用ディーゼル発電機１台以上の起動用空気貯槽圧力が表６２－２を満足しない場合	C1.判定値以内に復旧する。	２日間
D.条件A.,B. 又はC.で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	D1.当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。	速やかに

備考

・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	（重大事故等対処設備の計測及び制御設備） 第７１条の２　原子炉の状態に応じて，次の重大事故等対処設備の計測及び制御設備※1は，表７１の２－１で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 代替原子炉再循環ポンプトリップ計装 (2) 代替制御棒挿入（ＡＲＩ）計装 (3) 過渡時自動減圧機能計装 (4) 事故時計装 ２．重大事故等対処設備の計測及び制御設備が第１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。 (1) 発電長及び電気・制御グループマネージャーは，原子炉の状態に応じて表７１の２－２の各項目を実施する。また，電気・制御グループマネージャーは，その結果を発電長に通知する。なお，発電長及び電気・制御グループマネージャーは第１項で定める重大事故等対処設備の計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には，誤動作※2又は誤不動作※3等の観点から，運転上の制限を満足するかどうかを判断する。 ３．発電長は，重大事故等対処設備の計測及び制御設備が第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７１の２－３の措置を講じる。なお，同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には，個々の要素に対して表７１の２－３の措置を講じる。 ※１：適用範囲は，センサから論理回路の出力段までとし，アクチュエータは含まない。また，トリップ系の定義の例は次のとおり。  	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	※２：本条における誤動作とは，重大事故等対処設備の計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず，誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。 ※３：本条における誤不動作とは，重大事故等対処設備の計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，トリップ信号を出力しない状態，又は，そのような状態が発生すると推定される状態をいう。 表７１の２－１ 項　目 / 運転上の制限 重大事故等対処設備の計測及び制御設備 / 動作可能※4であること なお，適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については，表７１の２－３にて定める。 ※４：本条における動作可能とは，当該重大事故等対処設備の計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で，当該重大事故等対処設備の計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とはみなさない。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
表７１の２－２
１．代替原子炉再循環ポンプトリップ計装
表７１の２－２－１
<table>
<tr><th>要　素</th><th>設定値</th><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>1.原子炉水位異常低
（レベル２）</td><td>1,245cm 以上
（圧力容器零レベルより）</td><td rowspan="2">(1)発電長は，原子炉の状態が運転かつ原子炉再循環ポンプが高速運転において，動作不能でないことを指示により確認する。
(2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。</td><td>毎日１回

定検停止時</td></tr>
<tr><td>2.原子炉圧力高</td><td>7.39MPa[gage]
以下</td></tr>
</table>
２．代替制御棒挿入（ＡＲＩ）計装
表７１の２－２－２
<table>
<tr><th>要　素</th><th>設定値</th><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>1.原子炉水位異常低
（レベル２）</td><td>1,245cm 以上
（圧力容器零レベルより）</td><td>(1)発電長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。</td><td>毎日１回</td></tr>
<tr><td>2.原子炉圧力高</td><td>7.39MPa[gage]
以下</td><td>(2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。</td><td>定検停止時</td></tr>
<tr><td>3.手動</td><td>－</td><td>電気・制御グループマネージャーは，論理回路機能検査を実施する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	３．過渡時自動減圧機能計装 表７１の２－２－３ ※１：原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合。 ※２：実際の設定値が，「本表で定める設定値」の許容誤差の範囲内であれば運転上の制限値を満足していないとはみなさない。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	設定値	項　目	頻　度
1.原子炉水位異常低（レベル１）	960cm 以上（圧力容器零レベルより）	(1)発電長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 (2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
2.過渡時自動減圧機能始動タイマ	600 秒以下	電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	定検停止時
3.低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立	0.98MPa[gage]※2	(1)発電長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 (2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。	毎日１回 定検停止時
4.残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立	0.69MPa[gage]※2		

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	４．事故時計装 表７１の２－２－４ <table><tr><th>要　素</th><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr><tr><td>1.原子炉圧力 2.原子炉水位（広帯域） 3.原子炉水位（燃料域）</td><td>(1)発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び冷温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 (2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正を実施する。</td><td>毎日１回 定検停止時</td></tr><tr><td>4.格納容器内温度 5.ドライウェル圧力（狭域） 6.格納容器内圧力（広域） 7.格納容器内水位 8.格納容器内雰囲気線量当量率</td><td>(1)発電長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。 (2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正を実施する。</td><td>毎日１回 定検停止時</td></tr><tr><td>9.使用済燃料プール水位 10.使用済燃料プール温度</td><td>(1)発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換において，動作不能でないことを指示により確認する。 (2)電気・制御グループマネージャーは，チャンネル校正を実施する。</td><td>毎日１回 必要時</td></tr></table>	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	表７１の２－３ １．代替原子炉再循環ポンプトリップ計装 代替原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，代替原子炉再循環ポンプトリップを作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。 (1) 片トリップ系において動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，１４日以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できない場合は，動作不能チャンネルをトリップするか，又は当該トリップ系をトリップする。 (2) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合は，３日以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。 (3) 片トリップ系において代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が維持できない場合は，１時間以内に当該トリップ機能を復旧するかトリップする。 (4) 上記(1)，(2)又は(3)の措置を完了できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 表７１の２－３－１	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系）	要求される措置	完了時間
1.原子炉水位異常低（レベル２）	運転かつ原子炉再循環ポンプが高速運転	４	A1.原子炉再循環ポンプを停止する。 又は A2.起動にする。	３６時間 １２時間
2.原子炉圧力高	運転かつ原子炉再循環ポンプが高速運転	４	A1.原子炉再循環ポンプを停止する。 又は A2.起動にする。	３６時間 １２時間

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	２．代替制御棒挿入（ＡＲＩ）計装 代替制御棒挿入（ＡＲＩ）計装の要素に動作不能が発生し，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，代替制御棒挿入（ＡＲＩ）を作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。 (1) 片トリップ系において動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，１４日以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できない場合は，動作不能チャンネルをトリップするか，又は当該トリップ系をトリップする。 (2) 片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合は，３日以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。 (3) 片トリップ系において代替制御棒挿入（ＡＲＩ）機能が維持できない場合は，１時間以内に当該トリップ機能を復旧するかトリップする。 (4) 上記(1)，(2)又は(3)の措置を完了できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 表７１の２－３－２ 要　素 / 適用される原子炉の状態 / 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） / 要求される措置 / 完了時間 1.原子炉水位異常低（レベル２） / 運転 / ４ / A1.起動にする。 / １２時間 2.原子炉圧力高 / 運転 / ４ / A1.起動にする。 / １２時間 3.手動 / 運転 / ２ / A1.起動にする。 / １２時間	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
３．過渡時自動減圧機能計装
過渡時自動減圧系機能計装の要素に動作不能が発生し，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理※1毎の全てのチャンネル数をいう。
表７１の２－３－３
<table>
<tr><th>要　素</th><th>適用される原子炉の状態</th><th>動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）</th><th>条　件</th><th>要求される措置</th><th>完了時間</th></tr>
<tr><td rowspan="4">1.原子炉水位異常低（レベル１）</td><td rowspan="4">運転
起動※2
高温停止※2</td><td rowspan="4">2</td><td>A.いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合</td><td>A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。
又は
A2.動作不能チャンネルをトリップする。</td><td>３０日間

３０日間</td></tr>
<tr><td>B.両方の論理が，それぞれ動作不能の場合</td><td>B1.少なくとも１つの論理を動作可能な状態に復旧する。</td><td>１時間</td></tr>
<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.高温停止にする。
及び
C2.原子炉圧力を0.84MPa[gage]未満にする。</td><td>２４時間

３６時間</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td></tr>
<tr><td rowspan="4">2.過渡時自動減圧機能始動タイマ</td><td rowspan="4">運転
起動※2
高温停止※2</td><td rowspan="4">2</td><td>A.いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合</td><td>A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr>
<tr><td>B.両方の論理が，それぞれ動作不能の場合</td><td>B1.少なくとも１つの論理を動作可能な状態に復旧する。</td><td>１時間</td></tr>
<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.高温停止にする。
及び
C2.原子炉圧力を0.84MPa[gage]未満にする。</td><td>２４時間

３６時間</td></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td></tr>
</table>
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数（論理毎）	条　件	要求される措置	完了時間
3.低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立 又は 残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立	運転 起動※2 高温停止※2	4※3	A.いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０日間
			B.両方の論理が，それぞれ動作不能の場合	B1.少なくとも１つの論理を動作可能な状態に復旧する。	１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.高温停止にする。 及び C2.原子炉圧力を 0.84MPa[gage] 未満にする。	２４時間 ３６時間

※１：本条における論理とは，当該系統・設備を作動させるためのセンサから論理回路出力段までの最小単位の構成をいう。

※２：原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合。

※３：過渡時自動減圧機能Ａ系は低圧炉心スプレイ系２チャンネル及び残留熱除去系２チャンネルをいい，過渡時自動減圧機能Ｂ系は残留熱除去系４チャンネルをいう。

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	４．事故時計装 事故時計装の要素に動作不能が発生し，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。 表７１の２－３－４	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
1.原子炉圧力	運転 起動 高温停止 冷温停止	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 及び C2.原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計，原子炉水位計及び原子炉圧力容器表面温度計が動作可能であることを確認する。	１０日間 速やかに その後 １２時間に１回
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。 及び D3.燃料交換とするための措置を開始する。	２４時間 ３６時間 速やかに

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
2.原子炉水位（広帯域） 3.原子炉水位（燃料域）	運転 起動 高温停止 冷温停止	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 及び C2.代替機器※1が動作可能であることを確認する。	１０日間 速やかに その後 １２時間に１回
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。 及び D3.燃料交換とするための措置を開始する。	２４時間 ３６時間 速やかに

