

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-20-0700-4_改1
提出年月日	2020年12月18日

補足-700-4 【重大事故等クラス2機器に用いられる

クラス1機器の事故時の強度評価について】

2020年12月

東北電力株式会社

1. はじめに

重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物の材料及び構造については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成 25 年 6 月 28 日 原子力規制委員会規則第六号）第 55 条第 1 項第 2 号及び第 5 号に規定されており、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有することが要求されている。具体的には、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という。）又は施設時に適用された規格を用いて重大事故等時に機器が十分な強度を有することを確認する必要がある。

ここでは、女川原子力発電所第 2 号機で重大事故等クラス 2 機器であってクラス 1 機器の対象となる原子炉圧力容器、重大事故等クラス 2 管でクラス 1 管及び重大事故等クラス 2 弁でクラス 1 弁に関する施設時の基準、建設時工認の評価状況の整理を行い、重大事故等時に機器が十分な強度を有することを示すための方針を記載する。

2. 施設時の要求と既工認の強度評価状況

原子炉圧力容器、重大事故等クラス 2 管でクラス 1 管及び重大事故等クラス 2 弁であってクラス 1 弁について施設時の基準と既工認の強度評価状況を表 2-1 に示す。施設時の基準では強度評価は、原子炉圧力容器は応力評価、第 1 種管は応力評価及び板厚評価、第 1 種弁は応力評価、耐圧部の設計（板厚評価）及び弁の形状規定が要求されており、既に認可された工事計画の添付資料（以下「既工認」という。）ではそれぞれ「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年通産省告示第 5 0 1 号（以下「告示第 5 0 1 号」という。））に基づき評価を実施している。

表 2-1 施設時の要求と既工認の強度評価状況

	第 1 種容器 (原子炉圧力容器)	第 1 種管	第 1 種弁
施設時の基準 (昭和 55 年告示要求)	応力評価	応力評価 板厚評価	応力評価 耐圧部の設計（板厚評価） 弁の形状規定
既工認の評価	応力評価	応力評価 板厚評価 (応力評価は許容応力状態Ⅲ _A 、Ⅳ _A に代わり許容応力状態Ⅲ _A S、Ⅳ _A Sとして評価を実施*)	なし (評価は実施しているが、弁の強度計算書は参考資料であることから既工認の評価としては扱わない)

注記 *：既工認では耐震及び強度の評価を 1 つ（許容応力状態Ⅲ_AS、Ⅳ_ASを用いた評価）にまとめて、管の応力計算書として実施。

3. 重大事故等クラス2機器でクラス1機器の強度評価方針

施設時の基準，既工認の評価状況を踏まえて，重大事故等クラス2機器であってクラス1機器の強度評価方針を表3-1に示す。

a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器のクラス2機器の規定への適合が要求されるが，クラス2容器はその規定に関わらず，クラス1容器の規定に準じてよいと規定されており，クラス1容器の規定により評価を実施する。

原子炉圧力容器の応力評価は重大事故等時の評価条件が設計基準の評価条件を超過することから，告示第501号を準用して重大事故等時の評価を行う。

b. 重大事故等クラス2管でクラス1管

重大事故等クラス2管でクラス1管はクラス2管の規定への適合が要求されるが，クラス2管はその規定に関わらず，クラス1管の規定に準じてよいと規定されており，クラス1管の規定により評価を実施する。

重大事故等クラス2管でクラス1管の応力評価及び板厚評価は重大事故等時の評価条件が設計基準の評価条件を超過することから，設計・建設規格又は告示第501号を準用して重大事故等時の評価を行う。

