

第 2.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ξ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器 伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する
	インターフェイス システムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット 熔融貫通	ϵ	熔融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損
	格納容器雰囲気 直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
格納容器直接接触	μ	熔融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	

第 2.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降
大中破断 LOCA (A) 小破断 LOCA (S) トランジェント (T)	格納容器隔離失敗(β) 先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ) 炉内水蒸気爆発 (α) 温度誘因 SG 伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ') 炉外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S又はTのみ可能性あり) 格納容器界囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 格納容器の水蒸気による 過圧 (δ) 格納容器貫通部過温 (τ) ベースマット溶解貫通 (ϵ)
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次系から環境へのFP放出 (g)			
インターフェイスシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量 FP放出 (v)			

第 2.1.1.c-3 表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ 、 θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
コンクリート侵食	ϵ	熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が 200℃を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν 、 g	炉心損傷後に、漏洩箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α 、 η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが 1 次遮蔽壁スリーブもしくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ 、 γ' 、 γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注 1）
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注 2）

（注1） 爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。

（注2） 原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを熔融侵食する。

第 2.1.1.c-4 表 格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	
格納容器破損モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	
		格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ξ	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
			誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後のSG伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス	
			インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
	早期大規模放出	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	
		格納容器物理的破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
				溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損
				後期大規模放出	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）
		ベースマット溶融貫通	ϵ			溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
		過温破損	τ			格納容器貫通部が過温で破損
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ			水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損
		水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ			水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損

第 2.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入系の喪失 	
配管クリーブ破損	<ul style="list-style-type: none"> 1次系高圧 (ホットレグ、サージライン破損) 	1次系減圧
バイパス	<ul style="list-style-type: none"> プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 1次系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損) 	v、gモードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 1次系低圧 	α モードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 水蒸気濃度 55vol% 以下 	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器破損の可能性
RV破損	<ul style="list-style-type: none"> 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない 	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	<ul style="list-style-type: none"> RV破損時に1次系高圧 	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	<ul style="list-style-type: none"> RWST水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態 	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> RV破損時に溶融炉心が重力落下 溶融炉心落下質量大 	η モードによる格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	σ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	μ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器気相部冷却	<ul style="list-style-type: none"> プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象 	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマツト溶融貫通	<ul style="list-style-type: none"> RV破損 原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きいので、水ありの場合でも現象が進む可能性あり) 	ϵ モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	<ul style="list-style-type: none"> RV破損 原子炉格納容器内に水なし 	τ モードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による水蒸気生成 非凝縮性ガス生成 	δ 、 θ モードによる格納容器破損

第 2.1.1.d-2 表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前(T1)	1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1次系の圧力状態	FD	TI-SGTRや1次系クリーブ破損による1次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後(T2)	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次系圧力が2.0MPa(gage)以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する(分岐に失敗する)ものとする。(注1)
	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期(T3)	15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。(注2)
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

(注1) 2.0MPa(gage)は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

(注2) NCCに失敗し、ヘディング17,18,19でCV破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 2.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 隔離	1次系 の圧力 状態	バイ パス	炉心 への注 水	炉内 水蒸気 爆発	水素 燃焼	CV 破損	RV 破損	溶融 物分散 放出	キャ ビティ 内水量	炉外 水蒸気 爆発	CV 直接加 熱	水素 燃焼	CV 破損	CV 内気相 部冷却	水素 燃焼	CV 破損	ベース マット 溶融貫 通	CV 過温破 損	備考
ヘディング (影響を受ける側)	(C I)	(F D)	(B P)	(L R)	(I S X)	(H B 1)	(R P V)	(R P V)	(R P V)	(D C)	(E S X)	(D C H)	(H B 2)	(O P 2)	(N C C)	(H B 3)	(O P 3)	(B M)	(O T)	
CV隔離 (C I)																				なし
1次系の圧力状態 (F D)	○																			(CV隔離 (C I) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)
バイパス (B P)	○	○																		1次系圧力状態 (すなわちF D) にT I-S G T Rが従属
炉心への注水 (L R)	○																			なし
炉内水蒸気爆発 (I S X)	○	○																		水蒸気爆発確率は、1次系圧力状態 (すなわちF D) に従属
水素燃焼 (H B 1)	○		○																	ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (L R) に従属
CV破損 (O P 1)	○		○	○																水素燃焼 (H B 1) の有無及びD D Tの発生確率 (水素発生量の増加すなわちL R) に従属
RV破損 (R V)	○		○																	炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちL R) に従属
溶融物分散放出 (R P V)	○	○					○													RV破損の有無 (R V)、1次系圧力状態 (すなわちF D) に従属
キャビティ内水量 (D C)	○			○				○												RV破損の有無 (R V)、炉心への注水 (すなわちL R) に従属
炉外水蒸気爆発 (E S X)	○							○	○	○										RV破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無とキャビティ水量 (D C) に従属
CV直接加熱 (D C H)	○							○	○	○										RV破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無とキャビティ水量 (D C) に従属
水素燃焼 (H B 2)	○			○	○	○														RV破損の有無 (R V)、Z r-水反応の促進の有無 (すなわちL R)、過去の水素燃焼による水素の消費 (H B 1) に従属
CV破損 (O P 2)	○			○			○	○					○							RV破損の有無 (R V)、溶融物分散放出 (R P V) の有無、水素燃焼 (H B 2) の有無 (水素発生量の増加すなわちL R) に従属
CV内気相部冷却 (N C C)	○							○	○	○										気相部冷却あるいは溶融炉心冷却性を表すため、溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (R V))、溶融炉心分散量 (すなわちR P V)、溶融炉心冠水の有無 (すなわちD C) に従属
水素燃焼 (H B 3)	○			○	○	○							○	○						RV破損の有無 (R V)、Z r-水反応の促進の有無 (すなわちL R)、過去の水素燃焼による水素の消費 (H B 1、H B 2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (N C C) に従属
CV破損 (O P 3)	○			○										○	○					RV破損の有無 (R V)、水素燃焼 (H B 3) の有無及びD D Tの発生確率 (水素発生量の増加すなわちL R)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (N C C) に従属
ベースマット溶融貫通 (B M)	○							○	○	○										床上の溶融炉心の有無 (すなわちRV破損の有無 (R V))、溶融炉心量 (すなわち溶融炉心分散の有無 (R P V))、溶融炉心冠水の有無 (すなわちD C) に従属
CV過温破損 (O T)	○							○	○	○										格納容器内の水の有無 (すなわちD C) 及び、溶融炉心の場所 (すなわちRV破損の有無 (R V)、溶融炉心飛散の有無 (R P V)) に従属

第 2.1.1.e-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○
4	ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—
10	SLC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	○
13	TEI	全給水喪失	○

第 2.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件

項 目	条件	備考
燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	8.32×10 ⁴ kg 2.00×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力 1次冷却材圧力 1次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 302.3+2.2 °C 45.7×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差
蒸気発生器伝熱管施検率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシンク温度	5 分割 67400 m ³ 9.8 kPa[gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 通常運転時CV内 最高温度 通常運転時CV内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 MPa[gage] 29.0 m ³ /基	最小値 最小値

*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改 4(H25年7月)

第 2.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

PDS	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ 注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再 循環	補助給水
AED	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AEW	ホットレグ 完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEI	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	ホットレグ 2inch 破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流動力 電源喪失	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TEW	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	不作動
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEW	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間	3.3 時間
ラブチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間	3.3 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	9.9 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の 2 倍)到達*1	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	19 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—	—
限界圧力到達*3	12 時間	16 時間	—	17 時間	19 時間	21 時間	—

*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

*3：平成 6 年度 AM 技術ベース報告書（高浜 3 号機）にて評価した限界圧力 6.36kg/cm² とする。

第 2.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後（30分）			原子炉容器破損後後期 ^{※1}		
	1次系圧力 (MPa(gage))	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器 雰囲気温度 (℃)	原子炉下部 キャビティ 浸食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%) ^{※2}	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心 Zr75%補正 水素濃度 (vol%) ^{※2}
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.4	—	—	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEW	15.6	41.8	170.0	0.0	5.7	13.0	8.1	7.2	12.2	9.3	2.2	73.7	2.8
TEI	15.6	41.8	—	—	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

※1：AED、AEW、SED、TED及びTEWは原子炉格納容器破損時点（10時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後72時間の値。

※2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量を含む。ただし、TEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回るようになることから、補正を行っていない。

第 2.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していない P D S の分岐確率の考え方



(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f1 表 分岐確率のあてはめ方法



(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (C I)			NUREG レポート等文献に記載の国内 PWR プラントと同じ大型ドライ型 PWR プラントにおける知見から分岐確率を設定する。
1 次系の 圧力状態 (F D)			NUREG レポート等の文献から、1 次系の圧力状態により分岐確率を設定する。
格納容器 バイパス (B P)			NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、1 次系圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。
炉心への 注水 (L R)	低圧シーケンス (A**)	ECCS 再循環に 失敗する 確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を 1 とする。中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1 次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により 2 次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に 1 を設定)
	中高圧シーケンス (S**, T**)	1	
炉内 水蒸気爆発 (I S X)			国内外の専門家による評価をもとに、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1 次系の圧力状態等を考慮して設定する。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。
格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝ばが遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。 このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。
原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる 1 次系圧力がおよそ 2.0MPa (gage) 以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 L O C A では 1 次系が低圧なため分散放出は起こらないとする。
キャビティ内水量 (DC)			(溶融物分散放出が起こらない場合を 1 と設定) 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持込の有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気爆発 (E S X)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器直接加熱 (D C H)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (H B 2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器破損 (O P 2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内 気相部冷却 (NCC)			<p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</p> <p>格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。</p>
原子炉容器 破損後長期 の水素燃焼 (HB3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</p>
格納容器 破損 (OP3)			<p>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</p>

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマツト溶融貫通 (BM)			<p>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。原子炉格納容器の破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、原子炉格納容器の破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</p>
格納容器過温破損 (OT)			<p>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。</p>

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 2.1.1.f-3 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

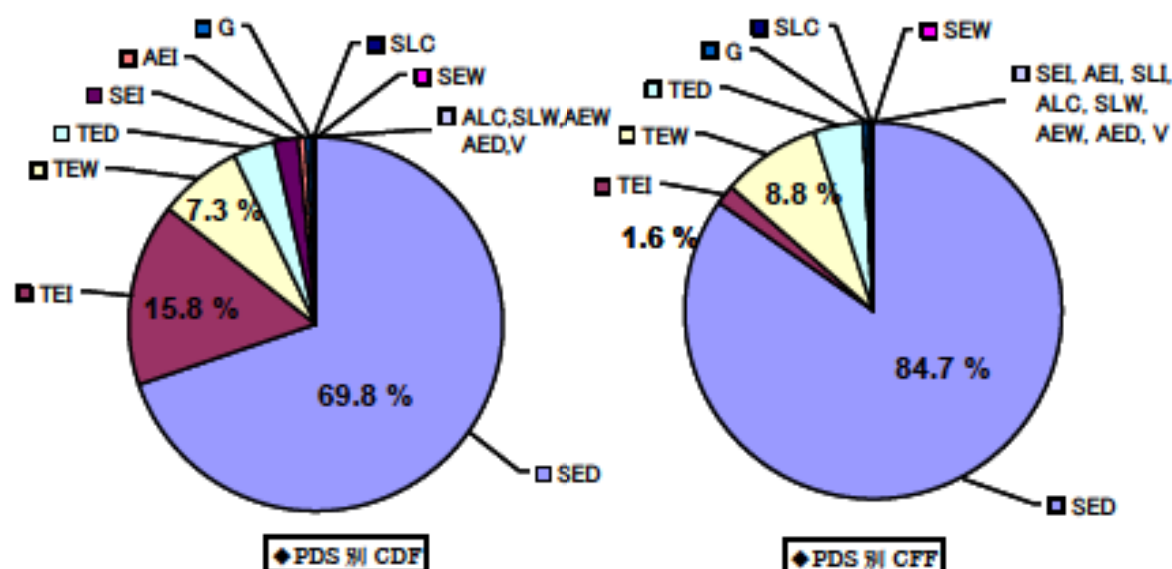
プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合* (%)	条件付 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合* (%)
AED	3.4E-09	0.0	1.00	3.4E-09	0.0
AEW	4.3E-09	0.0	1.00	4.3E-09	0.0
AEI	4.0E-07	0.7	0.02	9.8E-09	0.0
ALC	1.2E-08	0.0	1.00	1.2E-08	0.0
SED	4.3E-05	69.8	1.00	4.3E-05	84.7
SEW	3.2E-08	0.1	1.00	3.2E-08	0.1
SEI	1.4E-06	2.3	0.01	8.0E-09	0.0
SLW	6.6E-09	0.0	1.00	6.6E-09	0.0
SLI	6.8E-08	0.1	0.01	3.8E-10	0.0
SLC	3.9E-08	0.1	1.00	3.9E-08	0.1
TED	2.1E-06	3.4	1.00	2.1E-06	4.1
TEW	4.5E-06	7.3	1.00	4.5E-06	8.8
TEI	9.7E-06	15.8	0.08	7.9E-07	1.6
V	3.0E-11	0.0	1.00	3.0E-11	0.0
G	2.9E-07	0.5	1.00	2.9E-07	0.6
合計	6.1E-05	100.0	0.82	5.1E-05	100.0

※ 炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり

SED : 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA

TEI : 手動停止+補助給水失敗

TEW : 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗



第 2.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割 合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.2E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	3.1E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.1E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.9E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	5.1E-08	0.1%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.8E-05	94.5%
ϵ (ベースマット溶融貫通)	1.2E-06	2.3%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.1E-08	0.1%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	4.3E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	3.2E-07	0.6%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8%
μ (溶融物直接接触)	4.7E-09	0.0%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.8E-05	94.6%
コンクリート侵食	1.2E-06	2.3%
漏えい箇所の隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	5.1E-08	0.1%
格納容器隔離機能喪失	3.1E-07	0.6%
水蒸気爆発	5.5E-09	0.0%
貫通部過温	4.2E-07	0.8%
格納容器への直接接触	4.7E-09	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%
合 計	5.1E-05	100.0%

第 2.1.1f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	84.7%
手動停止	4.2E-06	8.3%
過渡事象	1.8E-06	3.5%
外部電源喪失	1.0E-06	2.0%
S G T R	2.9E-07	0.6%
主給水流量喪失	2.0E-07	0.4%
2次冷却系の破断	1.1E-07	0.2%
極小LOCA	1.0E-07	0.2%
小破断LOCA	6.5E-08	0.1%
中破断LOCA	2.8E-08	0.1%
A T W S	8.7E-09	0.0%
大破断LOCA	2.2E-09	0.0%
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	0.0%
合計	5.1E-05	100.0%

第 2.1.1.g-1 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
A E D	1.3E-10	1.3E-09	1.3E-08	3.3E-09	3.4E-09
A E W	9.2E-11	1.2E-09	1.4E-08	3.7E-09	4.3E-09
A E I	1.5E-10	2.6E-09	9.8E-08	3.7E-08	9.8E-09
A L C	1.2E-10	2.3E-09	4.3E-08	1.1E-08	1.2E-08
S E D	2.1E-07	4.8E-06	1.1E-04	2.7E-05	4.3E-05
S E W	3.6E-10	6.7E-09	1.2E-07	3.3E-08	3.2E-08
S E I	6.3E-10	1.1E-08	3.0E-07	9.6E-08	8.0E-09
S L W	4.9E-11	9.9E-10	2.0E-08	5.0E-09	6.6E-09
S L I	1.1E-11	3.0E-10	1.9E-08	4.2E-09	3.8E-10
S L C	3.9E-10	7.3E-09	1.3E-07	3.4E-08	3.9E-08
T E D	5.2E-07	1.6E-06	4.7E-06	1.9E-06	2.1E-06
T E W	1.3E-07	1.4E-06	1.5E-05	3.9E-06	4.5E-06
T E I	5.6E-08	4.8E-07	2.3E-06	7.6E-07	7.9E-07
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	6.7E-09	8.1E-08	9.5E-07	2.5E-07	2.9E-07
合 計	3.7E-06	1.2E-05	1.2E-04	3.4E-05	5.1E-05

第 2.1.1.g-2 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

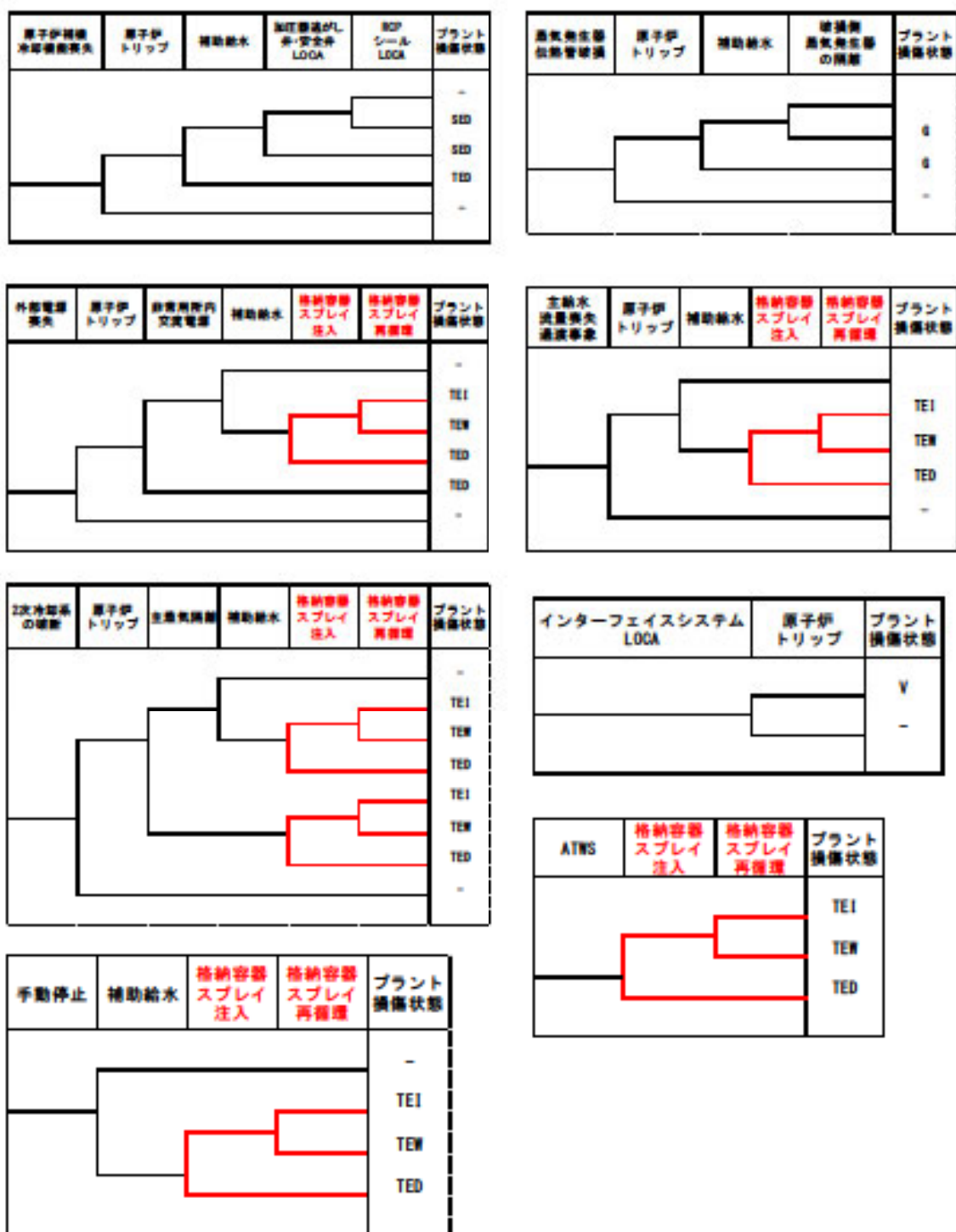
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	1.4E-10	7.7E-10	3.5E-09	1.2E-09	1.2E-09
β	4.3E-08	1.1E-07	6.1E-07	2.3E-07	3.1E-07
γ	2.8E-11	2.2E-10	4.0E-09	2.0E-09	2.1E-10
γ'	3.0E-11	2.5E-10	1.9E-08	7.2E-09	1.9E-10
γ''	8.0E-10	1.5E-08	1.4E-07	3.8E-08	5.1E-08
δ	2.3E-06	9.4E-06	1.0E-04	3.0E-05	4.8E-05
ϵ	3.4E-07	1.5E-06	1.1E-05	3.5E-06	1.2E-06
θ	1.7E-09	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	5.1E-08
η	9.1E-11	7.4E-10	9.4E-09	3.1E-09	4.3E-09
σ	1.3E-09	1.9E-08	4.3E-07	1.1E-07	4.7E-07
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
ξ	2.0E-08	1.7E-07	1.5E-06	4.4E-07	3.2E-07
τ	5.4E-10	4.0E-09	7.7E-08	3.0E-08	4.2E-07
μ	1.1E-11	1.3E-10	1.5E-09	4.8E-10	4.7E-09
合 計	3.7E-06	1.2E-05	1.2E-04	3.4E-05	5.1E-05

第 2.1.1.g-3 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	2.4E-06	9.5E-06	1.0E-04	3.0E-05	4.8E-05
コンクリート侵食	3.4E-07	1.5E-06	1.1E-05	3.5E-06	1.2E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.0E-08	1.7E-07	1.5E-06	4.4E-07	3.2E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.7E-09	2.0E-08	1.7E-07	4.7E-08	5.1E-08
格納容器隔離機能喪失	4.3E-08	1.1E-07	6.1E-07	2.3E-07	3.1E-07
水蒸気爆発	4.4E-10	1.9E-09	1.1E-08	4.3E-09	5.5E-09
貫通部過温	5.4E-10	4.0E-09	7.7E-08	3.0E-08	4.2E-07
格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.5E-09	4.8E-10	4.7E-09
格納容器雰囲気直接加熱	1.3E-09	1.9E-08	4.3E-07	1.1E-07	4.7E-07
合 計	3.7E-06	1.2E-05	1.2E-04	3.4E-05	5.1E-05

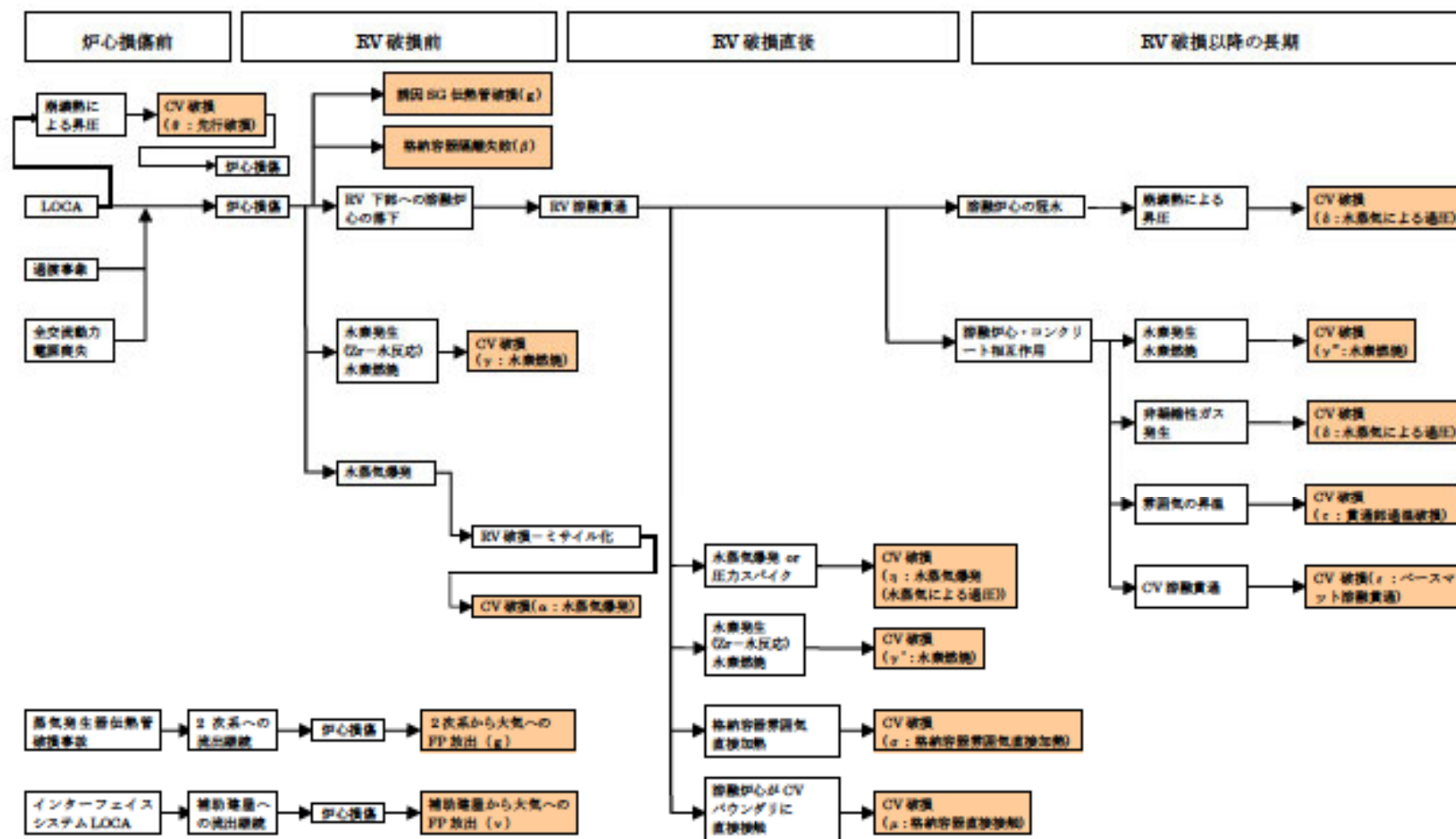
第 2.1.1.g-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

