


- b. 既工事計画認可申請書での解析結果
 泊発電所 3 号炉での解析結果を以下に示す。



単位：N/mm²

既工事計画認可申請書分割第 4 次申請の添付資料 5-9-10 「電線貫通部の強度計算書」

記号	説明
D	自重
O	通常運転時荷重
L	事故時荷重
S	許容引張応力
Q	二次応力強さ
P _m	一次一般膜応力強さ
P _L	一次局部膜応力強さ
P _b	一次曲げ応力強さ
P _L +P _b +Q	一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さのサイクルにおいて、その最大値と最小値の差

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

c. 換算評価

既工事計画認可申請書に対して、圧力が2倍（2Pd）になっていることから、発生応力を2倍にて評価する。また、許容引張応力を200℃に相当する112MPaとする。

計算の結果、下表に示すとおり端板に発生する応力は材料の許容応力を十分に下回っていることから、200℃、2Pdの環境下で健全性を有すると考える。

強度	D+O+L（事故時）				許容値 (3S)
	P_m	P_L	$P_L + P_b$	$P_L + P_b + Q$	
計算点	一次応力			一次+二次応力	
16B (端板①)	18MPa	18MPa	22MPa	22MPa	336MPa
12B (端板③)	14MPa	14MPa	18MPa	18MPa	

11.3 評価結果

以上より、200℃、2Pdの環境下で放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

12. 原子炉格納容器隔離弁

12.1 はじめに

原子炉格納容器の貫通配管には原子炉格納容器隔離弁が設置されており、このうち、ゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下でのゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、12.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。また、弁の耐圧部については、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられるが、200℃、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと及び圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）による延性破壊が想定されるため、12.2 項以降に示すとおり健全性を確認する。

これら以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（min. 1.03MPa）、耐圧上問題となることはない。
- ・弁のグランド部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部はすべて金属製である。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フローを添付 12-1 に示す。

12.2 ゴムダイヤフラム弁

12.2.1 評価方針

(1) 耐圧機能 【泊発電所 3号炉評価結果】

- ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能 【シート部試験結果を適用】

- ・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラムへの影響を検討する。
- ・弁の構造上、ダイヤフラムの劣化による弁箱フランジ部からのリークが考えられるため、原子炉格納容器内側の弁箱フランジ部から配管内部へリークがあると想定した時の原子炉格納容器外側のダイヤフラム弁の評価を検討する。

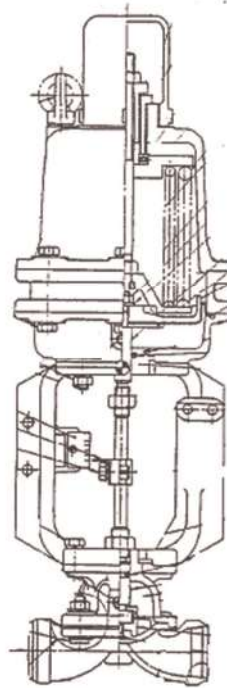


図 12-1 ゴムダイヤフラム弁構造概略図

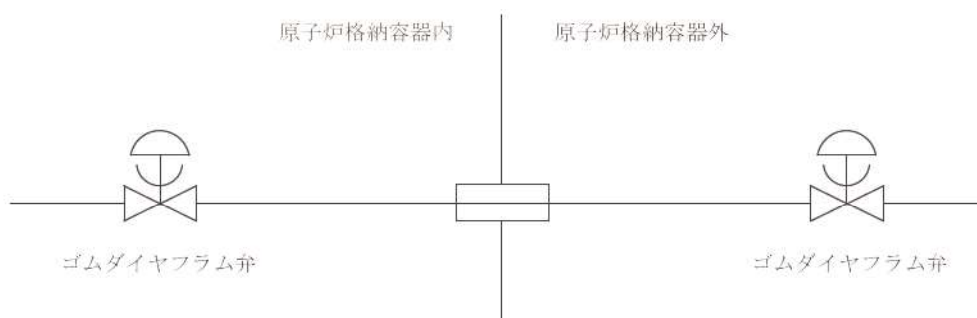


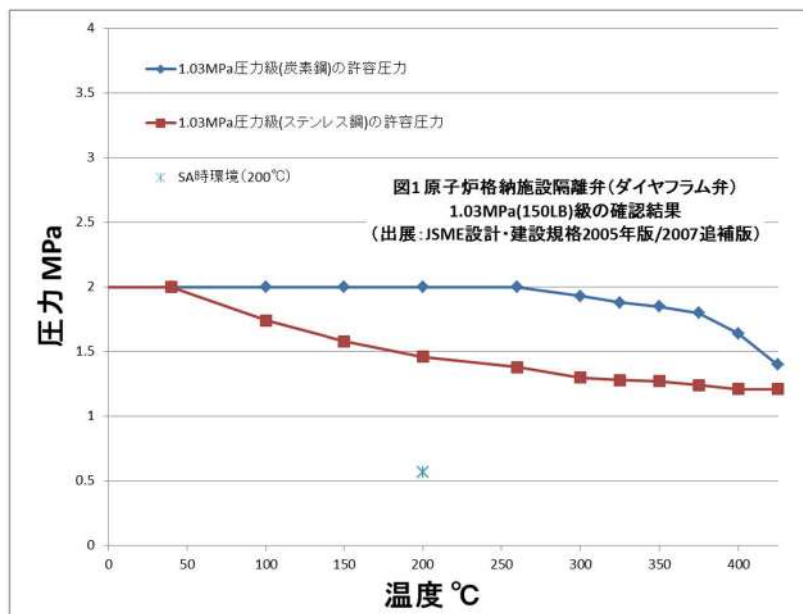
図 12-2 ゴムダイヤフラム弁配置概略図

12.2.2 評価結果

ゴムダイヤフラム弁の評価対象弁は、弁の圧力クラスやゴムダイヤフラムの材質は同様であるが、弁箱の材質がステンレス鋼又は炭素鋼であり、材質によって評価結果は異なる。

(1) 耐圧機能

該当弁の圧力クラスは1.03MPa（150LB）であり、200℃、2Pdの環境条件は、設計・建設規格別表1-1に示す弁の許容圧力を下回る。このため、ダイヤフラム（EPゴム）部を除く耐圧部は強度上問題ない。



(2) 隔離機能

以下の理由より、200℃、2Pdの環境下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。

- ・フェールクローズ弁若しくは通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。
- ・ダイヤフラム（EPゴム）は、1.12MPa、300℃、放射線2.8MGy照射の環境下での材料加速試験の結果から、硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用バタフライ弁蒸気試験の結果から、1.12MPa、300℃、放射線2.2MGy照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。
- ・原子炉格納容器外側に設置された原子炉格納容器隔離弁（ゴムダイヤフラム弁）は放熱等により原子炉格納容器内側より緩和された環境下にある。

以上のことから、ゴムダイヤフラム弁について、200℃、2Pdの環境下での健全性を有すると考える。

12.3 真空逃がし弁

12.3.1 評価方針

真空逃がし弁は、原子炉格納容器内圧力が負圧になり破損するのを防止するため、原子炉格納容器内圧力が微負圧になった段階で作動し原子炉格納容器内に空気を供給するよう設計されている。一方、事故時に放射性物質の漏えいを防止するため、真空逃がし弁の外側に原子炉格納容器隔離弁（バタフライ弁）を設置している。

真空逃がし弁の評価対象弁は2台あるが、2台とも同一の仕様・構造のため評価結果は2台とも同様となる。

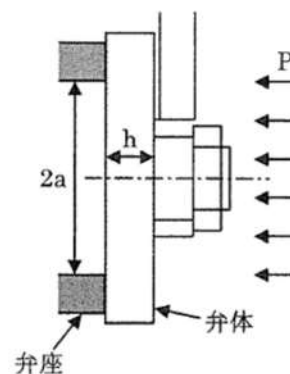
(1) 耐圧機能【泊発電所3号炉評価結果】

- ・弁箱の耐圧機能の評価を行う。

(2) 隔離機能【泊発電所3号炉評価結果及び試験結果を適用】

- ・隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁体シート材（EPゴム）について200℃、2Pdの環境下での影響を検討する。
- ・弁体については、応力評価方法として設計・建設規格に示されている解説 VVB-3380 の評価式（式1）を用いることとし、許容応力値には、材料表面が降伏しても内部が弾性状態であれば崩壊せず表面降伏の1.5倍のモーメントで全断面降伏するという一般的知見（解説 PVA-3100 応力分類の(3)、解説図 PVA-3100-4）及び本弁はクラス2弁であるということから、1.5Sを用いる。

$$\sigma_D = \frac{3(3+\nu)Pa^2}{8h^2} \quad (\text{式1})$$



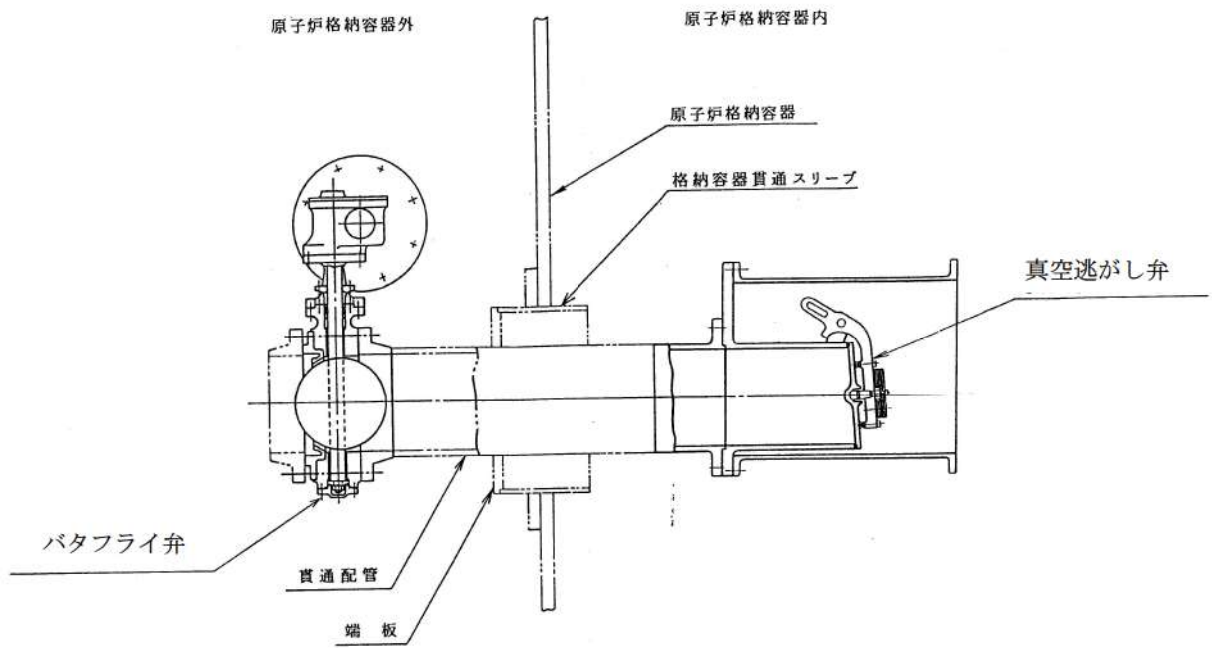
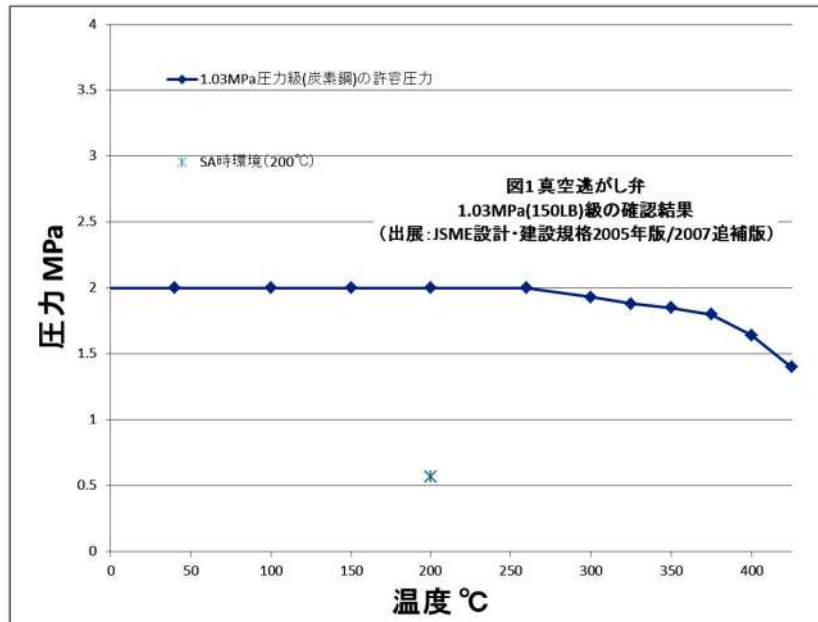


図 12-3 真空逃がし弁構造・配置概略図

12.3.2 評価結果

(1) 耐圧機能

真空逃がし弁弁箱の圧力クラスは 1.03MPa (150LB) であり、200℃、2Pd の環境条件は、設計・建設規格 別表 1-1 に示す弁の許容圧力を下回る。このため、弁本体の耐圧部は、強度上問題ない。



(2) 隔離機能

以下の理由により、200℃、2Pd の環境条件下において、放射性物質の閉じ込め機能を有すると考える。

- ・通常運転時に閉運用弁であることから、事故後は閉弁状態になる。
- ・隔離機能を有する部分としては、金属製の弁体及びゴム製の弁体シート部がある。
- ・また、弁体シート部の材質は EP ゴム製であり、一般的に耐熱性は 150℃程度であり、1.12MPa、300℃、放射線 2.8MGy 照射の条件においても硬化が進むが、形状・寸法等の著しい変化は報告されていない。また、空調用バタフライ弁蒸気試験の結果から、1.12MPa、300℃、放射線 2.2MGy 照射の環境下において同材質の弁シートから有意な漏えいは認められていない。

その結果、200℃において約 0.61MPa の耐圧強度があり、限界圧力 2 Pd (0.566MPa) を上回る。したがって、弁体は 200℃、2 Pd の環境下において強度上問題はない。

諸元			備考
記号	記号説明	数値	
σ_D	弁体に発生する 1 次応力 (MPa)	190	弁体材料 の 200℃における許容引張応力 S (127MPa) の 1.5 倍 (注)
a	弁座内半径 (mm)		-
h	弁体の厚さ (mm)		-
ν	ポアソン比	0.3	-
P (P_{cr})	最高使用圧力 (MPa) (弁体限界の圧力とする)	0.61	式 1 より算出

注： 設計・建設規格 解説 PVA-3100 応力分類の(3)、解説図 PVA-3100-4 に基づき、許容値を設定した。

さらに、真空逃がし弁の外側には原子炉格納容器隔離弁としてバタフライ弁を設置している。

以上のことから、真空逃がし弁について、200℃、2 Pd の環境下で健全性を有すると考える。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

12.4 空調用バタフライ弁

12.4.1 評価方針【試験結果を適用】

空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいの有無，漏えいがある場合はその漏えい量を確認する。

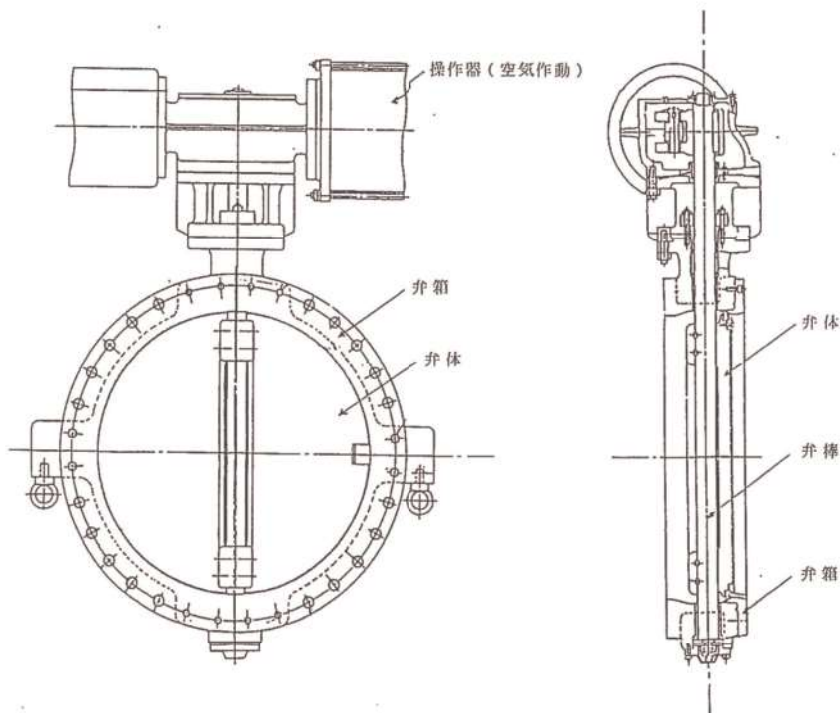


図 12-4 空調用バタフライ弁構造概略図

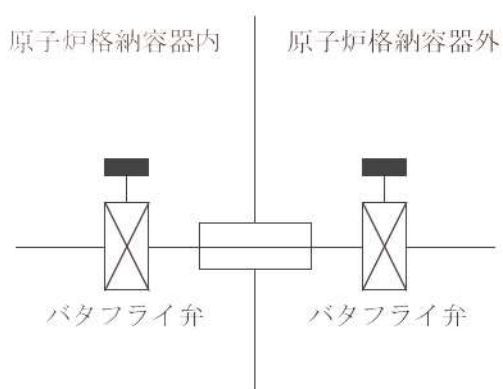


図 12-5 空調用バタフライ弁配置概略図

12.4.2 評価結果

試験条件及び試験結果を以下に示す。

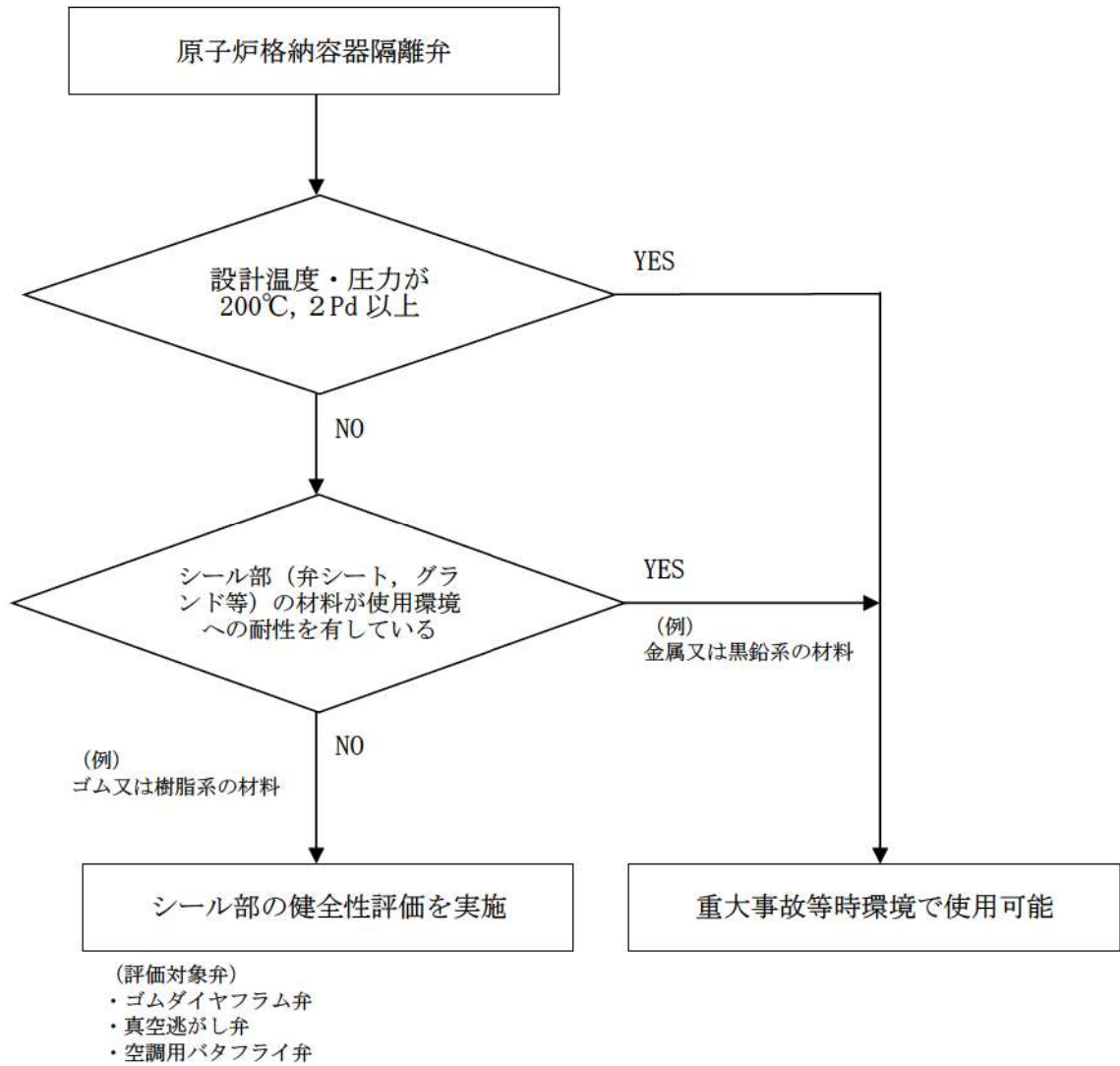
試験条件	試験圧力	1.12MPa
	試験温度	300℃
	照射量	2.2MGy

上記のとおり蒸気加熱漏えい試験を実施した結果、高温・高圧条件下においてシール健全性に問題のないこと（漏えい無し）を確認した。

以上のことから、空調用バタフライ弁について、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能は維持され则认为る。

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フロー

原子炉格納容器隔離弁の評価対象の抽出フローを図添付 12-1-1 に示す。



図添付 12-1-1 原子炉格納容器隔離弁の評価対象抽出フロー

原子炉格納容器 限界温度・圧力に対する経年劣化の影響

原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃，2Pd）時の評価対象部位における放射性物質の閉じ込め機能の健全性が，経年劣化により低下していないことを確認し，今回の限界温度・圧力に関する評価結果に影響しないことを確認する。なお，考慮する経年劣化事象については，先行プラントにおける高経年化技術評価書を参考に検討する。

原子炉格納容器本体については，鋼板表面に防食塗装を施すとともに，保全計画に基づく外観点検において表面の腐食，塗膜等の異常があれば，適切な肉厚管理のもと，補修塗装を実施することとしている。また，保全計画に基づき必要に応じて肉厚測定を実施しており，これまでに有意な劣化は認められていない。また，原子炉格納容器本体に対して，日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）」（以下「JEAC4203」という。）に基づく，全体漏えい率検査（1回／3定検）を実施し，これまでに原子炉格納容器の健全性に異常は認められていない。

原子炉格納容器本体以外の評価部位について，先行プラント評価結果に基づき考慮する経年劣化事象は以下のとおり。

- ・ステンレス鋼配管について外面の応力腐食割れが考えられるが，塩分付着量測定を実施し，海塩粒子の付着が懸念される箇所には，塗装，防水措置（保温）を施し，応力腐食割れに対して問題ないことを確認している。また，定期的に目視により塗装及び防錆措置（保温）の健全性確認を実施していることから，有意な劣化はないと考えられる。
- ・原子炉格納容器隔離弁については，保全計画に基づく，計画的な分解点検，目視・表面検査を実施しており，これまでに弁の健全性に異常は認められていない。
- ・電線貫通部（モジュラー型）についてはエポキシ樹脂及びOリングでバウンダリを維持する構造であり，経年劣化事象としてエポキシ樹脂及びOリングの劣化が考えられる。これらの部位の経年劣化については，長期健全性試験により，健全性を確認した（添付1）。
- ・機器搬入口等に使用しているガスケット等については，保全計画に基づき定期的に取り替を実施している。
- ・なお，各部に対して，JEAC4203に基づく局部漏えい率検査（2回／3定検）及び全体漏えい率検査（1回／3定検）を実施し，これまでに放射性物質の閉じ込め機能の健全性に異常は認められていない。

以上のことから，経年劣化による原子炉格納容器の限界温度・圧力への影響は無いと考える。

電線貫通部（エポキシ樹脂及びOリング）の経年劣化に対する長期健全性評価

1. 概要

泊発電所 3 号炉に設置のモジュラー型電線貫通部の長期健全性試験を実施しており、この結果に基づき長期間の経年劣化を考慮した健全性評価を行う。

2. 試験条件

2.1 評価項目

エポキシ樹脂及びOリングは有機物であり、熱及び放射線により経年劣化が進行するため、経年劣化に対する評価が必要である。

2.2 熱劣化期間算出

エポキシ樹脂及びOリングの加速熱劣化試験を実施するため、以下のアレニウスの式を用いることで、加速熱劣化の条件を設定する。

$$\text{加速倍率算出} \quad a = \exp \left[\frac{-E}{R} \left(\frac{1}{(273 + T_{exam})} - \frac{1}{(273 + T_{real})} \right) \right]$$

$$\text{熱劣化期間} \quad T_{acc} = \frac{Z \times 365}{a}$$

加速熱劣化の条件はエポキシ樹脂とOリングを包絡した °C- 日で設定する。

表 1 各パラメータ

項目	記号	単位	数値	
			エポキシ樹脂	Oリング
加速倍率	a	倍		
気体定数	R	kcal/mol・K		
実機温度	T _{real}	°C		
試験温度	T _{exam}	°C		
部材の活性化エネルギー*	E	kcal/mol		
評価年数	Z	years		
熱劣化期間	T _{acc}	Days		

*メーカー値であり、複数の試験温度で部材の機能が維持される期間をプロットし、直線の傾きから活性化エネルギーを算出

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2.3 長期健全性評価

長期健全性試験条件を表2に示す。

表2 試験条件

	試験条件※	説明
加速熱劣化	□℃ × □日間	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度 (□℃) で 60 年間の運転に相当する条件 (ポッティング材 : □℃-□日, Oリング : □℃-□日) を包絡している。
放射線照射	□ Gy (平常時) □ Gy (事故時)	泊発電所 3 号炉の 60 年間の運転に予想される集積線量, 設計想定事故時線量を包絡している。
事故時 雰囲気暴露	温度 Max □℃ 圧力 Max □MPa 時間 □日間	泊発電所 3 号炉の設計想定事故時の最高温度 (約 124℃), 最高圧力 (約 0.241MPa) を包絡している。

※ 出典：電力共同委託「モジュラー型電気ペネトレーションの長期健全性評価 (H21 年 2 月)」

3. 試験結果

表2の試験条件を負荷した後の漏えい試験では、漏えい量は□cc/secであった。一方、泊発電所3号炉の原子炉格納容器局部漏えい率検査 (B種試験) における電線貫通部のモジュール1台あたりの許容漏えい量は□cc/secであり、漏えい量は十分小さい値となっている。

このことから、モジュラー型電線貫通部は、60年間の運転を想定しても、放射性物質の閉じ込め機能を維持できると判断する。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器 限界温度・圧力負荷後の耐震性

1. 検討方針

評価対象の各部位に対し、限界温度・圧力（200℃， 2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。

2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力が S_y を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力が S_y 以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない（図 1, $0 \rightarrow a \rightarrow 0$ ）。 S_y を超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる（図 1, $0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c$ ）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、限界温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図 1, $c \rightarrow b$ ）。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図 2）、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお、材料にあらかじめひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ（～約 19%）だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見^[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

地震（許容応力状態 $IV_A S$ ）の一次応力の許容応力は、運転状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

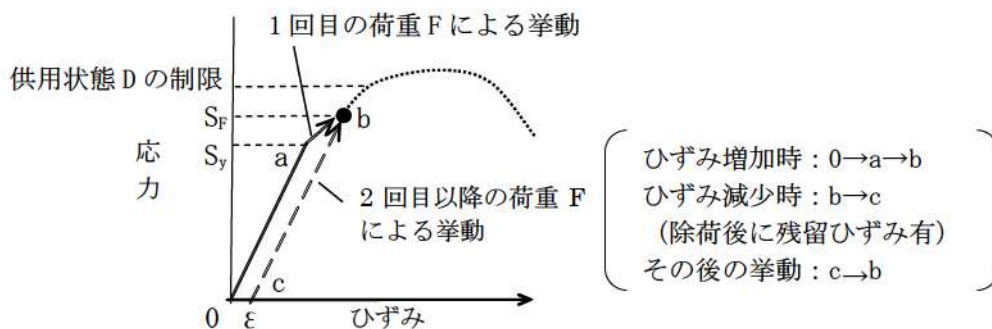


図 1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

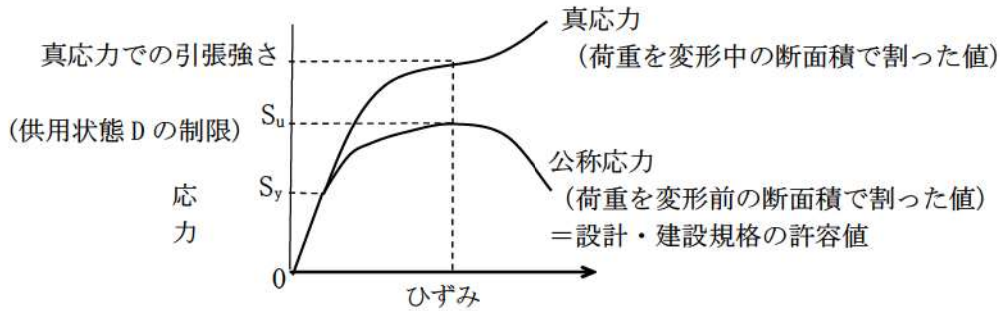


図2 公称応力と真応力について

次に、限界温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力が S_y を超えると塑性域に入るが(図3(解説 PVB-3112), $0 \rightarrow A \rightarrow B$), $2S_y$ 以下の場合は除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説 PVB-3112), $B \rightarrow C$)。また、その後の挙動は図3の B-C 上の弾性的挙動を示し、これは限界温度・圧力負荷前と同じである。

一次+二次応力が $2S_y$ を超える場合は、残留ひずみ有と判断する(図3(応力 S_1 が $2S_y$ 超の場合))。しかし、十分小さな残留ひずみであれば、上述の通り、発生応力に与える影響はないといえる。

地震(許容応力状態 $IV_A S$)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力が S_y を超える部位については、残留ひずみ有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないといえる。