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
4.格納容器内温度	運転 起動 高温停止	3	A.動作不能チャンネルが１つ以上の場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.全てのチャンネルが動作不能の場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
5.ドライウェル圧力（狭域）	運転 起動 高温停止	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
6.格納容器圧力（広域）	運転 起動 高温停止	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。	２４時間 ３６時間
7.格納容器内水位	運転 起動 高温停止	1	A.動作不能の場合	A1.動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.高温停止にする。 及び B2.冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
8.格納容器内雰囲気線量当量率	運転 起動 高温停止	2	A.動作不能チャンネルが１つの場合	A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。	速やかに
			C.動作不能チャンネルが２つの場合	C1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	１０日間
			D.条件 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.高温停止にする。 及び D2.冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）		・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

要　素	適用される原子炉の状態	動作可能であるべきチャンネル数	条　件	要求される措置	完了時間
9.使用済燃料プール水位	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	1	A.動作不能の場合	A1.動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに
10.使用済燃料プール温度	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	1	A.動作不能の場合	A1.動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1.動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。	速やかに

※１：代替機器とは以下をいう。

高圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計
原子炉隔離時冷却系系統流量計及びポンプ吐出圧力計
低圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計
残留熱除去系系統流量計及びポンプ吐出圧力計
高圧代替注水系系統流量計及びポンプ吐出圧力計
低圧代替注水系系統流量計（原子炉圧力容器）及びポンプ吐出圧力計
原子炉圧力計

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	（重大事故等対処設備） 第７１条の３　原子炉の状態に応じて，次の重大事故等対処設備は，表７１の３－１で定める事項を運転上の制限とする。 (1) 格納容器圧力逃がし装置 (2) 耐圧強化ベント系 (3) 常設代替交流電源設備 (4) 低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系 (5) 代替燃料プール注水系 (6) 代替残留熱除去系海水系 ２．重大事故等対処設備が第１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。 (1) 発電長，電気・制御グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，原子炉の状態に応じて表７１の３－２の各項目を実施する。また，電気・制御グループマネージャー及び機械グループマネージャーは，その結果を発電長に通知する。 ３．発電長は，重大事故等対処設備が第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７１の３－３の措置を講じる。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	表７１の３－１ １．格納容器圧力逃がし装置 表７１の３－１－１ <table><tr><td>適用される 原子炉の状態</td><td>運転上の制限</td></tr><tr><td>運転 起動 高温停止</td><td>動作可能であること</td></tr></table> ２．耐圧強化ベント系 表７１の３－１－２ <table><tr><td>適用される 原子炉の状態</td><td>運転上の制限</td></tr><tr><td>運転 起動 高温停止</td><td>動作可能であること</td></tr></table> ３．常設代替交流電源設備 表７１の３－１－３ <table><tr><td>適用される 原子炉の状態</td><td>運転上の制限</td></tr><tr><td>運転 起動 高温停止 冷温停止※1 燃料交換※1</td><td>１系列※2が動作可能であること※3</td></tr></table> ※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求される場合，本条で低圧代替注水系が要求される場合及び本条で代替燃料プール注水系（常設に限る）が要求される場合に適用する。 ※２：常設代替交流電源設備１系列とは，常設代替高圧電源装置４台をいう。ただし，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求されない場合であって，本条で低圧代替注水系が要求される場合又は本条で代替燃料プール注水系（常設に限る）が要求される場合は１台とする。 ※３：第６１条（非常用ディーゼル発電機その２）で常設代替交流電源設備を要求している期間であっても，本条で運転上の制限を満足していないとはみなさない。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	４．低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系 表７１の３－１－４ 適用される原子炉の状態：運転，起動，高温停止 ／ 冷温停止※2，燃料交換※2※3 運転上の制限：低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系の各々１系列※1が動作可能であること ／ 低圧代替注水系１系列※4が動作可能であること ※１：１系列とは，２台の常設低圧代替注水ポンプ，必要な弁及び主要配管をいう。なお，２台の常設低圧代替注水ポンプは，低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系で共用とする。 ※２：代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系については，適用しない。 ※３：原子炉水位がオーバーフロー水位で，かつプールゲート開の場合は除く。また，原子炉から全燃料が取出され，かつプールゲート閉の場合は除く。 ※４：１系列とは，１台の常設低圧代替注水ポンプ，必要な弁及び主要配管をいう。 ５．代替燃料プール注水系 表７１の３－１－５ 適用される原子炉の状態：運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換※1 運転上の制限：代替燃料プール注水系（常設）又は代替燃料プール注水系（可搬型）のいずれか１系列※2が動作可能であること ※１：常設低圧代替注水ポンプは，燃料交換のみ適用できる。ただし，低圧代替注水系にて常設低圧代替注水ポンプを要求している場合は適用しない。 ※２：代替燃料プール注水系（常設）１系列とは，１台の常設低圧代替注水ポンプ，必要な弁及び主要配管をいう。 代替燃料プール注水系（可搬型）１系列とは，１台の可搬型のポンプ及び必要な弁，主要配管並びに異なる場所に保管した１台の可搬型のポンプをいう。ここでいう可搬型のポンプとは，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水消防ポンプをいう。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	６．代替残留熱除去系海水系 表７１の３－１－６ 適用される原子炉の状態：運転／起動／高温停止／冷温停止※1／燃料交換※1 運転上の制限：１系列※2が動作可能であること ※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求されない場合は除く。 ※２：代替残留熱除去系海水系１系列とは，３台の可搬型代替注水中型ポンプ及び必要な弁，主要配管並びに異なる場所に保管した３台の可搬型代替注水中型ポンプをいう。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
表７１の３－２
１．格納容器圧力逃がし装置
表７１の３－２－１
<table>
<tr><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，格納容器圧力逃がし装置の機能を確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
２．耐圧強化ベント系
表７１の３－２－２
<table>
<tr><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，耐圧強化ベント系の機能を確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
３．常設代替交流電源設備
表７１の３－２－３
<table>
<tr><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止※1及び燃料交換※1において，常設代替高圧電源装置を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が6,270V以上6,930V以下及び周波数が49Hz以上51Hz以下であることを確認する。</td><td>１ヶ月に１回</td></tr>
<tr><td>電気・制御グループマネージャーは，常設代替高圧電源装置が負荷運転可能であることを確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求される場合，本条で低圧代替注水系が要求される場合及び本条で代替燃料プール注水系（常設に限る）が要求される場合に適用する。
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	４．低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系 表７１の３－２－４ 項　目 / 頻　度 発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止において，常設低圧代替注水ポンプ※1の吐出圧力が1.8MPa以上で，流量が378m³/h以上であることを確認する。 / １ヶ月に１回 発電長は，原子炉の状態が冷温停止※2，燃料交換※2※3において，常設低圧代替注水ポンプ１台が運転可能であることを確認する。 / １ヶ月に１回 発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止※2，燃料交換※2※3において，注水に必要な系統を構成する弁が使用可能※4であることを確認する。 / １ヶ月に１回 機械グループマネージャーは，低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系の機能を確認する。 / 定検停止時 発電長は，常設低圧代替注水ポンプ※1の吐出圧力が1.8MPa以上で，流量が378m³/h以上であることを確認する。 / 定検停止時 ※１：常設低圧代替注水ポンプは，２台運転とする。 ※２：代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系については，適用しない。 ※３：原子炉水位がオーバーフロー水位で，かつプールゲート開の場合は除く。また，原子炉から全燃料が取出され，かつプールゲート閉の場合は除く。 ※４：使用可能であることを確認するとは，開することが可能であることを管理的手段で確認すること又は弁が開することを確認することをいう。以下，本条において同じ。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
５．代替燃料プール注水系
表７１の３－２－５
<table>
<tr><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換※1において，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水消防ポンプの動作確認を実施し，運転可能であることを確認する。</td><td>１ヶ月に１回</td></tr>
<tr><td>発電長は，原子炉の状態が燃料交換※2において，常設低圧代替注水ポンプ１台が運転可能であることを確認する。</td><td>１ヶ月に１回</td></tr>
<tr><td>発電長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換において，注水に必要な系統を構成する弁が使用可能であることを確認する。</td><td>１ヶ月に１回</td></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水消防ポンプの機能を確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
<tr><td>発電長は，常設低圧代替注水ポンプが運転可能であることを確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
※１：代替燃料プール注水系にて常設低圧代替注水ポンプを要求している場合は適用しない。
※２：常設低圧代替注水ポンプは，燃料交換のみ適用できる。ただし，低圧代替注水系にて常設低圧代替注水ポンプを要求している場合は，適用しない。

６．代替残留熱除去系海水系
表７１の３－２－６
<table>
<tr><th>項　目</th><th>頻　度</th></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止※1及び燃料交換※1において，可搬型代替注水中型ポンプの動作確認を実施し，運転可能であることを確認する。</td><td>１ヶ月に１回</td></tr>
<tr><td>機械グループマネージャーは，可搬型代替注水中型ポンプの機能を確認する。</td><td>定検停止時</td></tr>
</table>
※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求されない場合は除く。
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
表７１の３－３
１．格納容器圧力逃がし装置
表７１の３－３－１
<table>
<tr><th>適用される
原子炉の状態</th><th>条　件</th><th>要求される措置</th><th>完了時間</th></tr>
<tr><td rowspan="2">運転
起動
高温停止</td><td>A.格納容器圧力逃がし装置が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td><td>A1.格納容器圧力逃がし装置を動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr>
<tr><td>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</td><td>B1.高温停止にする。
及び
B2.冷温停止にする。</td><td>２４時間

３６時間</td></tr>
</table>
２．耐圧強化ベント系
表７１の３－３－２
<table>
<tr><th>適用される
原子炉の状態</th><th>条　件</th><th>要求される措置</th><th>完了時間</th></tr>
<tr><td rowspan="2">運転
起動
高温停止</td><td>A.耐圧強化ベント系が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td><td>A1.耐圧強化ベント系を動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr>
<tr><td>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</td><td>B1.高温停止にする。
及び
B2.冷温停止にする。</td><td>２４時間

３６時間</td></tr>
</table>
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	３．常設代替交流電源設備 表７１の３－３－３ <table><tr><th>適用される 原子炉の状態</th><th>条　件</th><th>要求される措置</th><th>完了時間</th></tr><tr><td>運転 起動 高温停止 冷温停止※1 燃料交換※1</td><td>A.常設代替交流電源設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td><td>A1.常設代替交流電源設備を動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr><tr><td></td><td>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</td><td>B1.高温停止にする。 及び B2.冷温停止にする。 及び B3.原子炉水位を燃料有効頂部以上に維持できる手段を確保する。</td><td>２４時間 ３６時間 速やかに</td></tr></table> ※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求される場合，本条で低圧代替注水系が要求される場合及び本条で代替燃料プール注水系（常設に限る）が要求される場合に適用する。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