破損モード別	ケース 1		ケース 2	
	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.2E-09	0.0	1.2E-09	0.0
β (格納容器隔離失敗)	3.1E-07	0.6	3.1E-07	0.6
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.1E-10	0.0	2.1E-10	0.0
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.9E-10	0.0	1.9E-10	0.0
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	5.1E-08	0.1	5.1E-08	0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.8E-05	94.5	4.6E-05	91.2
ϵ (ベースマット溶融貫通)	1.2E-06	2.3	3.2E-06	6.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.1E-08	0.1	5.1E-08	0.1
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	4.3E-09	0.0	1.2E-08	0.0
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5
ν (インターフェイスシステム LOCA)	3.0E-11	0.0	3.0E-11	0.0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8	2.2E-07	0.4
μ (溶融物直接接触)	4.7E-09	0.0	2.6E-09	0.0
カテゴリ別				
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.8E-05	94.6	4.6E-05	91.3
コンクリート侵食	1.2E-06	2.3	3.2E-06	6.4
漏えい箇所の隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
可燃性ガスの高濃度での燃焼	5.1E-08	0.1	5.2E-08	0.1
格納容器隔離機能喪失	3.1E-07	0.6	3.1E-07	0.6
水蒸気爆発	5.5E-09	0.0	1.3E-08	0.0
貫通部過温	4.2E-07	0.8	2.2E-07	0.4
格納容器への直接接触	4.7E-09	0.0	2.6E-09	0.0
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5
合計	5.1E-05	100.0	5.1E-05	100.0

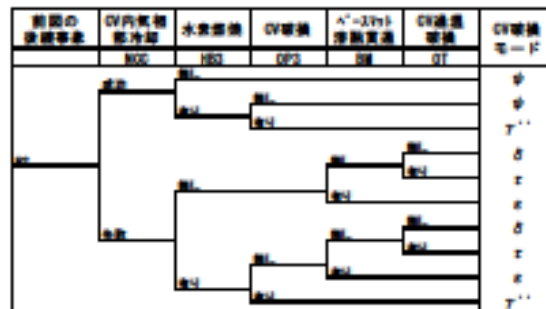
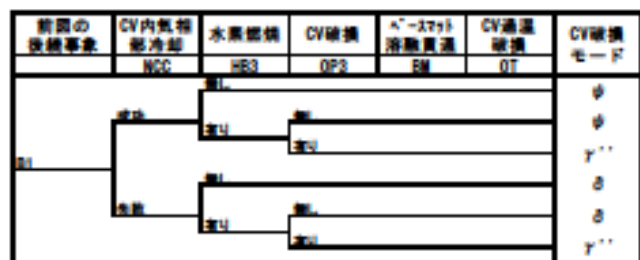
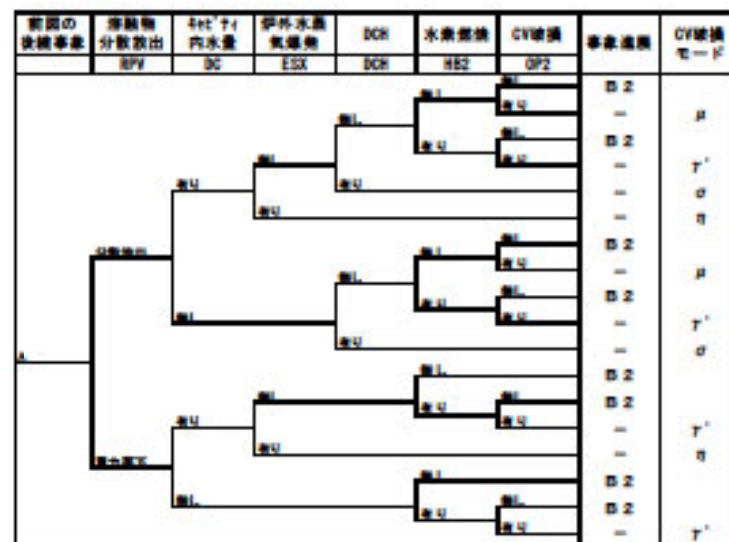
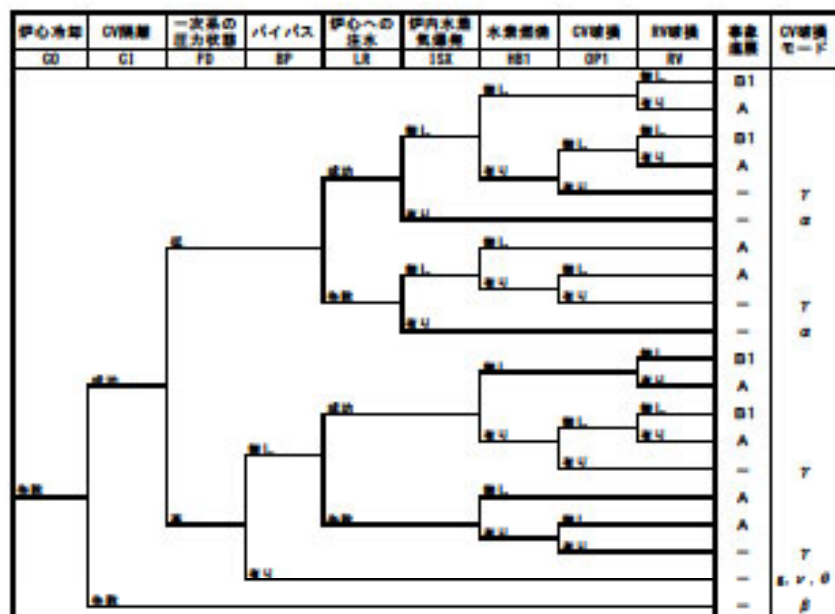


第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー

(2/2)



第 2.1.1.c-1 図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展



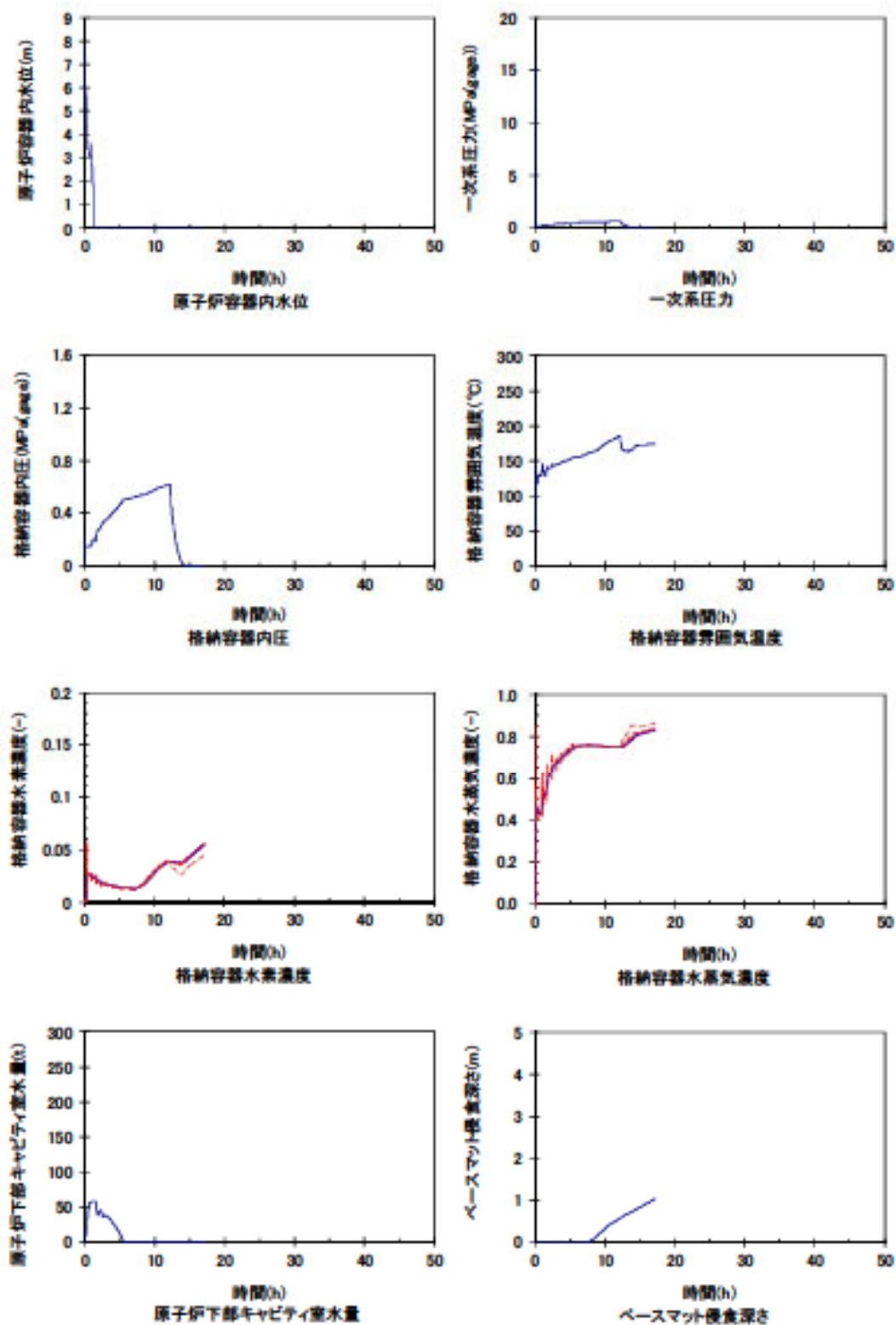
(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:

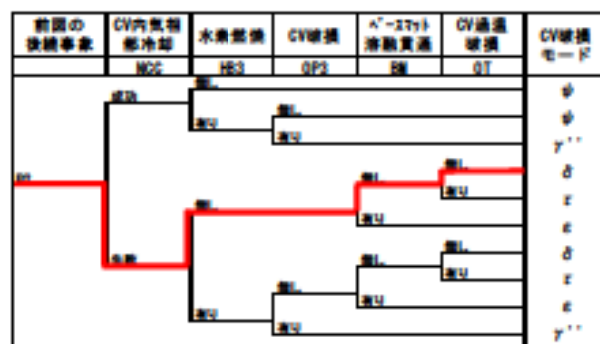
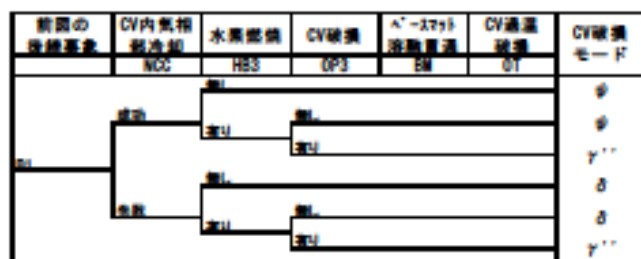
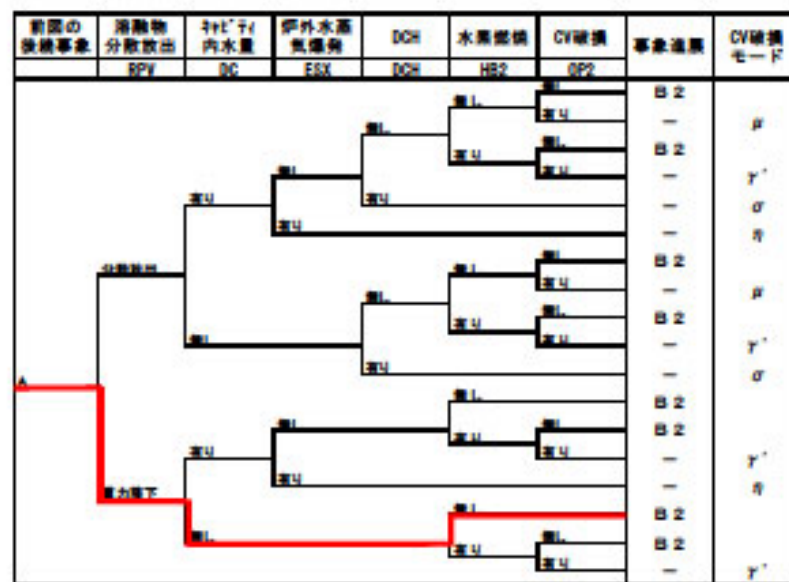
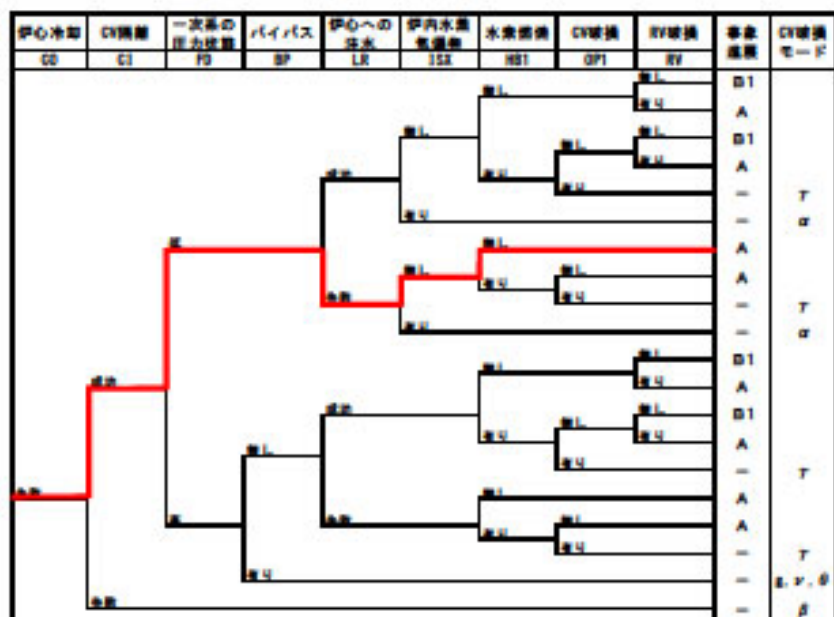
- α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
- β = 格納容器閉鎖失敗
- γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
- δ = 水蒸気・水素燃焼ガス層による準静的な過圧による破損
- ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- θ = 水蒸気層による準静的な過圧による格納容器先行破損
- η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
- σ = 格納容器内気相加熱による破損
- ξ = 高気圧状態に格納容器破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
- ζ = 冷却水蒸気層からLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
- μ = テプリの格納容器構造物への直接過熱による格納容器破損
- τ = 格納容器構造物過温破損
- φ = 格納容器が完全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損あり
 α1: 原子炉容器破損無し
 α2: 原子炉容器破損あり

第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー



第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)



(注1) 事故進展の一は、その時点での燃料容器破換を意味する。

(注2) 燃料容器破換モード:

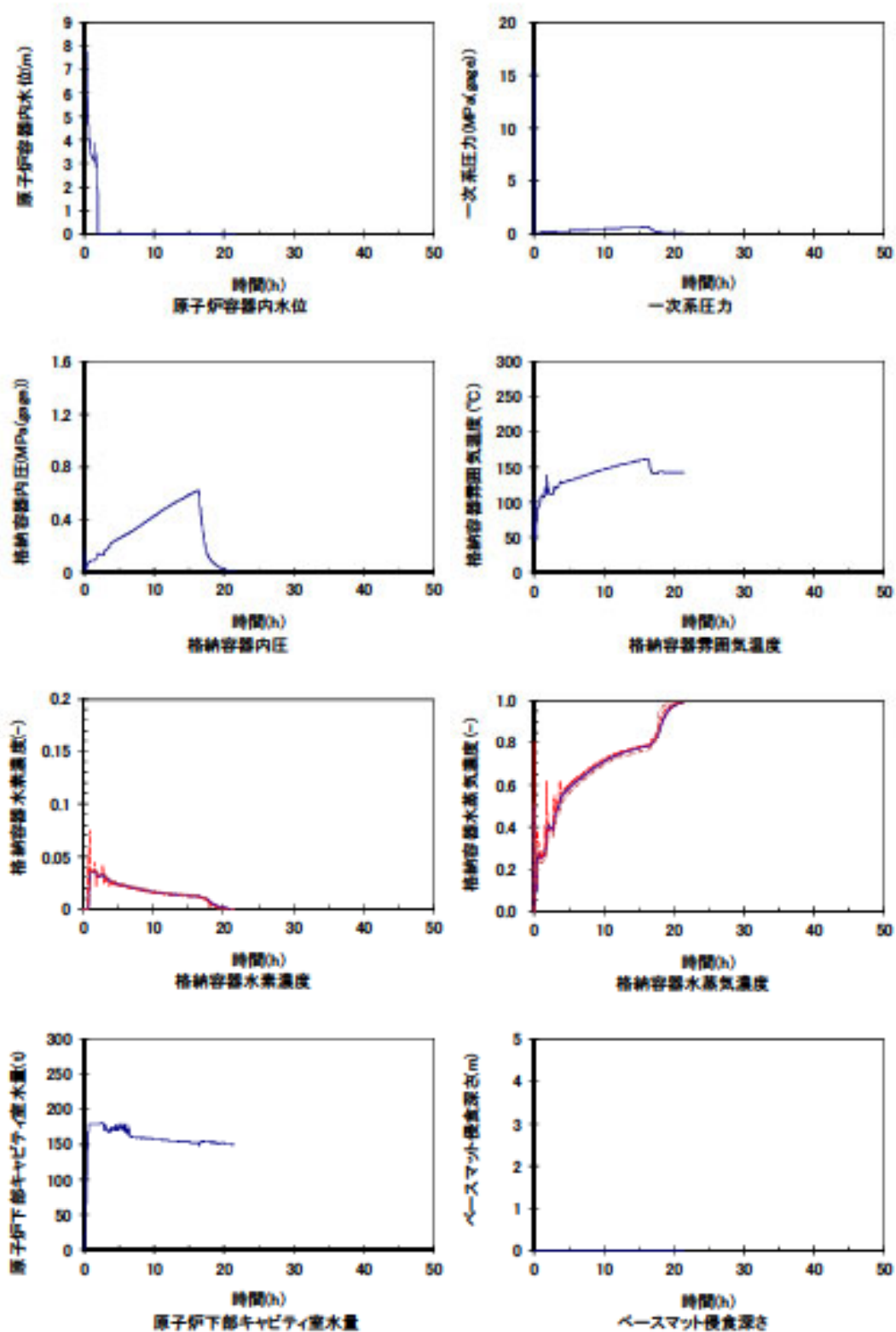
- α=炉内伊勢原内での水素気爆発による破換
- β=燃料容器閉鎖失敗
- γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素燃焼による燃料容器過温破換
- δ=水素気・非凝縮性ガス混合物による準静的な過圧による破換
- ε=燃料炉心・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- φ=水素気混合物による準静的な過圧による燃料容器先行破換
- χ=燃料容器内での水素気燃焼または水素気スパイクによる破換
- ζ=燃料容器閉鎖空気量増加による破換
- η=水素燃焼による燃料容器破換後の炉心過熱による燃料容器バイパス
- θ=燃料容器閉鎖失敗LOCA後の炉心過熱による燃料容器バイパス
- μ=プールの燃料容器破換後の炉心過熱による燃料容器破換
- τ=燃料容器過温過速破換
- υ=燃料容器が完全に維持され、事故が収束

(注3) A : 炉心伊勢原破換あり

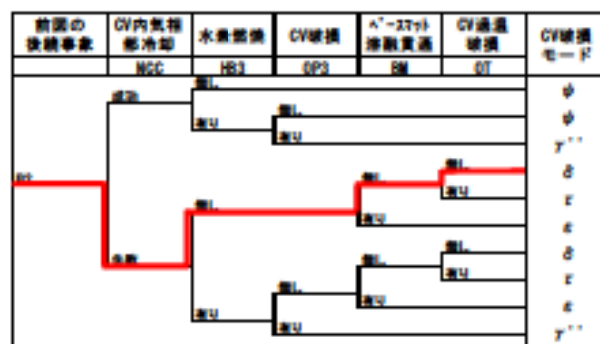
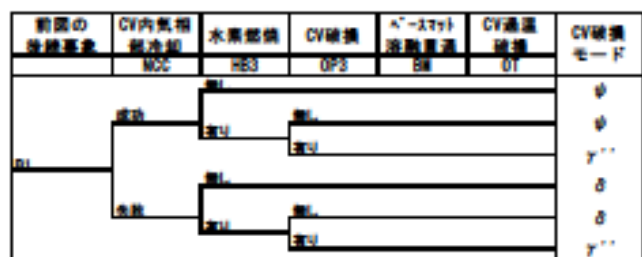
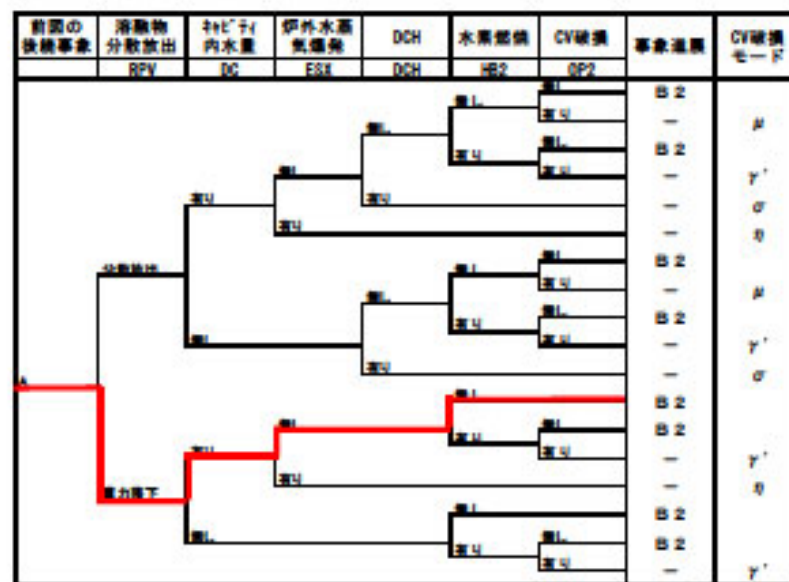
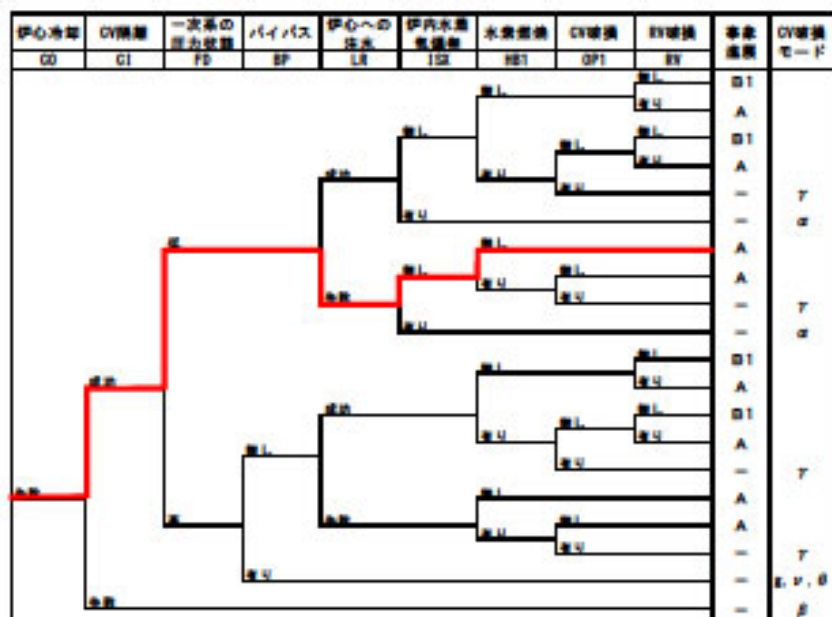
D1 : 炉心伊勢原破換あり

