

玄海原子力発電所4号炉高燃焼度燃料の使用に伴う原子炉設置変更許可申請 コメントリスト(非常時炉心冷却・除熱関連)

No.	資料名	ヒアリングコメント内容	コメント回答	コメント回答日
1	12月26日審査会合資料1-3	設置許可基準規則13条2号イ関連 本文十号ロ。(1)(ii)a.「十分な冷却が可能である」は同(3)a.の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の基準(a)、(b)及び(d)にて判定しているが、同(1)(ii)a.「炉心は著しい損傷に至ることなく」及び同(3)a.「炉心は著しい損傷に至ることなく」について、その具体判断基準及び解析又は評価の説明がないため、添十の記載箇所を示して説明すること。	「十分な冷却が可能である」ことの詳細な判断は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき「ECCS性能評価指針」の3.(1)及び(2)にて判定している。 「炉心は著しい損傷に至ることなく」がないことを判断している具体的な理由について、資料1-1にて説明する。	2024年1月9日 今回ご説明
2	申請書本文十号	設置許可基準規則13条2号イ関連 本文十号ロ。(3)a.「(d) 再冠水開始以降、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能である。」について、ECCS設備構成に基づく運転モード切替えと整合しない。再冠水後以降再循環モード確立以前はサブクール度の高い外部水源の注入により炉心冷却を行い、再循環モード確立により格納容器内に流出した水から熱交換器によって熱除去を行い、サブクール度を高めた再循環水を注入することにより炉心冷却を行う設計としているのではないか。	ECCS設備構成に基づく運転モード切替えとの整合を踏まえ、「再冠水開始以降、炉心の冷却は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる熱除去が可能である。」という説明に、補足説明資料の関連する箇所の記載を修正する。 また、関連する申請書記載も変更する。	今回ご説明
3	申請書本文十号	設置許可基準規則13条2号ニ関連 本文十号ロ。(3)a.「(c) 全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。」が、「十分な冷却が可能である」と関連しないことは「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に解説されているとおりであり、要求ニに該当することであることから、記載箇所が適切でない。	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の4.2(1)の判断基準について、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準(a)及び(b)を満たす。また、「原子炉冷却材喪失」においては、基準(a)及び(b)に加え、基準(c)及び(d)を満たす。」ことを確認しており、補足説明資料の関連する箇所の記載を修正する。 また、関連する申請書記載を変更する。	今回ご説明
4	申請書本文十号	設置許可基準規則13条2号ロ関連 本文十号ロ。(3)b.「791kJ/kg・UO ₂ (「RIE評価指針」に示す230cal/g・UO ₂ に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピー)」について、ここで燃焼が進んだペレットの融点低下について「RIE報告書」を参照しない理由を説明すること。	燃料エンタルピーは制限値は、「RIE評価指針」に示す230cal/g・UO ₂ に対して、「RIE報告書」に示される燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮した燃料エンタルピー」としている。 関連する補足説明資料記載箇所及び申請書記載を変更する。	今回ご説明
5	申請書本文十号	設置許可基準規則13条2号ハ関連 本文十号ロ。(1)(ii)c.原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16Mpa[gage]の1.2倍の圧力20.59Mpa[gage]以下であること」について、既許可の申請書記載と差異はないように見えるが、ロ.柱書で変更する箇所として記載している理由を説明すること。 同(1)(ii)d.、(2)(ii)a.a-1(a)、(2)(ii)a.a-1、(2)(ii)b.(d)、(2)(ii)e.(c)、(2)(iv)d.(i)、(2)(iv)e.(c)、(2)(v)a.(c)及び(2)(v)a.(d)も同じ。	記載の適正化のみの変更の項目であり、それ以外も箇所も含めて資料1-2にて説明する。	今回ご説明
6	申請書	設置許可基準規則15条3項関連 設計基準事故時の原子炉容器内圧力、温度変動等においても制御棒挿入性を確保すること並びに冷却可能な形状を成す構成要素にかかる荷重及びその荷重に耐えることについて、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-3にて説明する。	今回ご説明
7	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則15条3項関連 条文整理表に各構成要素にかかる荷重は高燃焼度燃料導入等の影響を受けるか否かの説明が抜けている。	資料1-3にて説明する。	今回ご説明
7追加1	12月26日審査会合資料1-2	12月26日審査会合資料1-2の表2-1の「燃料体の機械設計の変更」及び「炉心の熱水力設計の変更」の変更内容における「高燃焼度用FINEコード等」の等とは何か。	12月26日審査会合資料1-2の表2-1の「燃料体の機械設計の変更」及び「炉心の熱水力設計の変更」の変更内容における「高燃焼度用FINEコード等」の等についてはB型燃料集合体の機械設計コードである高燃焼度用FPACコードが該当する。	今回ご説明
8	申請書	設置許可基準規則17条3号関連 設計基準事故時の使用条件として、原子炉圧力、温度、放射線、荷重等の申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明

玄海原子力発電所4号炉高燃焼度燃料の使用に伴う原子炉設置変更許可申請 コメントリスト(非常時炉心冷却・除熱関連)