<table>
<tr><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）</th><th>東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（規定なし）</td>
<td>
４．低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系
表７１の３－３－４
<table>
<tr><th>適用される
原子炉の状態</th><th>条　件</th><th>要求される措置</th><th>完了時間</th></tr>
<tr><td rowspan="2">運転
起動
高温停止</td><td>A.低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td><td>A1.低圧代替注水系，代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系を動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr>
<tr><td>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</td><td>B1.高温停止にする。
及び
B2.冷温停止にする。</td><td>２４時間

３６時間</td></tr>
<tr><td rowspan="2">冷温停止※1
燃料交換※1※2</td><td>C.低圧代替注水系が運転上の制限を満足していないと判断した場合</td><td>C1.低圧代替注水系を動作可能な状態に復旧する。</td><td>３０日間</td></tr>
<tr><td>D.条件C.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>D1.原子炉水位を燃料有効頂部以上に維持できる手段を確保する。</td><td>速やかに</td></tr>
</table>
※１：代替格納容器スプレイ冷却系及び格納容器下部注水系については，適用しない。
※２：原子炉水位がオーバーフロー水位で，かつプールゲート開の場合は除く。また，原子炉から全燃料が取出され，かつプールゲート閉の場合は除く。
</td>
<td>・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更</td>
</tr>
</table>

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	５．代替燃料プール注水系 表７１の３－３－５ ６．代替残留熱除去系海水系 表７１の３－３－６ ※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求されない場合は除く。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

５．代替燃料プール注水系

表７１の３－３－５

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 冷温停止 燃料交換	A. 代替燃料プール注水系が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 代替燃料プール注水系を動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段を確保する。	速やかに

６．代替残留熱除去系海水系

表７１の３－３－６

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 冷温停止※1 燃料交換※1	A. 代替残留熱除去系海水系が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A1. 代替残留熱除去海水系を動作可能な状態に復旧する。	３０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	B1. 高温停止にする。 及び B2. 冷温停止にする。 及び B3. 原子炉水位を燃料有効頂部以上に維持できる手段を確保する。	２４時間 ３６時間 速やかに

※１：第３５条（原子炉停止時冷却系その２），第３６条（原子炉停止時冷却系その３）で原子炉停止時冷却系が要求されない場合は除く。

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（運転上の制限の確認） **第７２条**　発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，及び機械グループマネージャーは，運転上の制限を満足していることを第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条（原子炉モードスイッチの切替を伴う検査）の第２項（以下，各条において「この規定第２項」という。）で定める事項により確認する。 ２．この規定第２項で定める頻度及び第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条（原子炉モードスイッチの切替を伴う検査）の第３項（以下，各条において「この規定第３項」という。）の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表７２に定める範囲内で延長することができる※1。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※1。 ３．各マネージャーは，この規定第２項で定める頻度による確認が実施できなかった場合は，運転上の制限を満足していないと判断する。ただし，その発見時点から，速やかに当該事項の確認を実施し，運転上の制限を満足していることを確認することができれば，この規定第３項で定める要求される措置を開始する必要はない。 ４．各マネージャーは，運転上の制限が適用される時点から，この規定第２項で定める頻度（期間）以内に運転上の制限を満足していることを確認するための事項を実施する。ただし，頻度（期間）より，適用になった期間が短い場合は，当該確認を実施する必要はない。 ５．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項を実施している期間，当該の運転上の制限を満足していないとはみなさない。また，この確認事項の実施により関連する条文の運転上の制限を満足していない場合も同様，運転上の制限を満足していないとはみなさない。 ６．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項が実施され，かつその結果が運転上の制限を満足している場合は，この規定第２項で定める事項が実施されていない期間，運転上の制限が満足していないとはみなさない。ただし，第７３条（運転上の制限を満足しない場合）で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。 ７．各マネージャー（発電長は除く。）が第７３条（運転上の制限を満足しない場合），第７４条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合），この規定第２項及びこの規定第３項に基づいて行う発電長への通知は，その時点での当直業務を担当している発電長への通知をいう。 ８．発電運営グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，定期試験の判定に用いる計器（ストップウォッチを除く。）を正しく校正し，その状態を維持するための措置を講じることにより，正しい校正に基づいて設定を行う。ストップウォッチについては，調達先に正しく校正させ，その状態を維持するための措置（シール貼付けによる。）を講じさせる。 ９．原子炉主任技術者は，第８項の規定により定期試験の判定に用いる計器（ストップウォッチを除く。）が正しい校正に基づいて設定される場合，当該計器を正しく校正する作業の最終確認試験及び正しい校正の状態を維持するための措置（シール貼付けの方法によるものに限る。）に立会い，かつ，校正記録及びその根拠資料並びに正しい校正の状態を維持するための措置（管理的手法によるものに限る。）に係る記録を確認することにより，当該計器が正しい校正に基づいて設定されていることを確認し，その旨を発電運営グループマネージャー又は電気・制御グループマネージャーに通知する。発電運営グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，原子炉主任 （以下，省略）	（運転上の制限の確認） **第７２条**　発電長，運転管理グループマネージャー，炉心・燃料グループマネージャー，放射線・化学管理グループマネージャー，電気・制御グループマネージャー，及び機械グループマネージャーは，運転上の制限を満足していることを第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条の３（重大事故等対処設備）の第２項（以下，各条において「この規定第２項」という。）で定める事項により確認する。 ２．この規定第２項で定める頻度及び第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条の３（重大事故等対処設備）の第３項（以下，各条において「この規定第３項」という。）の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表７２に定める範囲内で延長することができる※1。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※1。 ３．各マネージャーは，この規定第２項で定める頻度による確認が実施できなかった場合は，運転上の制限を満足していないと判断する。ただし，その発見時点から，速やかに当該事項の確認を実施し，運転上の制限を満足していることを確認することができれば，この規定第３項で定める要求される措置を開始する必要はない。 ４．各マネージャーは，運転上の制限が適用される時点から，この規定第２項で定める頻度（期間）以内に運転上の制限を満足していることを確認するための事項を実施する。ただし，頻度（期間）より，適用になった期間が短い場合は，当該確認を実施する必要はない。 ５．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項を実施している期間，当該の運転上の制限を満足していないとはみなさない。また，この確認事項の実施により関連する条文の運転上の制限を満足していない場合も同様，運転上の制限を満足していないとはみなさない。 ６．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項が実施され，かつその結果が運転上の制限を満足している場合は，この規定第２項で定める事項が実施されていない期間，運転上の制限が満足していないとはみなさない。ただし，第７３条（運転上の制限を満足しない場合）で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。 ７．各マネージャー（発電長は除く。）が第７３条（運転上の制限を満足しない場合），第７４条（予防保全を目的とした点検・保修を実施する場合），この規定第２項及びこの規定第３項に基づいて行う発電長への通知は，その時点での当直業務を担当している発電長への通知をいう。 ８．発電運営グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，定期試験の判定に用いる計器（ストップウォッチを除く。）を正しく校正し，その状態を維持するための措置を講じることにより，正しい校正に基づいて設定を行う。ストップウォッチについては，調達先に正しく校正させ，その状態を維持するための措置（シール貼付けによる。）を講じさせる。 ９．原子炉主任技術者は，第８項の規定により定期試験の判定に用いる計器（ストップウォッチを除く。）が正しい校正に基づいて設定される場合，当該計器を正しく校正する作業の最終確認試験及び正しい校正の状態を維持するための措置（シール貼付けの方法によるものに限る。）に立会い，かつ，校正記録及びその根拠資料並びに正しい校正の状態を維持するための措置（管理的手法によるものに限る。）に係る記録を確認することにより，当該計器が正しい校正に基づいて設定されていることを確認し，その旨を発電運営グループマネージャー又は電気・制御グループマネージャーに通知する。発電運営グループマネージャー及び電気・制御グループマネージャーは，原子炉主任 （以下，省略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