B2 : 炉心伊勢原破換あり

第 2.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)



第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)



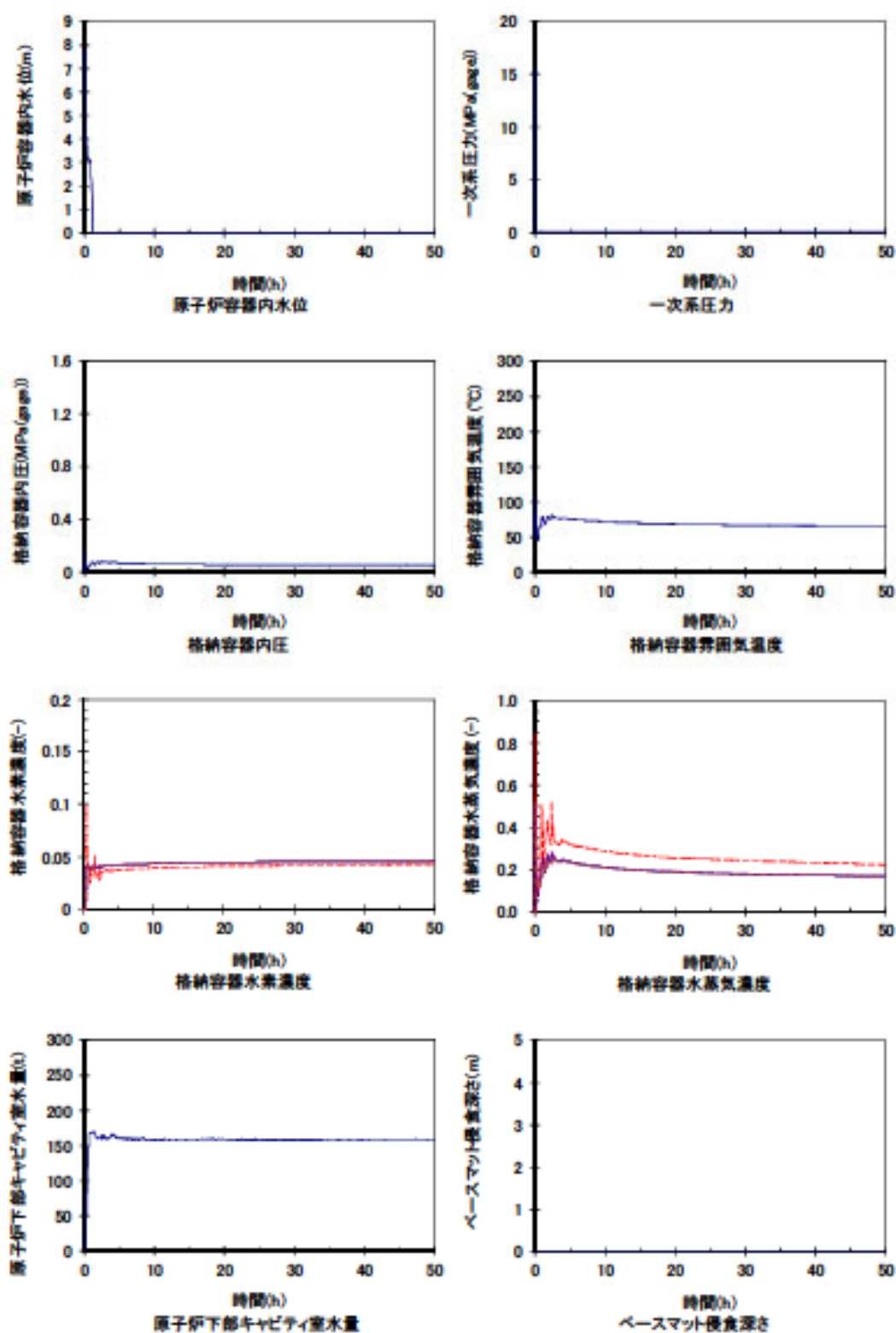
(注1) 事故進展の—は、その時点での後継事故破換を意味する。

(注2) 後継事故破換モード:

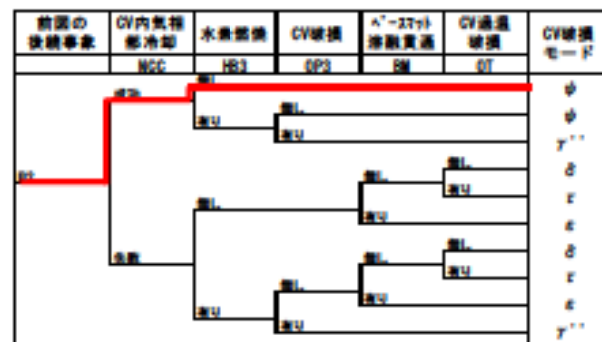
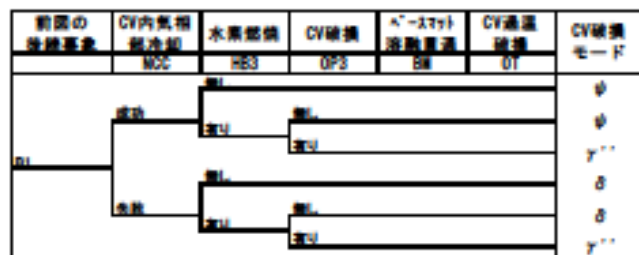
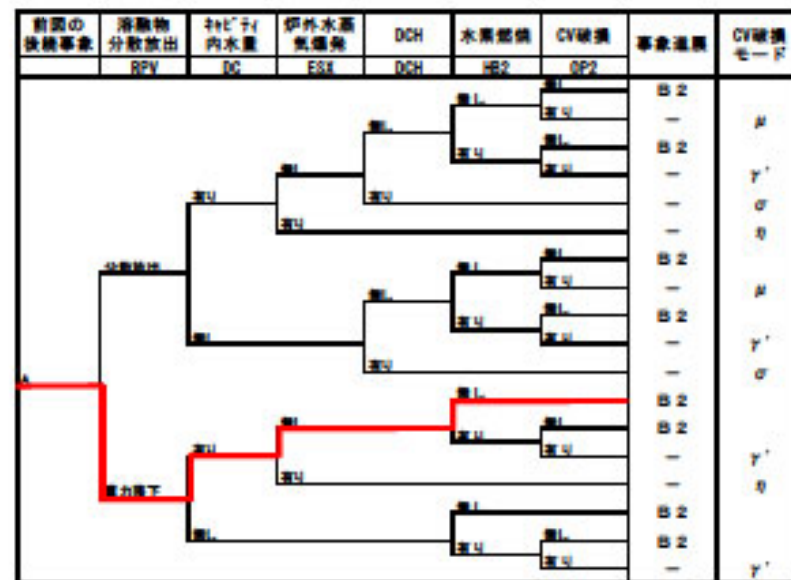
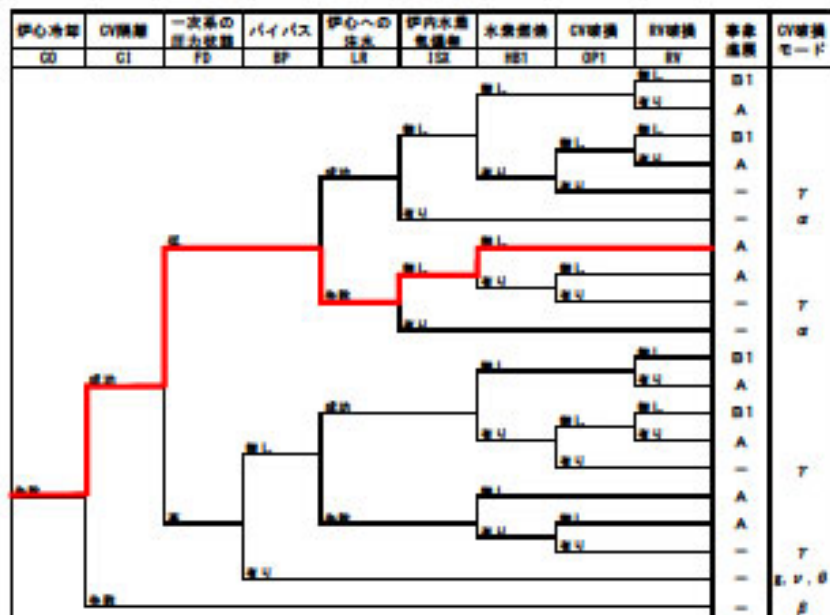
- α=炉内伊心管内での水蒸気発生による破換
- β=後継事故破換失敗
- γ、γ'、γ''=水素発生機または水素発生機による後継事故破換
- δ=水素発生機/非凝縮性ガス発生機による後継事故破換
- ε=後継伊心/コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- θ=水蒸気発生機による後継事故破換
- ι=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- κ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- λ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- μ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- ν=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- ξ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- η=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- ζ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- φ=後継事故管内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換

(注3) A : 炉内伊心破換あり
 B1: 炉内伊心破換あり
 B2: 炉内伊心破換あり

第 2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW)



第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (A E I)



(注1) 事故進展のーは、その時点での格納容器破換を意味する。

(注2) 格納容器破換モード:

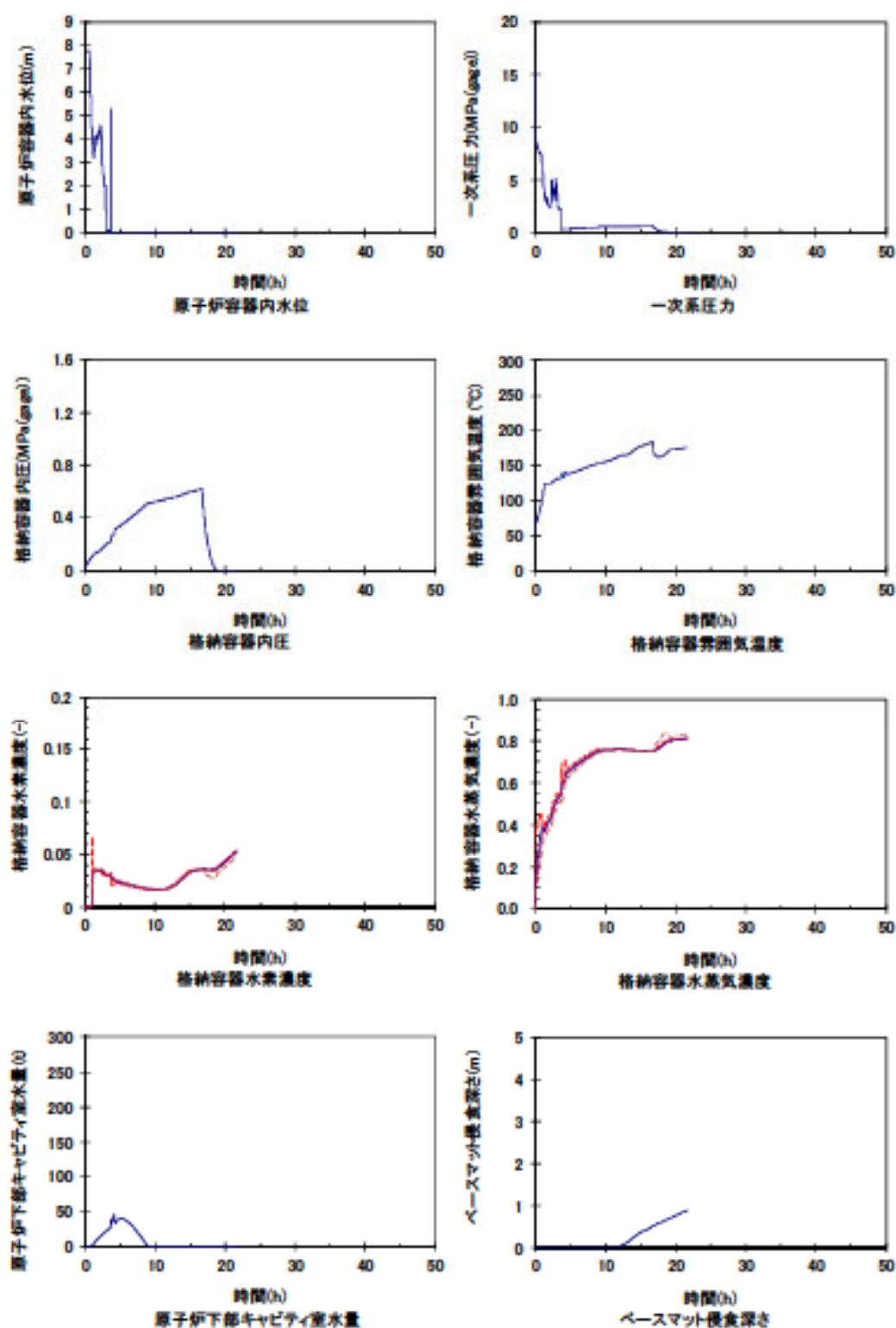
- α=炉内伊心管内での水蒸気発生による破換
- β=格納容器閉鎖失敗
- γ、γ'、γ''=水素発生機または水素発生機による格納容器過温破換
- δ=水素発生機または水素発生機による炉内注水による破換
- ε=溶融物・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- θ=水素発生機による炉内注水による格納容器先行破換
- μ=格納容器内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- σ=格納容器内での水蒸気発生または水蒸気スパイクによる破換
- ε=水素発生機による格納容器内の伊心温度による格納容器バイパス
- γ=水素発生機による格納容器内の伊心温度による格納容器バイパス
- μ=炉心の格納容器内への放射線による格納容器破換
- ε=格納容器過温過速破換
- φ=格納容器が完全に維持され、事故が収束

(注3) A : 炉内伊心破換あり

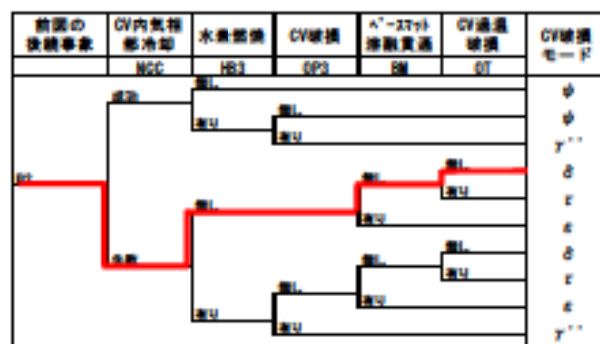
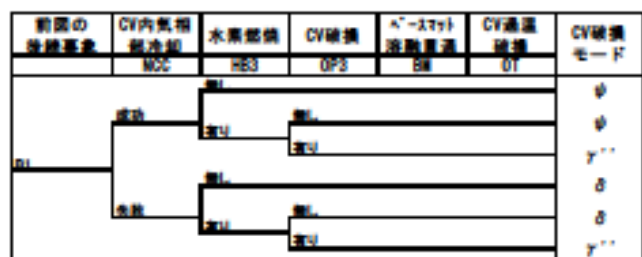
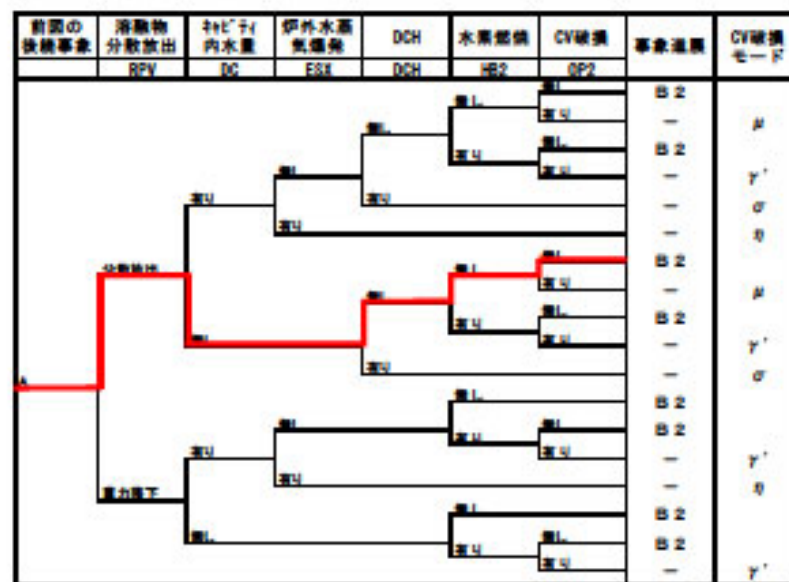
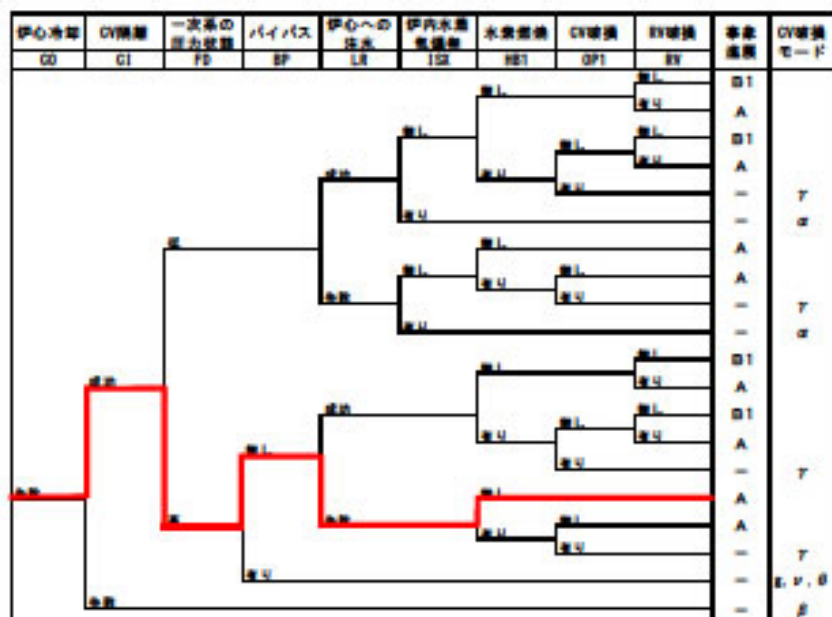
D1: 炉内伊心破換あり

D2: 炉内伊心破換あり

第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AE I)



第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)



(注1) 事故進展の—は、その時点での格納容器破換を意味する。

(注2) 格納容器破換モード:

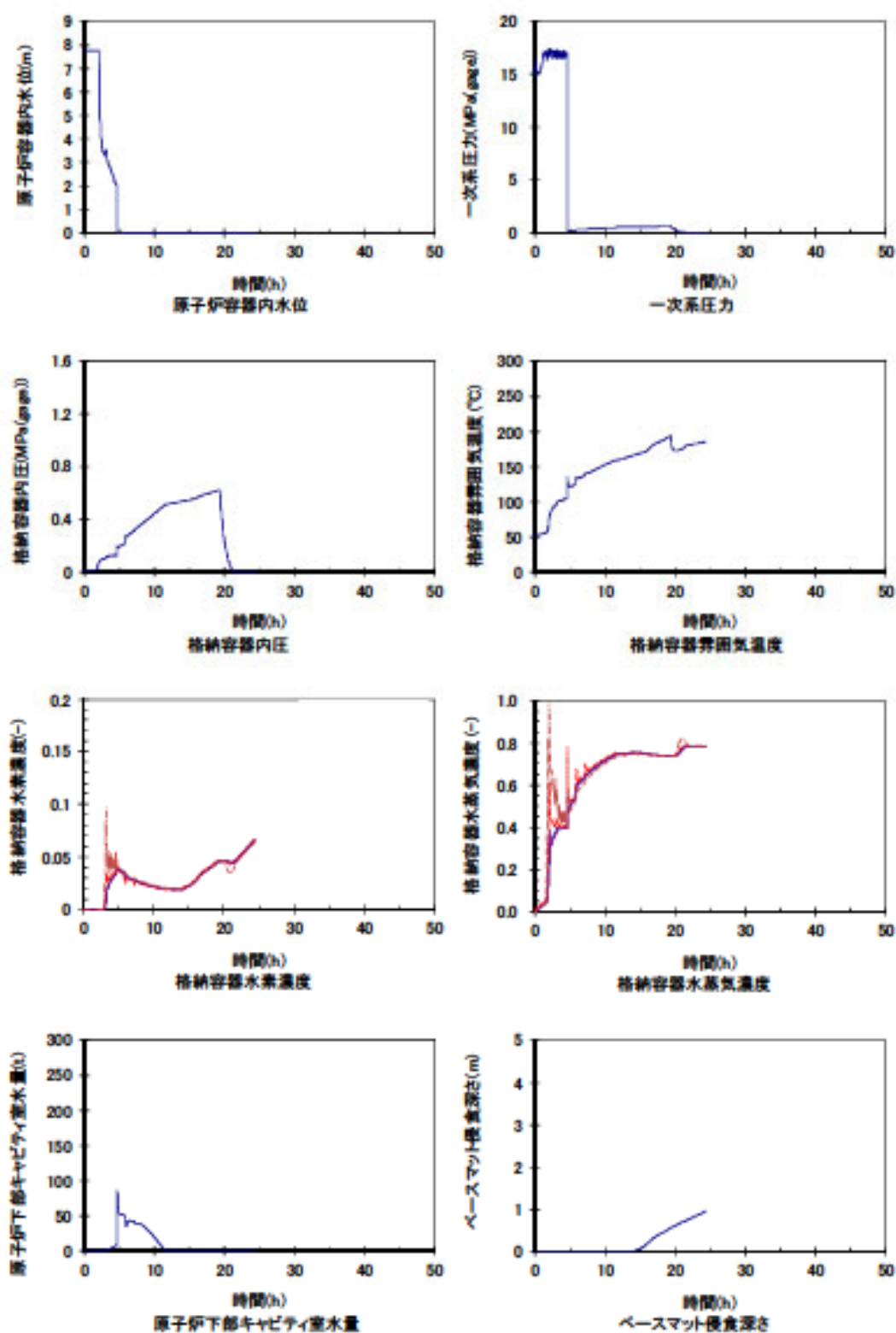
- α=炉内伊心管内での水蒸気燃焼による破換
- β=格納容器閉鎖失敗
- γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素燃焼による格納容器過温破換
- δ=水素気・非凝縮性ガス混合物による準静的な過圧による破換
- ε=溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- θ=水素気混合物による準静的な過圧による格納容器先行破換
- η=格納容器内での水蒸気燃焼または水素気スパイクによる破換
- ο=格納容器閉鎖空気量増加による破換
- κ=蒸気相蒸気圧破換後の伊心過熱による格納容器バイパス
- λ=冷却水系統断片LOCA後の伊心過熱による格納容器バイパス
- μ=アブリアの格納容器製造物への放射線による格納容器破換
- τ=格納容器製造物過温破換
- φ=格納容器が完全に維持され、事故が収束