c. 重大事故等クラス2弁でクラス1弁

重大事故等クラス2弁でクラス1弁はクラス2弁の規定により評価を実施する。

重大事故等クラス2弁でクラス1弁の評価は既工認の評価結果がないため，設計・建設規格又は告示第501号を準用して重大事故等時の評価を行う。

表 3-1 重大事故等クラス 2 機器であってクラス 1 機器の強度評価方針

機器クラス	対象機器	施設時の基準で 要求される評価	強度評価方針
重大事故等 クラス 2 機 器でクラス 1 機器	原子炉圧力容器	応力評価	施設時の規格である告示第 5 0 1 号 を準用して重大事故等時の評価を行 う
	重大事故等クラス 2 管でクラス 1 管	応力評価	設計・建設規格又は告示第 5 0 1 号の クラス 1 管の規定を準用して重大事 故等時の評価を行う
		板厚評価	設計・建設規格又は告示第 5 0 1 号の クラス 1 管の規定を準用して重大事 故等時の評価を行う
	重大事故等クラス 2 弁でクラス 1 弁	応力評価 耐圧部の設計 (板厚評価)	設計・建設規格又は告示第 5 0 1 号の クラス 2 弁の規定を準用して重大事 故等時の評価を行う

4. 原子炉圧力容器の強度評価方法

原子炉圧力容器の強度評価については以下の確認内容のとおり、重大事故等時の評価条件が設計基準の評価条件を超過することから、告示第501号を準用して重大事故等時の評価を実施する。

具体的な評価方法については添付書類「VI-2-3-4-1-1 原子炉圧力容器の応力解析の方針」及び「VI-3-3-1-1-1 原子炉圧力容器本体の強度計算書」を参照。

4.1 確認内容

- (1) 重大事故等事象は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構造物、系統及び機器の安全機能が損失した場合に発生する又は発生する可能性があるものである。ここで、評価対象とする重要事故シーケンスについては、技術基準規則第54条に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第五号）第37条における炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループから有効性評価にて選定された重要事故シーケンスとする。重大事故等時の事故時荷重を表4-1に、設計基準時の事故時荷重を表4-2に示す。両表に示すとおり、起因となる運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの事故時荷重は、重大事故等時の事故時荷重を包絡している。

また、重大事故等時における使用圧力及び使用温度は、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価圧力及び評価温度を超過している。

表 4-1 重大事故等事象に対する荷重の整理表 (1/2)

重大事故等時					運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価 (表 4-2) との関係		
事故シーケンス グループ	重要事故 シーケンス	事故時荷重*1	ピーク圧力*2 (MPa[gage])	温度 (°C)	事故時荷重 の包絡性	ピーク圧力 の包絡性	温度の 包絡性
高圧・低圧注水 機能喪失	過渡事象+高圧 注水失敗+低圧 ECCS 失敗	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.69	293	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。
高圧注水・減圧 機能喪失	過渡事象+高圧 注水失敗+手動 減圧失敗	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.69	293	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。
全交流動力電源 喪失 (長期 TB)	全交流動力電源 喪失 (外部電源 喪失+DG 失敗) +HPCS 失敗 (蓄 電池枯渇後 RCIC 停止)	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.77	294	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。
全交流動力電源 喪失 (TBU)	全交流動力電源 喪失 (外部電源 喪失+DG 失敗) +高圧注水失敗 (RCIC 本体の機 能喪失)	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.77	294	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。
全交流動力電源 喪失 (TBD)	全交流動力電源 喪失 (外部電源 喪失+DG 失敗) +直流電源喪失 +HPCS 失敗	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.77	294	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。
全交流動力電源 喪失 (TBP)	全交流動力電源 喪失 (外部電源 喪失+DG 失敗) +SRV 再閉失敗 +HPCS 失敗	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり、事 故時荷重は生じ ない。	7.77	294	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306°C に包絡され る。

表 4-1 重大事故等事象に対する荷重の整理表 (2/2)