No.	資料名	ヒアリングコメント内容	コメント回答	コメント回答日
9	申請書	設置許可基準規則19条関連 本文五号ロ.(3)(i)a.(n)「燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度」について、申請書記載箇所を示して説明すること。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
10	申請書	設置許可基準規則19条関連 本文五号ロ.(3)(i)a.(n)「多量の水素を生じない」について、申請書記載箇所を示して具体的な基準を説明すること。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
11	申請書	設置許可基準規則22条1号関連 原子炉圧力容器内において発生した残留熱を交換する補機及び重要安全施設において発生した熱を交換する補機は、原子炉補機冷却水設備に伝熱する補機以外にあるか、それらの補機についてそれぞれ申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
12	申請書	設置許可基準規則22条1号関連 No.11の補機の熱を最終的に逃がす先は、原子炉補機冷却海水設備の海以外にあるか、ある場合は申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
13	申請書	設置許可基準規則22条1号関連 原子炉圧力容器内において発生した残留熱の最大値及び重要安全施設において発生した熱の最大値として考慮する内訳について、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
14	申請書	設置許可基準規則22条1号関連 原子炉圧力容器内において発生した残留熱のうち最大となる熱を海に逃がすのに使用する原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備の系統数、台数、基数の組合せを、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
15	申請書	設置許可基準規則22条1号関連 重要安全施設において発生した熱のうち最大となる熱を海に逃がすのに使用する原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備の系統数、台数、基数の組合せを、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
16	申請書	設置許可基準規則23条3号関連 本文五号ロ.(3)(i)a.(r)「設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータ」として安全保護系プロセス計装(添八 6.3.3.1)及び安全保護系以外のプロセス計装(添八 第6.3.2表)以外にあれば、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
17	申請書	設置許可基準規則23条3号関連 No.16のパラメータについて、設計基準事故時に十分な測定範囲及び期間について、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
18	申請書	設置許可基準規則32条1項関連 本文五号ロ項(3)(i)a.(aa)「1次冷却材配管の最も過酷な破断を想定」することについて、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
19	申請書	設置許可基準規則32条1項関連 No.18の最も過酷な破断想定とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象として代表される事象であるか説明すること。その想定事象をもって、圧力及び温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生並びに放射性物質の濃度の評価結果が、それぞれの判断基準に対して最も厳しくなっていることを、申請書記載箇所を示して説明すること。	原子炉格納容器の設計の妥当性を判断している評価の申請書記載箇所について、条文整理表に追記する。各評価結果が判断基準に対して最も厳しくなる想定をしていることについて、資料1-1にて説明する。	今回ご説明
20	申請書	設置許可基準規則32条1項関連 加圧器逃がし弁の排気タンク及びその蒸気凝縮機能を有する設備が原子炉格納施設であれば、その水力学的動荷重について、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明

玄海原子力発電所4号炉高燃焼度燃料の使用に伴う原子炉設置変更許可申請 コメントリスト(非常時炉心冷却・除熱関連)

No.	資料名	ヒアリングコメント内容	コメント回答	コメント回答日
21	申請書	設置許可基準規則32条1項関連 加圧器逃がし弁が作動するときに排気管内に衝撃波が発生するのであれば、その衝撃荷重及び原子炉格納施設への影響について、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
22	申請書	設置許可基準規則32条6項関連 熱の発生源毎にどのような熱を評価しているか、申請書記載箇所を示して説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
23	申請書	設置許可基準規則32条8項関連 本文五号ロ、(3)(i)a.(aa)「制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置」について、安全施設に係るものであれば、申請書記載箇所を示して説明すること。安全施設に係るものでなければ、「原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な措置」として申請書に記載していることと矛盾しないか、説明すること。	資料1-1にて説明する。	今回ご説明
24	申請書	設置許可基準規則32条8項関連 解釈1-1「燃焼限界」について、申請書記載箇所を示して説明すること。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
25	申請書	設置許可基準規則32条8項関連 水素及び酸素の発生源について、申請書記載箇所を示して説明すること。	本文十号ロ、の「可燃性ガスの発生」にて、水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮した評価を実施している。評価において、可燃性ガス濃度制御系を期待しなくても、事故発生後少なくとも30日間は可燃限界である水素濃度4%以下となっていることを補足説明資料(資料4)にて説明する。	今回ご説明
26	—	設置許可基準規則16条1項1号関連 本文五号ロ項 (3)(i)a.(k)「燃料体」を気中で扱う際の適合性について説明すること。また、使用済燃料を大気圧の水中で扱えば溶融しないとすることを説明すること。	本文五号ロ項 (3)(i)a.(k)における「崩壊熱により燃料体等が溶融せず」について、新燃料は崩壊熱の影響はなく、本箇所は照射された燃料集合体を対象としている。 照射された燃料集合体及使用済燃料ピットの外で扱われる状況としては、燃料の移送、装荷及び取り出し時がある。 燃料集合体の移送時においては、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管に水張りした状態で水中で行われ、1体ずつ移送されること、移送時間が短時間であること、及び十分な水量の水中を移動することから水温の上昇はほとんどなく、冷却器を必要としない。 燃料集合体の装荷及び取り出し時においては、炉心内にある燃料集合体は余熱除去設備で冷却している。	今回ご説明
27	申請書	設置許可基準規則16条2項2号ロ関連 本文五号ニ項 (2)(ii)a.「使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等をほう酸水中・・・貯蔵する・・・」について、使用済燃料を大気圧の水中で扱えば溶融しないことと、その水温を維持するための設備について、両者の関連を申請書記載箇所を示して説明すること。	12/26付け補足説明資料16条別添3にてご説明。	2024年1月9日
28	申請書	設置許可基準規則16条2項2号ロ関連 使用済燃料の崩壊熱は、本文五号ニ項 (3)(i)使用済燃料ピット水浄化冷却設備により除去するとしているが、それ以外の発熱源及びその熱除去設備があれば、申請書記載箇所を示して説明すること。	本文五号ニ項 (3)(i)に記載しているもの以外の発熱源及びその熱除去設備は無い。 なお、使用済燃料ピットポンプは空冷式であり補助建屋空調系にて通常運転時の冷却を実施している。	今回ご説明
29	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則16条2項2号ロ関連 条文整理表に最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備の説明が抜けている。申請書記載箇所を示して変更があるか否かを追記して説明すること。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
30	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則37条1項関連 条文整理表に想定する事故シーケンスグループに変更がないことの説明が抜けている。	条文整理表に追記する。	今回ご説明

玄海原子力発電所4号炉高燃焼度燃料の使用に伴う原子炉設置変更許可申請 コメントリスト(非常時炉心冷却・除熱関連)

