柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

添付資料 1.15.1

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58条）	技術基準規則（73条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－	【解釈】 1 第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	【解釈】 1 第７３条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握する設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－
a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	②	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	⑧
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	－	－	－

東海第二発電所（2018.9.18 版）

添付資料 1.15.1

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58 条）	技術基準規則（73 条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－	【解釈】 1 第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握する設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	【解釈】 1 第７３条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握する設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－
a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	②	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	⑧
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	－	－	－

島根原子力発電所　２号炉

添付資料 1.15.1

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（１／５）

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（五十八条）	技術基準規則（七十三条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－	【解釈】 1 第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握する設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	【解釈】 1 第７３条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握する設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。	－
a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）	②	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	a）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）	⑧
b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。	③	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	iii）推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。	⑩
c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	c）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
d）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。	⑥	－	－	－

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設新設	①②⑦⑧	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器	常設	－	－	－
	－	－			－	－			
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設新設	①③④⑦⑨⑩	代替パラメータによる推定	常用代替計器	常設	－	－	－
	－	－			－	－			
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	①⑥⑦	－	－	－	－	－	－
	－	－							
代替電源（直流）からの給電	所内蓄電式直流電源設備	既設新設	①⑥⑦	代替電源（直流）からの給電	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	可搬	－	－	手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	可搬型直流電源設備	新設			－	－			
	－	－							
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	①⑥⑦	代替電源（交流）からの給電	第二代替交流電源設備	常設	－	－	
	可搬型代替交流電源設備	新設			－	－			
	－	－							
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置）	既設新設	①⑤⑦⑪	パラメータ記録	プロセス計算機	常設	－	1名	自主対策とする理由は本文参照
	－	－			－	－			

東海第二発電所（2018.9.18 版）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段					自主対策設備	
手段	機器名称	既設新設	解釈対応番号	備考	手段	機器名称
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設新設	①②⑦⑧	－	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設新設	①③④⑦⑨⑩	－	代替パラメータによる推定	常用代替計器
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	①⑥⑦	－	－	－
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	①⑥⑦	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設				
代替電源（直流）からの給電	所内常設直流電源設備	新設	①⑥⑦	－	－	－
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	新設	①⑤⑦⑪	－	パラメータ記録	プロセス計算機
						記録計

島根原子力発電所　２号炉

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（２／５）

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	既設新設	①②⑦⑧	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの常用計器	常設	－	－	－
	－	－			－	－			
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設新設	①③④⑦⑨⑩	代替パラメータによる推定	常用代替計器	常設	－	－	－
	－	－			－	－			
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	①⑥⑦	－	－	－	－	－	－
	－	－							
代替電源（直流）からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	新設	①⑥⑦	代替電源（直流）からの給電	直流給電車	可搬	－	－	手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	常設代替直流電源設備	新設			－	－			
	可搬型直流電源設備	新設							
	－	－							
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	①⑥⑦	代替電源（交流）からの給電	号炉間電力融通電気設備	常設可搬	－	－	
	可搬型代替交流電源設備	新設			－	－			
	代替所内電気設備	新設							
	－	－							
設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	常設代替直流電源設備	新設	①⑥⑦	－	－	－	－	－	－
	－	－							
パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）	新設	①⑤⑦⑪	パラメータ記録	運転監視用計算機 中央性著室記録計	常設	－	－	自主対策とする理由は本文参照
	－	－			－	－			

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7】

②，⑤，⑩の相違

島根２号炉は，運転監視用計算機が自動で帳票印刷するため，中央制御室運転員による帳票印刷の操作手順書の記載なし

【東海第二】

③の相違

・運用の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

⑲の相違

・設備及び運用の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

⑳の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td>【要求事項】
発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</td><td>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>【解釈】
1　「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</td><td>－</td></tr>
<tr><td>a)設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</td><td>当該重大事故等に対処するために監視することが必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（設計基準最大値，計測範囲，個数，耐震性，使用電源）を明確化する。
なお，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15－2表に示す。</td></tr>
<tr><td>b）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
i）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
iii）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</td><td>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は，当該パラメータの他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。
また，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。</td></tr>
</table>
</td>
<td>
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／５）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td>【要求事項】
発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</td><td>重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に，当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため，計器の故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源の喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>【解釈】
1　「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</td><td>－</td></tr>
<tr><td>a ）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</td><td>当該重大事故等に対処するために監視することが必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）は，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（設計基準最大値，計測範囲，個数，耐震性，使用電源）を明確化する。
なお，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの把握能力を第1.15－2表に示す。</td></tr>
</table>
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／５）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td>b ）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
i ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
ii ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
iii ）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</td><td>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は，当該パラメータの他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。
また，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。
なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第 1.15－3 表に示す。</td></tr>
<tr><td>c ）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</td><td>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。
また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値，現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。</td></tr>
</table>
</td>
<td>
・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉の適合方針を審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／５），（４／５），（５／５）にて記載

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉の適合方針を審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／５），（４／５），（５／５）にて記載
・設備の相違
【東海第二】
⑱の相違
</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td></td><td>なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第1.15－3表に示す。</td></tr>
<tr><td>c)原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録できること。</td><td>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。
また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。</td></tr>
<tr><td>d)直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</td><td>監視する計器に供給する計器電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源設備として常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車並びに可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から，計器へ給電する手順を整備する。
また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。
なお，電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</td></tr>
</table>
</td>
<td>
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／５）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td>ｂ）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
ⅰ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
ⅲ）推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</td><td>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難になった場合又は計測範囲を超えた場合は，当該パラメータの他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定及び可搬型計測器により計測する手順を整備する。
また，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。
なお，代替パラメータの優先順位及び推定方法を第 1.15－3 表に示す。</td></tr>
<tr><td>ｃ）原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</td><td>原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ表示装置により計測又は監視及び記録する手順を整備する。
また，複数の計測結果を計算により推定するパラメータの値，現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器により計測した値（換算表等を用いた換算結果）を記録用紙に記録する手順を整備する。</td></tr>
</table>
【（４／５）の引用】

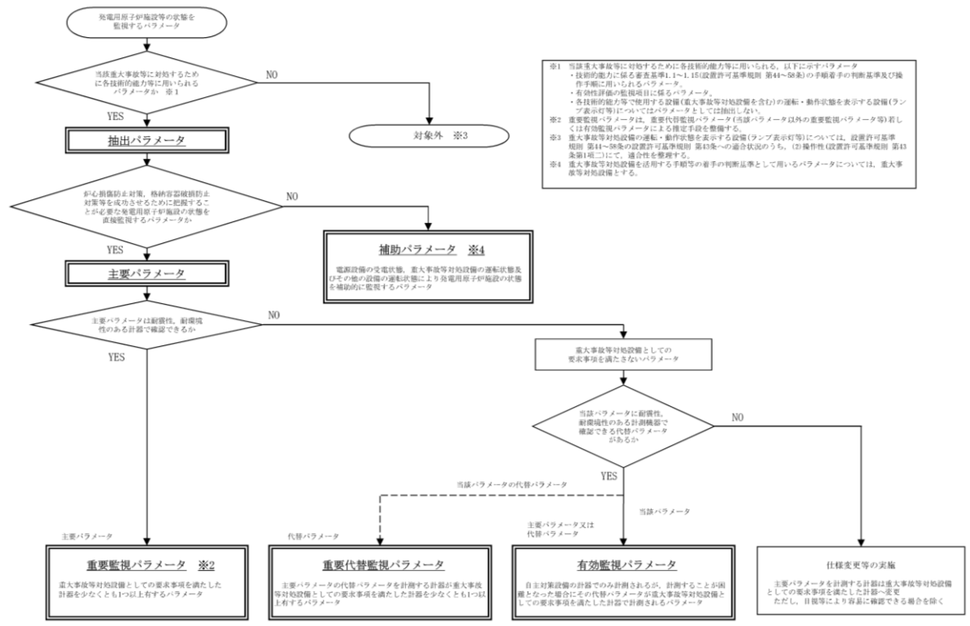
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（５／５）
<table>
<tr><th>技術的能力審査基準（1.15）</th><th>適合方針</th></tr>
<tr><td>ｄ）直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</td><td>監視する計器に供給する計器電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源設備として常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車並びに可搬型直流電源設備である高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電車から，計器へ給電する。
また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合は，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する手順を整備する。
なお，電源の供給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</td></tr>
</table>
</td>
<td>
・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉の適合方針を審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／５），（４／５），（５／５）にて記載

・記載表現の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉の適合方針を審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／５），（４／５），（５／５）にて記載
・設備の相違
【東海第二】
③，⑰の相違
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付資料 1.15.2 重大事故等対処に必要なパラメータの選定 １．選定の考え方 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（ パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視）及び代替パラメータは，以下のとおり分類する（第１図参照）。 なお，監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 参照。 主要パラメータ ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータ ・重要代替監視パラメータ	添付資料 1.15.2 重大事故等対処に必要なパラメータの選定 1.　選定の考え方 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15（設置許可基準規則第 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視）及び代替パラメータは，以下の通り分類する（第１図参照）。 なお，重大事故等の対処に必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また，全ての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。 主要パラメータ ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上を有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータ ・重要代替監視パラメータ	添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定 1.　選定の考え方 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは，「技術的能力に係る審査基準」1.1～1.15（「設置許可基準規則」第四十四～五十八条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保，原子炉建物内の水素濃度,原子炉格納容器内の酸素濃度，燃料プールの監視）及び代替パラメータは，以下のとおり分類する（第１図参照）。 なお，重大事故等の対処に必要なパラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の２項で選定する。また，すべての監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 で整理する。 主要パラメータ ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上を有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータ ・重要代替監視パラメータ	