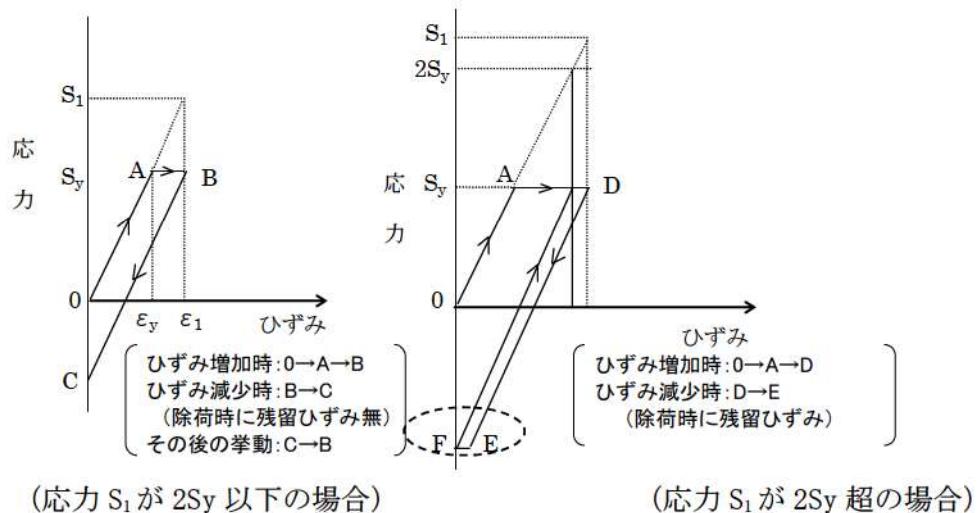


図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次+二次応力)

除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価するため、2～12章における評価手法を基に、一次応力が S_y 以下か又は一次+二次応力が $2S_y$ 以下かを確認した。

原子炉格納容器本体（半球部）、エアロック（隔壁部）及びスリーブ（スリーブ取付部）については、一次応力が S_y を超えるため除荷後に残留ひずみが生じるが供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

なお、スリーブ取付部は、限界温度・圧力負荷時の一次+二次応力は $2S_y$ （452MPa）以下であり、上述の一次応力による残留ひずみのみが生じるが、供用状態Dの制限内であり、除荷後は弾性的挙動を示すため、耐震性への影響はない。

閉止板、閉止フランジ、短管、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁については、一次応力が S_y を超えないと考えられ、残留ひずみは生じない。伸縮継手については疲労係数が微小であることから耐震性への影響はない。

機器搬入口（フランジ部）、端板については、一次+二次応力が S_y を超えて塑性域に入るが、一次+二次応力が $2S_y$ 以下であり、残留ひずみは生じない。

貫通配管については、一次+二次応力が $2S_y$ を超えるため残留ひずみが生じると判断されるが、十分小さな残留ひずみであり、耐震性への影響はない。

以上より、限界温度・圧力負荷後は、負荷前と同様の挙動を示すことを確認した。

したがって、耐震評価にて考慮する許容応力に対応する地震が生じた場合、地震による外力が加わったとしても今回の評価で考慮した許容応力の制限内であり、さらに限界温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性への影響はないと考える。

表 1 各部位の限界温度・圧力負荷時の状況

評価部位	評価点	応力分類	評価値 ^{※1}	判定値	残留ひずみ 有無	備考 (関連頁)	
原子炉 格納容器本体	半球部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.50 MPa (Sy での 許容圧力)	有 (1%未満)	1-5	
機器搬入口	フランジ部	一次+二次	211 MPa (発生応力)	398 MPa (2Sy)		2-9	
エアロック	隔壁部	一次	0.566 MPa (2Pd)	0.44 MPa (Sy での 許容圧力)	有 (1%未満)	3-5	
貫通配管	同左 (貫通部 付近)	一次+二次	530 MPa (発生応力)	375 MPa (3Sm ^{※2})	有 (1%未満)	4-8	
スリーブ	スリーブ 取付部	一次	256 MPa (発生応力)	226 MPa (Sy)	有 (1%未満)	5-22	
		一次+二次	326 MPa (発生応力)	452 MPa (2Sy)			
端板	配管取付部	一次+二次	267 MPa (発生応力)	393 MPa (3S ^{※3})		6-7	
閉止フランジ	同左	一次	0.566 MPa (2Pd)	1.03 MPa (レーティング [°] 設計圧)		7-1	
閉止板	同左	一次	19.3 mm (S ^{※3} での 必要板厚)	□ mm (実物厚さ)		8-2	
伸縮継手	同左	疲労係数は微小 (0.01 未満)					9-6
短管	同左	一次	6.1 mm (Sy に基づく 必要板厚)	□ mm (実物厚さ)		10-3	
電線貫通部	端板	一次	15.6mm (S ^{※3} での 必要板厚)	□ mm (実物厚さ)		11-7	
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	一次	0.566 MPa (2Pd)	1.46 MPa ^{※4} (レーティング [°] 設計圧)		12-3, 6	

※1 判定値を超える場合、残留ひずみ有となる。

※2 設計・建設規格 解説 GNR-2200 より Sm は 2/3Sy 相当であり、3Sm は 2Sy 相当である。

※3 設計・建設規格 解説 GNR-2200 より S は 5/8Sy 相当であり、3S は 15/8Sy 相当である。

※4 レーティング設計による 200℃での許容圧力

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度及び原子炉格納容器圧力の
環境条件下における原子炉格納容器漏えい率について

泊発電所3号炉の原子炉格納容器型式である鋼製格納容器は、半球部、円筒部を厚板の鋼板で構成された構造であり、鋼板で気密性能及び耐圧性能を担保する構造である。200℃、2Pd時点において、配管貫通部等も含め一部が僅かに塑性状態となるが、弾性的挙動の範囲内であることを確認しており、耐圧性能が維持可能と考える。また、開口部のシール部についても高温での性能劣化について耐性検証を行い、検証結果により200℃、2Pdでの機能維持を確認しており、これまでと同様高い気密性維持が可能と考える。

したがって、原子炉格納容器漏えい率は設計で想定した漏えい率(0.1%/day)を圧力に応じて、適切に割増することで評価できる。有効性評価における被ばく評価においては、漏えい率の算出について原子炉格納容器圧力が0.9Pdより大きい場合の流体条件として差圧流及び圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮し、得られる値のうち最大値(0.16%/day)を用いて評価し、問題ないことを確認している^{※1}。

また、泊発電所3号炉の原子炉格納容器全体漏えい率検査の結果を基に、有効性評価で得られた原子炉格納容器雰囲気温度及び圧力の最大値(141℃、0.360MPa[gage])を用いて漏えい率を割増換算した結果、最大で \square %/dayとなり漏えい率に問題ないことを確認した。

※1：令和5年5月25日審査会合 「泊発電所3号炉 設置許可基準規則等への適合状況について（重大事故等対処設備）2.16 原子炉制御室【59条】 2-24 原子炉格納容器漏えい率の設定について」

\square 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

○格納容器過温破損シナリオ

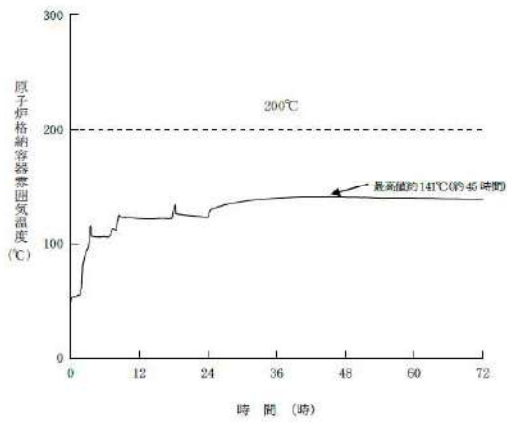


図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

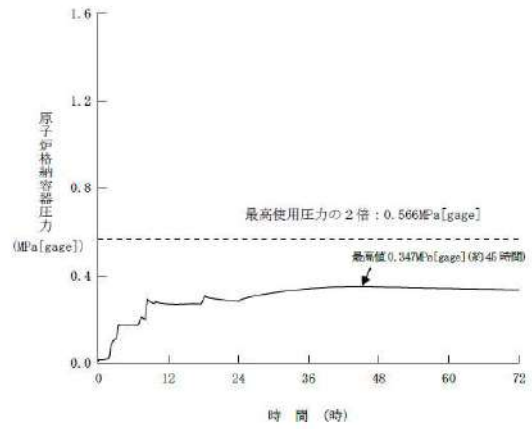


図2 原子炉格納容器圧力の推移

○格納容器過圧破損シナリオ

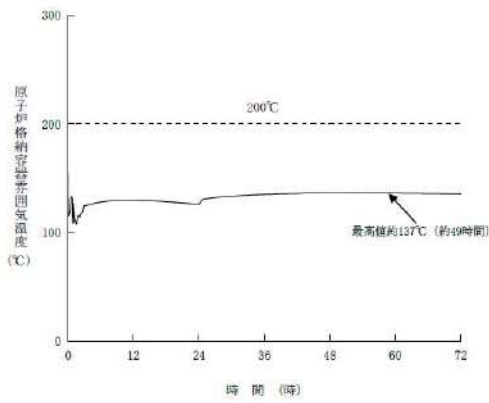


図3 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

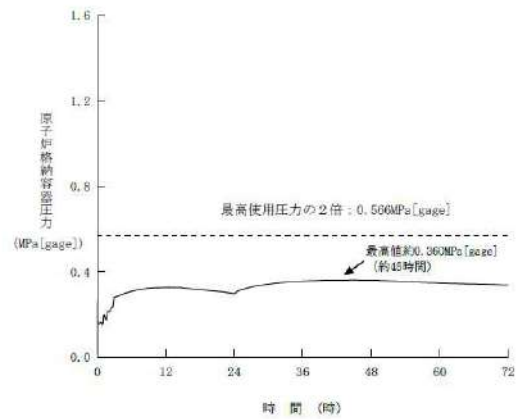


図4 原子炉格納容器圧力の推移

○格納容器除熱機能喪失シナリオ

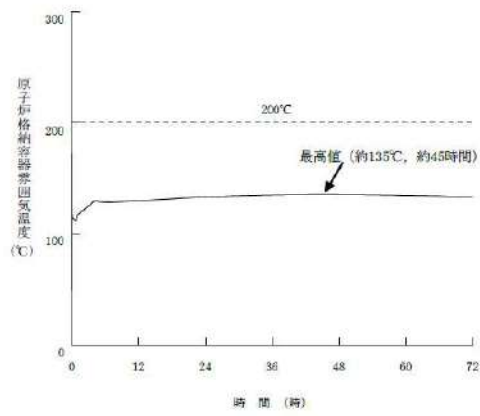


図5 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移

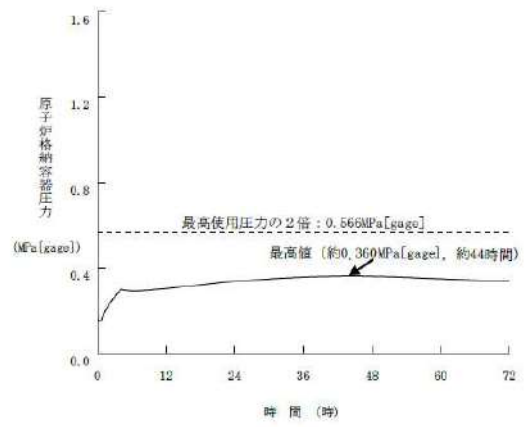


図6 原子炉格納容器圧力の推移

原子炉格納容器貫通部のFP沈着による影響について

代表プラントにおける炉心溶融時の各貫通部において、よう素等のFPが沈着して発熱することによる温度上昇について貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇及び、原子炉格納容器内FPの挙動に対する国内外の知見を確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPの沈着による温度上昇について、過温破損シーケンスを想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへFPが飛散し、リークパス内がFPで満たされ目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により熱解析を実施した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約170℃となり原子炉格納容器限界温度である200℃を下回ることから原子炉格納容器限界温度・圧力に影響ないことを確認した。

※：原子炉格納容器内のFPの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPが飛散してもその多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへFPが飛散し導かれたと仮定。リークパスへのFPの捕集量についての知見はないことから保守的にFPが満たされた状態と仮定。（FPが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定。）

○原子炉格納容器貫通部のFP沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のFPが貫通部のリークパスに付着した場合*の温度上昇について、下記条件にて評価した。

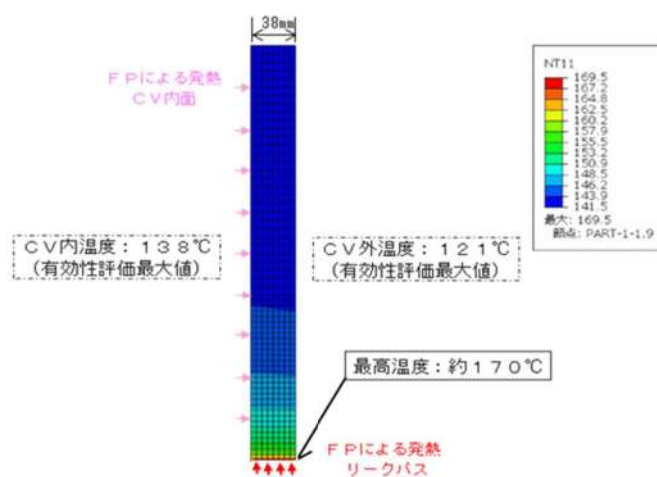
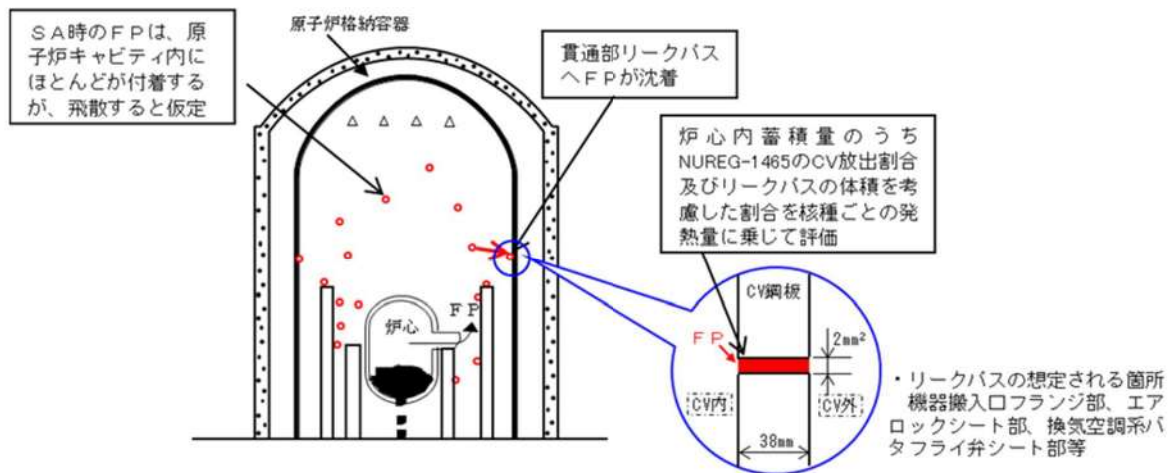
- a. 過温破損シーケンスを想定する。
- b. シビアアクシデント時における原子炉格納容器内のFPの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、FPが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定。
- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果を基に約2mm²のリークパスと仮定。
- d. FPが飛散し貫通部リークパスにおけるFPの捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスにFPが満たされた状態を仮定。（リークパスへFP満たされた状態では、漏えい率は0%/dayとなるが温度評価のため保守的に仮定。）
- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着したFPの発熱量は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出。

※：本評価においては、CV内に放出された希ガス以外（希ガスは沈着しない）のFPがCV内壁、貫通部、構造物に均一に付着すると仮定し、これからの発熱も考慮している。

f. FP の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI（よう化セシウム）の密度を想定し、FP 質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内雰囲気温度が過温破損シーケンスの最大値である約 138℃となる時、FP による温度上昇は、約 32℃であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 170℃となり原子炉格納容器限界温度（200℃）を下回り原子炉格納容器限界温度・圧力に影響のないことを確認した。



解析結果（温度コンタ図）
FP 沈着による温度上昇評価イメージ図

2. 泊発電所3号炉への適用について

上記評価は代表プラントの原子炉格納容器限界温度に対する FP 発熱の影響を説明しているが、原子炉格納容器内温度を除き、泊発電所3号炉と評価条件が同等又は泊発電所3号炉の評価条件の方が厳しくない条件となる。また、原子炉格納容器内温度は泊発電所3号炉の温度が3℃程度高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではないため、代表プラントにおける評価が適用できるものとする。下表に代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較を示す。

表 代表プラントと泊発電所3号炉の評価条件の比較

評価条件	代表プラント	泊発電所 3号炉	備考
想定リークパス面積	約 2 mm ²	約 1.3 mm ²	代表プラントよりも熱源が小さくなる。
原子炉格納容器内温度	138℃	141℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。
原子炉格納容器外温度	121℃	124℃	代表プラントよりも3℃ほど温度が高いが、原子炉格納容器限界温度である200℃に対し、代表プラントでの評価値である約170℃がこれを超えるほどの温度差ではない。
事故直後の FP 発熱量	4×10 ⁴ kW	4×10 ⁴ kW	代表プラントと同じ。
原子炉格納容器厚さ	38 mm	44.5 mm	代表プラントの評価では保守的に格納容器全板厚分 FP が詰まったことを想定している。左記寸法が変わる場合、FP の詰まる厚さが変わるが、同時に、熱伝達する範囲である鋼板厚さも変わる。従って、左記寸法が解析に影響はほとんどなく、温度は同等となる。 また、代表プラントでの解析では原子炉格納容器内外面の温度がほぼ同じであることから、板厚の影響は無視できると考えられる。

3. 炉心損傷時の原子炉格納容器内 FP の挙動に対する知見

炉心溶融時の原子炉格納容器内の FP の挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。

各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系配管内の FP の挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したものもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。

知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及び FP 挙動解析 (JNES)」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原

原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。

- ・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）
- ・PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）
- ・配管信頼性実証試験（WIND計画，原研）
- ・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（NUPEC）

知見の概要は、以下のとおり。

(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析（JNES）

原子炉格納容器内のエアロゾル状FPやデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内CFD粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心溶融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の原子炉格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50 μ m程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。

(2) PHEBUS-FP計画（IRSN/欧州共同体）

シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、原子炉格納容器を模擬しているが、原子炉格納容器貫通部は模擬されていない。

(3) 配管信頼性実証試験（WIND計画，原研）

軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内のFP挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。

シビアアクシデント時の主要なFP化合物であるCsI及びCsOHの配管内壁への沈着、一旦沈着した後の再蒸発、化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり、格納容器に関するものではない。

(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験（NUPEC）

小口径配管（内径約1mm，長さ30cm）を格納容器貫通部リークパスと想定し、FPが通過した場合の捕集試験を実施し、FPにより配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは、配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが、貫通部（漏えい部）へのFPの付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。

○FP 沈着による温度評価における保守性について

- リークパスを 1 箇所と仮定。
原子炉格納容器のリークパスは、数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して FP が捕集されたと仮定している。
- リークパスに捕集される FP の量をリークパスに FP が満たされた状態を仮定。
FP の捕集量については、原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より FP が配管に目詰まりする事象が確認されており、目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが、捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに FP が満たされた状態を仮定している。
- リークパスに捕集される FP の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内、密度の高い核種として算出。
発熱の寄与割合が高い核種は、CsI (よう化セシウム)、CsOH (水酸化セシウム) であるが、FP の密度は、CsI が約 4.5g/cm^3 、CsOH が約 3.7g/cm^3 であることから保守的に CsI の密度を用いて FP の質量を求める。
- FP の発熱量は、発熱量が最大である事故直後の熱量、原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価。
FP の発熱量は、時間の経過とともに低下するが、評価においては NUREG-1465 の FP の核種の放出割合を基に、FP の発熱量が最大となる事故直後 (プラント停止直後) の発熱量より求められた約 $3.1 \times 10^4\text{kW}$ を $4 \times 10^4\text{kW}$ とし、原子炉格納容器内温度は最高となる約 41 時間後の 138°C を使用し評価した。(2 時間後は、約 $0.6 \times 10^4\text{kW}$ (約 1/6) となる。原子炉格納容器内温度が最大となる約 41 時間後は、さらに発熱量は低下している。)

○ FP 発熱の核種の起因割合について

FP の発熱の核種での寄与割合を下記表に整理する。よう素，セシウムの寄与割合が約 80%と高く，その他核種の発熱の寄与割合は約 20%であり熱量への寄与割合は低い。

表 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 30%
セシウム類	約 52%
テルル類	約 11%
ストロンチウム	約 4%
バリウム	約 2%
ルテニウム類	<1%
セリウム類	<1%
ランタン類	約 1%
合計	100%

○原子炉格納容器の漏えい率試験結果を基に算出された約2 mm²のリークパスの
算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$A_e = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、

m : 質量流量 (kg/s)	A _e : 漏えい率等価面積 (m ²)
P ₀ : 1次側圧力 (Pa)	P _b : 2次側圧力 (Pa)
γ : 比熱比 (-)	T ₀ : 1次側温度 (K)
R : ガス定数 (J/(kg・K))	

上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。

質量流量 (m) は原子炉格納容器内雰囲気ガスの密度×体積×漏えい率より算出。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465の炉心内のFP量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価している。

表 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

リークパスの体積は、リークパス面積 2 mm^2 と鋼板厚さ 38 mm より 0.076 cm^3 であるため、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち支配的なCsI※（よう化セシウム）の密度を想定し、リークパスに詰まるFPの量は約 0.34 g となる。

またこの量は、原子炉格納容器内に放出されたFPのうち約 $1.1 \times 10^{-4}\%$ が詰まっている想定となる。この割合とNUREG-1465の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。

※：原子炉格納容器内へ放出されるFPの支配的なものとしては、CsI（よう化セシウム）、CsOH（水酸化セシウム）であるが、FPの密度は、CsIが約 4.5 g/cm^3 、CsOHが約 3.7 g/cm^3 であることから保守的にCsIの密度を用いてFPの質量を求める。

原子炉格納容器貫通部リスト (1/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
開口部等	450	機器搬入口			
	350	通常用エアロック			
	400	非常用エアロック			
固定式配管貫通部	212	格納容器圧力取出し配管(スプレイ用 3PT-590)			
	217	格納容器圧力取出し配管(スプレイ用 3PT-591)			
	234	格納容器圧力取出し配管(スプレイ用 3PT-592)			
	238	格納容器圧力取出し配管(真空逃がし減圧系用 3PIA-3800)			
	253	格納容器圧力取出し配管(スプレイ用 3PT-593)			
	311	格納容器圧力取出し配管(真空逃がし減圧系用 3PIA-3801)			
	312	格納容器圧力取出し配管(AM用 3PT-594)			
	254	格納容器冷却材トレンクガス分析器連絡配管			
	313	炉内計装用二酸化炭素ホージ配管			
	257	加圧器逃がしタンク自動分析器連絡配管			
	249	事故時1次冷却材サンプル戻り配管			
	232	蓄圧タンクサンプル配管			
	321	B. 蒸気発生器ロータウンサンプル配管			
	323	C. 蒸気発生器ロータウンサンプル配管			
	325	A. 蒸気発生器ロータウンサンプル配管			
	231	蓄圧タンクテスト配管			
	244	1次冷却材(Cループ 高温側)サンプル配管			
	245	加圧気相部, 液相部サンプル及び1次冷却材(Bループ 高温側)サンプル配管			
	250	格納容器空気サンプルリング戻り配管(PASS戻り配管)			
	333	格納容器空気サンプルリング取出し配管(PASSガスサンプル取出し配管)			
	235	C. 1次冷却材ホップ封水注入配管			
237	A. 1次冷却材ホップ封水注入配管				
260	B. 1次冷却材ホップ封水注入配管				
220	A. 格納容器水素ホージ給気配管				
221	B. 格納容器水素ホージ給気配管				

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (2/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
固定式 配管貫通部	224	B. 制御用空気配管			
	243	A. 制御用空気配管			
	256	格納容器サンプポンプ 出口配管			
	219	脱塩水配管			
	261	抽出配管			
	258	1次冷却材ポンプ 封水戻り配管			
	211	加圧器逃がしタンク純水補給配管			
	251	格納容器冷却材ドレンポンプ 出口配管			
	320	B. 蒸気発生器ローダウン配管			
	322	C. 蒸気発生器ローダウン配管			
	324	A. 蒸気発生器ローダウン配管			
	259	充てん配管			
	226	原子炉キャビティ浄化ライン入口配管			
	222	制御棒駆動装置冷却ユニット, 余剰抽出冷却器冷却水戻り配管			
	230	制御棒駆動装置冷却ユニット, 余剰抽出冷却器冷却水供給配管			
	218	水消火用配管			
	239	B. 高圧注入配管			
	242	A. 高圧注入配管			
	327	ECT 電線用配管			
	413	B 格納容器減圧配管			
	414	A 格納容器減圧配管			
	326	スラッジランシング配管			
	328	スラッジランシング配管			
	411	1次冷却材ポンプ モータ排油用配管			
	412	1次冷却材ポンプ モータ給油用配管			
	415	UT マシン電線用配管/格納容器漏えい率試験装置加圧配管			
417	UT マシン電線用配管/格納容器漏えい率試験装置減圧配管				

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器貫通リスト (3/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
固定式配管貫通部	419	格納容器スプレ配管 (B. CPポンプより)			
	420	格納容器スプレ配管 (A. CPポンプより)			
	422	B. 真空逃がし配管			
	423	A. 真空逃がし配管			
	161	余熱除去出口配管 (Cループより)			
	162	余熱除去出口配管 (Aループより)			
	200	燃料移送管			
	151	格納容器再循環配管 (B. RHRポンプ及びCSポンプへ)			
	152	格納容器再循環配管 (A. RHRポンプ及びCSポンプへ)			
	319	格納容器漏えい率試験装置圧力取出し配管			
	418	格納容器漏えい試験圧力計測配管			
	247	加圧器逃がしタンク窒素供給配管			
	248	蓄圧タンク窒素供給配管			
	216	所内用空気配管			
	255	格納容器冷却材トレンタンクヘントヘッダ連絡配管及び窒素供給配管			
	416	格納容器給気ダクト			
	421	格納容器排気ダクト			
	213	予備			
	214	予備			
	215	予備			
	229	予備			
	233	予備			
	315	予備			
	318	予備			
	329	予備			
	228	予備			
236	予備				
246	予備				
252	予備				

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (4/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
伸縮式配管貫通部	225	原子炉キャビティ浄化ライン出口配管			
	314	C. 格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管			
	316	D. 格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管			
	317	C, D. 格納容器再循環ユニット冷却水供給配管			
	330	A, B. 格納容器再循環ユニット冷却水供給配管			
	331	A. 格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管			
	332	B. 格納容器再循環ユニット冷却水戻り配管			
	223	1次冷却材ホップ冷却水戻り配管			
	227	1次冷却材ホップ冷却水供給配管			
	240	余熱除去入口配管 (B 余熱除去冷却器より Cold leg へ)			
	241	余熱除去入口配管 (A 余熱除去冷却器より Cold leg へ)			
	301	主給水管 (B ループ)			
	302	主給水管 (C ループ)			
	303	主給水管 (A ループ)			
	401	主蒸気管 (B ループ)			
	402	主蒸気管 (C ループ)			
403	主蒸気管 (A ループ)				

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。


原子炉格納容器貫通部リスト (5/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
電気配線貫通部	E708	3A-1 次冷却材ポンプ用(高压電力ノット)			
	E704	3C-1 次冷却材ポンプ用(高压電力ノット)			
	E602	3B-1 次冷却材ポンプ用(高压電力ノット)			
	E610	格納容器雑動力主分電盤 3B-CRDM 冷却ファン用(低压電力ノット)			
	E609	格納容器ボラクレーン 3A-CRDM 冷却ファン用(低压電力ノット)			
	E709	3A/3B-格納容器再循環ファン用(低压電力ノット)			
	E702	3C/3D-格納容器再循環ファン用(低压電力ノット)			
	E613	加圧器ヒータ(後備グループ B)用(低压電力ノット)			
	E614	加圧器ヒータ(後備グループ A)用(低压電力ノット)			
	E612	加圧器ヒータ(制御グループ)用(低压電力ノット)			
	E705	CRDM 専用(低压電力ノット)			
	E706	CRDM 専用(低压電力ノット)			
	E707	CRDM 専用(低压電力ノット)			
	E507	3A-原子炉容器室冷却ファン他用(低压電力ノット)			
	E701	3B-原子炉容器室冷却ファン制御棒位置指示盤他用(低压電力ノット)			
	E503	格納容器照明用変圧器用(低压電力ノット)			
	E522	SIS, RHRS, CSS 等 A 系・C 系電動弁用(低压電力ノット A)			
	E608	SIS, RHRS, CSS 等 B 系・D 系電動弁用(低压電力ノット B)			
	E520	RCS, SIS, RHRS, CSS, CCWS 等電動弁・計器用(制御ノット A)			
	E607	RCS, SIS, RHRS, CSS 等電動弁・計器用(制御ノット B)			
	E606	RCS, SIS, RHRS, CSS, CCWS 等電動弁・計器用(制御ノット B)			
	E611	ページング設備格納容器内監視用 TV 設備用(制御ノット)			
	E519	RCS, CSS 等電動弁・計器用(制御ノット)			
	E601	3A/3B-炉内計装駆動装置用(制御ノット)			
	E512	3C/3D-炉内計装駆動装置格納容器雑動力盤スイッチ等用(制御ノット)			
	E504	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装チャンネル I)			
E513	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装チャンネル II)				
E508	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装チャンネル III)				
E516	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装チャンネル IV)				

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器貫通部リスト (6/6)

分類	番号	用途	口径 [mm]	厚さ [mm]	高さ [T. P.]
電気配線貫通部	E505	NIS用(計装チャンネルⅠ)			
	E514	NIS用(計装チャンネルⅡ)			
	E509	NIS用(計装チャンネルⅢ)			
	E517	NIS用(計装チャンネルⅣ)			
	E703	3A/3B/3C/3D-炉内計装駆動装置用(計装ノット)			
	E604	温度計, 圧力計, 水位計, 流量計等 制御棒位置指示盤用(計装ノット)			
	E511	温度計, 圧力計, 水位計等用(計装ノット)			
	E506	ループモニタ等用(計装ノット)			
	E605	水位計, 流量計, 温度計 格納容器内 TV 監視設備等用(計装ノット)			
	E510	炉内温度計等用(計装ノット)			
	E501	予備			
	E502	予備			
	E515	予備			
	E518	予備			
	E521	予備			
	E603	予備			

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

各部位の閉じ込め機能の裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各部に関して、重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能を喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部の耐漏えい機能が失われる場合が想定される。