No.	資料名	ヒアリングコメント内容	コメント回答	コメント回答日
31	12月26日審査会合資料1-1、1-2、1-4-1	設置許可基準規則37条1項関連 4号添十 7.1.2.4(2)a.の復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水について、注水継続時間が約0.1時間短くなる要因は、資料1-2 P.6「安全評価等における炉心に係る条件の変更」のうち、具体的な要因を資料1-1 P.29「変更内容」欄に括弧書きで追記して、説明すること。また、資料1-4 37条-別添-添付資料2.2.22に追記して、説明すること。	条文整理表及び資料3に記載している「安全評価等における炉心に係る条件の変更」について、具体的な変更項目を追記する。 また、復水タンク枯渇時間評価の結果が変更となった理由について、補足説明資料(資料4)に説明を追記する。	今回ご説明
32	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則37条2項関連 条文整理表に想定する格納容器破損モードに変更がないことの説明が抜けている。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
33	12月26日審査会合資料1-1、1-2	設置許可基準規則37条2項関連 資料1-1 P.29「変更内容」欄のうち「(4号炉)・安全評価等における炉心に係る条件の変更」について、資料1-2 P.6「安全評価等における炉心に係る条件の変更」の括弧書きの具体的な内容を括弧書きで追記して、説明すること。	条文整理表及び資料3に記載している「安全評価等における炉心に係る条件の変更」について、具体的な変更項目を追記する。	今回ご説明
34	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則37条3項関連 条文整理表に想定事故に変更がないことの説明が抜けている。	設置許可基準規則37条解釈3-1に示される想定事故を評価しており、既許可から変更はない。	2024年1月9日
35	—	設置許可基準規則37条3項関連 本文十号ハ、(2)(iii)c.において、解釈3-2(b)と(c)のうち(b)の評価結果が最も厳しい((c)は最も楽な)4号炉を選択記載する理由を説明すること。	(b)及び(c)においても、最も厳しい評価結果を記載しており、(c)の評価の変更についてはNo.36にてご確認いただく。	2024年1月9日
36	—	設置許可基準規則37条3項関連 資料1-2 P.10「使用済燃料ピット未臨界性評価手法の変更」について、SCALEコードを新規制基準適合性の申請に使用しなかった理由及び今回使用する理由を説明すること。	新規制審査の想定事故における1,2SFP未臨界性の説明では、新規制より前に設置許可を受けていたDB側の未臨界性解析の結果を流用したため、HIDRAコードを使用した解析結果となっている。 一方、新規制審査の大規模漏洩時のSFP未臨界性の説明では、従来評価していなかった低水密度域での評価を新たに実施する必要があるため、SCALEコードを用いて解析した。 その後当社では、新規に未臨界性評価を実施する場合は統一的にSCALEコードを用いており、例えば玄海3号リラッキング時の設置許可申請では、大規模漏洩時に加え、想定事故1,2でもSCALEコードを用いて解析している。	2024年1月9日 (2024年1月15日 参考資料提出)
37	12月26日審査会合資料1-1	設置許可基準規則37条4項関連 条文整理表に想定する運転停止中事故シーケンスグループに変更がないことの説明が抜けている。	条文整理表に追記する。	今回ご説明
38	—	設置許可基準規則37条4項関連 本文十号ハ、(2)(ii)e.(d)において、既許可申請でも共用のほう酸タンクを使用して3号炉と4号炉のほう素濃度を異なる濃度で調整していたのに、今申請では4号炉に必要なほう素濃度を超えて、3号炉ほう素濃度と合わせた理由を説明すること。	37条4項における評価としては、本文五号ホ、(3)(ii)a.(a)に記載している燃料取替用水ピットのほう素濃度を使用して評価したものであり、高燃焼度燃料の使用による臨界ほう素濃度変更を踏まえても事象の進展は既許可申請に比べて緩慢になった。	2024年1月9日
39	—	設置許可基準規則37条4項関連 4号炉のほう素濃度を3号炉に合わせたことで、4号炉の反応度の誤投入による事象の進展は既許可申請に比べて緩慢になったのか説明すること。	なお、既許可においては、運転員操作の時間余裕が短い結果となる運用値(3,100ppm)ではなく、設備設計の値(2,500ppm)を用いて評価しており、評価条件設定の考え方に変更はない。	
40	—	設置許可基準規則37条4項関連 4号炉のほう素濃度を3号炉に合わせたことで、運転員操作の時間余裕が延びる結果となったことが、4号炉に高燃焼度燃料を導入するための対策となっているのはいか、高燃焼度燃料導入による影響とほう素濃度を必要以上に高くした影響の効果をそれぞれ説明すること。	上記を踏まえ、炉心核設計・反応度関連の25条関係の項目にて確認いただく。	

No.1	<p>設置許可基準規則 13 条 2 号イ関連 本文十号ロ. (1)(ii)a. 「十分な冷却が可能である」は同(3)a.の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の基準(a)、(b)及び(d)にて判定するとしているが、同(1)(ii)a. 「炉心は著しい損傷に至ることなく」及び同(3)a. 「炉心は著しい損傷に至ることなく」について、その具体的な判断基準及び解析又は評価の説明がないため、添十の記載箇所を示して説明すること。</p>
------	---

原子炉冷却材喪失では、再冠水時に生じる熱衝撃や機械荷重の負荷によって燃料被覆管が破砕し、燃料ペレットが飛散するような状況になると炉心の冷却が不可能になり、炉心の著しい損傷に至るおそれがある。そのため、原子炉冷却材喪失の過程で燃料被覆管がその延性を極度に失なうことなく、炉心の冷却可能な形状を維持し得ることを保証するために「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS 性能評価指針」という。）の基準（1）、（2）が定められており、本基準を満足することにより原子炉冷却材喪失時に炉心は著しい損傷に至ることはないことを確認している。

解析においては、「ECCS 性能評価指針」の要求に従い、原子炉冷却材喪失時の燃料被覆管の膨れ及び破裂（4. 5（3）項）、燃料被覆管に変形が生じる場合は燃料被覆管の変形に伴う流路形状への影響（4. 2（9）項）を適切に考慮しており、燃料被覆管が破裂する場合は破裂箇所近傍の内面もジルカロイと水が反応する（4. 4（6）項、4. 5（4）項）として評価している。

また、原子炉冷却材喪失時において、ECCS は、配管等の破断による原子炉冷却材喪失時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させる機能及び性能を有する必要がある、このことを確認するために、「ECCS 性能評価指針」の基準（1）（2）に加えて基準（3）（4）を満足することを確認している。