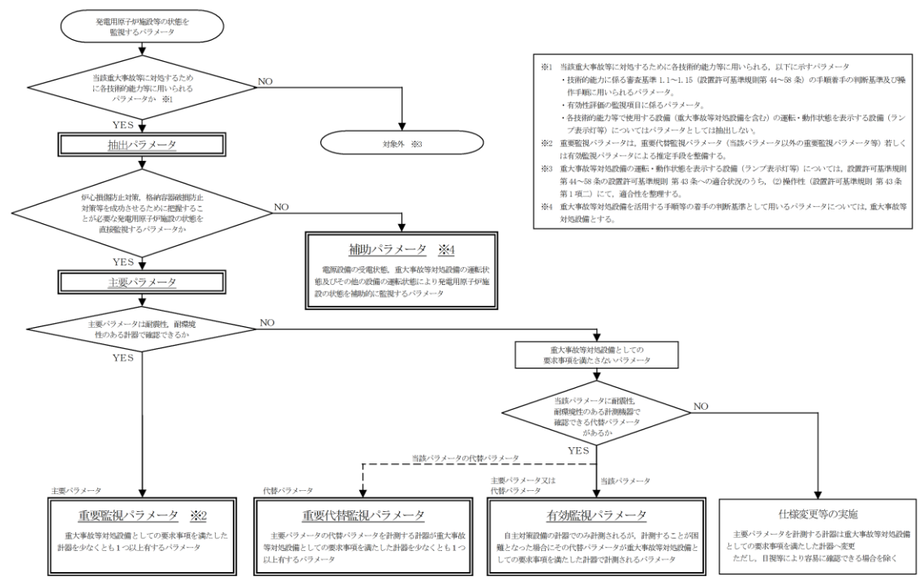
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。 補助パラメータ 抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。 なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを，重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。	主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器でのみ計測されるパラメータをいう。 補助パラメータ 抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。 なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを，重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。	主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を，少なくとも１つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。 補助パラメータ 抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により，発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。 なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に発電用原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを，重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）



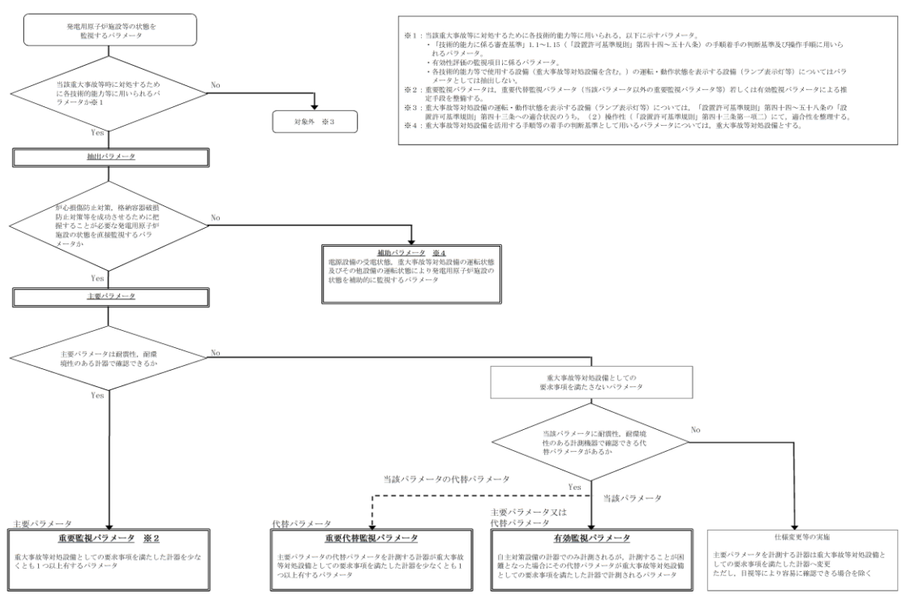
第１図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

東海第二発電所（2018.9.18版）



第１図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

島根原子力発電所　2号炉



第１図　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

備考

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

２．選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，技術的能力に係る審査基準1.1～1.15 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータの中から，炉心損傷及び格納容器破損防止のために必要となる監視パラメータを直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第１表に示す。

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力（SA）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（S/C）
	原子炉水位（SA）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（S/C）

＊：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

2.　選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第１表に示す。

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（1／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

2.　選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，「技術的能力に係る審査基準」1.1～1.15 のパラメータの手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から，炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第１表に示す。

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（１／６）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	原子炉水位（ＳＡ）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

※：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	復水貯蔵槽水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
	原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
	高圧炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	復水貯蔵槽水位（SA） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）
	サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力（S/C） [サプレッション・チェンバ気体温度]*
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ気体温度

＊：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（2／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
	高圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	低圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※：[　] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（２／６）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	残留熱除去ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（ＳＡ） ペデスタル水位
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（ＳＡ） ペデスタル水位
	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	ペデスタル水位 ドライウェル水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力

※：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）	格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 [格納容器内圧力（D/W）]*
	格納容器内圧力（S/C）	格納容器内圧力（D/W） サプレッション・チェンバ気体温度 [格納容器内圧力（S/C）]*
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） [サプレッション・チェンバ・プール水位]*
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度（SA）
	格納容器内水素濃度（SA）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ]*
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ]*
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ [制御棒操作監視系]*
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ [制御棒操作監視系]*
	[制御棒操作監視系]*	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ

＊：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（3／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※
	サプレッション・チェンバ圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ［サプレッション・チェンバ圧力］※
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ［格納容器下部雰囲気温度］※
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ［格納容器内水素濃度］※

※：[　] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（３／６）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ペデスタル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	ペデスタル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） ペデスタル温度（ＳＡ）
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 低圧原子炉代替注水槽水位
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 低圧原子炉代替注水槽水位 ［サプレッション・プール水位］※
	ペデスタル水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量（常設） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	格納容器水素濃度（ＳＡ） ［格納容器水素濃度（Ａ系）］※
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	格納容器水素濃度（Ｂ系） ［格納容器水素濃度（Ａ系）］※
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	主要パラメータの他チャンネル ［エリア放射線モニタ］※
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	主要パラメータの他チャンネル ［エリア放射線モニタ］※

※：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(4/7)

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ気体温度
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	サプレッション・チェンバ・プール水温度
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力（S/C） サプレッション・チェンバ・プール水位 サプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力（S/C） サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C）
		フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度（SA）
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度（SA）
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

＊：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（4／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
未臨界の維持又は監視		起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装 ［制御棒操作監視系］※
		［制御棒操作監視系］	起動領域計装 平均出力領域計装
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰囲気温度
		代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度
		代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力容器温度
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 サプレッション・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置スクラビング水温度
		フィルタ装置スクラビング水温度	フィルタ装置圧力
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャンネル
		フィルタ装置入口水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度（ＳＡ）
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（４／６）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
未臨界の維持又は監視		中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 平均出力領域計装 ［制御棒手動操作・監視系］※
		中間領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装 ［制御棒手動操作・監視系］※
		平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装 ［制御棒手動操作・監視系］※
		［制御棒手動操作・監視系］※	中性子源領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装
最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
		残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
	格納容器フィルタベント系	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル
		スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル
		第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータの他チャンネル
		第１ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器水素濃度（ＳＡ）
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ） サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力

※：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(5/7)

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（SA）
		原子炉水位（SA）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力（SA）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力（D/W）
		格納容器内圧力（D/W）	格納容器内圧力（S/C） ドライウェル雰囲気温度 [格納容器内圧力（D/W）]*
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA） [エリア放射線モニタ]*
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（SA） [エリア放射線モニタ]*

＊：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（5／7）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・プール水温度
		残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）
		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力
		ドライウェル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル雰囲気温度 ［ドライウェル圧力］※2
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※２
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※2

※：[　] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（５／６）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ）
		原子炉水位（ＳＡ）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
		原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ）
		ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ）
	原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※
		低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） ［エリア放射線モニタ］※

※：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RCIC A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RCIC B系代替注水流量） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 復水移送ポンプ吐出圧力 ［復水貯蔵槽水位］※
	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量（RCIC A系代替注水流量） 復水補給水系流量（RCIC B系代替注水流量） 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ［サプレッション・チェンバ・プール水位］※
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

※：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（6／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	サプレッション・プール水位	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	西側淡水貯水設備水位	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） サプレッション・プール水位

※：［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ（６／６）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量（常設） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ［サプレッション・プール水位］※
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ) ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ［格納容器酸素濃度（Ａ系）］※
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	格納容器酸素濃度（Ｂ系） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ) ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ［格納容器酸素濃度（Ａ系）］※
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）

※：［　］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

第１表　重大事故等の対処に必要なパラメータ(7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)

＊：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

以　上

東海第二発電所（2018.9.18 版）

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ（7／7）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ［格納容器内酸素濃度］※
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