これらの機能確保のために評価を行う必要のある機器について、構造健全性及びシール部の機能維持について、各部に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定して評価を行った。評価結果を表1に示す。

限界温度・圧力における裕度の考え方は評価対象ごとに異なり、破損限界を評価できるものについては、200℃、2Pdにおける状態と破損限界の比較を行った。また、破損限界が確認できていないものについては、200℃、2Pdの状態における健全性を確認した際の判断基準に対する裕度を評価した。判断基準に対する各部の裕度について表2に示す。

その結果、構造部材について裕度が最小となるものは、原子炉格納容器本体の応力比較であり、裕度は約1.1であった。ただし、これらの評価においては、評価基準として、規格等に定められている許容値を用いて評価しているものであり、許容値が保守的に設定されていることから、実際の構造部材としての実力ではさらに裕度を有しているものとする。

一方、シール部については、シール材が事故条件下において経時的に劣化していくことが確認されている。このため、構造部材と異なり、シール機能が維持されると評価している7日間相当の期間を超えて200℃、2Pdの状態が長期間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また、シール部のうち、機器搬入口等のフランジ構造部については、圧力の上昇に伴い開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

これらの検討結果から、構造部材については、200℃、2Pdの状態が維持された場合においても漏えいが生じることはなく、また、構造部材が有する実力での強度を考慮した場合には、十分な裕度が確保されているものと評価できる。一方、フランジ構造のシール部については、200℃、2Pdの状態が維持された場合であっても、その状態が7日間相当の期間を超えて長期間継続した場合には漏えいが生じる可能性がある。このため、実際の事故時における漏えいに対する裕度は、フランジ構造のシール部である機器搬入口、エアロックが最も少ないと考える。

表 1 評価結果まとめ

評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値*1	判定値	評価結果
①原子炉格納容器本体	円筒部，半球部 (SGV480)	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局所：代表フランク	200℃	一般部：2.2Pd (2/3Su) 局所：3.1Pd (FEM)	0.566MPa [gage] 以上 (2 Pd)	破断せず
	蓋板 (SGV480)	機械工学便覧	200℃	1.22MPa [gage] (許容圧力)	0.566MPa [gage] 以上 (2 Pd)	座屈，破断せず
②機器搬入口	フランジ部 (SGV480)	代表フランク値換算	300℃ 2 Pd	211MPa [gage] (一次+二次応力)	420MPa 以下 (Su)	座屈，破断せず
	隔壁部 (SGV480)	工認手法	200℃	0.77MPa [gage] (許容圧力)	0.566MPa [gage] 以上 (2 Pd)	破断せず
③エアロック	同左 (STS370)	PPB-3536	200℃ 2 Pd	316MPa (繰返しヒート応力強さ)	3999MPa 以下 (10回に対する許容応力)	破断せず
	取付部 (SGV480)	工認手法	200℃ 2 Pd	256MPa (一次応力)	281MPa 以下 (2/3Su)	破断せず
	配管取付部 (SGV480)	工認手法	200℃ 2 Pd	267MPa (一次+二次応力)	393MPa 以下 (3 S)	破断せず
	閉止フランク	レテイング*設計	200℃	1.03MPa [gage]**4	0.566MPa [gage] 以上 (2 Pd)	破断せず
④配管貫通部	同左 (SGV480)	PVE-3410	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	19.3mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	同左 (SUS304)	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2 Pd	0.08856 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず
	同左 (SUS304)	PVE-3230	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	6.1mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
⑤電線貫通部	端板 (SUS304L)	PVE-3410	200℃ 2 Pd	mm (実物厚さ)	15.6mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
	弁箱	レテイング*設計	200℃	1.46MPa [gage]**6	0.566MPa [gage] 以上 (2 Pd)	破断せず

※1:複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2:代表フランク評価値の換算による評価

※3:フランク*陳問許容値以下を確認

※4:レテイング*設計による圧力

※5:カ*スクット必要圧縮量以上を確認

※6:レテイング*設計による 200℃での許容圧力

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表2 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度結果まとめ

評価対象	評価点	評価方法の概要	2 Pd に対する裕度
① 原子炉格納容器本体	円筒部, 半球部 (SGV480)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の一般部について, 設計・建設規格の評価式を準用し, 判断基準を 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を算定 (簡易手法) し, 限界圧力と比較。 原子炉格納容器の局部について, 代表フланツの有限要素法による応力評価結果及び泊発電所 3 号炉への適用性を確認し, 限界圧力と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 一般部: 約 1.1 局部: 約 1.5
	蓋板 (SGV480)	<ul style="list-style-type: none"> 胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため, 蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容座屈圧力を算定し, 限界圧力と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 蓋板: 約 2.1 フランジ部: 約 1.9
② 機器搬入口	フランジ部 (SGV480)	<ul style="list-style-type: none"> フランジ及びボルトについて, 機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり, 原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため, 評価結果に相関性があると考えられる代表フランツの結果を使用し, フランツ固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し, 300℃における設計引張強さ (Su) と比較。 	
③ エアロック	隔壁部 (SGV480)	<ul style="list-style-type: none"> 既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について, 応力は圧力に比例することから, 当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定し, 限界圧力と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 1.3
	貫通配管	<ul style="list-style-type: none"> 代表配管について, 原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を, 設計・建設規格 PPC-3530, PPB-3531 又は PPB-3536 に準拠し, 既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施し, 許容応力と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 12.6
④ 配管貫通部	スリ-フ	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力 (一次一般膜応力, 一次+二次応力) を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し, 許容値である設計・建設規格を準用して求めた 200℃における 2/3Su, $\alpha \times 2/3Su$ と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 1.1
	端板	<ul style="list-style-type: none"> 代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について, 既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定。許容値と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 1.4
	閉止フランジ*	<ul style="list-style-type: none"> レーティング設計の耐圧能力を確認し, 限界圧力と評価。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 1.8
	閉止板	<ul style="list-style-type: none"> 既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し, 200℃, 2 Pd に対する必要板厚を算定し, 設計基準上必要上厚と比較 	<ul style="list-style-type: none"> 約 <input type="text"/>
	伸縮継手	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を, 既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施し, 許容繰り返し回数と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 0.08856 (疲労累積係数)
	短管	<ul style="list-style-type: none"> 短管に外圧が作用した際, 必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して, 必要板厚を算定し, 設計基準上必要板厚と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 <input type="text"/>
⑤ 電線貫通部	端板 (SUS304L)	<ul style="list-style-type: none"> 本体, 端板について, 設計・建設規格 PVE-3230, 3410 に準拠し, 必要板厚を算定し, 設計基準上必要板厚と比較。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 <input type="text"/>
⑥ 原子炉格納容器隔離弁	弁箱	<ul style="list-style-type: none"> レーティング設計の耐圧能力を確認し, 限界圧力と評価。 	<ul style="list-style-type: none"> 約 2.5

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器本体の解析評価範囲について

原子炉格納容器本体については、表1に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリとなる耐圧部材に対し、既工認と同様の評価式である設計・建設規格に示される式を用いた評価に加え、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））において、判断基準を200℃の設計引張強さ（Su）として代表プラントの原子炉格納容器をモデル化し、有限要素法による評価により、原子炉格納容器バウンダリ全体の評価を行っている。

さらに、有限要素法による評価でモデル化されていない部位のうち、配管貫通部については、実機形状、寸法に基づく解析モデルによる解析を実施し、貫通部に作用する荷重による応力等を求める。

表1 原子炉格納容器本体の評価部位と評価方法一覧

評価部位※		材料	評価方法		
			設計・建設規格の式に基づく評価	有限要素法による評価	部分解析
一般部	①半球部	SGV480	○	—	—
	②円筒部	SGV480	○	—	配管貫通部 (代表 413, 414, 419)
局部	③半球部と円筒部の接続部	SGV480	—	○	—
	④リングガード	SGV480	—	○	—
	⑤弾性材上端部及び下端部	SGV480	—	○	—
	⑥エアロック	SGV480	—	○	—
	⑦機器搬入口	SGV480	—	○	—

※丸囲み数字は、図1に示す評価部位

原子炉格納容器本体の評価部位を図1に示す。

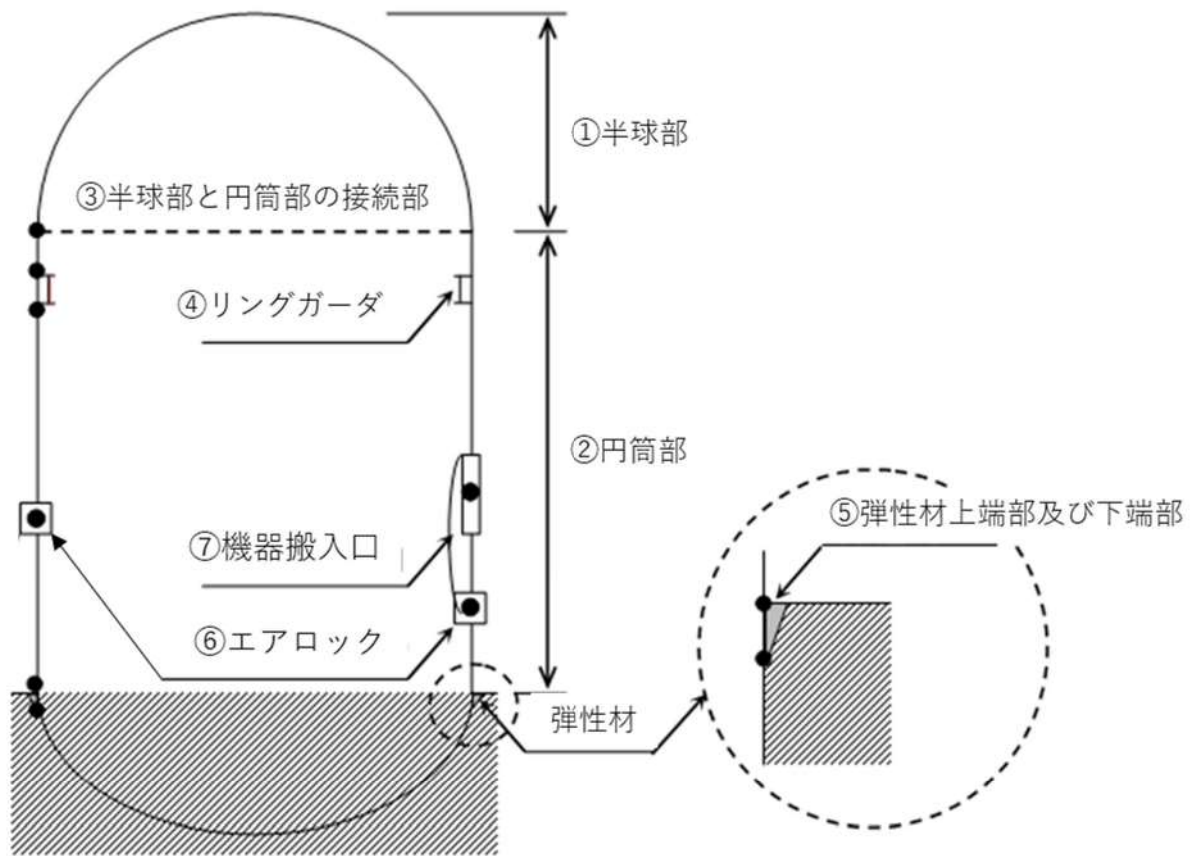


図1 評価部位

フランジ部の永久変形について

原子炉格納容器が重大事故等により 200°C, 2Pd (0.566MPa[gage]) を経験した際の機器搬入口, エアロックのフランジ部の変形について, 200°C, 2Pd における発生応力を算出し, 設計・建設規格において示されている原子炉格納容器 (クラス MC 容器) の供用状態 C における許容応力と比較した結果, すべて許容応力以下であり, 永久変形は生じないことを確認した。

200°C, 2Pd を経験した各フランジ部の変形について, 以下にまとめた。

1. 機器搬入口

機器搬入口については, 既工認と同様の評価手法を用いて算出したフランジ及びボルトの発生応力が, 供用状態 C における許容応力を満足することを確認した。

機器搬入口のフランジの形状を図 1 に, 評価結果を表 1 に示す。

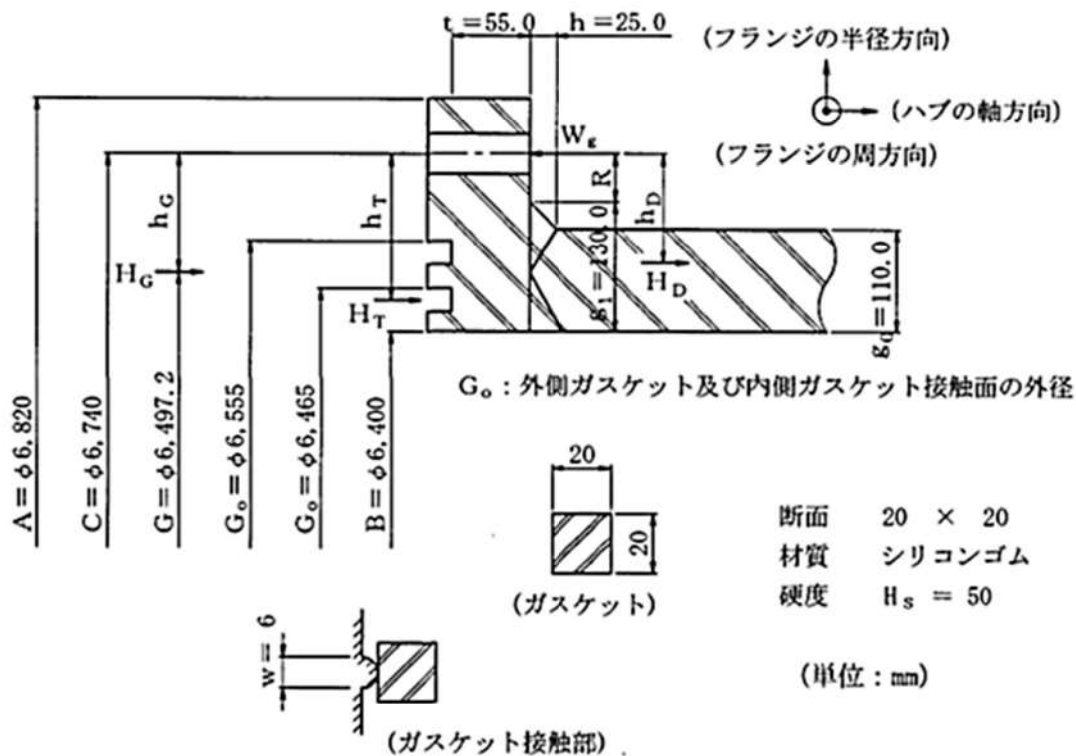


図 1 フランジの形状

表 1 機器搬入口の評価結果 (単位: MPa)

評価応力	記号	荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力*
ハブの軸方向応力	σ_H	2 Pd	44	339
フランジの半径方向応力	σ_R	2 Pd	200	226
フランジの周方向応力	σ_T	2 Pd	4	226
組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	2 Pd	122	226
	$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	2 Pd	24	226
ボルトの応力	σ_B	2 Pd	301	432

※200℃での供用状態Cにおける許容応力

2. エアロック

エアロックについては、既工認と同様の評価手法を用いて算出した隔壁(扉が接する垂直方向部材, 水平方向部材)及び扉の発生応力が、供用状態Cにおける許容応力を満足することを確認した。

隔壁の形状を図2, 扉の形状を図3に, 評価結果を表2に示す。

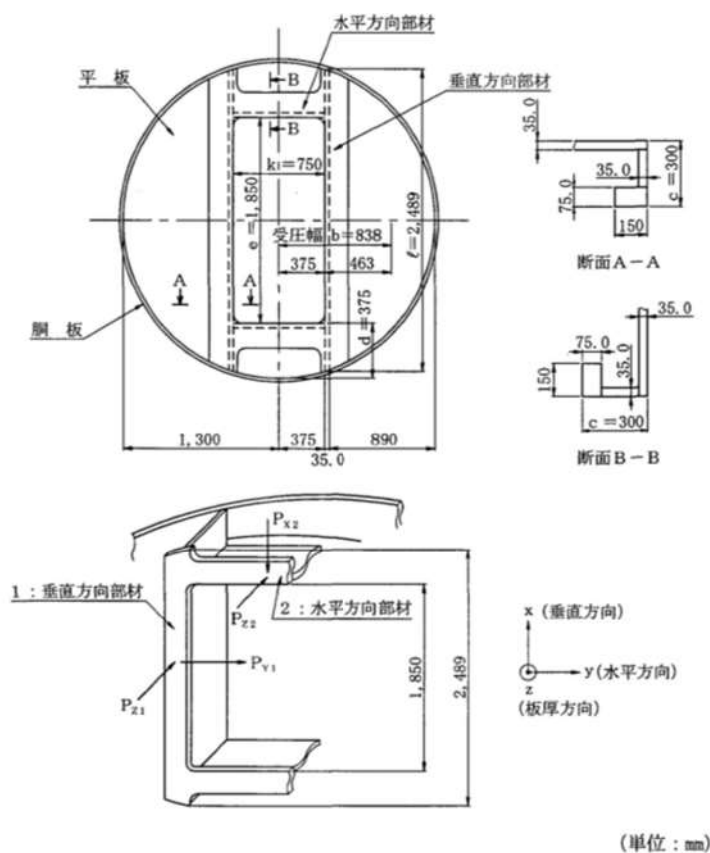
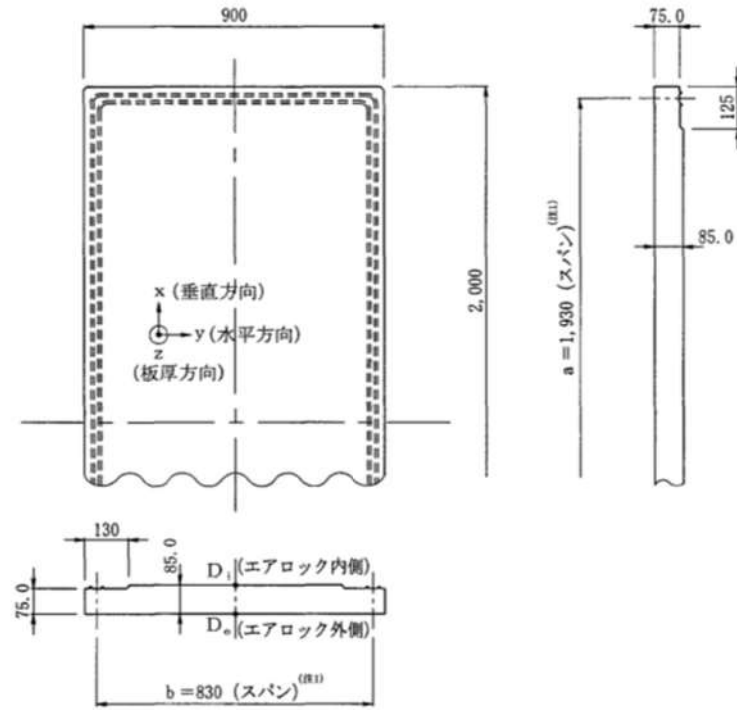


図2 隔壁の形状



(単位：mm)

図3 扉の形状

表2 エアロックの評価結果 (単位：MPa)

評価部位		荷重	発生応力	供用状態Cにおける許容応力*
隔壁	垂直方向部材	$2Pd$	-285	315
	水平方向部材	$2Pd$	-30	315
扉	D_i	$2Pd$	36	339
	D_o	$2Pd$	-36	339

※200°Cでの供用状態Cにおける許容応力

機器搬入口の開口量評価の妥当性について

機器搬入口の開口量評価では、有限要素法解析（電共研における代表プラントの解析結果）を用いている。

本評価において、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。

また、フランジ部の開口の挙動を確認するため、ボルト、ナットとフランジ面にギャップ要素を設定している。その解析モデルを図1に示す。

この解析では、原子炉格納容器との取り合い部からの胴部を含む機器搬入口本体をモデル化しており、原子炉格納容器円筒部の膨張も強制変位として付与しているのに加え、ボルトの初期締付力も考慮している。また、材料物性（応力-ひずみ曲線）については、温度依存性を考慮した実機使用相当材に対する材料試験値を使用している。□℃、□MPa（約□Pd）時における機器搬入口の応力分布を図2に示す。

フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が□MPaまで増加しても、概ね弾性変形の範囲内にあり、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じないと考える。

以上より、有限要素法解析を用いて実施した機器搬入口の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

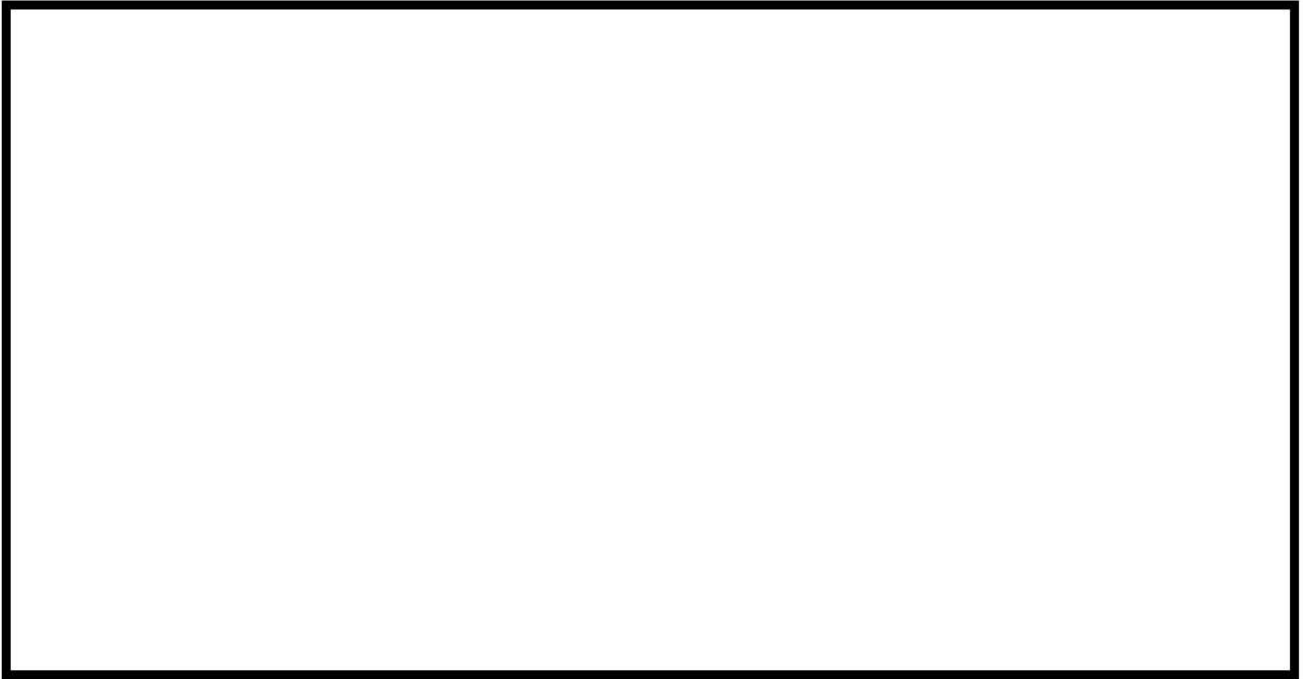



図1 機器搬入口の開口量解析モデル



図2 機器搬入口の応力分布

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

経年劣化を考慮したシール機能について

機器搬入口等に用いられているシール材については、保全計画に基づき定期的に取り替を実施しており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、十分に性能が確保されるものとする。

エアロック均圧弁のシール部に用いる PEEK 製シール材については、耐放射線性 (Gy) 及び耐熱性 (°C) を持つことが試験にて確認されたシール材である。

重大事故時の集積放射線量 (Gy) と比較して通常運転時の積算放射線量 (Gy) は十分小さい値であり、運転中の環境を考慮してもシール機能が確保できると考えるが、シール部が摺動部分であることを踏まえ適切な周期を定め交換を実施する。

長期間シール材を継続使用する電線貫通部に関しては、電線貫通部の環境試験において、表 1 に示すとおり、通常運転中の劣化を考慮した上で、設計想定事故時を模擬した試験を実施しており、健全性を確認している。

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても事故時に性能が確保されるものとする。

表 1 試験条件

	試験条件※	説明
加速熱劣化	<input type="text"/> °C × <input type="text"/> 日間	試験条件は、原子炉格納容器内の設計平均温度にケーブルの通電による温度上昇も考慮した温度に若干の余裕をみた温度 (<input type="text"/> °C) で 60 年間の運転に相当する条件 (ポッティング材: <input type="text"/> °C- <input type="text"/> 日, Oリング: <input type="text"/> °C- <input type="text"/> 日) を包絡している。
放射線照射	<input type="text"/> Gy (平常時) <input type="text"/> Gy (事故時)	泊発電所 3 号炉の 60 年間の運転に予想される集積線量, 設計想定事故時線量を包絡している。
事故時 雰囲気暴露	温度 Max <input type="text"/> °C 圧力 Max <input type="text"/> MPa 時間 <input type="text"/> 日間	泊発電所 3 号炉の設計想定事故時の最高温度 (約 124°C), 最高圧力 (約 0.241MPa) を包絡している。

※ 出典：電力共同委託「モジュラ型電気ペネトレーションの長期健全性評価 (H21 年 2 月)」

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

200℃， 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界温度・圧力について

有効性評価における原子炉格納容器の限界温度・圧力は 200℃， 2Pd と設定しており， 200℃， 2Pd について時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考えている。このため，シール部については，200℃， 2Pd の状態が 7 日間（168 時間）相当継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで限界温度・圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。ここでは，シール部について事象発生後 168 時間以降の長期的な健全性を評価する。

1. 事象発生後 168 時間以降の原子炉格納容器温度・圧力の推移

重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 141℃，原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.360MPa[gage]であり，その後温度及び圧力は緩やかに低下する（図 1 及び図 2 参照）。そのため，事象発生後 168 時間以降の原子炉格納容器雰囲気温度・圧力は，約 141℃，約 0.360MPa[gage]よりも低い状態にある。

表 1 事象発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事象発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
原子炉格納容器圧力	限界圧力として 2Pd(0.566MPa[gage])を設定	有効性評価における最高値 0.360MPa[gage]以下となる
原子炉格納容器温度	限界温度として 200℃を設定	有効性評価における最高値 141℃を下回る

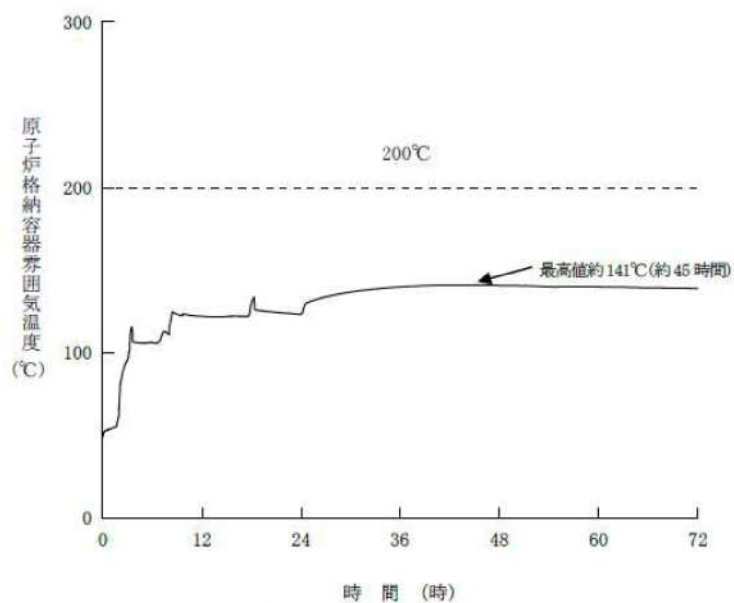


図1 原子炉格納容器内雰囲気温度の推移
「格納容器過温破損シナリオ」

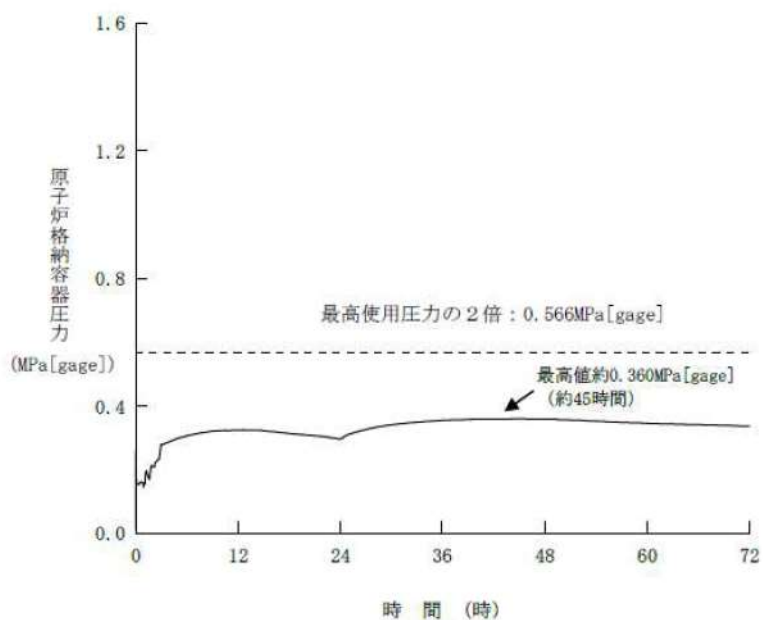


図2 原子炉格納容器圧力の推移
「格納容器過圧破損シナリオ」

2. 事故発生後 168 時間以降のシール部の健全性について

機器搬入口及びエアロックのガスケットの健全性を確認したフランジ隙間可変試験と同様の試験体において、表 2 の通り 200℃、2 Pd を超過する []℃、 []MPa (約 []Pd) の条件下であっても、ボルト締結状態であれば、加熱開始から []時間 (約 []日間) 漏えいが無いことを確認している。また、漏えいに影響を及ぼす開口挙動に対し、ボルト締結状態であるという条件は事故時の実機条件と類似しているため、妥当であると考え。よって、168 時間以降において、本試験条件よりも十分低い温度・圧力を維持できれば、試験で確認された時間以降も、長期的にシール部は健全であると考え。

表 2 ボルト締結試験条件

加圧空間条件	圧力 (MPa)	[]	
	温度 (°C)		
	雰囲気		
	試験時間 (hr)		
試験体条件	集積放射線量 (MGy)	[]	
	ガスケット材		シリコンゴム
	ガスケット寸法 (mm)		[]
	突起高さ (mm)		