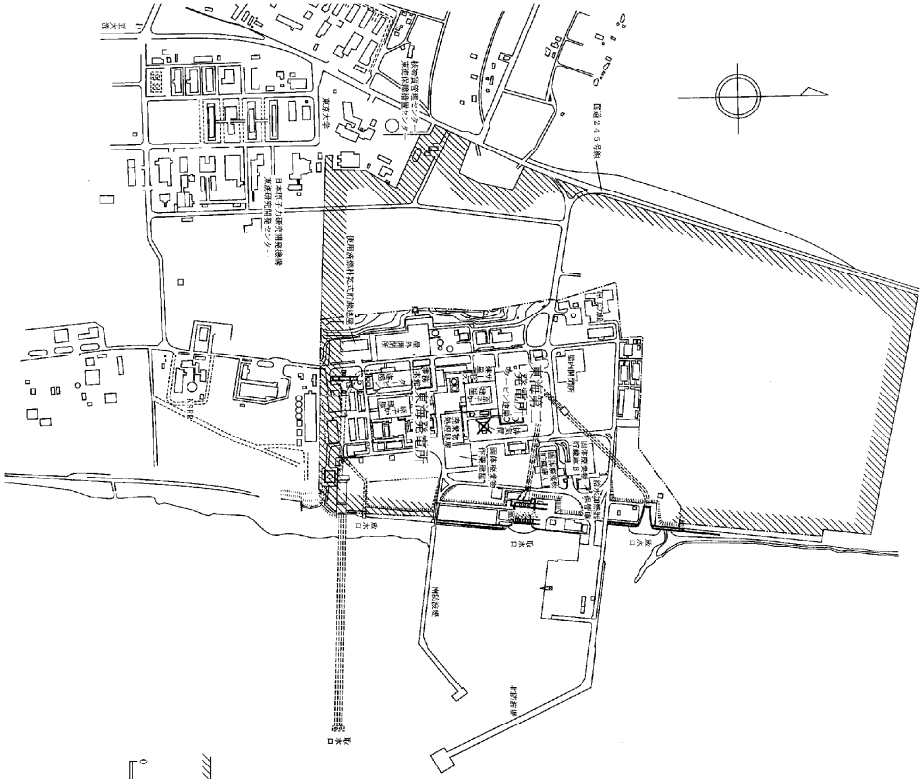
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（運転上の制限を満足しない場合） **第７３条**　運転上の制限を満足しない場合とは，各マネージャーが第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条（原子炉モードスイッチの切替を伴う検査）の第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をいう。なお，各マネージャーは，この判断を速やかに行う。 ２．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項が実施されていない期間においても，運転上の制限に関係する事象が発見された場合は，運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。 ３．各マネージャーは，ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に，当該の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に記載がある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないとはみなさない。 ４．各マネージャーは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（要求される措置に対する完了時間の起点）から，要求される措置を開始する。なお，要求される措置の運用方法については，表７３の例に準拠するものとする。 ５．運転上の制限を満足していないと判断した場合であって，当該条文の第３項で定めるいずれの条件にも該当しない場合，発電長は，１３時間以内に原子炉の状態を起動にし，２５時間以内に高温停止にし，及び３７時間以内に冷温停止にする。ただし，この要求される措置を実施中に，運転上の制限が適用される原子炉の状態でなくなった場合，もしくは運転上の制限を満足していると判断した場合は，この限りでない。 ６．各マネージャーは，運転上の制限を満足していない期間は，要求される措置に記載がある場合を除き，当該条文の第２項で定める事項を実施する必要はない。ただし，当該条文の第２項で定める頻度で実施しなかった事項については，運転上の制限を満足していると判断した後，速やかに実施するものとする。 ７．運転上の制限を満足していると判断するにあたり，当該条文の第２項で定める事項の一部又は全部を実施した場合は，これを当該条文の第２項で定める事項の一部又は全部に代えることができる。 ８．要求される措置を実施した場合，その内容がこの規定第２項で定める事項の一部又は全部と同じである場合は，この要求される措置をこの規定第２項で定める事項の一部又は全部に代えることができる。 ９．各マネージャーは，運転上の制限を満足しない場合となった後において，要求される措置の完了時間内に，当該の運転上の制限を満足していると判断した場合，もしくは当該運転上の制限が適用される原子炉の状態でなくなった場合は，それ以後その要求される措置を継続して実施する必要はない。 10．各マネージャーは，運転上の制限を満足しない場合となった後において，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，原子炉主任技術者に報告するとともに発電長に通知する。発電長は，原子炉熱出力の上昇又は原子炉起動状態へ近づく原子炉の状態の変更を行う場合は，原子炉主任技術者の確認を得る。 11．要求される措置を実施するにあたり，緊急を要する場合，発電長は，他のマネージャーの所管事項であっても，この要求される措置を実施することができる。なお，その結果を所管マネージャーに連絡する。 （以下，省略）	（運転上の制限を満足しない場合） **第７３条**　運転上の制限を満足しない場合とは，各マネージャーが第３節（運転上の制限）第１９条（停止余裕）から第７１条の３（重大事故等対処設備）の第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をいう。なお，各マネージャーは，この判断を速やかに行う。 ２．各マネージャーは，この規定第２項で定める事項が実施されていない期間においても，運転上の制限に関係する事象が発見された場合は，運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。 ３．各マネージャーは，ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に，当該の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に記載がある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないとはみなさない。 ４．各マネージャーは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（要求される措置に対する完了時間の起点）から，要求される措置を開始する。なお，要求される措置の運用方法については，表７３の例に準拠するものとする。 ５．運転上の制限を満足していないと判断した場合であって，当該条文の第３項で定めるいずれの条件にも該当しない場合，発電長は，１３時間以内に原子炉の状態を起動にし，２５時間以内に高温停止にし，及び３７時間以内に冷温停止にする。ただし，この要求される措置を実施中に，運転上の制限が適用される原子炉の状態でなくなった場合，もしくは運転上の制限を満足していると判断した場合は，この限りでない。 ６．各マネージャーは，運転上の制限を満足していない期間は，要求される措置に記載がある場合を除き，当該条文の第２項で定める事項を実施する必要はない。ただし，当該条文の第２項で定める頻度で実施しなかった事項については，運転上の制限を満足していると判断した後，速やかに実施するものとする。 ７．運転上の制限を満足していると判断するにあたり，当該条文の第２項で定める事項の一部又は全部を実施した場合は，これを当該条文の第２項で定める事項の一部又は全部に代えることができる。 ８．要求される措置を実施した場合，その内容がこの規定第２項で定める事項の一部又は全部と同じである場合は，この要求される措置をこの規定第２項で定める事項の一部又は全部に代えることができる。 ９．各マネージャーは，運転上の制限を満足しない場合となった後において，要求される措置の完了時間内に，当該の運転上の制限を満足していると判断した場合，もしくは当該運転上の制限が適用される原子炉の状態でなくなった場合は，それ以後その要求される措置を継続して実施する必要はない。 10．各マネージャーは，運転上の制限を満足しない場合となった後において，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，原子炉主任技術者に報告するとともに発電長に通知する。発電長は，原子炉熱出力の上昇又は原子炉起動状態へ近づく原子炉の状態の変更を行う場合は，原子炉主任技術者の確認を得る。 11．要求される措置を実施するにあたり，緊急を要する場合，発電長は，他のマネージャーの所管事項であっても，この要求される措置を実施することができる。なお，その結果を所管マネージャーに連絡する。 （以下，省略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	備考
（周辺監視区域） **第９８条**　周辺監視区域は，図９８に示す区域とする。 ２．総務グループマネージャーは，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げることにより，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は，この限りでない。 図９８  	・記載の適正化

注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。

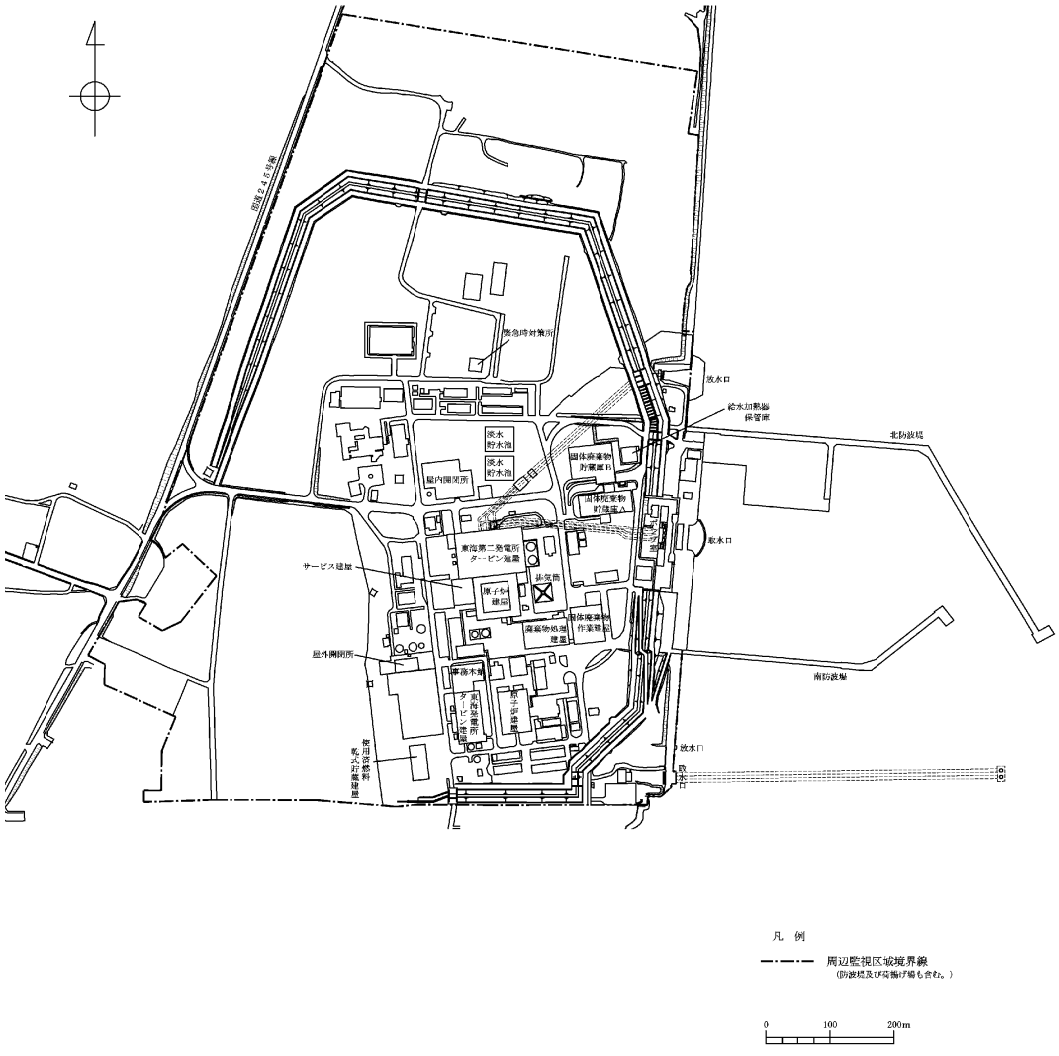
東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
	・記載の適正化

（周辺監視区域）

第９８条　周辺監視区域は，図９８に示す区域とする。

２．総務グループマネージャーは，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げることにより，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は，この限りでない。