※：[　] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

推定ケースの差異理由については，「1.15.2.1(1)d.代替パラメータによる推定方法」を参照。

設備の差異理由については，「第 1.15－2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項 1. はじめに 重大事故等時における運転員の対応操作においては，監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また，対応操作の実施に当たって，監視計器を用いて適切な手順を選定し，適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。 重大事故等時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。 2. 監視項目 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。 (1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】 (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【判断及び確認】 0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料 次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。 a．「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。 b．各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。 c．「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。 d．「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視する	添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項 1. はじめに 重大事故等時における運転員の対応操作においては，監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また，対応操作の実施にあたって，監視計器を用いて適切な手順を選定し，適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である 重大事故等時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて，「2. 監視項目」に示すパラメータを第１表の通り取りまとめた。 2. 監視項目 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。 (1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】 (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】 3. 重大事故等対処に係る監視事項について 第１表の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。 a．「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。 b．各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。 c．「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。 d．「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラ	添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項 1. はじめに 重大事故等時における運転員の対応操作においては，監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また，対応操作の実施に当たって，監視計器を用いて適切な手順を選定し，適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。 重大事故等時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて，「2. 監視項目」に示すパラメータを第１表の通り取りまとめた。 2. 監視項目 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。 (1) 技術的能力1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】 (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断及び確認】 3. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料 第１表の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。 a．「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。 b．各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。 c．「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。 d．「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視する	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
パラメータを計測する計器を示す。 ｅ．「SBO 影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後は区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳの蓄電池が健全であるため，CRT を含めて監視可能な計器数を示す。 ｆ．「SBO 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は，区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。 ｇ．「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を①～③にて示す。 ①重要監視パラメータ ②有効監視パラメータ ③補助パラメータ ｈ．「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。 ｉ．「評価 計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定できることを評価し，監視方法を示す。 ｊ．「評価 SBO」欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。 ・区分Ⅰ又は区分Ⅱ直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。	メータを計測する計器を示す。 ｅ．「SBO 影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において，蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。 ｆ．「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は，負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。 ｇ．「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を①～③にて示す。 ① 重要監視パラメータ ② 有効監視パラメータ ③ 補助パラメータ ｈ．「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。 ｉ．「評価 計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し，監視方法を示す。 ｊ．「評価 SBO）欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。 ・負荷を切離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。	パラメータを計測する計器を示す。 ｅ．「ＳＢＯ影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において，蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。 ｆ．「ＳＢＯ影響（負荷切り離し後）」欄は，負荷を切り離し，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を延命した場合に監視可能な計器数を示す。 ｇ．「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を①～③にて示す。 ① 重要監視パラメータ ② 有効監視パラメータ ③ 補助パラメータ ｈ．「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。 ｉ．「評価　計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定可否を評価し，監視方法を示す。 ｊ．「評価　ＳＢＯ」欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。 ・負荷を切り離し，直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 設計方針の相違による系統構成，設備構成の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表１　重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	分類	計器名称	計器数	c. 抽出パラメータを計測する計器					d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					e. SBO 影響					評価	
					c. SBO 影響										e. SBO 影響						
					c. 直後	d. 負荷切離し後	e. パラメータ分類	f. 区分Ⅰ直流電源を確保した場合	g. 区分Ⅱ直流電源を確保した場合						c. 直後	d. 負荷切離し後	e. パラメータ分類	f. 区分Ⅰ直流電源を確保した場合	g. 区分Ⅱ直流電源を確保した場合		
原子炉圧力容器内の水位	監視範囲	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位（広帯域） 原子炉圧力容器内の水位（燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	1 1	1 1	原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータの代替パラメータであることを示す。				1 1	1 1	1 1	1 1	1 1		

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータであることを示す。

※　［　］は有効監視パラメータ又は重要代替監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	分類	計器名称	計器数	c. 抽出パラメータを計測する計器					d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					e. SBO 影響					評価	
					c. SBO 影響										e. SBO 影響						
					c. 直後	d. 負荷切離し後	e. パラメータ分類								e. 直後	d. 負荷切離し後					
原子炉圧力容器内の水位	判断基準／操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	－	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータの代替パラメータであることを示す。			1 1	1 1					
										高圧代替注水系系統流量					1	1	1				
										低圧代替注水系原子炉注水流量					4	4	4				
										代替循環冷却系原子炉注水流量					2	2	2				
										原子炉隔離時冷却系系統流量					1	1	1				
										高圧炉心スプレイ系系統流量					1	0	0				
										残留熱除去系系統流量					3	0	0				
										低圧炉心スプレイ系系統流量					1	0	0				
										原子炉圧力（ＳＡ）					2	1	1				
										原子炉圧力（ＳＡ）					2	2	2				
										サプレッション・チェンバ圧力					1	1	1				

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータであることを示す。

※　［　］は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

なお，第１表について，２項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について，以下の順に整理する。

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	分類	計器名称	計器数	c. 抽出パラメータを計測する計器					d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					e. SBO 影響					評価	
					c. SBO 影響										e. SBO 影響						
					c. 直後	d. 負荷切離し後	e. パラメータ分類								e. 直後	d. 負荷切離し後					
原子炉圧力容器内の水位	監視／操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータの代替パラメータであることを示す。			2 2	2 2	1 1				
										高圧原子炉代替注水流量					1	1	1				
										代替注水流量（常設）					1	1	1				
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（消防ポンプ）					2 2	2 2	2 2				
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量					1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と熱除去に必要な水量上り原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータの代替パラメータであることを示す。		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量					1	0	0				
										残留熱除去系ポンプ出口流量					3	0	0				
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量					1	0	0				
										高圧代替注水系ポンプ出口流量					1	1	1				
										原子炉圧力					2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能			
										原子炉圧力（ＳＡ）					1	1	1				
										サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）					2	2	2				

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータであることを示す。

※　［　］は有効監視パラメータ又は重要代替監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

なお，第１表について，２項で設定した監視項目（【技術的能力における各手段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】）について，以下の順に整理する。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
目 次 0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料 1. 技術的能力における各手段の判断と確認 ・1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ・1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 ・1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 ・1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 ・1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 ・1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 ・1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ・1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ・1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ・1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ・1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 ・1.14 電源の確保に関する手順等 2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認 (1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・2.1 高圧・低圧注水機能喪失 ・2.2 高圧注水・減圧機能喪失 ・2.3 全交流動力電源喪失 ・2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失) ・2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗 ・2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失 ・2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗	1. 技術的能力における各手段の判断と確認 ・1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ・1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 ・1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 ・1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 ・1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 ・1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 ・1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ・1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ・1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書 ・1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ・1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 ・1.14 電源の確保に関する手順等 2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認 (1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・2.1 高圧・低圧注水機能喪失 ・2.2 高圧注水・減圧機能喪失 ・2.3 全交流動力電源喪失 ・2.3.1 全交流動力電源喪失（長期ＴＢ） ・2.3.2 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ,ＴＢＵ） ・2.3.3 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	1. 技術的能力における各手段の判断と確認 ・1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ・1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 ・1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ・1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 ・1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 ・1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 ・1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 ・1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 ・1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 ・1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ・1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ・1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等 ・1.14 電源の確保に関する手順等 2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認 (1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・2.1 高圧・低圧注水機能喪失 ・2.2 高圧注水・減圧機能喪失 ・2.3 全交流動力電源喪失 ・2.3.1 全交流動力電源喪失（長期ＴＢ） ・2.3.2 全交流動力電源喪失（ＴＢＵ） ・2.3.3 全交流動力電源喪失（ＴＢＤ） ・2.3.4 全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
・2.4 崩壊熱除去機能喪失 ・2.4.1 取水機能が喪失した場合 ・2.4.2 残留熱除去系が故障した場合 ・2.5 原子炉停止機能喪失 ・2.6 LOCA 時注水機能喪失 ・2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	・2.4　崩壊熱除去機能喪失 ・2.4.1 取水機能が喪失した場合 ・2.4.2 残留熱除去系が故障した場合 ・2.5 原子炉停止機能喪失 ・2.6 ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムＬＯＣＡ) ・2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	・2.4　崩壊熱除去機能喪失 ・2.4.1　取水機能が喪失した場合 ・2.4.2　残留熱除去系が故障した場合 ・2.5　原子炉停止機能喪失 ・2.6　ＬＯＣＡ時注水機能喪失 ・2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	・設備の相違 【東海第二】 選定した事故シーケンスグループの相違
(2) 運転中の原子炉における重大事故 ・3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合 ・3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合 ・3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・3.4 水素燃焼 ・3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	(2) 重大事故 ・3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ・3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合 ・3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合 ・3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・3.4 水素燃焼 ・3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	(2)　運転中の原子炉における重大事故 ・3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・3.1.2　残留熱代替除去系を使用する場合 ・3.1.3　残留熱代替除去系を使用しない場合 ・3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・3.4　水素燃焼 ・3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用	
(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・4.1 想定事故１ ・4.2 想定事故２	(3)使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・4.1 想定事故１ ・4.2 想定事故２	(3)　燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・4.1　想定事故１ ・4.2　想定事故２	
(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・5.1 崩壊熱除去機能喪失 ・5.2 全交流動力電源喪失 ・5.3 原子炉冷却材の流出 ・5.4 反応度の誤投入	(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・5.1 崩壊熱除去機能喪失 ・5.2 全交流動力電源喪失 ・5.3 原子炉冷却材の流出 ・5.4 反応度の誤投入	(4)　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・5.1　崩壊熱除去機能喪失 ・5.2　全交流動力電源喪失 ・5.3　原子炉冷却材の流出 ・5.4　反応度の誤投入	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)EOP「スクラム」（原子炉出力）																
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報 (6号炉) (7号炉)	1 1	1 1	0 0	0 1	－	－	－						
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化							－						
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ (6号炉) (7号炉)	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－							
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	－	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	10 4	10 4	3 1	2 1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ [制御棒操作監視系]	10 1	10 1	3 1	2 1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ (6号炉) (7号炉)	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－	－						
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	－	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	10 4	10 4	3 1	2 1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ [制御棒操作監視系]	10 1	10 1	3 1	2 1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ [制御棒操作監視系]	4 1	4 1	1 1	1 1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装 平均出力領域計装	8 2	8 2	0 0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装 [制御棒操作監視系]	8 1	8 1	0 0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装 [制御棒操作監視系]	2 1	2 1	0 0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装 平均出力領域計装	8 2	8 2	0 0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装 [制御棒操作監視系]	8 1	8 1	0 0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装 [制御棒操作監視系]	2 1	2 1	0 0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)EOP「スクラム」（原子炉出力）														
事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	0	－	－	－					
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化											
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－	－					
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	－	中性子束領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装	4 8 6	0 0 6	0 0 0	中性子束領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子束領域計装 中間領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4 8 1	0 0 1	0 0 0	中性子束領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作（1／2）	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－	－					
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	－	中性子束領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装	4 8 6	0 0 6	0 0 0	中性子束領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
		原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子束領域計装 中間領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4 8 1	0 0 1	0 0 0	中性子束領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			中間領域計装	8	0	0	①	－	中性子束領域計装 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4 6 1	0 6 1	0 0 0	中性子束領域計装により中間領域計装の代替監視可能 平均出力領域計装により中間領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)EOP「反応度制御」																	
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－	－							
			[制御棒操作監視系]	2	2	1	1	②	－	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	10 4	10 4	3 1	2 1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制（手動）	操作	RIP-ASD受電遮断器開放状態	RIP-ASD受電遮断器表示灯（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	1 2	2 2	－	－	－							
		原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態	原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯（6号炉） （7号炉）	10 10	10 10	5 0	5 5	－	－	－							
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ [制御棒操作監視系]	10 1	10 1	3 1	2 1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ [制御棒操作監視系]	4 1	4 1	1 1	1 1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－	－							
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	－	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ	10 4	10 4	3 1	2 1	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	操作	ADS及びSA-ADS起動阻止状態	ADS及びSA-ADS起動阻止状態表示灯	2	2	1	1	－	－	－							