重大事故等時					運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価 (表 4-2) との関係		
事故シーケンス グループ	重要事故 シーケンス	事故時荷重*1	ピーク圧力*2 (MPa[gage])	温度 (℃)	事故時荷重 の包絡性	ピーク圧力 の包絡性	温度の 包絡性
崩壊熱除去機能 喪失 (残留熱除 去系の機能喪 失)	過渡事象+崩壊 熱除去失敗 (残 留熱除去系の機 能喪失)	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり, 事 故時荷重は生じ ない。	7.68	293	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306℃ に包絡され る。
崩壊熱除去機能 喪失 (原子炉補 機冷却水系の機 能喪失)	過渡事象+崩壊 熱除去失敗 (原 子炉補機冷却水 系の機能喪失)	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり, 事 故時荷重は生じ ない。	7.68	293	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306℃ に包絡され る。
原子炉停止機能 喪失	過渡事象+原子 炉停止失敗	配管破断を伴わ ない事故シーケ ンスであり, 事 故時荷重は生じ ない。	9.56	308	—	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]を超過 する。	過大圧力の 温度 306℃ を超過す る。
LOCA 時注水機 能喪失	中破断 LOCA + HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	配管破断による ジェット反力が 生じる。	7.69	293	—*3	過大圧力の ピーク圧力 9.49MPa[ga ge]に包絡 される。	過大圧力の 温度 306℃ に包絡され る。
格納容器バイパ ス (インターフ ェイスシステム LOCA)	ISLOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリ内に荷重が発生する事象ではないため, 評価対象外。					

注記 *1: 事故時に発生する機械的荷重。SRV 吹き出し反力は全事象に対して評価上考慮している荷重であるため記載を省略する。

*2: 有効性評価において確認したピーク圧力 (圧力容器ドーム部) に水頭圧 0.3MPa を加えた圧力示す。なお, 有効性評価では, 不確かさを一律に重畳させた評価なども行っているが, 今回の重大事故等事象に対する荷重の整理においては, 有効性評価の不確かさの重畳までは考慮していない。

*3: 想定する破断は, 破断箇所が原子炉再循環配管 (出口ノズル) (最大破断面積約 2,100cm²) で, 破断面積を 1.4cm² と小さく, ジェット反力による荷重は既工認の事故時荷重に比べて非常に小さい。

表 4-2 設計基準事象に対する事故時荷重

事象		事故時荷重*	ピーク圧力 (MPa [gage])	温度 (°C)	強度評価上の 取扱い	備考
運 転 状 態 Ⅲ	過大圧力	配管破断を伴わ ない事象であ り、事故時荷重 を生じない。	9.49	306	ピーク圧力及び差 圧（動圧含む）に 機械的荷重及び自 重を加えた荷重を 用いる。	
運 転 状 態 Ⅳ	冷却材喪失事故	配管破断による ジェット反力が 生じる。	7.42	289	ピーク圧力、差圧 （動圧含む）及び 事故時荷重に機械 的荷重及び自重を 加えた荷重を用い る。	配管破断に関 係のある事象 は本事象のみ である。

注記 *：事故時に発生する機械的荷重。SRV 吹き出し反力は運転状態Ⅲ、Ⅳに生じる荷重であるが、表 4-1 に合わせて記載を省略する。

5. 重大事故等クラス2管でクラス1管の強度評価方法

5.1 応力評価

重大事故等クラス2管でクラス1管の応力評価については設計・建設規格 PPB-3500 と告示第501号第46条の比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施する。

重大事故等時の評価は、告示第501号での運転状態Ⅳ又は設計・建設規格での供用状態Dの管の応力評価を準用する。

具体的な応力評価方法については添付書類「VI-3-2-9 重大事故等クラス2管の強度計算方法 第五部 重大事故等クラス2管であってクラス1管の応力計算方法」を参照。

5.2 板厚評価

重大事故等クラス2管でクラス1管の板厚評価については、設計・建設規格と告示第501号との比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施する。

重大事故等時の評価は、告示第501号での運転状態Ⅳ又は設計・建設規格での供用状態Dの管の板厚評価を準用する。

具体的な板厚評価方法については添付書類「VI-3-2-9 重大事故等クラス2管の強度計算方法 第四部 重大事故等クラス2管であってクラス1管の基本板厚計算方法」を参照。

6. 重大事故等クラス2弁でクラス1弁の強度評価方法

重大事故等クラス2弁でクラス1弁の応力評価については設計・建設規格と告示第501号の比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施する。