(注3) A : 炉心伊心破換あり

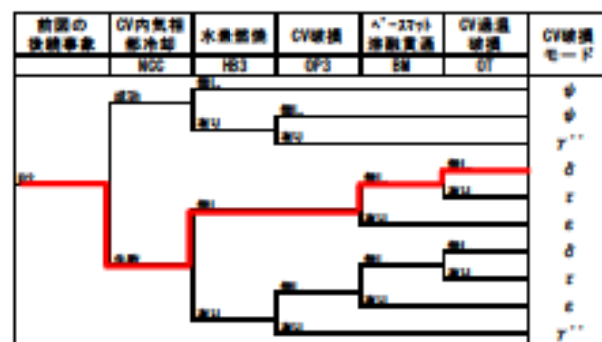
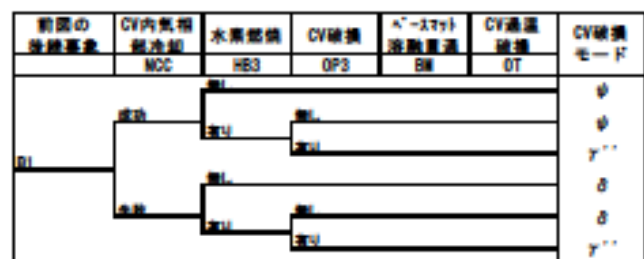
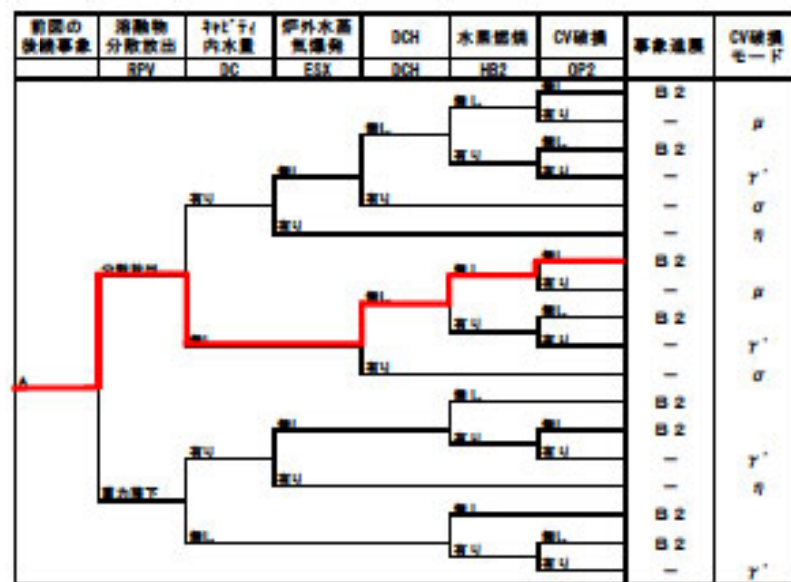
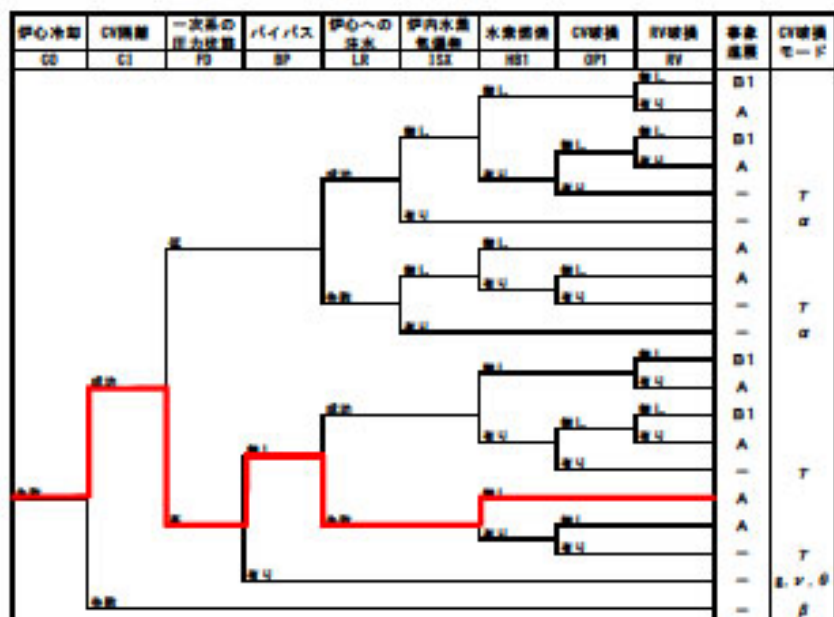
B1: 炉心伊心破換無し

B2: 炉心伊心破換あり

第 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)



第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)

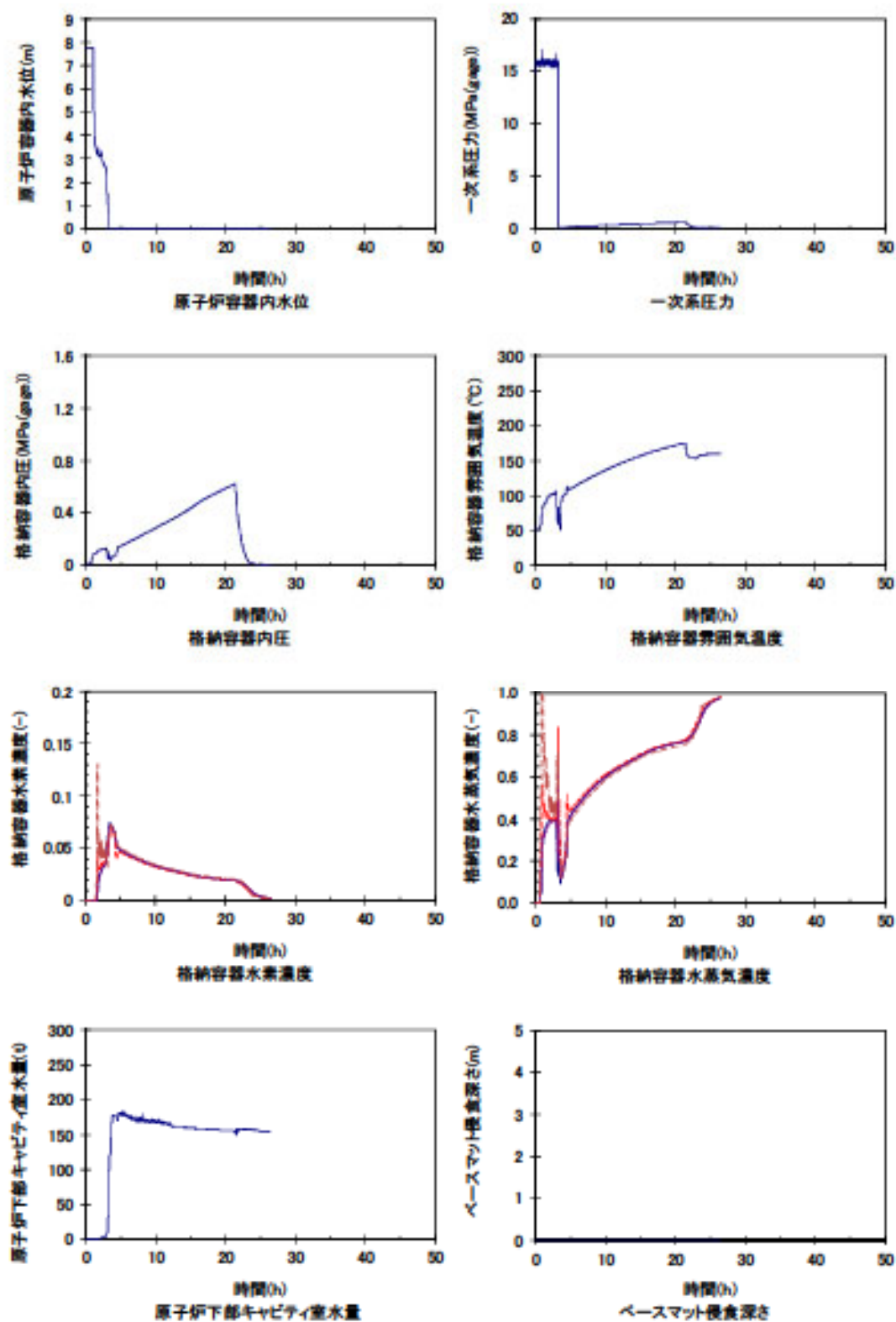


(注1) 事故進展の一例、その時点での後継事象破換を意味する。

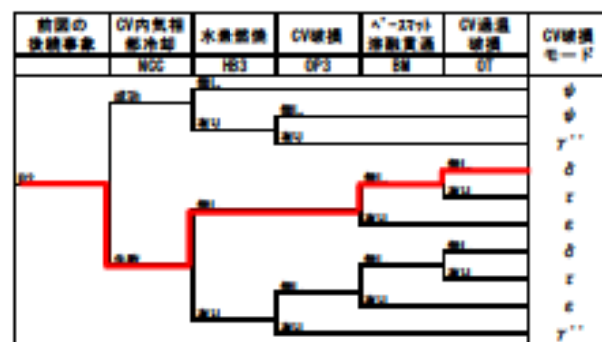
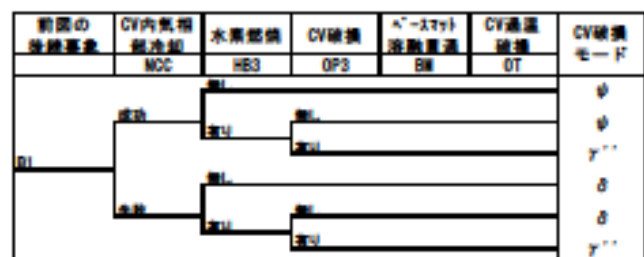
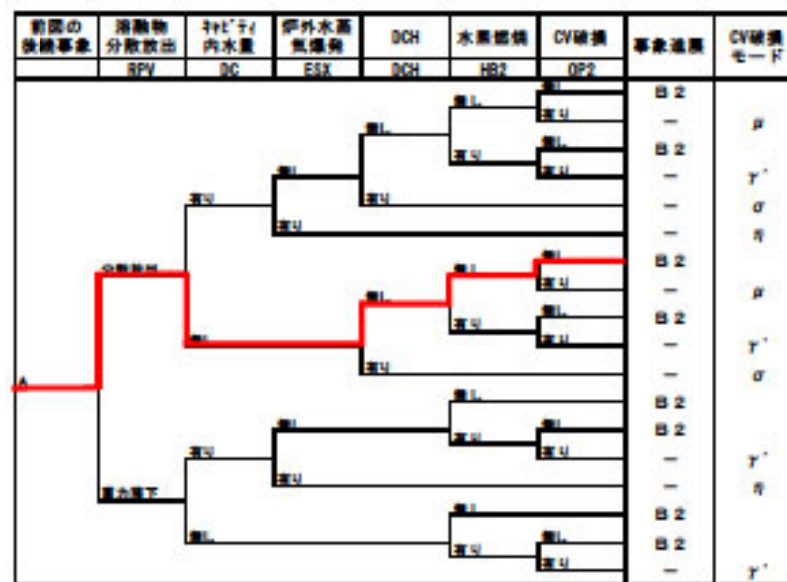
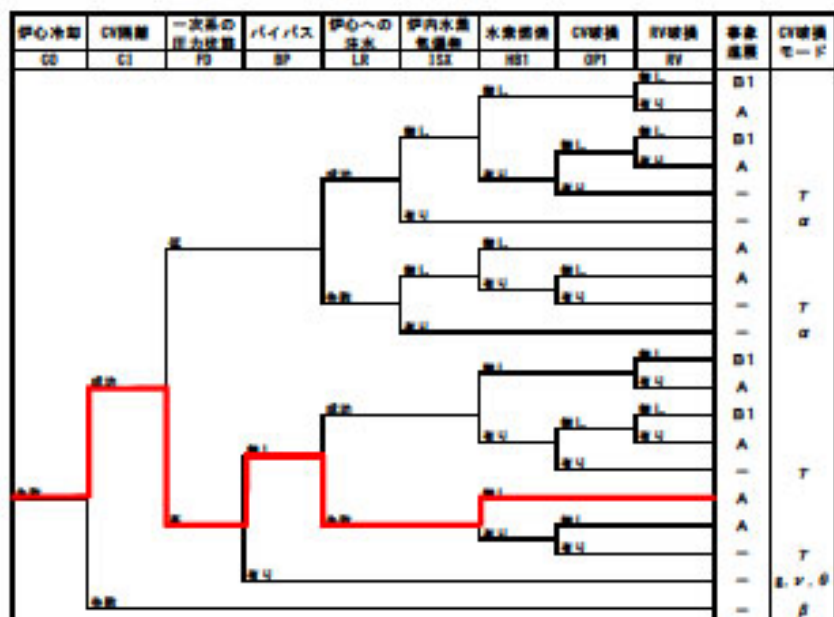
(注2) 後継事象破換モード:
 α=炉内水素燃焼によるCV破換
 β=後継事象破換失敗
 γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素燃焼による後継事象破換
 δ=水素燃焼・非凝縮性ガス蓄積による後継事象破換
 ε=炉内水素・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
 ζ=水素燃焼による後継事象破換による後継事象破換
 η=後継事象破換による水素燃焼または水素燃焼スプレイクによる破換
 θ=後継事象破換による水素燃焼による破換
 ι=後継事象破換による炉心損傷による後継事象破換
 κ=後継事象破換によるLOCA後の炉心損傷による後継事象破換
 λ=炉内水素燃焼による後継事象破換
 μ=炉内水素燃焼による後継事象破換
 ν=後継事象破換による後継事象破換
 ψ=後継事象破換が完全に抑制され、事故が収束

(注3) A: 炉内水素燃焼あり
 D1: 炉内水素燃焼無し
 D2: 炉内水素燃焼あり

第 2.1.1.e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED)

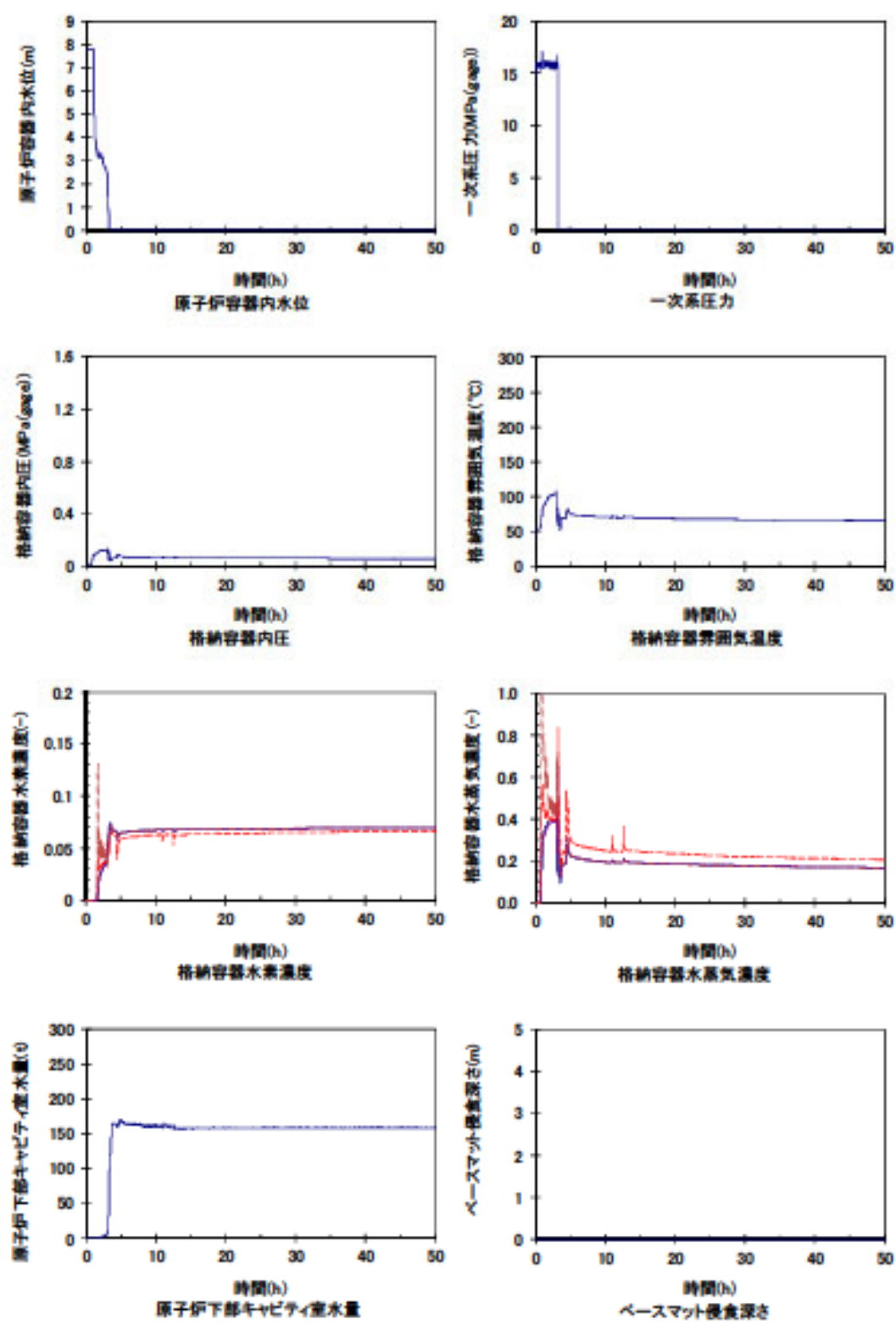


第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEW)

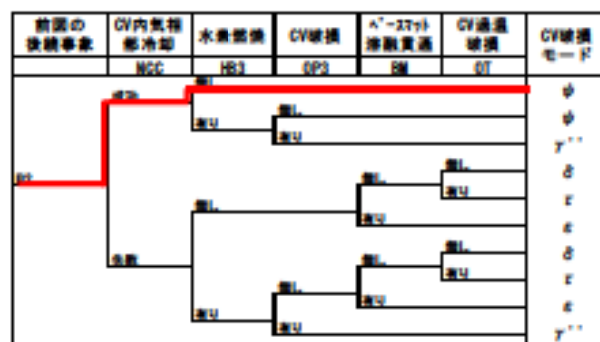
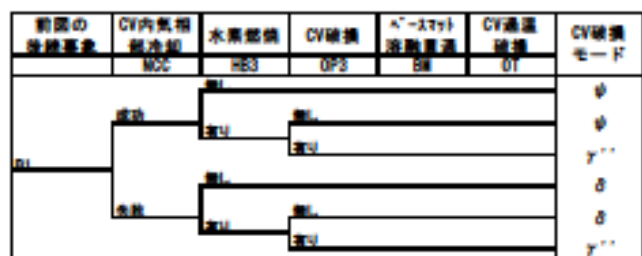
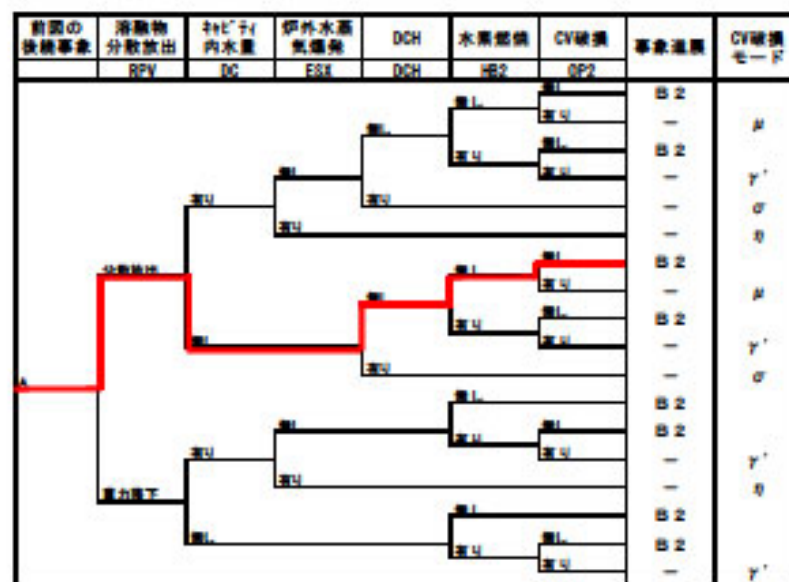
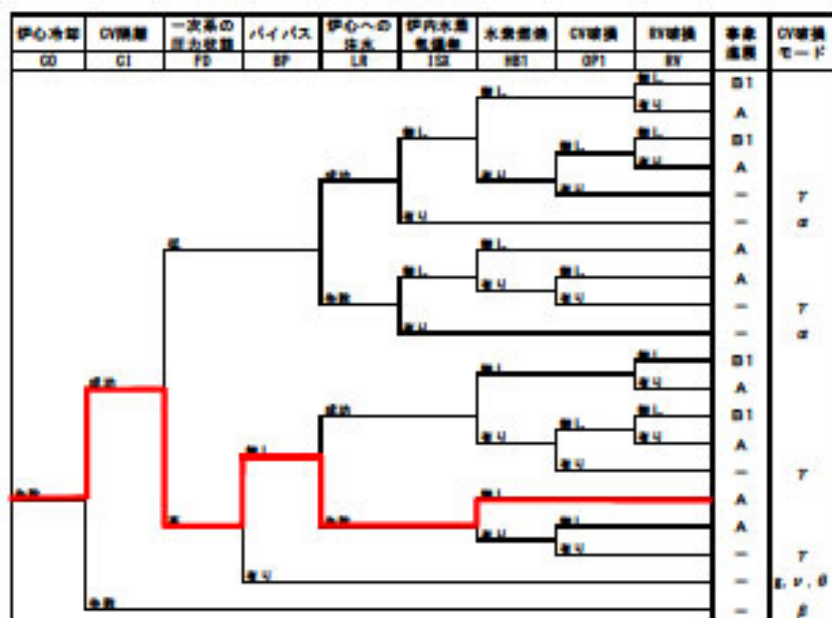


- (注1) 事故進展の○は、その時点での特納容破換を意味する。
- (注2) 特納容破換モード:
 α=炉子伊容内での水蒸気凝縮による破換
 β=特納容破換失敗
 γ、γ'、γ''=水素発生または水素燃焼による特納容破換圧破換
 δ=水素気・非凝縮性ガス蓄積による過熱的な過圧による破換
 ε=溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
 θ=水蒸気蓄積による過熱的な加圧による特納容破換先行破換
 η=特納容内での水蒸気凝縮または水蒸気スプレイによる破換
 ι=特納容破換過熱による破換
 κ=過熱による特納容破換後の伊心損傷による特納容破換バイパス
 λ=特納容破換後、LOCA後の伊心損傷による特納容破換バイパス
 μ=プールの特納容破換過熱による特納容破換
 ν=特納容破換過熱による破換
 φ=特納容が健全に維持され、事故が収束
- (注3) A: 炉子伊容破換あり
 B1: 炉子伊容破換あり
 B2: 炉子伊容破換あり

第 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEW)



第 2.1.1.e-13 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)



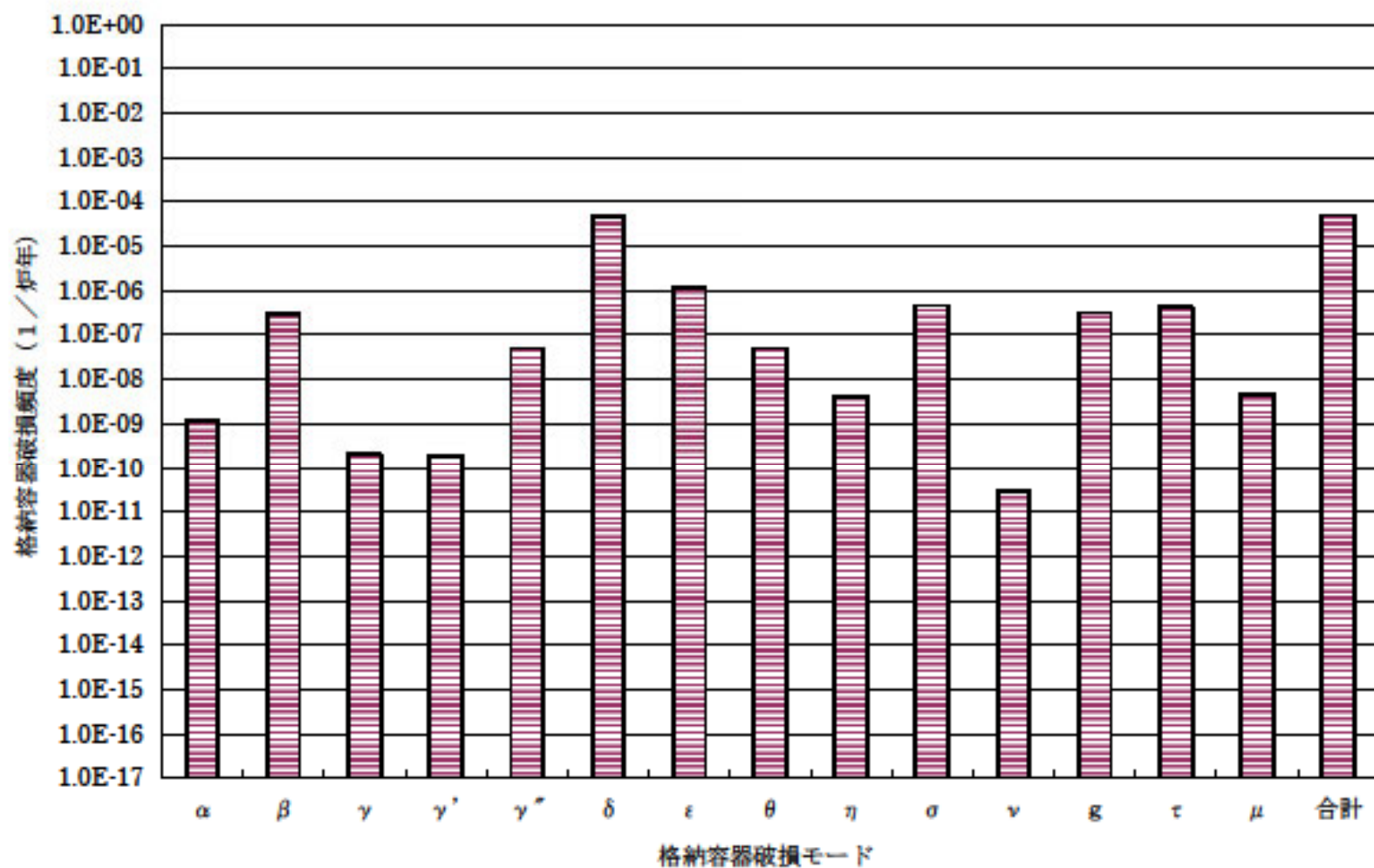
(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破換を意味する。