No.8	設置許可基準規則 17 条 3 号関連 設計基準事故時の使用条件として、原子炉圧力、温度、放射線、荷重等の申請書記載箇所を示して説明すること。
------	--

設置許可申請書では、設置許可基準規則 17 条 3 号に関する設計方針として、事故時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器のうち、フェライト系鋼材により製作する機器（原子炉容器、蒸気発生器水室及び加圧器）に対しては、ぜい性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように材料選定、設計、製作及び運転に留意する方針を記載している（既許可申請書：添付書類八 5.1.1.3.3）。

また、1 次冷却系の加熱時、冷却時の運転に対しては、寿命期間中の高速中性子照射を考慮した加熱冷却制限曲線を設け、運転を制限する方針を記載している（既許可申請書：添付書類八 5.1.1.3.3）。

No.11	<p>設置許可基準規則 22 条 1 号関連</p> <p>原子炉圧力容器内において発生した残留熱を交換する補機及び重要安全施設において発生した熱を交換する補機は、原子炉補機冷却水設備に伝熱する補機以外にあるか、それらの補機についてそれぞれ申請書記載箇所を示して説明すること。</p>
-------	--

原子炉圧力容器内において発生した残留熱を交換する補機及び重要安全施設において発生した熱を交換する補機は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備となる。

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機から発生した熱を原子炉補機冷却海水設備に伝達する設計とし、原子炉補機冷却海水設備は、原子炉補機冷却水冷却器を介する熱交換により伝達された熱を最終的な熱の逃がし場である海に輸送する設計としている（既許可申請書：本文五号 ホ.(4)(iii)a.原子炉補機冷却設備及び b.原子炉補機冷却海水設備）。

No.12	設置許可基準規則 22 条 1 号関連 No.11 の補機の熱を最終的に逃がす先は、原子炉補機冷却海水設備の海以外にあるか、ある場合は申請書記載箇所を示して説明すること。
-------	--

コメント No.11 の通り、熱を最終的に逃がす先は、設計基準対象施設では海のみとなる。

なお、蒸気タービン設備及び附属設備は、設置許可基準規則 21 条（残留熱を除去することができる設備）に該当し、発電用原子炉の停止時、発電用原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去する設備となる（既許可申請書：添付書類八 5.11.1 (4)）。

蒸気タービン設備及び附属設備である主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は MS-1、タービンバイパス弁は PS-3 に該当し、安全施設である。

No.13	設置許可基準規則 22 条 1 号関連 原子炉圧力容器内において発生した残留熱の最大値及び重要安全施設において発生した熱の最大値として考慮する内訳について、申請書記載箇所を示して説明すること。
-------	---

原子炉圧力容器内において発生した残留熱を交換する補機及び重要安全施設において発生した熱を最終ヒートシンクへ輸送する設備は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備となる。

炉心崩壊熱によって原子炉圧力容器内において発生した残留熱の最大値は、今回の申請により変更となるが、重要安全施設において発生した熱の最大値については本申請前後で変更はない。これら原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱は、1次冷却材喪失事故等の事故時に最大となるが、原子炉補機冷却水設備については、安全上必要な原子炉補機を冷却するに十分な冷却能力をもつよう設計し、また原子炉補機冷却海水設備については安全上必要な補機への冷却海水を確保し得る設計としている。(既許可申請書：添付書類八 5.9.1.2 (2), 5.9.2.2 (2))

原子炉圧力容器内において発生した残留熱の最大値及び重要安全施設において発生した熱の最大値を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できることを、既許可の原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備を模擬して今回の申請で新たに実施した事故時安全性評価解析(変更許可申請書：添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失)にて、原子炉格納容器の健全性が確保される結果が示されており、設備仕様の変更はない。

No.14	<p>設置許可基準規則 22 条 1 号関連</p> <p>原子炉圧力容器内において発生した残留熱のうち最大となる熱を海に逃がすのに使用する原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備の系統数、台数、基数の組合せを、申請書記載箇所を示して説明すること。</p>
No.15	<p>設置許可基準規則 22 条 1 号関連</p> <p>重要安全施設において発生した熱のうち最大となる熱を海に逃がすのに使用する原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備の系統数、台数、基数の組合せを、申請書記載箇所を示して説明すること。</p>

通常運転時及び設計基準事故時の原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備の系統数、台数、基数の組合せについての申請書記載箇所は、次の通りである。

原子炉補機冷却水設備については、『原子炉補機冷却水冷却器は 2 基設置し、常時は 1 基使用する。1 次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限 1 基の運転により安全上必要な補機冷却を行うことができる。』（既許可申請書：添付書類八 5.9.1.4(1)）とし、また『原子炉補機冷却水ポンプは 4 台設置し、常時は 2 台使用する。1 次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限 2 台の運転により安全上必要な補機への冷却水を確保することができる。』（既許可申請書：添付書類八 5.9.1.4(2)）としている。

原子炉補機冷却海水設備については、『海水ポンプは、建屋外のポンプピットに 4 台設置し、独立した 2 系統の海水供給母管に接続する。海水ポンプは、常時 2 台使用する。1 次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等にも最低限 2 台の運転により安全上必要な補機の海水供給が可能である。』（既許可申請書：添付書類八 5.9.2.4(1)）としている。

No.16	設置許可基準規則 23 条 3 号関連 本文五号ロ. (3)(i)a.(r)「設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータ」として安全保護系プロセス計装（添八 6.3.3.1）及び安全保護系以外のプロセス計装（添八 第 6.3.2 表）以外にあれば、申請書記載箇所を示して説明すること。
No.17	設置許可基準規則 23 条 3 号関連 No.16 のパラメータについて、設計基準事故時に十分な測定範囲及び期間について、申請書記載箇所を示して説明すること。

添付書類八 6.3.3.1、及び添付書類八 第 6.3.2 表以外で、事故時に状況把握のために用いるパラメータとしては以下が挙げられる。

1 次冷却材放射性物質濃度、ほう素濃度

○既許可申請書：添付書類八 6.5.2(2)

事故時においても 1 次冷却材をループ高温側又は余熱除去ポンプ出口から採取し、放射性物質濃度及びほう素濃度を監視できる設計とする。

原子炉格納容器内水素ガス濃度、放射性物質濃度

○既許可申請書：添付書類八 6.5.2(4)

事故時、原子炉格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

原子炉格納容器内放射線量率、放射性物質濃度

○既許可申請書：添付書類八 8.1.1.4(3)

事故後は格納容器内放射線量率を格納容器エリアモニタによって連続的に、また放射性物質濃度を原子炉格納容器内の空気及び 1 次冷却材のサンプリングによって知ることができる設計となっている。

排気筒、主蒸気管の放射性物質濃度

○既許可申請書：添付書類八 8.1.1.4(3)

事故時の放出経路となる排気筒及び主蒸気管にはモニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングができる設計となっている。

排気筒放射性物質濃度、一般補機室排気放射性物質濃度

○既許可申請書：添付書類十 3.4.1.1(3) a.