図９８



注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
第８章　保守管理 （保守管理計画） **第１０７条**　保守管理を実施するにあたり，次の保守管理計画を定める。 （中略） 6. 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定及び監視 (1) 組織は，保全の有効性を監視，評価するために 5. の保全重要度を踏まえ，プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。 a) プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標として，以下のものを設定する。 ① 7,000 臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数 ② 7,000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数 ③ 工学的安全施設の計画外作動回数 b) 系統レベルの保全活動管理指標 系統レベルの保全活動管理指標として，5. (1)の保全重要度の高い系統のうち，重要度分類指針クラス１，クラス２及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。 ① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数 ② 非待機（ＵＡ）時間※1 (2) 組織は，以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また，11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。 a) プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は，運転実績を踏まえて設定する。 b) 系統レベルの保全活動管理指標 ① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数の目標値は，運転実績，重要度分類指針の重要度，リスク重要度を考慮して設定する。 ② 非待機（ＵＡ）時間の目標値は，点検実績，及び第４章運転管理第３節（運転上の制限）第１９条から第７１条の第３項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。 (3) 組織は，プラント又は系統の供用開始までに，保全活動管理指標の監視項目，監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお，監視計画には，計画の始期及び期間に関することを含める。 (4) 組織は，監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し，その結果を記録する。 ※1：非待機（ＵＡ）時間については，待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。 （以下，省略）	第８章　保守管理 （保守管理計画） **第１０７条**　保守管理を実施するにあたり，次の保守管理計画を定める。 （中略） 6. 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定及び監視 (1) 組織は，保全の有効性を監視，評価するために 5. の保全重要度を踏まえ，プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。 a) プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標として，以下のものを設定する。 ① 7,000 臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数 ② 7,000 臨界時間あたりの計画外出力変動回数 ③ 工学的安全施設の計画外作動回数 b) 系統レベルの保全活動管理指標 系統レベルの保全活動管理指標として，5. (1)の保全重要度の高い系統のうち，重要度分類指針クラス１，クラス２及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。 ① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数 ② 非待機（ＵＡ）時間※1 (2) 組織は，以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また，11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。 a) プラントレベルの保全活動管理指標 プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は，運転実績を踏まえて設定する。 b) 系統レベルの保全活動管理指標 ① 予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数の目標値は，運転実績，重要度分類指針の重要度，リスク重要度を考慮して設定する。 ② 非待機（ＵＡ）時間の目標値は，点検実績，及び第４章運転管理第３節（運転上の制限）第１９条から第７１条の３の第３項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。 (3) 組織は，プラント又は系統の供用開始までに，保全活動管理指標の監視項目，監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお，監視計画には，計画の始期及び期間に関することを含める。 (4) 組織は，監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し，その結果を記録する。 ※1：非待機（ＵＡ）時間については，待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。 （以下，省略）	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針） **第１０７条の２**　所長は，重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する機器及び構造物※1について，営業運転を開始した日以後３０年を経過する日までに，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，以下の事項を実施する。 (1) 経年劣化に関する技術的な評価 (2) 前号の結果に基づく１０年間に実施すべき長期保守管理方針の策定 ２．所長は，原子炉を運転することができる期間の延長の認可を申請する場合は，前項に定める機器及び構造物※1について，営業運転を開始した日以降４０年を経過する日までに，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，以下の事項を実施する。 (1) 経年劣化に関する技術的な評価 (2) 前号の結果に基づく延長する期間（延長する期間が１０年を超えない場合は１０年間）に実施すべき長期保守管理方針の策定 ３．所長は，第１１条の２（原子炉の運転期間）に定める原子炉の運転期間を変更する場合，その他第１項(1)又は第２項(1)の評価を行うために設定した条件，評価方法を変更する場合は，第１項(1)又は第２項(1)の評価の見直しを行い，その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。 ４．東海第二発電所の長期保守管理方針は，添付４に示すものとする。 ※１：動作する機能を有する機器及び構造物に関し，原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。	（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針） **第１０７条の２**　所長は，重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する機器及び構造物※1について，営業運転を開始した日以後３０年を経過する日までに，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，以下の事項を実施する。 (1) 経年劣化に関する技術的な評価 (2) 前号の結果に基づく１０年間に実施すべき長期保守管理方針の策定 ２．所長は，原子炉を運転することができる期間の延長の認可を申請する場合は，前項に定める機器及び構造物※1並びに常設重大事故等対処設備※1※2について，営業運転を開始した日以降４０年を経過する日までに，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，以下の事項を実施する。 (1) 経年劣化に関する技術的な評価 (2) 前号の結果に基づく延長する期間（延長する期間が１０年を超えない場合は１０年間）に実施すべき長期保守管理方針の策定 ３．所長は，第１１条の２（原子炉の運転期間）に定める原子炉の運転期間を変更する場合，その他第１項(1)又は第２項(1)の評価を行うために設定した条件，評価方法を変更する場合は，第１項(1)又は第２項(1)の評価の見直しを行い，その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。 ４．東海第二発電所の長期保守管理方針は，添付４に示すものとする。 ※１：動作する機能を有する機器及び構造物に関し，原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。 ※２：「常設重大事故等対処設備」とは，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第４３条第２項の設備をいう。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	（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） 第１０８条の２　安全・防災グループマネージャーは，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，次の各号に掲げる事項の計画を策定し，所長の承認を得る。 (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の配置 (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を行うために必要な要員に対する毎年１回以上の教育及び訓練 (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を行うために必要な資機材の配備 ２．各マネージャーは，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次に掲げる事項に関する手順を定める。 (1) 炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 (2) 格納容器の破損を防止するための対策に関すること。 (3) 使用済燃料プールに貯蔵する燃料の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 (4) 原子炉停止時における燃料の著しい損傷を防止するための対策に関すること。 ３．各マネージャーは，第１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。 ４．各マネージャーは，前項に定める重大事故等発生時におけるそれぞれの措置について，定期的に評価するとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 ５．安全・防災グループマネージャーは，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，この評価の結果及び前項の報告に基づき必要な措置を講じる。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
（規定なし）	（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） 第１０８条の３　安全・防災グループマネージャーは，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，次の各号に掲げる事項の計画を策定し，所長の承認を得る。 (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 (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ために必要な要員に対する毎年１回以上の教育及び訓練 (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 ２．各マネージャーは，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次に掲げる事項に関する手順を定める。 (1) 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。 (2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 (3) 格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。 (4) 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。 (5) 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。 ３．各マネージャーは，第１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。 ４．各マネージャーは，前項に定める大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置について，定期的に評価するとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，安全・防災グループマネージャーに報告する。 ５．安全・防災グループマネージャーは，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，この評価の結果及び前項の報告に基づき必要な措置を講じる。	・原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
	附　則（　．　．　） （施行期日） 第１条　この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から１０日以内に施行する。 ２．第６２条（非常用ディーゼル発電機燃料油等），第７１条の２（重大事故等対処設備の計測及び制御設備）及び第７１条の３（重大事故等対処設備）については，重大事故等対処設備に係る全ての使用前検査合格日から適用することとし，それまでの間は従前の例による。	

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
添付１　原子炉がスクラムした場合の 運転操作基準 （第７７条関連） （中略）	添付１　原子炉がスクラムした場合の 運転操作基準 （第７７条関連） （中略）	・変更なし

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表１ １．原子炉制御 （１）スクラム ①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。） ②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合 ③脱出条件 ④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」，「原子炉圧力」，「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・スクラム排出容器ドレン弁，ベント弁の閉鎖を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また，「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位，原子炉圧力，原子炉再循環ポンプ速度(LFMG)を確認する。 ・平均出力領域モニタ，起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 Ｂ．原子炉水位 ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し，※電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系（復水器を含む。）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要） ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 ※タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプは原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	表１ １．原子炉制御 （１）スクラム ①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。） ②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合 ③脱出条件 ④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」，「原子炉圧力」，「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・スクラム排出容器ドレン弁及びベント弁の閉鎖を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また，「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位，原子炉圧力及び原子炉再循環ポンプ速度(LFMG)を確認する。 ・平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 Ｂ．原子炉水位 ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプ※を停止し，電動駆動給水ポンプ※及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系（復水器を含む。）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要） ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系又は原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」へ移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 ※タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプは原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※１ ※１：有効性評価の解析条件の反映（以下，本添付内において同じ。） ※２：原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に伴う変更（以下，本添付内において同じ。）

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
C．原子炉圧力 ・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。 ・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認すること。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。 ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。 ・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。 D．タービン・電源 ・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要） ・タービントリップ状態，発電機トリップ状態を確認する。 ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。 ・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。 ・タービン，発電機の停止状態を確認する。 E．モニタ確認 ・各種放射線モニタの指示を確認する。 ・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 F．復旧 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 ・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。 ・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。 ・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，原子炉建屋ガス処理系を停止する。 ・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。 ・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。 ・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。 ・原子炉を冷温停止する。 G．格納容器制御への導入 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）	C．原子炉圧力 ・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。 ・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認すること。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。 ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。 ・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。 ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。 D．タービン・電源 ・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要） ・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。 ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系による原子炉冷却を行う。 ・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。 ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。 ・タービン及び発電機の停止状態を確認する。 E．モニタ確認 ・各種放射線モニタの指示を確認する。 ・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。 F．復旧 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。 ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。 ・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。 ・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。 ・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，原子炉建屋ガス処理系を停止する。 ・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。 ・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。 ・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。 ・原子炉を冷温停止する。 G．格納容器制御への導入 ・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）	・記載の適正化 ・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考

表２

１．原子炉制御 （２）反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容 Ａ．原子炉出力 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には，「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。 Ｂ．ほう酸水注入系 ・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。 Ｃ．水位 ・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉が隔離状態で，かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。 ・タービン停止中で，かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。 ・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）ただし，原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う。 ・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 ・主蒸気逃し安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，復水補給水系，消火系を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。	

表２

１．原子炉制御 （２）反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」，「水位」及び「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容 Ａ．原子炉出力 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には，「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。 Ｂ．ほう酸水注入系 ・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・中性子束振動が発生した場合は，ほう酸水注入系を起動する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。 Ｃ．水位 ・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉が隔離状態で，かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。 ・タービン停止中で，かつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。 ・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）ただし，原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持する。 ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う。 ・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系又は非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持する。 ・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系又は非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持できない場合には，低圧代替注水系（常設）を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲に維持する。なお，その他の手段として，復水補給水系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。	

備考：
- ・記載の適正化
- ・技術的能力審査基準の反映
- ・※１
- ・※２
- ・※１
- ・※１
- ・※２
- ・※１
- ・※１
- ・※１
- ・記載の適正化
- ・※２

