度を良好に模擬している。これは、破断区画からの流れの異方性について実験と解析では差異が見られるものの、原子炉格納容器内の構造上、結果として複数の経路を経て原子炉格納容器ドーム部に流入する全体の流れをコードが適切に模擬している。したがって、NUPEC 試験 Test M-7-1 に見られた蒸気発生器室解析予測の誤差が実機プラント解析に与える影響はないものと判断できる。

また、ループ数が異なるプラントにおいても、破断口から流出する冷却材や水素は原子炉格納容器内の各区画を通過し、液相は床面に、蒸気及び水素は上部区画に流入する基本的な流動は共通である。ループ数が異なることにより、冷却材や水素の移流の駆動力、凝縮等の熱的変化の度合いが異なるが、ＧＯＴＨＩＣコードは NUPEC 試験の Test M-7-1 及び Test M-4-3 という異なる事象進展に対して適切な予測を与えている。これは、コードの能力と模擬手法が適切であることを示しており、ループ数が異なることによる原子炉格納容器内の流動の差は、コードにより十分に模擬されるものと判断できる。

（2）原子炉格納容器ドーム部のノード分割の妥当性

実機プラントの解析への適用に係る不確かさの一つとして、解析におけるノーディングが挙げられる。PWR プラントと NUPEC 試験装置規模及びノーディングの比較を表 4-8及び表 4-9に示す。

NUPEC 試験解析では原子炉格納容器を、[　　]により一つのボリュームを[　]分割している。NUPEC 試験 Test M-7-1 について、ノーディングの分割数による解析結果への影響評価を実施するため、原子炉格納容器ドーム部を 1 区画とした集中定数系による解析を実施した。

NUPEC 試験 Test M-7-1 における原子炉格納容器ドーム部の温度分布の試験測定値及び、Test M-7-1 を対象とし、原子炉格納容器ドームを[　　]による[　]分割したＧＯＴＨＩＣコードによる実験解析結果を図 4-9に示す。試験結果と試験測定値を比較すると、ＧＯＴＨＩＣコードの予測は試験に対し最大 5℃程度の誤差が見られるものの、原子炉格納容器内の温度挙動を適切に再現している。また、ヘリウム濃度に対する試験測定値とＧＯＴＨＩＣコードの予測結果の比較を図 4-11に示す。原子炉格納容器内のヘリウム濃度の挙動についても、良好に一致している。

次に、Test M-7-1 の実験解析について、原子炉格納容器ドーム部の分割を 1 区画とした集中定数系による解析を実施した。原子炉格納容器ドーム部の温度の比較を図 4-49に、原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度の比較を図 4-50に示すが、試験測定値及び上記の[　]分割した解析結果と比較しても大きな差異が見られていない。この理由としては、原子炉格納容器ドーム部において比較的温度分布が小さく、局所温度による熱構造材の除熱効果の影響が小さいためであると考えられる。

Test M-7-1 のように原子炉格納容器ドーム部の温度分布が比較的小さい場合においては、上記の原子炉格納容器ドーム部の温度及びヘリウム濃度等の結果から、原子炉格納容器ドーム部の空間の分割により定義される各セルのバルク温度の変化による解析結果への影響は小さいと考えられる。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

実機プラントの有効性評価で想定するシーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）であり、NUPEC 試験 Test M-7-1 の結果を踏まえても、破断流による流れの形成及び格納容器スプレイ、水素処理設備の作動等によって、原子炉格納容器ドーム部における混合が良好であることが予想される。

したがって、上記の NUPEC 試験 Test M-7-1 の原子炉格納容器ドーム部分割を変えた場合の評価結果を踏まえれば、原子炉格納容器ドームの分割を［　　］による［　］分割とした場合において、構造材との凝縮計算に使用する原子炉格納容器ドーム部各セルのバルク温度を使用しても、有効性評価結果に与える影響は小さいと考える。

なお、壁面との熱伝達を有限体積における数値計算モデルで評価する際は、その壁面が存在する有限体積の代表温度を定め、壁面の表面温度との温度差により伝熱量を定義する。したがって、セルのサイズを詳細にすると局所的な温度分布が再現され、場所ごとの伝熱量が異なる場合がある。しかし、評価対象とする空間全体の温度分布を適切に模擬できる程度のセルサイズが選択されていれば、壁面近傍において温度勾配が生じた場合も、伝熱量の増加により温度差が縮小すること、境界層に対して主流からの流れ込みが発生することにより補償的な作用が生じる。このため、結果的に局所的な温度分布があっても壁面に対する総量としての伝熱量は保存され、評価結果に与える影響は小さくなる。なお、ＧＯＴＨＩＣコードにおいて使用可能な熱伝達モデルは、一般的に壁面近傍において見られる温度勾配の影響外にある主流の温度計測結果から導かれており、極端に詳細なセルサイズを要求するものではない。

また、NUPEC 試験においては表 4-10に示すように破断箇所、流量及び破断流組成及びスプレイの有無を変えた様々な条件により、水素の代替気体であるヘリウムの分布挙動が測定されている。

表 4-10に示すように、蒸気発生器基礎部及び加圧器逃がしタンクといった原子炉格納容器下部区画からの放出時においては流量及び破断流組成、スプレイの有無に関わらず濃度成層化現象は確認されず、原子炉格納容器内は概ね一様に混合している。また、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、更に格納容器スプレイ等の循環流がないケースで試験が行われた Test M-8-1 では、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これにより原子炉格納容器ドーム部の高さ方向及び下部区画との間で濃度差が生じるという濃度成層化現象が確認されたものの、Test M-8-1 と破断箇所及び流量及び破断流組成について概ね同様の条件であり、スプレイがある場合の試験として Test M-8-2 では、原子炉格納容器ドーム部においては Test M-8-1 と異なり濃度成層化現象は確認されなかった。

上記の破断箇所、流量及び破断流組成、スプレイの有無を変えた様々な条件で実施している NUPEC 試験の知見から、以下のとおり推測される。

・原子炉格納容器下部区画からの放出においては、放出量及びスプレイの有無に関わらず原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化現象は観察されない。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

・原子炉格納容器上部区画からの放出においては、スプレイがない場合において濃度成層化現象が観察されたが、スプレイがある場合においてはスプレイによる原子炉格納容器内の撹拌効果により濃度成層化現象は観察されなかった。これはスプレイに伴う水素の拡散及び混合が促進されるためと考えられる。実機プラントにおいては、本設の格納容器スプレイポンプよりも流量の少ない代替ポンプによる格納容器スプレイを実施することがあるが、代替ポンプによる格納容器スプレイが、事故時の原子炉格納容器冷却に必要となる液滴径は確保されており、また原子炉格納容器内の水素撹拌に必要な流量についても確保できていると評価される（添付３参照）。したがって、原子炉格納容器内における水素拡散及び混合の観点からも、代替ポンプによる格納容器スプレイが、本設スプレイと同様に原子炉格納容器全体における動的な撹拌効果及び蒸気凝縮による原子炉格納容器内の撹拌効果が期待できるといえる。

したがって、上記の NUPEC 試験の結果を踏まえると、実機解析においても多くのケースにおいて原子炉格納容器ドーム部の温度分布については概ね一様となると考えられることから、実機においても原子炉格納容器ドーム部のノーディングの差により解析結果において大きな差異が生じないと予測されるため、実機解析において原子炉格納容器ドーム部を［　　］により一つのボリュームを［　］分割としていることは妥当であると考える。

（３）濃度成層化が生じる場合における原子炉格納容器ドーム部のノード分割について

（２）においては原子炉格納容器内の混合が十分になされている場合の原子炉格納容器ドーム部のノード分割について考察を行なったが、原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化が発生する場合について考察を実施する。

原子炉格納容器ドーム部において濃度成層化が確認された NUPEC 試験のケースとして、NUPEC Test M-8-1 が挙げられる。Test M-8-1 は加圧器気相部破断を想定した試験であり、本試験において加圧器室内で発生したヘリウム及び水蒸気は加圧器室上端の開口部を経由して原子炉格納容器ドーム部へ直接放出されることから、原子炉格納容器ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴である。この挙動をＧＯＴＨＩＣコードで模擬するためには、加圧器室開口部から原子炉格納容器ドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、原子炉格納容器ドーム部の分割を［　　］による［　］分割とし、検証解析を行った。なお、原子炉格納容器ドーム部の分割の概要を図 4-51に示す。

上記のとおり原子炉格納容器ドーム部について分割をした際の原子炉格納容器のヘリウム濃度及び温度のＧＯＴＨＩＣコードによる解析結果と試験結果の比較を図 4-52及び図 4-53に示す。

原子炉格納容器のヘリウム濃度については図 4-52に示すように、原子炉格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないものの、下部区画と比較して原子炉格納容器ドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現することができた。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になる傾向、即ち原子炉格納容器ドーム部にお

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

ける成層化の傾向についても再現することができた。

原子炉格納容器の温度については図 4-53に示すように、原子炉格納容器のドーム部における温度測定点、蒸気発生器煙突部及び下部区画の温度を再現することができ、また原子炉格納容器ドーム部がその他の区画に比べ温度が高くなる傾向についても再現することができた。

以上の結果から、水素成層化するようなケースについても原子炉格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで、ＧＯＴＨＩＣコードにより十分に再現可能である。

したがって、実機解析のノーディングについては基本的には格納容器ドーム部を[redacted]により一つのボリュームを[redacted]分割とすることで、水素濃度挙動等については十分に確認することができると考えられる。一方で水素成層化が懸念される場合については、流体の流れを再現するために、より細かいノーディングにより原子炉格納容器ドーム部を分割すれば良いと考えられる。

なお、濃度成層化が確認された試験として PANDA 試験もあるが、PANDA 試験は２つの圧力容器が配管で接続された特殊な試験体系（ESBWR を想定）であり、接続配管で接続された別の DW に放出区画からヘリウムが移動して成層化が発生している（添付２参照）。しかし、PWR の原子炉格納容器においては PANDA 試験装置のような構造の箇所は存在しないため、このようなメカニズムによる成層化は考えられない。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-8　PWR と NUPEC 実験装置の比較

項目＼プラント	2 ループ	3 ループ	4 ループ	NUPEC
プラント熱出力	1,650 MWt	2,652 MWt	3,411 MWt	－
スプレイ系（全能力）	2 トレイン	2 トレイン	2 トレイン	1 トレイン
原子炉格納容器内自由体積	42,400 m^3	67,900 m^3	73,700 m^3	1,300m^3

表 4-9　NUPEC 実験解析（Test M-7-1）及び 3 ループプラント解析の空間分割

	NUPEC実験解析	3ループプラント
原子炉格納容器ドーム部		
下部		

() 内は原子炉格納容器内空間のセル数を示す。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 4-10　NUPEC 試験条件比較

試験条件	Test NO.	試験条件										成層化
		CV 初期温度 (℃)	ヘリウム放出		水蒸気放出			スプレイ水			ヘリウム、水蒸気放出位置	
			流量 (kg/s)	時間 (min)	流量 (kg/s)	時間 (min)	ヘリウム、水蒸気温度 (℃)	温度 (℃)	流量 (kg/s)	時間 (min)		
CV 内ヘリウム濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク	なし
放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	68	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	蒸気発生器基礎部	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	RT	5 ($18m^3/h$)	30	加圧器逃がしタンク	なし
スプレイによるヘリウム濃度分布・混合試験	M-7-1	(初期) ～70	0.0 ↓ 0.03 ↓ 0.0	0 ↓ 15 ↓ 30	0.08 ↓ 0.03	0 ↓ 30	~110	(初期) 40	19.4 ↓ 19.4 ($70m^3/h$)	0 ↓ 30	蒸気発生器基礎部	なし
上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)	有り
	M-8-2	(初期) ～70	0 ↓ 0.033 ↓ 0	0 ↓ 15 ↓ 30	0 ↓ 0.03	0.08 ↓ 30	90	40	19.4 ↓ 19.4 ($70m^3/h$)	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)	なし

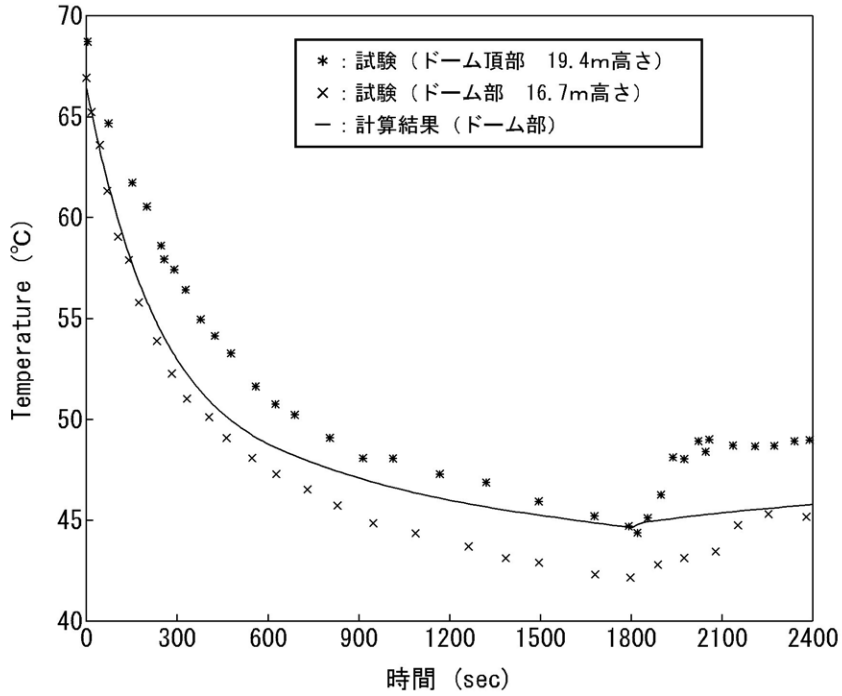


図 4-49　解析結果（原子炉格納容器ドーム部 1 区画模擬）　原子炉格納容器ドーム部温度分布（Test M-7-1）

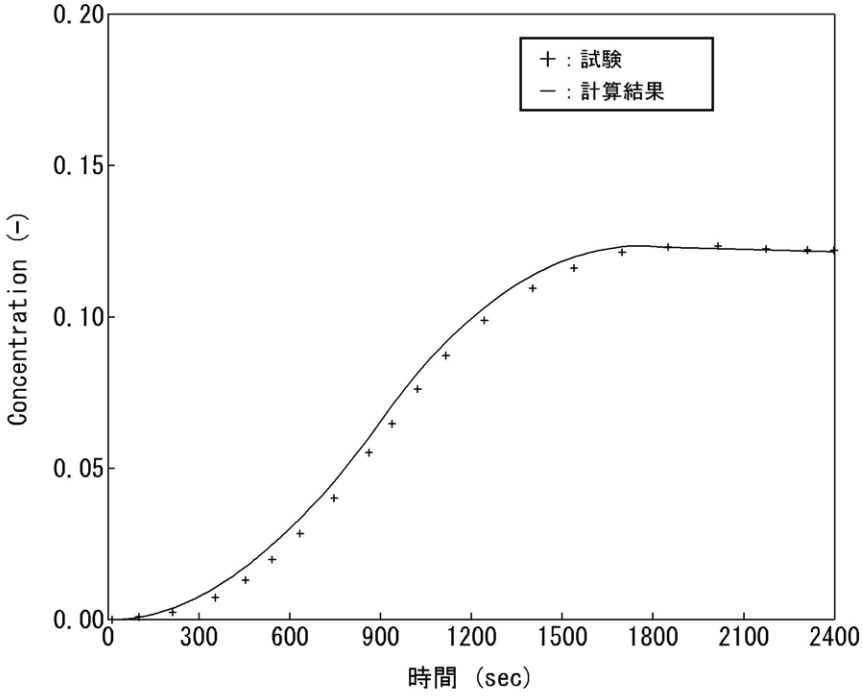


図 4-50　解析結果（原子炉格納容器ドーム部 1 区画模擬）　原子炉格納容器ドームヘリウム濃度（Test M-7-1）

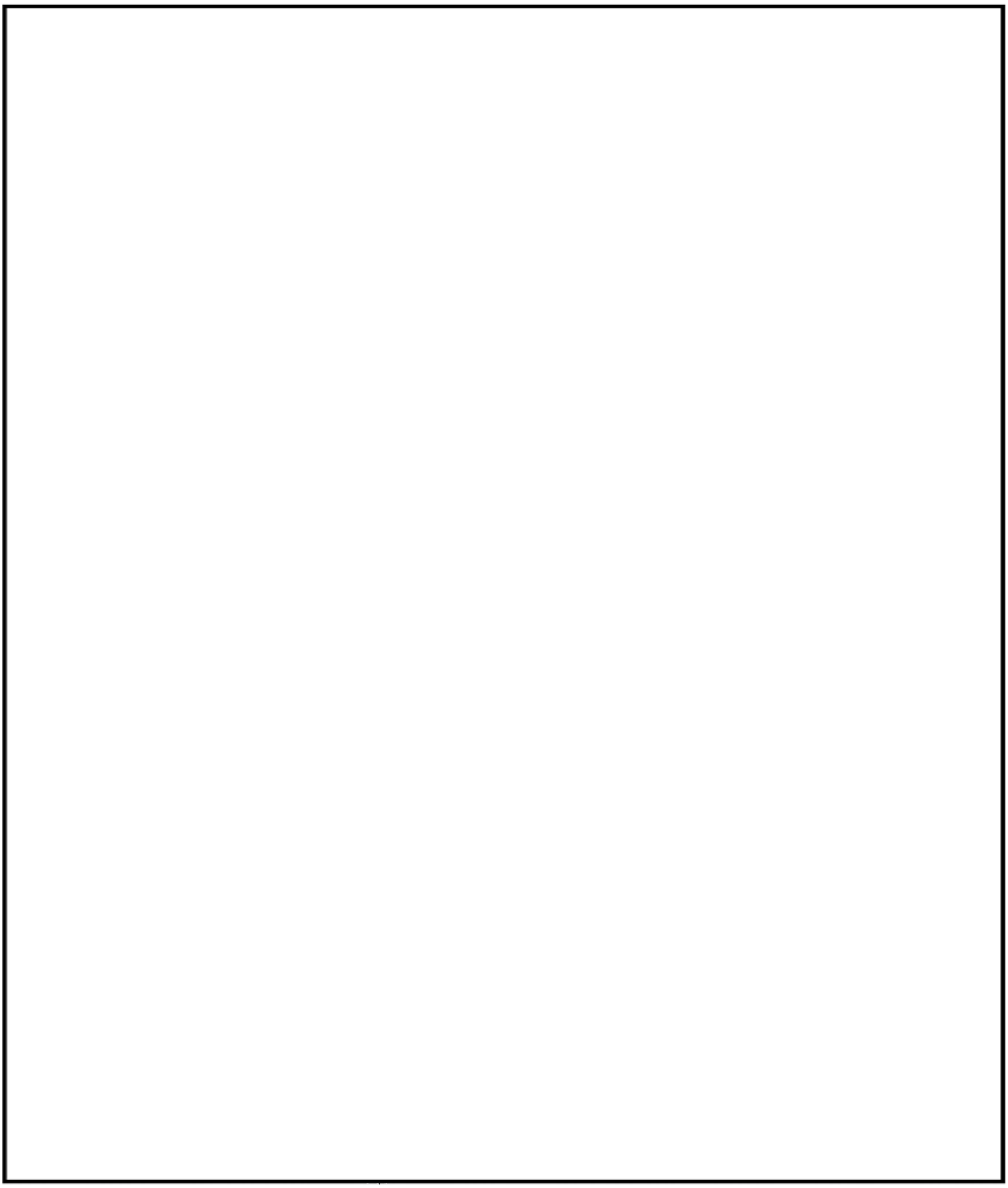
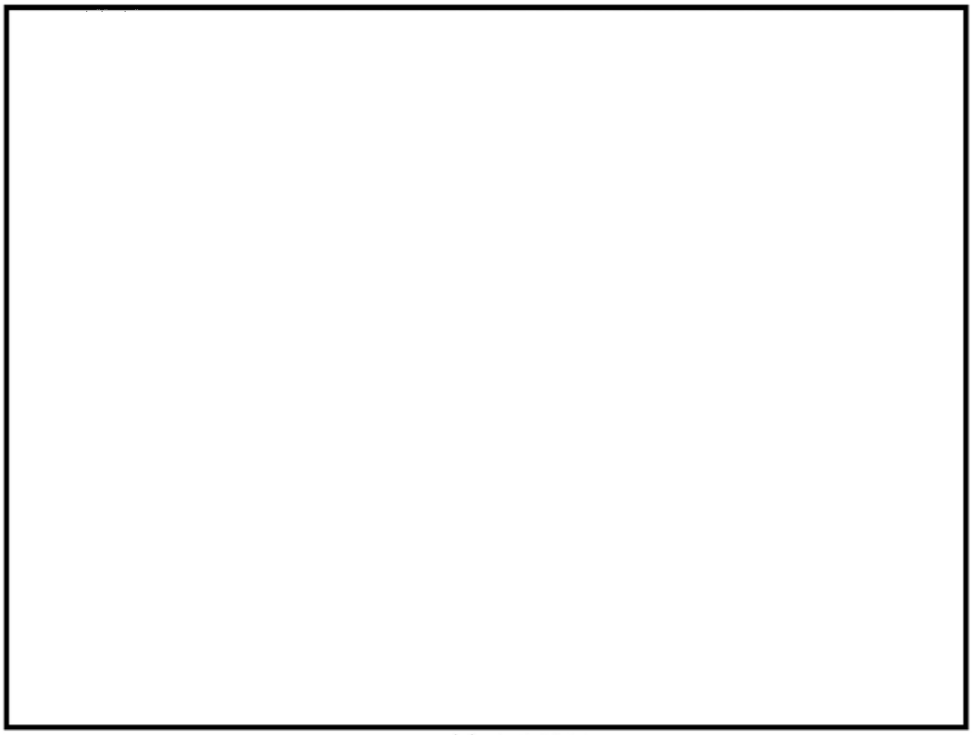
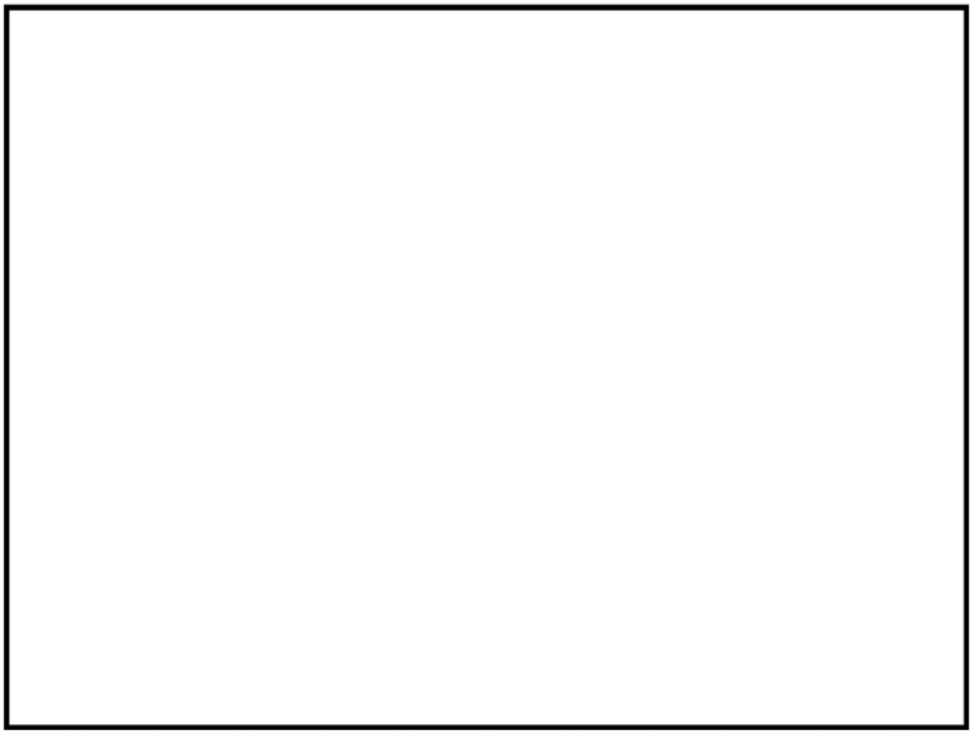