(注2) 格納容器破換モード:

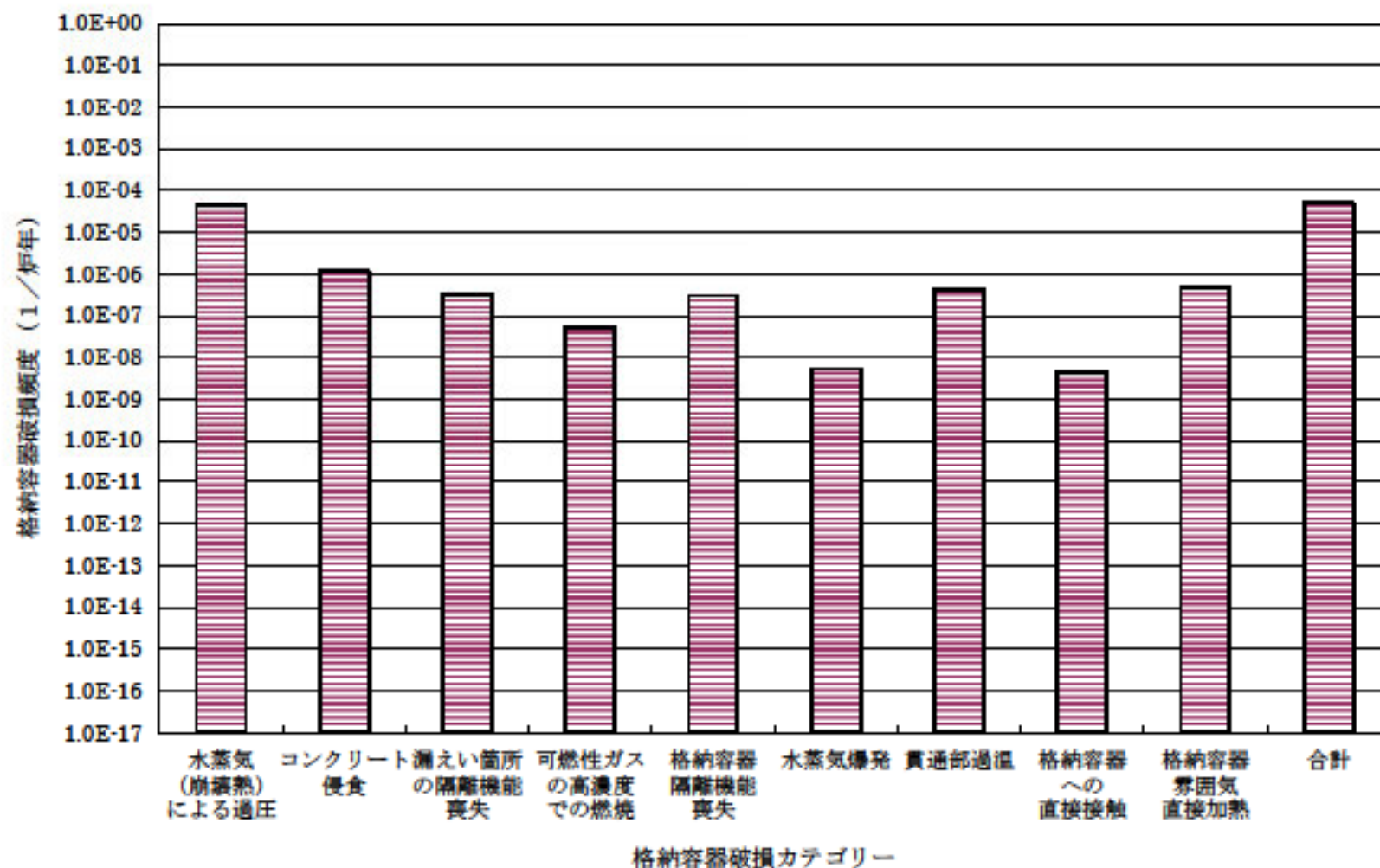
- α = 炉心炉内での水素気燃焼による破換
- β = 格納容器破換失敗
- γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素燃焼による格納容器破換
- δ = 水素気・非凝縮性ガス燃焼による本格的な過温による破換
- ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
- θ = 水素気燃焼による本格的な過温による格納容器先行破換
- φ = 格納容器内での水素気燃焼または水素ガス/液による破換
- σ = 格納容器内での水素気燃焼による破換
- μ = 蒸気発生炉加熱管破換後の炉心損傷による格納容器/バイパス
- ν = 蒸気発生炉加熱管LOCA後の炉心損傷による格納容器/バイパス
- μ = プリの格納容器破換後の直接加熱による格納容器破換
- ε = 格納容器貫通過温破換
- φ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 炉心炉内破換あり
D1 : 炉心炉内破換なし
B2 : 炉心炉内破換あり

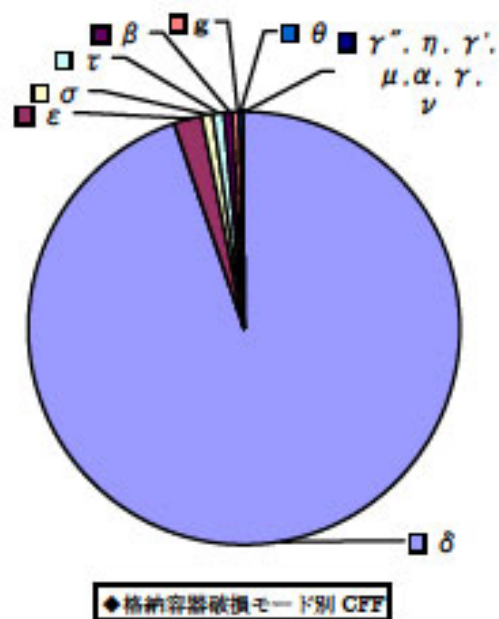
第 2.1.1.e-14 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TE I)



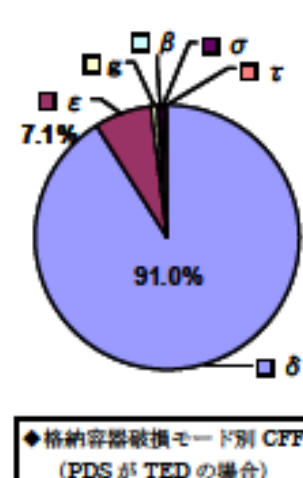
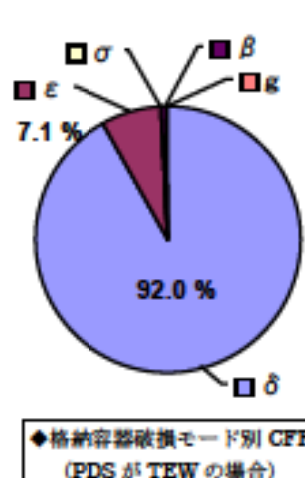
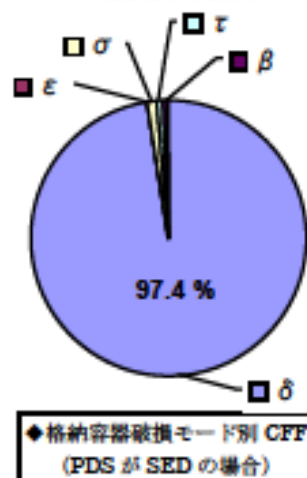
第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



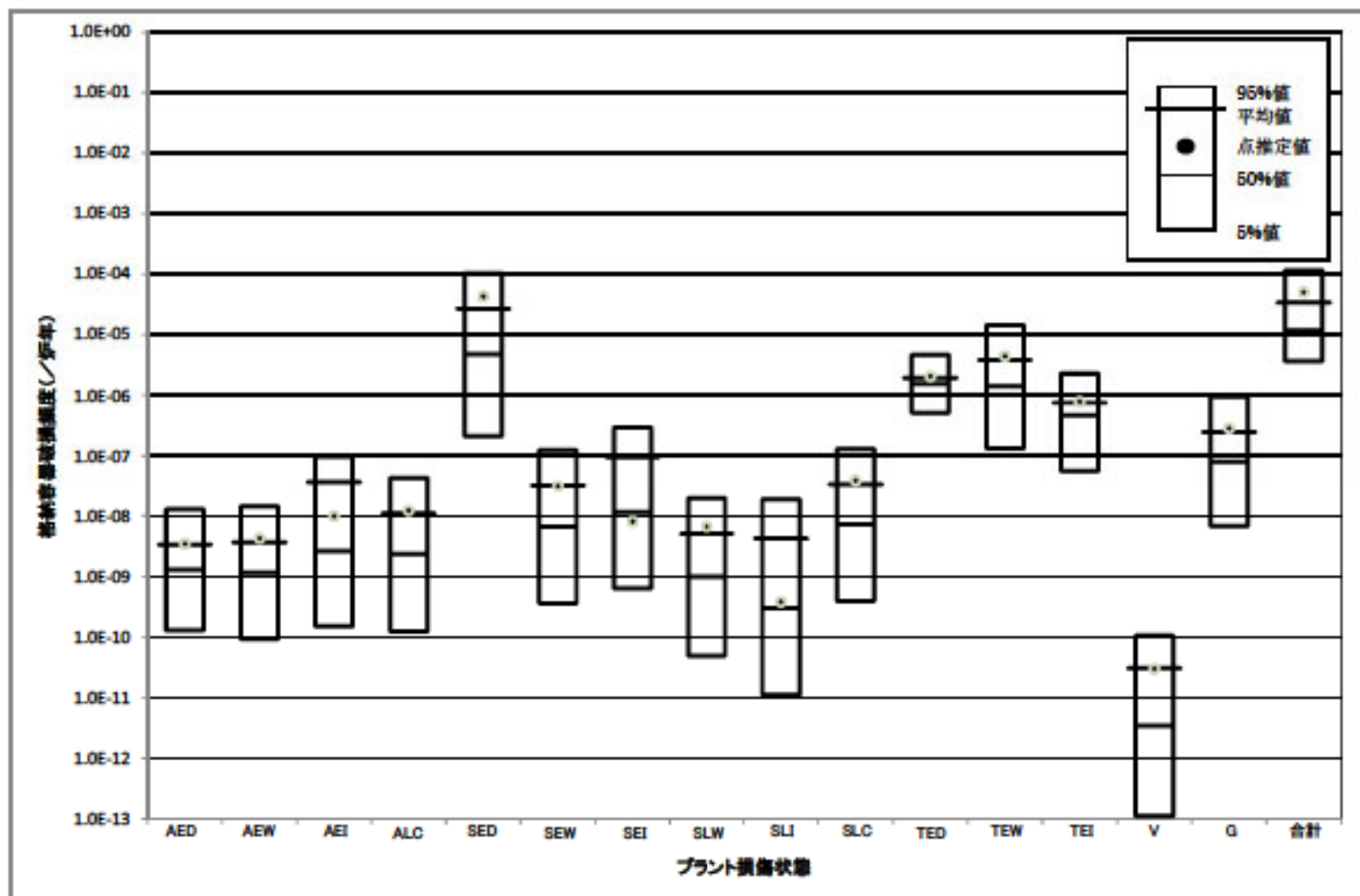
第 2.1.1.f2 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



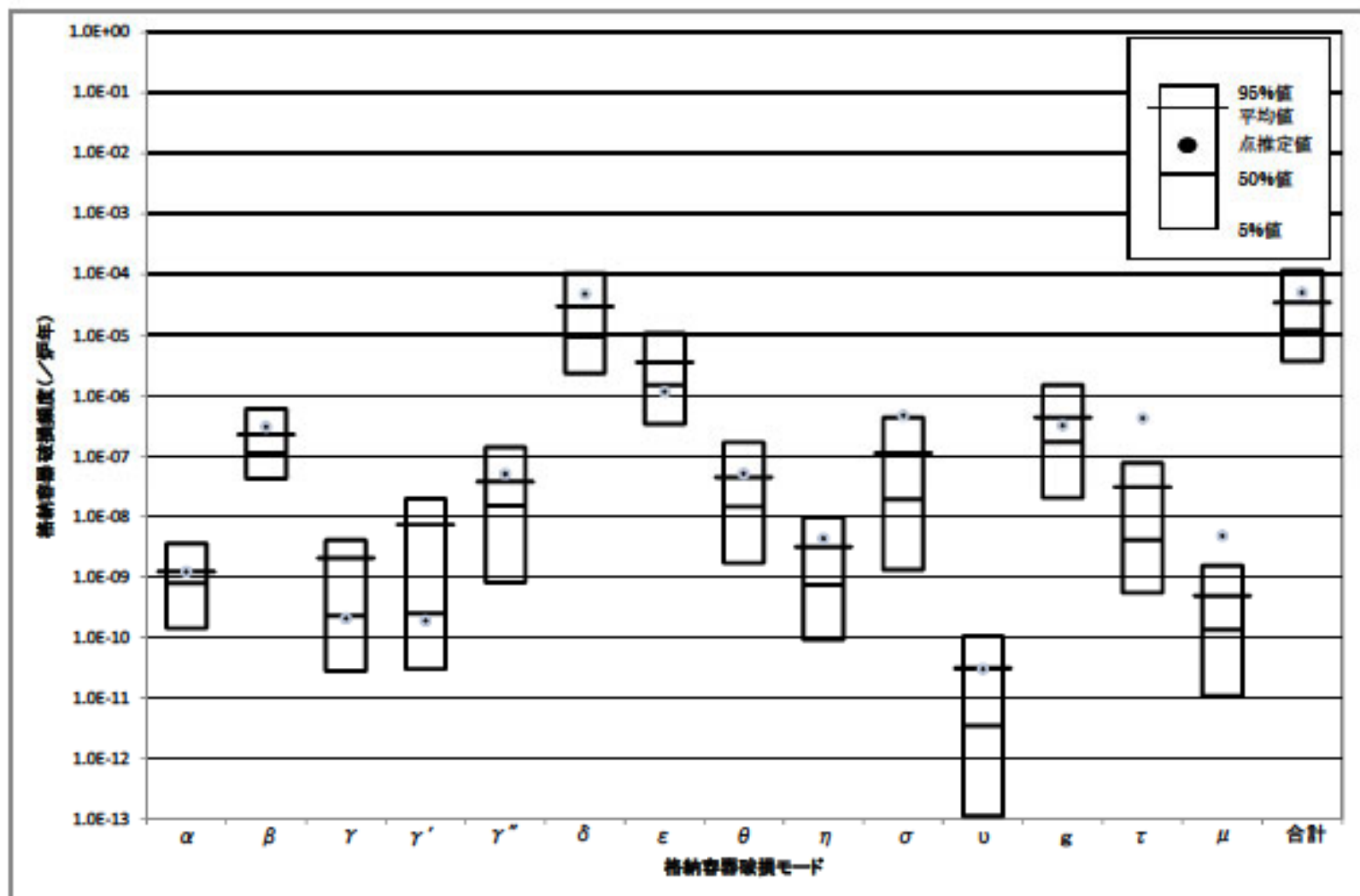
破損モード別	格納容器破損頻度 (1/年)	割合
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.8E-05	94.5%
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.2E-06	2.5%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.0%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8%
β (格納容器隔離失敗)	5.1E-07	0.0%
κ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.2E-07	0.0%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.1E-08	0.1%
γ ^{''} (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	5.1E-08	0.1%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	4.3E-09	0.0%
γ ['] (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.9E-10	0.0%
μ (熔融物直接接触)	4.7E-09	0.0%
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.2E-09	0.0%
ν (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.1E-10	0.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	5.0E-11	0.0%
合計	5.1E-05	100%



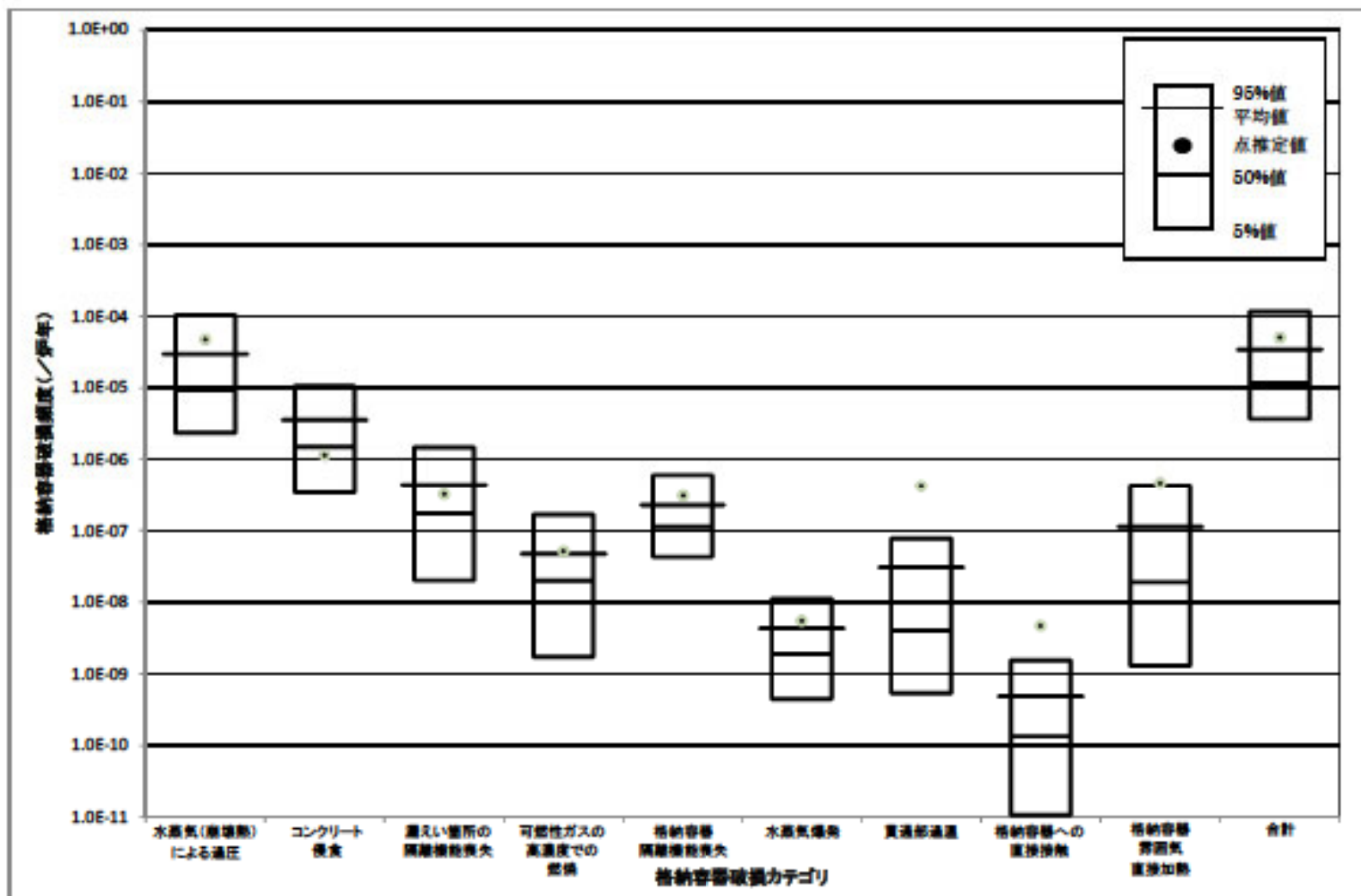
第 2.1.1f-3 図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



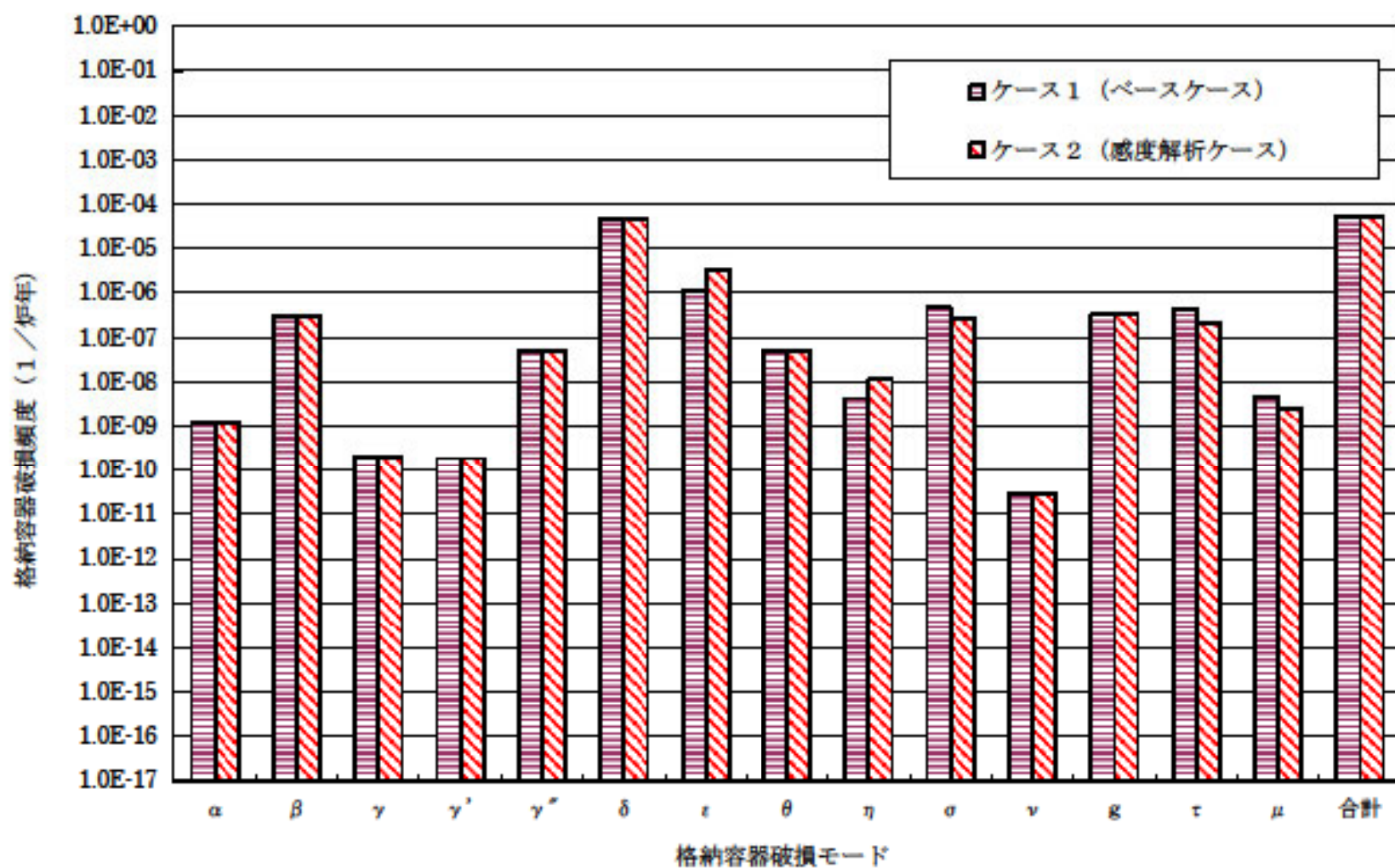
第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 2.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 2.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析