一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け隔離できるように設計する。

主蒸気管放射性物質濃度（高感度型）、蒸気発生器ブローダウン水放射性物質濃度、復水器排気放射性物質濃度

○既許可申請書：添付書類八 1.12.6.1 第十七条 適合のための設計方針 四

1次冷却材の2次冷却系統への漏えいに対しては、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタを設ける

○既許可申請書：添付書類十 3.4.2.1(2) c.

蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

プロセス計装のパラメータの計測範囲については、設工認資料に記載している。

期間については申請書に特に記載はないが、事故時監視に必要なプロセス計装の伝送器は、事故後の耐時間要求を1年として、原子炉格納容器内の環境悪化に対する耐性を確認している。放射線管理設備については事故時環境が測定範囲に含まれることから期間を特に設けていない。

No.18	設置許可基準規則 32 条 1 項関連 本文五号口項 (3)(i)a.(aa)「1 次冷却材配管の最も過酷な破断を想定」することについて、申請書記載箇所を示して説明すること。
No.19	設置許可基準規則 32 条 1 項関連 No.18 の最も過酷な破断想定とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象として代表される事象であるか説明すること。その想定事象をもって、圧力及び温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生並びに放射性物質の濃度の評価結果が、それぞれの判断基準に対して最も厳しくなっていることを、申請書記載値を示して説明すること。

原子炉格納施設に係る設置許可基準規則第 32 条第 1 項について、設置許可基準規則の解釈（以下「解釈」という。）では、以下のとおり述べている。

「想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力及び温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生並びに放射性物質の濃度について評価した結果が、それぞれの判断基準に対し最も厳しくなる事象をいう。具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に定めるところによる。」

上記解釈に記載の想定事象については、本文十号口. に記載しており、下記のとおり、それぞれの評価目的に応じた判断基準に対して、「1 次冷却材配管の最も苛酷な破断を想定」した解析を実施し、判断基準を満足していることを確認している。

(1) 原子炉格納容器圧力及び温度の上昇の観点（本申請書：本文十号口. (2) (v) a.)

- ・ 想定事象：原子炉冷却材喪失
- ・ 破断想定：原子炉冷却材ポンプ吸い込み側配管の両端破断（CD=1.0）
（「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の要求）
- ・ 破断想定の根拠：原子炉格納容器圧力の上昇の観点から、再冠水期間において炉心で発生した蒸気が蒸気発生器 2 次側からの伝熱を受けることで原子炉格納容器内への放出エネルギーが大きくなり、かつ破断が発生しているループに対しては、炉心から原子炉格納容器内への放出経路において圧損の大

きい 1 次冷却材ポンプを通らないため放出流量が大きくなる蒸気発生器出口側配管の両端破断 (CD=1.0) が最も苛酷な破断想定となる。

(2) 可燃性ガスの発生観点 (本申請書：本文十号口。(2)(v)b.)

- ・ 想定事象：原子炉冷却材喪失
- ・ 破断想定：低温側配管の両端破断 (CD=0.6)
- ・ 破断想定の根拠：「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS 性能評価指針」という。)の要求に基づき大破断及び小破断について破断スペクトル解析を実施し、Zr-水反応量が最も厳しくなる破断条件をサーベイした結果。

(3) 放射性物質の濃度観点 (本申請書：本文十号口。(2)(iv)d.)

- ・ 想定事象：原子炉冷却材喪失
- ・ 破断想定：原子炉冷却材ポンプ吸い込み側配管の両端破断 (CD=1.0)
(「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の要求)
- ・ 破断想定根拠：(1)と同様に、原子炉格納容器圧力の上昇の観点から最も苛酷な破断想定であり、原子炉格納容器からの漏えい率(原子炉格納容器圧力に対応)が大きく、環境への放射性物質の放出の観点で厳しい。

なお、非常用炉心冷却設備に係る設置許可基準規則第 19 条の解釈では以下のとおり述べている。

「具体的な評価は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定)等による。」

上記解釈に記載の「ECCS 性能評価指針」の要求(4.1(5)項)に従い、ECCS 性能評価解析(本申請書：本文十号口。(2)(ii)a.)では、下記のとおり、1 次冷却材が喪失した場合、判断基準に対して最も厳しくなる破断条件をサーベイする解析を実施し、判断基準を満足していることを確認している。

- ・ 想定事象：原子炉冷却材喪失
- ・ 破断条件：低温側配管のスプリット破断 (CD=0.6) (燃料被覆管最高温度)
低温側配管の両端破断 (CD=0.6) (局所的な最大 Zr-水反応量、全炉心平均 Zr-水反応量)

- ・破断条件の根拠：「ECCS 性能評価指針」の要求に基づき大破断及び小破断について破断スペクトル解析を実施し、燃料被覆管最高温度及び Zr-水反応量が最も厳しくなる破断条件をサーベイした結果。

No.20	設置許可基準規則 32 条 1 項関連 加圧器逃がし弁の排気タンク及びその蒸気凝縮機能を有する設備が原子炉格納施設であれば、その水力学的動荷重について、申請書記載箇所を示して説明すること。
No.21	設置許可基準規則 32 条 1 項関連 加圧器逃がし弁が作動するときに排気管内に衝撃波が発生するのであれば、その衝撃荷重及び原子炉格納施設への影響について、申請書記載箇所を示して説明すること。