図 4-51　Test M-8-1 原子炉格納容器ドーム部ノーディング図

枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。



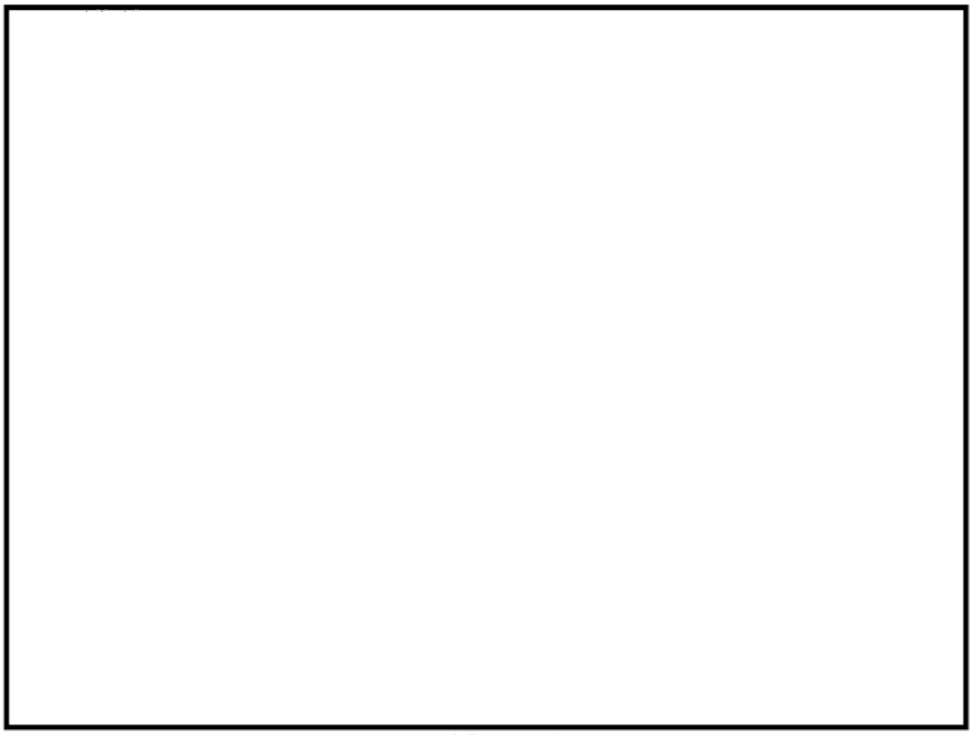
(a)試験結果



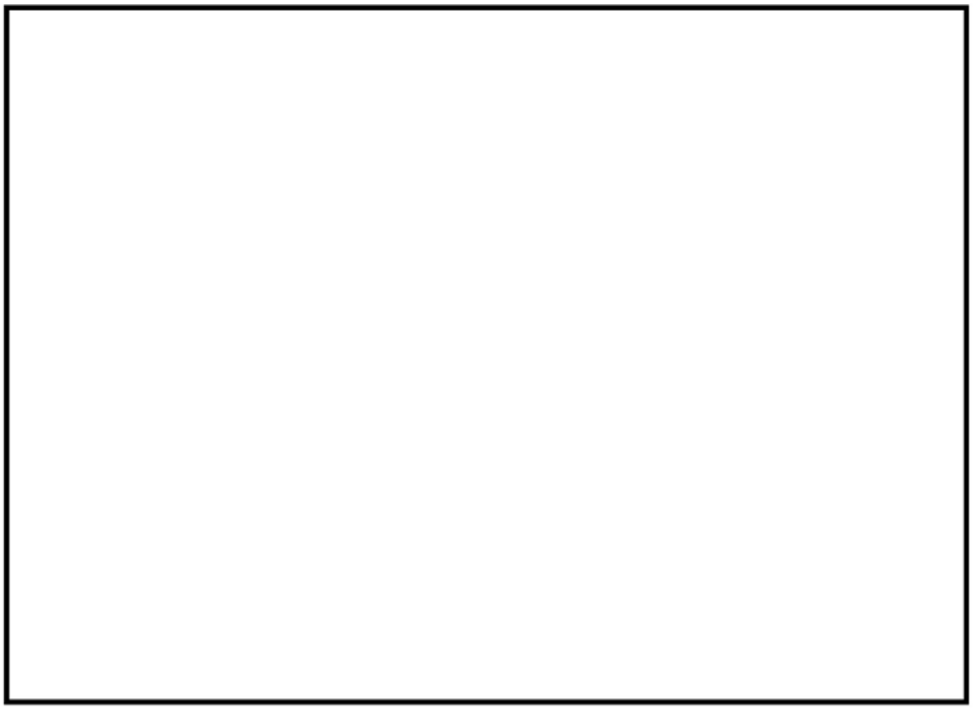
(b)解析結果

図 4-52 原子炉格納容器ドームヘリウム濃度（Test M-8-1）

枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。



(a)試験結果



(b)解析結果

図 4-53　原子炉格納容器内温度分布（Test M-8-1）

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

4.8.2　構造材との熱伝達及び内部熱伝導

（1）熱構造材との熱伝達

実機解析に用いられる熱構造材表面、界面に対する熱及び物質伝達的挙動は、上記の NUPEC 試験検証解析結果により、適切に原子炉格納容器圧力及び温度を予測し、さらに、流動モデルと相まって、水素の拡散及び混合挙動を適切に模擬されることが確認された。また、実機プラント解析に適用される熱伝達モデルの中でも、水素濃度に影響する凝縮熱伝達でも主要となる内田モデルについて、各種の試験データとの比較からモデルの予測特性を確認した。同モデルのバラつきを包絡する大きい凝縮熱伝達を実機プラント解析に適用することで蒸気凝縮を促進し、ウェット条件での水素濃度を大きく評価することを指向している。構造材の凝縮熱伝達を大きくすることの影響は、雰囲気と構造材に温度差が生じる期間に有効となるが、有効性評価のシナリオではスプレイが継続してこれによる凝縮が支配的となること、また、原子炉格納容器ドーム部については雰囲気と構造材が熱平衡に漸近する期間が長いことからその影響は限定的である。

NUPEC 試験について、実機プラント解析に用いる構造材凝縮熱伝達モデルを適用した感度を 4.3.1 章で確認したが、その影響は小さい。また、NUPEC 試験解析で用いた DLM-FM モデルを実機プラント解析に適用した場合の感度評価を示すが、原子炉格納容器圧力、温度及び水素濃度に与える影響は小さいことを以下のとおり確認している。

（2）　実機プラント解析における構造材凝縮熱伝達モデルの感度解析について

実機プラントにおける水素燃焼について重要事故シーケンスとして選定される“大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗（格納容器スプレイ成功）”に対し、構造材の凝縮熱伝達係数としてより最適評価性の高い DLM-FM モデルを適用した場合の感度影響について以下に確認する。対象は 3 ループ PWR プラントであり、ベースケースの構造材凝縮熱伝達モデルでは Gido-Koestel と内田の最大値に□を乗じている。

図 4-54及び図 4-55に原子炉格納容器ドーム部の圧力及び雰囲気温度について、ベースケースと感度ケースの比較を示す。同様に図 4-56及び図 4-57に原子炉格納容器平均のドライ換算及びウェット換算の水素濃度を示す。

図 4-54及び図 4-55より、構造材凝縮熱伝達モデルが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響が小さいことが示される。これは、当該シーケンスではスプレイ冷却が有効に作用するため、原子炉格納容器からの除熱に占める構造材ヒートシンクの影響が小さいためである。また、ドライ及びウェット換算の原子炉格納容器平均の水素濃度にもケース間の差異は見られない。このように、構造材の凝縮熱伝達に保守的なモデルを用いても重要事故シーケンスに対する SA 対策有効性評価の結果に大きく影響しないことが分かる。

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

上記のように長時間に渡る事故シーケンスの評価では、原子炉格納容器の構造材と雰囲気温度が熱平衡状態に漸近し、温度差がつきにくくなることから、熱伝達モデルの差異が現れにくい。しかし、原子炉１次系からの蒸気放出が著しく増加する、また、スプレイ停止が生じた場合の直後等、構造材と雰囲気が熱的に非平衡な状態に遷移する一時的な期間、熱伝達モデルの差異が現れてくる。特に、実機プラント解析に適用する凝縮熱伝達を大きく評価するモデルでは、蒸気凝縮が進み、ウェット換算の水素濃度が大きく評価される傾向になる。

したがって、有効性評価に対する感度解析ではその効果が表れにくいものの、実機プラントの解析では凝縮熱伝達を大きく評価するモデルを採用している。

以上より、構造材との熱伝達は、原子炉格納容器内の雰囲気と構造材の温度差が著しくなる期間にのみ影響が現れ、事故後の緩やかな過渡条件下ではモデル差の影響は小さい。したがって、個別効果的に検証されたモデルに対して、そのバラつきを包絡する大きい凝縮熱伝達を適用すれば、有効性評価結果に大きな歪を与えることなくウェット換算の水素濃度を保守側に予測できる。

（３）構造材の内部熱伝導

解析解との比較により、ＧＯＴＨＩＣコードは構造物内の熱伝導を精度よく解くことが確認できた。また、NUPEC 試験解析では原子炉格納容器の構造材を実機と同様にモデル化しているが、前述のとおり、コードは原子炉格納容器圧力、温度及びヘリウム（水素）の挙動を良好に予測している。このことから、構造材内部の熱伝導モデルは十分に実機に適用できるものである。

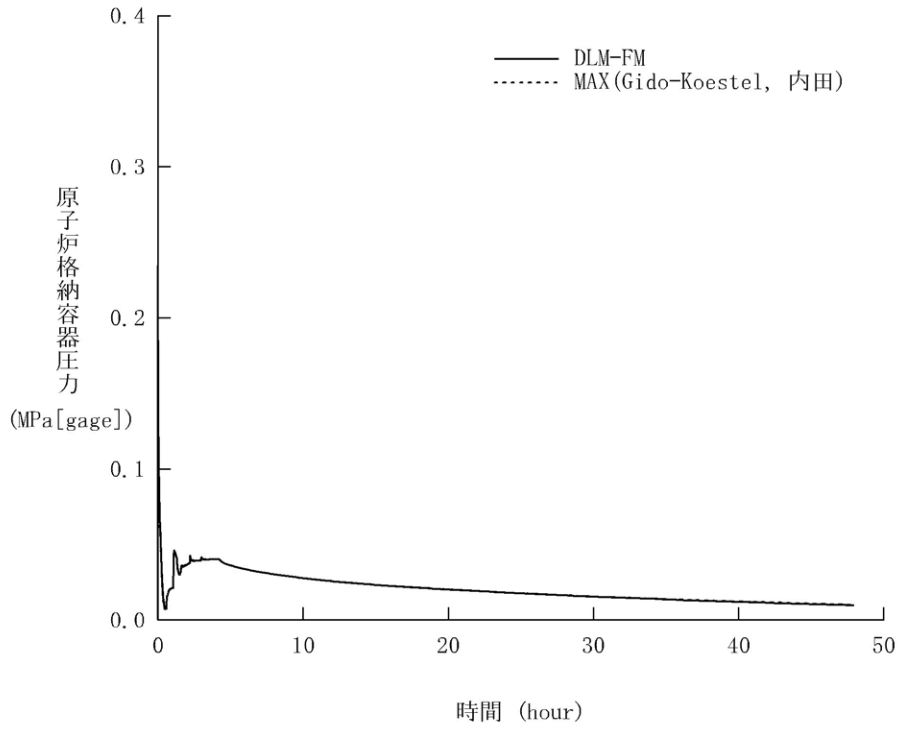


図 4-54 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器圧力）

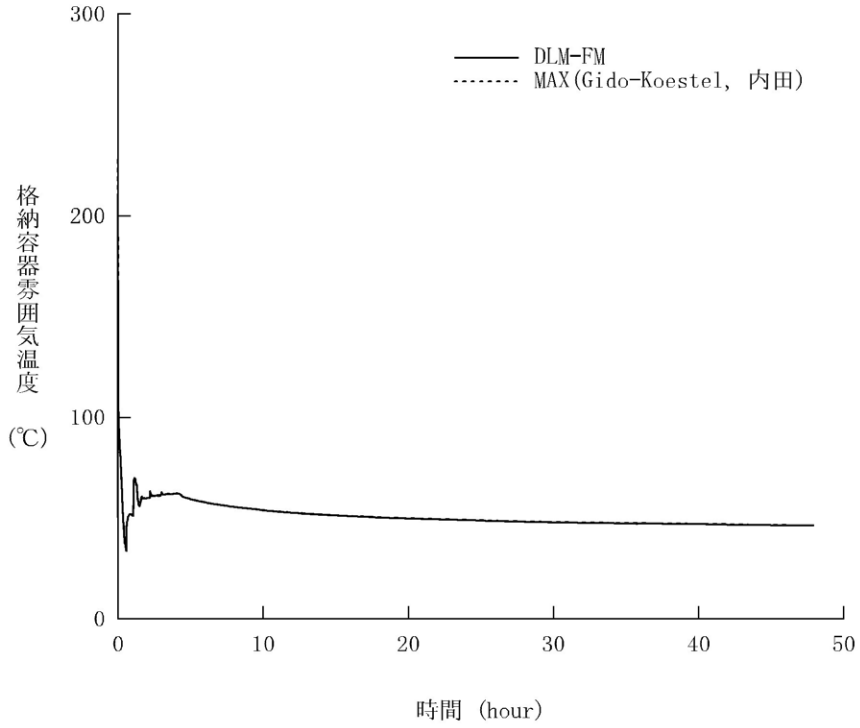


図 4-55 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器内温度）

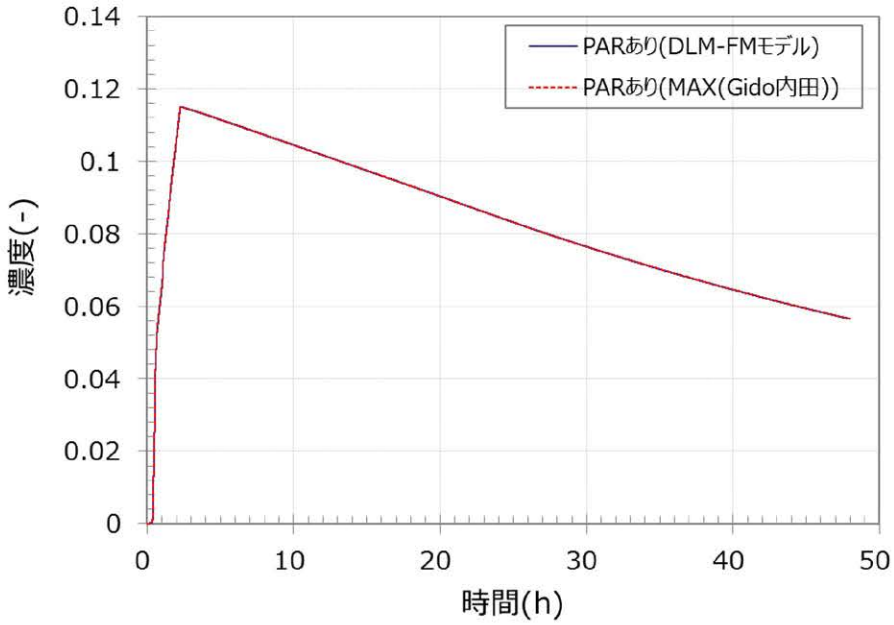


図 4-56 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器平均水素濃度、ドライ換算）

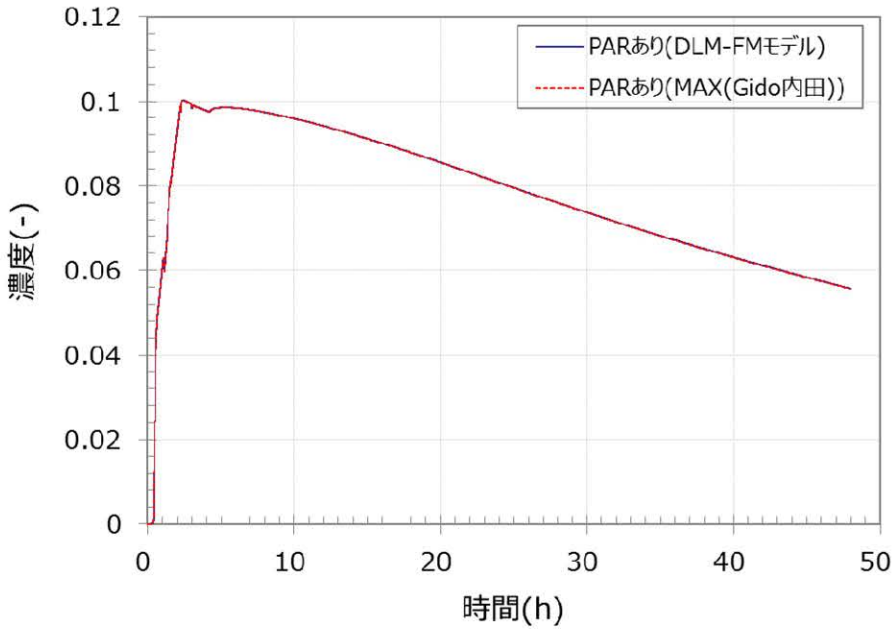


図 4-57 構造材凝縮熱伝達モデル感度（原子炉格納容器平均水素濃度、ウェット換算）

4.8.3　スプレイ冷却

スプレイによる原子炉格納容器圧力及び温度挙動に与える影響、また、原子炉格納容器ドーム部における蒸気凝縮と水素の拡散及び混合挙動の予測が重要となるが、NUPEC 実験解析において、スプレイ冷却の有無を含めて、ＧＯＴＨＩＣコードはこれを適切に模擬できることが確認された。コードは、スプレイ水と流体との質量、エネルギ及び運動量交換を直接的に模擬できる３流体モデルを採用しており、スプレイ特性として液滴径、流量及び温度が設定されれば、これらスプレイによる効果は適切に模擬される。したがって、スプレイに係る流体モデルは実機プラント解析にも十分に適用できる。

4.8.4　水素処理

4.8.4.1　PAR による水素処理モデルの実機適用性検討

水素処理設備である PAR については、ＧＯＴＨＩＣコードにその特性モデルを組み込む。これは製造元により整備された性能評価式が含まれ、水素処理（再結合）に関する理論評価値との比較により検証した。また、THAI 試験 HR-3 による検証解析を実施し、実機への適用性を以下のとおり検討した。

（１）実機条件と試験条件の比較

実機条件と試験条件について表 4-5及び表 4-6に記載する。表 4-6のとおり、圧力、温度及び水素放出量については実機条件と試験条件は同等である。

（２）PAR 単体によるスケーリング効果

PAR は同一規格の触媒プレート（幅 290mm、高さ 140mm の両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI 試験の PAR と各プラントにおいて設置した PAR の触媒プレートは実機で使用しているものと同じ規格であり、設置する間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の流速も同じとなる。このため、PAR の触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれの PAR も触媒との相互作用は同じとなる。

（３）PAR による水素処理に伴う水素濃度の局所的な濃度分布の影響

A.　THAI 試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性

THAI 試験における水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及

びPARによる上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向きの一次元的な流れが阻害されていると推測される。

しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、蒸気発生器区画と原子炉格納容器ドーム部、外周部と原子炉格納容器ドーム部の間の上昇及び下降流により原子炉格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWRの原子炉格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特に原子炉格納容器ドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントはTHAI試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。

B. PAR排気によるPAR入口における水素濃度への影響

濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合はPAR出口からの排気によりPAR入口近傍における局所的な濃度分布が生じることで、PAR入口における水素濃度の測定値と、実際にPARに流入する水素濃度との間に差異が生じることが考えられる。しかしながら、THAI試験は60m^{3}の試験容器を用いており、試験に用いたPARの発熱によるガス流量は約0.07m^3/s（試験における実測値と設備形状に基づく）であり、1秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約1/1,000（体積比）であるため、PAR出口からの排気がPAR入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。

以上より、THAI試験体系においても実機体系においても、PAR排気に伴う水素濃度の局所的な濃度分布による影響は小さいといえる。

（4）PAR内を上昇する流量の影響

PAR内を上昇する流量が大きい方が水素処理は増加する。一方で、PAR内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。THAI試験におけるPAR触媒表面温度は、水素濃度4vol%時において約600℃（試験実測値）まで上昇しているが、この場合にPAR出口で生じる上昇流は高々1m/s程度（試験実測値）である。一方、触媒温度を有意に低下させるようなPAR内を通過する強制対流は、単相を仮定すると計算上では数十m/s程度である。実機プラントに設置するPARは、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、原子炉格納容器内の対流によりPAR内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。

また、水素燃焼によりPAR及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可

逆的な変化が生じていることは図 4-38からは特段認められない。

（5）水素濃度分布に伴うＧＯＴＨＩＣコードによる評価への影響

ＧＯＴＨＩＣコードで用いられている PAR の性能評価式は PAR 入口における水素体積比ではなく、PAR を配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR 入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる（PAR 排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される）。

しかしながら、（3）で示したとおり、実機においても THAI 試験体系においても PAR 入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、ＧＯＴＨＩＣコードにおいて区画における水素体積比を入力と用いても、影響は軽微であると考える。