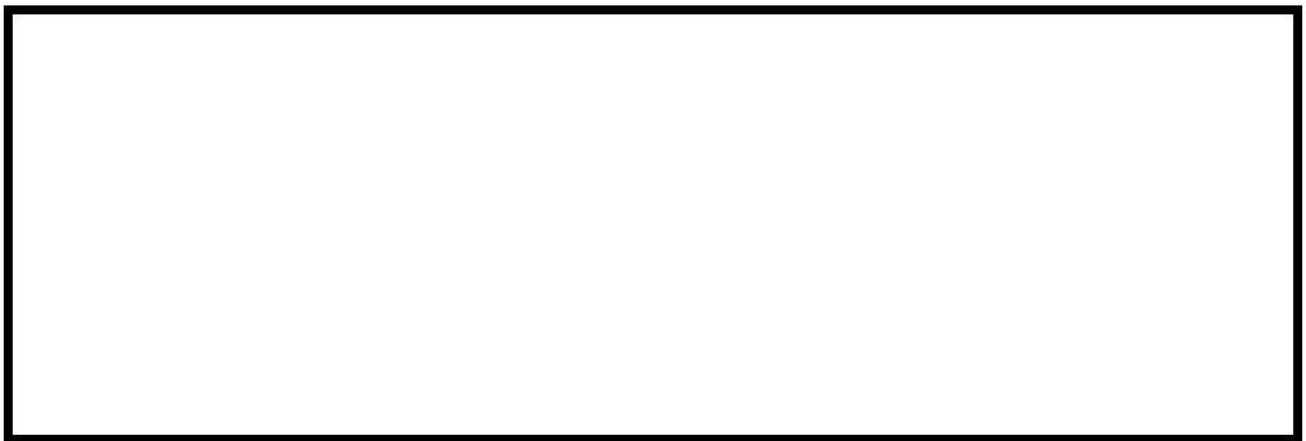


図 3 試験体図

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方

有効性評価結果より7日間（168時間）以降は、約45時間後に事故時の最高温度約141℃を経過した後、漸減する傾向にあることから、原子炉格納容器温度は有効性評価の最高温度である約141℃を下回る。また、原子炉格納容器圧力についても、原子炉格納容器温度と同じく、約45時間後に事故時の最高圧力約0.360MPa[gage]を経過した後、漸減する傾向である。2.項に示すボルト締結試験においては、200℃、2Pdを上回る条件にて、事故発生後7日間経過した後さらに□日間にわたってシール部に同条件が作用したとしても、シール部に問題がないことを確認しており、長期の原子炉格納容器閉じ込め機能を確保することができる。

4. 7日間（168時間）以降の考え方

重大事故等発生後168時間以降については、原子炉格納容器圧力・温度は低下していることから、168時間までは限界圧力・温度を超えないように管理することで、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持される。

ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することから、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、前述の試験条件よりも十分低い温度・圧力状態と考える、有効性評価における最高値を目安とし、原子炉格納容器温度が141℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が0.360MPa[gage]を超えない範囲でプラント状態を維持する。原子炉格納容器温度、圧力の168時間以降の考え方を図4及び図5に示す。



図4 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方

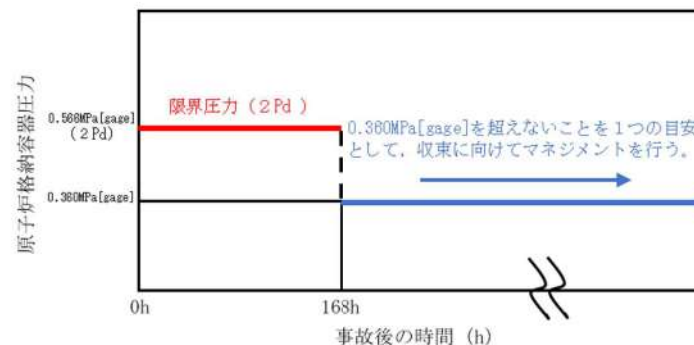


図5 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方

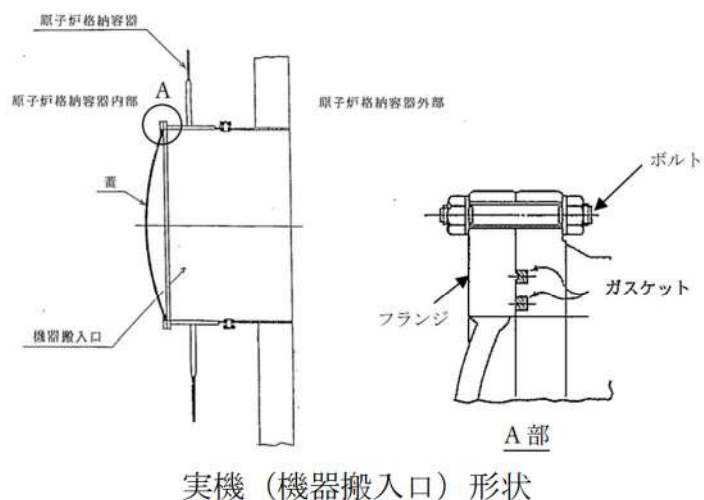
□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

実機フランジを模擬した小型試験結果の適用について

シリコンゴムシール材については、シール機能の性能確認として、実機フランジを模擬した小型試験装置（フランジ隙間可変試験）を用いてシール機能を確認している。小型試験結果の実機への適用性について、以下に示す。

1. 実機と小型試験装置の比較

実機（機器搬入口）と小型試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を図1及び表1に示す。



実機（機器搬入口）形状



小型試験装置形状

図1 実機と小型試験装置の形状


 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表 1 実機と小型試験装置の寸法

	ガスケット寸法 (mm)			溝寸法 (mm)			タンク (mm)
	中心径※	幅	高さ	中心径※	幅	高さ	
機器搬入口							
小型試験装置							

※内側と外側の値を記載

2. 実機への適用性

実プラントでは、内側と外側の 2 本のガスケットが使用されているが、小型試験装置でも、2 本のガスケットで模擬している。

フランジの断面形状は実機と同形状であり、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同程度とし、中心径のみを縮小した試験装置としている。また、小型試験装置を用いてフランジ隙間可変試験を行い、実機の 2Pd 時の開口量以上の開口量までフランジ面間を変化させた。その結果、実機より保守的な条件である開口量 mm 以下の隙間において有意な漏えいが無かったことから、小型試験における計測可能最小リーク量を用いて実機への適用性を確認する。

リーク量はガスケット径に比例することから、試験におけるリーク量（計測可能最小リーク量）をガスケット径比で補正して実機フランジでのリーク量を推定することができる。その結果、原子炉格納容器フランジからのリーク量 0.01%/day 程度であり、原子炉格納容器設計漏えい率（0.1%/day）の 1/10 となっている。

このように、実機フランジを模擬したシリコンゴムシール材の試験結果は、原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから、シリコンゴムシール材の実機への適用は可能であると考えられる。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

シリコンゴムガスケット及び各フランジ部の製作公差を考慮した開口量評価について

フランジ部の開口量評価に影響する製作公差は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であり、ガスケット溝の公差、ガスケット厚さの公差及びタング部の公差が該当する。これらの公差について、原子炉格納容器圧力 2Pd 時における開口量と、フランジ隙間可変試験において、漏えいが生じないと確認できた開口量 mm を用いて評価した結果を表 1 に示す。また、図 1 にガスケット及びタング部の開口方向公差の概略図を示す。

表 1 公差を考慮した開口量 (単位: mm)

評価対象	ガスケット溝公差 a	ガスケット高さ公差 b	タング部公差 c	開口量① ^{※1}	開口量② ^{※2} (2Pd 時)	評価結果 ^{※3}	閉じ込め機能
機器搬入口					0.05	1.85	○
エアロック					1.7	0.2	○

※ 1 開口量①: (漏えいが生じないと確認できた開口量 mm) - (製作公差(a, b, c)の和)

※ 2 開口量②: 原子炉格納容器圧力 2Pd 時の開口量評価

※ 3 評価結果: 「(開口量①) - (開口量②)」を示す値。評価値が 0 以上で、製作公差を考慮した場合でもシール材の追従性があることを示す。

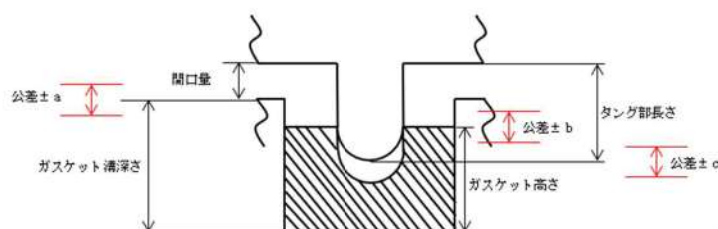


図 1 機器搬入口及びエアロックタング部の開口方向公差の概略図

表 1 より、各フランジ部の製作公差及びフランジ隙間可変試験において、漏えいが生じないと確認できた開口量 mm を考慮しても、原子炉格納容器圧力 2Pd 時の開口量に追従可能であることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認した。

実機の機器搬入口を復旧する際には、トルク管理によるフランジボルトの締め付け後に、フランジ面間にすきまがないことを確認しており、製作公差の影響が極めて小さくなるように施工管理している。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器の耐震性について

原子炉格納容器の評価対象部位について、基準地震動^{*}に対する耐震性を評価する。

※：平成 25 年 7 月設置変更許可申請時の基準地震動，平成 27 年 12 月 25 日審査会合に示す基準地震動

1. 評価方法

基準地震動による地震荷重を用いて、原子炉格納容器の評価対象部位に発生する一次応力を算出し、許容応力との比較を行う。

2. 評価基準値

許容応力状態IV_AS の評価基準値を用いる。

3. 評価結果

評価対象部位の基準地震動に対する評価の結果、いずれの部位の発生応力も評価基準値以下であるため、原子炉格納容器は基準地震動作用時においても必要な機能は損なわれない。表 1 に各部の評価結果を示す。

表 1 原子炉格納容器の基準地震動による暫定評価結果

評価対象部位	応力分類	発生応力	評価基準値
原子炉格納容器本体	一次膜応力+一次曲げ応力		280MPa
機器搬入口	一次膜応力+一次曲げ応力		280MPa
エアロック	一次膜応力+一次曲げ応力		280MPa
配管貫通部	一次応力		315MPa

※裕度の最も小さい部位を記載

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器の機能喪失の検出の考え方について

原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失が生じると、大規模な漏えいによって格納容器内の水素がアニュラスに流出し、「可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット」により検出される。PWRでは、原子炉格納容器内に設置する原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより水素濃度を低減させる設計としており、また、アニュラス空気浄化設備による排気を実施するため、アニュラス部において水素燃焼を生じるような水素濃度には至らない。

アニュラス空気浄化設備の起動が何らかの理由により遅れた場合の水素排出の考え方について、事象発生からアニュラス空気浄化ファンの起動までのフローを図1で示す。フローに示すとおり、プラント状態を「炉心損傷確認」、「格納容器内水素濃度上昇確認」、「原子炉建屋への漏えい確認」をフローで示す計器で確認する。

アニュラス空気浄化設備の起動が遅れた場合、水素濃度が可燃濃度（4 vol%）に到達していないと判断できれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

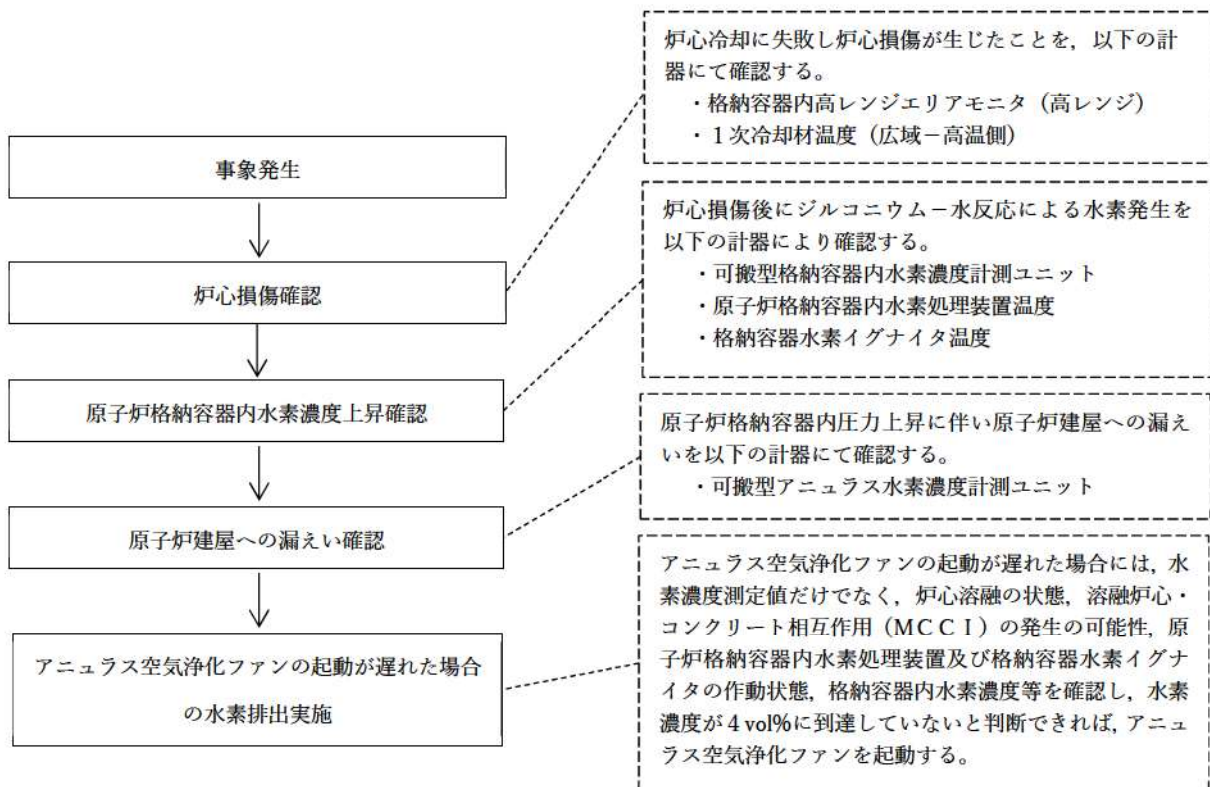


図1 原子炉格納容器からの異常な漏えいによる対応

黒鉛製シール材について

黒鉛製のシール材は、温度、圧力の環境に対する耐性が高いことから、原子炉格納容器隔離弁や閉止フランジのシール部に使用している。黒鉛製シール材は、膨張黒鉛を圧縮し、シート状に加工したものであり、黒鉛製シール材の選定にあたっては、重大事故等時環境下の温度（200℃）、圧力（2Pd）に対して十分な耐性を有することを確認している。

泊発電所3号炉で使用する黒鉛製シール材の仕様例を表1に示す。

表1 黒鉛製シール材の仕様例

最高使用温度	最高使用圧力	耐放射線性
450℃	43MPa	10MGy

原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいについて

原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、全てのフランジ部、電線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

200℃、2Pd の環境下における原子炉格納容器の閉じ込め機能の評価においては、これらのシール部のシール機能は、ガスケット等の試験結果及び材料特性によりシール機能が維持できることを確認している。

一方、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査では漏えいが確認されているものの、判定基準を満足しており閉じ込め機能は確保されている。

原子炉格納容器全体漏えい率検査の実績を表1に示す。

表1 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績

判定基準	検査実績
0.04%/day	0.033%/day

原子炉格納容器全体漏えい率検査は、局部ではなく原子炉格納容器全体を対象とした大規模な体系で実施することから、漏えい箇所を特定することは困難であるものの、実際の原子炉格納容器全体漏えい率検査における漏えいは、主に以下に起因するものと推定される。

- a. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、個別の箇所で生じている微小な漏えいが全て合算された状態となるため、個別の漏えい試験よりも漏えいを検知しやすい。このため、個別の箇所で確認できなかった漏えいを、原子炉格納容器全体漏えい率検査で検知することが考えられること。
- b. 原子炉格納容器全体漏えい率検査時の原子炉格納容器隔離弁は、保全プログラムに基づき一部の機器の点検を行った状態であり、その他は運転経験を経た状態のため、弁体の経年変化による漏えいの可能性があること。なお、原子炉格納容器全体漏えい率検査において判定基準を満足していることから隔離機能への影響はない。

また、以下についても、影響は小さいと考えられるものの漏えい率として検出される要因となる可能性がある。

- c. 原子炉格納容器全体漏えい率検査では、炉水への気体の溶解込みが考えられること。

なお、これらの漏えいの要因は、「原子炉格納容器の漏えい率試験規定（JEAC4203）」の判定基準※において考慮されているため、適切な保全を実施した上で検査を実施することで原子炉格納容器の気密性は担保される。

※：原子炉格納容器全体漏えい率試験（A種試験）の判定基準は、JEAC4203 2.4.4に基づき算出。ここで、次のプラント停止までの期間における隔離機能の劣化による漏えいの増加を仮定した「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」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の解釈」に従い、0.2と設定している。

化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について

1. 化学薬品等のシール機能への影響

機器搬入口等で使用されているシリコンゴムシール材は、けい素-酸素結合、炭素を主原料とした合成ゴムの一種であり、これまでも原子炉格納容器のシール材に使用されてきた実績のある材料である。シリコンゴムの基本特性を表1に示す。

シリコンゴムの基本的な特性を考慮した場合、シール機能に影響を可能性がある物質としては、「化学薬品」が挙げられる。

プラント運転中は、原子炉格納容器内において化学薬品を使用することはない。また、定期点検時は、原子炉格納容器内にて溶剤を使用するが、プラント起動前に資機材の置き忘れ確認を含め最終確認を行っているため、溶剤による悪影響はない。

なお、潤滑油等の油脂類の影響については、比較的耐油性に優れた材料であることに加え、以前より使用実績を十分に有したシール材のため悪影響はない。

表1 シリコンゴムの基本特性

耐蒸気性	A
耐水性	A
耐性（植物油）	A
耐性（潤滑油）	B
耐性（溶剤）	A～D

※A：優，B：良，D：不可を示すが、配合により異なることがある。

※常態での基本特性を示す。

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」等より抜粋

2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与し、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットと異なり有機材料であるシリコンゴムはその影響が懸念されるが、当該シール材は常態において耐アルカリ性が確認された材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものとする。

また、ハロゲン元素のよう素については、前述の文献にて同種材のよう素への耐性が示されている材料であり、化学的影響はないものとする。

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素の原子炉格納容器外への主要な放出モードとして気体分子が材料内部を透過する浸透漏れが考えられる。これは水素等の分子量の小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、実機を模擬した試験体を使用して重大事故時の条件を包絡する過酷環境下で試験を実施して漏えいがないことを確認していること、及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから、ガスケット材料からの浸透漏れによる原子炉格納容器外への水素の放出の可能性は低いものと考えられる。

原子炉格納容器本体の形状不連続部における応力評価について

1. 評価の概要

泊発電所3号炉の原子炉格納容器本体の形状不連続部に対して、有限要素法を用いた応力評価を実施する。なお、有限要素法の解析モデルは、旧原子力発電技術機構（NUPEC）重要構造物安全評価（「原子炉格納容器信頼性実証事業」（平成2年度～平成14年度））の取組みで用いた解析モデルではなく、泊発電所3号炉の解析モデルを採用して評価したものである。

2. 評価条件

原子炉格納容器本体の既工認における強度計算書評価の評価対象部位に対し、原子炉格納容器限界温度・圧力における応力評価を実施する。

評価対象を図1に示す。

【温度・圧力条件】

- ・ 限界温度：200℃
- ・ 限界圧力：2 Pd

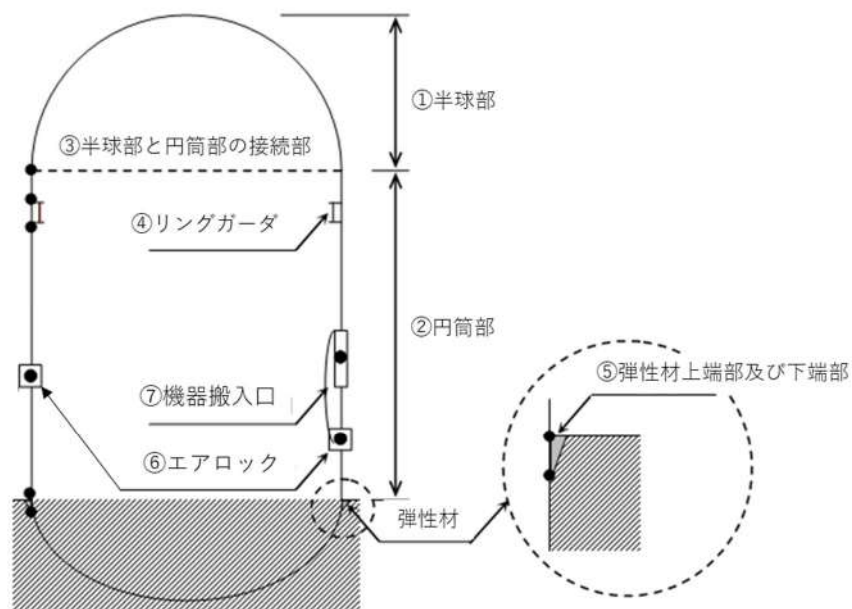


図1 応力評価点

3. 応力強さの算出

応力強さの算出に当たっては、有限要素法を用いて、限界温度・圧力における応力強さを算出する。

4. 評価結果

原子炉格納容器本体の限界温度・圧力における応力評価結果を表1に示す。いずれも200℃における許容応力以下であることを確認した。

表1 原子炉格納容器本体の応力暫定評価結果

応力 評価点 番号	応力評価点	一次応力[MPa]					
		Pm			PL+Pb*1		
		応力 強さ	許容 応力	応力比	応力 強さ	許容 応力	応力比
①	半球部		281		—	—	—
②	円筒部		281		—	—	—
③	半球部と円筒部の接続部	—	—	—		422	
④	リングガード	—	—	—		422	
⑤	弾性材上端部及び下端部	—	—	—		422	
⑥	エアロック	—	—	—		422	
⑦	機器搬入口	—	—	—		422	

*1：二次応力も含む

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、表1に示すとおり耐環境性に優れたシール材に変更する。

表1 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材変更箇所一覧表

バウンダリ箇所		部位	変更前部材	変更後部材
エアロック	均圧弁	弁座シート	ふっ素ゴム	PEEK

原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図

原子炉格納容器の限界温度・圧力は、設計・建設規格の準用による評価や電共研等において現時点までに得られているデータに基づき、原子炉格納容器の閉じ込め機能を評価して設定している。

原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図を図1に示す。



- ①構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生していないと判定している範囲
- ②構造部は破損せず、シール部からの漏えいが発生すると判定している範囲
- ③構造部の破損が発生していると判定している範囲

図1 原子炉格納容器の閉じ込め機能に関する漏えい・破損圧力-温度線図

この線図は、原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす機能喪失要因を考慮し、損傷の可能性を圧力・温度範囲に応じて分類したものである。

線(a)は原子炉格納容器構造部の破損判定境界、線(b)はシール部の漏えい判定境界であり、両線の外側が原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響を及ぼす境界となる。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

【線(a)】 原子炉格納容器構造部の破損判定境界

構造部のうち、200℃における許容圧力が最も低い原子炉格納容器本体円筒部に対し、設計・建設規格の評価式を準用し求めた許容応力を、構造部の破損判定の境界線としたものである。この境界線よりも、温度、圧力が低い範囲は、構造部が破損しないと判断できることを示している。

【線(b)】 シール部

シール部のうち、漏えいのリスクが高い最も大口径貫通部である機器搬入口のシール部に対して、実機を模擬して実施した試験により漏えいがないことが確認できた温度を、シール部の破損判定の境界線としたものである。

この境界線よりも、温度が低い範囲は、シール部が破損しないと判断できることを示している。なお、当該試験における圧力条件は2Pd よりも高い圧力(約 Pd)であるが、圧力よりも温度がシール部の破損の主要因になっているものと判断し、温度のみに着目している。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE11 r. 6. 0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係る
シビアアクシデント解析コードについて

令和5年10月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料のうち、は機密にかかわる
事項ですので公開できません。

重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

目 次

1. はじめに	1
2. 有効性評価における物理現象の抽出.....	2
2.1 炉心損傷防止.....	6
2.2 格納容器破損防止.....	41
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	61
3. 抽出された物理現象の確認.....	70
3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認	70
3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認	71
4. 適用候補とするコードについて.....	79
4.1 適用候補コードの概要.....	79
5. 有効性評価に適用するコードの選定.....	85
5.1 炉心損傷防止.....	85
5.2 格納容器破損防止.....	92
5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	94
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について.....	118
添付資料 1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について.....	添付-1
第 1 部 M-RELAP5 コード.....	1-1
第 2 部 SPARKLE-2 コード.....	2-1
第 3 部 MAAP コード.....	3-1
第 4 部 GOthic コード.....	4-1
第 5 部 COCO コード.....	5-1
参考資料 1 JASMINE コード.....	参考 1-1
参考資料 2 LS-DYNA コード.....	参考 2-1

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下、「有効性評価」という。）に適用する解析プログラム（以下、「コード」という。）に関して説明するものである。

有効性評価では、従来の加圧水型原子炉（PWR）の原子炉設置（変更）許可申請における設計基準事故解析を大きく超えた現象やプラント挙動を想定することから、その際の物理現象を模擬できる解析コードを選定するとともに、その適用性を確認する必要がある。

本資料の2章では、解析の目的、対象とする原子炉施設を定めた上で、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。3章では、階層構造分析の手法を参考に、PWRシステムにおける現象を階層分解し、モデル化の対象となるプロセスを特定した上で、2章で抽出された物理現象と対応付けることにより、抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認する。さらに、4章では有効性評価において適用候補となるコードを検討するとともに、5章では事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について、適用候補のコードが必要なモデルを備えているかを検討して、最終的に有効性評価で用いるコードを選定する。また、第1部～第5部では、選定されたコード毎に申請解析で対象としている具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性を確認している。

2. 有効性評価における物理現象の抽出

本章では、有効性評価において解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。

有効性評価における解析の目的は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性の確認であり、国内の既設 PWR プラントが対象である。

物理現象の抽出は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「規則の解釈」という。）において、有効性評価に当たって「必ず想定する事故シーケンスグループ」、「必ず想定する格納容器破損モード」及び「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」として挙げられたシーケンスグループ及び格納容器破損モードを対象とし、その中で代表的と考えられるシーケンスを前提として行う。

なお、個別プラントの評価において、新たなシーケンスを考慮する必要がある場合には、別途検討する。

2.1、2.2 及び 2.3 節では、各事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードに対し、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たっては、3.1 節で説明する階層構造分析における物理領域ごとに整理することとし、その物理領域は、事象進展に関連する PWR のシステムを質量やエネルギーの輸送に関して特徴的な現象を一括することができる比較的独立性の高いコンポーネント（炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器等）に分類している。また、時間領域についても、出現する物理現象が大きく異なる炉心損傷前と炉心損傷後に分割した。

以下に、各物理領域について説明する。

A) 炉心（核）

炉心はシステムにおける最も主要な熱源であり、事象遷移中も、原子炉トリップまでの期間については核分裂出力が、原子炉トリップ後は崩壊熱が主要な熱源として寄与する。発生熱は燃料棒から冷却材に伝えられる。

空間的な出力分布効果の重要性により、中性子動特性や関連する反応度効果は1点炉模擬あるいは空間依存を考慮する必要がある。

B) 炉心（燃料）

燃料棒は燃料ペレット、燃料被覆管、及びそれらの間のギャップガスにより構成され、前項により燃料棒内で発生した熱エネルギーが冷却材へと放出される。燃料温度は多くの事象解析において評価指標となる燃料被覆管温度に加え、

核分裂出力の変化にも影響を与える。炉心露出等により燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、酸化反応や伝熱形状の変化が生じ、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心では入口から流入した1次冷却材が燃料棒の間の管群流路を流れ、燃料を冷却する。炉心内に出力分布や流入冷却材条件の不均一等がある場合には3次元的な流動により顕著な流量の再配分を生じる可能性もある。また、事象進展中には、顕著な二相流状態も生じ、気液各相の間に相変化、界面せん断、界面熱伝達といった質量、エネルギーの輸送プロセスが存在する複雑な現象であるが、両相間の平衡性が高い場合には、混合流としての簡略化された取扱いにより近似的に表すこともできる。これらの現象をどのレベルまで分析する必要があるかは、対象とする事象の特徴により異なる。

1次冷却材中には、ほう酸が溶解しており、その濃度分布の変化は核分裂出力の変化にも影響する。

D) 1次冷却系

1次冷却系では炉心と蒸気発生器をつないで冷却材が循環する。冷却材及びほう酸の流動挙動は、前項に述べた炉心（熱流動）におけるものと同一であるが、概ね1次元の流れとして捉えられる。また、炉心のような大きな熱源がないため、構造材との間の熱伝達や、蒸気の凝縮も主要な現象となる。

破断を生じると系外（原子炉格納容器、蒸気発生器2次側等）への冷却材放出が生じる。1次冷却材の補充源としては非常用炉心冷却設備（ECCS）や代替注入設備がある。

E) 加圧器

加圧器はその水位変化や加圧器逃がし弁、安全弁からの放出により、事象中の1次冷却系の圧力の変化に重要な役割を持つ。加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、加圧器逃がし弁又は安全弁が1次冷却材圧力上昇の抑制のために開放されると、冷却材が加圧器逃がしタンクを経て原子炉格納容器へ放出される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介して1次側、2次側間の熱輸送が行われる。2次側の冷却材は、気相と液相が概ね分離した状態で共存し、主給水及び補助給水系による給水、2次側圧力上昇抑制のための主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

の開放により水位に影響が生じる。また、蒸気発生器伝熱管に破断が生じると1次冷却系から2次冷却系へ冷却材が放出される。

G) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は通常、1次冷却系及び2次冷却系から隔離された状態であるが、1次冷却系に破断を生じた場合、1次冷却材や水素を含む非凝縮性ガスが放出される。1次冷却材は減圧により二相状態となり、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内のヒートシンクへ熱伝達する。再循環により1次冷却系もしくは原子炉格納容器内に注入された冷却材は、凝縮熱伝達により原子炉格納容器内の蒸気状態に影響する。

H) 原子炉容器（炉心損傷後）

炉心が露出し、放射性崩壊や燃料被覆管の酸化反応熱により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管及び燃料の熔融、燃料被覆管及び燃料のクラスト化に至る。冷却材は次第に原子炉格納容器内に放出されるが、熔融した炉心が原子炉容器内に残された冷却材と相互作用すると、一部の熔融炉心は細粒化あるいは固化する。原子炉容器は、下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。燃料被覆管破損や炉心熔融が発生すると、核分裂生成物（FP）が気相及び液相（液滴又は液体）として1次冷却系内に放出され、冷却材の流れとともに拡がっていく。

I) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

圧力が高圧の状態では原子炉容器破損に至ると、熔融炉心及び水蒸気が高圧で放出する。この過程では熔融炉心は液相（液滴）としてエントレインされ、酸化反応を伴いながら原子炉格納容器空間部に放出される。

また、1次冷却材圧力が低圧の場合、原子炉容器破損後に熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、拡がりながら原子炉下部キャビティ内に堆積する。熔融炉心は原子炉格納容器雰囲気や原子炉下部キャビティ水、コンクリートとの間で熱伝達、化学的あるいは機械的な相互作用を生じる。原子炉下部キャビティに水がある場合には、熔融炉心は冷却材と相互作用し、一部の熔融炉心は細粒化あるいは固化する。原子炉下部キャビティに水がないか、熔融炉心の冷却が十分でない場合には、原子炉下部キャビティのコンクリートは侵食される。原子炉格納容器に放出されたFPは気体状態からエアロゾルとなって、原子炉格納容器内の構造材等に沈着する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等毎との組合せで注目する評価指標

に対して、解析を実施する上で必要な物理現象と、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象に分類し、マトリクス形で整理する。この整理は、最終的に解析コード選定において用いることとなる。

なお、事故シーケンスグループ等毎で抽出する各物理領域に特徴的な物理現象は、過去の同種の解析や研究から得られた知見に基づき、注目する評価指標への影響が具体的、かつ、それを模擬するために求められる解析コードの物理モデルや解析条件との対応が明確なレベルで抽出を行う。また、解析コードの選定を幅広く客観的に判断するために、評価指標に対し影響が小さい現象についても、物理現象として選定することとする。

2.1 炉心損傷防止

本節の各項では、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループ毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(d)の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で表2-1のように整理されている。表2-1では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「-」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっての事故シーケンスグループの事象の推移は、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている炉心損傷防止対策を考慮し、かつ、その対策に有効性があると想定される範囲について記述している。

2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

(1) 事象の推移

2次冷却系からの除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中に過渡事象又は小破断LOCAが発生し、かつ、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから1次冷却系が高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となり炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、蒸気発生器による代替の除熱機能確保並びに加圧器逃がし弁及び高圧注入系によるフィードアンドブリード運転があり、崩壊熱の除去により炉心冷却を確保することが可能である。

炉心損傷防止対策のうち蒸気発生器による代替除熱機能確保を行う場合に生ずる主な現象は、起因事象発生後の蒸気発生器水位が低下する過程におけるものであり、その後フィードアンドブリード運転を行う場合に生ずる現象に包絡されるため、ここでは、炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリード運転を想定する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

異常な過渡変件事象あるいは2次冷却系の冷却に依存するような小規模なLOCAが発生すると原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器2次側へ伝熱され、2次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。補助給水が失敗すると、蒸気発生器2次側では1次側からの伝熱による蒸気発生、放出により保有水量が減少し、ドライアウトに至る。

これにより2次冷却系からの除熱機能が喪失し、崩壊熱により1次冷却材の温度が上昇し、熱膨張により加圧器へのインサージが生じて気相部が圧縮され1次冷却材圧力も上昇する。

1次冷却材圧力が加圧器逃がし弁（あるいは安全弁）の設定値に到達すると断続的に弁からの蒸気放出がなされ、これにより1次冷却材圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次冷却系保有水量が減少し続け、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するために2次冷却系がドライアウトして1次冷却系の温度及び圧力が上昇する前に、加圧器逃がし弁を強制開して1次冷却系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次冷却系への注水を行う（フィードアンドブリード運転）。

加圧器逃がし弁を強制開すると加圧器気相部からの蒸気放出により減圧し、1次冷却系内では減圧沸騰が生じて加圧器へのインサージが生ずる。これにより加圧器水位が上昇し、蒸気放出から液相放出に転ずる。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は圧力が高かつ液相放出であるため、放出量が注入流量を上回り、1次冷却系保有水量は減少を続ける。高圧注入系の容量によっては、この期間に1次冷却系の保有水量の減少による炉心露出と露出部のヒートアップが生ずる。

しかし、1次冷却系保有水量の減少により高温側配管のボイド率が上昇し、加圧器へ主に蒸気が流入するようになると、加圧器逃がし弁からは蒸気放出となり、

放出量が急激に減少し、高圧注入流量を下回るようになる。これにより、1次冷却系保有水量の減少が回復に向かい、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却材圧力の上昇が生ずるが、原子炉出力は既に崩壊熱レベルに低下していることから1次冷却材圧力の上昇は比較的緩慢である。このため、2次冷却系からの除熱機能喪失による1次冷却材圧力の上昇はフィードアンドブリード運転による抑制が可能である。一方、フィードアンドブリード運転に伴う1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じると、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が顕著に上昇する可能性がある。また、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題にならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、

燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後 (炉心露出後) の 燃料棒表面熱伝達率 が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生 を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材により除熱され、1 次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1 次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり が 支配的であり、3 次元的な熱流動挙動 の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には 沸騰・ボイド率の変化 が影響する。炉心の露出に際しては重力による 気液の分離 (水位変化) を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡 が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく 圧力損失 は 1 次冷却系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中の ほう素濃度が変化 する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1 次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1 次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

1 次冷却材ポンプ (RCP) コーストダウンが生じると 強制循環流量 が減少し、その後 自然循環 に移行するが、その挙動には各部の 圧力損失 及び 沸騰 による ボイド率 (水頭) の変化が影響する。フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式 や 気液間の熱非平衡 も生じる。

小破断 LOCA を仮定する場合の破断口では、臨界流 あるいは 差圧流 として 冷却材の放出 が生じ、1 次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

フィードアンドブリード運転において、破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入 は、1 次冷却系保有水量及び ほう素濃度の変化 に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA に伴う 1 次冷却系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では 1 次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2 次冷却系からの除熱機能喪失後に、1 次冷却材温度の上昇に伴い 1 次冷却材体積が膨張し、加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより 1 次冷却材圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が 1 次冷却材圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1 次冷却系保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により 1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2 次側で給水の喪失により水位が減少し ドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い 2 次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2 次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。2 次冷却系の除熱機能の喪失により 1 次冷却系からの除熱は失われるため、1 次側での蒸気凝縮のような現象は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が燃料被覆管温度へ与える影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.2 全交流動力電源喪失

(1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は、原子炉の出力運転中に、送電系統又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、非常用所内交流動力電源も喪失し、

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）。

その際、全交流動力電源喪失に伴い、従属的に発生する原子炉補機冷却水系の機能喪失の重畳を考慮することにより、1次冷却材ポンプシール（以下、「RCP シール」という。）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、RCP シール部からの冷却材の漏えいに至った場合（RCP シール LOCA が発生する場合）には、ECCS 等による冷却材の補給が行われないと炉心損傷に至る。

RCP シール部からの冷却材の漏えいは、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇ももたらすが、漏えい量が限られることより通常の LOCA と比較して圧力及び温度の上昇は緩やかである。

この事象（RCP シール LOCA が発生する場合）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ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却があり、1次冷却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しつつ、1次冷却材圧力及び温度を一定状態に維持する。また、代替交流電源の確立後は蓄圧タンクの隔離を行い、2次冷却系強制冷却の再開により1次冷却系を冷却及び減圧して、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^(注)。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

外部電源の喪失と同時に非常用所内交流動力電源の喪失（全交流動力電源喪失）が発生すると原子炉トリップにより、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器2次側へ伝熱され、2次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。1次冷却材ポンプのコーストダウンとともに1次冷却系は強制循環から自然循環に徐々に移行するが、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより1次冷却系保有水量が減少することから、自然循環も停止する。自然循環停止後の崩壊熱除去はリフラックス冷却によって行われるが、冷却材の漏えいは継続するため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却により、1次冷却系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制するとともに、蓄圧注入及び代替炉心注入による冷却材の補給を行う^(注)。

2次冷却系強制冷却により、1次冷却材圧力は急速に低下し、漏えい流量が減少するとともに、蓄圧注入が開始されるため一時的に1次冷却系保有水量が回復する。蓄圧タンクの隔離後、更に冷却を継続し代替炉心注入を開始することにより、漏えい流量と注入流量が釣り合うことで1次冷却系保有水量の安定状態が維持される。以降、炉心で発生した崩壊熱はリフラックス冷却と冷却材の漏えいにより除去され、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになる^(注)。

一方、原子炉格納容器においては、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との伝熱が生じる。構造材は当初は除熱源として作用するが、長期的には構造材温度が原子炉格納容器内温度と平衡状態となり、除熱がなされない限り原子炉格納容器圧力の上昇が継続する。

(注) 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合は、蓄圧注入による 1 次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持される。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように 1 次冷却材圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、格納容器スプレイの作動に期待できないため、RCP シール部からの漏えいがある場合は、1 次冷却材の減少に伴い燃料被覆管温度が上昇するとともに原子炉格納容器圧力が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1 次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力に影響する。事象発生後、直ちに原子炉トリップが生じるが、その際の炉心出力変化には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が主に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態 (通常運転状態) に依存するため、過渡中の 3 次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後 (炉心露出後) の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離 (水位変化)を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次冷却系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率 (水頭)の変化が影響する。RCP シール部からの冷却材の漏えいによる冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。自然循環が停止すると、1次側から2次側への伝熱による蒸気発生器1次側での凝縮水の炉心への落下 (蒸気発生器入口部での気液分離・対向流) 等のリフラックス冷却

に関係する現象が生じ、事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象として挙げられる^(注)。

RCP シール部からの冷却材漏えいは、臨界流又は差圧流としての冷却材の放出であり、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

RCP シール部から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入 (代替注入)、蓄圧タンク注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

(注) 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合、蓄圧注入による1次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになるものの、代替炉心注入が必要な場合の物理現象に包含される。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水 (補助給水)の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による1次冷却系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次冷却系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制する。

蒸気発生器2次側はドライアウトすることなく除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

RCP シール部からの冷却材漏えいにより高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、

原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させる設備としては、スプレイ及び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が挙げられるが、評価上は事故後24時間以降の操作としており、それまでの作動の効果は、評価上は考慮しないため、スプレイ及び格納容器内自然対流冷却に係る主要な物理現象は抽出しない。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次冷却系からの高温冷却材の放出に係る現象以外に、水素の1次冷却系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。

2.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉補機冷却機能喪失は、前項の全交流動力電源喪失において、その重量を想定しており、事象の推移は、2.1.2(1)と同様である。

(2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が、前項の全交流動力電源喪失と同様であるため、抽出される物理現象は、2.1.2(2)と同様である。

2.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉格納容器の除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中に LOCA が発生し、ECCS 再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ注入機能が喪失することで、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器が破損して、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって炉心損傷に至る、いわゆる原子炉格納容器先行破損事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却があり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、原子炉格納容器先行破損を防止することにより、炉心冷却を継続することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

LOCA が発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって、ECCS の再循環不能となり、炉心損傷に至る。

これを防止するために、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、原子炉格納容器破損を防止することにより、格納容器再循環サンプル水は沸騰せず、炉心の冷却は維持される。

格納容器再循環ユニットの格納容器内自然対流冷却の能力は崩壊熱オーダーであり、これが崩壊熱相当の 1 次冷却系からの放出エネルギーを下回る場合、原子炉格納容器圧力は冷却開始後も緩やかに上昇する。しかし、原子炉格納容器内温度の上昇により除熱量が増加し、一方で時間の経過とともに崩壊熱レベルが減少するため、いずれ原子炉格納容器圧力の上昇は停止し、崩壊熱の減少とともに緩やかに低下してゆく。

これにより、原子炉格納容器の損傷及びそれに伴う格納容器再循環サンプル水の沸騰が防止され、炉心の冷却が維持される。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは LOCA の発生を想定しており、1 次冷却材圧力が減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。

また、本事故シーケンスグループでは、ECCS 再循環が継続しており、原子炉格納容器が過圧破損に至るまでは、炉心の健全性は維持できるため、原子炉格納容器圧力を注目する評価指標とする。なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、本事象は、主に ECCS 再循環運転状態での事象推移に着目しており、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転状態を主な対象としないこと及び設計基準事故解析においても確認されていることから、対象としない。

事象中の原子炉格納容器圧力変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

LOCA 時には、事故後直ちに減速材密度による反応度帰還効果、あるいは原子炉トリップ（制御棒効果）により核分裂反応が急激に低下することより、核分裂出力による発生熱の積算値は小さい。このため短期的には原子炉格納容器圧力に多少影響を与えるが、長期的には影響を与えない。出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

また、原子炉格納容器圧力の評価において、出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

燃料棒内温度変化は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、設計基準事故解析においても確認されているため、限界熱流束 (CHF)は、主要な物理現象として抽出しない。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材を介して原子炉格納容器内に放出されるため、炉心での熱流動が間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与えることになる。

LOCA時には、冷却材の減少に伴い炉心において沸騰・ボイド率変化が生じ、更に気液の分離（水位変化）による炉心の露出、露出部での蒸気の過熱に伴う気液の熱非平衡といった現象が生じ、一時的に、炉心が過熱して原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与えるが、中長期的にはECCS注入水により炉心は長期に冠水状態となり崩壊熱は冷却材を介して安定して原子炉格納容器内に放出される。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、長期的には静水頭が支配的となる。

なお、ECCS注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

炉心領域での発生熱量が炉心及び1次冷却材の流動、原子炉格納容器への冷却材放出挙動を通じて原子炉格納容器圧力に影響する。

本事故シーケンスグループでは、RCP コーストダウンやRCP部でのボイド発生により、強制循環流量が減少し、破断規模が小さい場合はその後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化、各部での気液分離による水位挙動が影響する。

ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入がなされると、低温側配管からダウンカムにかけてサブクールの注入水と1次冷却系内発生蒸気との気液熱非平衡状態が生じ、気液界面での熱伝達は原子炉格納容器気相部への放出エネルギーに影響を与え、原子炉格納容器圧力変化に影響を及ぼす。

その他、1次冷却系の構成要素のなかで1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材の保有熱も1次冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力に影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は原子炉格納容器圧力評価に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与えるため、間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与える。

破断規模が小さい LOCA の場合、破断口からの放出エネルギーが小さいため、崩壊熱の一部は、蒸気発生器に伝達され、主蒸気安全弁等を通じて大気に放出される。2次側では、2次側給水(補助給水)の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

また、このような状態では1次側では上記の大気放出量と同等の蒸気の凝縮が生じており、その分、原子炉格納容器への蒸気の放出量が少なくなっている。

G) 原子炉格納容器

LOCA 発生により高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替格納容器スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、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が実施される。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次冷却系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に、水素の1次冷却系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷

却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。

2.1.5 原子炉停止機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉停止機能喪失（ATWS）は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉トリップに期待できないため、原子炉が高出力で維持され1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇することで炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、自動作動の緩和設備（以下、「ATWS緩和設備」という。）を設け、主蒸気隔離（及びタービントリップ）により蒸気発生器による除熱能力を低下させて、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させるとともに、その後の補助給水作動により炉心の冷却を確保することである。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する事象であり、確率論的リスク評価（PRA）上は、1つの事故シーケンスとして取り扱われるが、実際の事象の推移は起因となる過渡変化によって異なっている。以下ではATWS緩和設備の作動に期待する事象について述べる。

原子炉の出力が上昇する事象としては、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」、1次冷却材流量が低下する事象としては、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「外部電源喪失」、2次冷却系の除熱が悪化する事象としては、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」が挙げられる。

いずれの場合も、原子炉トリップに期待できない場合には、主蒸気流量と主給水流量のミスマッチにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少するが、ATWS緩和設備は、これを検知して必要な機器を自動作動させる。主蒸気隔離を行うことにより、2次冷却系からの除熱が悪化することから、1次冷却材温度が上昇するが、負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下し、その後、補助給水により炉心の冷却を確保することで、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、上述のとおり、起因事象によって事象の様相が異なることを踏まえ、ATWS緩和設備作動の際に期待する機能が多い「主給水

流量喪失」の場合を中心として、2次冷却系の除熱が悪化する事象である「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を前提とした物理現象の抽出を行う。

事象発生時には、原子炉トリップに期待できず、原子炉が高出力で維持されて、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇する。また、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして1次冷却材圧力及び燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の1次冷却材圧力及び燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び1次冷却材圧力に影響する。事象初期の期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、炉心出力が十分に低下した後の中期及び長期冷却では、放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

なお、ATWSは、制御棒による原子炉停止機能を喪失していることから、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図る必要がある事象であるため、1次冷却材温度や燃料温度といった炉内の物理パラメータの変化に応じた反応度帰還効果は、他の事故シーケンスグループに比べて重要であり、対象とする事故シーケンスによっては、空間的・時間的な出力分布変化を考慮した現象として捉えることが望ましい。

そのため、解析コードのATWSへの適用性を評価するに当たっては、反応度帰還効果をドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果、ほう素濃度効果及び動特性パラメータ（遅発中性子パラメータや中性子速度）に細分化して取り扱う必要がある。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は、燃料被覆管温度に直接影響し、また、炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果を介して1次冷却材圧力に影響を与える主要な現象である。燃料棒表面熱伝達は燃料棒内温度に関する境界条件であり、限界熱流束 (CHF)を超えて DNB

に至ると燃料被覆管温度が大きく上昇するが、ATWS では ATWS 緩和設備により出力を低下させて、DNB 発生を防止する。このため、解析評価では DNB 発生後の急激な燃料被覆管温度上昇を対象とせず、DNB 発生後の熱伝達挙動や燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生は考慮しない。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材により除熱されるが、評価指標である燃料被覆管温度が上昇する条件となる限界熱流束（CHF）は局所的な出力や冷却材条件に依存する。このため、本事故シーケンスグループの評価では、炉心内の3次元熱流動（乱流混合効果を含む）による冷却材の再配分について考慮する。この際、サブクール沸騰を含むボイド率の分布は主要な影響現象となる。ただし、高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあるため、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は 1 次冷却系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1 次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1 次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

本事故シーケンスグループでは、1 次冷却系は高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあり、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。また、RCP コーストダウンが生じる場合には、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。

1 次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1 次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

なお、本事故シーケンスグループでは、LOCA 事象を含まないことから、破断口からの冷却材放出はない。

ほう酸は液相中の溶質として振る舞い、その質量保存則によりほう素濃度分布を捉えることができる。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁及び安全弁による冷却材放出に伴う1次冷却系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2次冷却系からの除熱機能喪失後に、1次冷却材温度の上昇に伴い1次冷却材体積が膨張し、加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより1次冷却材圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次冷却材圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次冷却系保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

評価指標として1次冷却材圧力に注目する場合、2次冷却系の除熱性能の低下する事故シーケンスについて考慮する必要がある、特に2次側で給水の喪失により水位が減少しドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い2次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。

2次側給水（補助給水）は、原子炉出力低下後の長期的な崩壊熱の除去に寄与する。

1次側の冷却材挙動は、D)項の内容に準じる。ATWSでは高温、高圧状態が維持されるため、1次冷却系は概ね単相流あるいは均質二相流の状態にあり、1次側の蒸気凝縮は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度及び1次冷却材圧力への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.6 ECCS 注水機能喪失

(1) 事象の推移

ECCS 注水機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断(大破断 LOCA)あるいは中小規模な破断(中小破断 LOCA)が発生した場合に、低圧注入系あるいは高圧注入系の機能が喪失し炉心損傷に至る事象を想定する。

国内外の先進的な対策を踏まえて代替注入設備が計画されているが、大破断 LOCA の場合事象進展が速く、対策の有効性を示すことは困難と考えられる。このため、対策に有効性があると想定される範囲としては、中小破断 LOCA 時に高圧注入系が機能喪失する場合とする。

中小破断 LOCA 時においても、破断サイズが比較的大きい場合、破断流量が多いことから 1 次冷却材圧力は速やかに低下する。このため、一時的に炉心が露出し燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に蓄圧注入系が作動することから炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。

一方、破断サイズが小さい場合には、1 次冷却材圧力の低下が緩やかであるため、蓄圧注入系が作動する以前に炉心が露出して炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策は、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた 2 次冷却系強制冷却により、1 次冷却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であるが、事象進展が比較的速度いため対策の実施に係る時間余裕が短い。蓄圧注入による炉心冷却回復後は、低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入により長期にわたる炉心の冷却が維持される。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い 1 次冷却材圧力が低下し、原子炉圧力低原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。その後、ECCS 作動信号により補助給水が開始するが、本事象では高圧注入系からの注入はない。

このため、炉心は 1 次冷却系保有水量の減少に伴い露出し、燃料被覆管温度が上昇し、いずれは炉心損傷に至る。

これを防止するために主蒸気逃がし弁開操作を開始し、2 次冷却系を強制減圧することにより 1 次冷却系を冷却及び減圧させる。1 次冷却系の減圧が進むと蓄圧注入系が自動的に注入を開始することから炉心水位が上昇し、燃料棒の冷却が回復することから燃料被覆管温度が低下し炉心損傷を防止することができる。

さらに、減圧が進むと低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入が開始することから、炉心水位と 1 次冷却系保有水量は順調に回復し、炉心の冷却は維持できる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように1次冷却材圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次冷却系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。中小破断 LOCA による冷却材の流出に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入（低圧注入及び代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次冷却材圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次冷却系の保有水量及び圧力挙動に影響するが、本事故シーケンスグループでは、圧力は低下傾向にあるため加圧器逃がし弁や安全弁からの冷却材の放出は生じない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより1次冷却系を冷却及び減圧して1次冷却系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器2次側はドライアウトすることはなく、除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度挙動への影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.7 ECCS 再循環機能喪失

(1) 事象の推移

ECCS 再循環機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 LOCA）あるいは中小規模の破断（中小破断 LOCA）が発生した場合に、ECCS の作動により炉心へ冷却材補給には成功するが、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への冷却材補給が停止し、炉心損傷に至る事象を想定する。大破断 LOCA の場合は、低圧注入系の再循環機能喪失を想定し、中小破断 LOCA の場合は、高圧注入系の再循環機能喪失を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、大破断 LOCA の場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環があり、代替再循環により炉心注水を行うことで、炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。中小破断 LOCA の場合は、原子炉を減圧した上で低圧再循環あるいは代替再循環により炉心冷却機能を確保する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に ECCS が作動することから原子炉容器内水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。全炉心が冠水した後は、炉心にはダウンカマに流入する ECCS 注入水の水頭により冷却材が供給され安定した崩壊熱の除去がなされる。

しかし、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は炉心損傷に至ることはない。しかし、冷却材の流出により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。

これを防止するために、低圧注入系の再循環機能が喪失している場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環のラインアップを行ない、冷却材を補給する。1次冷却材圧力が、低圧注入系あるいはスプレイ系の締切圧力を上回り、注入が不能の場合には、主蒸気逃がし弁強制開操作を行うことで1次冷却系を冷却及び減圧し注入を促す。

これにより、その後も継続した炉心注水が行われることから、長期にわたり炉心冷却が可能となり、炉心損傷を防止することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは1次冷却材圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度は問題とならないと評価できることから、原子炉格納容器圧力及び温度は評価指標としない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

なお、本事象は、主に ECCS 再循環機能喪失後の事象推移に着目しているため、再循環機能喪失時点での1次冷却系の状態量及びそれ以降の現象が評価指標に影響を与える。したがって、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転期間の現象については、再循環機能喪失時点での状態量に影響するものを中心に抽出することとする。

A) 炉心 (核)

LOCA 時には、核分裂出力は事故後直ちに、あるいは原子炉トリップにより急激に低下するため、再循環切替時点での1次冷却系の状態には影響せず、出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

崩壊熱による出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じる可能性があり、燃料被覆管温度の上昇に影響のある炉心の露出過程及び露出後の熱伝達に影響する沸騰・ボイド率変化が主要な物理現象である。炉心の露出に際しては気液の分離（水位変化）、相対速度が大きく影響する。炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、再循環切替時には上述のように炉心及びダウンカマ部における水位変化が重要となる。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

再循環切替までは、蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入（高圧注入又は低圧注入）により、全炉心が冠水した状態でダウンカマにおいて気液分離による水位が形成され、維持されている。炉心にはダウンカマの水頭により冷却材が供給され、安定した崩壊熱の除去がなされている。

この状態から ECCS 再循環機能を喪失すると、代替注入により水位回復するまでには、冷却材の放出の継続により炉心水位の低下、炉心露出に至る可能性がある。

この状態に影響を与えるのは、ダウンカマと炉心の水頭バランスに影響を与える炉心発生蒸気のループでの圧力損失と、上部プレナム、高温側配管でのボイド率、気液分離による水位挙動である。また、ECCS 注入水と 1 次冷却系内蒸気の熱非平衡も 1 次冷却系内の流動に影響を与える可能性が考えられる。

1 次冷却材配管、原子炉容器等の構造材との熱伝達は、上記のボイド率に影響を与える可能性が考えられるが、再循環時点では有意な熱放出は終了しており影響は小さいと予想される。

E) 加圧器

再循環切替時点では、加圧器は完全に空であり、1 次冷却系の挙動に影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2 次側では、2 次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却が実施される場合には、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより 1 次冷却系を冷却及び減圧して 1 次冷却系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器 2 次側による冷却が実施される場合には、1 次側において蒸気の凝縮現象が発生し、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

大破断 LOCA の場合には、原子炉格納容器圧力が 1 次冷却系の圧力挙動に影響を与える。物理現象としては 2.1.4(2) と同様であるが、本事故シーケンスグループでは、格納容器スプレイ系の作動を想定しており、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は必要としない。

再循環過程においては、格納容器再循環サンプル水の温度、熱交換器による除熱能力が、注入水及びスプレイ温度に影響を与える。

2.1.8 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

(1) 事象の推移

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は破損により、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器が破損し1次冷却材が系外に流出する LOCA 事象を想定する。破断箇所の隔離に失敗すると、ECCS の水源である燃料取替用水タンク（あるいはピット）の保有水が枯渇するため、冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁の手動開操作による2次冷却系強制冷却により1次冷却系を冷却及び減圧するとともに、1次冷却系から系外への流出量を減少させ、注入モードによる炉心冷却をより長く維持する。また、加圧器逃がし弁手動開操作を実施し、減圧及び漏えい量を低減させる。破損側余熱除去系を系統分離し、健全側系列による余熱除去運転に移行することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去運転が不能の場合、燃料取替用水タンク（あるいはピット）への水の補給を継続し、その水を充てんポンプにより注入することで炉心冷却をできるだけ長く維持し、復旧のための時間余裕を増加させることができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はECCSを用いた炉心注入によって除去されるが、当初は流出流量が注入流量を上回るため、1次冷却系保有水量は減少する。1次冷却材の系外流出により1次冷却材圧力は低下し、余熱除去ポンプ入口逃がし弁及び余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹き止まり圧力に達することにより、上記逃がし弁からの漏えいは停止し、1次冷却系保有水量は増加に転じる。主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、減圧及び加圧器逃がし弁開操作により、1次冷却材圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん系へ切り替えると、注入流量の減少により一時的に1次冷却系保有水量が減少するが、1次冷却材圧力は低下していることから1次冷却系保有水量は安定し、漏えい停止（現場での弁閉止操作）まで炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次冷却材圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納

容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断に伴い1次冷却材が大気に放出されることを踏まえ、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり³が支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次冷却系の流動挙動に影響を与える。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次冷却系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次冷却系保

有水量の回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次冷却系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることではなく、除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

(1) 事象の推移

格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器1基の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象に加えて、破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、ECCS等により1次冷却系への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による1次冷却系の減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん系による1次冷却系への注入及び加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系からの放出により炉心冷却を実施する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が2次冷却系に流出するため、1次冷却材圧力が低下し、原子炉トリップに至る。その後、破損側主蒸気安全弁が開固着し、1次冷却材圧力及び加圧器水位が低下することでECCSが作動する。健全側主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁開操作により、1次冷却系温度及び圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん注入系へ切り替え操作を実施する。さらに、余熱除去運転に移行することにより1次冷却材圧力は低下し、1次冷却材圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。この期間中、炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次冷却材圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断した伝熱管を通じて1次冷却系から2次冷却系に流出した冷却材が大気に放出されることから、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次冷却系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後 (炉心露出後) の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離 (水位変化)を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次冷却系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率 (水頭)の変化が影響する。蒸気発生器伝熱管破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

蒸気発生器伝熱管破損の破断口では、臨界流あるいは差圧流として1次冷却材の放出が生じ、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次冷却系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次冷却系保有水量の回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されて、圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次冷却系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次冷却系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることはなく、本事故シーケンスグループで注目する原子炉トリップ後の中期及び長期冷却では、余熱除去系により十分な炉心冷却が行われるため、1次側での蒸気凝縮は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧 (炉心損傷防止) (1/3)

分類	評価対象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインジェクションシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 漏えい量	燃料被覆管温度, 漏えい量	燃料被覆管温度, 漏えい量
炉心 (核)	核分裂出力		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	出力分布変化		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	反応度帰還効果		○	○	○	○	○(*1)	○	-	○	○
	制御棒効果		○	○	○	○	○	○	-	○	○
	崩壊熱		○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束 (CHF)		○	○	○	-	○	○	-	○	○
	燃料被覆管酸化		○	○	○	○	-(*2)	○	○	○	○
	燃料被覆管変形		○	○	○	-	-(*2)	○	○	○	○
炉心 (熱流動)	3次元熱流動		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流		○	○	○	○	-	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失		○	○	○	○	○	○	○	○	○
ほう素濃度変化		○	○	○	-	○	○	-	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象，-：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象
 (*1)解析コードの適用性を評価するには細分化を行う。(*2)燃料被覆管温度評価上、DNBを生じないことが前提となるため、対象とならない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧 (炉心損傷防止) (2/3)

分類	評価対象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス インターフェイス システム LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 漏えい量	燃料被覆管温度, 漏えい量
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材流量変化 (自然循環時)		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離・対向流		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ECCS 強制注入		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	水位変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
冷却材放出 (臨界流・差圧流)		○	○	○	○	○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-1 抽出された物理現象一覧 (炉心損傷防止) (3 / 3)

分類	評価事象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインターフェイスLOCA	格納容器バイパス蒸気発生器伝熱管破損
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト		○	-	-	-	○	-	-	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)		-	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液界面の熱伝達		-	○	○	○	-	-	○	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		-	○	○	○	-	-	○	-	-
	スプレー冷却		-	-	-	-	-	-	○	-	-
	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		-	-	-	○	-	-	-	-	-

○：解析を実施する上で必要な物理現象，-：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

2.2 格納容器破損防止

本節の各項では、格納容器破損防止に係る格納容器破損モード毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(i)の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