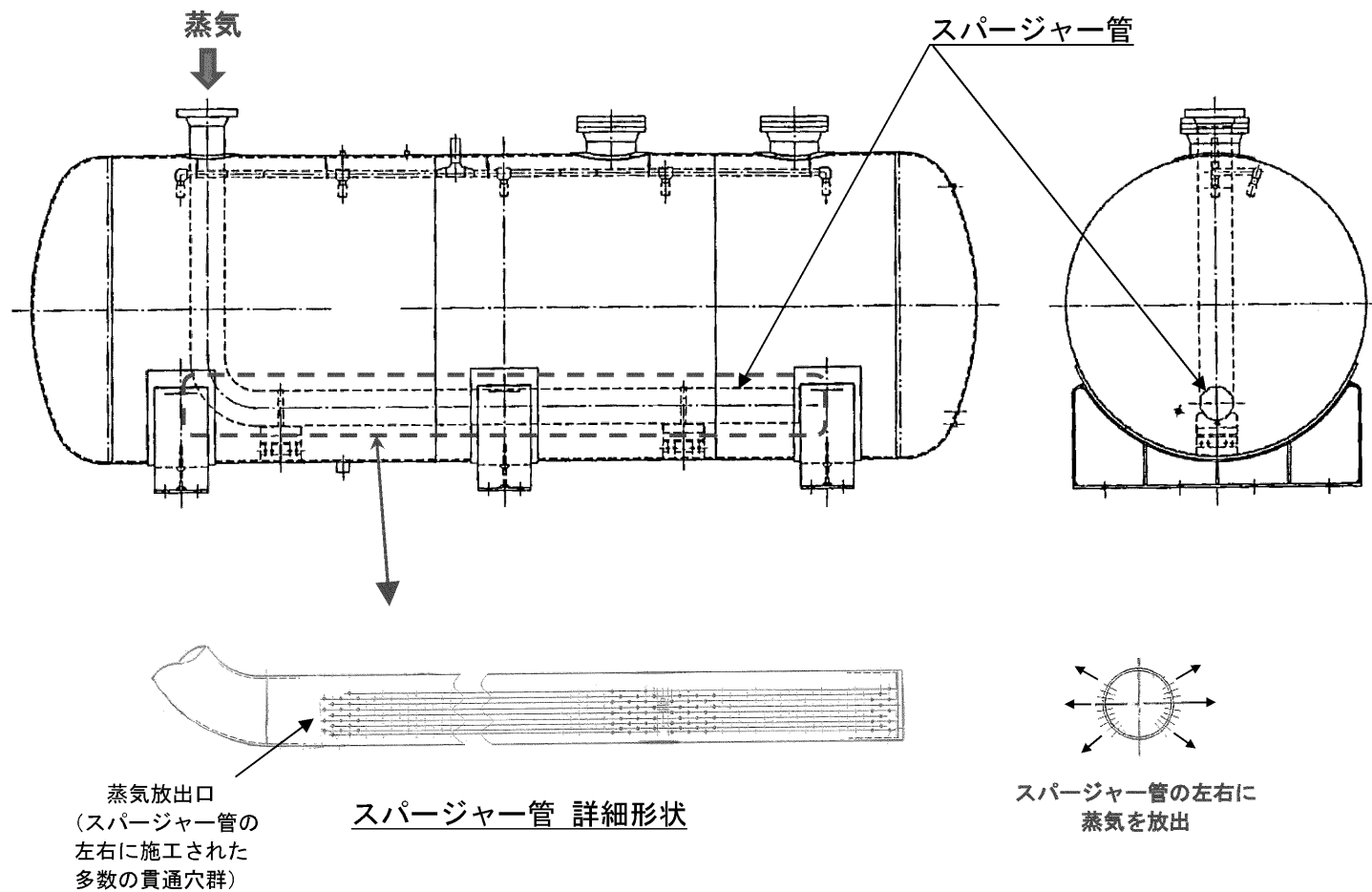
加圧器逃がしタンクは、横置円筒型とし、通常時は水と窒素で満たしておく。加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁から放出された蒸気は、スパーージャを通して加圧器逃がしタンクの水中に放出される（既許可申請書：添付書類 5.1.1.5.4）。

加圧器逃がし弁、加圧器安全弁の排気先は加圧器逃がしタンク（PS-3）である。

加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁から加圧器逃がしタンクまでは蒸気として排気されるため、排気管に対する蒸気凝縮による水力学的動荷重は考慮していない。

なお、加圧器逃がしタンク内はスパーージャの吹き出し口を対称に設置することで、蒸気が均一に排気されるよう配慮を行っている。

加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁より下流の配管から加圧器逃がしタンクまでの範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリではないが、蒸気が直接格納容器内へ放出されないよう設置している。なお、加圧器逃がしタンク内での蒸気凝縮を想定しており、加圧器逃がしタンクはタンク内圧が 3.5 kg/cm²G 以下になるように設計する（既許可申請書：添付書類 5.1.1.5.4）としており、仮に 3.5 kg/cm²G を超えた場合はラプチャーディスクから原子炉格納容器内へ放出される。



加圧器逃がしタンク スパージャー管 蒸気放出イメージ図

No.22	設置許可基準規則 32 条 6 項関連 熱の発生源毎にどのような熱を評価しているか、申請書記載箇所を示して説明すること。
-------	---

設置許可申請書では、熱の発生源を個別に設定しておらず、原子炉格納容器内の熱源としては、配管破断による 1 次冷却材喪失事故に際して事故後の最大エネルギー放出を想定している（既許可申請書：添付書類八 9.2.2）。

原子炉格納容器スプレイ設備の容量は、上記最大エネルギーが放出された場合においても、原子炉格納容器内の内圧ピークを最高使用圧力以下に保ち、圧力及び温度を低下させるのに十分な容量であることを安全性評価解析（変更許可申請書：添付書類十 第 3.5.1.1 図）にて確認して決定している。

No.23	<p>設置許可基準規則 32 条 8 項関連</p> <p>本文五号ロ. (3)(i)a.(aa)「制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置」について、安全施設に係るものであれば、申請書記載箇所を示して説明すること。安全施設に係るものでなければ、「原子炉格納容器の健全性を維持するのに必要な措置」として申請書に記載していることと矛盾しないか、説明すること。</p>
-------	---