また、（4）において示したように、原子炉格納容器内部の対流が PAR の水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、ＧＯＴＨＩＣコードにより PAR の作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。

なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PAR において燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。

（6）ＧＯＴＨＩＣコードによる PAR の空間設置模擬手法による影響

ＧＯＴＨＩＣコードによる実機プラントの評価では、PAR を比較的大きな体積の分布定数系セル或いは集中定数系ボリュームに設置している。これにより、PAR 出入口における局所的な濃度分布は PAR が存在する有限体積内で一様となり、その結果 PAR 排気によって体積内の水素濃度が低く計算されるため、影響は軽微であるものの計算上は水素処理量が定性的に低下する傾向となる。ただし、THAI 試験における解析体系を 1 区画及び多区画により模擬した際において、水素処理量に大きな差が見られなかった。このことから、実機解析の結果に対しても PAR が設置される有限体積ボリュームの大きさにより有意な感度がないと判断できる。

以上の考察から、THAI 試験より得られた検証結果を実機に適用すること及び実機体系における PAR 設置空間模擬手法は妥当であると考える。

4.8.4.2　イグナイタによる水素燃焼の実機適用性

同じく、イグナイタにより発生する水素燃焼の評価に対しては、燃焼が想定される空間に対してコードの内部モデルを適用する。このモデルは、コード開発元により解析解との比較を行うことで妥当性が検証されている。

個別効果的なモデル組込みの検証に限られるものの、水素処理設備は、周辺の水素再結合を評価するものであることから、①設備の特性が適切に模擬され、また、②その効果を考える区画もしくはノードに対し実プラントでの設備配置を適切に考慮することにより、実機プラントの水素濃度評

価は適切に行える。

4.8.5 まとめ

以上より、本章に記載している妥当性確認結果より得られた不確かさについても、実機 PWR の有効性評価解析に適用できると言える。重要現象に対するＧＯＴＨＩＣコードの不確かさを表 4-11に示し、実機解析における不確かさの取扱いを 5 章にて述べる。

表 4-11　重要現象に対する不確かさ

分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC 試験 Test M-7-1 NUPEC 試験 Test M-4-3	ヘリウム濃度のコード予測性から、モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	NUPEC 試験 Test M-7-1 NUPEC 試験 Test M-4-3	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	熱伝達試験との比較	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度
		熱伝導モデル	熱伝導解析解との比較	不確かさはない
	スプレイ	多相流モデル 界面積モデル 界面伝達モデル	NUPEC 試験 Test M-7-1	区画間・区画内の流動と同じ
	水素処理	PAR 特性モデル	PAR 特性検証 THAI 試験 HR-3	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%） THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	イグナイタによる水素燃焼モデルの検証	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%

5. 有効性評価への適用性

4章に記載した試験解析をふまえ、重要現象についての不確かさ、及びその不確かさが評価指標の視点と運転員等操作の視点から有効性評価解析へ与える影響について表 5-1に纏めた。以下にその不確かさについて記述する。

5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）

5.1.1 区画間・区画内の流動

原子炉格納容器の水素濃度に影響する重要モデルの一つとなる区画間・区画内の流動及びスプレイ冷却について、NUPEC 試験解析を行うことで、コードが現象を適切に予測できることが確認された。実機プラントのシビアアクシデント対策の有効性評価で想定するシナリオは、大破断 LOCA を起因事象としたスプレイ継続を仮定するシーケンスとなることから、原子炉格納容器内の流体の撹拌が大きく、水素濃度は均一化する傾向にある。NUPEC 試験は同様のシーケンスを模擬したものであり、その傾向が実験的にも確認され、かつコードもこの傾向を適切に予測している。NUPEC 試験検証解析では、原子炉格納容器内の各区画で測定されたヘリウム濃度のピーク値に対し、解析予測のバラつきは約 2.4%（測定誤差の大きい破断区画及びループ室を除く。含めた場合約 4.4%）となる。

5.1.2 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

また、構造材との熱伝達及び内部熱伝導のうち、水素濃度評価に影響する凝縮熱伝達モデルについては、コードに組み込まれるモデルと試験データとのバラつきを評価し、その不確かさを同定した。実機プラント解析への適用においては、その不確かさを包絡するよう凝縮熱伝達モデルを設定し、ウェット条件換算の水素濃度を保守的に予測するアプローチとしている。原子炉格納容器内流動ならびに水素濃度に影響する凝縮熱伝達モデルについて、実機プラント解析で用いるモデルは約 40%の不確かさを有する。これを包絡的する実機プラント解析用のモデルと、不確かさが約 20%となり最適評価性の高い DLM-FM モデルを NUPEC 検証解析及び実機プラント解析に適用し、両者を比較したとしてもヘリウム濃度及び水素濃度に与える影響は無視できる程度であることを確認している。

5.1.3 水素処理

水素処理設備となる PAR については、製造元が供給する水素処理特性モデルがＧＯＴＨＩＣコードに組み込まれることを検証した。実機プラント解析では、PAR 設置位置を考慮した原子炉格納容器ノーディングとし、設備周辺の水素濃度等の環境が適切に考慮されるようモデル化している。THAI 試験を対象とした実験解析より、水素処理量は定性的に小さく見積もることとなり、特に

PAR において燃焼が生じる場合においてその傾向は顕著に現れる。実機プラント解析においては水素処理量を、小さく見積もるため、水素濃度の解析結果については保守的な値となる。また、イグナイタによる水素燃焼モデルに対しては、コード開発元により解析解との比較が行われており、その誤差はごく軽微であり水素濃度の評価値に与える影響が無視できる程度であると言える。

なお、NUPEC 検証解析において、ＧＯＴＨＩＣコードは、破断区画からの経路の一部で局所的かつ過渡的な水素濃度の変化を過小評価する場合があることが確認された。これは試験装置では蒸気及び非凝縮性ガスが上方放出となり流れの異方性が大きく、ヘリウム流量が減少に転じた際、側面に隣接する区画への流れをコードが過大に予測するためである。これは、実機プラント解析においては、原子炉１次系からの水素の流出が減少する際に、広大な原子炉格納容器ドーム部への経路において水素濃度を過小評価する傾向となるが、側面に隣接する相対的に狭い原子炉下部キャビティや外周区画への水素の流入を一時的に過大に予測する傾向となることを示している。また、このように放出口から原子炉格納容器ドーム部に至るまでの水素の流れに差異が見られたとしても、スプレイの有無にかかわらず、原子炉格納容器ドーム部の水素濃度は適切に予測できることが NUPEC 試験解析にて確認されている。以上より、NUPEC 試験解析で見られた一時的かつ局所的なヘリウム濃度の予測の不確かさは、実機プラントの SA 対策有効性評価に影響を与えるものではないと判断できる。

以上、解析コードの凝縮熱伝達モデル、流動ならびにスプレイ冷却に係るモデルが有する不確かさが、原子炉格納容器内の各区画の水素濃度に与える影響は限定的であり、また、実機プラントの評価上、最も重要となる原子炉格納容器ドーム部の水素濃度をコードは良好に予測することができるものと判断される。

5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）

ＧＯＴＨＩＣコードによる水素燃焼解析は、ＭＡＡＰコードによって検討された事象進展を反映することにより実施する。したがって、運転員等操作の設定はＭＡＡＰコードのものを受け継ぐ。

水素分布評価の観点から運転員等操作に反映される項目はない。

表 5-1　重要現象に対する不確かさの取扱い

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	ヘリウム濃度のコード予測性から、モデル不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定
		非凝縮性ガスの輸送モデル		
		ノーディングスキーム		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度	モデル感度解析により水素濃度への影響は無視できることを確認
		熱伝導モデル	解析解と一致	なし
	スプレイ	多相流モデル	NUPEC 検証解析より水素濃度に与える影響を推定	区画間・区画内の流動と同じ
		界面積モデル		
		界面伝達モデル		
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%） THAI 試験再現性より、水素処理量を常に少なく予測する傾向となる。	燃焼が生じる水素濃度範囲においては、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	イグナイタの水素燃焼モデルの検証により推定	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%

6. 参考文献

[1] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」原規技発第 13061915 号、平成 25 年 6 月 19 日制定

[2] 三菱 PWR 格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへのＧＯＴＨＩＣコードの適用性について、MHI-NES-1057　改 0、　三菱重工業、　平成 25 年

[3] McAdams, W.H., Heat Transmission, Third Edition, McGraw-Hill, New York, 1954.

[4] Dittus, F.W., and L.M.K. Boelter, University of California, Publ. Eng., 2, 443, 1930.

[5] Uchida, H., A. Oyama and Y. Togo, Evaluation of Post-Incident Cooling Systems of Light Water Power Reactors, U. of Tokyo, International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, New York, 1965.

[6] Tagami, T., Interim Report on Safety Assessments and Facilities Establishment Project in Japan for Period Ending June 1965 (No. 1), unpublished work, 1965.

[7] Gido, R.G., and A. Koestel, Containment Condensing Heat Transfer, Second International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Santa Barbara, CA, January, 1983.

[8] Electric Power Research Institute, “GOTHIC Containment Analysis Package Technical Manual version 7.2a(QA)”, EPRI Product 1013072, NAI 8907-06 Rev.16, January 2006

[9] 凝縮熱伝達相関式に関わる SAFE プロジェクト報告書

[10] MH Anderson, “Steam Condensation on Cold Walls of Advanced PWR Containments”, PhD Dissertation, University of Wisconsin, Madison, 1998

[11] I Huhtiniemi, A Pernsteiner and ML Corradini, “Condensation in the Presence of a Noncondensable Gas: experimental Investigation”, Dept. of Nuclear Engineering and Engineering Physics, University of Wisconsin, Madison, Wisconsin, April 1991.

[12] AA Debhi, “The Effects of Noncondensable Gases on Steam Condensation Under Turbulent Natural Convection Conditions”, Ph. D. Thesis, Department of Nuclear Engineering, MIT, 1991.

[13] RC shmitt, GE Bingham and JA Norberg, “Simulated Design Basis Accident Tests of the Carolinas Virginia Tube Reactor Containment – Final Report”, Idaho Nuclear Corporation, Idaho Falls, Idaho, prepared for the US Atomic Energy Commission, UC-80, December 1970.

[14] Investigation of the Phenomena Occurring within a Multi-Compartment Containment after Rupture of the Primary Cooling Circuit in Water-Cooled Reactors, Technischer Bericht BF RS 50-32-C13-1, Battelle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, July,1976, (German).

[15] Investigation of the Phenomena Occurring within a Multi-Compartment Containment after Rupture of the Primary Cooling Circuit in Water-Cooled Reactors, Technisher Bericht BF RS 50-32-C15-1, Battelle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, July,1976, (German).

[16] Die Containment-Versuchsanlage (C-und D-Versuche), Detailbericht BF-RS 50-21-1, Battlle-Institute e. V., 6000 Frankfurt am Main 90, Am Romerhof 35, Postfach 900160, March, 1978, (German with English Summary). Design Report for the HDR Containment Experiments V21.1 to V21.3 and V42 to V44 with Specification for the Pre-Test Computations, Report No. 3.280/82, January, 1982.

[17] PHDR 38-83, Test V44, May, 1983.

[18] W. Nusselt, Z.VDI, 60, P.541-569, 1916

[19] 独立行政法人 原子力安全基盤機構,「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成 4 年度)」,平成 5 年 3 月

[20] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.

[21] Electric Power Research Institute, “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2a(QA)”, EPRI Product 1013072, NAI8907-09 Rev9, January 2006.

[22] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

添付１　解析コードにおける解析条件

表　解析コードにおける解析条件

分　　類	解析条件	
原子炉格納容器関連データ	区画データ	自由体積
		底部高さ
		区画高さ
		初期圧力
		初期温度
	区画間データ	底部高さ
		開口高さ
		断面積
		水力等価径
		圧力損失
	ヒートシンク（伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性、初期温度）	原子炉格納容器ドーム部及びリングガータ
		原子炉格納容器シリンダ部
		原子炉格納容器コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
		雑鋼材（ステンレススチール）
		雑鋼材（銅フィン及びチューブ）
		配管（ステンレススチール（内部に水有））
		配管（ステンレススチール（内部に水無））
		配管（炭素鋼（内部に水有））
		配管（炭素鋼（内部に水無））
		検出器等（アルミニウム）
境界条件データ	破断流	圧力
		温度（或いはエンタルピ）
		流量
	水素	圧力
		温度（或いはエンタルピ）
		流量
	溶融炉心及び核分裂生成物による発熱	発熱量
事象収束に重要な機器及び操作関連	PAR	[redacted]
		[redacted]
		[redacted]及び[redacted]
	スプレイ	[redacted]
		流量
		温度

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

添付２　PANDA 試験

濃度成層化発生については OECD/CSNI で実施された PANDA 試験において、成層化事象が発生していると報告されている。以下では PANDA 試験の概要及びその実験解析結果について示す。

（１）　PANDA 試験装置（参考文献 1）

PANDA 試験装置は、ESBWR(Economic Simplified Boiling Water Reactor)の格納容器と安全系を実機の 1/40 にスケールダウンしたものである。付図 2-1 に示すように、PANDA 試験装置は６つの大型圧力容器から構成されている。

一つは蒸気生成を目的とした原子炉容器(RPV)である。RPV は出力系として２本の主蒸気ラインにてドライウェル(DW)と接続されている。RPV への入力ラインは受動的格納容器冷却(PCC)ドレンラインと重力駆動冷却系(GDCS)ドレンラインである。

２つの DW は高さ 8m の円筒型容器であり、各々が大口径の接続配管で接続されている。DW の出力は DW の頂部と PCC 熱交換器の上部ドラムと接続する PCC フィードラインである。

２つの WW は高さ 10.11m の円筒型容器であり、約 4m の水位で水が満たされ、各々が２本の大口径の配管で気相部と液相部で接続されている。WW は PCC ベントライン経由で PCC 熱交換低ドラムと、２本の圧力均衡ライン経由で GDCS 気相部と各々接続されている。

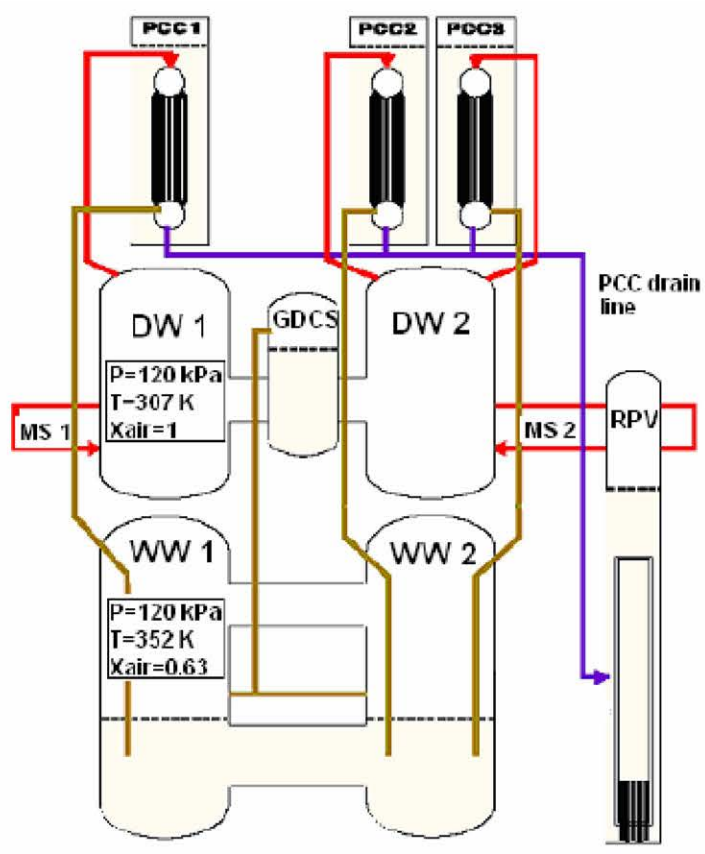
（２）　PANDA 試験概要（参考文献 2）

PANDA 試験は、PANDA 試験装置のうち、内径 0.9m の連結管で接続された直径 4m、高さ 8m、容積 90m^3 の円筒型圧力容器２体からなるドライウェルを対象として、放出ジェット流や自然対流、水素成層化等の事故時の格納容器内の諸現象を対象とした、自由区間における混合気体の３次元的挙動及び多区画形状容器内における移行、混合、濃度分布の３次元挙動の詳細を把握し、緩和系の効果や、解析コードの検証のためのデータの提供を目的としている。

LOCA 等を想定した１次系からの高速ジェット吹き出し流及び緩やかな吹き出し流（プルーム）の２種類のパターンを中心に以下の５つのシリーズからなる計 25 ケースの試験が実施された。

・水平ジェット流試験（水蒸気及び空気系）　Test-1～4
・水平ジェット流試験（水蒸気及びヘリウム系）　Test-5～8
・器壁近傍のプルーム挙動試験 Test-9～17
・自由空間中のプルーム挙動試験 Test-18～24
・総合試験（水蒸気、ヘリウム及び空気系）　Test-25

上記の試験のうちヘリウム濃度の成層化が確認された総合試験である Test25 については、実験解析と共に以降で説明する。



付図 2-1　PANDA 試験装置

（３） PANDA 試験解析

NAI(Numerical Applications Inc.)社と PSI(Paul Scherrer Institut)により執筆された文献（参考文献 3）において、PANDA 試験の Test 25 に対しＧＯＴＨＩＣコードによる再現解析が実施されている。本解析は、PANDA 試験 Test 25 における配管で接続されたタンク（付図 2-2）間の蒸気及びヘリウムの移流に起因する蒸気の熱成層ならびにヘリウムの成層化に対して、詳細なセル分割を採用することでＧＯＴＨＩＣコードが再現性能を有することを確認するものである。対象となる試験設備と条件を付表 2-1 及び付表 2-2 に示す。

対象となる試験では空気が満たされたタンク(DW)の片側に、内部の上向きノズルを経てヘリウム及び水蒸気が放出され、配管で接続された別のタンクへの移流などを含む挙動が観測されている。注入される気体は、2 時間までは過熱蒸気とヘリウムの混合気体、以降は過熱蒸気のみである。

タンク形状を模擬し、詳細メッシュにより実施した再現解析は過渡挙動を比較的良好に再現している。片側のタンク（注入ノズルあり）においては、時間経過に伴いヘリウムがタンク上部に滞留することにより、上向きのプルームがタンク上端に至らず下方向に向けて流れ方向を変える様子が見られる。これに伴い隣接するタンクへの気体の流れ込みが増加し、隣接するタンクにおいてもヘリウムの存在割合が増加する。隣接タンクにおいては、蒸気及びヘリウム混合気体の流入に対し、壁面での凝縮が見られる。このため、タンク上部にヘリウムが滞留し、中～下部エレベーション近傍では混合気体の割合が高くなる（付図 2-3）。

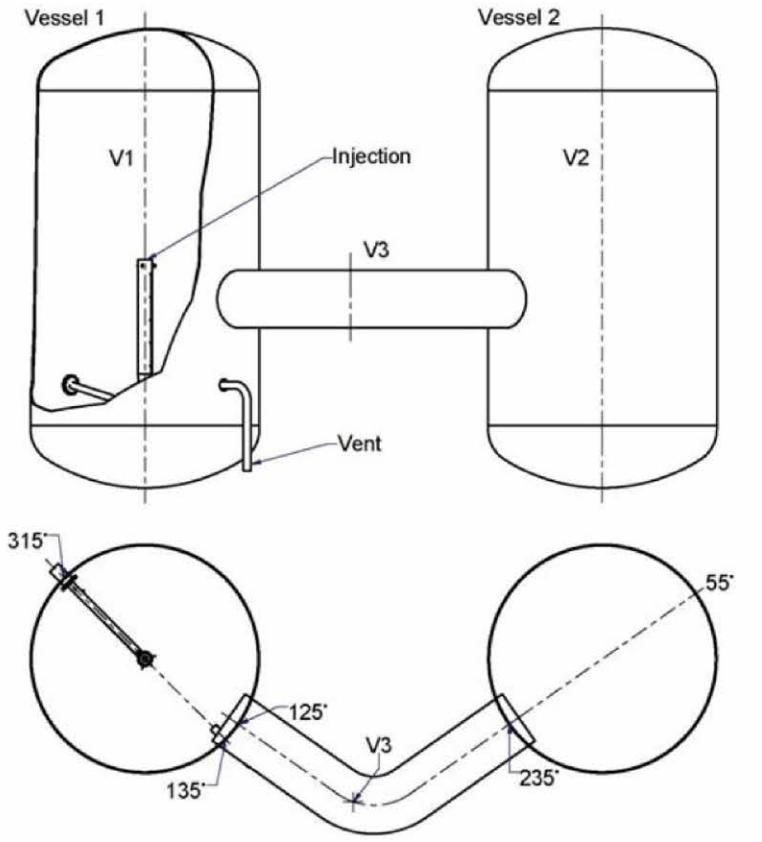
タンク上部では凝縮により蒸気成分が少なくなっており、ヘリウムも同時に冷却されて密度に変化が起き、下降流が発生する。しかしながらこの効果は過渡的であり、拡散による分布強度と相まって、タンク内のヘリウムは均質な拡散に向かう。時間経過に伴い、蒸気成分の減少、成分間の温度の平衡が進む。破断流が継続しているため、タンク 1 及び 2 共にヘリウムは上部に滞留したままとなる。結果的に、タンク 1 の上部に微量のヘリウムが、タンク 2 の上半分においては顕著に成層化したヘリウムが見られる（付図 2-4）。