ここでは、格納容器破損モードの特徴を踏まえて、本資料で説明する解析コードで取り扱う範囲の評価項目に対応する評価指標を選定する。

抽出された物理現象は、格納容器破損モードとの組合せでマトリクスの形で表 2-2 のように整理されている。表 2-2 では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、格納容器破損モードのうち格納容器直接接触は、工学的に発生しないことから対象外とする。

2.2.1 炉心損傷前の原子炉系における現象

炉心損傷に至る起因事象としては、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに

において、炉心冷却に失敗する場合を想定することから、2.1節において抽出された物理現象のすべてが対象となる。ただし、以下の現象については、物理現象自体が生じない又は評価指標に対する影響が小さいため物理現象として抽出しない。

- ・出力分布変化（炉心（核））

- 炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存し、出力が直ちに低下する事象では、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

- ・限界熱流束（CHF）（炉心（燃料））

- 事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化に影響する現象であり、炉心損傷に至る事象においては、主要な物理現象とはならない。

- ・3次元熱流動（炉心（熱流動））

- 1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。

- ・ほう素濃度変化（炉心（熱流動）、1次冷却系）

- 蓄圧タンク等からのほう素添加により、未臨界が維持されるため、ほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、ほう素濃度変化の出力への影響は小さい。

また、核分裂出力、反応度帰還効果、制御棒効果の物理現象に関して、事象開始直後に原子炉トリップに至る場合は、事象進展に殆ど影響しないものの、解析を実施する上で必要な物理現象であることから「○」としている。

2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(1) 事象の推移

原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷は、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、格納容器スプレイ注入機能が喪失した状態で、原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器が破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次冷却系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した熔融炉心を冷却すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユ

ニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器気相部の冷却を行い、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することである。また、1次冷却材圧力が高い状態の場合、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次冷却系強制減圧を行い、溶融物の飛散を防止する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の水の一部が保有熱及び崩壊熱によって蒸散する。原子炉下部キャビティで発生した水蒸気は原子炉格納容器を加圧、加熱するが、代替格納容器スプレイによって、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。

その後、格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却によって、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇傾向から低下傾向となり、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損を防止する対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力及び温度とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が

大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替格納容器スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、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が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次冷却系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次冷却系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次冷却系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内FCI）が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した熔融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は 1 次冷却系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

原子炉容器が破損後、1 次冷却材圧力が 高圧で溶融炉心が放出 される場合、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気 を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1 次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティにおける溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化 し、水との 熱伝達 により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達 する。このとき、コンクリート温度が上昇すると コンクリート分解及び非凝縮性ガス を発生させる可能性がある。

1 次冷却系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

2.2.3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(1) 事象の推移

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は、原子炉容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止するために、加圧器逃がし弁の開放による 1 次冷却系強制減圧を行う。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器から放出される。このとき、1 次冷却系強制減圧

により十分な減圧が達成されていれば、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱には至らない。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での溶融物の噴出を防止するための1次冷却系減圧対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は1次冷却材圧力とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替格納容器スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要がある、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、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が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次冷却系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次冷却系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷

却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次冷却系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次冷却系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

1次冷却系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.4 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の推移

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は、原子炉容器から流出した溶融炉心が原子炉容器外の冷却材と接触して一時的な圧力の急上昇（圧力スパイク）が発生し、原子炉格納容器内の構造物が破壊されることによって原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象では、圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇の程度を把握し、原子炉格納容器の健全性を確認することを目的としており、この事象を防止するための対策はないが、その他の格納容器破損モードの防止策として、代替設備による格納容器スプレイを使用した格納容器内注水、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、1次冷却材圧力が高い場合の1次冷却系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッダの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造物表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の冷却材と接触して圧力スパイクが発生する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損が生じないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、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が現象として挙げられる。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次冷却系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次冷却系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次冷却系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次冷却系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

1次冷却系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.5 水素燃焼

(1) 事象の推移

水素燃焼は、ECCS 注入に失敗して炉心損傷し、ジルコニウム-水反応、放射線水分解及び金属腐食等によって多量の水素が発生し、かつ格納容器スプレイが成功して発生した水素の濃度が高めに推移する事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理を行うことにより原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。その他の格納容器破損モードの防止策として、1次冷却材圧力が高い場合の1次冷却系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心の冷却能力が低下し、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応により反応熱とともに水素が発生し、その後も燃料温度の上昇が継続しいずれ炉心損傷に至る。発生した水素は、1次冷却材と共に原子炉格納容器内に放出される。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食され、水素を含むガスが発生する。

その後、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート侵食及び水素発生が停止し、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器内の水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は水素濃度とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内では、1次冷却系から高温の冷却材、崩壊熱等によって発生した水蒸気が流入し、フラッシングしつつ区画間・区画内を流れて広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量に

より原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、格納容器スプレーによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

水素は燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し冷却材と共に原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて拡がってゆき、各部の水素濃度を上昇させるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、原子炉格納容器内の水素濃度が急激に上昇し、原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した PAR の働きで、水素を再結合 (水素処理) することで水素濃度を緩やかに低下させる。

なお、格納容器水素イグナイタ (イグナイタ) が設置されている場合は、イグナイタへの通電で周囲の空気が水素の発火温度まで上昇して水素が自己燃焼し、更にその周囲の水素も火炎伝ばによって燃焼することにより、燃料被覆管の酸化反応により急激に上昇した水素濃度を短時間で低下 (水素処理) させる効果が期待できる。

B) 原子炉容器 (炉心損傷後)

原子炉容器 (炉心損傷後) の炉心燃料は、1次冷却系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用 (原子炉容器内 FCI) が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次冷却系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内へと放出される。

原子炉容器が破損後、1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次冷却系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

(1) 事象の推移

溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉格納容器内の床上へ流出した溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが分解、侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策は、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次冷却系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した溶融炉心を冷却してコンクリート侵食を抑制すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下

部キャビティのプール水を維持することである。また、1次冷却材圧力が高い場合の1次冷却系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食される。

その後、溶融炉心の冷却が進むと、コンクリート侵食は停止し、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、コンクリート侵食を抑制するための対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標はコンクリート侵食量とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのにに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次冷却系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次冷却系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。代替格納容器スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、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が実施される。

水素濃度に影響する現象としては、前述の燃料被覆管の酸化反応による水素発生以外に、冷却材の放射線分解による水素発生が挙げられる。酸化反応による水素発生は、燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると水素濃度の他に原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次冷却系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した熔融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次冷却系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

原子炉容器が破損後、1次冷却材圧力が高圧で熔融炉心が放出される場合、熔融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容

器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拵がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次冷却系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

表 2-2 抽出された物理現象一覧 (格納容器破損防止) (1/4)

評価事象	物理現象				評価指標		
	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気 直接加熱	原子炉格納容器 圧力及び温度	原子炉格納容器 1次冷却材圧力	原子炉圧力容器 外の熔融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	熔融炉心・コンク リート相互作用
分類							
物理現象							
核分裂出力	○	○	○	○	○	○	○
反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○	○
制御棒効果	○	○	○	○	○	○	○
崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	○
燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	○
沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	○
気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
圧力損失	○	○	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧 (格納容器破損防止) (2/4)

分類	評価事象	評価指標		原子炉格納容器 圧力及び温度	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気 直接加熱	原子炉格納容器 1次冷却材圧力	原子炉格納容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素濃度	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
		物理現象	原子炉格納容器 圧力								
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)			○			○		○		○
	冷却材流量変化 (自然循環時)			○			○		○		○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)			○			○		○		○
	沸騰・凝縮・ポイド率変化			○			○		○		○
	気液分離・対向流			○			○		○		○
	気液熱非平衡			○			○		○		○
	圧力損失			○			○		○		○
	構造材との熱伝達			○			○		○		○
	ECCS 強制注入			○			○		○		○
	ECCS 蓄圧タンク注入			○			○		○		○
	気液熱非平衡			○			○		○		○
	水位変化			○			○		○		○
冷却材放出 (臨界流・差圧流)			○			○		○		○	
加圧器											

○：解析を実施する上で必要な物理現象，－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧 (格納容器破損防止) (3/4)

分類	評価対象	評価指標						
		雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気 直接加熱	原子炉格納容器 圧力及び温度	原子炉格納容器 1次冷却材圧力	原子炉格納容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
蒸気発生器	物理現象							
	1次側・2次側の熱伝達	○	○		○		○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○		○		○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○		○		○	○
原子炉格納容器	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○		○		○	○
	区画間・区画内の流動	○	(○)		(○)		○	○
	気液界面の熱伝達	○	(○)		(○)		○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	(○)		(○)		○	○
	スプレイ冷却	○	(○)		(○)		○	○
	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	○	(○)		(○)		○	(○)
	放射線水分解等による水素発生	-	-		-		○	-
	水素濃度変化	○	○		○		○	○
	水素処理	○	(○)		(○)		○	(○)

○：解析を実施する上で必要な物理現象，-：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(○)：評価指標には影響が生じないが，従属的に発生する現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧 (格納容器破損防止) (4/4)

分類	評価事象	物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器	水素燃焼	溶融炉心・コンク
				による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	格納容器雰囲気 気直接加熱	外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素濃度	リート相互作用
				原子炉格納容器 圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力		コンクリート 侵食量
原子炉 心損傷 (後)		リロケーション		○	○	○	○	○
		原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)		○	○	○	○	○
		原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)		○	○	○	○	○
		下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○	○	○	○	○
		原子炉容器破損, 溶融		○	○	○	○	○
		1次系内 FP 挙動		○	○	○	○	○
		原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出		-	*	-	-	-
		格納容器雰囲気直接加熱		-	*	-	-	-
		原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)		○	○	○	○	○
		原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)		○	○	○	○	○
原子炉 心損傷 (後)		原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり		○	○	○	○	○
		溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		○	○	○	○	○
		溶融炉心とコンクリートの伝熱		○	○	○	○	○
		コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		○	○	○	○	○
	原子炉格納容器内 FP 挙動		○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象，-：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

*：1次冷却系強制減圧により防止されることから生じない

2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

本節の各項では、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループ毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(c)の評価項目に対応したものである。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転員等操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつわずかな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で表2-3のように整理されている。表2-3では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループのうち、反応度の誤投入については当該事象が生じない措置を講じていることから対象外とする。

2.3.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、原子炉の停止中に運転中の余熱除去系統の故障によって崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による1次冷却材の補給機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に崩壊熱除去機能が喪失すると崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が加圧器の開口部から流出する。これにより1次冷却系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、代替注水設備により炉心への注水を実施する。蓄圧タンクが待機状態であれば蓄圧タンク注入を実施する場合もある。

代替注水設備による注水により、崩壊熱による1次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な1次冷却系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1次冷却系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率は燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の

軸方向の拡がり重要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループでは RCP が停止状態であり、余熱除去系によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

1次冷却系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

1次冷却材の沸騰により低下した1次冷却系保有水量は、代替注入により補われる。ECCS 強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次冷却系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損失を適切に評価することにより1次冷却系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.3.2 全交流動力電源喪失

(1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は、原子炉の停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源も喪失することによって、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替電源設備による1次冷却材の補給機能の確保があり、代替電源を確保するとともに、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける事象の推移は前項の崩壊熱除去機能喪失(2.3.1(1))と同様である。

(2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が前項の崩壊熱除去機能喪失と同様であるため、抽出される物理現象は2.3.1(2)と同様である。

2.3.3 原子炉冷却材の流出

(1) 事象の推移

原子炉冷却材の流出は、原子炉の停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって1次冷却材が系外に流出するとともに、余熱除去系統による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に系統操作の誤り等によって1次冷却材が流出すると1次冷却系水位が低下して運転中の余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が余熱除去系及び加圧器の開口部から流出する。これにより1次冷却系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、充てん/高圧注入ポンプ又は充てんポンプにより炉心への注水を実施する。

充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる注水により、崩壊熱による1次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な1次冷却系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1次冷却系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが必要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力によ

る気液の分離（水位変化）を考慮する必要があるが、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループでは RCP が停止状態であり、余熱除去系統によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

余熱除去系及び1次冷却系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却系保有水量、流動挙動に影響する。

1次冷却材の沸騰により低下した1次冷却系保有水量は、充てん系からの注入により補われる。充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる注入は、1次冷却系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次冷却系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次冷却系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損出を適切に評価することにより1次冷却系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

G) 原子炉格納容器圧力

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（1 / 2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	物理現象	評価指標	炉心水位, (燃料被覆 管温度)	炉心水位, (燃料被覆 管温度)
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○
	限界熱流束 (CHF)	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（2 / 2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	評価指標	炉心水位, (燃料被覆 管温度)	炉心水位, (燃料被覆 管温度)	炉心水位, (燃料被覆 管温度)
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	—	—	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認

2章において、事故シーケンスグループ等毎に、事象進展及び運転員等操作を踏まえ分析して抽出した物理現象について、評価が可能な解析コードの選定と適用性確認を行うため、米国NRCのRG 1.203や日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」で用いているEMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とするPWRプラントの物理領域を展開して階層化した。

図3-1には、階層化結果及び2章で抽出した物理現象との対応を示す。

また、以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

<u>構成要素</u>	<u>内 容</u>
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム (物理領域)	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール (物理領域)	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体あるいは蒸気
幾何学的形態	移動時の幾何学的な形態 (プール、液滴、気泡、液膜等)
場	輸送されるパラメータ (質量、運動量、エネルギー等)
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域 (サブシステム、モジュール) として、炉心 (核、燃料、熱流動)、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、及び炉心損傷後の原子炉容器、原子炉格納容器を定めた。この物理領域は、2章の物理現象の抽出においても、整理上用いている。

各物理領域に含まれる、解析対象とする成分 (物質) については、同種の場の方程式で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量 (力) の輸送を輸送プロセスとした。

ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合 (液膜と液滴、各種の異なるFP等) には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセス (液膜-液滴の相互変化等) は表現していない。また、サブシステム、モジュール間の輸送については、総量的な概念に留めている。

なお、炉心 (核及び燃料) については、熱流動現象を中心とする他のモジュールと性格が異なるが、モジュール間の関係を明確にするため、便宜的に同様に同一の場の方程

式で表現される単位に分類し、それに関連する物理プロセスを整理した。

炉心損傷後については、損傷後の物理現象として特徴的なもののみを記載しており、炉心損傷前の項で既に述べられている現象については、損傷後においても特徴的なもの以外は記載していない。

図 3-1 に示すとおり、評価において解析コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

なお、異なる場の関係を示すために記載している輸送プロセス等で、対応する物理現象の無いものもあるが、解析上、新たに抽出すべき物理現象はないものと判断している。

以上により、抽出された物理現象について、解析コードにおいて必要な解析モデルの範囲が明確となった。実際には、評価対象とする事故シーケンスグループ等毎に抽出される物理現象によって、解析コードに求められる解析モデルの記述のレベルは異なっており、これについては、5章の解析コードの選定において、複数の候補からコードを選定する際に勘案される。

3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認

炉心損傷後の物理現象に関しては、EC 5th Framework Program (1999-2002) にて作成された EURLSAFE (2001-2003) をベースに、5つの領域（圧力容器内現象、圧力容器外溶融炉心挙動、動的負荷、長期的な負荷、核分裂生成物）において 21 の物理現象に絞り込んだ PIRT が作成されている¹。

EURLSAFE における炉心損傷後の現象と有効性評価において抽出された物理現象の対応関係を図 3-2 に示す。EURLSAFE における物理現象のうち、今回の有効性評価において抽出されていない現象が存在するが、その理由は、以下のとおりである。

(1) 原子炉容器内現象

A) 「再冠水」

過熱炉心が再冠水する場合に急激に炉心が冷却される現象であり、その過程で発生する水蒸気による金属-水反応に伴い、水素の追加発生が生じ得る。重大事故等対策の有効性評価において、炉心損傷後の再冠水を考慮するシーケンスがないことから、対応する現象は抽出されない。

¹ D. Magallon et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURLSAFE)”, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.

(2) 原子炉容器外の溶融炉心挙動

A) 「原子炉容器破損及び溶融炉心放出」

原子炉容器破損及びそれに伴い溶融炉心が破損口から原子炉容器外に放出される現象である。有効性評価では、水張りした原子炉下部キャビティへの低圧での溶融炉心放出を想定しており、細粒化やエントレインメントについて考慮していることから、有効性評価において抽出した物理現象である「原子炉容器外 FCI」に対応する。なお、高圧時の溶融炉心放出については、「溶融物放出と格納容器直接加熱」に対応する。

B) 「溶融炉心・セラミック相互作用（コアキャッチャ）」

国内の既設 PWR において、コアキャッチャは設置されていないことから、対応する現象は抽出されない。

(3) 動的負荷

A) 「水蒸気爆発」

格納容器破損モードとして水蒸気爆発は、国内 PWR では発生しないと判断しており、対応する現象は抽出されない。

B) 「水素燃焼と爆轟」

爆轟については、有効性評価では水素濃度評価により、爆轟に至らないことを確認しており、対応する現象は抽出されない。水素燃焼については、別途 AICC モデルによる圧力上昇評価により原子炉格納容器の健全性評価を実施しており、対応する現象は抽出されない。

C) 「原子炉格納容器及び機器の動的挙動」

水蒸気爆発、水素燃焼又は爆轟に伴う原子炉格納容器及び機器の瞬時の機械的な挙動に関する現象である。上記 A) 及び B) のとおり、対応する現象は抽出されない。

(4) 長期負荷

A) 「原子炉格納容器及びベースマットの機械的挙動」

原子炉格納容器及びベースマットに対する長期の機械的な挙動に関するもので、貫通部での漏えい等、原子炉格納容器の健全性が失われてゆく過程での構造物に係る現象を意味している。こうした機械的挙動については、格納容器破損防止の観点で各評価項目（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度、ベースマット侵食深さ）について有効性を確認することから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

(5) 核分裂生成物

A) 「格納容器バイパス放出」

有効性評価においては、格納容器バイパス事象における炉心損傷防止対策の有効性を確認することとしており、対応する物理現象は抽出されない。

B) 「よう素の化学形態」

よう素は、化学形態（粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素）に応じて原子炉格納容器内での沈着等の挙動が異なる。

格納容器内での粒子状よう素の挙動は、他のエアロゾル挙動に含まれ、「原子炉格納容器内 FP 挙動」として抽出し考慮されている。粒子状よう素及び元素状よう素は、沈着等で気相部から除去されるが、有機よう素は気相部に留まる。有機よう素は、気相部に留まるため崩壊熱にわずかに寄与するが、崩壊熱の大部分は熔融炉心部及び液相部で発生することから、有機よう素の崩壊熱割合は小さい。したがって「よう素の化学形態」の取扱いの差異は原子炉格納容器圧力及び温度評価には殆ど影響しないことから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

なお、被ばく評価では、よう素の化学形態については、NUREG-1465 等に基づいて粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素の存在割合を設定し、それぞれのよう素の性状に応じて沈着又は原子炉格納容器内でのスプレイによる挙動等のモデルを選定している。

また、よう素を含む核種グループ毎に、FP の放出率については NUREG-1465 等に基づく放出時間及び割合を、沈着等の挙動については CSE 実験²や米国 Standard Review Plan 6.5.2 のモデル等を用いており、その取扱いに基づく重大事故時の FP 放出は、個別の事象進展解析に基づく評価よりも保守的な結果を与えることを、第 3 部 MAAP コードにおいて確認している。

以上より、EURSAFE における炉心損傷後の物理現象と、有効性評価において抽出された物理現象との関係を整理し、有効性評価解析を実施する上で、新たに抽出すべき物理現象がないことを確認した。

² : BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report”

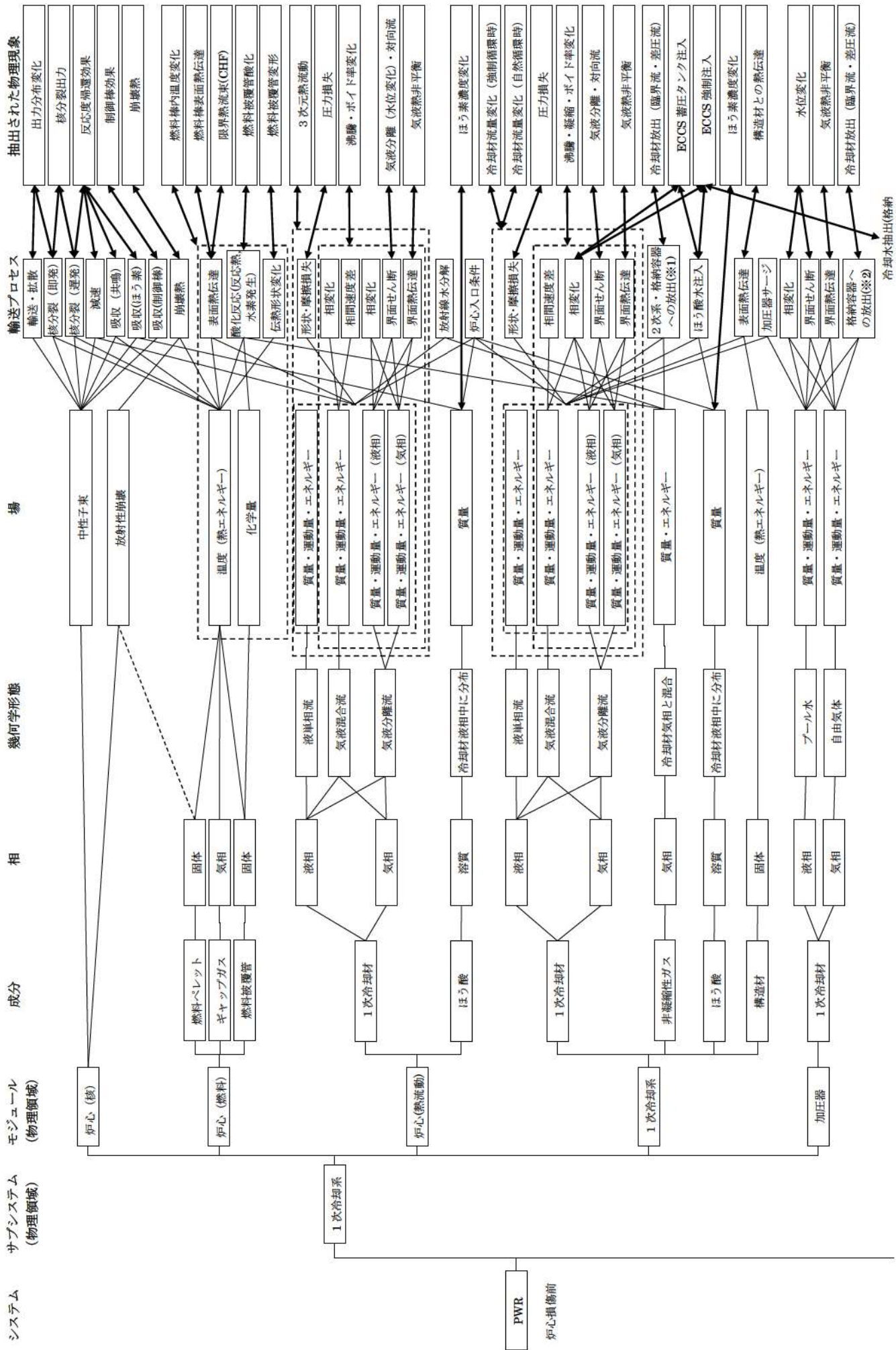


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (1/4)

システム サブシステム (物理領域) モジュール (物理領域) 成分 相 幾何学形態 場 輸送プロセス 抽出された物理現象

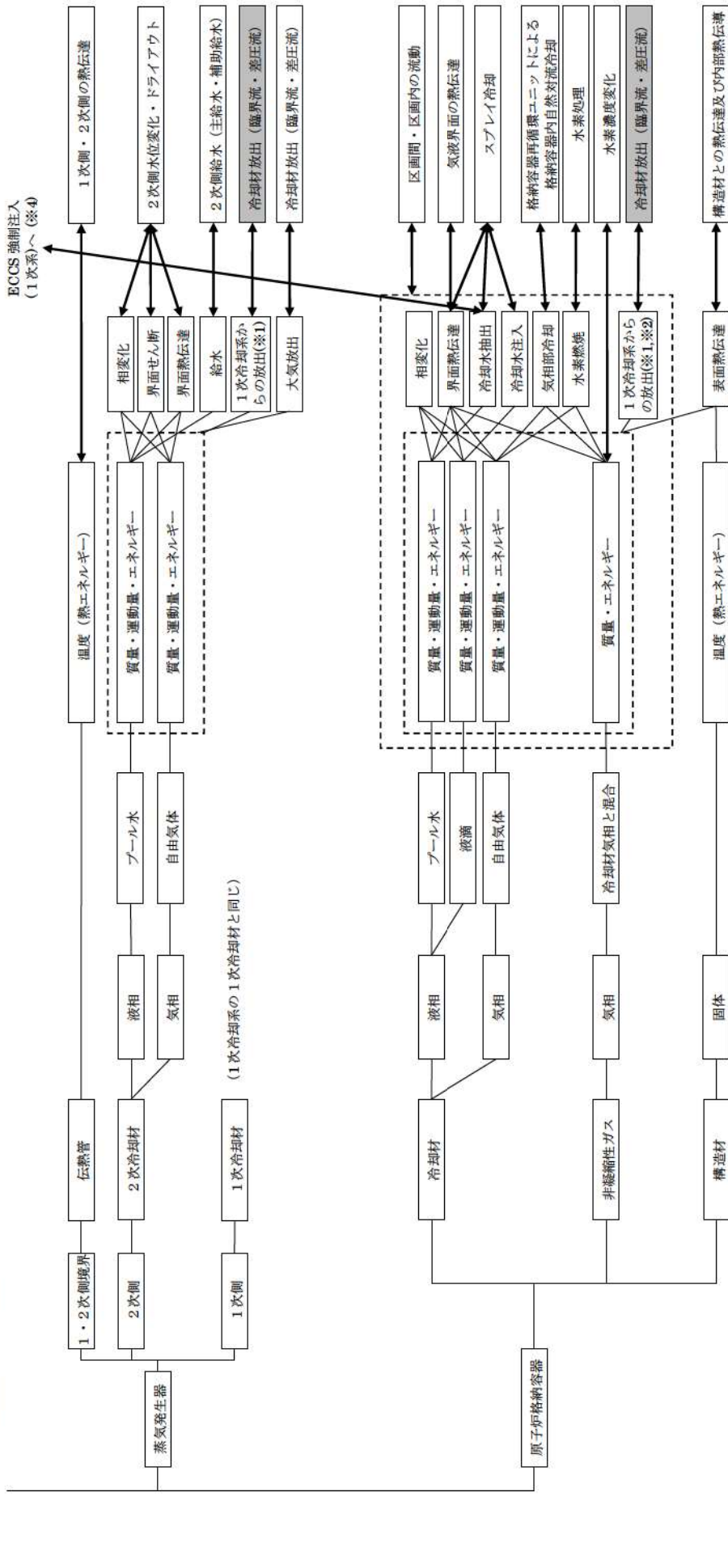


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (2 / 4)

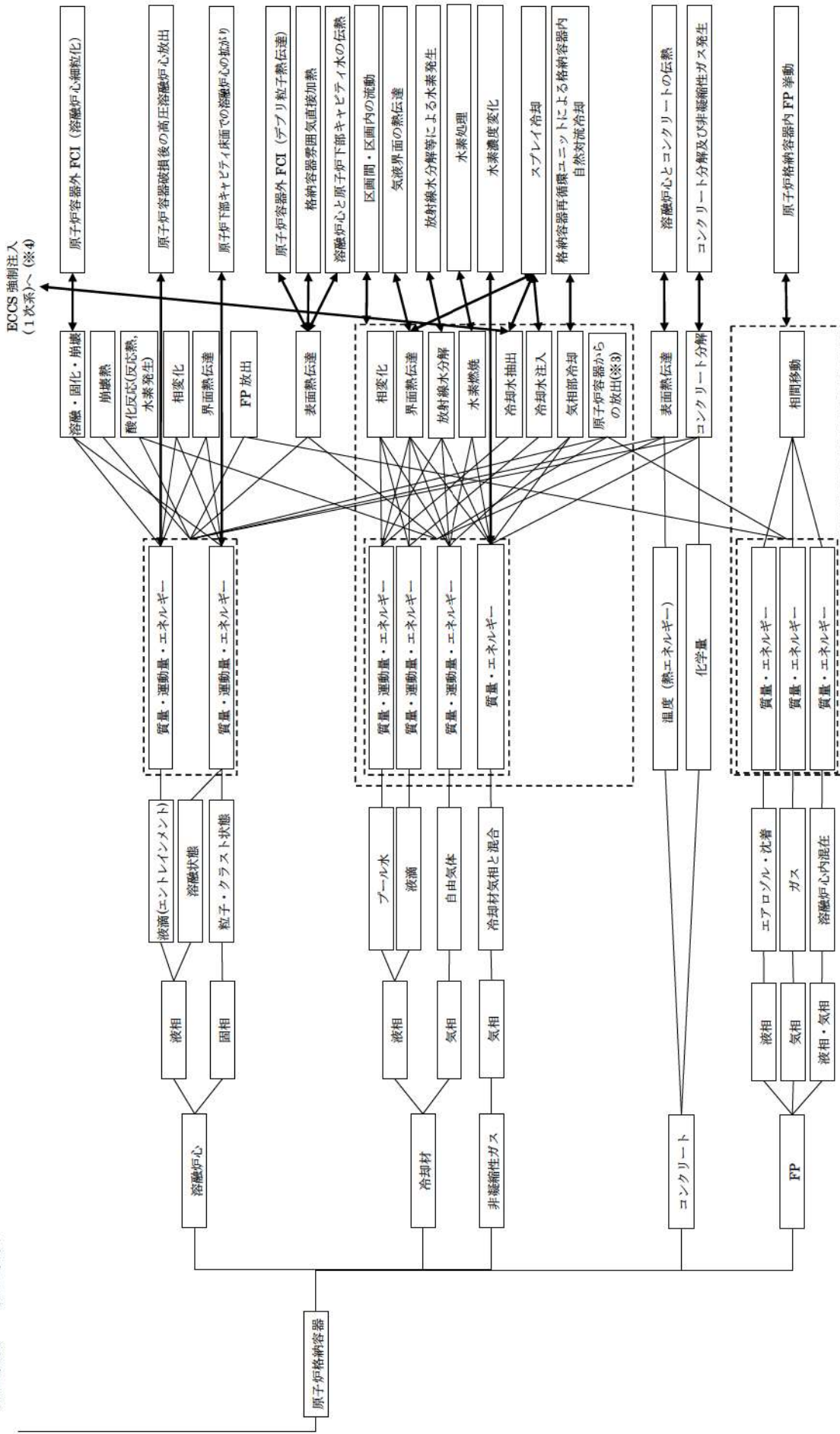


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (4/4)