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装 平均出力領域計装	8 2	8 2	0 0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	操作	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装 [制御棒操作監視系]	8 1	8 1	0 0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装 [制御棒操作監視系]	2 1	2 1	0 0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装 平均出力領域計装	8 2	8 2	0 0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装 [制御棒操作監視系]	8 1	8 1	0 0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装 [制御棒操作監視系]	2 1	2 1	0 0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
対応手段	項目	監視パラメータ													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力） 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作（2／2）	原子炉出力	中性子束領域計装	4	0	0	①	－	中間領域計装 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	8 6 1	0 6 1	0 0 0	中性子束領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能 平均出力領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」															
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－	－						
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	－	中性子束領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装	4 8 6	0 0 6	0 0 0	中性子束領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	操作	原子炉再循環ポンプしゃ断器表示灯	原子炉再循環ポンプしゃ断器開放状態	4	4	0	－	－	－						
		原子炉再循環ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯	2	2	0	－	－	－						
		原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子束領域計装 中間領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4 8 1	0 0 1	0 0 0	中性子束領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			中間領域計装	8	0	0	①	－	中性子束領域計装 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	4 6 1	0 6 1	0 0 0	中性子束領域計装により中間領域計装の代替監視可能 平均出力領域計装により中間領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			中性子束領域計装	4	0	0	①	－	中間領域計装 平均出力領域計装 [制御棒手動操作・監視系]	8 6 1	0 6 1	0 0 0	中間領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能 平均出力領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料1.1～1.14から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			ほう酸水注入系タンク液位	1	0	0	0	③		－						
		原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	（6号炉）2 （7号炉）2	2 2	1 2	1 0	－	－	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (2)　非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（1／3）	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－		起動領域計装	8	8	0		起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	0		制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－		平均出力領域計装	2	2	0		平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	0		制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										残留熱除去系系統流量	3	0	0			
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－		－						
			[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0	②	－		中性子束領域計装	4	0	0		中性子束領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										中間領域計装	8	0	0			
										平均出力領域計装	6	6	0			
	操作	自動減圧起動阻止，代替自動減圧起動阻止状態	「ＡＤＳ／ＡＭ－ＡＤＳ起動阻止」警報	1	1	1	－	－		－						
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装	6	6	0	①	－		中性子束領域計装	4	0	0		中性子束領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										中間領域計装	8	0	0		中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	
										[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			中間領域計装	8	0	0	①	－		中性子束領域計装	4	0	0		中性子束領域計装により中間領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										平均出力領域計装	6	6	0		平均出力領域計装により中間領域計装の代替監視可能	
										[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			中性子束領域計装	4	0	0	①	－		中間領域計装	8	0	0		中間領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										平均出力領域計装	6	6	0		平均出力領域計装により中性子束領域計装の代替監視可能	
										[制御棒手動操作・監視系]	1	1	0		制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ		－						
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ		－						
		原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯	2	0	0	－	－		－						

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（1／2）	原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										【制御棒操作監視系】	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										【制御棒操作監視系】	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	4	4	－	－	－						
		原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域）	4 3	4 3	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（1／3）	原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									中間領域計装	8	0	0	中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	
									【制御棒手動操作・監視系】	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			中間領域計装	8	0	0	①	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により中間領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中間領域計装の代替監視可能	
									【制御棒手動操作・監視系】	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			中性子源領域計装	4	0	0	①	－	中間領域計装	8	0	0	中間領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能	
									【制御棒手動操作・監視系】	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	0	－	－	－					
		原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量（可搬） （狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	給水流量（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	4 0	0 4	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③		－						
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0	③		－						
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	1	1	1	0	③		－						
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（3／3）	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－	－						
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁開閉表示	205	205	0	0	－	－	－						
			全制御棒全挿入ランプ（6号炉） （7号炉）	4 4	4 4	1 0	1 0	－	－	－						
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									[制御棒操作監視系]	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									[制御棒操作監視系]	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	[制御棒操作監視系]	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									[制御棒操作監視系]	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									[制御棒操作監視系]	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作（ＳＡ／ＳＡ）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉給水流量	4	4	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	－	－	－					
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	3	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	－	－	－					

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	［制御棒操作監視系］	1	1	0	②	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	－	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域計装	8	8	0	①	－	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									［制御棒操作監視系］	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水ヘッダ差圧	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	0	－	－	－					
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化											
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－	－					
			［制御棒手動操作・監視系］	1	1	0	②	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									中間領域計装	8	0	0		
									平均出力領域計装	6	6	0		
		原子力出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									中間領域計装	8	0	0	中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	
									［制御棒手動操作・監視系］	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作（ATWS）	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	－	－	－					
			［制御棒手動操作・監視系］	1	1	0	②	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装により，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									中間領域計装	8	0	0		
									平均出力領域計装	6	6	0		
		原子炉出力	平均出力領域計装	6	6	0	①	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									中間領域計装	8	0	0	中間領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	
									［制御棒手動操作・監視系］	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			中間領域計装	8	0	0	①	－	中性子源領域計装	4	0	0	中性子源領域計装により中間領域計装の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									平均出力領域計装	6	6	0	平均出力領域計装により中間領域計装の代替監視可能	
									［制御棒手動操作・監視系］	1	1	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①表示パラメータ代替パラメータ　②有効監視パラメータ　③補助パラメータ ①表示パラメータ代替パラメータ　②有効監視パラメータ　③補助パラメータ （次頁） （次頁） （次頁）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第１表　重大事故等対処に係る監視事項 1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 抽出パラメータを計測する計器：分類，計器名称，計器数，SBO影響（直後，負荷切り離し後），パラメータ分類，補助パラメータ分類理由 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器：計器名称，計器数，SBO影響（直後，負荷切り離し後） 評価：計器故障等，SBO 対応手段：事故時操作要領書（徴候ベース）「反応度制御」 制御棒手動挿入 項目：検出（α＞α0） 原子炉出力 平均出力領域計装 6 6 0 ① — 中性子源領域計装 4 0 0 中性子源領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認 中間領域計装 8 0 0 ① — 中性子源領域計装 4 0 0 中性子源領域計装により中間領域計装の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認 中性子源領域計装 4 0 0 ① — 中間領域計装 8 0 0 中間領域計装により中性子源領域計装の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 2 2 1 ① — 原子炉圧力 1 1 1 直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 2 2 / 2 2 1 / 1 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 原子炉水位（ＳＡ） 1 1 1 原子炉圧力容器温度（ＳＡ） 2 2 2 原子炉圧力（ＳＡ） 1 1 1 ① — 原子炉圧力 2 2 1 直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 2 2 / 2 2 1 / 1 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 原子炉水位（ＳＡ） 1 1 1 原子炉圧力容器温度（ＳＡ） 2 2 2 補機監視機能：制御棒駆動水圧系駆動水圧 1 1 0 ③ 制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ —	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等	判断基準	電源	4M用直流125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－					－	
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ａ．中央制御室からの高圧代替注水系起動																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ａ．中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動														
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 （HPACによる原子炉注水）	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(HBR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(HBR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(HBR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(HBR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書（IPACによる原子炉注水）	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
										代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「HPACによる原子炉注水」	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	－	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
									低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
									[サプレッション・プール水位]	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位(常用計器)により代替監視可能	