具体的な強度評価方法については添付書類「VI-3-2-11 重大事故等クラス2弁の強度計算方法」を参照。

重大事故等クラス 2 機器であってクラス 1 機器（原子炉圧力容器，クラス 1 管及びクラス 1 弁）の強度評価において考慮する事故シーケンスの考え方

原子炉圧力容器，クラス 1 管及びクラス 1 弁が有する原子炉冷却材圧力バウンダリ機能は，「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において，異常発生防止系として，その損傷又は故障により発生する事象によって，炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物，系統及び機器であると定義されている。このため，重大事故等クラス 2 機器としての強度評価においては，技術基準規則第 54 条に基づき，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条において，個別プラントの確率的な安全評価を活用し，炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シーケンスグループから選定された，炉心損傷防止対策の事故シーケンスに基づく圧力・温度条件を考慮する。

想定する格納容器破損モードのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI），溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）は，著しく炉心が損傷し，原子炉圧力容器の破損に至る事故シーケンスである。また，想定する格納容器破損モードのうち，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は，重大事故等対処設備を用いた原子炉注水により原子炉圧力容器の破損防止に成功する事故シーケンスであるが，大破断 LOCA が発生し，著しい炉心損傷に至る事象である。これら炉心の著しい損傷に至る格納容器破損モードの事故シーケンスについては，原子炉格納容器バウンダリの機能維持を確認する評価に適用することとしている。なお，格納容器過圧・過温破損及び水素燃焼では，原子炉圧力容器が損傷炉心を冷却するバウンダリの機能を担うが，大破断 LOCA の発生により原子炉圧力容器内の圧力は，原子炉格納容器圧力と同程度に減圧されることから，重大事故等クラス 2 機器（原子炉圧力容器，クラス 1 管及びクラス 1 弁）強度評価の圧力条件である 10.34 MPa を大きく下回り，圧力荷重による原子炉圧力容器の発生応力は小さくなる。また，格納容器過圧・過温破損の有効性評価では，感度解析として，E-LOCA が発生することで重大事故等対処設備を用いた原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器破損に至る場合の評価を行っており，この場合においても，格納容器スプレイ等の重大事故等対策により原子炉格納容器バウンダリ機能が維持できることを確認している。また，DCH，FCI，MCCI については，原子炉圧力容器が破損に至ることから，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持する必要は無く，評価は不要である。

想定される重大事故等のうち，使用済燃料貯蔵槽内における想定事故については，原子炉圧力容器，クラス 1 管及びクラス 1 弁への事故荷重は生じない。また，想定する運転停止中の事故シーケンスグループについては，事故時の圧力・温度が低いことから，炉心損傷防止対策の事故シーケンスの評価に包含される。

炉心損傷防止対策の事故シーケンスに基づく圧力・温度条件を表 1 に示す。

表1 炉心損傷防止対策の事故シーケンスに基づく圧力・温度条件

No.	状態	圧力*1 (MPa[gage])	温度*2 (°C)
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.69	294
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.69	294
3	全交流動力電源喪失（長期 TB）	7.77	294
4	全交流動力電源喪失（TBU）	7.77	294
5	全交流動力電源喪失（TBD）	7.77	294
6	全交流動力電源喪失（TBP）	7.77	294
7	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の機能喪失）	7.68	293
8	崩壊熱除去機能喪失（原子炉補機冷却水系の機能喪失）	7.68	293
9	原子炉停止機能喪失	9.56	309
10	LOCA 時注水機能喪失	7.69	294
11	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	7.68	293

[重大事故等クラス2 機器かつクラス1 機器の強度評価条件：圧力 10.34MPa，温度 315°C]

注 *1：有効性評価において確認したピーク圧力（圧力容器ドーム部）に水頭圧 0.3MPa を加えた圧力を示す。

*2：ピーク圧力（圧力容器ドーム部）に水頭圧 0.3MPa を加えた圧力に対する飽和温度を設定する。炉心損傷しない事故シーケンスにおいて，原子炉圧力容器，クラス1 管及びクラス1 弁に接触する冷却材は過熱状態とならないことから，飽和温度を考慮することは保守的な仮定である。