設置許可基準規則 32 条では、安全評価指針の判断基準を満足する設計が求められており、安全評価指針では、事故発生後少なくとも 30 日間は、水素濃度が 4% 以下であることが求められる。設置許可申請書の本文十号及び添付書類十の「可燃性ガスの発生」の評価において、制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置に期待せずに、格納容器内水素濃度 4%未滿を 30 日間維持できることを確認している。そのため、当該記載の制御用圧縮空気設備及び格納容器減圧装置を設置許可基準規則 32 条 8 項の安全施設としての可燃性ガス濃度制御系とすることは不要である。

事故発生後 30 日以降も、格納容器内水素濃度は上昇し続けると考えられるため、事故後長期間経過した場合においても、水素濃度が可燃限界に達するまでに、格納容器の健全性維持に必要な処置ができる設計としていることを当該記載で説明しているものである。

発電用原子炉設置変更許可申請書における「記載の適正化」について

本申請のうち、発電用原子炉設置変更許可申請書の本文において、記載の適正化のみで変更している項目を以下に示す。なお、本文五号、九号は記載の適正化のみで変更している項目はない。

本文十号

イ. 運転時の異常な過渡変化

(4号炉)

(1)基本方針

申請書項目	変更内容
(i) 評価事象	全角半角の変更
(ii) 判断基準	全角半角の変更

(2)解析条件

(i) 主要な解析条件

申請書項目	変更内容
b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間	全角半角の変更
d. 反応度係数	全角半角の変更
e. 解析期間	表現の適正化（設備名称等の修正）

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

申請書項目		変更内容
a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	(c)	全角半角の変更
	(e)	解析に使用するドップラ係数の明確化
	(f)	全角半角の変更
	(g)	用字用語の統一 全角半角の変更
b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	(b)	全角半角の変更
	(c)	全角半角の変更
	(d)	用字用語の統一
c. 制御棒の落下及び不整合	(b)	全角半角の変更
	(c)	全角半角の変更
d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	d-1 プラント起動時の異常な希釈	(b) 解析に使用するポンプ流量記載桁数の適正化 全角半角の変更
	d-2 出力運転時の異常な希釈	(b) 解析に使用するポンプ流量記載桁数の適正化 全角半角の変更

(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

申請書項目		変更内容
a. 原子炉冷却材流量の部分喪失	(b)	全角半角の変更
	(c)	用字用語の統一
	(d)	全角半角の変更
d. 主給水流量喪失	(a)	全角半角の変更
	(c)	用字用語の統一
	(d)	全角半角の変更
e. 蒸気負荷の異常な増加	(c)	全角半角の変更
	(e)	用字用語の統一
f. 2次冷却系の異常な減圧	(a)	用字用語の統一
	(b)	図番号の適正化
	(c)	全角半角の変更
	(d)	全角半角の変更
g. 蒸気発生器への過剰給水	(h)	表現の適正化（「J」の追加）
	(b)	全角半角の変更
	(d)	用字用語の統一

(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

申請書項目		変更内容
a. 負荷の喪失	(b)	全角半角の変更
b. 原子炉冷却材系の異常な減圧	(b)	全角半角の変更
c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	(b)	全角半角の変更
	(f)	用字用語の統一

ロ. 設計基準事故

(3号炉)

(2)解析条件

(iv)環境への放射性物質の異常な放出

申請書項目		変更内容	
a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損		(a)	文章構成の見直し 用字用語の統一
b. 蒸気発生器伝熱管破損	b-1 事故経過の解析	(c)	用字用語の統一
		(g)	表現の適正化 (助詞の追加)
	b-2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価	(a)	文章構成の見直し 送り仮名の記載修正 用字用語の統一 全角半角の変更
c. 燃料集合体の落下		(b)	用字用語の統一
d. 原子炉冷却材喪失		(a)	用字用語の統一 送り仮名の記載修正
		(i)	表現の適正化 (「」の追加)
e. 制御棒飛び出し		(c)	表現の適正化 (「」の追加)

(4号炉)

(1)基本方針

申請書項目		変更内容
(ii)判断基準	c.	全角半角の変更
	d.	全角半角の変更

(2)解析条件

(ii)原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

申請書項目		変更内容
a. 原子炉冷却材喪失	a-1 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－	(a) 表現の適正化（設備名称等の修正） 全角半角の変更
		(c) 表現の適正化（「」の追加） 全角半角の変更
		(e) 記載の明確化
b. 原子炉冷却材流量の喪失		(b) 全角半角の変更
		(c) 用字用語の統一
		(d) 全角半角の変更
c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着		(b) 全角半角の変更
		(c) 用字用語の統一
d. 主給水管破断		(d) 用字用語の統一
e. 主蒸気管破断		(a) 用字用語の統一
		(b) 図番号の適正化 表現の適正化（句読点の追加）
		(c) 全角半角の変更
		(i) 項目番号の適正化 表現の適正化（「」の追加）
		(j) 項目番号の適正化

(iii)反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

申請書項目		変更内容
a. 制御棒飛び出し		(b) 用字用語の統一
		(c) 用字用語の統一 全角半角の変更

(iv)環境への放射性物質の異常な放出

申請書項目		変更内容
a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損		(a) 文章構成の見直し 用字用語の統一
b. 蒸気発生器伝熱管破損	b-1 事故経過の解析	(c) 用字用語の統一
d. 原子炉冷却材喪失		(i) 表現の適正化（「」の追加）

e. 制御棒飛び出し	(c)	表現の適正化（「」の追加）
------------	-----	---------------

(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

申請書項目		変更内容
a. 原子炉冷却材喪失	(c)	全角半角の変更
	(d)	表現の適正化（句読点の追加） 漢字、ひらがなの変更
	(e)	記載の明確化
b. 可燃性ガスの発生	(a)	文章構成の見直し 用字用語の統一
	(d)	漢字、ひらがなの変更