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	評価 計器故障等	評価 SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「HPAC 現場起動」	判断基準	電源	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（HBR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（HBR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA）	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（HBR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（HBR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位（SA）	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量（HBR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（HBR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	評価 SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（１／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	評価 SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」	操作（１／４）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－－－	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「HPAC現場起動」	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ		－						
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ		－						
			高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	③			－						
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	1	③			－						
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③			－						
			高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③			－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－		原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	－		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－		サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										常設高圧代替注水ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
										代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「HPACによる原子炉注水」	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（拡張運用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の減水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 点検	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 点検	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	評価 計器故障等	評価 SBO
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 （1）全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失時の原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「RCIC現場起動」 多様なハザードへの対応手順「RCIC現場起動（排水処理）」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－						
			直流125V充電器盤A－2蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－						
			AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－						
		原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		水源の確保	【復水貯蔵槽水位】 復水貯蔵槽水位（SA）	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が維持されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	評価 SBO
1.2.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 （1）　高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ｂ．現場手動操作による高圧代替注水系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	評価 SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
			原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	水源であるサプレッション・プール水位（ＳＡ）の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「RCIC現場起動」 多様なハザード対応手順「RCIC現場起動（排水処理）」	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－						
		補機監視機能	可搬型回転計	1	1	1	1	③		－						
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③		－						
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	0	③		－						

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」	操作（４／４）	水源の確保	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
									低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
									「サプレッション・プール水位」	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位（常用計器）により代替監視可能	

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 （1）重大事故等の進展抑制																	
事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「SLCポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を		－						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ		－						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を		－						
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ		－						
			直流125V 主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態		－						
			直流125V 主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ		－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －		原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
											復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
											原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
											格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
											復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
											原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
											格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	認するパラメータ		－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 ｂ．現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動														
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣ現場起動による原子炉注水」	判断基準（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「SLCポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域）	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）						
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	1	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）					
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
										低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
										低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）					
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
										低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
										低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「HPAC現場起動による原子炉注水」	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										代替注水流量（常設）	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1		
										サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
			原子炉水位（可搬型計測器）	1	1	1	－	－		－					

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「CRD による原子炉注水」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/C の受電状態を概認するパラメータ	－						
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/C の受電状態を概認するパラメータ	－						
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を概認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量（A系のみ）	1	1	1	0	①	－	－						
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下出口水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.2.2.2　サポート系故障時の対応手順 （1）　全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 ａ．現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／3）	電源	直流125V主母線盤２Ａ電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書「ＨＰＡＣ現場起動による原子炉注水」	判断基準（３／３）	水源の確保	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
									低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
									[サプレッション・プール水位]	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位(常用計器)により代替監視可能	

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「CRDによる原子炉注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＨＰＡＣ現場起動による原子炉注水」	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「CRDによる原子炉注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－						
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん（6号炉） 水ライン圧力　（7号炉）	4 1	4 1	1 1	1 0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（3／3）	水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「HPACに発熱による原子炉注水」	操作（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（炉心冷却用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
			原子炉水位（可搬型計測器）	1	1	1	－	－	－					

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「HPCF緊急注水」	判断基準	電源	M/C B電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を識認するパラメータ	－						
			P/C B-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を識認するパラメータ	－						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1	1	1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			可搬型計測器	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「HPAC現場起動による原子炉注水」	操作（3／3）	補機監視機能	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和蒸気圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（SA）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2		
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和蒸気圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（SA）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2		
			原子炉圧力（可搬型計測器）	1	1	1	－	－	－					
			高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	1	1	1	③	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－					

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料1.1～1.14から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「HPCF緊急注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（MBIC A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（MBIC B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（MBIC A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（MBIC B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－		サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			可搬型計測器	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			可搬型回転計	1	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 a．現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動															
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＲＣＩＣ現場起動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－－		原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										代替注水流量（常設）	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
										サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「HPCF緊急注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系系統流量（B系のみ）	1	1	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力（B系のみ）	1	1	0	1	①	－	－						
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)　重大事故等の進展抑制 a．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	M／C　2C電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			P／C　2C電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			M／C　2D電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			P／C　2D電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤2B電圧	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「RCIC現場起動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
			原子炉水位（可動型計測器）	1	1	1	－	－	－					

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料1.1～1.14から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	評価 計器故障等	SBO
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	判断基準（1／2）	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	純水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器 分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価 計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＡＴＷＳ発電用原子炉手動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判断基準（2／2）	水源の確保	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量よりサプレッション・プール水位（SA）の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	サプレッション・プールを水源とするポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
									高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3		
									低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0		
									残留熱代替除去ポンプ出口圧力	2	2	2		
									[サプレッション・プール水位]	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位(常用計器)により代替監視可能	

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	判断基準（2／2）	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(HHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(HHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	復水補給水系流量(HHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のうち，運転している系統の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(HHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により，サプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1		
										[サプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器）により代替監視可能	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	
										原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										残留熱除去系系統流量	3	0	0			
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	2	2	2			
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（広帯域）	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										残留熱除去系系統流量	3	0	0			
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	2	2	2			
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「RCICC現場起動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系排水処理」	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

島根原子力発電所　2号炉

備考

・設備の相違

【柏崎6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＲＣＩＣ現場起動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系系統水処理」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		
			原子炉水位（可搬型計測器）	1	1	1	－	－	－					

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（2／2）	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③		－						
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0	③		－						
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	1	1	1	0	③		－						
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のうち，運転している系統の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により，サプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1		
										[サプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器）により代替監視可能	

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器故障等	SBO
1.2.2.3　重大事故等の進展抑制時の対応手順 （1）　重大事故等の進展抑制 b．制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水																
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	M／C　2C電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			P／C　2C電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			M／C　2D電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			P／C　2D電圧	1	1	1	③	非常用P／Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			直流125V主母線盤2B電圧	1	1	1	③			－	－	－	－		－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－		－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－		原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										残留熱除去系系統流量	3	0	0			
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
										原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	2	2	2			
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「RCICC現場起動による原子炉注水」 原子力災害対策手順書「原子炉隔離時冷却系排水処理」	操作（3／3）	補機監視機能	可搬型回転計	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－						
			原子炉圧力	2	2	1	①	－		原子炉圧力（SA）	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1	1	1			
										原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2			
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	①	－		原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1	1	1			
										原子炉圧力容器温度（SA）	2	2	2			
			原子炉圧力（可搬型計測器）	1	1	1	－	－		－						
			原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－						

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料1.1～1.14から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	判断基準（1／2）	電源	M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－						
			M/C E電圧	1	1	1	1	③		－						
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－						
			P/C E-1電圧	1	1	1	1	③		－						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
			直流125V主母線盤C電圧	1	1	1	1	③		－						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.3 重大事故等の重畳時対処の対応手順 (1) 重大事故等の重畳時 a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水														
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書（「CRDによる原子炉注水」）	判断基準（1／2）	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	－					
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	－					
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	－					
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	－					
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	判断基準（2／2）	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のうち，運転している系統の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により，サプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1		
										[サプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器）により代替監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
多数時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「CRDによる原子炉注水」	判断基準（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		
		補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ	－					
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	②	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－					

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（DHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（DHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力	3	3	1	1		
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量（DHR A系代替注水流量）	1	1	1	1		
										復水補給水系流量（DHR B系代替注水流量）	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力	3	3	1	1		
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位（SA）	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位（SA）の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
										原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	高圧炉心注水系系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＣＲＤによる原子炉注水」	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	操作（2／2）	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	－ －	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	注水先の原子炉水位の変化により，復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により，復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のうち，運転している系統の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により，サプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1		
										[サプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器）により代替監視可能	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1)　原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水														
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	直流125V主母線盤2A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　2号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「CRDによる原子炉注水」	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＣＲＤによる原子炉注水」	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																	
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位維保」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＣＲＤによる原子炉注水」	操作（4／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—					
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッダ圧力	1	1	0	③	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	—					
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—					
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 ｂ．ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水														
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＳＬＣによる原子炉注水」	判断基準（1／4）	電源	C-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—					
			D-メタクラ母線電圧	1	1	1	③	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	—					
			C-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—					
			D-ロードセンタ母線電圧	1	1	1	③	非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ	—					

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書（「ＳＬＣによる原子炉注水」	判断基準（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.2.2.4　設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (2)　高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（1／2）	電源	M／C　HPCS電圧	1	1	1	③	非常用M／Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤HPCS電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力（SA）	2	2	2			
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	判断基準（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＳＬＣによる原子炉注ホ」	判断基準（4／4）	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—					
			ろ過水タンク水位	1	1	1	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—					
			純水タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—					
	操作（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」	操作（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
			抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」等 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース）「停止時原子炉水位制御」等 AM設備別操作手順書	操作（②〈③）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確保	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバを水源とするポンプの吐出圧力により，サプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作要領書「ＳＬＣによる原子炉注水」	操作（②〈③）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
			原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
		原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－					
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	1	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－					
			復水輸送系出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－					