第 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

追補 2. II

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
(1) 評価対象	1
(2) 機能喪失要因	2
(3) 評価方法	3
第1図 評価方法による評価対象機器の分類	4
第1表 評価対象機器の分類及び評価内容	5
(4) 評価結果の概要	6
a. 原子炉格納容器本体	6
b. 機器搬入口	7
c. エアロック	9
d. 配管貫通部	12
e. 電線貫通部	16
f. 原子炉格納容器隔離弁	17
4. 結論	18
第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	19
第2表 評価結果まとめ	23

1. はじめに

高浜発電所3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ200℃、2Pd（0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.283MPa[gage]））としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。

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138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.350MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。

以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pdとして設定する。

（高浜発電所3号炉及び4号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：132℃
最高使用圧力：0.283MPa[gage]）

3. 健全性確認

（1）評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品、また、ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

- a. 原子炉格納容器本体
- b. 機器搬入口
- c. エアロック
- d. 配管貫通部
 - （a）固定式配管貫通部
 - ・貫通配管
 - ・スリーブ

- ・端板
- ・閉止フランジ
- ・閉止板
- (b) 伸縮式配管貫通部
 - ・貫通配管
 - ・スリーブ
 - ・端板
 - ・伸縮継手
 - ・短管
- e. 電線貫通部
 - ・本体
 - ・シュラウド
 - ・端板
 - ・導体貫通部
- f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。

- a. 原子炉格納容器本体
 - 延性破壊
- b. 機器搬入口
 - 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）
- c. エアロック
 - 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）
- d. 配管貫通部
 - (a) 固定式配管貫通部
 - ・貫通配管
 - 延性破壊
 - ・スリーブ
 - 延性破壊
 - ・端板
 - 延性破壊
 - ・閉止フランジ
 - 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）
 - ・閉止板
 - 延性破壊

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・貫通配管
延性破壊
- ・スリーブ
延性破壊
- ・端板
延性破壊
- ・伸縮継手
疲労破壊
- ・短管
圧壊

e. 電線貫通部

- ロウ付け部の損傷（シール部）
- 延性破壊（構造部）

f. 原子炉格納容器隔離弁

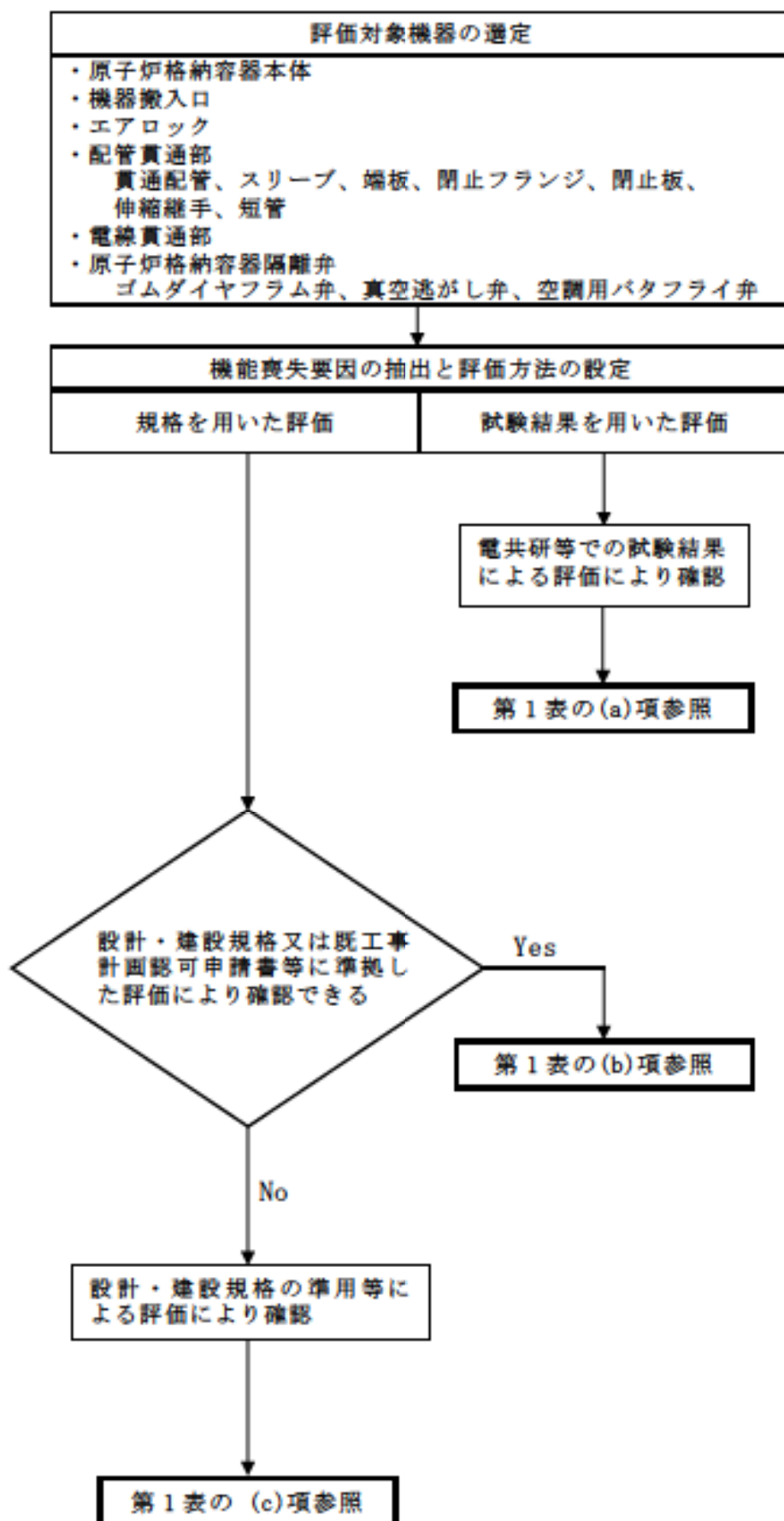
- 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

(3) 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備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、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価
- (b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は第1図及び第1表参照。



第1図 評価方法による評価対象機器の分類

第1表 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
(a) 電共研等での試験結果による評価	機器搬入口(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	エアロック(シール部)	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットについて試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	電線貫通部(シール部)	ロウ付け部の損傷	実機を模擬した検証試験により評価	漏えいなし
	ゴムダイヤフラム弁(シール部)	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
	真空逃がし弁(シール部)	変形	運用条件(通常運転時間かつ事故時間)、使用条件(シリコンゴムは一般的に耐熱性 200℃、耐放射線性 0.5MGy 以上)、シリコンゴムの単体劣化試験結果及び構造(2次シートとしてメタルシートを有し、シート部を多重化)により評価。	漏えいなし
	空調用バタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価	漏えいなし
(b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価	貫通配管	延性破壊	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	PPC-3530又はPPB-3531の許容値を満足する。又は、PPB-3536に基づく繰返しピーク応力強さの許容値を満足する。
	端板	延性破壊	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	PVB-3112の許容値(3S)を満足する
	閉止板	延性破壊	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℃、2Pdに対する必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	伸縮継手	疲労破壊	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	疲労累積係数1以下となる
	短管	圧壊	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	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	電線貫通部(構造部)	延性破壊	構造部(本体、シュラウド及び端板)について、設計・建設規格PVE-3230、3410に準拠し、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	ゴムダイヤフラム弁	変形	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに評価を実施	2Pdが200℃における許容圧力以下
(c) 設計・建設規格の準用等による評価	原子炉格納容器	延性破壊	①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式に準拠し、判断基準を200℃における2/3Suが発生する時として許容圧力を算定(簡易手法)。 ②原子炉格納容器の局部について、有限要素法による応力評価結果を確認する。	①許容圧力は2Pdを上回る。 ②有限要素法の評価結果より許容圧力は2Pdを上回る。
	機器搬入口	①座屈(蓋) ②延性破壊(フランジ・ボルト)	①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圧力を算定。 ②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プラントの結果を使用し、プラント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)以下であることを確認	①蓋板において許容圧力が2Pdを上回る。 ②フランジ及びボルトに発生する応力がSu(設計引張強さ)以下。
	エアロック	延性破壊	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。	隔壁の2/3Su×α(形状係数)相当の応力が発生する時の圧力が2Pdを上回る。
	スリーブ	延性破壊	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、許容値は設計・建設規格に準拠し、200℃における2/3Su、α×2/3Su以下であることを示す	発生応力が200℃における左記許容値を満足する。
	真空逃がし弁	変形	①耐圧機能はASME B16.34に規定されている許容圧力により評価実施 ②隔離機能については、機械工学便覧の評価手法に基づき評価実施	①耐圧機能：2Pdが200℃における許容圧力以下 ②隔離機能：弁体の発生応力が、Sy以下
	閉止フランジ	①延性破壊(フランジ) ②シール能力不足(ガスケット)	①レーティング設計の耐圧能力を確認 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施	①レーティング設計の耐圧能力が2Pdを上回る ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る 材質の放射線劣化及び耐温度

(4) 評価結果の概要

a. 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である200℃、2Pdの条件を考慮した場合、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、圧縮力が原子炉格納容器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。

従って、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（第I編 軽水炉規格）JSME S NC1-2005/2007」（以下「設計・建設規格」という。）の解説表PVB-3110-1において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内Su値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する原子炉格納容器本体の温度及び圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_a （一次一般膜応力強さ）には1.5、 P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には1.0とした評価を行う。すなわち、原子炉格納容器本体に発生する応力が、 P_a が $2/3Su$ 、 P_L+P_b がSu以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説PVB-3111に示されるように、供用状態Dの P_a 、 P_L+P_b の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態Dの許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_a は $2/3Su$ 、 P_L+P_b は $1.5 \times 2/3Su (=Su)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力がSuに到達すると直ちに破損に至るため割下げ率1.5を考慮して規定されているが、後者は、断面表面がSuに到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は1.0としている。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（Su）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局部的な塑性流れ

が生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次＋二次応力の許容値を設計引張強さ（Su）とする。

原子炉格納容器本体の一般部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されている部位）の評価として、設計・建設規格の PVE-3230（2）a 項及び PVE-3323（1）項を準用し、許容引張応力に供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である 200℃の $2/3S_u$ を与えることで許容圧力を算出（一次一般膜応力評価：簡易手法）する。

この簡易手法による評価では、高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器本体の一般部の許容圧力は 2Pd 以上（半球部及び円筒部ともに約 2.2Pd）であった。

一方、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）として高浜発電所 3 号炉（高浜発電所 4 号炉は 3 号炉のミラー対称）の原子炉格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）が実施されており、これに基づき高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉での原子炉格納容器の局部（設計・建設規格 PVE-3010 で規定されていない部位）の許容圧力を確認する。

この有限要素法による評価では、高浜発電所 3 号炉の原子炉格納容器本体の局部評価点として、弾性材下端点、リングガード部、半球部と円筒部の接続部及び大開口廻り（機器搬入口及びその周辺並びにエアロック周辺）が抽出されるが、大開口廻りの塑性ひずみが大きいため大開口廻りを選定した。大開口廻りに関して、設計引張強さ（Su）に到達する圧力を評価した結果、いずれも 2Pd 以上あり、最も早く到達するのは機器搬入口周辺で約 3.1Pd であった。

以上のことから、高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器本体は 200℃、2Pd の環境下において構造健全性は維持され、放射性物質の閉じ込め機能は確保される。

b. 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。

機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、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から、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴の歪による強制変位が顕著に作用する。こ

の変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し球殻の半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられる。

このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本体

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、鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価には機器搬入口の胴及び取付部も含めてモデル化されており、機器搬入口の胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。

一方、蓋板の座屈の評価は、原子炉格納容器内圧が作用する（蓋が閉じられる方向）ものとして一般的な蓋（球殻）の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

(b) シール機能

・フランジ部

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器内圧により発生する原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位が顕著に作用する。このため、リーク性能に影響を及ぼすフランジの開口量を含むフランジの一般部及び局部の応力について、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は同じ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代表プラントの有限要素法による一般部及び局部の解析評価結果（一次＋二次応力評価）を基に換算評価を行い、フランジ及びボルトに発生する応力が設計引張強さ（Su）以下であることを確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を

行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (S_u) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の $P_L + P_b$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_b$ の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当である。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (S_u) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、すべての応力の許容値を設計引張強さ (S_u) とする。

また、蓋の球殻部に原子炉格納容器内圧が外圧として作用することによりフランジ面間に発生する最大隙間が、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。

・シール材

シール材(ガスケット)は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から 200℃、 $2P_d$ での健全性を確認した。

c. エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、

2Pd を考慮した場合、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、有意な圧縮力がエアロック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、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因として想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。このため、下記のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

(a) 本体

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、鋼製格納容器を対象に有限要素法による応力評価（一次＋二次応力評価）を実施し、判断基準を 200℃の設計引張強さ（Su）として許容圧力を評価している。この評価にはエアロックの胴及び取付部も含めてモデル化されており、エアロックの胴及び取付部は、原子炉格納容器半球部と比較し十分裕度があるものであり、その評価結果に包絡される。

また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロックの応力解析書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力評価）から 200℃の設計引張強さ（Su）が発生する時の圧力を算出し、2Pd を上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り付け部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴の歪に伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであるため、上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の $P_L + P_B$ （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容

値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、許容圧力を算出する際に $P_L + P_S$ の許容値として設計引張強さ（但し、200℃における設計引張強さ）を適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（ S_u ）とする。ただし、今回の評価部位である隔壁については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α ($=1.395$) を考慮して許容値 ($\alpha \times 2/3S_u$) を設定する。

(b) シール機能

・シール材

扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。

- ①ハンドル軸貫通部 Oリング・・・シリコンゴム
- ②均圧弁・同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム、シリコンゴム
- ③電線貫通部パッキン・・・・・・・・EP ゴム

これらのシール材については、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）について、エアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果から、200℃、 $2P_d$ での健全性を確認した。

・扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられているため開くことはなく、隔壁側の 2 重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質・シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

・貫通配管

貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、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、圧縮力が貫通配管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。一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。よって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えらる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と併せて、一次+二次応力が制限値を満足することを確認する。

このため、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の制限値を満足することを確認する。

また、PPC-3530 の評価を満足しない場合は、PPC-1210 の PPC 規定に従う代わりに PPB 規定に従ってもよいという規定に基づき、PPB-3531 に規定される一次+二次応力の制限値(3Sm)を満足すること、又は PPB-3536 に基づく繰り返しピーク応力強さが許容値を満足することを確認し、配管の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認する。

なお、前述の一次+二次応力の制限値は既工事認可申請書でも採用しているものである。

・スリーブ

スリーブ本体及び取付部（以下「スリーブ」という。）の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、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、圧縮力がスリーブ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。

従って、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、「設計・建設規格」の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっている。

一方、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 S_u 値検討会で設定された設計引張強さ（ S_u ）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過するスリーブの温度及び圧力の妥当性を確認するものであるため、上記割下げ率を P_a （一次一般膜応力強さ）には 1.5、 P_L+P_b （一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）には 1.0 とした評価を行う。すなわち、スリーブに発生する応力が、 P_a が $2/3S_u$ 、 P_L+P_b が S_u 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。

この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説 PVB-3111 に示すように、供用状態 D の P_a 、 P_L+P_b の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（1次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであり、 P_a は $2/3S_u$ 、 P_L+P_b は $1.5 \times 2/3S_u (=S_u)$ と規定されている。前者は、膜応力であり断面の応力が S_u に到達すると直ちに破損に至るため割下げ率 1.5 を考慮して規定されているが、後者は、断面表面が S_u に到達しても断面内部は更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため割下げ率は 1.0 としている。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次＋二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ（ S_u ）とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、一次＋二次応力の許容値を設計引張強さ（ S_u ）とする。なお、上記はスリーブ取付部に関するものであり、スリーブ本体については、設計・建設規格 表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α （ $=1.3$ ）を考慮して一次＋二次応力評価の許容値を設定する。

その結果、スリーブに生じる応力が大きい貫通部を代表として選定し、 200°C 、 $2Pd$ の環境下において、原子炉格納容器内圧及び配管荷重によってスリーブに生じる一次＋二次応力強さが、 200°C における設計引張強さ（ S_u ）以下になることを確認した。また、一次一般膜応力強さは、供用状態 D における一次一般膜応力の許容値である $2/3S_u$ 以下であることも確認した。

以上から、 200°C 、 $2Pd$ の環境下において、スリーブは、損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

- 端板

今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。一方、200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。このため、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値 (3S) を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能があることを確認した。

- 閉止フランジ

今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、閉止フランジに対しては脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジに対して作用する外力としては原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LB の閉止フランジ、すなわち 1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd 環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケット材への放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。

- 閉止板

閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

一方、閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力 (曲げ応力) が生じ、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定され

る。

このため、閉止板に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd 環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認した。

(b) 伸縮式配管貫通部

・貫通配管

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・スリーブ

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・端板

原子炉格納容器の変位による荷重が大きい、固定式配管貫通部の評価にて代表される。

・伸縮継手

200℃、2Pd の環境下では、原子炉格納容器が大きく変形することにより伸縮継手にも変形が生じる。また、伸縮継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮継手の機能喪失要因は疲労破壊が想定される。伸縮式配管貫通部のうち原子炉格納容器本体の変位が最も大きい位置にあり、伸縮継手に発生する一次+二次応力が大きくなると考えられる伸縮継手を代表として選定し評価した。具体的には、一次+二次応力を考慮し、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変位が作用した条件において、設計・建設規格 PVE-3800 に基づき、設計繰返し回数と許容繰返し回数の比である疲労累積係数を求め、通常運転時の疲労累積係数との合計が 1 以下であることを確認した。

・短管

短管に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び圧壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮継手部が応力を受け変形することにより繰返し荷重、圧縮力が短管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。しかしながら、200℃、2Pd の環境下では、短管に対し原子炉格納容器内圧が作用する。この時、短管の機能喪失要因としては外圧が作用することによる圧壊が考えられる。200℃、2Pd 時環境下で外圧作用による一次応力が生じた際、配管貫通部の短管の厚さが、設計・建設規格 PVE-3230 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

e. 電線貫通部

電線貫通部では、電線貫通部のうち本体、シュラウド及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、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、過度の圧縮力が本体・シュラウド・端板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。従って、本体・シュラウド・端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

本体・シュラウド・端板の板厚が 200℃、2Pd の環境下で外圧・内圧作用による応力が生じた際、最小厚さは JSME の設計・建設規格（本体・シュラウド板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

電線貫通部では、封着金属で端板～アルミナ磁器間及びアルミナ磁器～銅棒間をロウ付けすることにより貫通導体（銅棒）の気密性を維持しており、検証試験にて以下の条件で当該部の破壊圧力を確認している。

・常温破壊圧力：約 (Pa [gage] g/cm²g)

以上のことより、200℃、2Pd (0.566MPa [gage]) において電線貫通部の気密性維持は可能と考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

f. 原子炉格納容器隔離弁

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）が想定されるため以下の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、座屈及び変形が考えられるが、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、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。従って、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）が想定されるため、以下の通り健全性を確認した。

(a) ゴムダイヤフラム弁

- ・設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・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（EP ゴム）への影響を、EP ゴムの単体劣化試験結果より評価し、形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。

(b) 真空逃がし弁

- ・ASME B16.34（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200℃、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・隔離機能（気密性保持）に影響する部位である弁体及び弁座シート材（シリコンゴム）について、原子炉格納容器内圧により弁体に一次応力が作用するが、機械工学便覧に基づき有意な変形はなく耐圧強度を有することを確認した。弁座シート材は、一般的に耐熱性は 200℃程度であり、2次シートとしてメタルシートが機能する構造となっており、閉じ込め機能に問題ないことを確認した。

(c) 空調用バタフライ弁

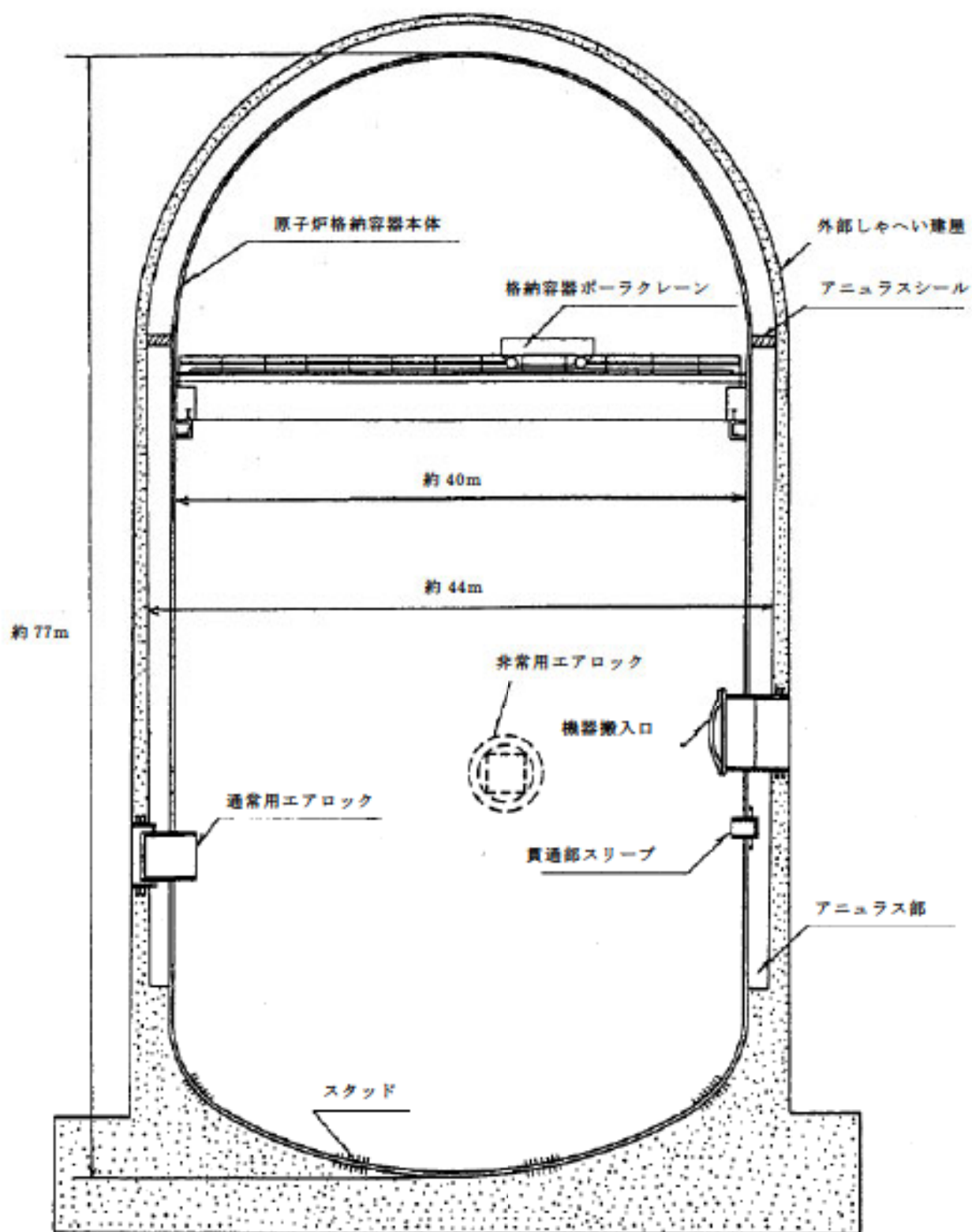
- ・空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

上記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 [gage])、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。