付表 2-1　Test 25 試験条件

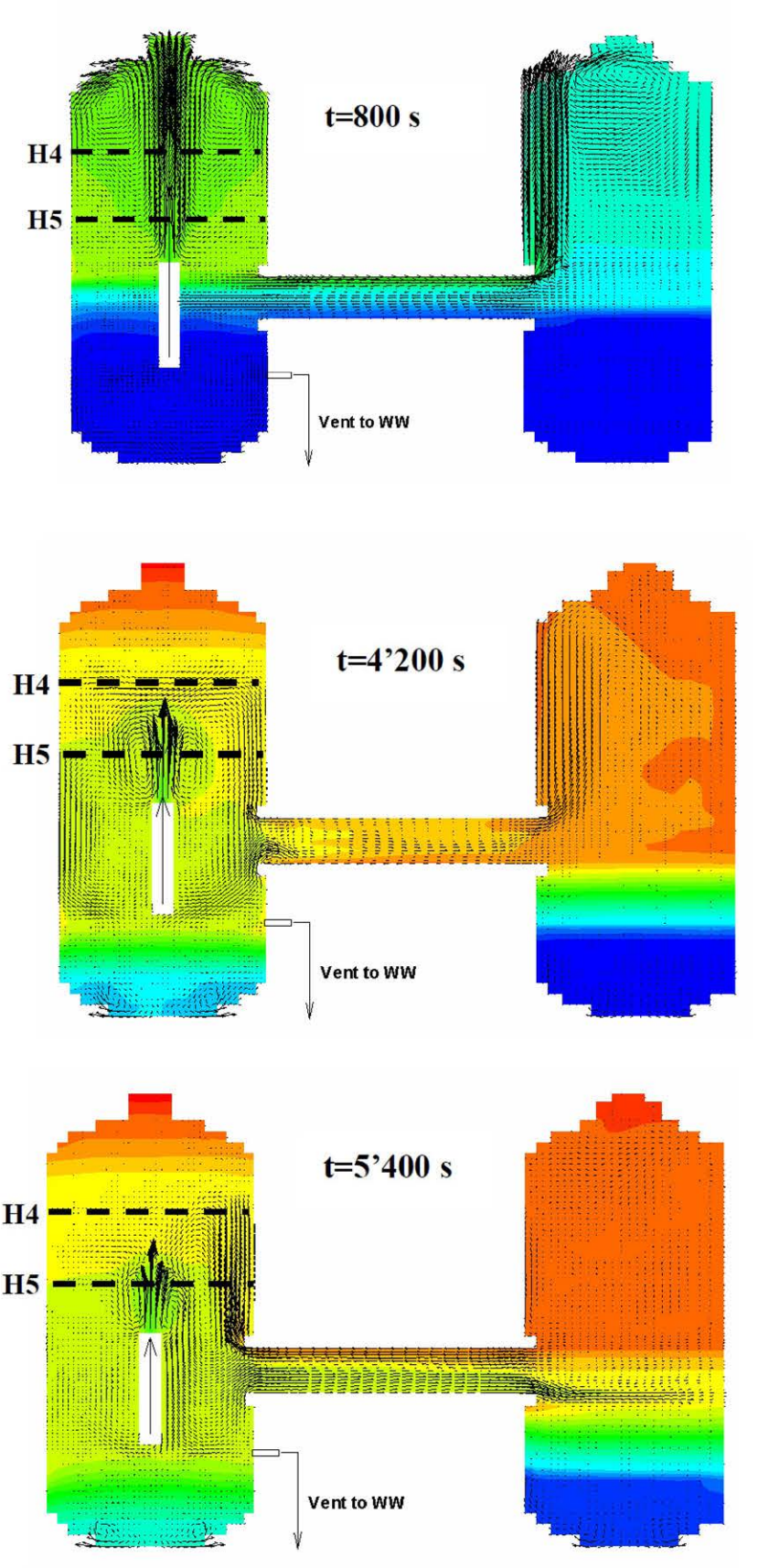
Test	Flow	Pipe diameter (m)	Fluid injected
Phase-1 ~2hours	垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気及びヘリウム混合
Phase 2 2 hours~	噴水状、のち垂直上方ジェット	0.2	過熱蒸気

付表 2-2　Test 25 解析条件

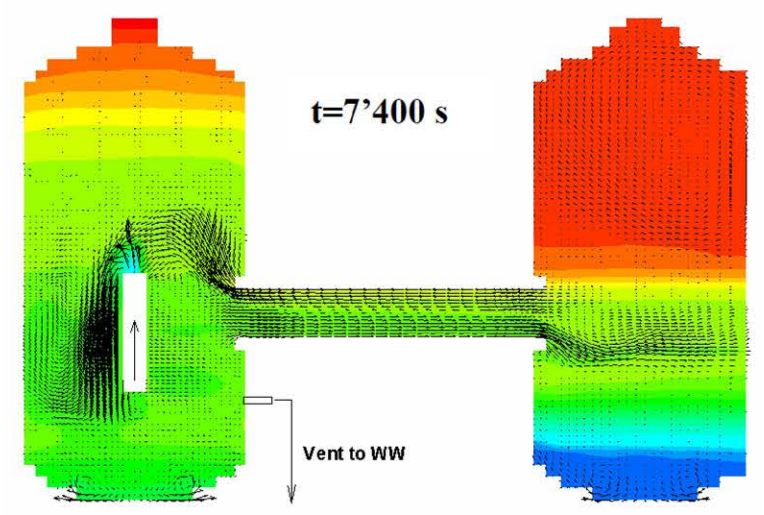
メッシュ	形状	タンク 1	接続配管	タンク 2	壁面熱伝達
詳細	シリンダー 半球（ドーム）	21　19　50	15　5　10	13　15　48	・自然及び強制対流 ・Direct（DLM-FM）

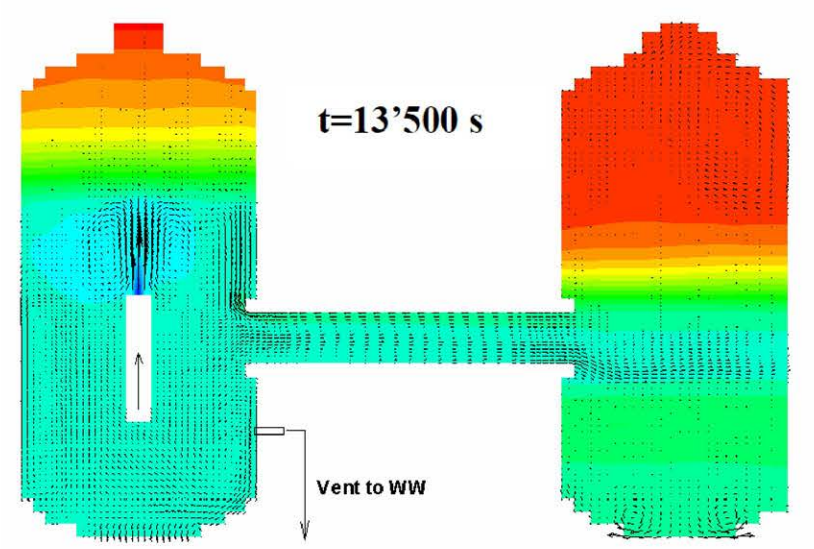


付図 2-2　３種ガス混合試験(Test25)装置体系



付図 2-3　ヘリウムモル分率と流速(Phase1)





付図 2-4　ヘリウムモル分率と流速(Phase2)

（参考文献）

[1] Analysis of OECD/CSNI ISP-42 Phase A PANDA Experiment Using RELAP5/mod3.3 and GOTHIC 7.2a Codes (International Conference Nuclear Energy for New Europe 2009)

[2] アクシデントマネジメント 知識ベース整備に関する報告書=格納容器内多次元流動解析手法の検証と自然対流冷却 AM 策への適用(JNES/SAE06-057 H18 年 8 月)

[3] SIMULATIONS OF BASIC GAS MIXING TESTS WITH CONDENSATION IN THE PANDA FACILITY USING THE GOTHIC CODE (Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering ICONE16)

添付 3　代替スプレイポンプの撹拌効果について

(財)原子力発電技術機構による平成 11 年度「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」（参考文献 1）では、シビアアクシデントにおける水素成層化時における代替スプレイでの撹拌効果について検討がなされている。概要を以下にまとめる。

（1）解析モデル概要

同検討では、INSPAT/CV コード（α-FLOW コードの非圧縮性流体解析モジュールに液滴、液膜モデル及びコンパートメントモデルを追加したコード）を用いて、原子炉格納容器上部での水素成層化状態におけるスプレイの撹拌挙動が解析されている。

解析は付図 3-1 に示されるとおり、原子炉格納容器の上部コンパートメントを対象に、約 22,000 メッシュに空間分割したモデルにより解析が実施される。解析の初期条件としては以下のとおり。

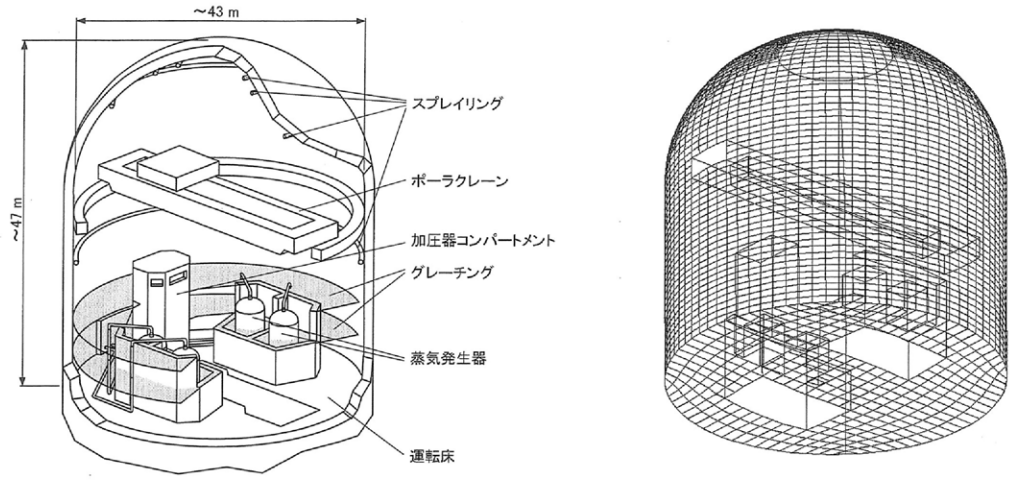
・水素は上部に滞留（上部にモル分率 1.0、下部は大気条件（平均モル分率約 0.21））
・初期圧力：0.3MPa（定格使用圧力の約 1/2）
・初期温度：400K（飽和温度相当）
・代替スプレイポンプ流量：120m^3/h/台（本設スプレイ定格流量の約 1/10）

（2）解析結果

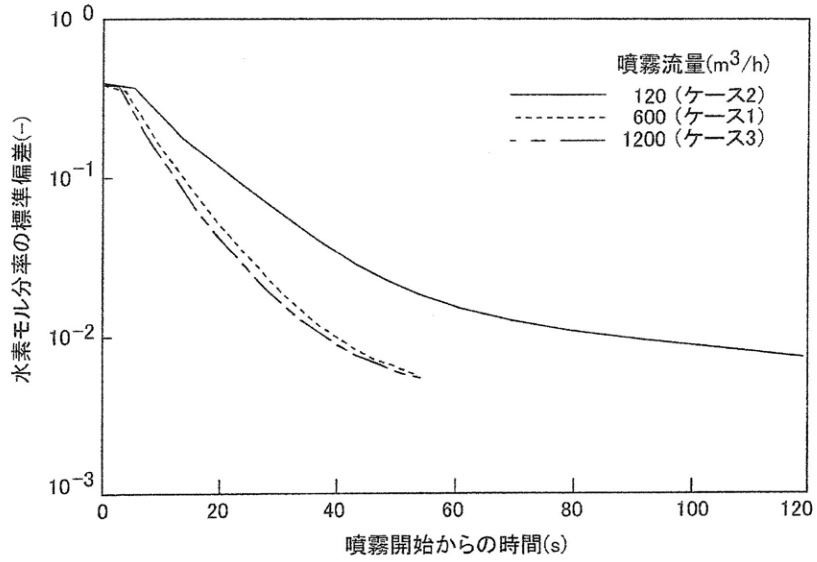
混合挙動に関するスプレイ流量の依存性を付図 3-2 に示すが、スプレイ流量が本設スプレイ流量の 1/10 となった場合においても、混合までの時間は長くなる傾向とはなるが、スプレイ開始から 120 秒後には原子炉格納容器内の水素モル分率の分布の標準偏差が 10^{-2} にまで低下し、水素は原子炉格納容器内で混合することが確認される。

（3）結論

原子炉格納容器のドーム部で水素が滞留（成層化）した場合のスプレイによる水素濃度分布の撹拌について、INSPAT/CV コードを用いた解析により評価した。スプレイ流量が低下すると撹拌効果も遅れる傾向となるが、代替スプレイポンプとして想定される流量（本設スプレイ流量の約 1/10）とした場合においても、スプレイ開始後の 120 秒程度で水素濃度が均一化することが確認された。



付図 3-1　原子炉格納容器概略構造と解析メッシュ



付図 3-2　水素モル分率の時間変化のスプレイ流量依存性

（参考文献）

[1] (財)原子力発電技術機構、平成 11 年度「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」（平成 12 年 3 月）

（第５部　ＣＯＣＯコード）

目　次

－　第5部　ＣＯＣＯコード　－

1.　はじめに 5-3
2.　重要現象の特定 5-4
2.1　事故シーケンスと評価指標 5-4
2.2　ランクの定義 5-5
2.3　物理現象に対するランク付け 5-6
3.　解析モデルについて 5-8
3.1　コード概要 5-8
3.2　解析モデル 5-8
3.3　入出力 5-11
4.　妥当性確認 5-14
4.1　重要現象に対する妥当性確認方法 5-14
4.2　CVTR試験 5-15
4.3　実機解析への適用性 5-20
5.　有効性評価への適用性 5-22
5.1　不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点） 5-22
5.2　不確かさの取り扱いについて（運転員等操作の観点） 5-22
6.　参考文献 5-23

添付1　解析コードにおける解析条件 5-24
添付2　CVTR　Test-3　測定温度について 5-25
添付3　NUPEC試験（M-3シリーズ）について 5-27

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、ＣＯＣＯコードについて、

・有効性評価において重要となる現象の特定

・解析モデル及び入出力に関する説明

・妥当性確認

・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

ＣＯＣＯコードが適用される、炉心損傷防止対策における重要事故シーケンスグループについて、具体的な重要事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

2.1.1 炉心損傷防止対策のシーケンスグループ

（１）全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）

全交流動力電源喪失は、原子炉の出力運転中に、送電系統または所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する(全交流動力電源喪失発生)。

その後、全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、１次冷却材ポンプシール部からの冷却材喪失に至り、ECCS 等による冷却材の補給が行われない場合には炉心損傷に至る。また、原子炉格納容器内に１次冷却材が放出されることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し格納容器スプレイ等の除熱手段が作動しない場合には格納容器破損に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水および主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却があり、１次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することができる。また、代替交流電源の確立後は、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる。また、格納容器破損防止策としては、再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却を実施することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇を抑制する事ができる。

ＣＯＣＯコードによる評価は、原子炉格納容器の健全性に問題がない事を確認することが目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度」である。

（炉心冷却能力についてはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードによる解析で確認する）

（２）原子炉補機冷却機能喪失

（１）全交流動力電源喪失と同様である。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＣＯＣＯで評価する事象において、考慮すべき物理現象を対象に、表 2.1 の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	評価指標に対する影響度が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証及び妥当性評価は記載しない
I	評価指標に対し影響を与えないか、または重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、または重要でない物理現象であるため、検証及び妥当性評価は記載しない

2.3 物理現象に対するランク付け

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価指標とし、表 2.1 の定義に従い評価指標に対する影響度合いに応じて、事故シーケンスグループに対して抽出された物理現象について、表 2-2 のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要事象として抽出した。

なお、ＣＯＣＯコードを適用する事故シーケンスとしては「全交流動力電源喪失」時及び「原子炉補機冷却機能喪失」時の格納容器健全性評価である。両シーケンスに対する炉心冷却性確認のための解析はＭ－ＲＥＬＡＰ５コードで実施しているが、解析としては共通である。したがって、本資料中では「全交流動力電源喪失」を代表として記載するものとする。

2.3.1 原子炉格納容器関連

（１） 放出質量流量、放出エネルギ流量（1 次系からの冷却材放出）

（２） 気液界面の熱伝達

（３） 構造材との熱伝達及び内部熱伝導

（４） 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

表 2-2　各物理現象に対して重要度の分類

分類	評価指標 物理現象	全交流動力電源喪失 （原子炉補機冷却機能喪失） 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度
原子炉格納容器	放出質量流量・放出エネルギ流量	H （ＣＯＣＯコードでは計算しないため「I」）
	気液界面熱伝達	L
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	H （ＣＯＣＯコードでは計算しないため「I」

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

ＣＯＣＯコード(Ref. [1])は、LOCA 時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に、米国 Westinghouse 社により開発された原子炉格納容器内圧解析コードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

3.2 解析モデル

ＣＯＣＯコードの評価モデル図を図 3-1 及び図 3-2 に示す。

3.2.1 ノード

対象とする流体としては空気、蒸気を取扱い、空気は理想気体として取扱う。ノードは単一であり、ノードの中は空気－蒸気混合相と液相の２相に分離し、各相内の温度、圧力は均一であるとして取扱う。ノード内の状態量は次の４区分に分けて模擬する。

(i) 過熱蒸気とサブクール水
(ii) 飽和蒸気とサブクール水
(iii) 過熱蒸気と飽和水
(iv) 飽和蒸気と飽和水

3.2.2 保存則

原子炉格納容器内の空気－蒸気混合相、液相の温度、圧力は質量保存式、エネルギの保存式、体積方程式、状態方程式等を数値解法により解き求めている。

＜質量保存則＞

$$\frac{dM_a}{dt} = \sum (m_a)_{\cdot}$$

$$\frac{d[M_{s1} + M_{w1}]}{dt} = \sum (m_s)i + \sum [(m_s)v - m_C + m_B] \quad \cdots ①$$

$$\frac{d(M_{w2})}{dt} = \sum (m_w)i - m_R + m_{SP} + m_C - m_B$$

ここで、

M_a　：空気質量
$(m_a)_\nu$　：空気ベント流量
M_{s1}　：蒸気質量（蒸気相）
M_{w1}　：水質量（蒸気相）
$(m_s)i$　：放出質量流量（蒸気相）
$(m_s)v$　：蒸気ベント流量
m_C　：凝縮質量流量
m_B　：沸騰質量流量
M_{w2}　：水質量（液相）
$(m_w)i$　：放出質量流量（液相）
m_R　：格納容器再循環サンプ取水流量
m_{SP}　：格納容器スプレイ流量

サンプ水がサブクール水の場合には沸騰質量流量 m_B=0 となり、蒸気が過熱状態の場合には凝縮質量流量 m_C=0 となる。

質量保存則は原子炉格納容器内の空気、蒸気、水に対し各々考慮している。①式の右辺は各相への質量の収支を表すが、破断流の他、蒸気相に対しては凝縮による減少、格納容器再循環サンプ水の沸騰による増加も考慮している。また、水（液相）に対しては、さらに格納容器再循環サンプからの再循環時の取水による減少、格納容器スプレイ水による増加も考慮している。

＜エネルギ保存則＞

$$\frac{d(M_i h_i)}{dt} - V\frac{dP}{dt} = \sum(m_i h_i) + \sum Q \quad \cdots ②$$

但し、　M_i：原子炉格納容器内の各相質量（i＝空気－蒸気、液相）
h_i：エンタルピ（i＝空気－蒸気、液相）
t　：時間
V　：原子炉格納容器有効体積
P　：圧力
m　：原子炉格納容器内の質量流量
Q　：熱量

エネルギ保存則は原子炉格納容器内の空気－蒸気相、水（液相）に対し各々考慮している。②式の右辺の第１項は、原子炉格納容器内各相への放出エネルギ流量である。右辺の第２項は原子炉格納容器減圧装置（スプレイ系、空調系）、ヒートシンク、再循環運転に起因して流出入する熱量である。

＜体積方程式＞

$$V = V_{as} + V_{\ell} \cdots ③$$

但し、　V：原子炉格納容器有効体積

V_{as}：空気－蒸気相体積

V_{ℓ}：液相体積

原子炉格納容器体積は一定であるので、原子炉格納容器内の空気－蒸気相体積と液相体積の合計が保存される。

3.2.3 ヒートシンク

原子炉格納容器本体及び内部構造物は平板として模擬され、表面熱伝達係数は修正田上－内田の式が内蔵されている。全交流動力電源喪失時の格納容器健全性評価においては内田の式を適用している。

ヒートシンクとしての原子炉格納容器本体及び構造材内部の温度は厚み方向の分布を考慮し、縦、横方向の分布は一定であるとする。ヒートシンクの温度分布は、一般的な１次元熱伝導方程式（④式）を厚さ方向に分割して解く事により求める。但し、内表面及び外表面については雰囲気との熱伝達も考慮する。

$$\rho C_p \frac{dT}{dt} = \frac{d}{dX}\left[k \frac{dT}{dX}\right] \cdots ④$$

但し、　ρ：密度

Cp：定圧比熱

T：温度

t：時間

k：熱伝導率

X：厚さ方向位置

3.2.4 その他

工学的に必要とされる以下の項目を選択模擬して評価することができる。

① 格納容器スプレイによる除熱量計算
② 格納容器空調装置による除熱量の計算
③ 格納容器再循環サンプ水温度、格納容器スプレイ冷却器、余熱除去冷却器、原子炉

補機冷却水冷却器間の熱平衡量の計算とこれらによる空気－蒸気混合相、液相からの除熱量の計算

④ ノードへの空気の添加、除去の影響

⑤ 外気との熱伝達（太陽熱、輻射、対流）の影響

3.3 入出力

ＣＯＣＯコードによる評価の入出力を図 3-1 に示す。また、主要なインプットデータは以下の通り構成される。インプットデータの元となる「原子炉格納容器関連データ」、「境界条件データ」を整理した解析条件を添付 1 に示す。

① 原子炉格納容器の自由体積

② 原子炉格納容器内構造物の形状、数量、物性、初期温度など

③ 格納容器スプレイ、減圧系の特性及び作動パラメータ

④ 原子炉格納容器圧力、温度、湿度などの初期条件

⑤ 破断流（放出質量流量及び放出エネルギ流量）（全交流動力電源喪失時の評価でＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの計算結果を入力）