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第１表　重大事故等対処に係る監視事項 1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ 抽出パラメータを代替する計器 SBO要素 対応手段 / 項目 / 分類 / 計器名称 / 計器数 / 直流 / 自電源から離し後 / 補助パラメータ分類 / 計器名称 / 計器数 / 直流 / 自電源から離し後 / 計装故障等 / SBO 1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1)原子炉減圧操作及び原子炉圧力容器への注水 常設監視計測設備（換気）等 ページ 「本投稿用」等 別紙様式（１／３） 原子炉圧力容器の減圧中の対応 【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） ① ① ① － － －

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器 補助パラメータを計測する計器 SGTR 対応手段 / 項目 / 分類 / 計器名称 / 計器数 / 広域 / 狭域 / パラメータ分類 / 補助パラメータ分類理由 / 計器名称 / 計器数 / 広域 / 狭域 / 負荷切り離し後 / 計器故障等 / SGTR 事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 判断基準（２／３） 原子炉圧力容器の状態 原子炉水位（広域） 原子炉水位（燃料域） 2 2 2 2 原子炉水位（SA） 1 — ① — — 1 1 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量（可搬型） 原子炉補機冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） サプレッションチェンバ圧力（SA） 1 1 1

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ （抜出パラメータを示す目安） SBO要 対応手段 / 項目 / 分類 / 計器名称 / 計器数 / 直後 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 測定パラメータ分類理由 / 計器名称 / 計器数 / 直後 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 測定パラメータ分類理由 / 計器数 / 直後 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 測定パラメータ分類理由 / 計器名称 / 計器数 / 直後 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 測定パラメータ分類理由 / 計器数 / 直後 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 測定パラメータ分類理由 / 計器名称 / SBO 事故時操作要領書（徴候ベース）（「炉心損傷」）等 / 異常域界（ｃ／ｄ） / 水源の確保 / サプレッション・プール水位（SA） / 1 / 1 / 1 / 1 / － / ① / 1 / 1 / 1 / 1 / － / 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 / 1 / 1 / 0 / 0 / 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱除去系ポンプ出口流量 / 3 / 0 / 0 / サプレッション・プール水温度，サプレッション・プール水位（SA），SGTS 出口放射線モニタ / 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 / 1 / 1 / 0 / 0 / 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱除去系ポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱代替除去系統ポンプ出口流量 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱代替除去系統熱交換器スプレイ流量 / 1 / 1 / 0 / 0 / 監視事項は１番パラメータ／メーターと同様 / 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱除去ポンプ出口圧力 / 3 / 3 / 3 / 3 / サプレッション・プール水位，サプレッション・プール水温度，ドライウェル圧力，ドライウェル温度，ドライウェル水位，SGTS 出口放射線モニタ，残留熱除去系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系統ポンプ出口流量，残留熱代替除去系統熱交換器スプレイ流量，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 / 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 / 1 / 1 / 0 / 0 / 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 / 2 / 2 / 2 / 2 / 【SFP】サプレッション・プール水位（狭帯域），サプレッション・プール水位（広帯域），ドライウェル圧力，ドライウェル温度，ドライウェル水位，SGTS 出口放射線モニタ / 監視対象は１番パラメータ／メーターと同様	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ **第１表　重大事故等対処に係る監視事項** １．２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 補助パラメータの代替パラメータを計測する計器 SBO 対策 補助パラメータを計測する計器 SBO 対策 機能（１／４） 原子炉水位，原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位（SA） 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 3 3 3 2 2 2 2 2 2 0 0 0 1 1 1 ① ① ① 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ダウンコマー部差圧 原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 監視参照は主要パラメータに確認 対応手段 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確認」等 項目 分類 計器名称 計器数 底張 負荷切り離し後 パラメータ分類 補助パラメータ分類理由 計器名称 計器数 底張 負荷切り離し後 計器故障等 原子炉水位（SA） 1 1 1 1 直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 高圧原子炉代替注水流量 1 1 1 1 代替注水流量（常設） 1 1 1 1 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（代替電源用） 2 2 2 2 2 2 2 2 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 1 1 1 1 原子炉注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 1 0 0 0 残留熱除去ポンプ出口流量 3 0 0 0 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 1 0 0 0 残留熱代替除去系原子炉注水流量 1 1 1 1 原子炉圧力 2 2 1 1 原子炉圧力（SA） 1 1 1 1 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能 サプレッション・チェンバ圧力（SA） 2 2 2 2	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第１表　重大事故等対処に係る監視事項 1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ （抽出パラメータを計測する計器：分類，計器名称，計器数，SBO影響（直後，負荷切り離し後），パラメータ分類，補助パラメータ分類理由） （抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器：計器名称，計器数，SBO影響（直後，負荷切り離し後）；評価：計器故障等，SBO） 対応手段：事故時操作要領書（徴候ベース）「水位維持」等 項目：操作（ｎ＋４） 原子炉圧力容器内の水位：分類 ①，計器名称 原子炉水位（ＳＡ），計器数 1，SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1，パラメータ分類 ①，補助パラメータ分類理由 － 原子炉水位（広帯域）2，原子炉水位（燃料域）2：SBO影響 直後 2，2；負荷切り離し後 1，1；計器故障等：直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 高圧原子炉代替注水流量 1：SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1 代替注水流量（常設） 1：SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1 低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 2，2：SBO影響 直後 2，2；負荷切り離し後 2，2 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 1：SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 1：SBO影響 直後 0，負荷切り離し後 0 残留熱除去ポンプ出口流量 3：SBO影響 直後 0，負荷切り離し後 0 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 1：SBO影響 直後 0，負荷切り離し後 0 残留熱代替除去系原子炉注水流量 1：SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1 原子炉圧力 2：SBO影響 直後 2，負荷切り離し後 1 原子炉圧力（ＳＡ） 1：SBO影響 直後 1，負荷切り離し後 1 サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） 2：SBO影響 直後 2，負荷切り離し後 2 計器故障等：原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩熱除去に必要な水量より代替監視可能 計器故障等：原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能 SBO：監視事項は主要パラメータにて確認	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 補助パラメータの代替パラメータをお持ちの設備 補助パラメータをお持ちの設備 500番 詳細 500 対応手段 項目 分類 計器名称 計数 パラメータ分類 補助パラメータ分類理由 計器名称 計数 直接 間接 自動切り離し後 計器機構等 監視事項は主要パラメータにて確認 事故時操作要領書（徴候ベース）「大破断LOCA」等 操作（さんそ） 原子炉圧力 原子炉圧力容器内の圧力 2 原子炉圧力（SA） 1 ① — 原子炉圧力（SA） 1 2 2 1 2 2 2

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	計器名称	個数	指示・ソフトウェア代替・ソフトウェア手順等による計測			計器			計器故障等	SBO
				計器数	常設	可搬設備（補助）	パラメータ分類	補助パラメータ（補助目的）	計器数	常設	可搬設備（補助）	
重大事故等対処設備「本対応機関」等	操作（イ／ロ）	水素爆発防止	ダウンコンデンサ水位（SA）	1	1	1	①	—	1	1	1	—
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	—
		原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	1	1	1	—
		原子炉隔離時冷却系タービン速度	原子炉隔離時冷却系タービン速度	3	0	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	3	0	0	—
		原子炉隔離時冷却系タービン出口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン出口圧力	1	1	1			1	1	0	ナトリウム・ジャンプ・ループを構成するポンプの出水量（SA）の代替監視可能
		原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1			1	1	0	
		原子炉隔離時冷却系タービン速度	原子炉隔離時冷却系タービン速度	3	0	0			3	0	0	
		原子炉隔離時冷却系タービン出口圧力	原子炉隔離時冷却系タービン出口圧力	1	1	1			1	1	0	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	1	1	1			1	1	0	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	1	1			1	1	0	ナトリウム・ジャンプ・ループを構成するポンプが定常に動作していることを確認することにより代替監視可能
		ナトリウム・ジャンプ・ループ水位（SA）	ナトリウム・ジャンプ・ループ水位（SA）	2	2	2			2	2	0	
		ナトリウム・ジャンプ・ループ水温（SA）	ナトリウム・ジャンプ・ループ水温（SA）	2	2	2			2	2	0	監視可能であるナトリウム・ジャンプ・ループ水位の変動により代替計測監視可能

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順（以高圧ポンプ及びスプレイ系による原子炉圧力容器への注水） 客観的操作確認書（案）ベース（「水位確保」等） 対応手段：対応手段 項目：項目 分類：分類 計器名称：計器名称 計器数：計器数 監出パラメータの代替パラメータを計測する計器：監出パラメータを計測する計器 計測範囲：計測範囲 補助パラメータ（補助監視）：補助パラメータ パラメータ分類：パラメータ分類 有効切り離し後：有効切り離し後 SBO：SBO 非常用直流電源が喪失した状態を無視するパラメータ：非常用直流電源が喪失した状態を無視するパラメータ 計器番号：計器番号 計器名称：計器名称 計器数：計器数 監視：監視 有効切り離し後：有効切り離し後 SBO：SBO 重要監視（イ／ロ）：重要監視（イ／ロ） 原子炉水位（SA）：1 1 1