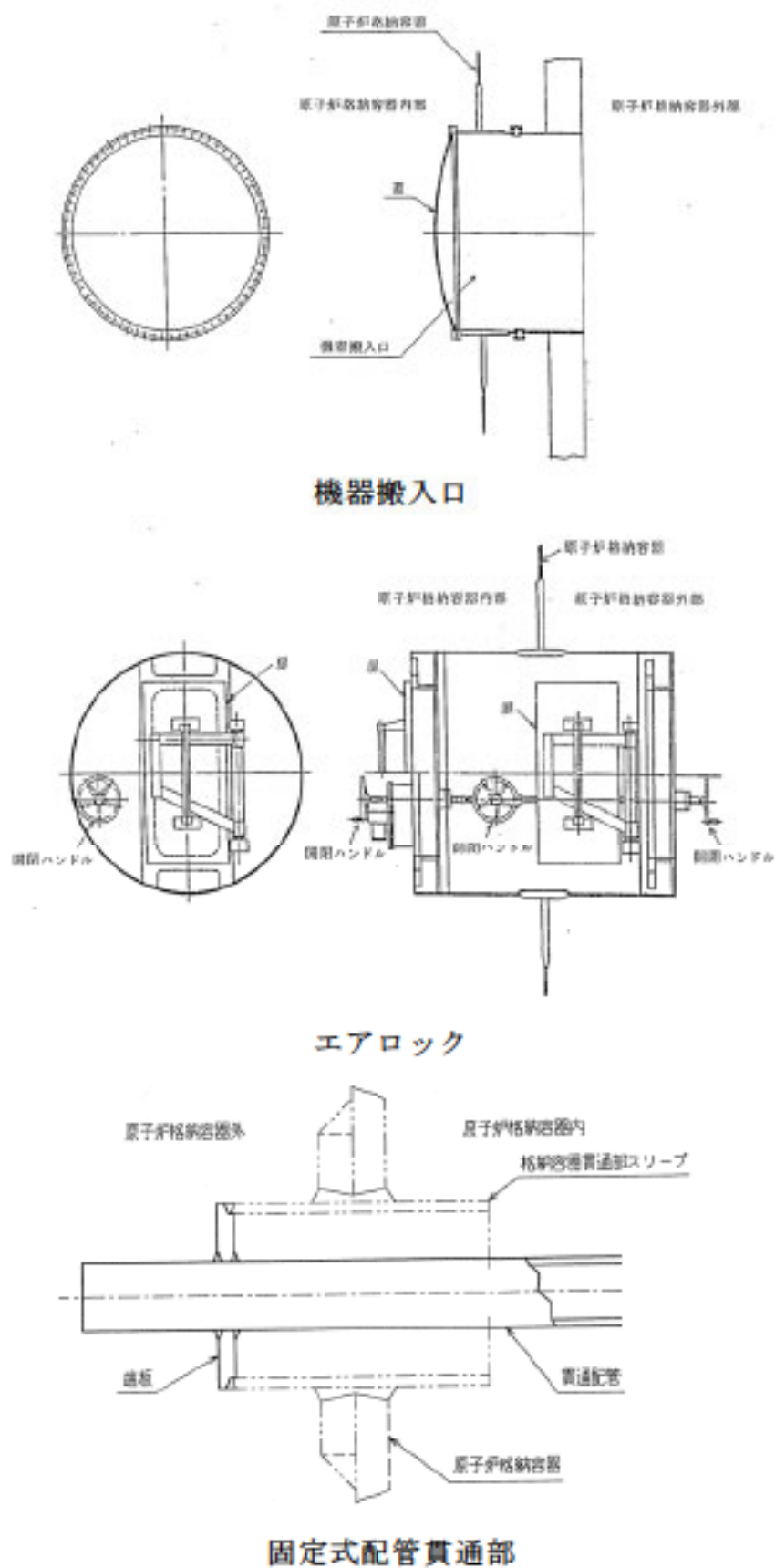
4. 結論

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。

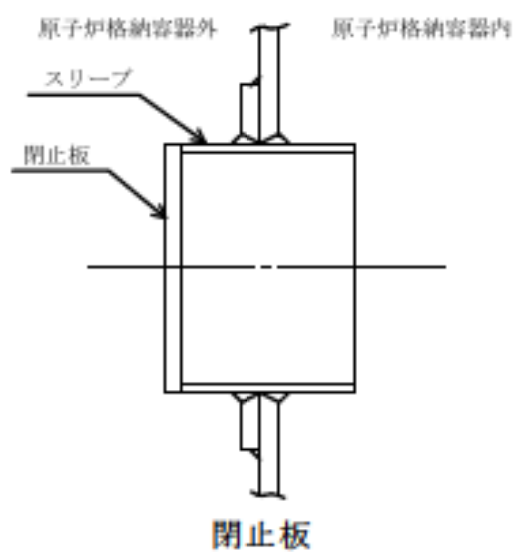
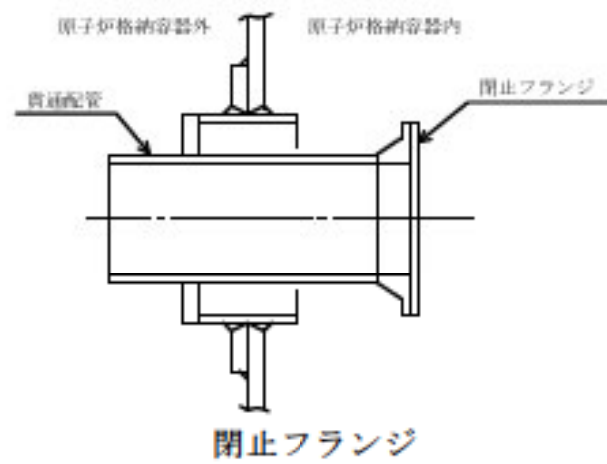
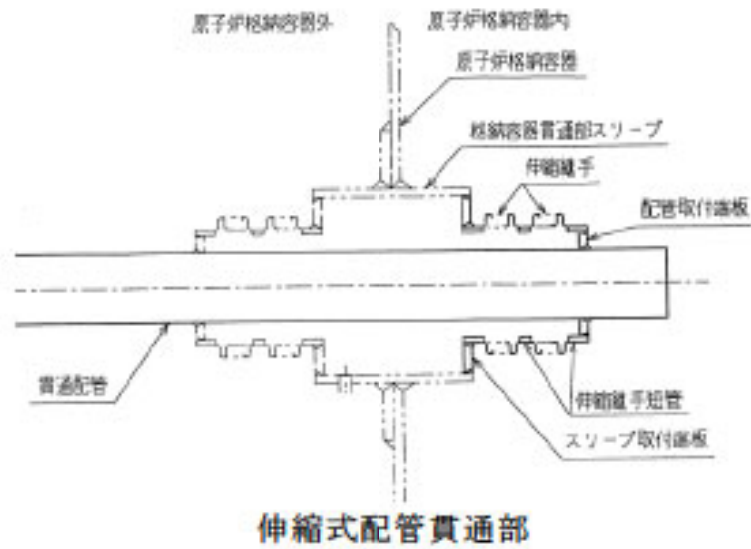


原子炉格納容器本体

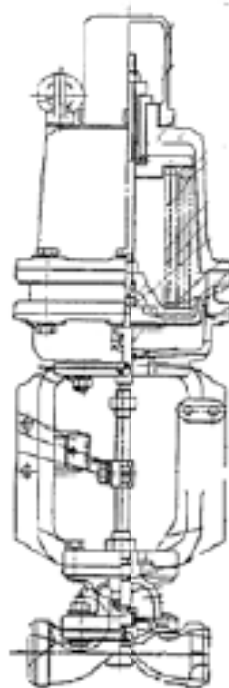
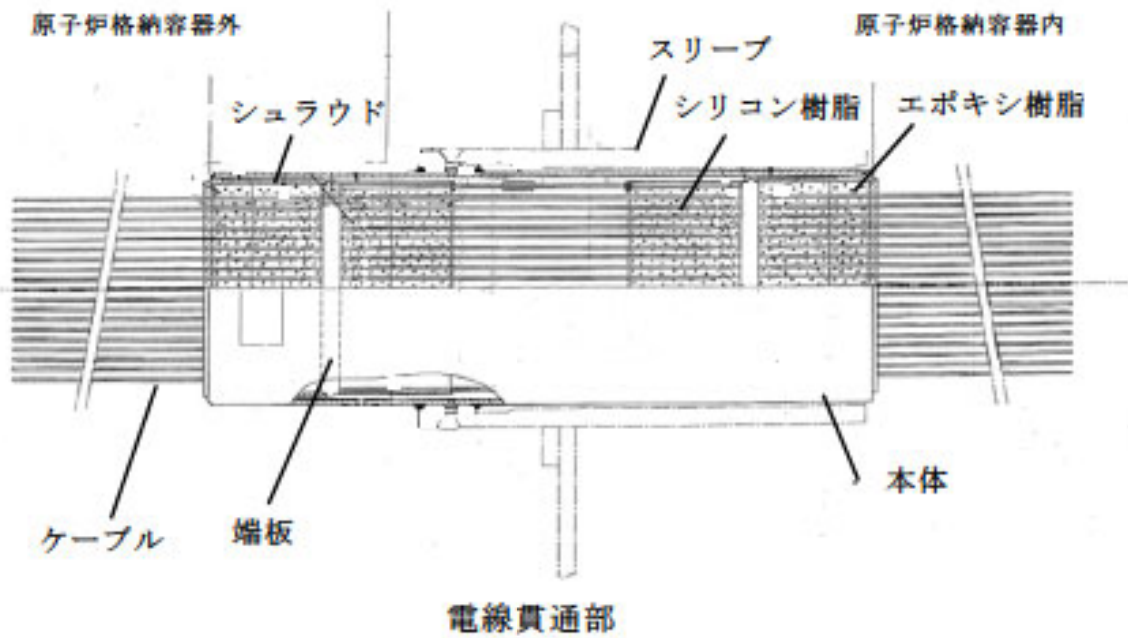
第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/4)



第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/4)



第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3 / 4)



原子炉格納容器隔離弁

第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/4)

第2表 評価結果まとめ

評価部位	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果
原子炉格納容器本体	円筒部 半球部	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局部：有限要素法	200℃	一般部：約 2.2Pd(2/3Su) 局部：約 3.1Pd(FEM)	0.566 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず
機器搬入口	フランジ部	代表プラント値換算	200℃ 2Pd	211 MPa[gage] (2Sy)	420 MPa[gage]以下 (Su)	破断せず/ シール機能維持 ^{※2,3}
	蓋板	機械工学便覧	200℃	1.22 MPa[gage] (許容圧力)	0.566 MPa[gage]以上 (2Pd)	
エアロック	隔壁部	工認手法	200℃	0.77 MPa[gage] (許容圧力)	0.566 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持
貫通配管	同左 (貫通部付近)	PPB-3536	200℃ 2Pd	301 MPa[gage] (繰返しピーク応力強さ)	3999 MPa[gage] 以下	破断せず
スリーブ	スリーブ 取付部	工認手法	200℃ 2Pd	256 MPa[gage] (一次応力)	281 MPa[gage]以下 (2/3Su)	破断せず
端板	配管取付部	工認手法	200℃ 2Pd	32 MPa[gage] (一次+二次応力)	369 MPa[gage]以下 (3S)	破断せず
閉止フランジ	同左	レーティング設計	200℃	1.03 MPa[gage] ^{※4}	0.566 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※5}
閉止板	同左	PVE-3410	200℃ 2Pd	□ mm (実物厚さ)	19.3 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
伸縮継手	同左	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd	0.01312 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず
短管	同左	PVE-3230	200℃ 2Pd	□ mm (実物厚さ)	6.0 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
電線貫通部	端板	PVE-3410	200℃ 2Pd	□ mm	9.8 mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
原子炉格納容器隔離弁	弁箱	レーティング設計	200℃	1.38 MPa[gage] ^{※4}	0.566 MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持

※1:複数評価している項目は最も厳しい値を記載

※2:代表プラント評価値の換算による評価

※3:フランジ隙間許容値以下を確認

※4:レーティング設計による 200℃での許容圧力

※5:ガスケット必要圧縮量以上を確認

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

III 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
第1部 M-RELAP5	1-1
第2部 SPARKLE-2	2-1
第3部 MAAP	3-1
第4部 GOTHIC	4-1
第5部 COCO	5-1

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象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ることもできる。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1次冷却材が循環する。1次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）におけるものと同じであるが、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系（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注水、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次系から2次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次系及び2次系から隔離された状態であるが、1次系に破断が生じた場合、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次系もしくは原子炉格納容器内に注水された冷却材は、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へと放出されるが、熔融した熔融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）

1次冷却材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次系からの除熱機能が喪失することから1次系が高い圧力で推移し、高圧注入系による注水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と加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリードがあり、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じる主な現象は、起回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を行う場合に生じ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次系からの除熱が喪失し、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次系がドライアウトして1次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次系への注水を行う（フィードアンドブリード）。

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次系内では減圧沸騰が生じて加圧器へのインサージが生じる。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1次冷却材圧力が高くかつ液相放出であるため、放出量が注水流量を上回り、1次系保有水は減少を続ける。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じる。

しかし、1次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。

(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いて説明する。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じるが、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による抑制が可能である。一方、フィードアンドブリードに伴う1次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）

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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、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次系保有水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抗力が支配的であり、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じる可能性がある。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次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

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

1次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や小破断LOCAに伴う1次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次系の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、2次系の冷却材が臨界流・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次系の除熱機能の喪失により1次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、非常用所内電源系統も機能喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する（全交流動力電源喪失発生）。

その際、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喪失に至った場合(RCPシールLOCAが発生した場合)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をもたらすが、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次系強制冷却があり、1次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保しつつ、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次系強制冷却の再開により1次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電源の喪失(全交流電源喪失)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次系強制冷却により、1次系を減温、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、漏えい流量と注水流量が釣り合うことで1次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。原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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次冷却材の注水により、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いて説明する。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次冷却材圧力は減圧する方向であり、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)

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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

一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 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 次系保有水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揺れが支配的であり、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 が生じる可能性がある。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 次冷却材ポンプコ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⁽⁴⁾。

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 次冷却材の保有水量、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からの注水により補われる。ECCS強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化を与える主要な現象として捉えられる。

1次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次系強制冷却では、2次系の冷却材が臨界流・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広がっていき、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、温度分布が生じるが、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。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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雰囲気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、その重畳を想定しており、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水が継続しているが、格納容器スプレイ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、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を用いた炉心注水によって除去され、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、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自然対流冷却能力は崩壊熱オーダーであり、これが崩壊熱相当の1次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、原子炉格納容器雰囲気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いて説明する。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、さらに、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、1次冷却材ポンプコーストダウンや1次冷却材ポンプ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¹の注入水と1次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、蒸気発生器において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小さくなっている。

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広がっていき、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、温度分布が生じるが、流れに対して区画間の流路が大きいため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。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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達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雰囲気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いて説明する。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）

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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ブブラ反応度帰還効果、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、1次冷却材ポンプコ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酸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次系の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り、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、2次系の冷却材が臨界流・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次系強制冷却により、1次系を減温、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水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、非常用炉心冷却設備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水はない。

このため、炉心は1次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次系を強制減圧することにより1次系を減温、減圧させる。1次系の減圧が進むと蓄圧注入系が自動的に注水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水が開始することから、炉心水位と1次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いて説明する。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)

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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、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 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次系保有水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¹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じる可能性がある。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²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次冷却材ポンプコ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次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

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

1次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次系の保有水量及び

圧力挙動に影響するが、本事象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次系強制冷却では、2次系の冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより1次系を減温、減圧して1次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、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仮定する。

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、注水が不能の場合には、蒸気発生器の主蒸気逃がし弁強制開操作を行うことで1次系を冷却及び減圧し注水を促す。

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いて説明する。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次系保有水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じる可能性がある。

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次系内蒸気の熱非平衡も1次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次系強制冷却が実施される場合には、2次系の冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより1次系を減温、減圧して1次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、本事象シーケンスグループでは、格納容器スプレイ系統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と冷却材の有効な注水が不可能となり、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次系強制冷却により1次系を減温及び減圧するとともに、1次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水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を用いた炉心注水によって除去されるが、当初は流出流量が注水流量を上回るため、1次系保有水は減少する。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次系強制冷却による1次系の減温、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注入系へ切り替えると、注水流量の減少により一時的に1次系保有水が減少するが、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いて説明する。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は行わない。

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）

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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次系保有水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揺れが支配的であり、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じる可能性がある。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。

1次冷却材ポンプコ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次冷却材の保有水量、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からの注水により補われる。ECCS強制注入、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化を与える主要な現象として捉えられる。

1次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次冷却材回

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はある。

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次系強制冷却では、2次系の冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を減温、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、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次系への注水を確保しつつ、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次系への注水及び加圧器逃がし弁開操作による1次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。主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁開操作により、1次系温度及び圧力は低下し、漏えい量は低下する。その後、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いて説明する。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次系から2次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)

炉心出力は事象を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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 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次系保有水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揺れが支配的であり、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じる可能性がある。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次冷却材ポンプコ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次冷却材の保有水量、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からの注水により補われる。ECCS強制注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化を与える主要な現象として捉えられる。

1次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次冷却材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次系強制冷却では、2次系の冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を減温、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	評価事象 評価指標 物理現象	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	
		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
炉心（核）	核分裂出力（中性子動特性）	○	○	○	○	○	○	—	○	○
	出力分布変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○(*1)	○	—	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	—	○	○
炉心（燃料）	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	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)	○	○	○	○
炉心（熱流動）	燃料被覆管変形	○	○	○	—	—(*2)	○	○	○	○
	3次元熱流動	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	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際には細分化を行う。(*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	評価事象 評価指標 物理現象	2次冷却系	全交流動力	原子炉補機	原子炉格納	原子炉停止	ECCS 注水	ECCS 再循	格納容器バイパス	
		からの除熱 機能喪失	電源喪失	冷却機能喪失	容器の除熱 機能喪失	機能喪失	機能喪失	環機能喪失	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・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	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	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）	○	—	—	—	○	—	—	○	○

○：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 評価指標 物理現象	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	
		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	インターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
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	-	-	-	○	-	-	-	-	-

○：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グ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グ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グ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引っ張り原子炉格納容器バウング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次系保有水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扯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。

- ・ほう素濃度変化（炉心（熱流動）、1次系）

- 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 界囲気圧力・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いて説明する。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広がっていき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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達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雰囲気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動作し、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、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、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引っかかり、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、溶融燃料、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り、溶融炉心が原子炉容器から放出される。このとき、1次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いて説明する。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広がっていき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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雰囲気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動作し、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へと放出される。

1次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、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、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燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拉がり、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 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の推移

原子炉圧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燃料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次系強制減圧も想定する。

本格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。

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いて説明する。本格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広がっていき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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雰囲気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動作し、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次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶解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、溶解炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶解炉心が細粒化し、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解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F Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

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解炉心は原子炉格納容器へと放出される。

1次系及び原子炉格納容器内の溶解炉心から放出されるF P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解炉心が放出される場合、溶解燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、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、高圧溶解物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶解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、溶解炉心が細粒化し、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解燃料は、原子炉下部キャビティ床面に引っかかり、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、静的触媒式水素再結合装置 (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いて説明する。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いき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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。

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雰囲気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に放出され、区画間・区画内を流れて広がっていき、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が現れる。

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、電気式水素燃焼装置（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、更にも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、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、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燃料は、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、熔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、熔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熔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、熔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いて説明する。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広がっていき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器雰囲気温度の上昇により、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雰囲気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達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雰囲気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。

評価指標であ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動作し、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F Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

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、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、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燃料は、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）

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－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
	物理現象	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	水素濃度	コンクリート侵食量
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	○	○	○	○	○

○：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	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－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
	物理現象	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	水素濃度	コンクリート侵食量
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	○	○	○	○	○
	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）	○	○	○	○	○

○：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	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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
	物理現象	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	水素濃度	コンクリート侵食量
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	○	○	○	○	○
	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	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－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
	物理現象	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	水素濃度	コンクリート侵食量
(炉心損傷後) 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F P挙動	○	○	○	○	○
(炉心損傷後) 原子炉格納容器	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F P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

(○)：評価指標には影響が生じないが、従属的に発生する現象、*：1次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) 放射線の遮蔽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

(1) 事象の推移

崩壊熱除熱機能喪失は、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余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、炉心への注水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。

原子炉の停止中に余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いて説明する。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次系保有水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

の揺れが重要である。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じる可能性がある。

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1次冷却材ポンプが停止状態であり、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。

1次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次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

炉心冷却材の沸騰により低下した冷却材の保有水量は、ECCSからの注水により補われる。ECCS強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化を与える主要な現象として捉えられる。

1次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。余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、非常用所内電源系統も機能喪失することによって、余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、炉心への注水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余熱除去機能の確保があり、炉心への注水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によって1次冷却材が流出すると1次系水位が低下して運転中の余熱除去系統が機能喪失する。余熱除去機能が喪失して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捕うことができ、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いて説明する。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拉がり重要である。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じる可能性がある。

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1次冷却材ポンプが停止状態であり、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。

余熱除去系統及び1次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次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

炉心冷却材の沸騰により低下した冷却材の保有水量は、充てん系からの注水により補われる。充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプは、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化を与える主要な現象として捉えられる。

1次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。余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
	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）
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	○	○	○
	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。

構成要素	内 容
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に必要な物理領域 (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 EURSAFE 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 EURSAFE (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。

EURSAFE 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。EURSAFE 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。重大事故対処設備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 (EURSAFE)", 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、原子炉格納容器雰囲気温度、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F P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ー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、F P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F P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 MAA P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”

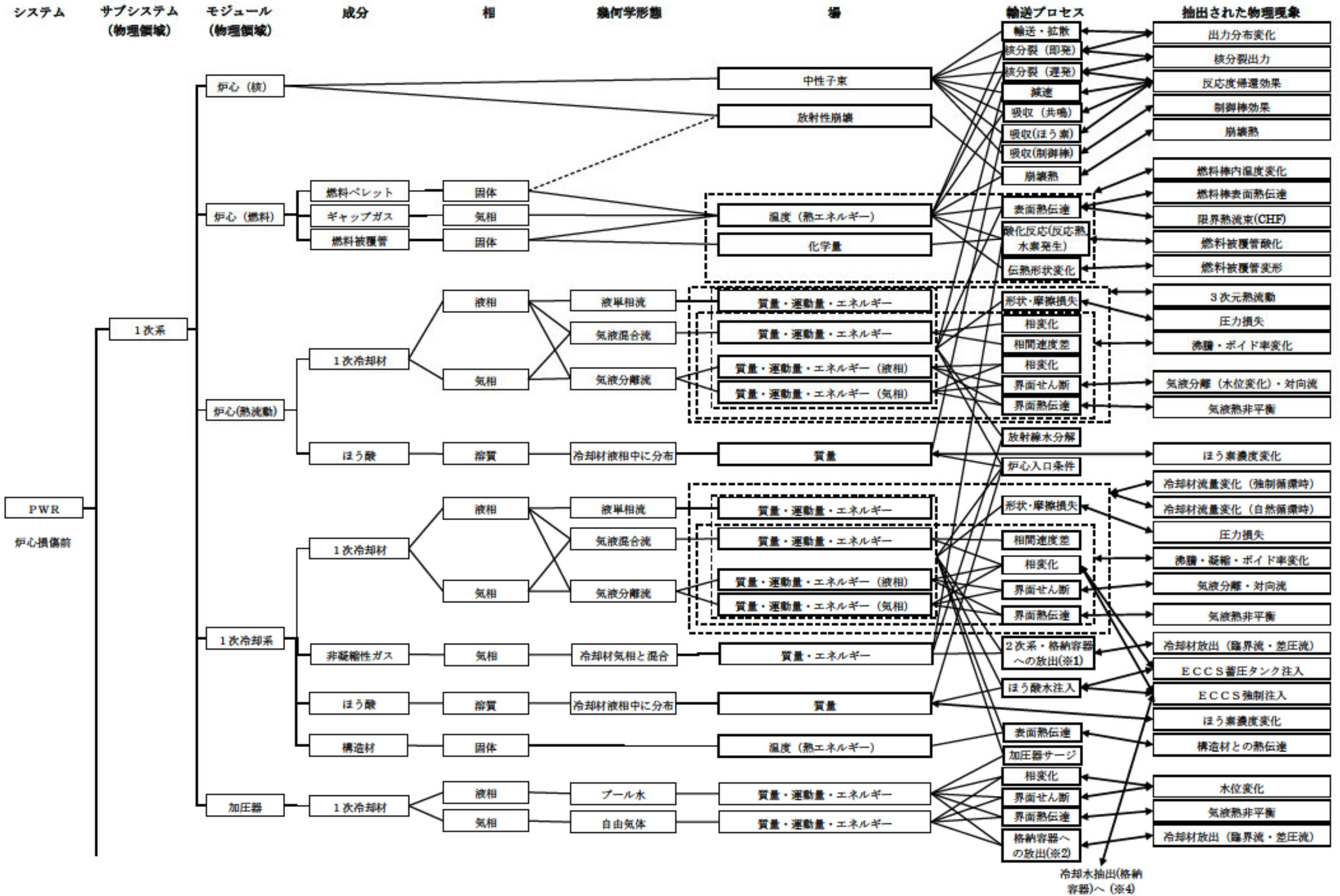


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(1/4)