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
D．「反応度制御」水位不明 ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。 ・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁，並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。 E．制御棒 ・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。 ・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。 ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。 ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。	D．「反応度制御」水位不明 ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。 ・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系又は高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。 ・給復水系，制御棒駆動水圧系及び高圧炉心スプレイ系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系又は低圧代替注水系（常設）を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。 E．制御棒 ・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。 ・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。 ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。 ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。	・※２及び記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表３ １．原子炉制御 （３）水位確保 ①目的 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ，安定に維持する。 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 ③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．水位確保 ・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離，並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。 Ｂ．水位 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，有効燃料棒頂部以上に維持する。 ・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低圧で注入可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	表３ １．原子炉制御 （３）水位確保 ①目的 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ，安定に維持する。 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 ③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．水位確保 ・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。 Ｂ．水位 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系又は非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 ・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低下する場合には，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を行う。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉水位を低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	・※１ ・記載の適正化 ・※２ ・※１ ・※２ ・※１ ・※１

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考

表４

１．原子炉制御 （４）減圧冷却	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が開状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 ・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料棒頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合	③脱出条件 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できる場合
④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。	
⑤主な監視操作内容 Ａ．水位 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料棒頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 Ｂ．減圧 ・給復水系による原子炉注水ができない場合，非常用炉心冷却系が少なくとも１系統運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に確保する。	

表４

１．原子炉制御 （４）減圧冷却		
①目的 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。		
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が開状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 ・原子炉制御「水位確保」において，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合	③脱出条件 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できる場合	・※１
④基本的な考え方 ・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 ・水位と減圧を並行操作する。		
⑤主な監視操作内容 Ａ．水位 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，非常用炉心冷却系又は低圧代替注水系（常設）を使用して，原子炉水位を低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」に移行する。 Ｂ．減圧 ・給復水系による原子炉注水ができない場合，少なくとも非常用炉心冷却系又は低圧代替注水系（常設）１系統以上が運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。残留熱除去系海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系を起動する。 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に確保する。		・※２ ・※１ ・※１ ・※２ ・※２

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表５ ２．格納容器制御 （１）格納容器圧力制御 ①目的 ・格納容器圧力を監視し，制御する。 ②導入条件 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 ③脱出条件 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合 ・２４時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合 ④ 基本的な考え方 ・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ⑤ 主な監視操作内容 Ａ．格納容器圧力制御 ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ｃ系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は，「格納容器圧力制御」と並行して不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が２４時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が２４時間継続した場合，又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 Ｂ．原子炉満水 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」と並行操作を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。また，必要に応じて，復水補給水系，※ほう酸水注入系，消火系による原子炉注水を行う。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。 ※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は，純水補給水系を水源とする。以下，各表において同じ。	表５ ２．格納容器制御 （１） 格納容器圧力制御 ①目的 ・格納容器圧力を監視し，制御する。 ②導入条件 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 ③脱出条件 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合 ・24 時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合 ④基本的な考え方 ・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．格納容器圧力制御 ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，ドライウェルベントを行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は低圧注水系Ｃ系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。なお，その他の手段として，低圧注水系Ａ系及びＢ系，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系，低圧代替注水系（常設）若しくは低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉水位が不明な場合は，「格納容器圧力制御」と並行して不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が 24 時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が 24 時間継続した場合又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 ・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できず，残留熱除去系にてドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイが使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を起動する。なお，その他の手段として，復水補給水系，消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用することができる。 Ｂ．原子炉満水 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」と並行操作を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプ若しくは高圧炉心スプレイ系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系，制御棒駆動水圧系，非常用炉心冷却系又は低圧代替注水系（常設）を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，ほう酸水注入系※，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。 ※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は，純水補給水系を水源とする。以下，各表において同じ。	・記載の適正化 ・※２ ・記載の適正化 ・※２ ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・新規制基準などの反映 ・※２及び記載の適正化 ・※２及び記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
Ｃ．格納容器ベント ・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。 ・格納容器ベントは，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。	Ｃ．格納容器ベント ・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。 ・格納容器ベントは，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，ドライウェル側ベントラインを使用する。	・※２ ・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考

表６

２．格納容器制御 （２）ドライウェル温度制御	
①目的 ・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。	
② 導入条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度以上の場合	③脱出条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度未満となった場合
④ 基本的な考え方 ・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。	
⑤ 主な監視操作内容 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。 ・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

表６

２．格納容器制御 （２）ドライウェル温度制御	
①目的 ・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度以上の場合	③脱出条件 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度未満となった場合
④基本的な考え方 ・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容 ・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度又はドライウェル局所温度が格納容器内機器設計温度を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。 ・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。残留熱除去系にてドライウェルスプレイが使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を起動する。なお，その他の手段として，復水補給水系，消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用することができる。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	

・記載の適正化

・新規制基準などの反映

・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考

表７

２．格納容器制御 （３）サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定値以上の場合	③脱出条件 ・サプレッションプールのバルク水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定値未満となった場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容 Ａ．サプレッションプール水温制御 ・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。 ・サプレッションプール水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。 ・サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 Ｂ．サプレッションプール空間部温度制御 ・サプレッションプール空間部局所温度が温度高警報設定値まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定値未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・さらにサプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

表７

２．格納容器制御 （３）サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定値以上の場合	③脱出条件 ・サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定値未満となった場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達した場合は，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容 Ａ．サプレッションプール水温制御 ・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇した場合は，サプレッションプールの冷却を開始する。残留熱除去系海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系を起動する。 ・サプレッションプール水温が 24 時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達した場合は，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。 ・サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 Ｂ．サプレッションプール空間部温度制御 ・サプレッションプール空間部局所温度が温度高警報設定値まで上昇した場合はサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常，高圧代替注水系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。残留熱除去系海水系が使用できない場合は，代替残留熱除去系海水系を起動する。 ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定値未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。残留熱除去系にてサプレッションプールスプレイが使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を起動する。なお，その他の手段として，復水補給水系，消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用することができる。 ・さらにサプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。	

備考
- ・記載の適正化
- ・記載の適正化
- ・新規制基準などの反映
- ・記載の適正化
- ・記載の適正化
- ・※２
- ・新規制基準などの反映
- ・新規制基準などの反映

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表８ ２．格納容器制御 （４）サプレッションプール水位制御 ①目的 ・サプレッションプール水位を監視し，制御する。 ②導入条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合 ③脱出条件 ・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合 ④基本的な考え方 ・サプレッションプール高水位は，原子炉冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達する前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」に移行する。最終的には格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注入を停止する。 ・サプレッションプール低水位は，原子炉冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．サプレッションプール水位制御（高水位） ・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。 ・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注入を停止する。 Ｂ．サプレッションプール水位制御（低水位） ・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，主復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，主復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	表８ ２．格納容器制御 （４）サプレッションプール水位制御 ①目的 ・サプレッションプール水位を監視し，制御する。 ②導入条件 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合 ③脱出条件 ・サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合 ④基本的な考え方 ・サプレッションプール高水位は，原子炉冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上の場合は原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位の場合は主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達する前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」に移行する。最終的には格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注入を停止する。 ・サプレッションプール低水位は，原子炉冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下に到達した場合には，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．サプレッションプール水位制御（高水位） ・サプレッションプール水位が 24 時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位が，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。 ・サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。 ・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注入を停止する。 Ｂ．サプレッションプール水位制御（低水位） ・サプレッションプール水位が 24 時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。 ・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，主復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，主復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。	・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考

表９

２．格納容器制御 （５）格納容器水素濃度制御	
①　目的 ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，１２時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」において<u>ドライウェル</u>圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・原子炉冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・原子炉冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後１２時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素及び酸素濃度を監視する。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

表９

２．格納容器制御 （５）　格納容器水素濃度制御	
①目的 ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，12 時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」において<u>ドライウェル</u>圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合	③脱出条件 ・原子炉冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
④基本的な考え方 ・原子炉冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。	
⑤主な監視操作内容 ・主蒸気隔離弁全閉後 12 時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素及び酸素濃度を監視する。 ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合又は原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。<u>残留熱除去系にてドライウェルスプレイが使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を起動する。なお，その他の手段として，復水補給水系，消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用することができる。</u> ・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。	

・記載の適正化

・記載の適正化

・記載の適正化

・新規制基準などの反映

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表１０ ３．不測事態 （１）水位回復 ①目的 ・原子炉水位を回復する。 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が有効燃料棒頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が１２００℃又は燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．水位回復 ・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも１つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に回復したら，原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ※低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系，低圧注水系Ｃ系，をいう。以下，各表において同じ。 Ｂ．水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は，非常用炉心冷却系１系統以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できない場合は，非常用炉心冷却系１系統以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できる場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。	表１０ ３．不測事態 （１）水位回復 ①目的 ・原子炉水位を回復する。 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合 ・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が 1,200℃又は燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復するように給復水系，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，非常用炉心冷却系又は低圧代替注水系（常設）を起動する。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，ほう酸水注入系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．水位回復 ・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以下を経験した場合，「格納容器水素濃度制御」を並行して実施する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも１つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，低圧代替注水系（常設）による注水準備を行う。なお，その他の手段として，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に回復した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ※低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系及び低圧注水系Ｃ系をいう。以下，各表において同じ。 Ｂ．水位上昇中 ・原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合は，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に回復したことを確認して，原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が作動していない場合で，原子炉水位が有効燃料棒頂部未満のときは，非常用炉心冷却系１系統以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動し，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できない場合は，非常用炉心冷却系１系統以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動し，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できる場合で，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できるときは，原子炉制御「水位確保」へ移行する。	・※１ ・※１ ・※１ ・記載の適正化 ・※２ ・※１ ・※２ ・※２ ・※１及び記載の適正化 ・※１及び記載の適正化 ・記載の適正化 ・※１ ・※１，※２及び記載の適正化 ・※２ ・※２ ・※１及び記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
Ｃ．水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合，又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。 不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。	Ｃ．水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合，又は原子炉隔離時冷却系若しくは高圧代替注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，低圧代替注水系（常設）を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。なお，その他の手段として，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。	・※２ ・※２及び記載の適正化 ・※２ ・※１ ・新規制基準などの反映