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 監視パラメータを計測する計器 監視パラメータの代替パラメータを計測する計器 SBO計器 対応手段 / 項目 / 分類 / 計器名称 / 計器数 / 直流 / 負荷切り離し後 / パラメータ分類 / 補助パラメータ分類番号 / 計器名称 / 計器数 / 直流 / 負荷切り離し後 / 計器故障等 / SBO 事故時操作要領書（徴候ベース）（手順書概略）等 / 監視項目一覧 / 原子炉水位（SA） / 1 / ① / — / 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） / 2 2 / 1 1 / 直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 高圧原子炉代替注水流量 / 1 / 1 代替注水流量（常設） / 1 / 1 低圧原子炉代替注水流量（常設系統） / 2 2 / 1 1 低圧原子炉代替注水流量（可搬型系統） / 2 2 / 1 1 原子炉隔離冷却ポンプ出口流量 / 1 / 1 原子炉が高圧の状態，注水しない系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な流量より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて機能 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 / 1 / 0 0 残留熱除去ポンプ出口流量 / 3 / 0 0 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 / 1 / 0 0 残留熱代替除去系原子炉注水流量 / 1 / 1 1 原子炉圧力 / 2 / 1 原子炉圧力（SA） / 1 / 1 1 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッションチェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の減水を推定可能 サプレッションチェンバ圧力（SA） / 2 2	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 補助パラメータの代替パラメータを計測する計器 SBO要 対応手段 ／ 項目 ／ 分類 ／ 計器名称 ／ 補助パラメータ分類番号 ／ 計器数 ／ 直流 ／ 負荷切り離し後 ／ 計器故障等 詳細 ／ SBO 事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ／ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ／ 水源の確保 ／ サプレッション・プール水位（SA） ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量より，サプレッション・プール水位（SA）の低警報設定値 原子炉補機冷却系ポンプ出口流量 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ — 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ／ 1 ／ 0 ／ 0 ／ 0 ／ — 残留熱除去系ポンプ出口流量 ／ 2 ／ 0 ／ 0 ／ 0 ／ サプレッション・プールを水源とするポンプの注水量より，サプレッション・プール水位（SA）の低警報設定値 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ／ 1 ／ 0 ／ 0 ／ 0 ／ — 残留熱代替除去系原子炉注水流量 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ — 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ ① ／ 監視事項は主要パラメータに確認 原子炉補機冷却系ポンプ出口圧力 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ — 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 0 ／ — 残留熱除去系ポンプ出口圧力 ／ 2 ／ 2 ／ 2 ／ 2 ／ サプレッション・プールを水源とするポンプの注水に動作していることを確認し，ポンプ吐出圧力確認 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ／ 1 ／ 1 ／ 1 ／ 0 ／ — 残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 ／ 2 ／ 2 ／ 2 ／ 2 ／ — 事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ／ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ／ サプレッション・プール水位（SA） ／ 2 ／ 2 ／ 2 ／ 0 ／ 監視計器からはサプレッション・プール水位（SA）は，上の行の監視計器参照 監視項目（３／３）	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第１表　重大事故等対処に係る監視事項 1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 SBO以外 抽出パラメータを計測する計器 SBO以外 SBO 対応手段：事故時操作要領書（徴候ベース）「炉心損傷」等 項目：機能（１／４） 分類：原子炉圧力容器内の状況 計器名称：【原子炉水位（狭帯域）】原子炉水位（広帯域）原子炉水位（燃料域） 計器数：3 2 2 直流：3 2 2 2 負荷切り離し後：0 1 1 パラメータ分類：①①① 補助パラメータ分類理由：－－－ 計器名称：原子炉水位（SA） 計器数：1 直流：1 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等：直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 SBO： 計器名称：減圧原子炉代替注水流量 計器数：1 直流：1 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等：代替注水流量（常設） SBO： 計器名称：低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 計器数：2 2 直流：2 2 負荷切り離し後：2 2 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 計器数：1 直流：1 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等：原子炉圧力容器～注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 SBO： 計器名称：高圧炉心スプレイポンプ出口流量 計器数：1 直流：0 負荷切り離し後：0 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：残留熱除去ポンプ出口流量 計器数：3 直流：0 負荷切り離し後：0 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：低圧炉心スプレイポンプ出口流量 計器数：1 直流：0 負荷切り離し後：0 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：残留熱除去系原子炉注水流量 計器数：1 直流：1 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：原子炉圧力 計器数：2 直流：2 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 計器名称：原子炉圧力（SA） 計器数：1 直流：1 負荷切り離し後：1 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等：原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の漏水を推定可能 SBO： 計器名称：サプレッション・チェンバ圧力（SA） 計器数：2 直流：2 負荷切り離し後：2 パラメータ分類：① 補助パラメータ分類理由：－ 計器故障等： SBO： 拡張事項は主要パラメータにて確認	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		第１表　重大事故等対処に係る監視事項 1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 対応手段：事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 項目：操作（２／４） 抽出パラメータを計測する計器：分類：①／計器名称：原子炉水位（ＳＡ）／計器数：1／SBO形態：直後：1／負荷切り離し後：1／パラメータ分類：①／補助パラメータ分類理由：― 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器／評価 原子炉水位（広帯域）：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 1／計器故障等：直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉水位（燃料域）：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 1 高圧原子炉代替注水流量：計器数 1／SBO形態 直後 1／負荷切り離し後 1／計器故障等：原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能／SBO：監視事項は主要パラメータにて確認 代替注水流量（常設）：計器数 1／SBO形態 直後 1／負荷切り離し後 1 低圧原子炉代替注水流量：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 2 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 2 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量：計器数 1／SBO形態 直後 1／負荷切り離し後 1 高圧炉心スプレイポンプ出口流量：計器数 1／SBO形態 直後 0／負荷切り離し後 0 残留熱除去ポンプ出口流量：計器数 3／SBO形態 直後 0／負荷切り離し後 0 低圧炉心スプレイポンプ出口流量：計器数 1／SBO形態 直後 0／負荷切り離し後 0 残留熱代替除去系原子炉注水流量：計器数 1／SBO形態 直後 1／負荷切り離し後 1 原子炉圧力：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 1／計器故障等：原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能／SBO：監視事項は主要パラメータにて確認 原子炉圧力（ＳＡ）：計器数 1／SBO形態 直後 1／負荷切り離し後 1 サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）：計器数 2／SBO形態 直後 2／負荷切り離し後 2	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 監視パラメータを計測する計器 監視パラメータの代替パラメータを計測する計器 監視パラメータを計測する計器 対応手段 / 項目 / 分類 / 計器名称 / 計器数 / 常用 / 予備 / パラメータ区分 / 補助パラメータ区分 / 計器名称 / 計器数 / 常用 / 予備 / 評価 / 備考 事故時操作手順書（徴候ベース）（水位確保）等 / 操作（コンソール） / 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時 / 原子炉圧力 / 2 / 2 / 1 / ① / － / 原子炉圧力（SA） / 1 / 1 / 1 / 成績に影響が出ない圧力を計測することから代替監視パラメータに選定 / 監視事項は主要パラメータとして監視 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（標準域） / 2 2 / 2 2 / 1 1 / ① / － / 原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（標準域） / 1 1 / 1 1 / 1 1 / 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し，飽和蒸気／圧力の関係から原子炉圧力容器温度を代替監視可能 / 監視事項は主要パラメータとして監視 原子炉水位（SA） / 1 / 1 / 1 / 原子炉圧力容器温度（SA） / 2 / 2 / 2 / 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し，飽和蒸気／圧力の関係から原子炉圧力容器温度を代替監視可能 原子炉圧力（SA） / 2 / 2 / 1 / ① / － / サプレッションプール水温度（SA） サプレッション・チェンバ温度（SA） / 2 / 2 / 2 / 成績に影響が出ない圧力を計測することから代替監視パラメータに選定 / 監視事項は主要パラメータとして監視 サプレッション・プール水位（SA） サプレッション・プール水位（SA） / 1 / 1 / 1 / 水源である復水貯蔵槽が代替監視可能 / 監視事項は主要パラメータとして監視 原子炉圧力容器への注水流量 / 2 2 / 2 2 / 1 1 / ① / － / 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（標準域） / 1 1 / 1 1 / 1 1 / 注水量が代替監視可能 / 監視事項は主要パラメータとして監視 原子炉水位（SA） / 1 / 1 / 1 / － / － / 高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力 / 1 / 1 / 1 / 高圧炉心スプレイポンプ吐出圧力	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 第１表　重大事故等対処に係る監視事項 ①直接監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器 抽出パラメータを計測する計器 SBO非常 対応手段 項目 分類 計器名称 計器数 直流 負荷切り離し後 パラメータ分類 補助パラメータ分類理由 計器名称 計器数 直流 負荷切り離し後 計器故障等 評価 SBO 事故時操作要領書（徴候ベース） （「全交流動力電源喪失」等） 操作（イ／ロ） 人間の機械 サプレッション・プール水位（SA） 1 ① － － －

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧																
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－		－					
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ		－					
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－		－					
			RFP 吐出ヘッダ圧力 (6 号炉) (7 号炉)	1 1	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ		－					
			復水器器内圧力 (6 号炉) (7 号炉)	1 1	1 1	1 0	0 1	③			－					

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a．手動操作による減圧															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
			代替蒸気冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧 a．手動操作による減圧															
事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ		－					
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	－	－		－					
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	－		－					
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	－		－					
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	1	1	1	－	－		－					
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	－	－		－					
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－					
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－					
			ＲＦＰ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ		－					