上記をインプットデータとして、原子炉格納容器内圧解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

① 原子炉格納容器圧力変化

② 原子炉格納容器内温度変化

③ 格納容器再循環サンプ水の温度変化

④ 熱構造体（ヒートシンク）温度

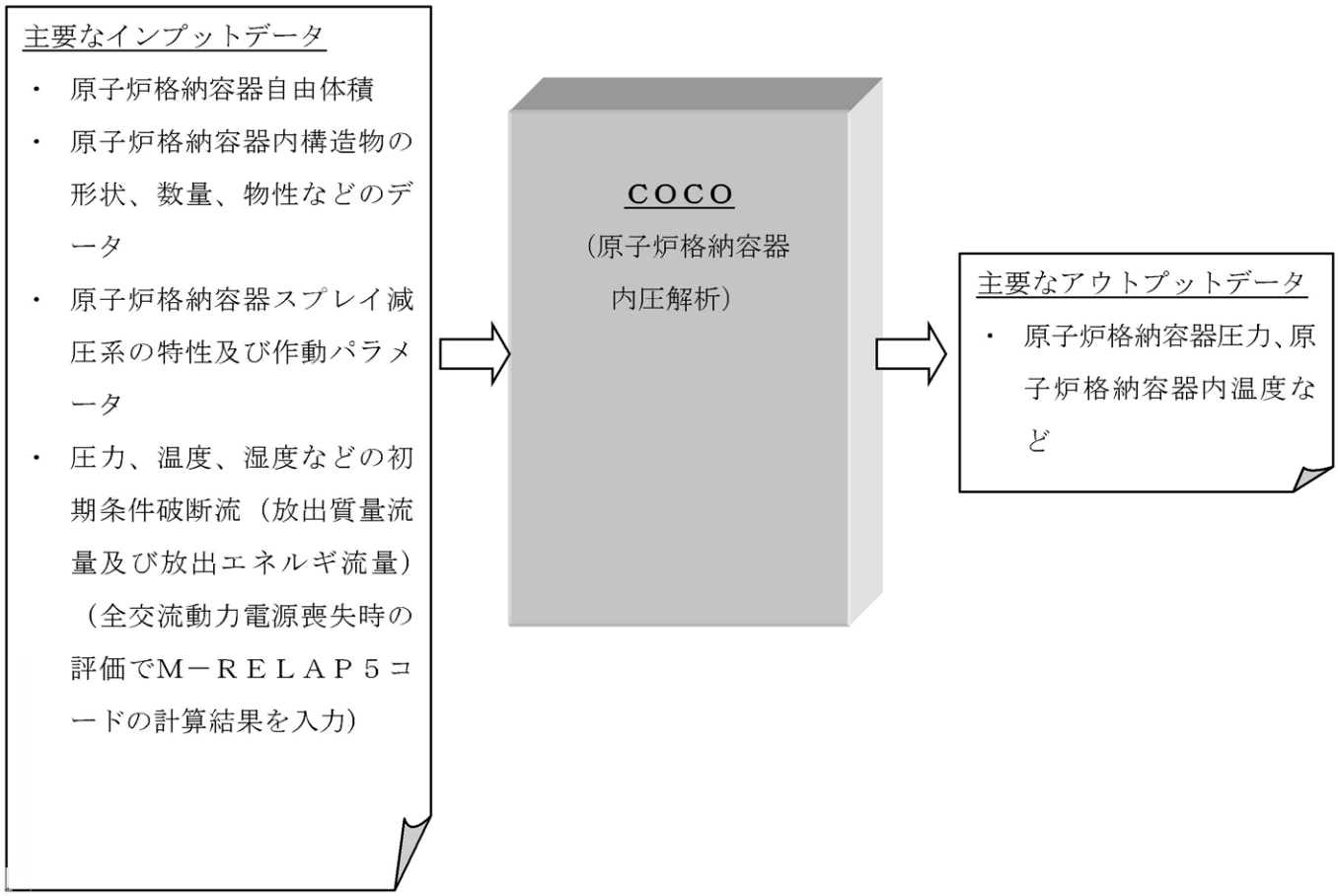


図 3-1　ＣＯＣＯコードモデル

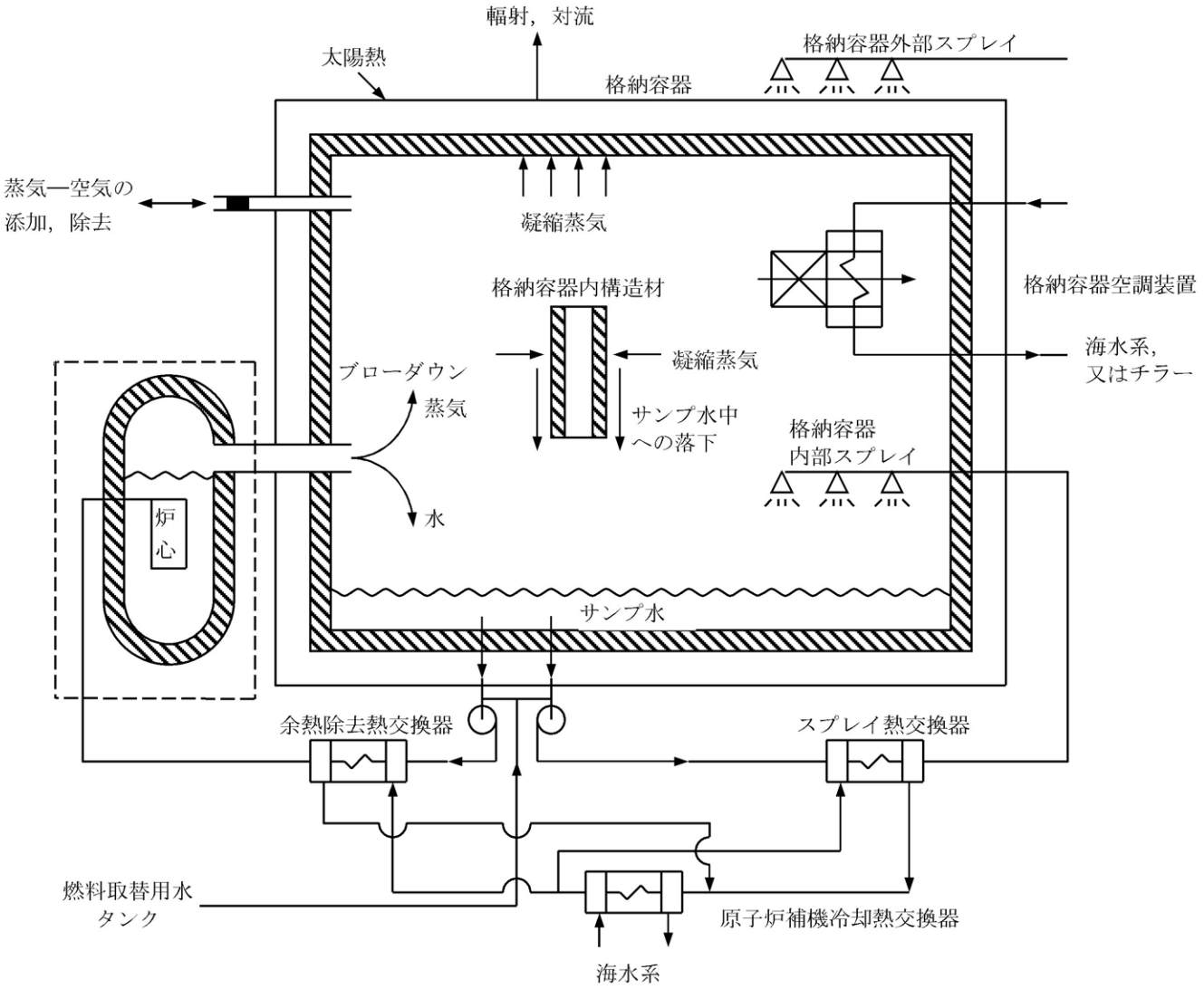


図 3-2　ＣＯＣＯコードモデル概念図

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

ＣＯＣＯコードの原子炉格納容器健全性評価への適用性検証のため、CVTR（Carolina Virginia Tube Reactor）実験解析を実施した。CVTR 実験は設計基準事故（DBA）を模擬した総合試験であるが、前述の通り、重要となる原子炉格納容器への放出質量流量及び放出エネルギ流量に対する原子炉格納容器の除熱性能を確認するための試験データとして採用する。対象とした実験ケースは Test-3 であり、一定時間の蒸気放出後、格納容器スプレイを作動させずに蒸気の凝縮及び自然対流による減圧挙動を観測したケースである。

また、表 4-1 に「H」ランクとして抽出された重要現象とその妥当性確認方法を示す。

表 4-1　重要現象に対する妥当性確認方法

分類	物理現象	CVTR　Test-3 実験解析	関連モデル
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	図 4-3 図 4-4	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル

4.2 CVTR 試験

実験は 1969 年に U.S. Atomic Energy Commission's Water Reactor Safety Program の一部として実施された。このプロジェクトの目的は、CVTR 格納容器を用いて発電用原子炉の安全評価に直接適用可能な情報を得ることにあった。(Ref.[2])

4.2.1 試験装置の概要

(a) 格納容器

格納容器は鉄筋コンクリート製で、平らな底板のあるシリンダ構造物に半円球ドームをかぶせた構造になっている。自由体積は約 6,400m^3 である。

(b) 蒸気注入設備

試験で用いる蒸気は、格納容器近隣にある石炭火力発電所より供給される。

(c) 格納容器スプレイ

格納容器の減圧用散水スプレイシステムが DBA 模擬実験のために設置された。スプレイノズルは格納容器をカバーできるように配置されている。

(d) 計測設備

CVTR 試験では格納容器内圧力、格納容器内空気温度、格納容器壁面温度などが計測されている。

4.2.2 試験条件 (Test-3)

初期格納容器圧力：大気圧
初期格納容器温度：約 27 (℃)
注入質量流量　　：45 (kg/sec)
エネルギ注入流量：3×10^4 (kcal/sec)
蒸気注入終了時刻：166.4 (sec)
格納容器スプレイ：作動無し

4.2.3 試験結果 (Test-3)

最高圧力　　：1.27 (kg/cm^2G)
最高圧力発生時刻：163 (sec)
最高温度　　：113 (℃)
最高温度発生時刻：163 (sec)

4.2.4 解析結果

図 4-1 にＣＯＣＯコードの解析モデル概念図を、図 4-2 に CVTR 格納容器構造の概

略図を示す。ＣＯＣＯコードでは、原子炉格納容器内部の熱的状態を単一ノードで模擬し、その内部で空気－飽和蒸気混合相と液相の２相に分離し各相内の圧力、温度は均一であるとして扱われる。

ヒートシンク表面の熱伝達モデルとしては修正内田の式を使用している。なお、本モデルは全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器健全性評価で使用しているモデルと同様である。なお、解析においては外部との熱伝達を考慮せず、断熱扱いとしている。また、自由体積やヒートシンクデータについては特に保守性を考慮せずに As Built データを使用している。

ＣＯＣＯコードを用いた検証解析の結果を図 4-3、図 4-4 に示す。図 4-3 に示すように、原子炉格納容器圧力については解析結果が実験結果（原子炉格納容器最高圧力）を上回って推移していることが確認できる。また、原子炉格納容器内温度については、解析結果が測定位置を勘案して算出した CVTR 実験装置の平均温度を上回って推移していることが確認できる。これは修正内田の式がヒートシンク表面の熱伝達を過小評価していることを示しており、これにより試験結果に対してピーク圧力は約 1.6 倍、ピーク温度は約 40° F（約 20℃）それぞれ高めの解析値を得ている。

従って、放出された蒸気がヒートシンク表面で凝縮するような事象に対して、熱伝達モデルとして修正内田の式を使用したＣＯＣＯコードによる解析は原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高めに評価しているといえる。

表 4-2　CVTR と実機 PWR の比較

	CVTR	PWR プラント(注 1)
格納容器自由体積(m^3)	6,400	約 42,000~約 73,000
放出質量流量（kg/sec）	45	約 85~5 (注 2)
放出エネルギ流量 (kcal/sec)	30,000	約 27,000~1,000 (注 2)

(注 1)代表 2、3、4 ループプラント

(注 2)全交流動力電源喪失事象における 24 時間までの解析結果

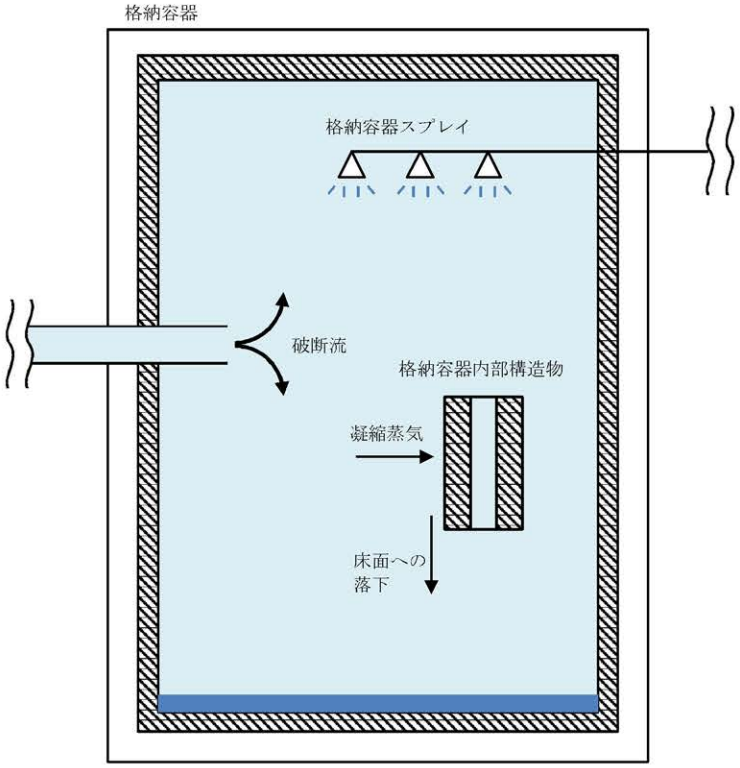


図 4-1　ＣＯＣＯコード解析モデル概念図

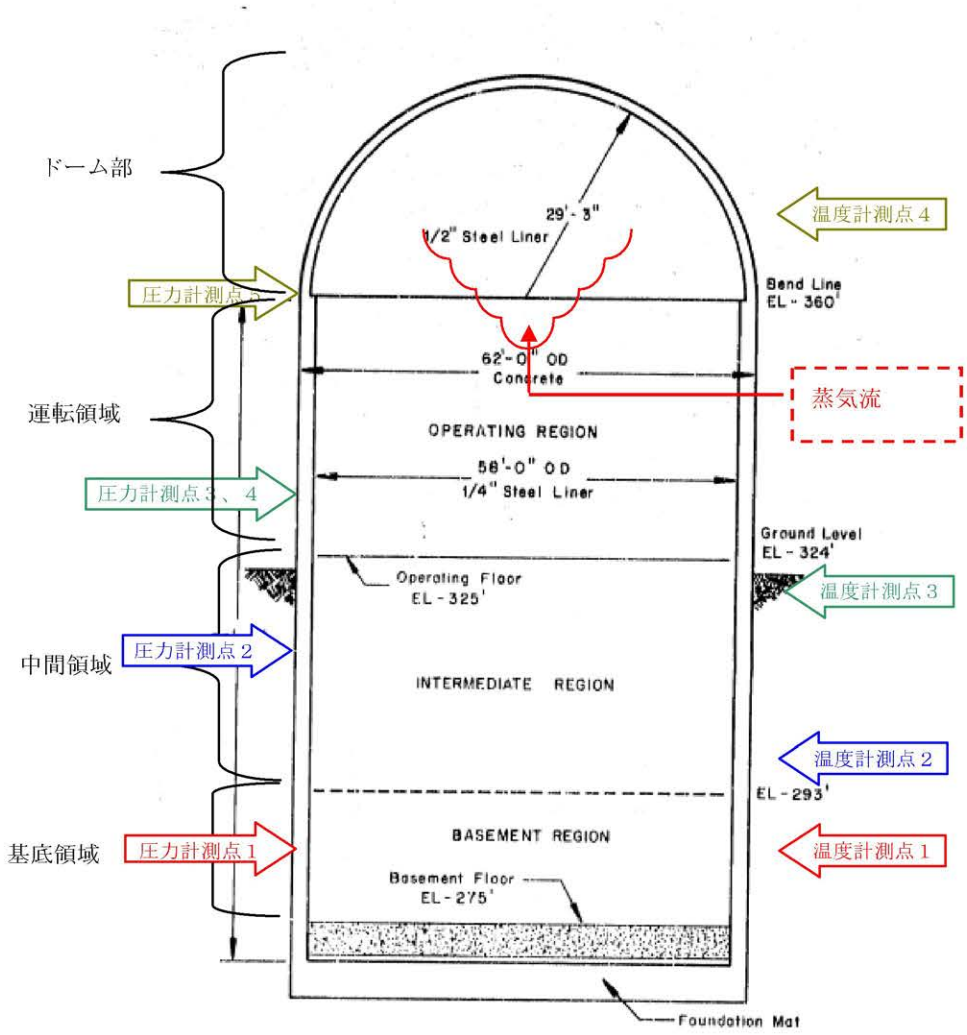


図 4-2　CVTR 格納容器構造概要図

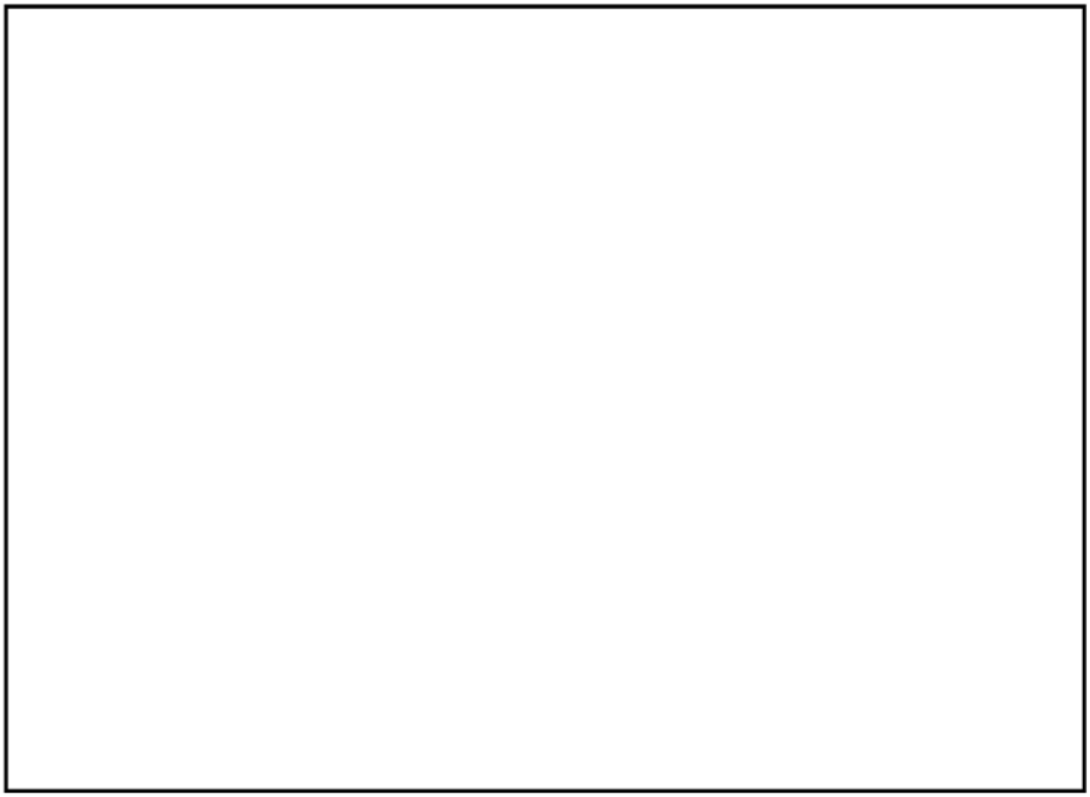


図 4-3　CVTR 実験（Test-3）圧力変化

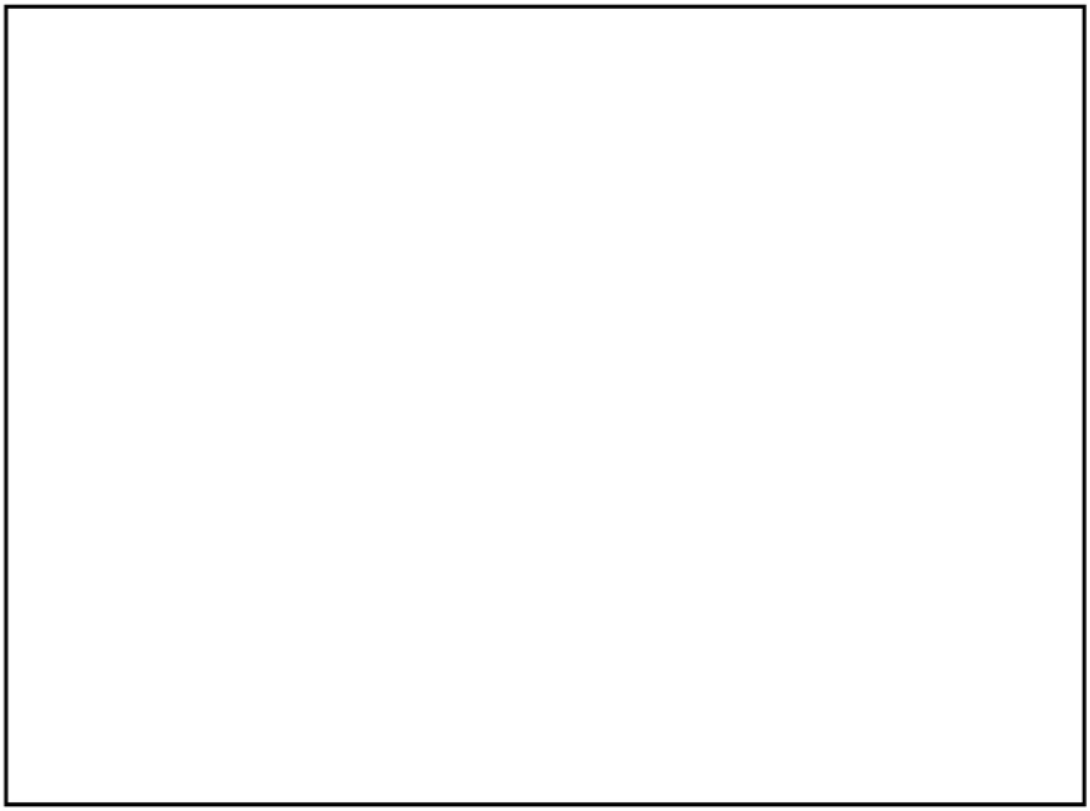


図 4-4　CVTR 実験（Test-3）温度変化

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

4.3 実機解析への適用性

ＣＯＣＯコードを使用した実機解析で対象とする事故シーケンスは全交流動力電源喪失であり、RCP シール部の破損により 1 次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器内圧、雰囲気温度が上昇する状況をＣＯＣＯコードにより解析評価を実施している。内圧及び温度の上昇を抑制する効果としては原子炉格納容器内の構造物によるヒートシンク効果しか期待できないため、検証解析としては CVTR 試験 Test-3 を選定している。この試験は 4.2 で述べたとおり、格納容器内に蒸気を一定時間放出させて、その後ヒートシンク効果により減圧及び冷却させており、内圧及び温度の抑制効果として、ヒートシンクにのみ期待している点が全交流動力電源喪失事象と類似している。CVTR 試験装置と実機 PWR の比較を表 4-2 に示す。自由体積は実機 PWR に対して 1/10 程度であるが、放出質量流量及び放出エネルギ流量については、実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」のそれらとほぼ同等である。この点が、実験検証と実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」の条件の大きな違いであるものの、添付 3 に示す漏えい量の小さい NUPEC 試験の知見(Ref.[3][4])から、ＣＯＣＯコードを実機 PWR における「全交流動力電源喪失時」の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価する場合に用いることは妥当であるといえる。