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表１１ ３．不測事態 （２）急速減圧 ①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。 ②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ドライウェル温度制御においてドライウェル空間局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が有効燃料棒頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時，非常用炉心冷却系が１系統以上の作動している場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できず，非常用炉心冷却系１系統以上が作動している場合 ・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 ⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上，又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できなければ，原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	表１１ ３．不測事態 （２）急速減圧 ①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。 ②導入条件 ・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・「格納容器制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ドライウェル温度制御においてドライウェル空間局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が作動せず，かつ原子炉水位が有効燃料棒頂部未満で，非常用炉心冷却系１系統以上が作動している場合 ・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できず，非常用炉心冷却系１系統以上が作動している場合 ・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系が起動できた場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位未満に維持できない場合 ・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できない場合は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 ⑤主な監視操作内容 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系（常設）１系統以上が起動していることを確認する。なお，その他の手段として，制御棒駆動水圧系，復水補給水系，ほう酸水注入系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を開放できない場合は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できない場合は，原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は不測事態「水位不明」の「満水操作」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	・※１ ・記載の適正化 ・※２及び記載の適正化 ・※２ ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２ ・※２ ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２及び記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
表１２ ３．不測事態 （３）水位不明 ①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。 ②導入条件 ・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．注水確保 ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統全部及び原子炉隔離時冷却系が作動しない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動し，かつ低圧で原子炉へ注入可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注入可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系の復旧を行い，これらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 Ｂ．満水注入 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，不測事態「急速減圧」において原子炉水位が判明しない，又は水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合には，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は，復水系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開け，原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注入し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適性弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認用最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動して，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。	表１２ ３．不測事態 （３）水位不明 ①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。 ②導入条件 ・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に給復水系，非常用炉心冷却系又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。 ⑤主な監視操作内容 Ａ．注水確保 ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統全部，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が作動しない場合は，低圧代替注水系（常設）を作動させ，低圧代替注水系（常設）が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。なお，その他の手段として，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系又は低圧代替注水系（可搬型）を使用することができる。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動し，かつ低圧で原子炉へ注入可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注入可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，低圧代替注水系（常設）又は低圧代替注水系（可搬型）の復旧を行い，これらの系統が復旧したときには不測事態「急速減圧」へ移行する。 Ｂ．満水注入 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放可能なとき又は電動駆動給水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能なときに，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合であって，不測事態「急速減圧」において原子炉水位が判明しないとき又は水位不明判断曲線の水位不明領域に入ったときには，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプ及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能なときは，復水系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，低圧代替注水系（常設）又は低圧代替注水系（可搬型）を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開け，原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注入し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）等を全て起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）等を全て起動して，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。	・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２及び記載の適正化 ・※１，※２ ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２及び記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２ ・記載の適正化 ・※１，※２ ・記載の適正化 ・記載の適正化 ・※２ ・※２

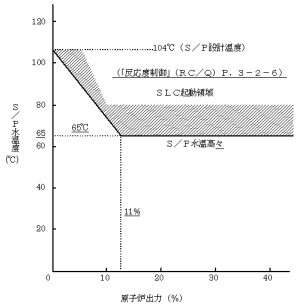
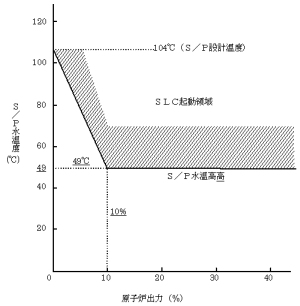
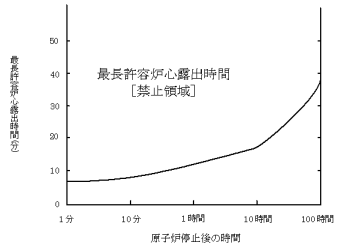
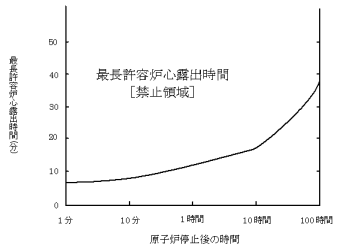
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
Ｃ．水位計復旧 ・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。 ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。 ・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を 100℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。 ・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。 ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。	Ｃ．水位計復旧 ・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できる場合は，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。 ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。 ・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を 100℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。 ・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。 ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。	・記載の適正化 ・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

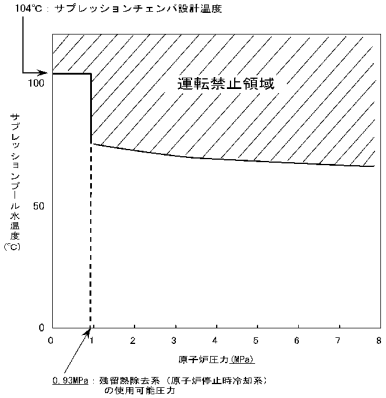
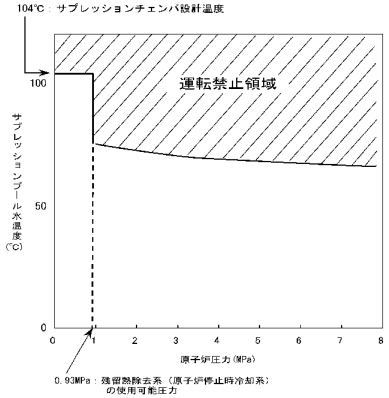
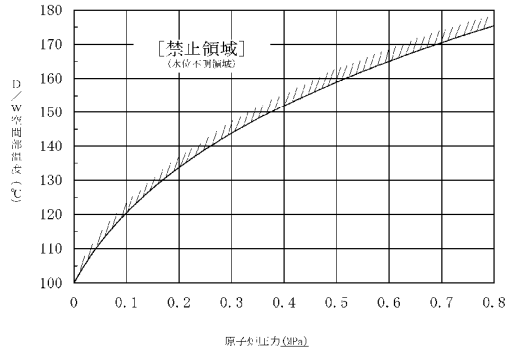
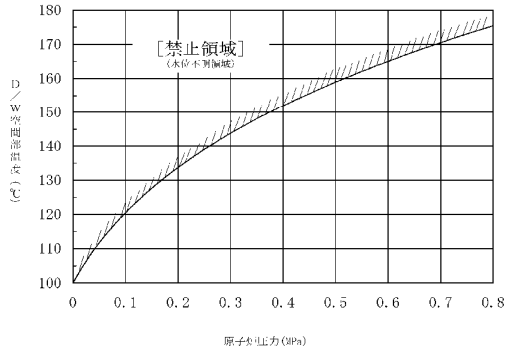
東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
参考	参考	
（１）最大未臨界引抜位置：０２位置	（１）最大未臨界引抜位置：０２位置	
（２）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：３％（平均出力領域モニタ）	（２）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3％（平均出力領域モニタ）	・記載の適正化
（３）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり  	（３）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり  	・最新解析結果の反映及びATWS事象時のSLC起動条件の変更
（４）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：５５％（平均出力領域モニタ）	（４）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：55％（平均出力領域モニタ）	・記載の適正化
（５）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値：レベル１＋１０００ｍｍ	（５）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位制御範囲 制御目標値：低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位＋1,000㎜ 制御範囲　：低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位＋500㎜～1,500㎜	・※1
（６）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：２弁	（６）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：2弁	・記載の適正化
（７）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：３弁	（７）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁	・記載の適正化
（８）炉心冠水最低圧力：下表のとおり	（８）炉心冠水最低圧力：下表のとおり	
（９）最長許容炉心露出時間：下図のとおり  	（９）最長許容炉心露出時間：下図のとおり  	

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力
2	5.3MPa[gage]
3	3.6MPa[gage]
4	2.6MPa[gage]
5	2.1MPa[gage]
6	1.8MPa[gage]
7	1.5MPa[gage]

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力	備考
2	5.3MPa[gage]	・記載の適正化
3	3.6MPa[gage]	・記載の適正化
4	2.6MPa[gage]	・記載の適正化
5	2.1MPa[gage]	・記載の適正化
6	1.8MPa[gage]	・記載の適正化
7	1.5MPa[gage]	・記載の適正化

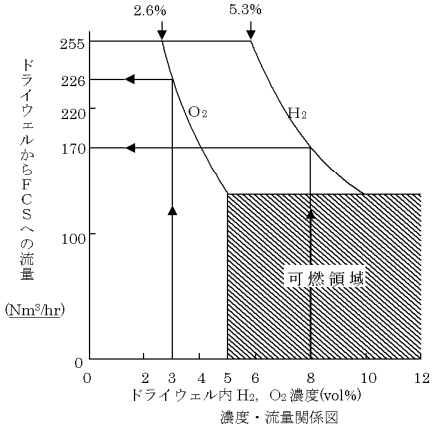
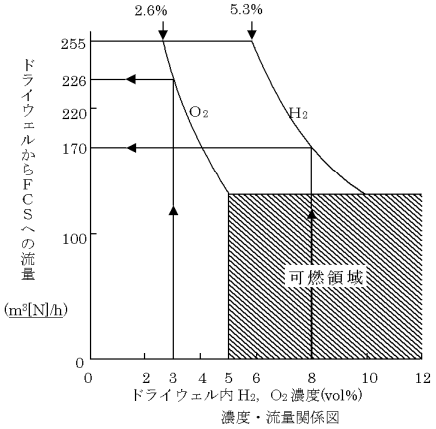
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
（１０）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり  	（１０）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり  	・記載の適正化
（１１）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：０．９３ＭＰａ［ｇａｇｅ］以下	（１１）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.93MPa[gage]以下	・記載の適正化
（１２）ドライウェルスプレイ起動圧力：９８ｋＰａ［ｇａｇｅ］	（１２）ドライウェルスプレイ起動圧力：98kPa[gage]	・記載の適正化
（１３）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁	（１３）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁	
（１４）格納容器内機器設計温度：６６℃	（１４）格納容器内機器設計温度：66℃	・記載の適正化
（１５）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：９０℃	（１５）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90℃	・記載の適正化
（１６）水位不明判断曲線：下図のとおり  	（１６）水位不明判断曲線：下図のとおり  	・記載の適正化
（１７）スクラム制限温度：４９℃	（１７）スクラム制限温度：49℃	・記載の適正化
（１８）サプレッションプール水位計測定上限：＋１６０ｃｍ		・記載の適正化
（１９）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋１３．３ｍ	（１８）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋6.27m	・記載の適正化