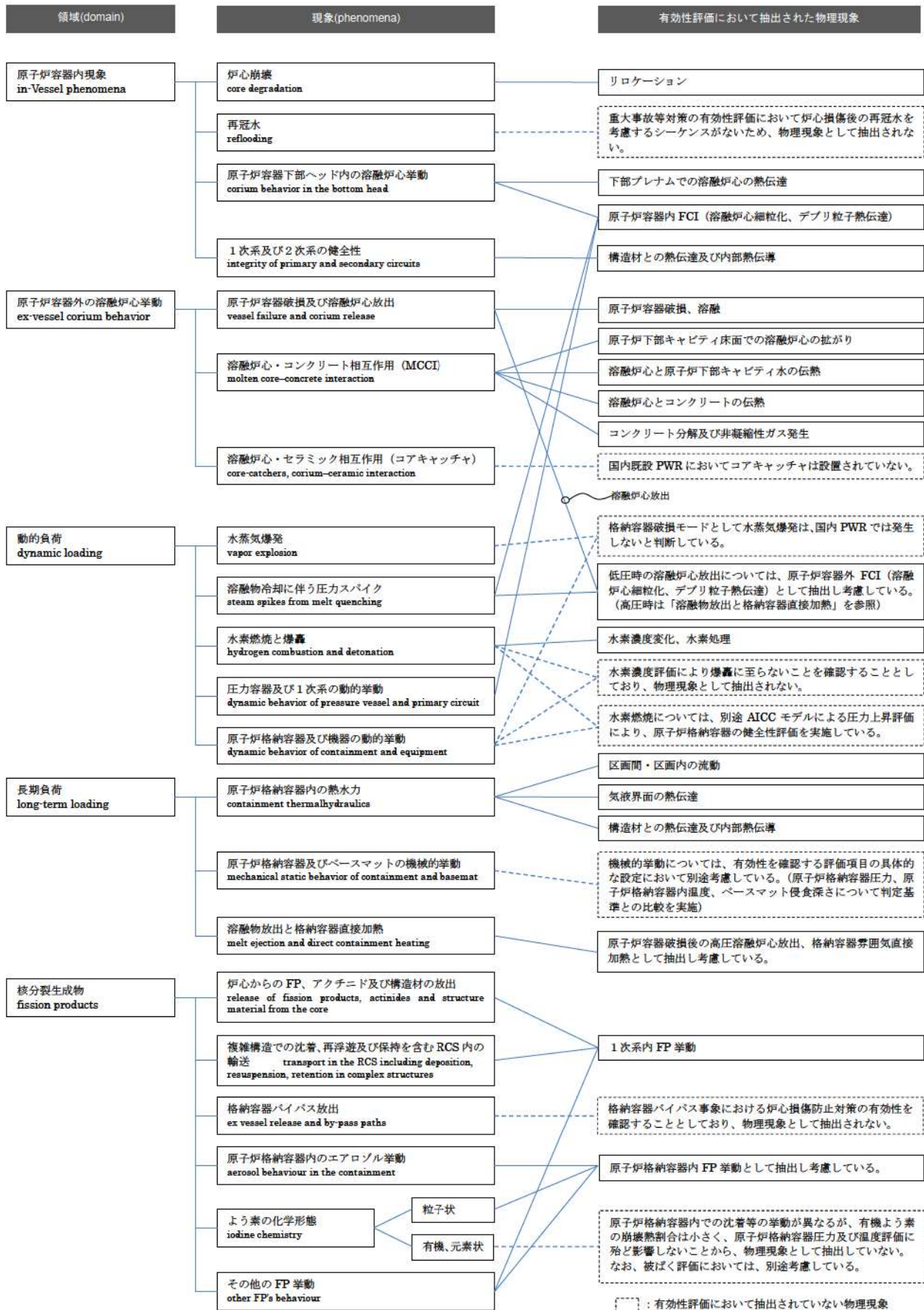


図 3-2 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

4. 適用候補とするコードについて

前項で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、プラント挙動全体を評価可能なコード及び原子炉格納容器挙動が評価可能なコードとして、以下を有効性評価に適用するコードの候補とした。なお、炉心動特性、燃料及び炉心熱流動特性のみを評価対象としたコードは除外した。

- ①MARVEL コード
- ②SATAN-M コード（関連コード含む）
- ③SATAN-M (Small-LOCA) コード（関連コード含む）
- ④COCO コード
- ⑤M-RELAP5 コード
- ⑥SPARKLE-2 コード
- ⑦MAAP コード
- ⑧GOTHIC コード

これらのコードのうち、①～④は従来の国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードである。⑤～⑧については、原子炉設置変更許可申請書における適用実績はないが、表 4-1 に示すような実績を有する。

4.1 適用候補コードの概要

4.1.1 MARVEL コード

MARVEL コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時（LOCA を除く）の熱流動解析を行う許認可解析コードである。1次冷却系、2次冷却系及び関連補機を複数のボリュームに分割し、液相の質量及びエネルギー保存則を解き、各ボリュームの冷却材の温度、密度及び流量を計算する。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学特性は、二つの等価ループに分けて扱われる。

なお、類似するコードとして、米国 Westinghouse 社の LOFTRAN コードが挙げられるが、取り扱う保存則や機能は MARVEL コードと同等であることから、MARVEL コードを代表とする。

4.1.2 SATAN-M コード（関連コード含む）

大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-M コード：大破断 LOCA 時のブローダウン過程を対象に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピー、密度、ノード間の流量等を算

出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

WREFLOODコード：リフィル期間における1次冷却系の模擬をSATAN-Mコードに引き続き行う。

BASH-Mコード：再冠水期間における1次冷却系の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。

LOCTA-Mコード：SATAN-Mコード、WREFLOODコード、BASH-Mコードの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

なお、大破断LOCA時の原子炉格納容器健全性評価の圧力、温度解析は後述のCOCOコードが用いられるが、その際、以下のコードが組み合わせて用いられており、これらについても、SATAN-Mコードの関連コードとする。

SATAN-6コード：ブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mコードと同等なコードである。

WREFLOODコード：リフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-6コードに引き続き行う。

4.1.3 SATAN-M (Small-LOCA) コード (関連コード含む)

中小破断LOCA時のECCS性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-M (Small-LOCA) コード：小破断LOCA時の1次冷却系全体の模擬を目的としたコードであり、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

LOCTA-4コード：燃料棒熱解析コードLOCTA-4は、SATAN-M (Small-LOCA) コードの出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

4.1.4 COCO コード

COCOコードは、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樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

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コード内で自動的に判定して、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築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

4.1.5 M-RELAP5 コード

M-RELAP5 コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。1次冷却系、2次冷却系及び関連補機を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。

燃料棒熱解析では、燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップ毎に得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導、及び壁面熱伝達を解き、判断基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

なお、類似するコードとして、米国 EPRI (Electric Power Research Institute) の RETRAN コードが挙げられるが、RETRAN コードは RELAP4 コードがベースであり、基礎式、解法、モデルについて RELAP5 コードと優劣は見られないことから、RELAP5 コードをベースに改良を行った M-RELAP5 コードを代表とする。

4.1.6 SPARKLE-2 コード

SPARKLE-2 コードは、プラント特性コード M-RELAP5 の炉心動特性を1点炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、具体的には3次元炉心動特性コード COSMO-K 及び3次元炉心熱流動特性コード MIDAC を結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

炉心の核計算は1点炉近似から3次元動特性に変更し、熱流動計算はドリフトフラックスモデルを採用することにより、過渡時の出力分布変化やボイド生成に伴う反応度帰還効果を適切に評価することができる。また、高温集合体内のサブチャンネル解析を別途行うことで、上述の効果を取り込んだ最小 DNBR、燃料中心温度を評価する。

4.1.7 MAAP コード

MAAP コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデルや重大事故等対策として用いる各種機器

の取扱いが可能である。なお、熱水力モデルは、質量及びエネルギー保存則を解き、運動量方程式を準静的な取扱いとしている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

なお、MAAPコードの他に、シビアアクシデント時の炉心損傷に係る特有現象を取り扱うコードとしては、MELCORコード（米：NRC）、THALES2コード（日：JAERI）、ASTECコード（独仏）とSCDAP/RELAP5コード（米：INL/ISS社）がある。MELCORコードは商用が認められないこと、また、その他は開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いコードであることから、必ずしも有効性評価に適さないと判断される。

4.1.8 GOTHICコード

GOTHICコードは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、又は有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。一般に、集中定数系は区画間の流体移動のモデル化に、また、分布定数系はドーム部等の対流による流体拡散が伴う領域のモデル化に適している。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素再結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、原子炉格納容器内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

なお、水素燃焼解析及び水素拡散・混合挙動の解析ツールとして、汎用のCFD（Computational Fluid Dynamics）解析コードも候補として考えられ、また、その検証についても、PANDA試験等の解像度の高いデータが採取されつつある。ただし、CFD解析コードの能力を生かして、ブルーム（煙の上昇）挙動のレベルまで模擬するためには、詳細なメッシュ分割が必要であり、また、蒸気と水素の分離的な運動まで考慮するのであれば、蒸気と水素を別々の運動量方程式で扱えるモデルが必要である。

有効性評価における水素燃焼解析では、各区画やドーム部における水素の分布が適切に再現できることが重要である。GOTHICコードを用いた評価においては、NUPEC試験の中で様々な条件で実施された試験に対し、CFD解析コードのように詳細な空間

分割としなくとも、区画間における移流やドーム部における成層化を含めた原子炉格納容器内の水素挙動を模擬できていることを確認している。このため、異なるシーケンスにおける水素濃度分布の評価に対しては、現象の模擬のために必要な精度にまで空間を分割することで対応が可能である。したがって、各区画やドーム部における水素の分布を適切に再現するためには、CFD解析コードは必ずしも必要ではなく、GOTHICコードを適用することは合理的であると考えられる。

表 4-1 各コードの使用実績

コード	適用実績
M-RELAP5	米国 INL の RELAP5-3D コードをベースに三菱重工業（株）が開発した過渡及び事故解析コードである。米国において、US-APWR の安全解析（小破断 LOCA）に適用している。また、本コードがベースとしている RELAP5 コードは、欧米において Non-LOCA, LOCA（大小の双方を含む）の安全解析への適用例がある。
SPARKLE-2	プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 コードであり、ベースとしている RELAP5-3D コードについては、欧米において実績がある。炉心部分の COSMO-K コード/MIDAC コードに関しては、国内外での適用実績は無いが、解析モデルに関して、三菱重工業（株）による文献（MHI-NES-1052 及び MHI-NES-1055）においてその妥当性が示されている。
MAAP	米国 IDCOR プログラム（Industry Degraded Core Rulemaking Program, 産業界における損傷炉心規制プログラム）の中で開発され、所有権が EPRI に移管されたコードである。国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
GOTHIC	米国 NAI 社が COBRA-NC コードをベースに開発し EPRI が所有するコードであり、米国においては、各種プラントの原子炉格納容器に対する DBA 解析, SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。

※ 本表では、国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードは除く。

5. 有効性評価に適用するコードの選定

有効性評価に適用するコードを選定するに当たって、解析コードが備えるべき物理現象モデルは2章で抽出されたとおりであり、4章で述べた候補コードの特徴を踏まえ、必要な物理モデルの有無、模擬性能の優劣及び利便性の観点から、適用するコードの選定を行った。以下に、コード選定における考え方を整理する。なお、最終的に選定された有効性評価に使用するコード一覧を表 5-18 に示す。

5.1 炉心損傷防止

5.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-1 に示す。

本事故シーケンスグループの評価は、1次冷却系におけるフィードアンドブリード運転の有効性を確認するものであり、1次冷却系モデルを有する、MARVEL コード、SATAN-M コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コード、MAAP コードが候補に挙げられる。

2.1.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは小破断 LOCA 事象やフィードアンドブリード運転による1次冷却材の減少が生じ、炉心部や1次冷却系において気液の熱非平衡や分離といった現象を考慮する必要がある。したがって、これらの物理現象を踏まえた最適評価を行う場合には気液のエネルギー、運動量保存式を独立に取り扱える二流体あるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。一方、評価指標である燃料被覆管温度に対しては、小破断 LOCA 時の炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇が最も主要な現象となり、炉心内の3次元的な核、熱流動現象の模擬は要求されない。

MARVEL コードは、1次冷却系内の流動を液単相流を前提として解くコードであるため、上述のような二相流動現象を適切に取り扱えない。また、SPARKLE-2 コードも、炉心部において2流体モデルによる模擬ができず、本事故シーケンスグループのように1次冷却系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じるような状態の模擬には適さない。

さらに、SATAN-M コード及び SATAN-M (Small-LOCA) コードは、2流体モデルに準じる解析モデルを持つが、基礎方程式においてエネルギー保存則を気液混合で取り扱っており、加圧器における気液の熱非平衡を評価できない。このため2次冷却系からの除熱機能喪失による1次冷却材温度上昇に伴う、加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動とそれによる1次冷却系の圧力上昇を適切に評価できない。また、SATAN-M コードは、大破断 LOCA の事故シーケンスを前提としたコードであり、各部の水頭差、ボイド分布の影響を適切に考慮できないため小規模な漏えいの解析には

適していない。

MAAP コードについても、本事故シーケンスグループにおいて、加圧器挙動の評価のために高温側配管から加圧器にかけてのボイド率評価が重要となるのに対し、高温側配管を炉心と区別していない等、1次冷却系のノード分割が粗く精度の高い模擬が難しいことから適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとして M-RELAP5 コードを選定した。

5.1.2 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-2 に示す。

2.1.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳に伴う RCP シール LOCA 発生時において、2次冷却系によるクールダウン操作を主とする炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって前節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、1次冷却系評価のためのコードとしては M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

一方、原子炉格納容器圧力に関しては、MAAP コード、COCO コード及び GOTHIC コードが候補に挙げられる。

MAAP コードと GOTHIC コードについては、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価するのに適しているのに対し、COCO コードは、原子炉格納容器を単ノードで模擬しており、従来の原子炉設置変更許可申請書における原子炉格納容器の健全性評価において実績がある。

全交流動力電源喪失時においては、破断規模の大きい LOCA と比較して原子炉格納容器圧力の上昇は緩やかなため原子炉格納容器内の状態量の分布は必要ではなく、格納容器内自然対流冷却の成立性は、格納容器破損防止の雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価に包含されると判断し、実績のある COCO コードを選択した。このことにより、1次冷却系の模擬には上記のとおり M-RELAP5 コードを用いるため、原子炉格納容器圧力評価には M-RELAP5 コードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

5.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-3 に示す。

前項の全交流動力電源喪失と同じ事象の推移及び評価指標であるため、M-RELAP5 コード及びCOCOコードを選択した。

5.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-4 に示す。

2.1.4 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、LOCA が発生して 1 次冷却系から冷却材が放出され、原子炉格納容器の除熱機能が喪失する場合の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の有効性を確認するものであり、原子炉系モデル及び原子炉格納容器モデルの両方を有する MAAP コードと SATAN-M コードが候補として挙げられる。(MARVEL コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コードについては、原子炉格納容器モデルを有しておらず、GOTHIC コードについては、1 次冷却系モデルを有していないことから、本事故シーケンスグループの評価には他のコードとの組合せ及びその検証が必要であり、現状での適用は困難である。)

本事故シーケンスグループには LOCA 事象が含まれ、一般には、炉心部や 1 次冷却系において気液の熱非平衡や分離・対向流といった現象が出現し気液のエネルギー方程式、運動量方程式を独立に取り扱える二流体モデルあるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。

SATAN-M コードは、この条件を満足しているが、格納容器再循環ユニットのモデルを備えていないこと、及び大破断 LOCA の評価が目的であり事故シーケンスグループ内の大破断 LOCA 以外の事象には適さない。

MAAP コードは、上記の条件については簡易的な模擬と言えるが、本事故シーケンスグループが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の有効性の確認を目的としていることから、1 次冷却系モデルとしては、時間オーダーでの放出質量及びエネルギーの積算値が重要であり、短期的な応答を精緻に解くための 2 流体モデルあるいはそれに準じるモデルは必ずしも必要ない。また、炉心動特性及び反応度効果に関する現象に関する解析モデルは備えていないが、当該現象は起因事象の LOCA 発生後に原子炉トリップに至るごく短期間においてのみ考慮される現象であり、事象進展に大きな影響を与えるものではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定する場合には考慮は不要である。

以上より、本事故シーケンスグループの評価に適切なコードとして MAAP コードを選定した。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの

対応を表 5-5 に示す。

本事故シーケンスグループの評価は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する場合の ATWS 緩和設備の有効性を確認するものであり、1 次冷却系及び 2 次冷却系モデルを有する、MARVEL コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コードが候補に挙げられる。

2.1.5 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能が喪失するため、炉心部の解析モデルについて以下のような機能を有することがコード選定の要件として挙げられる。まず、原子炉停止機能が喪失した状態での、燃料温度変化及び冷却材密度変化に伴う炉心の出力応答が適切に評価できることが求められる。次に、事故シーケンスによっては、炉心損傷（燃料被覆管温度上昇）に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握できることが要求される。一方、LOCA 現象を含まず、高圧条件が維持されることから、炉心を含む 1 次冷却系内の熱流動現象は概ね均質流として扱うことができ、気液のエネルギー方程式や運動方程式には 2 流体モデルのような独立性は必ずしも要求されない。

さらに、炉心部以外の解析モデルに対する要求としては、評価指標として 1 次冷却材圧力に注目する場合には 2 次冷却系の冷却機能低下を考慮した事故シーケンスが重要となることから、蒸気発生器の 2 次側水位を適切に評価できることが挙げられる。また、加圧器インサージ時の圧力上昇を適切に取り扱うために加圧器内での気液熱非平衡と水位変化をモデル化できる必要がある。

以上のうち、炉心部の解析モデルに関する要求に対しては、出力応答の評価において、1 次冷却材密度変化、ボイド生成、出力変化といった事象推移を考慮するために、これらの過渡変化に伴う核的挙動を考慮した反応度係数を用いる 1 点炉近似動特性、もしくは過渡変化に伴う核的挙動を直接評価できる 3 次元炉心動特性が必要となる。また、燃料被覆管温度上昇に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握するためには、特に出力上昇や局所的なボイド生成に伴う事故シーケンスに対して事象進展中の出力分布変化を取り込んだ評価とする必要がある。これら出力応答及び DNB 発生条件を事象進展に見合った評価とするためには、過渡変化に伴う核的挙動及び出力分布変化を同時に評価することが可能な 3 次元炉心動特性を採用する SPARKLE-2 コードを用いることが合理的である。

また、蒸気発生器 2 次側や加圧器内の解析モデルに関しては、M-RELAP5 コード又は SPARKLE-2 コードが 2 流体モデル及び多ノード分割により、これを適切に模擬できる。MARVEL コード、SATAN-M コード、SATAN-M (Small-LOCA) コードについては、蒸気発生器 2 次側について簡略化されたモデルを採用しているため、蒸気発生器 2 次側のドライアウト時の伝熱特性の評価に適さない。さらに、SATAN-M コード、

SATAN-M (Small-LOCA) コードでは気液の熱非平衡を伴う加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動を評価できない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えたコードとして SPARKLE-2 コードを選定した。

5.1.6 ECCS 注水機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-6 に示す。

2.1.6 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、中小破断 LOCA 時に高圧注入系の機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた 2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで炉心冷却を確保する炉心損傷防止対策の有効性を確認することから、5.1.1 節の 2 次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、中小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。5.1.1 節の議論と同様に本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

なお、大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能喪失について、解析評価を実施する場合は、4.1 節の適用候補コードの概要にて述べたコードのうち、大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価用に開発された SATAN-M コード（関連コード含む）が適用可能であるが、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている対策の有効性を示すことは困難であると予想される。他に LOCA 時の 1 次冷却系を評価範囲としているのは、MAAP コードと M-RELAP5 コードであるが、MAAP コードは、1 次冷却系模擬が簡略化されており、低圧注入機能のみが喪失した際の再冠水過程における詳細な挙動を解くには適していない。M-RELAP5 コードについても、再冠水過程の模擬性能が不十分であり、大破断 LOCA 評価には適していない。

5.1.7 ECCS 再循環機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-7 に示す。

2.1.7 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、ECCS 再循環機能が喪失する事故シーケンスを対象に、代替再循環により炉心冷却を確保する炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、中小破断 LOCA 時には 2 次冷却系による原子炉減圧操作が加わる。

再循環切替時には、水源である格納容器再循環サンプの状態が、原子炉格納容器内の状態に依存すること、大破断 LOCA 時には 1 次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力より若干高い圧力で推移し原子炉格納容器圧力の影響を受けることから、原子炉系

モデルの他に原子炉格納容器モデルが必要である。また、再循環切替時点における1次冷却系の保有水分分布を適切に評価できることが重要である。

このため、両方のモデルを有する MAAP コードと SATAN-M コードか、あるいは1次冷却系の LOCA を取り扱える M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せが候補として挙げられる。

SATAN-M コード及び関連コードは、設計基準の大破断 LOCA 時における ECCS 性能評価を対象としたコードであるが、事象の収束が判断可能な事故後数百秒間の詳細な評価を目的としており、再循環モデルを有していない等、長期の評価には適さない。

MAAP コードは、運動量を動的に取り扱えないことから LOCA 時の初期の1次冷却系内の流動変化に伴う燃料被覆管温度挙動の評価については適さないが、本事故シーケンスグループの評価は、1次冷却材圧力が高い場合の2次冷却系による減圧及び代替再循環による炉心冷却の維持の確認が目的であり、再循環切替時点では、大破断 LOCA 直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから、基本的に適用可能と考えられる。M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せについては、中小破断 LOCA に限定すると、破断流が臨界流であり1次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力の影響を受けないため、原子炉系と原子炉格納容器の挙動を必ずしも同時に解く必要はないため適用性に問題はない。しかし、1次冷却系と原子炉格納容器の連成解析がなされないことから大破断 LOCA には適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価には、原子炉格納容器除熱機能喪失と同じく、MAAP コードを共通に用いることとした。

なお、1次冷却系内保有水分分布を適切に評価できることが重要であることを踏まえ、「第1部 M-RELAP5 コード」において、大破断 LOCA 時に再循環失敗した場合の M-RELAP5 コードの炉心水位挙動の評価性能について確認した上で、「第3部 MAAP コード」においては、M-RELAP5 コードとの比較を通じて有効性評価上考慮すべき MAAP コードの不確かさを定量化している。

5.1.8 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-8 に示す。

2.1.8 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、1次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-9 に示す。

2.1.9 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、1次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失で述べた小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力と同等の能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.2 格納容器破損防止

5.2.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-10 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及びFP 挙動に関するモデルを有するコードは MAAP コードのみである。

MAAP コードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-11 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及びFP 挙動に関するモデルを有するコードは MAAP コードのみである。

MAAP コードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-12 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及びFP 挙動に関するモデルを有するコードは MAAP コードのみである。

MAAP コードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.4 水素燃焼

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-13 に示す。

本格納容器破損モードの評価は、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応等で発生した水素の激しい燃焼による原子炉格納容器の破損が、原子炉格納容器の大きさとあいまって PAR により防止されることを確認するものであり、水素の発生量の評価と原子炉格納容器内の水素濃度分布の解析が必要である。原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードとしては MAAP コードが挙げられる。

MAAP コードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

原子炉格納容器内の水素濃度評価には、MAAP コード及び GOTHIC コードが候補に挙げられる。1 次冷却系の模擬には上記のとおり MAAP コードを用いるため、原子炉格納容器内の水素濃度評価には MAAP コードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

MAAP コードは、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価することが可能であるが、物理的な区画を 1 次元流れで模擬するものであり、原子炉格納容器内のドーム部の空間分布の評価には適さない。一方、GOTHIC コードは、物理的な区画の模擬に加え、空間分布を 3 次元で模擬可能であることから、局所の水素濃度分布やドーム部での水素の成層化を取り扱える。

このため、本格納容器破損モードの評価のうち水素燃焼においては GOTHIC コードを選択した。

5.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-14 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心熔融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードは MAAP コードのみである。

MAAP コードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-15 に示す。

2.3.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-M コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定された M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.2 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-16 に示す。

2.3.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-M コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定された M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.3 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-17 に示す。

2.3.3 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-M コード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定された M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

表 5-1 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：2次冷却系からの除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—	
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-2 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器 原子炉	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-3 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉補機冷却機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—	
器加	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器	原子炉	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-4 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉格納容器の除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
(燃料心)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—	
加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
各原子炉格納容器	気液界面の熱伝達	—	○	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	—	—	—	○	○	○
	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	—	—	—	—	—	○	○	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-5 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉停止機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	△	△	△	△	○	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	○	—	—	—
	反応度帰還効果	△	△	△	△	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
燃料(炉心)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—	—	○	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	○	△	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	○	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-6 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：ECCS 注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-7 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：ECCS 再循環機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード								
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO	
炉心	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器	気液界面の熱伝達	—	○	—	—	—	○	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	—	—	—	○	○	○	○
	スプレイ冷却	—	○	—	—	—	○	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-8 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-9 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コー ド)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-10 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	-	-
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	-	○	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	-	○	○	○	○	○	-	-
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	-	-
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	-	-	
加圧器	気液熱非平衡	○	-	-	○	○	○	-	-
	水位変化	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-10 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス, 液体)	-	-	-	-	-	△	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉損傷後) 原子炉容器	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器破損, 熔融	-	-	-	-	-	○	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	熔融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-11 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-11 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOthic	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス, 液体)	-	-	-	-	-	△	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉格納容器) 原子炉格納容器内 原子炉格納容器外	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器破損, 溶融	-	-	-	-	-	○	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉格納容器) 原子炉格納容器内 原子炉格納容器外	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	○	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-	

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-12 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)
 (格納容器破損防止：原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	-	-
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	-	○	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	-	○	○	○	○	○	-	-
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	-	-
加圧器	気液熱非平衡	○	-	-	○	○	○	-	-
	水位変化	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-12 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)
 (格納容器破損防止：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス, 液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	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	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損, 溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—	

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-13 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	-	-
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	-	○	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	-	○	○	○	○	○	-	-
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	-	-
加圧器	気液熱非平衡	○	-	-	○	○	○	-	-
	水位変化	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-13 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス, 液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	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	—	—	—	—	—	○	○	—
	放射線水分解等による水素発生	—	—	—	—	—	—	○*	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損, 熔融	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	熔融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—	

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Sma11-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス, 液体)	-	-	-	-	-	△	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉損傷後) 原子炉容器	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器破損, 溶融	-	-	-	-	-	○	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-15 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：崩壊熱除去機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-16 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-17 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
 (運転停止中原子炉における燃料損傷防止：原子炉冷却材の流出)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small-LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-18 有効性評価において使用するコード一覧

事故シーケンスグループ	適用コード
2次冷却系からの除熱機能喪失	M-RELAP5
全交流動力電源喪失	M-RELAP5 COCO
原子炉補機冷却機能喪失	M-RELAP5 COCO
原子炉格納容器の除熱機能喪失	MAAP
原子炉停止機能喪失	SPARKLE-2
ECCS注水機能喪失	M-RELAP5
ECCS再循環機能喪失	MAAP
格納容器バイパス	M-RELAP5

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP GOTHIC
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	M-RELAP5
全交流動力電源喪失	M-RELAP5
原子炉冷却材の流出	M-RELAP5

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について

重大事故等対策の有効性評価に当たって、炉心損傷、格納容器破損及び運転停止中原子炉における燃料損傷に至るおそれのある事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードのそれぞれにおいて関連する物理現象を抽出し、それらの物理現象に関する解析モデルを備えたコードとして、有効性評価へ適用するコードを選定した。

これらの各コードについての解析モデルの妥当性及び有効性評価への適用性の検討結果については、第1部～第5部に示す。

許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

泊 3 号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5, SPARKLE-2, MAAP, GOthic, COCO を選定しているが、このうち COCO については従来の国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
原子炉格納容器圧力		
原子炉格納容器雰囲気温度		

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

: 商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(2/10)

	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク(約0.220MPa[gage])を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク(約0.241MPa[gage])が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度(約124℃)に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。</p> <p>* 全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。</p>

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書(3号炉)添付書類十3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒※1 CVスプレイ作動限界値到達：約6秒※2 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒※1 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

: 商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/10)

	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
変化範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～約 0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約 0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 79℃ 時間：0～24時間
適用範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
事故条件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失との重畳を想定し、破損した1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいを考慮)	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
外部電源	無	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器内自由体積	65,500 m ³ (最小評価)	同左	無	差異はない。
初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 kPa [gage]	有	条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内に放出される高温の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
初期温度	49°C	同左	無	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
ヒートシンク	設計値 (泊発電所 3 号炉 重大事故等対 策の有効性評価 添付資料 6.5.1 「重大事故等対策の有効性評価の 一般データ (事象共通データ)」 第 6 表参照)	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不動作	有	全交流動力電源喪失を想定することか ら、事故後原子炉格納容器スプレイ設 備が作動することはないが、従来許認 可解析に対して原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量が少ないため、 原子炉格納容器スプレイ設備が作動し なくとも原子炉格納容器内圧力は低め に推移する。

解析条件

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
解析モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。
ヒートシンク内熱伝導モデル	1 次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)

項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
物理現象 原子炉格納容器	1次冷却系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する(SATAN-VIによる評価)。	1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が穏やかに上昇する(M-RELAP5による評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事故発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
	気液界面の熱伝達	破断流に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。格納容器スプレイに関しては、スプレイ開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する液滴が放出され、雰囲気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。なお、格納容器スプレイは作動しないため、格納容器スプレイ水と雰囲気蒸気間の気液界面の熱伝達を想定する。これに対し、有効性評価では格納容器スプレイの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。	有	従来許認可解析では格納容器スプレイの作動を想定することから、格納容器スプレイ水と雰囲気蒸気間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレイの不作動を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)

項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
<p>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</p>	<p>原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコネクタの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。</p>	<p>同左</p>	<p>無</p>	<p>差異はない。</p>
<p>原子炉格納容器 物理現象</p>	<p>原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレイ作動設定値に達すると格納容器スプレイが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレイ水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度が低下する。</p>	<p>全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレイが作動することはない。</p>	<p>有</p>	<p>従来許認可解析に対して格納容器スプレイが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。</p>

※泊発電所 原子炉設置変更申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉格納容器 物理現象	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	格納容器再循環ユニットは使用しない。	同左 (COCO)による解析対象は事象発生後 24 時間まで)	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