また、ヒートシンク表面における熱伝達の不確かさについては、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、格納容器雰囲気温度については約 40°F (約 20℃) 高めに評価することを確認している。したがって、CVTR 試験 Test-3 で妥当性が確認されたＣＯＣＯコードを実機 PWR の「全交流動力電源喪失」時の原子炉格納容器健全性解析に使用することは妥当である。

CVTR 検証解析では、格納容器自由体積やヒートシンク物量として最適値を使用しているが、格納容器圧力及び温度を高めに予測している。この過大評価の傾向はヒートシンク表面の凝縮熱伝達を小さく見積もることによるが、特にドーム部についてフルスケール規模に外挿すると、自由体積、即ち熱源となる蒸気量に対してヒートシンクとなる壁面の割合が相対的に小さくなることから、過大評価傾向は緩和される傾向になるものと考察される。しかし、熱伝達による凝縮を小さく予測するモデルであること、さらには実機 PWR の解析では不確かさを考慮して自由体積やヒートシンク物量がそれぞれ小さく設定されることから、実機 PWR の原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度を高めに評価されると判断できる。

実機の「全交流動力電源喪失」事象に対する有効性評価解析では事故後 24 時間までの解析を実施しており、CVTR 実験や NUPEC 試験よりも長期間となるが、放出された蒸気が原子炉格納容器内の構造物（ヒートシンク）との熱伝達により凝縮することで原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制するという現象は事象発生直後から長期に至るまで継続する。したがって、CVTR 実験に対する検証解析や NUPEC 試験の結果から得ら

れるＣＯＣＯコードの実機解析への適用性は、長期にわたる有効性評価解析に対しても当てはまると判断できる。

また、ＣＯＣＯコードによる解析は原子炉格納容器を単一ノードとした原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の解析であることから、ループ数が異なるプラントにおいても適用が可能である。

以上より、ＣＯＣＯコードは実機の「全交流動力電源喪失」への適用性を有するとともに、本章の検証及び妥当性確認によりヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内部熱伝導モデルの不確かさについても、実機の「全交流動力電源喪失」に適用できるといえる。

5. 有効性評価への適用性

4章にて議論した実験解析を踏まえ、ＣＯＣＯコードでＨランクとした物理現象の不確かさについては、下記の通りである。

構造材との熱伝達については修正内田の式を用いることで、熱伝達率を小さく見積もることができ、評価指標である原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高めに評価できることが確認された。

以下においては、ＣＯＣＯコードを用いて評価を実施する重要事故シーケンスにおいて評価指標の視点及び運転員等操作の視点から、上記の不確かさがどのような影響を与えるか考察を行った。

5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）

ＣＯＣＯコードが適用される重要事故シーケンスは炉心損傷防止対策における「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA)」である。本事象では、１次冷却材ポンプシールからの１次冷却材漏えいが発生し、漏えいに伴い質量及びエネルギの放出が生じるが、原子炉格納容器内のヒートシンクによる除熱により、圧力及び雰囲気温度の上昇が抑制される。従って、１次系からの放出質量流量及び放出エネルギ流量と原子炉格納容器内ヒートシンクによる吸熱が重要な物理現象となり、ＣＯＣＯコードではプラント過渡解析コードであるＭ－ＲＥＬＡＰ５コードで計算される放出質量流量及び放出エネルギ流量を境界条件として与え、原子炉格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さく設定（修正内田の式を適用）することで、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を高めに評価することができる。

5.2 不確かさの取り扱いについて（運転員等操作の観点）

本事象における運転員等操作としては、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力まで上昇した時に、格納容器再循環ユニットに通水を実施して格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することであるが、最高使用圧力に到達するまでには十分な時間余裕があるため、不確かさが運転員等操作に影響を与えることはない。

6. 参考文献

[1] 三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法, MHI-NES-1016,改0 三菱重工業, 平成12年

[2] R.C.Schmitt, et al., “Simulated Design Basic Accident Tests of The Carolinas Virginia Tube Reactor Containment“, TID-4500, Dec. 1970

[3] 財団法人 原子力発電技術機構、原子炉格納容器信頼性実証試験 可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験（最終試験報告書）、平成5年3月（非公開資料）

[4] 独立行政法人 原子力安全基盤機構（財団法人 原子力発電技術機構）、「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成4年度）」、平成5年3月

添付１　解析コードにおける解析条件

表　解析コードにおける解析条件

分　　類	解析条件	
原子炉格納容器関連データ	原子炉格納容器内自由体積	
	初期温度	
	初期圧力	
	ヒートシンク（伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性、初期温度）	原子炉格納容器ドーム部およびリングガータ
		原子炉格納容器シリンダ部
		原子炉格納容器コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
		雑鋼材（ステンレス・スチール）
		雑鋼材（銅フィン・チューブ）
		配管（ステンレス・スチール（内部に水有））
		配管（ステンレス・スチール（内部に水無））
		配管（炭素鋼（内部に水有））
		配管（炭素鋼（内部に水無））
		検出器等（アルミニウム）
境界条件データ	破断流	放出質量流量
		放出エネルギ流量

添付２　CVTR　Test-3　測定温度について

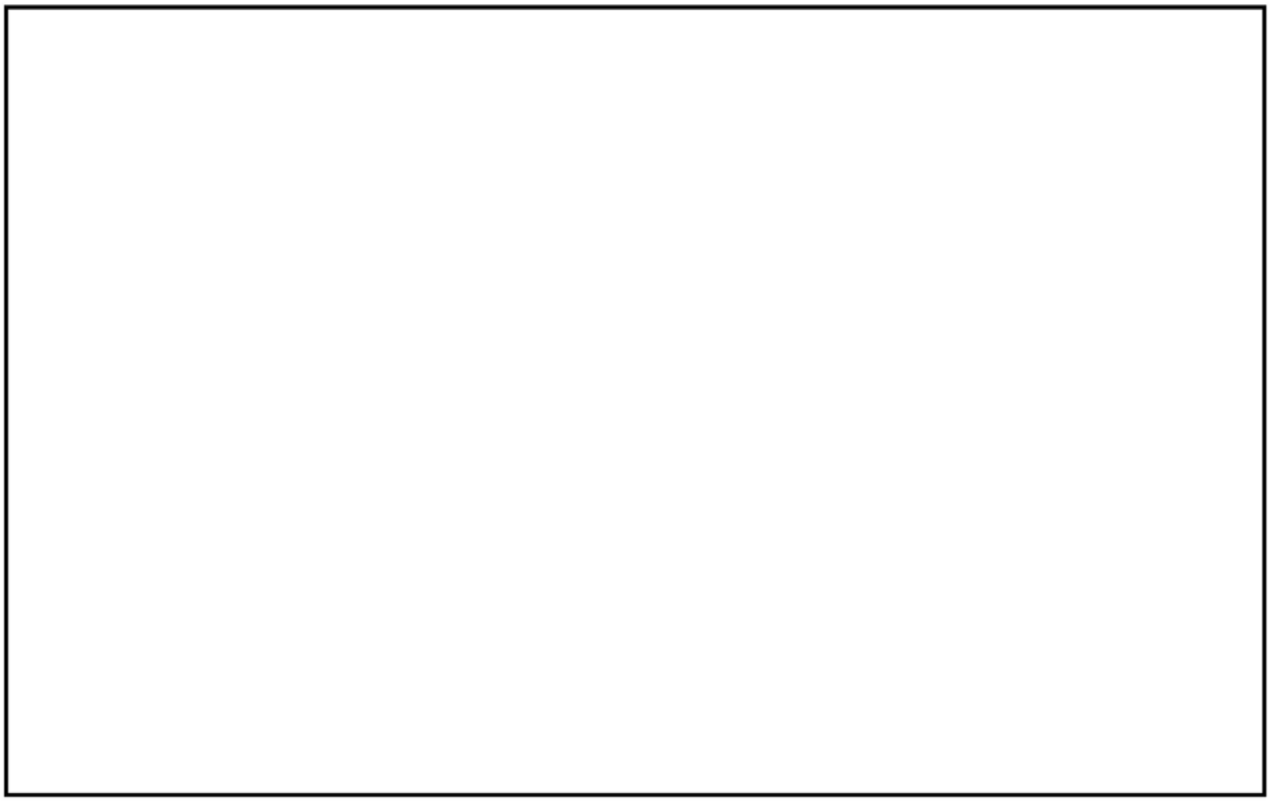
CVTR 試験では、４カ所の異なる高さ位置に温度計を設置して温度測定を実施している。(Ref.[2])

付図 2-１に４カ所での測定値とＣＯＣＯコードでの解析値を示す。Test-3 試験では格納容器の上部に直接蒸気を放出しているため、上部の温度が高くなりやすい傾向にある。放出蒸気によって暖められた空気－蒸気の混合気体が拡散することで下部の温度も上昇しているが均一に混ざるには至っていない。

一方、ＣＯＣＯコードでは解析体系を１ノードで扱うため、算出された温度は系全体の平均温度となる。ＣＯＣＯコードによる解析結果と試験結果を比較するために、試験結果の平均値を算出した。平均温度の算出方法は次項に示す。

この平均温度と比較してＣＯＣＯコードの解析結果は全解析期間にわたって高めの温度を予測していることから、全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器健全性評価で使用している熱伝達モデル（修正内田の式）を使えば試験結果を高めに予測できるといえる。

なお、本試験では高温蒸気を格納容器の上部に放出しているため、密度差による対流が起こりにくい状況であると考えられるが、PWR プラントにおける SBO 時 RCP シール LOCA の事象では格納容器の下部に高温の２相流体が放出され、蒸気が密度差によって原子炉格納容器上部に拡散すると考えられるため、Test-3 のような広い空間における顕著な温度分布は生じないと考えられる。



付図 2-１　CVTR Test-3　測定温度と COCO コードの解析結果の比較

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

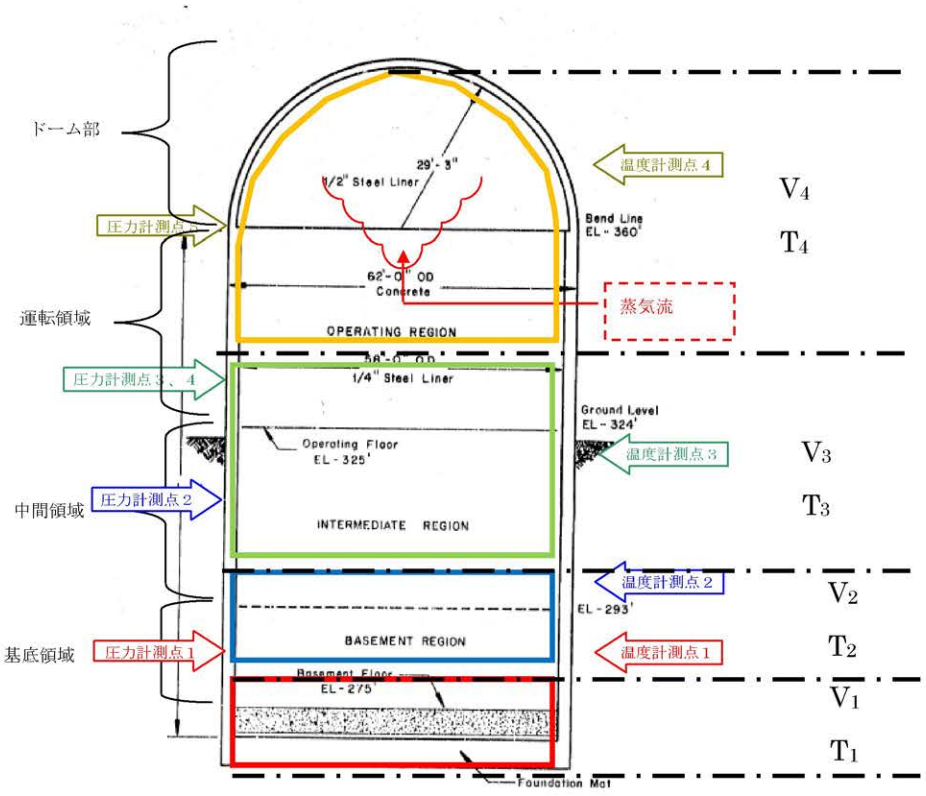
＜平均温度の算出方法＞

各測定点（高さ）の担当範囲の境界を測定点の中間高さとして、担当範囲の体積を求めて、各測定点の担当体積に応じた重みを掛けて平均温度を算出した。

$$T_{avg}=\frac{T_1\times V_1+T_2\times V_2+T_3\times V_3+T_4\times V_4}{V_1+V_2+V_3+V_4}$$

V_i：測定点 i の担当する体積

T_i：測定点 i における測定温度



付図 2-2　平均温度算出のための体積区分

添付 3　NUPEC 試験（M-3 シリーズ）について

(財)原子力発電技術機構（NUPEC）において昭和 62 年~平成 4 年に実施された可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験であり、炉心損傷事故時における格納容器内水素の濃度分布と混合挙動及び格納容器内水素の燃焼挙動を把握するとともに、放出蒸気等による水素燃焼抑制効果も併せて確認し、また格納容器内の放射性物質の捕集特性の把握ならびに格納容器の耐圧機能限界の把握を行い、格納容器の健全性について総合的評価を実施したものである。

一連の試験の中で、格納容器内に水蒸気のみを放出した試験が実施されており（M-3 シリーズ)、ここではこの試験結果を参照してＣＯＣＯコードの実機解析への適用の妥当性について確認する。

＜試験の概要＞

（１）格納容器

格納容器はドライ型 4 ループ PWR の 1/4 規模であり、4 ループ相当の区画が模擬されており、自由体積は 1,300m^3 である。付図 3-1 に試験設備の概要図を示す（Ref.[4])。

（２）蒸気供給設備

配管破断時の放出蒸気を模擬するため蒸気供給設備を設けている。

（３）計測設備

雰囲気温度、圧力、格納容器壁面温度、区画壁面温度が計測されている。圧力は区画間圧力損失が微少であることからドーム部の圧力を代表して測定している。区画壁面温度及び空間温度は熱電対により計測している。

＜試験条件（M-3 シリーズ）＞

放出水蒸気による格納容器内循環確認試験として、格納容器内に水蒸気のみを流入させて、各区画内温度分布、圧力計測を実施している。

M-3-1~ 4 の各試験条件を付表 3-1 に示す（Ref.[4])。

＜試験結果（M-3 シリーズ）＞

試験結果を付図 3-2~5 に示す（Ref.[3])。ドーム部及び一般部について複数の高さ位置について温度が計測されているが、いずれの試験においてもドーム部については各測定位置で顕著な温度差は認められない。これは放出水蒸気により格納容器内循環が発生しており、ドーム部において温度成層化していない事を示している。

＜ＣＯＣＯコードの実機解析への適用性＞

本試験は水蒸気の放出量として実機の「全交流動力電源喪失」時相当もしくはそれよりも

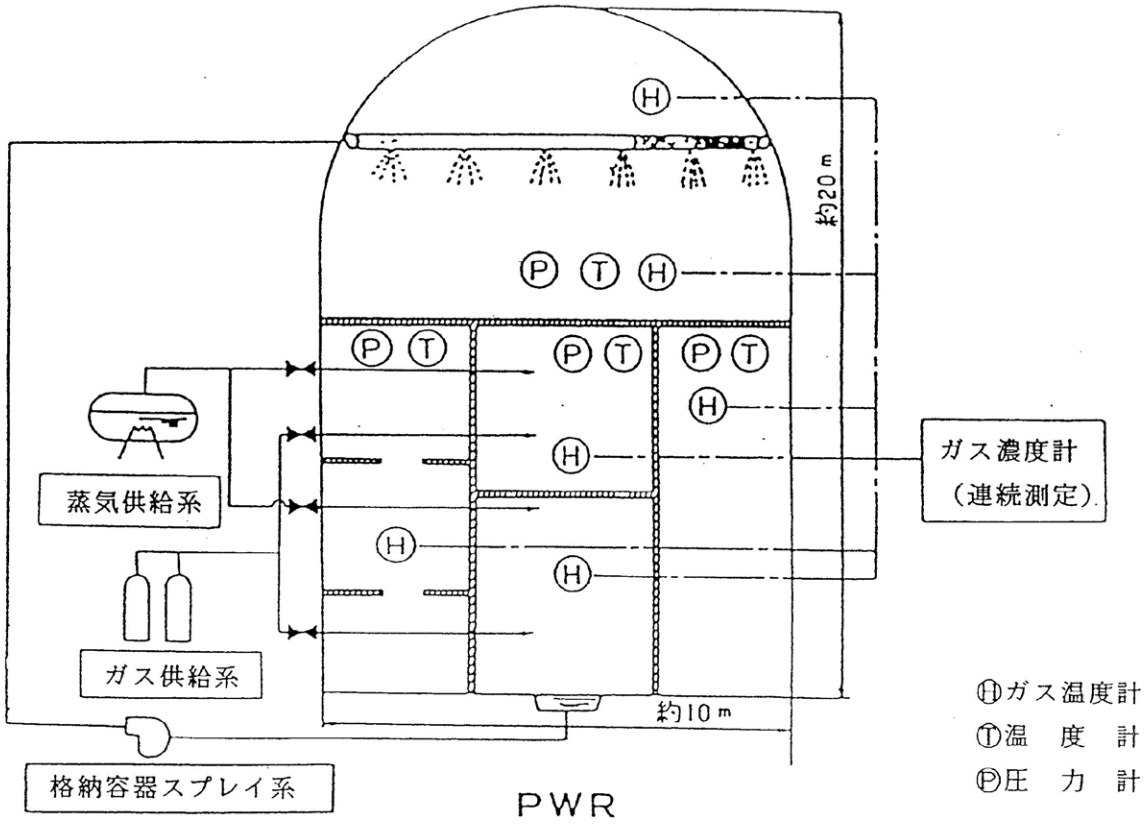
少ない条件において試験を実施している。本試験結果からもドーム部においては有意な温度成層化は認められていない。したがって、本試験のように小さい漏えい量においても原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価する場合に原子炉格納容器内を１ノードで模擬するＣＯＣＯコードを用いることは妥当であるといえる。

付表 3-1　NUPEC 試験の試験条件（M-3 シリーズ）

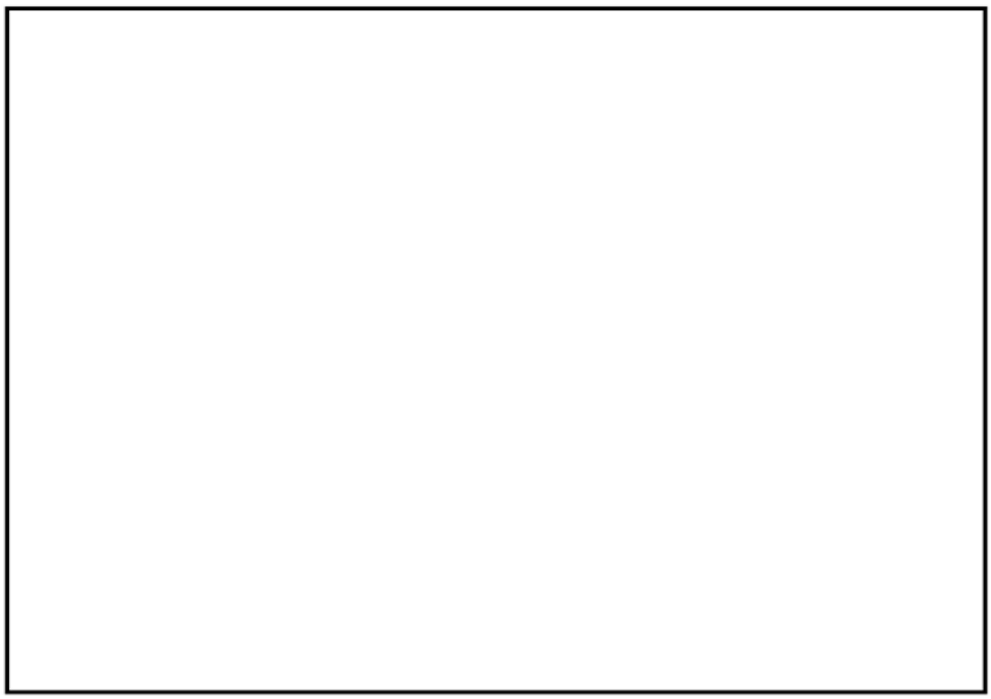
Run　No.	格納容器初期温度（℃）	水蒸気放出			放出位置	格納容器自由体積（m^3）
		流量（kg/sec）	時間（min）	気体温度（℃）		
M-3-1	室温	0.08	30	105	SG ループ室下部基礎部	1,300
M-3-2	室温	0.33	30	128	SG ループ室下部基礎部	
M-3-3	82	0.33	30	130	SG ループ室下部基礎部	
M-3-4	室温	0.33	30	128	加圧器逃しタンク	
（参考）実機 PWR（注１）	約 50℃	約 85~5（二相放出）（注２）	－	約 300（1 次系初期温度）	SG ループ室下部	約 42,000~約 73,000

（注１）代表２，３，４ループの「全交流動力電源喪失事象」における解析条件及び解析結果

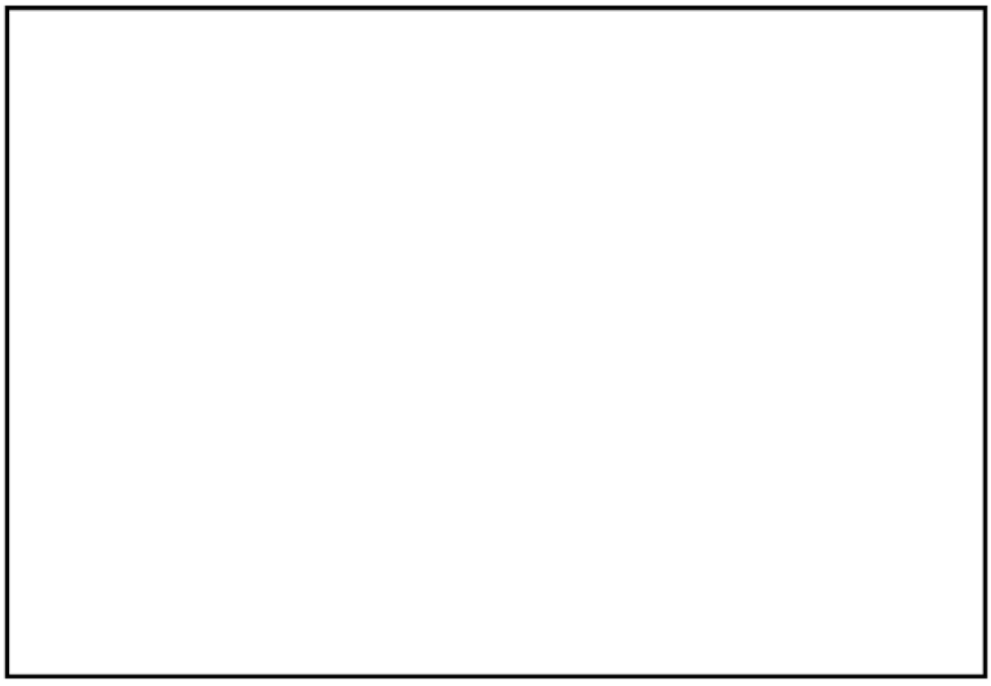
（注２）NUPEC 試験における水蒸気放出量を実機の規模に換算した場合、約 19~3kg/sec