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
（２０）格納容器ベント最高水位：＋３２．４ｍ	（１９）格納容器ベント最高水位：EL.＋32.4m	・記載の適正化
（２１）サプレッションプール水位計測定下限：－５０ｃｍ	（２０）サプレッションプール水位計測定下限：－50 cm	・記載の適正化
（２２）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：３．４％	（２１）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.4％	・記載の適正化
（２３）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり  濃度・流量関係図	（２２）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり  濃度・流量関係図	・記載の適正化
（２４）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：０．３０９ＭＰａ［ｇａｇｅ］	（２３）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：0.309MPa[gage]	・記載の適正化
（２５）「急速減圧」時必要弁数：７弁	（２４）「急速減圧」時必要弁数：７弁	・記載の適正化
（２６）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：０．５９ＭＰａ	（２５）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.6MPa	・記載の適正化
（２７）原子炉圧力容器満水確認用適性弁数：３弁	（２６）原子炉圧力容器満水確認用適止弁数：３弁	・記載の適正化
（２８）原子炉圧力容器満水確認用必要最小弁数：１弁	（２７）原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：１弁	・記載の適正化

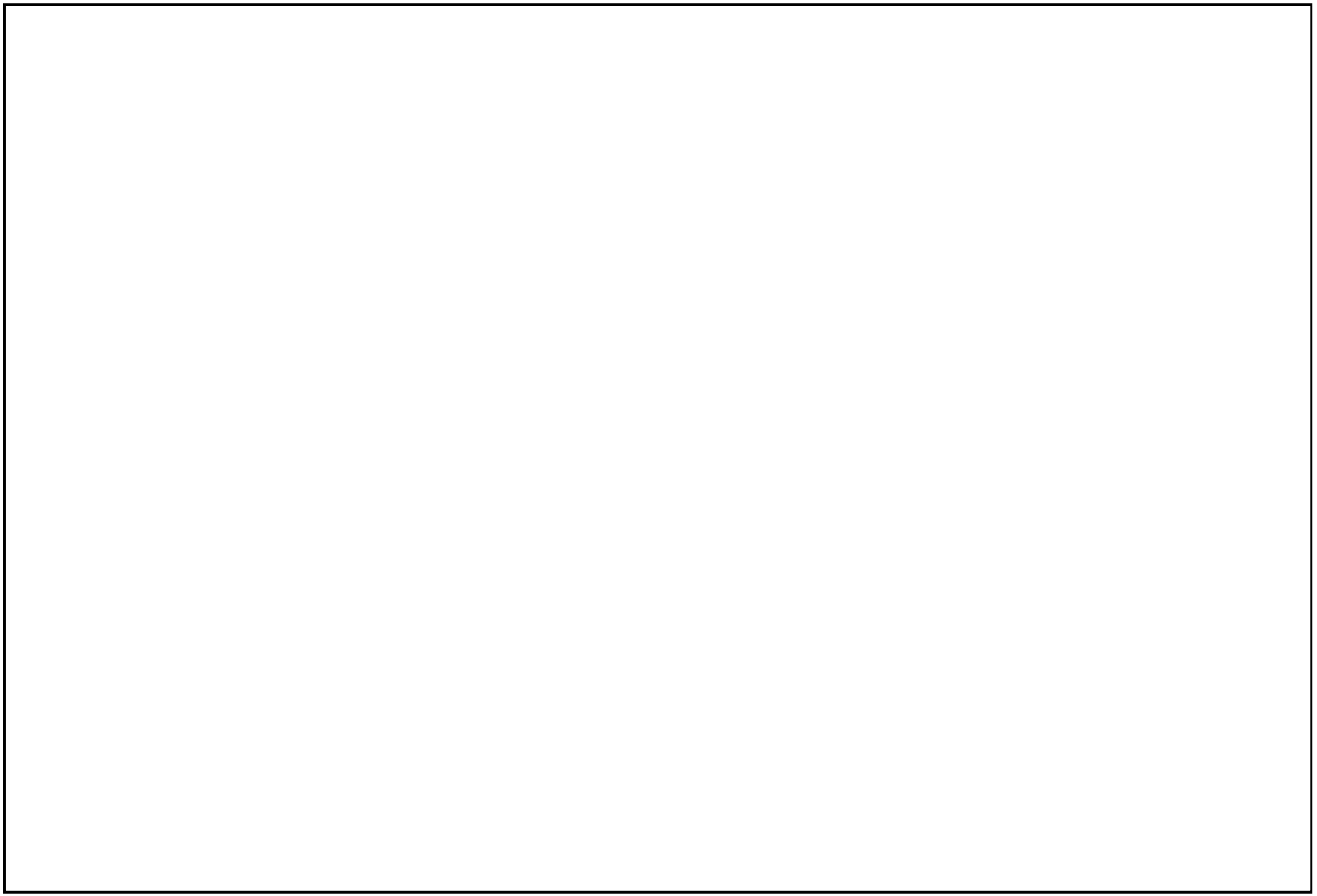
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
添付２　管理区域図 （第９２条及び第９３条関連） ［管理区域表示凡例］ 管理区域※1 汚染のおそれのない管理区域 管理区域設定・解除予定エリア ※１：第９３条第１項(２)に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。 添付２については核物質防護上の観点から公開しないこととしています。	添付２　管理区域図 （第９２条及び第９３条関連） ［管理区域表示凡例］ 管理区域※1 汚染のおそれのない管理区域 管理区域設定・解除予定エリア ※１：第９３条第１項(２)に該当する管理区域を示す。ただし、管理区域全体図については、汚染のおそれのない管理区域が含まれている場合がある。 添付２については核物質防護上の観点から公開しないこととしています。	・変更なし

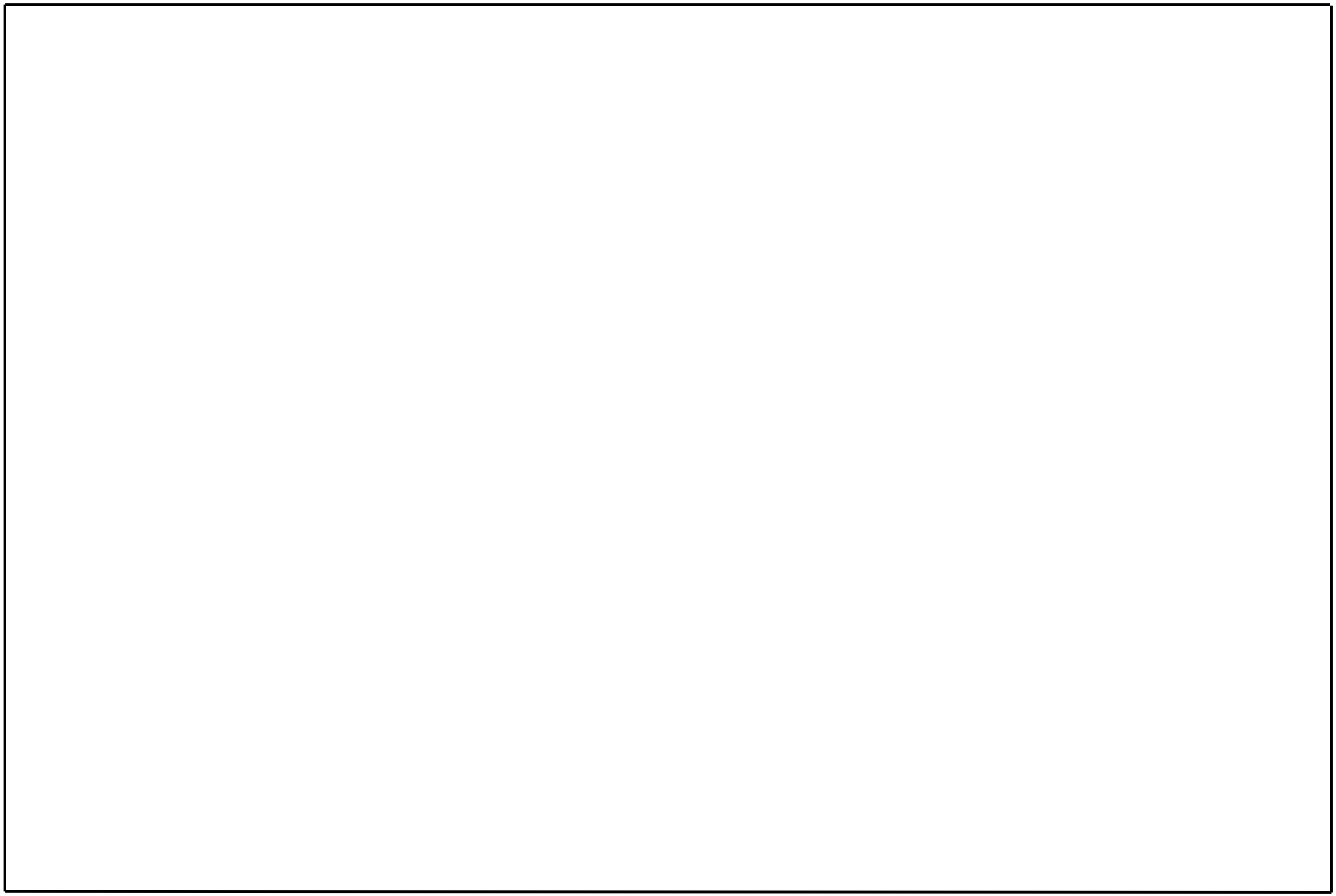
注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	備考
	・記載の適正化

注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
	・記載の適正化

注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更前）	東海第二発電所原子炉施設保安規定（変更後）	備考
添付３　保全区域図 （第９７条関連） 添付３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。	添付３　保全区域図 （第９７条関連） 添付３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。	・変更なし

注）下線は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正前）	備考
	・記載の適正化

注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。

東海第二発電所原子炉施設保安規定変更前後比較表（案）

東海第二発電所原子炉施設保安規定（改正後）	備考
	・記載の適正化

注）変更箇所表示部は改正事項に含まない。