(第 1 部 M-RELAP5 コード)

目次

－ 第1部 M-RELAP5 コード －

1.	はじめに	1-3
2.	重要現象の特定	1-4
2.1	事故シーケンスと評価指標	1-4
2.2	ランクの定義	1-8
2.3	物理現象に対するランク付け.....	1-9
3.	解析モデルについて	1-19
3.1	コード概要	1-19
3.2	重要現象に対する解析モデル.....	1-20
3.3	解析モデル	1-21
3.4	ノード分割	1-39
3.5	入出力	1-44
4.	妥当性確認	1-46
4.1	重要現象に対する妥当性確認方法.....	1-46
4.2	ORNL/THTF炉心露出熱伝達試験解析.....	1-50
4.3	Marviken臨界流試験解析	1-62
4.4	ROSA/LSTF試験	1-73
4.5	PKL/F1.1試験	1-97
4.6	LOFT試験	1-109
4.7	実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）	1-124
4.8	実機解析への適用性	1-131
5.	有効性評価への適用性.....	1-143
5.1	不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）	1-143
5.2	不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）	1-146
6.	参考文献	1-153
添付1	解析コードにおける解析条件.....	1-156
添付2	運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスにおける M-RELAP5コードの炉心水位の不確かさについて.....	1-161
添付3	M-RELAP5コードのECCS再循環機能喪失への適用性について	1-164

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、M-RELAP5 Ver.1^[1]（以下、「M-RELAP5 コード」と称す。）について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・M-RELAP5 コードの解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性評価
- ・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

M-RELAP5 コードが適用される炉心損傷防止対策における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事故シーケンスと評価指標

ここでは、出力運転中の原子炉を対象としたシーケンスについて、事象の推移と評価指標について記述する。

(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

本シナリオは、原子炉の出力運転中に過渡事象又は小破断 LOCA が発生し、かつ、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから1次冷却系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となり炉心損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「主給水流量喪失＋補助給水失敗（全給水喪失）」を想定する。給水喪失が生じることにより、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから1次冷却系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となる。給水が喪失しているため蒸気発生器（SG）水位が低下することにより原子炉トリップが生じ、未臨界が確保される。1次冷却材圧力が加圧器逃がし弁（あるいは安全弁）の設定値に到達すると断続的に弁からの蒸気放出がなされ、これにより1次冷却材圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次冷却系保有水が減少し続け、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するために2次冷却系がドライアウトして1次冷却系の温度及び圧力が上昇する前に、加圧器逃がし弁を強制開して1次冷却系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次冷却系への注水を行う（フィードアンドブリード運転）。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は1次冷却材圧力が高いため、放出流量が注入流量を上回り、1次冷却系保有水は減少を続ける。この期間に1次冷却系の保有水量の減少による炉心露出と露出部のヒートアップが生ずる可能性がある。その後、放出流量が減少し、高圧注入流量を下回るようになる。これにより、1次冷却系保有水の減少が回復に向かい、事象収束に向かうことになる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(2) 全交流動力電源喪失

本シナリオは、原子炉の出力運転中に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することにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器へのすべての交流電源が喪失する事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失＋補機冷却機能喪失＋1次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA」あるいは「外部電源喪失＋非常用所

内電源喪失+補機冷却機能喪失+1次冷却材ポンプ（RCP）シールリーク」を想定する。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冷却材が喪失する。全交流動力電源が喪失することにより、長時間高圧注入による注水が期待できないため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却により1次冷却系を冷却、減圧し、蓄圧タンクからのほう酸水注入を促進させることで事象初期の炉心冷却を確保する。代替交流電源が確立するまでは、自然循環又はリフラックス冷却による炉心冷却維持に期待する。また、代替交流電源の確立後は、RWST等を水源とした代替注入設備による1次冷却材の補給を維持することで、代替補機冷却系を確保できるまでの期間の炉心損傷を防止することができる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(3) 原子炉補機冷却機能喪失

本シナリオは、原子炉補機冷却機能喪失の発生後 RCP シール LOCA の発生を想定する。この時冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗することによって、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオは全交流動力電源喪失と同様に「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失+1次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA」を想定する。

したがって、本事象では全交流動力電源喪失と同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(4) ECCS 注水機能喪失

本シナリオは、LOCAの発生後、非常用炉心冷却系（ECCS）注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「中小破断 LOCA+高圧注入失敗」を仮定する。本シナリオでは、1次冷却材配管に破断が発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるが、高圧注入が作動しないことにより、炉心露出時間が長期化し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、SG 2次冷却系強制冷却を実施し、1次冷却系を冷却、減圧させることにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させ、炉心を冠水させ、炉心冷却状態を維持する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

なお、大破断 LOCA+低圧注入失敗については、国内外の先進的な対策と同等のものを講じたとしても、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスであることから、原子炉格納容器破損防

止対策の対象として整理しており、有効性評価により原子炉格納容器破損が防止できることを確認している。

(5) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

本シナリオは、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は内部破損、及び原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損により、1次冷却系の冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するとともに、炉心冷却能力が低下する事象である。具体的な事故シナリオとして「余熱除去系統からの1次冷却材の流出」を想定する。破断発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保される。1次冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するため、炉心冷却能力が低下し、炉心損傷に至るとともに、原子炉格納容器外の被ばく量も厳しくなる。

これを防ぐために、主蒸気逃がし弁の手動開操作によるSG2次冷却系強制冷却により1次冷却系を冷却、減圧させ、1次冷却系からの系外への流出量を減少させる。また、加圧器逃がし弁手動開操作による1次冷却系減圧により、漏えい量を減少させる。余熱除去系1系列が健全である場合、破損した余熱除去系を系統分離し、充てん注入系及び健全側余熱除去系による崩壊熱の除去により炉心冷却状態を維持する。余熱除去運転が不能の場合、充てん注入及び蒸気発生器による2次冷却系冷却により炉心冷却状態を維持する。本事象は現場での弁閉止操作により破損した余熱除去系統を1次冷却系から隔離し、漏えい停止となる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標であるとともに、原子炉格納容器外の被ばく量の観点から漏えい量が評価指標となってくる。

(6) 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

本シナリオは、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、蒸気発生器を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象である。具体的な事故シナリオとして「蒸気発生器伝熱管破損＋主蒸気安全弁の開固着」を想定する。蒸気発生器伝熱管破損の発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるとともに、高圧注入系による炉心への冷却材補給及び補助給水系と2次冷却系弁による崩壊熱除去により炉心冷却を実施する。この際、破損側蒸気発生器の2次冷却系弁の開固着のため、1次冷却系の冷却材の漏えいが継続する。1次冷却系の冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するため、炉心冷却能力が低下し、炉心損傷に至るとともに、原子炉格納容器外の被ばく量も厳しくなる。

これを防ぐために、加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧及び補助給水系と2次冷却系弁による1次冷却系の冷却、並びに余熱除去系による崩壊熱の除去を実施し、1次冷却系を減圧させる。1次冷却材圧力と破損側蒸気発生器の圧力が平衡となった時点で漏えいが停止する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象の

LOCA と同様に、燃料被覆管温度が評価指標であるとともに、漏えい量が評価指標となってくる。

2.1.2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標

ここでは、運転停止中原子炉を対象としたシーケンスについて、事象の推移と評価指標について記述する。このシーケンスグループでは、ミッドループ運転中の原子炉を対象としたシーケンスであり、制御棒が挿入済みのため、ドップラ反応度帰還、減速材反応度帰還の影響は受けない。また、事象発生後、早期に1次冷却系ループでの循環流が無くなるため、1次冷却系の流量変化、圧力損失の影響は受けず、ミッドループ運転中は加圧器は空であるため、加圧器の物理現象の影響も受けない。さらに、蒸気発生器での冷却効果に期待しないため、蒸気発生器に係る物理現象の影響は受けない。

(1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本シナリオは、原子炉の停止時に運転中の余熱除去系（RHR）又は原子炉補機冷却水系の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」若しくは「ミッドループ運転時の原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。事象発生後、崩壊熱除去機能が喪失することで、1次冷却系の温度が上昇し、冷却材が沸騰し蒸散することにより炉心水位が低下し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、運転員等操作により手動で充てん/高圧注入ポンプ（若しくは充てんポンプ）、あるいは蓄圧タンクからもほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

(2) 全交流動力電源喪失

本シナリオは、原子炉の停止時に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、このことによって、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「ミッドループ運転時の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。事象発生後、崩壊熱除去機能が喪失することで、1次冷却系の温度が上昇し、冷却材が沸騰し蒸散することにより炉心水位が低下し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、運転員等操作により代替交流電源を確保するとともに、RWST 等を水源とした代替注入設備、あるいは蓄圧タンクからもほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

(3) 原子炉冷却材の流出

本シナリオは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって1次冷却系の冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「ミッドループ運転時の原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」を想定し、余熱除去ポンプ出口ラインからの冷却材の流出を仮定する。1次冷却系の冷却材の流出により、余熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、充てん/高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによるほう酸水の炉心注入を行い、炉心水位を維持する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

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 M-RELAP5 コード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	本資料での取扱い
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響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	評価指標及び運転員等操作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	評価指標及び運転員等操作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/妥当性評価は記載しない
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証/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

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 M-RELAP5 コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 節で述べた事象進展を踏まえ、2.2 節のランクの定義に従い、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表 2-2 及び表 2-3 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現象として抽出した。

ランク付けに当たっては、燃料被覆管温度は炉心冷却、炉心水位、燃料被覆管のヒートアップから影響を受けるため、これらに関する物理現象も相対的に高いランクとしている。また、運転員等操作により 2 次冷却系を強制的に減圧し、1 次冷却系の温度及び圧力を低下させるシーケンスでは、1 次冷却系の減圧により蓄圧タンクからの注水、代替注入設備を含む強制注入系からの冷却水の注水による炉心冷却を期待するため、1 次冷却系の減圧に寄与する物理現象も相対的に高いランクとしている。

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

(1) 核分裂出力[炉心（核特性）]

(2) 反応度帰還効果[炉心（核特性）]

(3) 制御棒効果[炉心（核特性）]

(4) 崩壊熱[炉心（核特性）]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(5) 燃料棒内温度変化[炉心 (燃料特性)]



(6) 燃料棒表面熱伝達[炉心 (燃料特性)]



(7) 限界熱流束 (CHF) [炉心 (燃料特性)]



(8) 燃料被覆管酸化[炉心 (燃料特性)]



(9) 燃料被覆管変形[炉心 (燃料特性)]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(10) 沸騰・ボイド率変化[炉心（熱流動特性）]

--

(11) 気液分離（水位変化）・対向流[炉心（熱流動特性）]

--

(12) 気液熱非平衡[炉心（熱流動特性）]

--

(13) 圧力損失[炉心（熱流動特性）]

--

(14) ほう素濃度変化[炉心（熱流動特性）]

--

(15) 冷却材流量変化（強制循環時）[1次冷却系]

--

枠囲いの内容は、商業機密に属します ますので公開できません。

(16) 冷却材流量変化（自然循環時）〔1次冷却系〕



(17) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔1次冷却系〕



(18) 沸騰・凝縮・ボイド率変化〔1次冷却系〕



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(19) 気液分離・対向流[1次冷却系]

(20) 気液熱非平衡[1次冷却系]

(21) 圧力損失[1次冷却系]

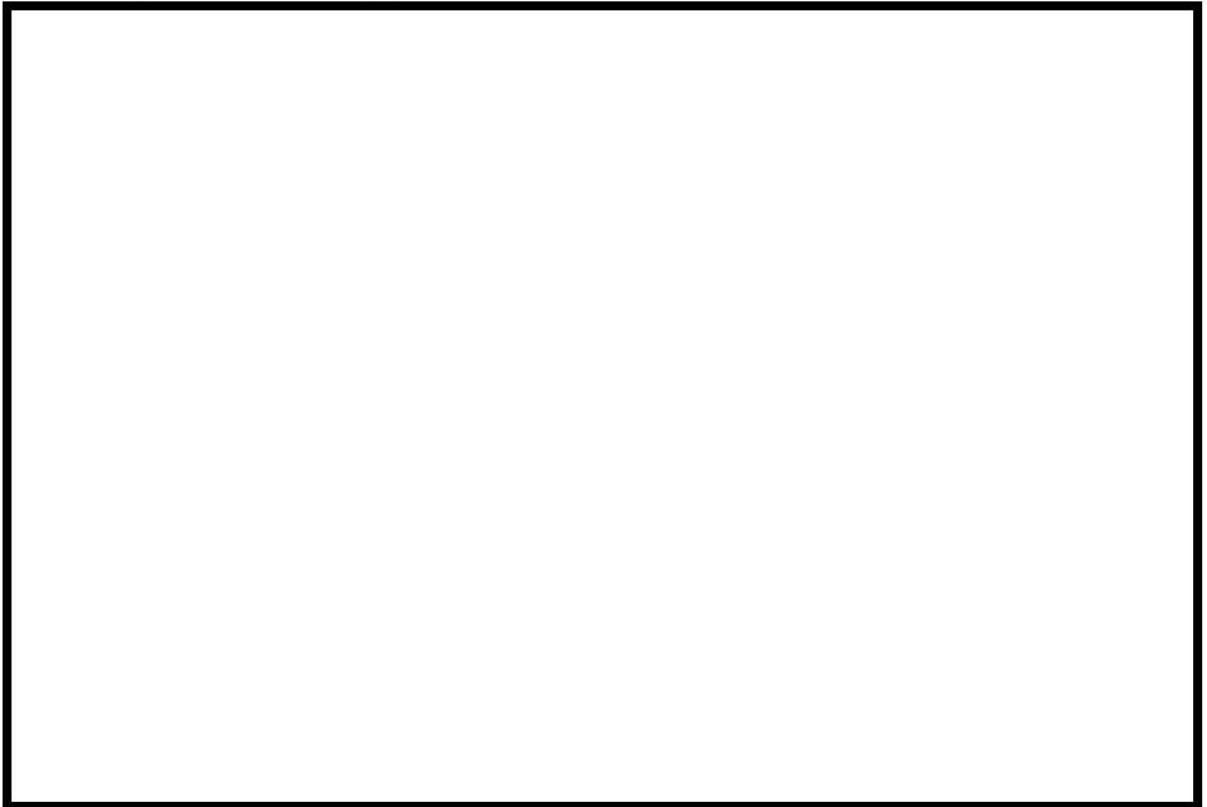
(22) 構造材との熱伝達[1次冷却系]

(23) ほう素濃度変化[1次冷却系]

(24) ECCS 強制注入 (充てん系含む) [1次冷却系]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(25) ECCS 蓄圧タンク注入[1次冷却系]



(26) 気液熱非平衡[加圧器]



(27) 水位変化[加圧器]



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。

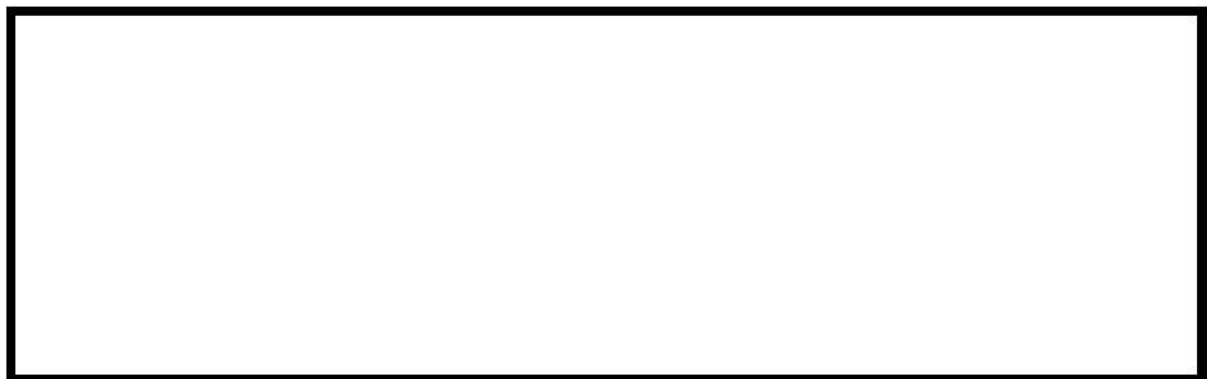
(28) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]



(29) 1次側・2次側の熱伝達[蒸気発生器]



(30) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[蒸気発生器]



(31) 2次側水位変化・ドライアウト[蒸気発生器]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(32) 2次側給水（主給水・補助給水）〔蒸気発生器〕



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

表 2-2 炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク

分類	物理現象		評価指標				格納容器	バイパス
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
炉心 (核)	(1)	核分裂出力	L	L	L	L	L	L
	(2)	反応度帰還効果	L	L	L	L	L	L
	(3)	制御棒効果	L	L	L	L	L	L
	(4)	崩壊熱	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
炉心 (燃料)	(5)	燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達	M	M	M	<u>H</u>	M	M
	(7)	限界熱流束 (CHF)	L	L	L	L	L	L
	(8)	燃料被覆管酸化	L	L	L	M	L	L
	(9)	燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	L
炉心 (熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(12)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L
	(13)	圧力損失	L	L	L	L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化	L	L	L	L	L	L
1次冷却系	(15)	冷却材流量変化 (強制循環時)	L	L	L	L	L	L
	(16)	冷却材流量変化 (自然循環時)	L	<u>H</u>	<u>H</u>	L	<u>H</u>	<u>H</u>
	(17)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(18)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	M	M	M	M	L
	(19)	気液分離・対向流	L	<u>H</u>	<u>H</u>	L	<u>H</u>	L
	(20)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L
	(21)	圧力損失	L	M	M	L	M	M
	(22)	構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化	L	L	L	L	L	L
	(24)	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	<u>H</u>	M	M	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	M	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	M	I
加圧器	(26)	気液非平衡	<u>H</u>	I	I	I	L	L
	(27)	水位変化	<u>H</u>	L	L	L	L	L
	(28)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	<u>H</u>	I	I	I	<u>H</u>	<u>H</u>
蒸気発生器	(29)	1次側・2次側の熱伝達	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(30)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(31)	2次側水位変化・ドライアウト	<u>H</u>	I	I	I	I	I
	(32)	2次側給水 (主給水・補助給水)	I	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>

表 2-3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク

分類		物理現象	評価指標	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
				炉心水位 (燃料被覆管温度)	炉心水位 (燃料被覆管温度)	炉心水位 (燃料被覆管温度)
炉心 (核)	(4)	崩壊熱		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
炉心 (燃料)	(5)	燃料棒内温度変化		L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達		M	M	M
	(7)	限界熱流束 (CHF)		L	L	L
	(8)	燃料被覆管酸化		L	L	L
	(9)	燃料被覆管変形		L	L	L
炉心 (熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(12)	気液熱非平衡		L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化		L	L	L
1次冷却系	(17)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		I	I	<u>H</u>
	(22)	構造材との熱伝達		L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化		I	I	I
	(24)	ECCS 強制注入 (充てん系含む)		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入		<u>H</u>	<u>H</u>	I

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

M-RELAP5 コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。熱流動解析では、1次及び2次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップ毎に得られる圧力、温度、気液割合、及び流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導、及び壁面熱伝達を解き、判断基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

M-RELAP5 コードは米国エネルギー省 (DOE) 及びアイダホ国立研究所 (INL) により開発されたプラントシステム解析コード RELAP5-3D を基に、加圧水型軽水炉 (PWR) の中小破断 LOCA 解析に適用するため、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models” (ECCS 性能評価指針に相当する) にて要求される保守的なモデルを付加したコードである。RELAP5-3D からの修正点は以下のとおりである。また、追加したモデル等の妥当性確認については、2.3 章に記載の物理現象の妥当性確認と合わせて実施する。

- Moody の臨界流モデルを適用
 - 冷却材放出 (臨界流・差圧流) に関するモデル
- 燃料設計コード FINE^[2] で使用されている燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデルを適用
 - 燃料棒内温度変化に関するモデル
- Baker-Just 金属-水反応モデル^[3] を適用
 - 燃料被覆管酸化に関するモデル
- ドライアウト熱伝達モデルとして修正 Dougall-Rohsenow モデルを適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデル
- ブローダウン期間中のリウエット/核沸騰回帰の禁止を適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデルだが、有効性評価解析では使用されない
- ANS (1971 年版) の崩壊熱モデル^[4] を適用
 - 崩壊熱に関するモデル有効性評価解析では AESJ^[5] を使用するため、ANS は未使用
- 改良 AECL-UO CHF モデルを適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデル

- ・設計用燃料被覆管高温バーストモデルを導入
→燃料被覆管変形に関するモデル

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1に示す。

表 3-1 重要現象に対する解析モデル

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時）	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル
	気液分離・対向流	流動様式
	圧力損失	運動量保存則
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル
	水位変化	2流体モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル
	1次側の凝縮	壁面熱伝達モデル
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル

3.3 解析モデル

M-RELAP5 コードのモデルは1次冷却系並びに蒸気発生器2次側の熱流動解析を実施する1次冷却系モデルと燃料棒熱解析を実施する炉心燃料モデルに大別される。主要なモデルを表 3-2に示す。

3.3.1 原子炉熱流動モデル

1次冷却系の冷却材の熱流動挙動は1次元の気液2流体モデルで模擬される。M-RELAP5 コードの基礎式は、気液の各相の質量、運動量、及びエネルギーの各保存式からなり、後述する構成式と合わせて解くことで圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び流速を求める。

保存式を補完する構成式は、気液相間の質量、運動量及びエネルギー交換を表すモデルであり、具体的には気液相間の界面積、界面摩擦、界面熱伝達を定義する。M-RELAP5 コードでは、原子炉の事故時に現れる様々な流動、例えば炉心燃料バンドル内の沸騰、水平配管内での層状流等を適切に模擬するため、流動状態に応じて適切な構成式が与えられる。

熱流動の解析に当たっては、原子炉の1次及び2次冷却系を多数のノードに分割して表す。これにより、流動状態に応じて適切な構成式を適用することができ、原子炉の各部で現れる流動状態を適切に模擬することができる。例えば、事故時に沸騰が生じる炉心では、軸方向にボイド率分布が生じることから相対的に詳細なノード分割がなされる。また、垂直配管と水平配管は異なるノードで模擬し、例えば、水平管内で層状流が現れるような場合にはこれに相当する構成式を適用する。また、蒸気発生器の1次側と2次側の熱授受は、1次側と2次側の流体ノードの間に伝熱構造体モデルを配置することで模擬できる。

以上の保存式、構成式は、これまでに幅広く検証され、事故時の原子炉内の熱流動挙動を適切に予測できることが確認されている。

(1) 保存則

二相流は2流体モデルでモデル化し、気液各相の質量保存式、運動量保存式、及びエネルギー保存式の6保存式を解くことにより、圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び各相の流速を求める。

蒸気発生（又は凝縮）は、バルク流体でのエネルギー交換によるものと壁面近傍の温度境界層での壁面とのエネルギー交換によるものに分けて扱う。これらの蒸気発生（又は凝縮）は、気液界面におけるエネルギーバランスによって決まる。

バルク流体における界面伝熱は、気液界面の温度と気液各相の界面熱伝達とそれぞれの温度によって決まる。壁面の沸騰現象では蒸気は飽和であるとし、凝縮現象では液相は飽和であるとする。

(2) 流動様式

各流動様式に応じた気液界面積，界面熱伝達，界面摩擦を計算する。

①垂直流

垂直流に適用される流動様式を図 3-1に示す。垂直流の流動様式は，膜沸騰遷移前 (pre-CHF) の4領域，膜沸騰遷移後 (post-CHF) の4領域，垂直層状流の9領域とそれらの内挿領域から構成される。この流動様式は，水平線に対して 60～90 度の角度を有するコントロールボリュームの上昇流及び下降流に適用される。pre-CHF は，気泡流，スラグ流，環状噴霧流，pre-CHF 噴霧流から成り，post-CHF 領域は逆環状流，逆スラグ流，噴霧流，post-CHF 噴霧流から成る。各流動様式の遷移は，ボイド率，流速，沸騰様式の関数として表される。

②水平流

水平流に適用される流動様式を図 3-2に示す。水平流の流動様式は気液の相対速度，質量流量及びボイド率の関数として表記される。この流動様式は，水平線に対して 30 度までの角度を有するコントロールボリュームに適用される。30～60 度の角度を有するコントロールボリュームは，垂直流と水平流の内挿として評価される。水平流の流動様式は，post-CHF 領域が考慮されないことを除き，垂直流のそれと類似しており，水平層状流が垂直層状流に置き換わる形となる。水平流の流動様式は，気泡流，スラグ流，環状噴霧流，pre-CHF 噴霧流，水平層状流及びそれらの内挿領域から構成される。水平層状流を模擬できることにより，中小破断 LOCA 事象でとくに顕著である高温側配管での気液対向流を計算できる。

(3) 炉心ボイドモデル

炉心ボイドモデルはドリフトフラックスモデルに基づいて求める。ドリフトフラックスモデルとして EPRI 相関式 (Chexal のモデル^{[6][7][8]}) を用いる。EPRI モデルは小破断 LOCA の温度圧力領域での炉心のボイド率分布及び水位計算に適したモデルである。M-RELAP5 コードは2流体モデルを採用しているため，EPRI 相関式により計算されたドリフトフラックスモデルの係数を界面摩擦係数に変換して炉心のボイド率を計算する。参考文献[8]に記載されている，バンドル体系を対象としたモデルの確認範囲，モデルの誤差を表 3-3に示す。本モデルの不確かさは大きくないと言える。なお，平均誤差，標準偏差の計算方法は以下のとおりである。

$$\text{誤差:} \quad \varepsilon_i = \alpha_{i,meas} - \alpha_{i,calc}$$

$$\text{平均誤差:} \quad \hat{\varepsilon} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \varepsilon_i$$

$$\text{標準偏差:} \quad \sigma = \left[\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (\varepsilon_i - \hat{\varepsilon})^2 \right]^{0.5}$$

N= 試験グループの試験点数

(4) 壁面熱伝達

壁面熱伝達は、壁面と液相及び気相との伝熱の総和で表される。したがって、壁面伝熱は、各相の壁面熱伝達係数で構成される。熱伝達モードの選択ロジックを図 3-3に示す。考慮される熱伝達モードは、液単相（対流）、凝縮、核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰、蒸気単相（対流）の6つである。対象となるボリュームに蒸気が存在し、接する壁面より蒸気温度が高い場合には凝縮が考慮される。各伝熱モードに対して設定される壁面熱伝達モデルの一覧を表 3-4に纏める。ここに示した熱伝達モデルは1次冷却系の構造材の表面熱伝達、炉心燃料棒の表面熱伝達、及び蒸気発生器伝熱管の表面熱伝達に適用される。

M-RELAP5 コードでは、RELAP5-3D コードに組み込まれた膜沸騰熱伝達モデルである Dougall-Rohsenow モデルを修正 Dougall-Rohsenow モデルに置き換えている。

(5) 蓄圧タンクモデル

蓄圧タンクはPWRの非常用炉心冷却系設備を構成する受動的な安全設備の一つである。蓄圧タンク内には非常用冷却材となるほう酸水と非凝縮性ガスが封入され、LOCA時に1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると逆止弁が自動的に開き、ほう酸水が炉心に注入される。液相の流出挙動は図 3-4に示される体系で模擬する。

蓄圧タンクモデルでは以下を仮定し、蓄圧タンク圧力、流出流量を評価している。

- ・気相部の気体は、比熱が一定の理想気体として扱う。
- ・気相部における蒸気割合は小さく、非凝縮性ガスへの影響は小さいため、蒸気の影響は無視する。
- ・液相は熱容量が大きく、質量も大きいため、等温として扱う。
- ・液相流れは慣性、壁面摩擦、形状圧力損失、及び重力の効果を考慮する。

(6) 破断流モデル／臨界流モデル

M-RELAP5 コードが採用している臨界流モデルは、上流側ノードの圧力及びエンタルピから流量が計算されるモデルである。臨界流量は上流配管のL/Dに依存せずに計算される。実際の流れでは、短管の場合は管入口部での急激な状態変化により生じる気液間の非平衡のため臨界流量は臨界流モデルで計算される値よりも大きくなる。長管の場合には熱非平衡の影響は無くなり、管が長くなるにつれて摩擦の影響により臨界流量は小さくなる。臨界流量の管長による変化について、図 3-5に示す^[9]。管長が短い方が管長が長い場合より管長の流量への依存が大きい。管長が長い場合は、管長が長くなるにつれて、摩擦圧力損失の増加のみ流量が低下するが、管長が短い場合は熱非平衡の影響により、管長の増加により摩擦圧力損失の増加より流量低下が大きい結果となる。したがって、実際の臨界流量は、臨界流モデルとは異なり、熱非平衡の影響があるため、L/Dに依存する。破断臨界流モデルについては、Marvikenの試験解析で妥当性を確認している。

①破断口からの臨界流

破断口からの臨界流モデルとして、Henry-Fauske モデル^[10]をサブクール条件に、Moody モデル^[11]を二相条件に適用する。

M-RELAP5 コードでは、破断口からの臨界流について、RELAP5-3D コードに組み込まれた Henry-Fauske モデルの二相部分を Moody モデルに置き換えている。このモデルは軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針で使用を認められているものである。

②加圧器の弁からの臨界流

加圧器の弁からの臨界流については、蒸気単相、二相、サブクール条件すべてにおいて Henry-Fauske のモデルを適用する。設計圧力にて設計流量が放出されるように入力にて調節する。加圧器の弁からの臨界流については、スペクトル解析のような不確かさの影響を包絡した解析は実施しないこと、及び Moody の不確かさを考慮すると放出流量、減圧速度が大きくなり、フィードアンドブリード運転において非保守的な取扱いになってしまうため、最適モデルに近い Henry-Fauske のモデルをすべての条件に適用する。

加圧器の弁は設計圧力にて設計流量が放出されるように入力で設定するため、加圧器弁の設計圧力に近い高圧での弁流量の不確かさは小さい。しかし、低圧では弁流量の不確かさが存在する可能性がある。

気相単相の臨界流現象は、相変化を伴わない現象であるため、下記のように表すことができる。

$$G^2 = \left(\frac{2\gamma}{\gamma-1} \frac{P_0}{V_0} \right) \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}$$

臨界状態では、背圧 P_b が低下しても流量が一定であることから、 $\cdot G / \cdot P_b = 0$ より、

$$\frac{P_c}{P_0} = \left(\frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

となり、臨界流量 G_c は以下となる^[12]。

$$G_c^2 = \left(\frac{\gamma P_0}{V_0} \right) \left(\frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}$$

G_c : 臨界質量流束

P_0 : 上流側流体の圧力

P_b : 背圧

P_c : 臨界点の圧力