付図 3-1　NUPEC 試験設備概念図

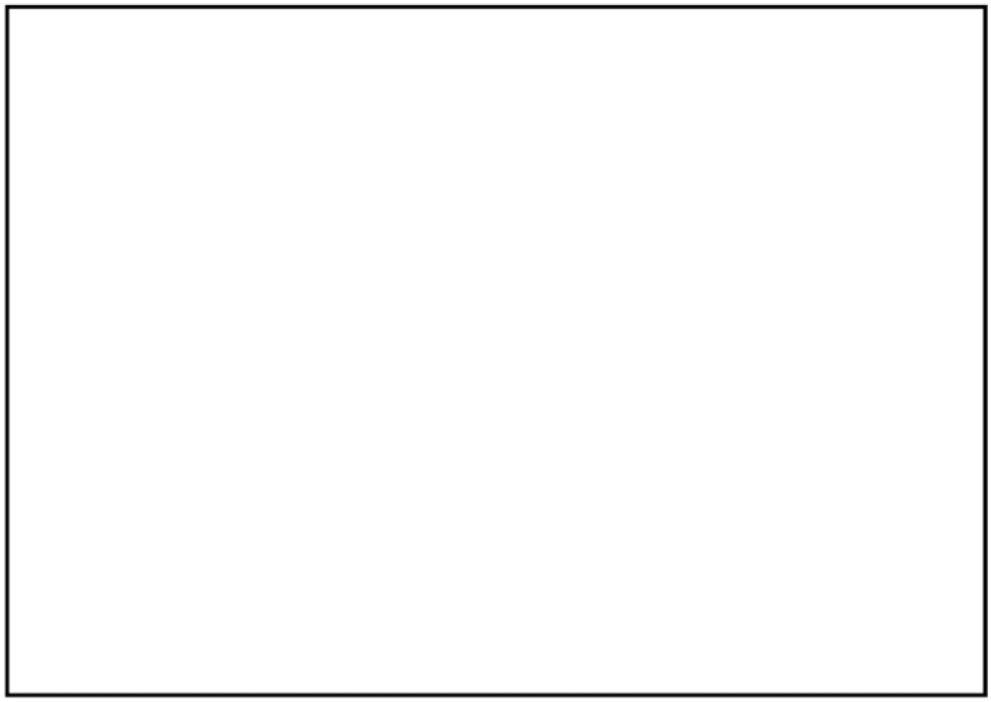


付図 3-2　NUPEC 試験（M-3-1）試験結果

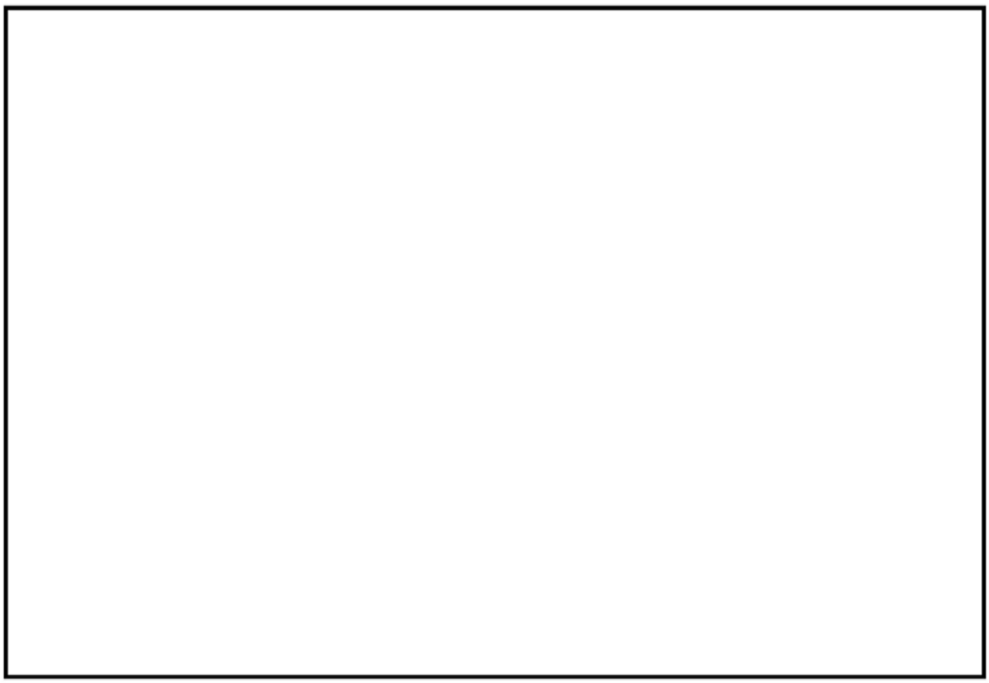


付図 3-3　NUPEC 試験（M-3-2）試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref.[3])の内容ですので公開できません。



付図 3-4　NUPEC 試験（M-3-3）試験結果



付図 3-5　NUPEC 試験（M-3-4）試験結果

枠囲いの内容は、非公開資料(Ref.[3])の内容ですので公開できません。

追　補

「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補

添付書類十「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の記述に次のとおり追補する。

「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補の記載内容は防護上の観点から公開できません。

＜R2．10．21追加＞

添　付　書　類　十一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1．概要

当社は、原子力の安全を確保するため、川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」及び「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づく品質マネジメントシステムを構築し、「川内原子力発電所原子炉施設保安規定」に品質マネジメントシステム計画を定めている。

この品質マネジメントシステム計画に従い、発電用原子炉設置変更許可申請（以下「設置許可」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等については、次のとおりである。

2. 基本方針

(1) 実施した設計活動に係る品質管理の実績

「実施した設計活動に係る品質管理の実績」として、設置許可に際して実施した設計の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、実施する各段階について「3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」に、設計活動に係る品質管理の方法について「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理について「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に記載する。

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、第 11.1 表に示す。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」として、設置許可以降に実施する工事等の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、設計、工事及び検査について「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、設計及び工事の計画（以下

「設工認」という。）に基づき、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 6 号）（以下「技術基準規則」という。）への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の維持管理について「3.4.8 適合性確認対象設備の保守管理」に記載する。

(3) 設置許可に係る設計、工事等以外の品質保証活動

設置許可に係る設計、その後の工事等の活動以外の品質保証活動は、品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

具体的には、責任と権限（品質マネジメントシステム計画「5.5 責任、権限及び情報の伝達」）、原子力の安全の確保の重視（品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」）、必要な要員の力量管理を含む資源の管理（品質マネジメントシステム計画「6 資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（品質マネジメントシステム計画「8 評価及び改善」）等の必要な管理を実施する。

3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織

設計及びその後の工事等の活動に係る保安活動は、品質マネジメントシステム計画に示す役割分担の下、本店組織及び発電所組織で構成する体制で、以下のとおり実施する。

設計及びその後の工事等の活動を主管する組織の長は、担当する保安活動について、責任と権限を持つ。

3.1.1 設置許可に係る設計に関する組織

設置許可に係る設計は、第11.2表に示す主管組織のうち、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が設計を主管する組織として実施する。

3.1.2 その後の工事等の活動に係る組織

設置許可に係る設計を踏まえた、設工認における設計、工事及び検査は、「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が実施する。

これらの主管組織については、設工認に係る設計に際して、品質マネジメントシステム計画に基づき策定する計画にて決定する。

3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

3.2.1 設置許可に係る設計に対するグレード分けの適用

設置許可に係る設計は、品質マネジメントシステムにおいて、「原子炉設置変更許可申請のための設計」として管理する。

3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

設置許可に係る設計の流れを第11.1図に示すとともに、設計の各段階及び品質マネジメントシステム計画との関係を第11.3表に示す。

設計を主管する組織の長は、設計の各段階におけるレビューを、第11.3表に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。このレビューについては、原子力部門で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法

設計を主管する組織の長は、設置許可に係る設計を実施するための計画を策定し、この計画に基づき設計を以下のとおり実施する。

なお、これらの設計を委託する場合には、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に従い管理を実施する。

3.3.1 設置許可に係る設計に用いる情報の明確化

「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で作成する設置許可に係る設計を実施するための計画にて、設置許可に係る設計に用いる情報を明確にする。

3.3.2 設置許可に係る設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

設置許可に係る設計を以下のとおり実施する。

(1) 設計の実施

発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）を作成するために、設計 0 として、「原子炉設置変更許可申請のための設計」を実施する。なお、設置許可申請書の作成に必要な基本設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(2) 設置許可申請書の作成

「(1) 設計の実施」で行った設計 0 の結果及びその他の必要な情報を整理し、設置許可申請書を作成する。

(3) 設計の結果に係る情報に対する検証

「(1) 設計の実施」で実施した設計 0 の結果について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(4) 設置許可申請書の承認

「(3) 設計の結果に係る情報に対する検証」を経た、設置許可申請書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.3 設計における変更

設計変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.3.4 新検査制度移行に際しての設置許可に係る設計管理の特例

設置許可に係る設計管理の対象となる業務のうち、令和2年3月31日迄に設置許可申請書作成に係る社内手続き又は基本設計に係る調達製品の検証を実施している場合には、これらの業務に対して品質マネジメントシステム計画に基づく設計管理は適用しない。

3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法

原子力部門は、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で実施した、設置許可に係る設計を踏まえ、その後の工事等の活動として次の保安活動を実施する。

(1) 設工認のための設計

(2) 設工認に基づく設備の具体的な設計

(3) 設備の具体的な設計を踏まえた工事

(4) 使用前事業者検査

(5) 適合性確認対象設備の保守管理

また、これらの活動を調達する場合は、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認のための設計の計画

設工認に基づき、適合性確認対象設備に対する設計を実施するための設計開発計画を策定し、この計画に基づき設計を実施する。

3.4.2 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.4.3 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計対象として、技術基準規則の各条文へ対応する適合性確認対象設備を選定する。

3.4.4 設工認における設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。また、設計の変更が必要となった

場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

(1) 設計（設計 1、2）の実施

a. 設計 1 として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、基本設計方針を明確化する。

b. 設計 2 として、設計 1 で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

(2) 設計の結果に係る情報に対する審査及び検証

設計 1、2 の結果について、当該設備の設計に関する専門家を含めたレビュー及び原設計者以外の者に検証を実施させる。

(3) 設工認申請（届出）書の作成、承認

設工認における設計の結果に係る情報を基に、設工認申請（届出）書を作成し、原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.4.5 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施

設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計 3）を実施する。

3.4.6 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

設計 3 の結果に基づき、設備を設置するための工事を実施する。

3.4.7 使用前事業者検査

適合性確認対象設備が設工認のとおりに工事が行われていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画（検査時期等の管理を含む。）し、工事を主管する組織から

の独立性を確保した検査体制のもと、検査要領書に従い実施する。

3.4.8 適合性確認対象設備の保守管理

適合性確認対象設備については、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査により確認し、適合性確認対象設備の使用開始後は、保守管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し、保全を実施することにより適合性を維持する。

3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務を調達する場合は、品質マネジメントシステム計画に基づく調達管理を以下のとおり実施する。

3.5.1 供給者の技術的評価

供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.5.2 供給者の選定

設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じたグレードに従い調達要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.5.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.5.3 調達製品の調達管理

調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けを適用し、以下の管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、品質マネジメントシステム計画に基づく調達要求事項を含めた調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(2) 調達製品の管理

調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納

入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。また、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.5.4 受注者品質保証監査

供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.6.1 設計並びにその後の工事等の活動における文書及び記録の管理

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6.2 識別管理及びトレーサビリティ

原子力部門は、その後の工事等の活動に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。

(1) 計測器の管理

その後の工事等の活動で使用する計測器については、品質マネジメントシステムに従った、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、品質マネジメントシステムに従った管理を実施する。

第 11.1 表　本申請に係る設計の実績

各段階	設計プロセス	主管組織		インプット	アウトプット
		原子力管理部門	原子力土木建築部門		
3.3.1	設置許可おける設計に用いる情報の明確化	○	－	法令・規制要求事項等	主要工事業務計画
3.3.2(1)	設計の実施				
	本文五号	○◆	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書※	本文五号
	本文九号	○◆	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書※	本文九号
	添付書類八	○◆	○	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書※	添付書類八
	添付資料九	○◆	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書※	添付資料九
3.3.2(3)	設計の結果に係る情報に対する検証	○	○	設置許可申請書	設置許可申請書 設置許可申請書チェックシート
				委託実施報告書※	委託実施報告書※ 委託業務の検証（チェックシート）※

星取の凡例：○設計の実施箇所、◆設計の実施に際して調達を行った箇所
※：「3.3.4 新検査制度移行に際しての設置許可に係る設計管理の特例」の対象

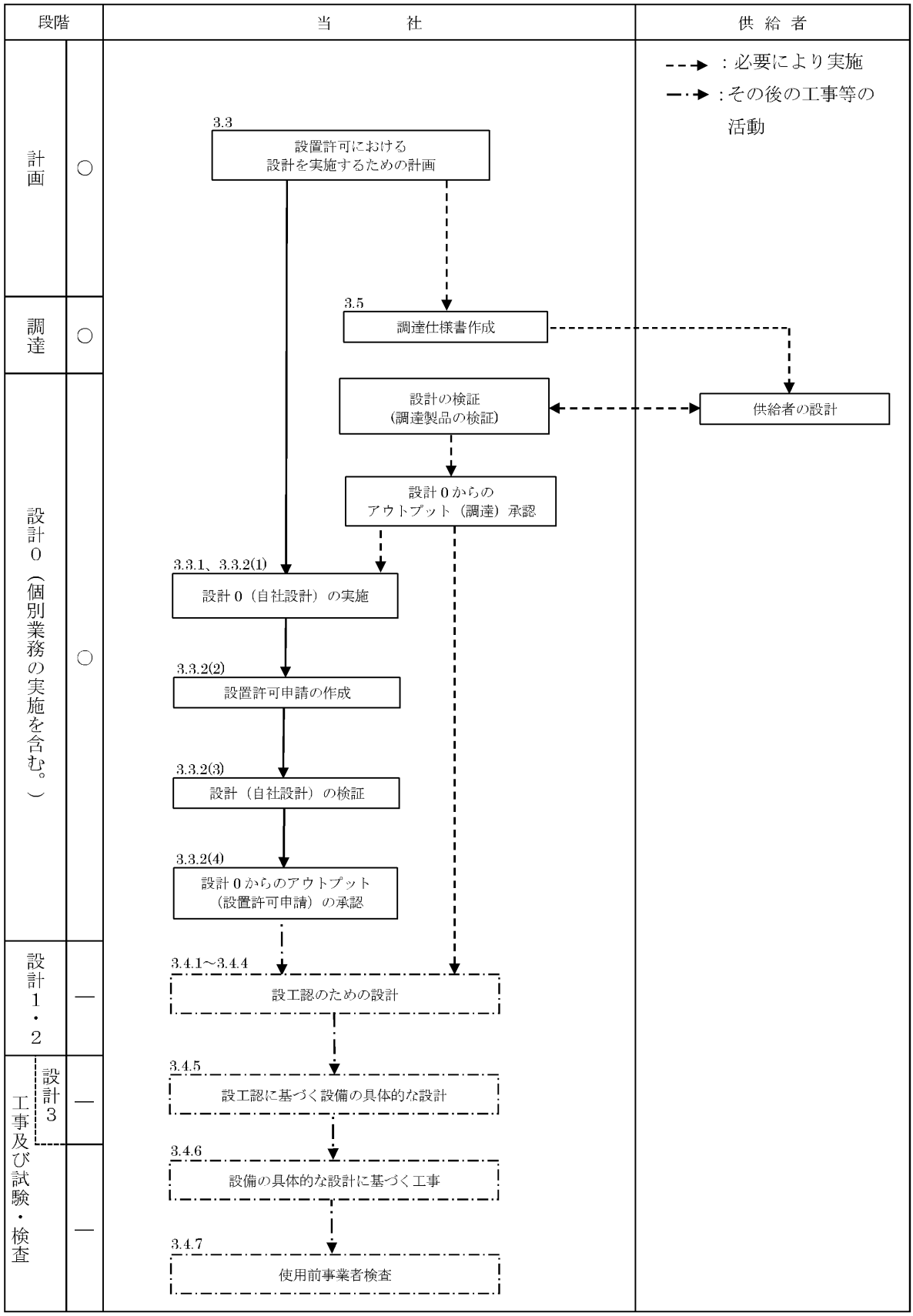
第 11.2 表　設置許可に係る設計の実施体制

項番号	プロセス	主管組織
3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	原子力管理部門 原子力土木建築部門
3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	原子力管理部門 原子力土木建築部門

第 11.3 表　設置許可に係る設計の各段階

各段階			品質マネジメントシステム計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計を実施するための計画の策定
	3.3.1	設置許可おける設計に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1)	設計の実施	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	設置許可申請のための設計の実施
	3.3.2(3) ※	設計の結果に係る情報に対する検証	7.3.5 設計開発の検証	設置許可申請書並びにこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	7.4 調達	設置許可に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」のうち、品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目。設置許可に係る設計では、設計開発の検証が設計開発レビューを兼ねる。



第 11.1 図　設置許可における設計に係る当社の基本的な活動

＜R6．2．7追加＞

添　付　書　類　十一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1．概要

当社は、原子力の安全を確保するため、川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」及び「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づく品質マネジメントシステムを構築し、「川内原子力発電所原子炉施設保安規定」に品質マネジメントシステム計画を定めている。

この品質マネジメントシステム計画に従い、発電用原子炉設置変更許可申請（以下「設置許可」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等については、次のとおりである。

2. 基本方針

(1) 実施した設計活動に係る品質管理の実績

「実施した設計活動に係る品質管理の実績」として、設置許可に際して実施した設計の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、実施する各段階について「3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」に、設計活動に係る品質管理の方法について「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理について「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に記載する。

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、第 11.1 表に示す。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」として、設置許可以降に実施する工事等の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、設計、工事及び検査について「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ」に、設計及び工事の計画（以下

「設工認」という。）に基づき、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 6 号）（以下「技術基準規則」という。）への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の維持管理について「3.4.8 適合性確認対象設備の施設管理」に記載する。

(3) 設置許可に係る設計、工事等以外の品質保証活動

設置許可に係る設計、その後の工事等の活動以外の品質保証活動は、品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

具体的には、責任と権限（品質マネジメントシステム計画「5.5 責任、権限及び情報の伝達」）、原子力の安全の確保の重視（品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」）、必要な要員の力量管理を含む資源の管理（品質マネジメントシステム計画「6 資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（品質マネジメントシステム計画「8 評価及び改善」）等の必要な管理を実施する。

3. 実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

3.1 実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織

設計及びその後の工事等の活動に係る保安活動は、品質マネジメントシステム計画に示す役割分担の下、本店組織及び発電所組織で構成する体制で、以下のとおり実施する。

設計及びその後の工事等の活動を主管する組織の長は、担当する保安活動について、責任と権限を持つ。

3.1.1 設置許可に係る設計に関する組織

設置許可に係る設計は、第11.2表に示す主管組織のうち、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が設計を主管する組織として実施する。

3.1.2 その後の工事等の活動に係る組織

設置許可に係る設計を踏まえた、設工認における設計、工事及び検査は、「3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」及び「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に係る組織が実施する。

これらの主管組織については、設工認に係る設計に際して、品質マネジメントシステム計画に基づき策定する計画にて決定する。

3.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

3.2.1 設置許可に係る設計に対するグレード分けの適用

設置許可に係る設計は、品質マネジメントシステムにおいて、「原子炉設置変更許可申請のための設計」として管理する。

3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査

設置許可に係る設計の流れを第11.1図に示すとともに、設計の各段階及び品質マネジメントシステム計画との関係を第11.3表に示す。

設計を主管する組織の長は、設計の各段階におけるレビューを、第11.3表に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。このレビューについては、原子力部門で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法

設計を主管する組織の長は、設置許可に係る設計を実施するための計画を策定し、この計画に基づき設計を以下のとおり実施する。

なお、これらの設計を委託する場合には、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」に従い管理を実施する。

3.3.1 設置許可に係る設計に用いる情報の明確化

「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で作成する設置許可に係る設計を実施するための計画にて、設置許可に係る設計に用いる情報を明確にする。

3.3.2 設置許可に係る設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

設置許可に係る設計を以下のとおり実施する。

(1) 設計の実施

発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）を作成するために、設計 0 として、「原子炉設置変更許可申請のための設計」を実施する。なお、設置許可申請書の作成に必要な基本設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(2) 設置許可申請書の作成

「(1) 設計の実施」で行った設計 0 の結果及びその他の必要な情報を整理し、設置許可申請書を作成する。

(3) 設計の結果に係る情報に対する検証

「(1) 設計の実施」で実施した設計 0 の結果について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(4) 設置許可申請書の承認

「(3) 設計の結果に係る情報に対する検証」を経た、設置許可申請書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.3 設計における変更

設計変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.4 その後の工事等の活動に係る品質管理の方法

原子力部門は、「3.3 設置許可に係る設計の品質管理の方法」で実施した、設置許可に係る設計を踏まえ、その後の工事等の活動として次の保安活動を実施する。

(1) 設工認のための設計

(2) 設工認に基づく設備の具体的な設計

(3) 設備の具体的な設計を踏まえた工事

(4) 使用前事業者検査

(5) 適合性確認対象設備の施設管理

また、これらの活動を調達する場合は、「3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1 設工認のための設計の計画

設工認に基づき、適合性確認対象設備に対する設計を実施するための設計開発計画を策定し、この計画に基づき設計を実施する。

3.4.2 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.4.3 各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計対象として、技術基準規則の各条文へ対応する適合性確認対象設備を選定する。

3.4.4 設工認における設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。また、設計の変更が必要となった