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を失命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を失命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を失命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を失命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度	1 3 2 1 2	1 2 2 1 2	1 1 1 1 2	1 1 1 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度	3 3 2 1 2	3 2 2 1 2	1 1 1 1 2	1 1 1 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 低圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（S/C）	1 1 1 1 1 2 3 3 1 1	1 1 1 1 1 2 3 3 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） 低圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（S/C）	1 2 1 1 1 1 2 3 3 1 1	1 2 1 1 1 1 2 3 3 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		サプレッション・チェンバ・プール水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） サプレッション・チェンバ・プール水位（SA）	1 1 1 1 2	1 1 1 1 2	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の注水量により代替監視可能 水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により代替監視可能 格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差により代替監視可能 監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位（常用計器）により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器胴内圧力	1（6号炉） 1（7号炉）	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	1 1 1 1 1 1 1 2 1 1 3 1 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
			原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	－						
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－	－						
			RPV 吐出ヘッダ圧力（6 号炉） （7 号炉）	1 1	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の動作状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水器器内圧力（6 号炉） （7 号炉）	1 1	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－						

東海第二発電所（2018.9.18 版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和蒸気圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	3	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和蒸気圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	3	2	2	2		
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器～注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										常水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										常水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										低圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器～注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										常水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										常水補給水系流量(DHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										低圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	－	常水補給水系流量(DHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										【サプレッション・チェンバ・プール水位】	2	2	1	1	監視可能でありかつサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	1 1	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「減圧冷却」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」	操作（３／４）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器～注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－		－					－	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ		－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－		－						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－						
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	－		原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
											復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
											原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
											格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
											復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
											原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
											格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ													
			抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 a．手動操作による減圧															
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	判断基準	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－		－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－		－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－		－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－		－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－		－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－		原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」	判断基準	操作（4／4）	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－		代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水槽水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
										ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
										【サプレッション・プール水位】	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位(常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	2	2	2	①	－		サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	2	2	2	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	②	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ		－					
事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	②	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ		－					
		注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	－	－		－					
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	－		－					
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	－		－					
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	－	－		－					
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－					
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－					
			ＲＦＰ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ		－					

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
		原子炉圧力容器内の水位	［原子炉水位(狭帯域)］ 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	－ － －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										常水補給水系流量(DBⅠA系代替注水流量)	1	1	1	1		
										常水補給水系流量(DBⅠB系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										常水補給水系流量(DBⅠA系代替注水流量)	1	1	1	1		
										常水補給水系流量(DBⅠB系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（SA）	1	1	1	1		
										格納容器内圧力（S/C）	1	1	1	1		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	［エリア放射線モニタ］	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	［エリア放射線モニタ］	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「急速減圧」等	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース）「急速減圧」	操作（1／4）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		
			原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
									原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2	2	2		

島根原子力発電所　２号炉

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 （1）常設直流電源系統喪失時の減圧																	
事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書 「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	①	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	①			－						
			直流125V充電器盤A－2蓄電池電圧	1	1	1	1	③			－						
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ		－						
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③			－						
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A,B系のみ）	2	2	1	1	①	－		－						
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ		－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－		－						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－		原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1	－	－		－						
			原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1	－	－		－						
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ		－						
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③			－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「急速減圧」	操作（2／4）	原子炉圧力容器内の水位	【原子炉水位（狭帯域）】 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2 2	3 2 2	0 1 1	① ① ①	－ － －		原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										代替注水流量（常設）	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
										サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③		－						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
			直流125V充電器盤A−2蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－						
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ	－						
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－						
			復水移送ポンプ吐出圧力（A系のみ）	2	2	1	1	①	－	－						
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1	－	－	－						
			原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1	－	－	－						
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ	－						
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	1 1	1 1	1 1		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の水位変化より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									西側淡水貯水設備水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧より，サプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	2	2	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「急速減圧」	操作（3／4）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（SA）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「代替SRV駆動装置による SRV開放」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－						
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－						
			直流125V充電母盤A－2蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－						
		補機監視機能	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ	－						
			SRV緊急時強制操作用窒素ガス圧力	2	2	2	1	③		－						
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A,B系のみ）	2	2	1	1	①	－	－						
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1	－	－	－						
			原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1	－	－	－						
		補機監視機能	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ	－						
			SRV緊急時強制操作用窒素ガス圧力	2	2	2	2	③		－						

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)　代替減圧 a．手動操作による減圧														
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」	判断基準（1／2）	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

東海第二発電所（2018.9.18版）

第1表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（徴候ベース） 「急速減圧」	操作（4／4）	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位（SA）	1	1	1	①	－	代替注水流量（常設）	1	1	1	代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）のうち動作状態にある流量および水源である低圧原子炉代替注水槽水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									格納容器代替スプレイ流量	2	2	2		
									ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									低圧原子炉代替注水槽水位	1	1	1		
									［サプレッション・プール水位］	2	2	0	監視可能であればサプレッション・プール水位（常用計器）により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度（SA）	2	2	2	①	－	サプレッション・チェンバ温度（SA）	2	2	2	サプレッション・プール水温度（SA）の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	復水器真空度	3	3	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ	－					

島根原子力発電所　2号炉

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料1.1～1.14から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 （2）逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧																	
事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「SRV駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ドライウェル入口圧力低警報	1	1	1	1	－	－	－						－	
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力低警報	2	2	2	2	－	－	－						－	
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ	－						－	
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－						－	

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－１」	判断基準（２／２）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1	1	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
									サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－1」	判断基準（１／３）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									代替注水流量（常設）	1	1	1		
									低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
									原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
									残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
									サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所　6／7号炉　（2017.12.20版）

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順																
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	－	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	－	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から，ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
										[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から格納容器内圧力（D/W）より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
										[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
										[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	当該系統の漏えいを確認するパラメータ	－						
			RHR ポンプ室雰囲気温度	3	3	1	0	③		－						
			RCIC ポンプ室雰囲気温度	1	1	1	0	③		－						
			RCIC 機器室雰囲気温度	1	1	1	0	③		－						
			[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	②	－	－						
		補機監視機能	ドライウェルサンプ水位	2	0	0	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	－						
		漏えい関連警報	RHR ポンプ室床漏えい	2	2	0	0	－	－	－						
			HPCF ポンプ室床漏えい	2	2	0	0	－		－						
			RCIC ポンプ室床漏えい	1	1	0	0	－		－						
			RCIC 蒸気管圧力低	1	1	1	0	－		－						
			RCIC 蒸気管流量大	1	1	1	0	－		－						
			CUW 差流量大	1	1	1	0	－		－						

東海第二発電所（2018.9.18版）

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－		原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2	①	－		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
										原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－		原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										低圧代替注水系系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1		
										代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	2		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	2	2	2		
										サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

島根原子力発電所　２号炉

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ）	1	1	1	①	－		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧原子炉代替注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										代替注水流量（常設）	1	1	1		
										低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	2 2	2 2	2 2		
										原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1		
										高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱除去ポンプ出口流量	3	0	0		
										低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0		
										残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	1	1		
										原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力（ＳＡ）	1	1	1		
										サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	2	2	2		

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	SBO影響 区分Ⅱ直流電源を延命した場合	計器故障等	SBO
事故時運転操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」	操作（1／2）	格納容器バイパスの監視	[原子炉水位（狭帯域）] 原子炉水位（広帯域）	4 3	4 3	4 1	4 1	① ①	－	原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること出できき，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位（SA）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること出できき，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度	1 3 2 1 1 2	1 3 2 1 1 2	1 1 1 1 1 2	1 1 1 1 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること出できき，監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	－	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度	3 3 2 1 1 2	3 3 2 1 1 2	1 1 1 1 1 2	1 1 1 1 1 2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること出できき，監視可能 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能 原子炉圧力（SA）	3 1	3 1	1 1	1 1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能 原子炉圧力（SA） [エリア放射線モニタ]	3 1 25	3 1 0	1 1 0	1 1 0	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を，監視可能 エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を，監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	当該系統の健全性を確認するパラメータ	－						
			HPCIポンプ室常温常気温度	3	3	1	0	③		－						
			RCICポンプ室常温常気温度	1	1	1	0	③		－						
			RCIC機器室常温常気温度	1	1	1	0	③		－						
			[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	②		－						
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	原子炉建屋の放射線線量率を確認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	1 3 2 1	1 3 2 1	1 1 1 1	1 1 1 1	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能 残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位（SA） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	1 3 2 1	1 3 2 1	1 1 1 1	1 1 1 1	水源である復水貯蔵槽水位（SA）の水位変化より代替監視可能 残留熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	－	－						
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	－	－						

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「注水－１」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力	2 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 2 2 1	2 2 1 1 1 1 1 2 1 0 3 0 2 2 1	1 1 1 1 1 1 1 2 1 0 0 0 1 2 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	2 2	2 2	2 2	① ①	－ －	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	2 2	2 2	2 2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能 直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） 残留熱除去系熱交換器入口温度	2 2 2 2 1 1 2	2 2 2 2 1 1 0	1 2 1 1 1 1 0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し，飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第１表　重大事故等対処に係る監視事項

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－1」	判断基準（3／3）	注水手段の確保（運転状態）	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	－	－	－					
			残留熱除去ポンプ出口圧力	3	3	3	①	－	－					
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	1	0	①	－	－					
			低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	2	2	2	－	－	－					
			消火ポンプ出口圧力	2	2	2	③	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－					
			復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－					
			ＲＦＰ出口ヘッダ圧力	1	1	0	③	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ	－					

備考

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
技術的能力に係る審査資料 1.1～1.14 から抽出される監視計器の相違