設置許可基準規則第 15 条第 3 項の設計基準事故時における 設計上考慮している荷重と高燃焼度燃料導入の影響について

設置許可基準規則第 15 条第 3 項において、燃料集合体は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できることが求められている。

本資料では、原子炉設置変更許可申請書の関連記載箇所を示すとともに、制御棒挿入性及び冷却可能な形状の維持を期待する燃料集合体の構成要素について、設計基準事故時に設計上考慮している荷重及び高燃焼度燃料導入の影響を示す。

1 設計方針について

既許可申請書：本文五号ロ. (j) 炉心等に以下のとおり記載している。

“燃料体、減速材、反射材及び炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。”

設計基準事故時において燃料体が原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できることについては、後段規制である設工認における燃料集合体の耐震評価と併せて示す予定である。なお、後段規制においては、設計基準事故時における原子炉容器内の圧力変動による燃料体の応答が、基準地震動による燃料体の応答に包絡されることを説明する。

2 設計上考慮している荷重及び高燃焼度燃料導入の影響について

設計基準事故時に設計上考慮している荷重については、想定事故事象に起因する炉内圧力変動と冷却材の流動変動に伴う荷重があり、具体的な荷重を表 1 に示す。

また、想定事故事象については表 2 に示す。燃料体に有意な影響を及ぼす最も厳しい事象としては、1 次冷却材喪失事故を選定している。

高燃焼度燃料の導入による荷重への影響として、燃料体の仕様の相違による燃料体の応答への影響が考えられるが、基本的な構造は同じであり、その影響は小さい。なお、配管の破損によって生じる圧力変動及び流動変動については燃料体の仕様による影響はない。

以 上

表1 設計基準事故時に設計上考慮している荷重とその許容基準

要求対象設備 (評価対象)	安全機能	燃料体の 構成要素	構成要素にかかる荷重	許容基準	
燃料体 (燃料棒以外 の構成要素)	制御棒挿入性 及び 冷却可能な形状の維持	制御棒案内 シンプル	自重、上部ノズル押さえばねによる荷重、 1次冷却材による揚力及び浮力	一次一般膜応力： Min(2.4Sm, 2/3Su) ^{注1、2}	
			事故時の振動により発生する荷重	一次膜応力+一次曲げ応力 Min(3.6Sm, Su) ^{注1、2}	
			事故時に発生する軸圧縮荷重	座屈しないこと	
	冷却可能な形状の維持	支持格子	事故時の振動により発生する衝撃力	過度の変形を生じないこと	
			上部ノズル 下部ノズル	自重、上部ノズル押さえばねによる荷重、 1次冷却材による揚力及び浮力	一次一般膜応力： Min(2.4Sm, 2/3Su) ^{注1、2}
				事故時の鉛直荷重による集合体浮き上がり時 の上部炉心版からの反力	一次膜応力+一次曲げ応力 Min(3.6Sm, Su) ^{注1、2}
		事故時の鉛直荷重による下部炉心版との衝突			

注1：許容基準は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版、2012年版を含む））＜第I編 軽水炉規格＞ JSME S NC1-2005/2007/2012」（日本機械学会）を準用する。

注2：Sm：設計応力強さ、Su：設計引張強さ

表2 一次系機器の強度評価での想定事象¹

事象	事象の概略説明	原子炉容器内の 圧力変動	定常運転状態から の原子炉容器 内の流量変化
運 転 状 態 Ⅲ	Ⅲ-a 一次冷却系 細管破断事故	口径 1B 以下の配管の破断又は 口径 1B を超える配管からの漏 えい ^(注1) を原子炉冷却材圧力バ ウンダリ内に想定。	破断又は漏えいの面 積が小さくⅣ-a の 事象で包絡される。 減少 (低温側破断) 微増 (高温側破断)
	Ⅲ-b 主蒸気管 小破断事故	口径 6B 以下の配管の破断を主 蒸気管に想定。	破断が二次系であり 一次系に影響なし。 減少
	Ⅲ-c 一次冷却材 流量喪失事故	一次冷却材ポンプ全数のコース トダウンを想定。	ポンプの電源による 流量喪失であり、圧 力変動はⅣ-c で包 絡される。 減少
運 転 状 態 Ⅳ	Ⅳ-a 一次冷却材 喪失事故 (LBB 概念 適用)	口径 1B を超え 4B 以下の配管の 破断又は口径 4B を超える配管 からの漏えい ^(注2) を原子炉冷却 材圧力バウンダリ内に想定。	4B 以下の破断又は 漏えいであり、圧力 減少時の圧力変動は 小さい。 減少 (低温側破断) 微増 (高温側破断)
	Ⅳ-b 主蒸気管 破断事故	口径 6B を超える配管の破断を 主蒸気管に想定。	破断が二次系であ り、一次系に影響な し。 減少
	Ⅳ-c 一次冷却材 ポンプ 軸固着事故	1 個の一次冷却材ポンプの軸が 瞬時に固着することを想定。	ポンプ軸固着想定時 の圧力上昇がある が、圧力変動は小さ い。 減少
	Ⅳ-d 制御棒 クラスタ 飛び出し事故	最も反応度が高い単一制御棒の 炉心からの瞬時放出を想定。	制御棒クラスタ飛び 出しによる反応度添 加であり、圧力変動 はⅣ-c で包絡され る。 減少
	Ⅳ-e 主給水管 破断事故	破断を主給水管に想定。	破断が二次系であり 一次系に影響なし。 減少
	Ⅳ-f 蒸気発生器 伝熱管 破損事故	1 本の伝熱管の破断を想定。	破断の面積が小さく Ⅳ-a の事象で包絡 される。 減少

(注1) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」(日本電気協会 JEAG4613-1998)に基づき行なった。なお、漏えい部の開口面積は、口径 1B 以下の配管の断面積相当とする。

(注2) 配管の破断又は漏えいの判定及び破損開口面積の算定は、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針」(日本電気協会 JEAG4613-1998)に基づき行なった。なお、漏えい部の開口面積は、口径 1B から 4B 以下の配管の断面積相当とする。

¹ 「三菱 PWR 燃料集合体の事故時強度評価」MHI-NES-1034 改1 三菱重工株式会社 平成 19 年