場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

(1) 設計（設計 1、2）の実施

a. 設計 1 として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、基本設計方針を明確化する。

b. 設計 2 として、設計 1 で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

(2) 設計の結果に係る情報に対する審査及び検証

設計 1、2 の結果について、当該設備の設計に関する専門家を含めたレビュー及び原設計者以外の者に検証を実施させる。

(3) 設工認申請（届出）書の作成、承認

設工認における設計の結果に係る情報を基に、設工認申請（届出）書を作成し、原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.4.5 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施

設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計 3）を実施する。

3.4.6 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

設計 3 の結果に基づき、設備を設置するための工事を実施する。

3.4.7 使用前事業者検査

適合性確認対象設備が設工認のとおりに工事が行われていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画（検査時期等の管理を含む。）し、工事を主管する組織から

の独立性を確保した検査体制のもと、検査要領書に従い実施する。

3.4.8 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備については、技術基準規則への適合性を使用前事業者検査により確認し、適合性確認対象設備の使用開始後は、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し、保全を実施することにより適合性を維持する。

3.5 設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務を調達する場合は、品質マネジメントシステム計画に基づく調達管理を以下のとおり実施する。

3.5.1 供給者の技術的評価

供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.5.2 供給者の選定

設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じたグレードに従い調達要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.5.1 供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.5.3 調達製品の調達管理

調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けを適用し、以下の管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、品質マネジメントシステム計画に基づく調達要求事項を含めた調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(2) 調達製品の管理

調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納

入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。また、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.5.4 受注者品質保証監査

供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

3.6 記録、識別管理、トレーサビリティ

3.6.1 設計並びにその後の工事等の活動における文書及び記録の管理

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6.2 識別管理及びトレーサビリティ

原子力部門は、その後の工事等の活動に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。

(1) 計測器の管理

その後の工事等の活動で使用する計測器については、品質マネジメントシステムに従った、校正・検証及び識別等の管理を実施する。

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、品質マネジメントシステムに従った管理を実施する。

第 11.1 表　本申請に係る設計の実績

各段階	設計プロセス	主管組織			インプット	アウトプット
		原子力管理部門	原子力建設部門	原子力土木建築部門		
3.3.1	設置許可おける設計に用いる情報の明確化	○	○	○	法令・規制要求事項等	主要工事業務計画
3.3.2(1)	設計の実施					
	本文五号	○	○	○◆	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	本文五号
	添付書類六	○	－	○◆	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	添付書類六
	添付資料八	○	○	○◆	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	添付資料八
3.3.2(3)	設計の結果に係る情報に対する検証	○	○	○	設置許可申請書	設置許可申請書 設置許可申請書チェックシート
		—	－	○◆	委託実施報告書	委託実施報告書 委託業務の検証（チェックシート）

星取の凡例：○設計の実施箇所、◆設計の実施に際して調達を行った箇所

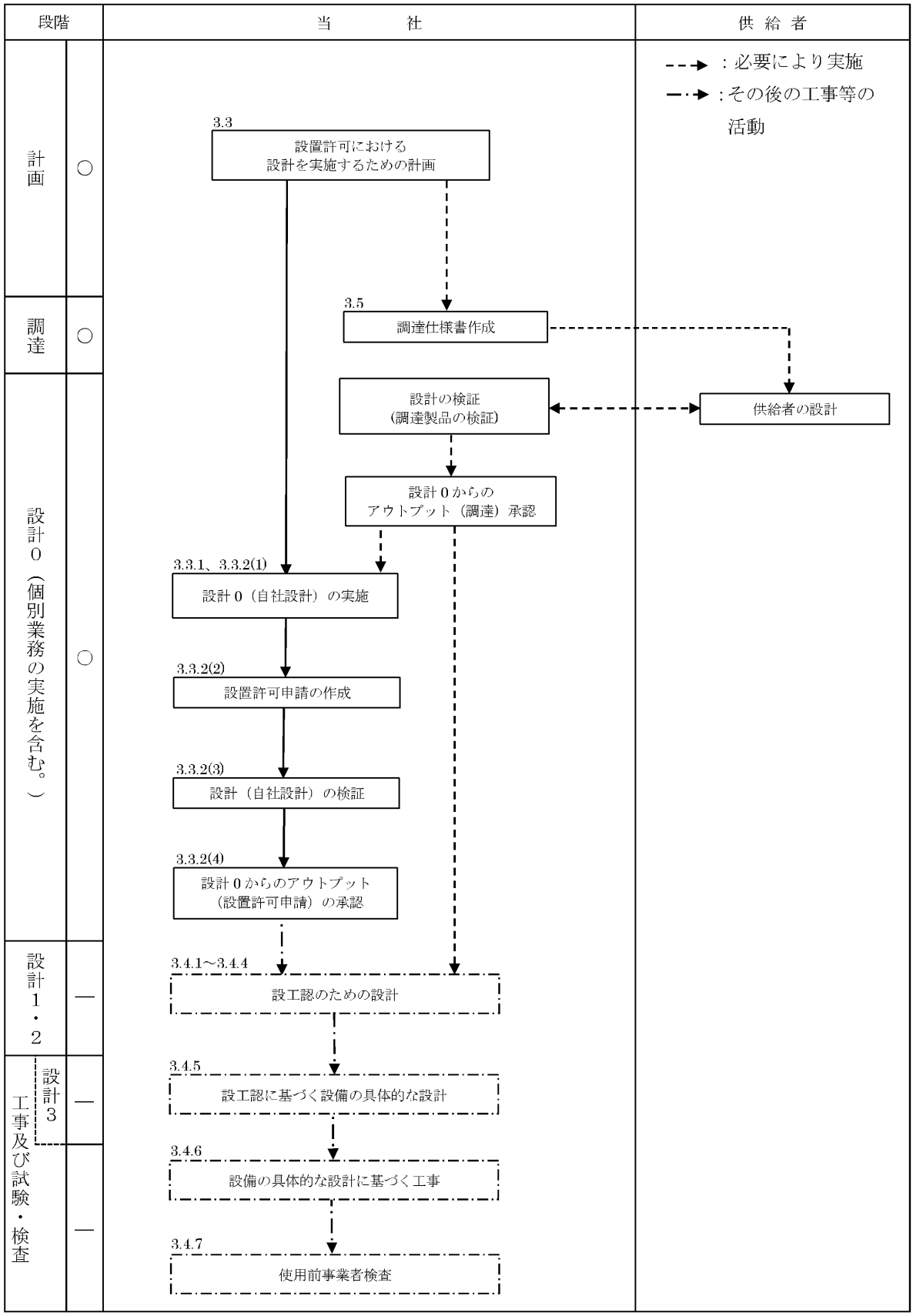
第 11.2 表　設置許可に係る設計の実施体制

項番号	プロセス	主管組織
3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	原子力管理部門 原子力建設部門 原子力土木建築部門
3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	原子力管理部門 原子力土木建築部門

第 11.3 表　設置許可に係る設計の各段階

各段階			品質マネジメントシステム計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計を実施するための計画の策定
	3.3.1	設置許可おける設計に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1)	設計の実施	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	設置許可申請のための設計の実施
	3.3.2(3) ※	設計の結果に係る情報に対する検証	7.3.5 設計開発の検証	設置許可申請書並びにこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更管理	設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.5	設計並びにその後の工事等の活動における調達管理の方法	7.4 調達	設置許可に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」のうち、品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目。設置許可に係る設計では、設計開発の検証が設計開発レビューを兼ねる。



第 11.1 図　設置許可における設計に係る当社の基本的な活動

＜R6．12．4追加＞

添　付　書　類　十一

変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

１．　概要

当社は、原子力の安全を確保するため、川内原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」及び「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づく品質マネジメントシステムを構築し、「川内原子力発電所原子炉施設保安規定」に品質マネジメントシステム計画を定めている。

この品質マネジメントシステム計画に従い、発電用原子炉設置変更許可申請（以下「設置許可」という。）に当たって実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法、組織等については、次のとおりである。

２．　基本方針

(1) 実施した設計活動に係る品質管理の実績

「実施した設計活動に係る品質管理の実績」として、設置許可に際して実施した設計の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「３．実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1　実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、実施する各段階について「3.2　設置許可に係る設計の各段階とその審査」に、設計活動に係る品質管理の方法について「3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5　調達管理の方法」に、文書管理について「3.6　記録、識別管理、トレーサビリティ」に記載する。

これらの方法で行った管理の具体的な実績を、第 11.1 表に示す。

(2) その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

「その後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」として、設置許可以降に実施する工事等の管理の方法を、組織等に関する事項を含めて「３．実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等」に記載する。

具体的には、組織について「3.1　実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織」に、設計、工事及び検査について「3.4　その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」に、調達管理の方法について「3.5　調達管理の方法」に、文書管理、識別管理、トレーサビリティについて「3.6　記録、識別管理、トレーサビリティ」に、設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、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6号）（以下「技術基準規則」という。）への適合性を確保するために必要となる設備（以下「適合性確認対象設備」という。）の維持管理について「3.4.8適合性確認対象設備の施設管理」に記載する。

(3) 設置許可に係る設計、工事等以外の品質保証活動

設置許可に係る設計、その後の工事等の活動以外の品質保証活動は、品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。

具体的には、責任と権限（品質マネジメントシステム計画「5.5 責任、権限及び情報の伝達」）、原子力の安全の確保の重視（品質マネジメントシステム計画「5.2 原子力の安全の確保の重視」）、必要な要員の力量管理を含む資源の管理（品質マネジメントシステム計画「6資源の管理」）及び不適合管理を含む評価及び改善（品質マネジメントシステム計画「8評価及び改善」）等の必要な管理を実施する。

３．実施した設計活動に係る品質管理の実績及びその後の工事等の活動に係る品質管理の方法等

3.1　実施した設計及びその後の工事等の活動に係る組織

設計及びその後の工事等の活動に係る保安活動は、品質マネジメントシステム計画に示す役割分担の下、本店組織及び発電所組織で構成する体制で、以下のとおり実施する。

設計及びその後の工事等の活動を主管する組織の長は、担当する保安活動について、責任と権限を持つ。

3.1.1　設置許可に係る設計に関する組織

設置許可に係る設計は、第11.2表に示す主管組織のうち、「3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法」及び「3.5　調達管理の方法」に係る組織が設計を主管する組織として実施する。

3.1.2　その後の工事等の活動に係る組織

設置許可に係る設計を踏まえた、設工認における設計、工事及び検査は、「3.4　その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」及び「3.5　調達管理の方法」に係る組織が実施する。

これらの主管組織については、設工認に係る設計に際して、品質マネジメントシステム計画に基づき策定する計画にて決定する。

3.2　設置許可に係る設計の各段階とその審査

3.2.1　設置許可に係る設計に対するグレード分けの適用

設置許可に係る設計は、品質マネジメントシステムにおいて、「原子炉設置変更許可申請のための設計」として管理する。

3.2.2　設置許可に係る設計の各段階とその審査

設置許可に係る設計の流れを第11.1図に示すとともに、設計の各段階及び品質マネジメントシステム計画との関係を第11.3表に示す。

設計を主管する組織の長は、設計の各段階におけるレビューを、第11.3表に示す段階において実施するとともに、記録を管理する。このレビューについては、原子力部門で当該設備の設計に関する専門家を含めて実施する。

3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法

設計を主管する組織の長は、設置許可に係る設計を実施するための計画を策定し、この計画に基づき設計を以下のとおり実施する。

なお、これらの設計を委託する場合には、「3.5　調達管理の方法」に従い管理を実施する。

3.3.1　設置許可に係る設計に用いる情報の明確化

「3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法」で作成する設置許可に係る設計を実施するための計画にて、設置許可に係る設計に用いる情報を明確にする。

3.3.2　設置許可に係る設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

設置許可に係る設計を以下のとおり実施する。

(1) 設計の実施

発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）を作成するために、設計０として、「原子炉設置変更許可申請のための設計」を実施する。なお、設置許可申請書の作成に必要な基本設計の品質を確保する上で重要な活動となる、「調達による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。

(2) 設置許可申請書の作成

「(1) 設計の実施」で行った設計０の結果及びその他の必要な情報を整理し、設置許可申請書を作成する。

(3) 設計の結果に係る情報に対する検証

「(1) 設計の実施」で実施した設計０の結果について、当該業務を直接実施した原設計者以外の者に検証を実施させる。

(4) 設置許可申請書の承認

「(3) 設計の結果に係る情報に対する検証」を経た、設置許可申請書を原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.3.3 設計における変更

設計変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

3.4　その後の工事等の活動に係る品質管理の方法

原子力部門は、「3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法」で実施した、設置許可に係る設計を踏まえ、その後の工事等の活動として次の保安活動を実施する。

(1) 設工認のための設計

(2) 設工認に基づく設備の具体的な設計

(3) 設備の具体的な設計を踏まえた工事

(4) 使用前事業者検査

(5) 適合性確認対象設備の施設管理

また、これらの活動を調達する場合は、「3.5　調達管理の方法」を適用して実施する。

3.4.1　設工認のための設計の計画

設工認に基づき、適合性確認対象設備に対する設計を実施するための設計開発計画を策定し、この計画に基づき設計を実施する。

3.4.2　適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化

設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.4.3　各条文の対応に必要な適合性確認対象設備の選定

設計対象として、技術基準規則の各条文へ対応する適合性確認対象設備を選定する。

3.4.4　設工認における設計及び設計の結果に係る情報に対する検証

適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。また、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じ修正する。

(1) 設計（設計１、２）の実施

a. 設計１として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項を基に、基本設計方針を明確化する。

b. 設計２として、設計１で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。

(2) 設計の結果に係る情報に対する審査及び検証

設計１、２の結果について、当該設備の設計に関する専門家を含めたレビュー及び原設計者以外の者に検証を実施させる。

(3) 設工認申請（届出）書の作成、承認

設工認における設計の結果に係る情報を基に、設工認申請（届出）書を作成し、原子力発電安全委員会へ付議し、審議・了承を得た後、原子力建設部長の承認を得る。

3.4.5 設工認に基づく設備の具体的な設計の実施

設工認に基づく製品実現のための設備の具体的な設計（設計３）を実施する。

3.4.6 設備の具体的な設計に基づく工事の実施

設計３の結果に基づき、設備を設置するための工事を実施する。

3.4.7 使用前事業者検査

適合性確認対象設備が設工認のとおりに工事が行われていること、技術基準規則に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画（検査時期等の管理を含む。）し、工事を主管する組織からの独立性を確保した検査体制のもと、検査要領書に従い実施する。

3.4.8 適合性確認対象設備の施設管理

適合性確認対象設備については、技術基準規則への適合性を使

用前事業者検査により確認し、適合性確認対象設備の使用開始後は、施設管理に係る業務プロセスに基づき保全重要度に応じた点検計画を策定し、保全を実施することにより適合性を維持する。

3.5　調達管理の方法

原子力部門は、「3.3　設置許可に係る設計の品質管理の方法」並びに「3.4　その後の工事等の活動に係る品質管理の方法」に係る業務を調達する場合は、品質マネジメントシステム計画に基づく調達管理を以下のとおり実施する。

3.5.1　供給者の技術的評価

供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。

3.5.2　供給者の選定

設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る業務に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、業務の重要度に応じたグレードに従い調達要求事項を明確にし、資材調達部門へ供給者の選定を依頼する。

資材調達部門は、「3.5.1　供給者の技術的評価」で、技術的な能力があると判断した供給者の中から供給者を選定する。

3.5.3　調達製品の調達管理

調達の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じたグレード分けを適用し、以下の管理を実施する。

(1) 調達仕様書の作成

業務の内容に応じ、品質マネジメントシステム計画に基づく調達要求事項を含めた調達仕様書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。

(2) 調達製品の管理

調達仕様書で要求した製品が確実に納品されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。

(3) 調達製品の検証

調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために調達製品の検証を行う。また、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で、検証を行う。

3.5.4 受注者品質保証監査

供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、受注者品質保証監査を実施する。

3.6　記録、識別管理、トレーサビリティ

3.6.1　設計並びにその後の工事等の活動における文書及び記録の管理

原子力部門は、設置許可に係る設計並びにその後の工事等の活動に係る文書及び記録については、品質マネジメントシステム計画に示す規定文書、規定文書に基づき業務ごとに作成される文書、それらに基づき作成される品質記録であり、これらを適切に管理する。

3.6.2　識別管理及びトレーサビリティ

原子力部門は、その後の工事等の活動に係る識別及びトレーサビリティの管理を以下のとおり実施する。

(1) 計測器の管理

その後の工事等の活動で使用する計測器については、品質マネジメントシステムに従った、校正・検証及び識別等の管理を実施する

(2) 機器、弁及び配管等の管理

機器類、弁及び配管類は、品質マネジメントシステムに従った管理を実施する。

第 11.1 表　本申請に係る設計の実績

各段階	設計プロセス	主管組織				インプット	アウトプット
		原子力建設部門	原子力技術部門	安全・品質保証部門	原子力管理部門		
3.3.1	設置許可に係る設計に用いる情報の明確化	○	○	－	○	法令・規制要求事項等	主要工事業務計画
3.3.2(1)	設計の実施						
	本文五号	○	○◆	－	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	本文五号
	本文十号	－	○◆	○	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	本文十号
	添付書類八	○◆	○◆	－	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	添付書類八
	添付書類十	○◆	○◆	○	－	既設置許可申請書 主要工事業務計画 委託実施報告書	添付書類十
3.3.2(3)	設計の結果に係る情報に対する検証	○	○	○	－	設置許可申請書	設置許可申請書 設置許可申請書チェックシート
		○◆	○◆	－	－	委託実施報告書	委託実施報告書 委託業務の検証（チェックシート）

星取の凡例：○設計の実施箇所、◆設計の実施に際して調達を行った箇所

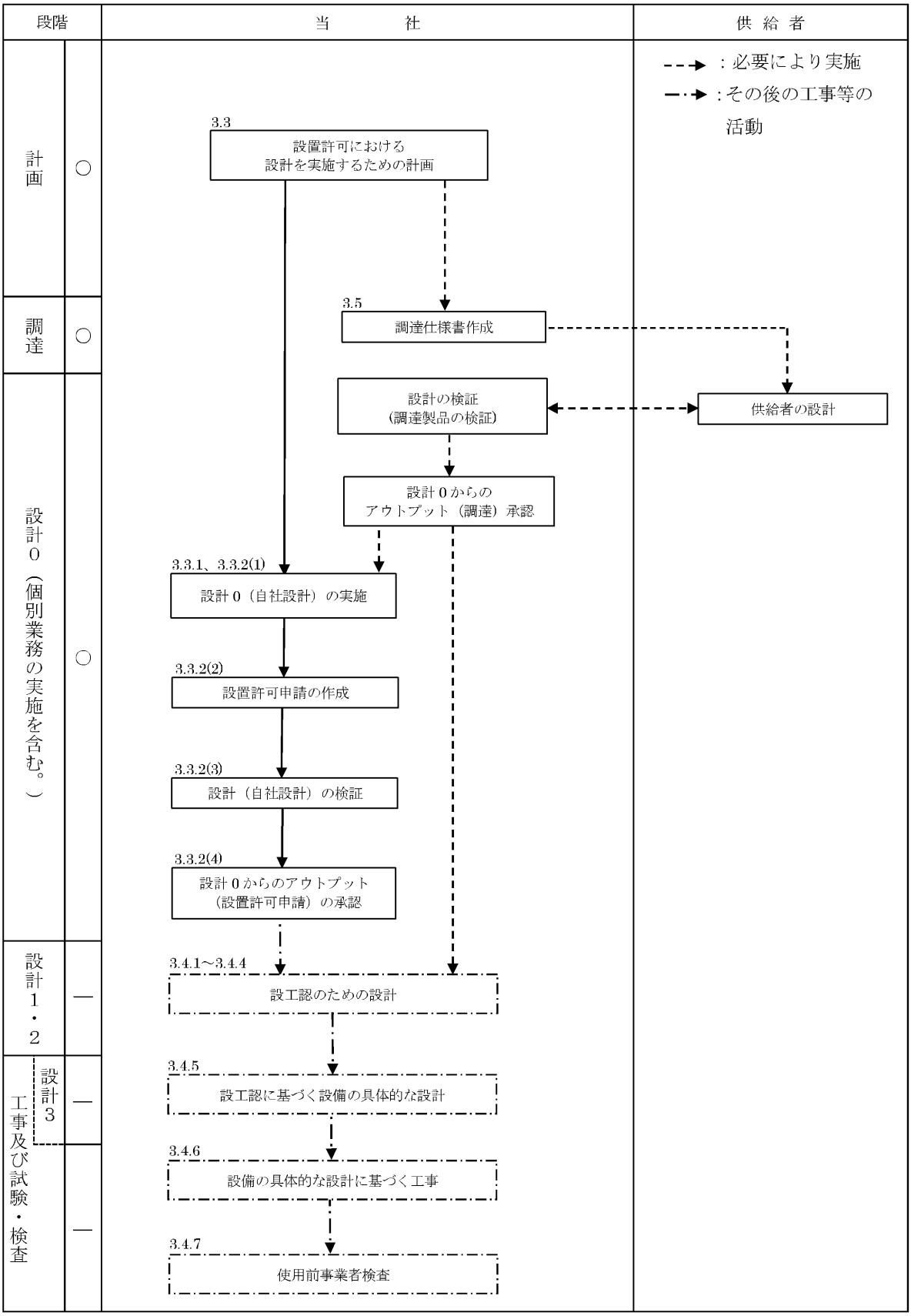
第 11.2 表　設置許可に係る設計の実施体制

項番号	プロセス	主管組織
3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	原子力建設部門 原子力技術部門 安全・品質保証部門 原子力管理部門
3.5	調達管理の方法	原子力建設部門 原子力技術部門

第 11.3 表　設置許可に係る設計の各段階

各段階			品質マネジメントシステム計画の対応項目	概　要
設計	3.3	設置許可に係る設計の品質管理の方法	7.3.1 設計開発計画	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計を実施するための計画の策定
	3.3.1	設置許可に係る設計に用いる情報の明確化	7.3.2 設計開発に用いる情報	設置許可申請並びにこれに付随する基本設計の要求事項の明確化
	3.3.2(1)	設計の実施	7.3.3 設計開発の結果に係る情報	設置許可申請のための設計の実施
	3.3.2(3) ※	設計の結果に係る情報に対する検証	7.3.5 設計開発の検証	設置許可申請書並びにこれに付随する基本設計の妥当性のチェック
	3.3.3 ※	設計における変更	7.3.7 設計開発の変更の管理	設計対象の追加や変更時の対応
調達	3.5	調達管理の方法	7.4 調達	設置許可に必要な設計に係る調達管理

※：「3.2.2 設置許可に係る設計の各段階とその審査」のうち、品質マネジメントシステム計画の「7.3.4 設計開発レビュー」対応項目。設置許可に係る設計では、設計開発の検証が設計開発レビューを兼ねる。



第 11.1 図　設置許可における設計に係る当社の基本的な活動