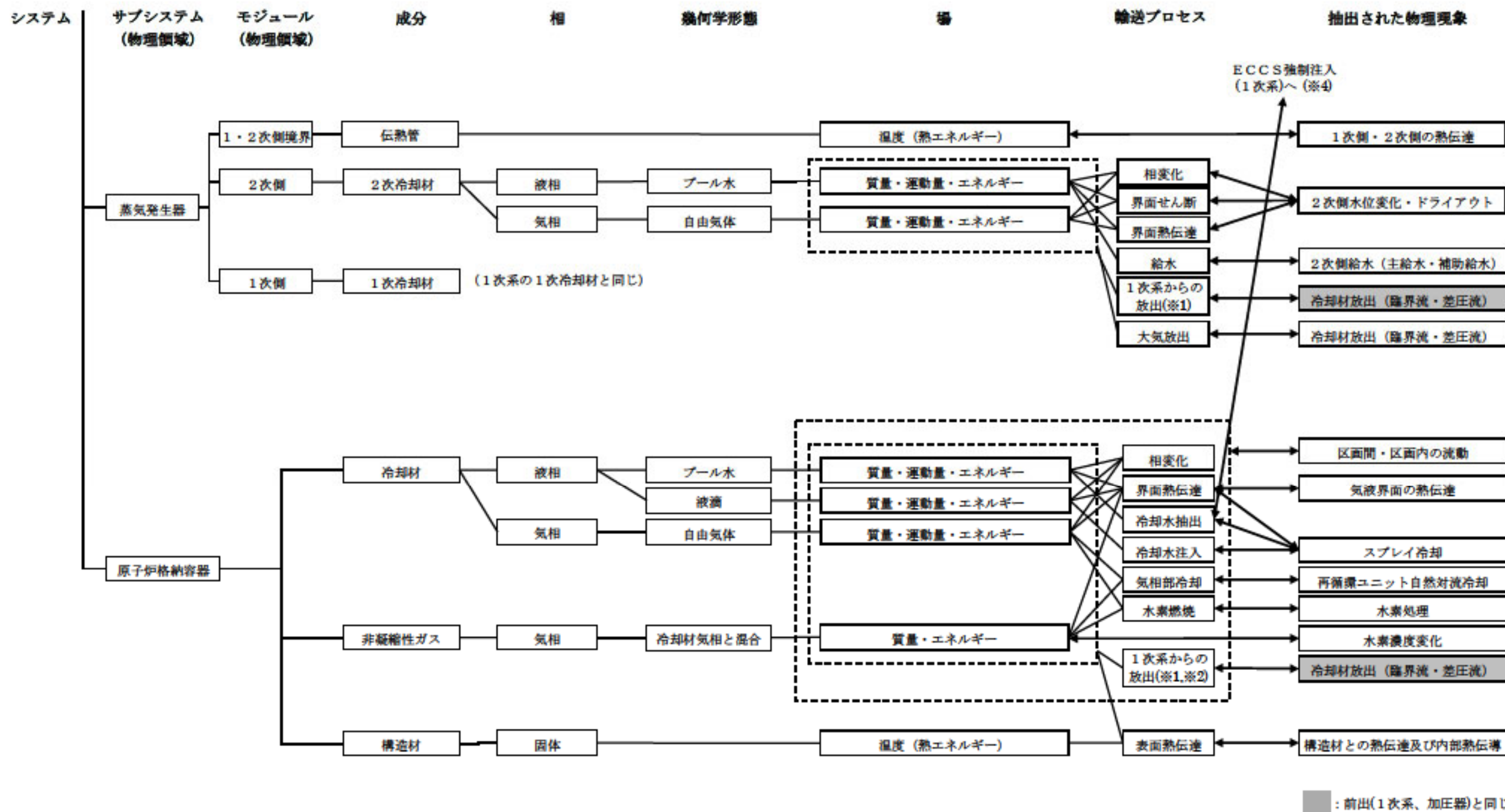


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(2/4)

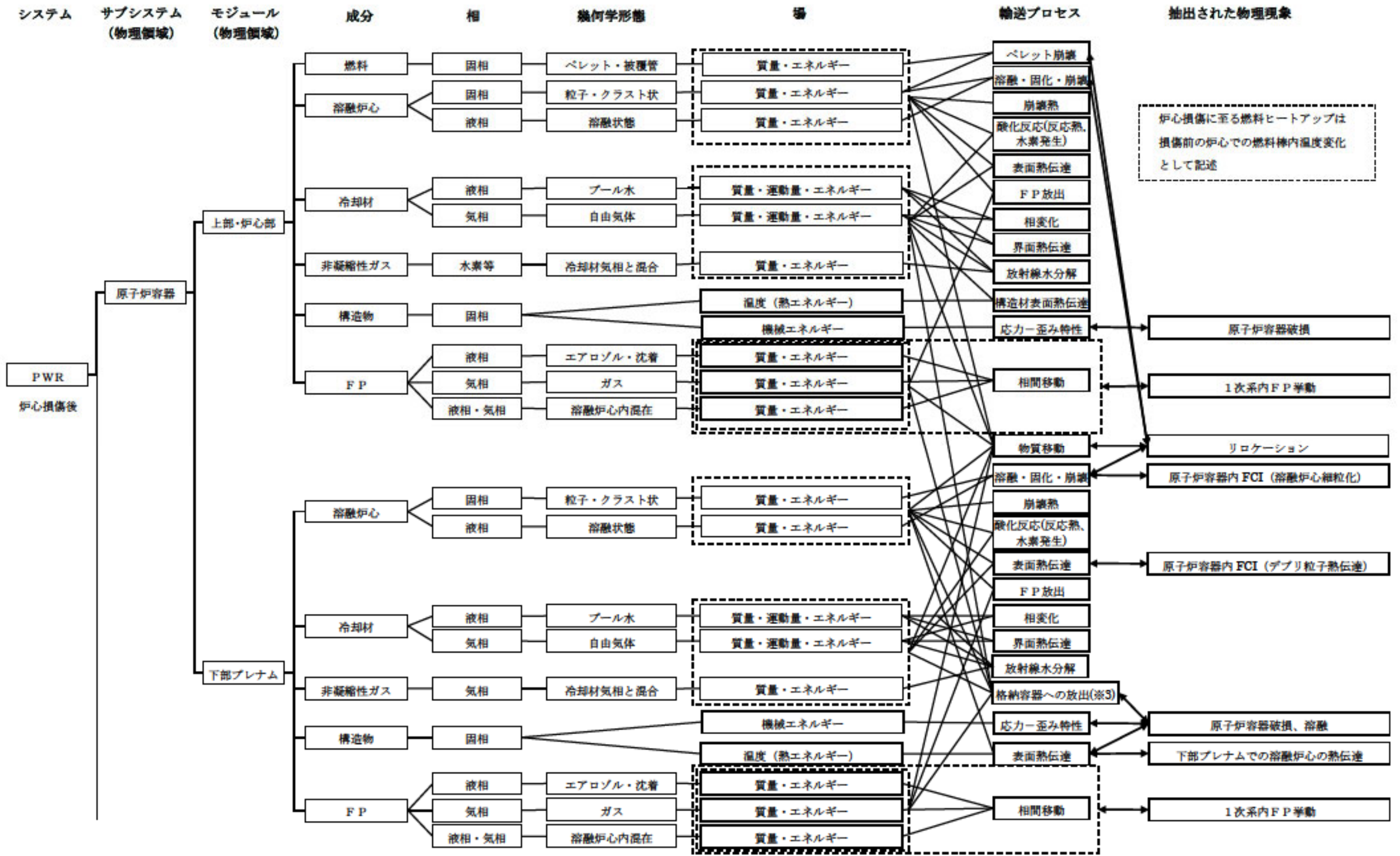


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (3/4)

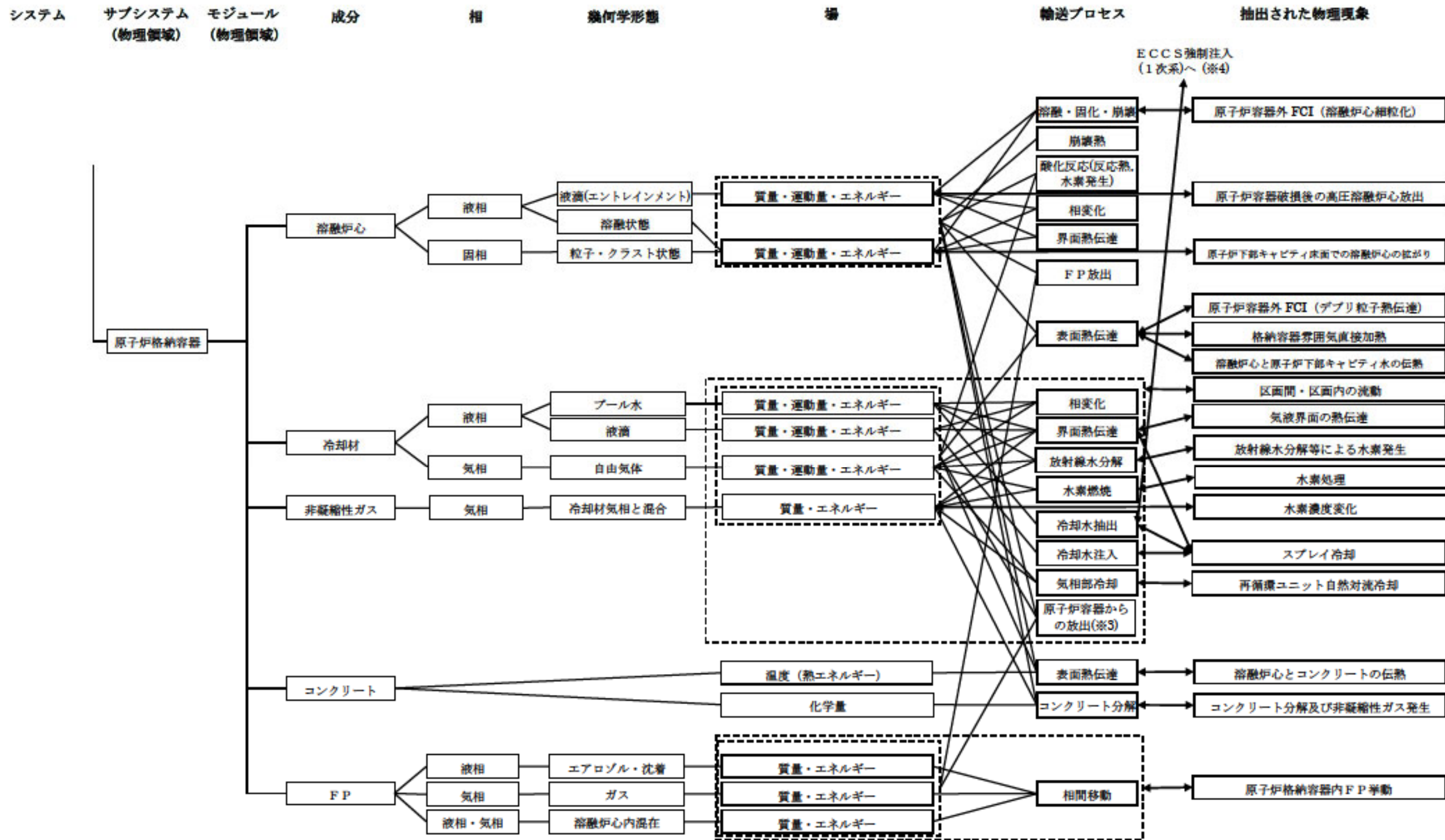


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (4/4)

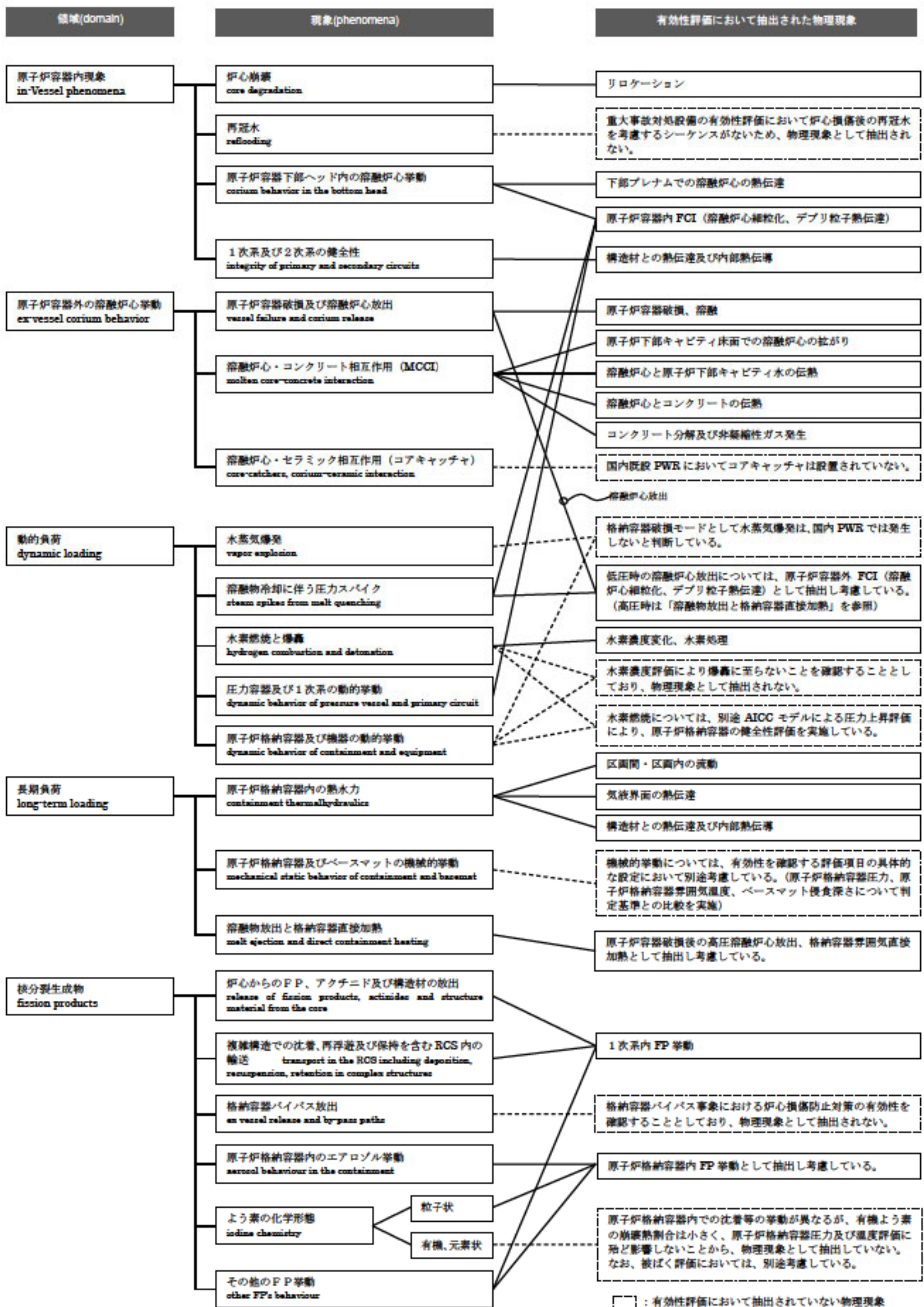


図 3-2 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

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

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

MARVEL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次系、2次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 があげられるが、取り扱う保存則や機能は MARVEL と同等であることから、MARVEL を代表とする。

4.1.2 SATAN-M (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: 大破断 LOCA 時のブローダウン過程を対象に、1次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：リフィル期間における1次系の模擬をSATAN-Mに引き続き行う。

BASH-M：再冠水期間における1次系の模擬を行い、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：SATAN-M、WREFLOOD、BASH-M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の関連コードとする。

SATAN-VI：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と同等なコードである。

WREFLOOD：リフィル及び再冠水期間における1次系全体の模擬をSATAN-VIに引き続き行う。

4.1.3 SATAN-M (Small LOCA) (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)：小破断LOCA時の1次系全体の模擬を目的としたコードであり、1次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-IV：燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) 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

COCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は同様とし、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

M-RELAP5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次系、2次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があげられるが、RETRANはRELAP4がベースであり、基礎式、解法、モデルについてRELAP5と優劣は見られないことから、RELAP5をベースに改良を行ったM-RELAP5を代表とする。

4.1.6 SPARKLE-2

SPARKLE-2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

MAAP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次系や原子炉格納容器に放出される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（米：NRC）、THALES 2（日：JAERI）、ASTEC（独仏）とSCDAP/RELAP5（米：INL/ISS社）ある。MELCOR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

GOTHIC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、それらはバスにより接続される。ノードは集中定数系、或い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 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-A PWR 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 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 であり、ベースとしている RELAP5-3D については、欧米において実績がある。炉心部分の COSMO-K/MIDAC 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 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十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次系におけるフィードアンドブリードの有効性を確認するものであり、1次系モデルを有する、MARVEL、SATAN-M、SATAN-M (Small LOCA)、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP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による1次冷却材の減少が生じ、炉心部や1次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は、1次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及びSATAN-M (Small LOCA) 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次系の圧力上昇を適切に評価できない。また、SATAN-Mは、大破断LOCAの事故シナリオ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すべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてM-RELAP5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すべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5であることより、1次系評価のためのコードとしてはM-RELAP5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、COCO及びGOTHICが候補に挙げられる。

MAAPとGOTHIC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は、原子炉格納容器を単ノードで模擬しており、従来の設置許可申請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、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を選択した。このことにより、1次系の模擬には上記のとおりM-RELAP5を用いるため、原子炉格納容器圧力評価にはM-RELAP5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及びCOCO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次系からの冷却材が放出され、原子炉格納容器の除熱機能が喪失する場合の再循環ユニットによる原子炉格納容器内の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とSATAN-Mが候補として挙げられる。(MARVEL、SATAN-M (Small-LOCA)、M-RELAP5、SPARKLE-2については、原子炉格納容器モデルを有しておらず、GOTHICについては、1次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は、この条件を満足しているが、再循環ユニット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再循環ユニットによる原子炉格納容器内の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二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 次系及び 2 次系モデルを有する、MARVEL、SATAN-M (Small LOCA)、M-RELAP5、SPARKLE-2 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、事象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 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 又は SPARKLE-2 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、SATAN-M、SATAN-M (Small LOCA) 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こと、SAT

AN-M、SATAN-M (Small LOCA) 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次系強制冷却により1次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで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であることより、M-RELAP5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 (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次系を評価範囲としているのは、MAAPとM-RELAP5であるが、MAAPは、1次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次系の保有水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とSATAN-Mか、あるいは1次系のLOCAを取り扱えるM-RELAP5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100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を共通に用いることとした。

なお、1次系内保有水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」において、大破断LOCA時に再循環失敗した場合のM-RELAP5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」においては、M-RELAP5との比較を通じて有効性評価上考慮すべきMAAP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であることより、M-RELAP5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なすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5であることより、M-RELAP5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F P挙動に関するモデルを有するコードはMAAPのみである。

MAAPは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時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F P挙動に関するモデルを有するコードはMAAPのみである。

MAAPは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時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F P挙動に関するモデルを有するコードはMAAPのみである。

MAAPは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時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溶融炉心挙動及び F P 挙動に関するモデルを有するコードとしては MAA P が挙げられる。

MAA P は、炉心動特性を備えていないが、事故後短時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、MAA P 及び G O T H I C が候補に挙げられる。1 次系の模擬には上記のとおり MAA P を用いるため、原子炉格納容器内の水素濃度評価には MAA P 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。

MAA P 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、G O T H I C 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 G O T H I C を選択した。

5.2.5 溶融炉心・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 F P 挙動に関するモデルを有するコードは MAA P のみである。

MAA P は、炉心動特性を備えていないが、事故後短時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

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、SATAN-M (Small LOCA)、M-RELAP5 が候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 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、SATAN-M (Small LOCA)、M-RELAP5 が候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 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、SATAN-M (Small LOCA)、M-RELAP5 が候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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	○	○	○	○	○	○	-	-	
炉内	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)	○	○	○	○	○	○	-	-
炉内	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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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	○	○	○	○	○	○	-	-	
炉内	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)	○	○	○	○	○	○	-	-
炉内	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 5-4 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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
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)	○	○	○	○	○	○	-	-
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 (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	中性子動特性(核分裂出力)	△	△	△	△	○	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	○	-	-	-
	反応度掃過効果	△	△	△	△	○	-	-	-
	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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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)	○	○	○	○	○	○	-	-

○：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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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 (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(炉)	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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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 (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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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 (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 5-10 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 (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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉容器 損傷後)	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F P挙動	-	-	-	-	-	○	-	-	
(原子炉格納容器 損傷後)	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揺がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	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F P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：高压溶融物放出／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 (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・ポイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	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・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	○	○	○	○	○	○	-	-	
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 (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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉容器 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 F P 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉格納容器 損傷後)	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 F P 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 5-12 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：原子炉圧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 (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 5-12 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：原子炉圧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 (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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉容器 損傷後)	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 F P 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-	
(原子炉格納容器 損傷後)	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揺がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	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 F P 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 5-13 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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉容器 損傷後)	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 F P 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉格納容器 損傷後)	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 F P 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 (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 5-14 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 (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	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉容器 損傷後)	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 F P 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉格納容器 損傷後)	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 F P 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 5-15 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(炉)	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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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(炉)	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	○	○	○	○	○	○	-	-
	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(炉)	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	○	○	○	○	○	○	-	-

○：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

事故シークエンスグループ	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
界囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP
高圧熔融物放出／格納容器界囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP GOTHIC
熔融炉心・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（RHR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。

(第1部 M-RELAP5)

目次

－ 第1部 M-RELAP5 －

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.....	1-154
添付1 解析コードにおける解析条件.....	1-157
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 の炉心水位の不確かさについて.....	1-162
添付3 M-RELAP5のECCS再循環機能喪失への適用性について.....	1-165

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」という。）に適用するコードのうち、M-RELAP5^④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-R E L A P 5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次系からの除熱機能が喪失することから1次系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注水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次系からの除熱機能が喪失することから1次系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注水が困難となる。給水が喪失しているため蒸気発生器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次系がドライアウトして1次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、放出流量が注水流量を上回り、1次系保有水は減少を続ける。この期間に1次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じる可能性がある。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+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」あるいは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」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、RCP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、RCP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次系強制冷却により1次系を冷却、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、燃料取替用水タンク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+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+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、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」を想定する。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、蒸気発生器2次系強制冷却を実施し、1次系を減温、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蒸気発生器2次系強制冷却により1次系を冷却、減圧させ、1次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次系弁の開固着のため、1次系の冷却材の漏えいが継続する。1次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次系の減圧及び補助給水系と2次系弁による1次系の冷却、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次系ループでの循環流が無くなるため、1次系の流量変化、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 (RHR 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又は原子炉補機冷却水系の故障によって、余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」を想定する。事象発生後、余熱除去機能が喪失することで、1次系の温度が上昇し、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蓄圧タンクからほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。さらに、代替交流電源の確立後は、燃料取替用水タンク等を水源とした代替注入設備等による1次冷却材の補給を維持することで、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、余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。

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の流出」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/高圧注入ポンプもしくは充てんポンプによるほう酸水の炉心注水を行い、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-R E L A P 5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-R E L A P 5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次系を強制的に減圧し、1次系の温度及び圧力を低下させるシーケンスでは、1次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）]

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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）]

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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〕



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(28) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]

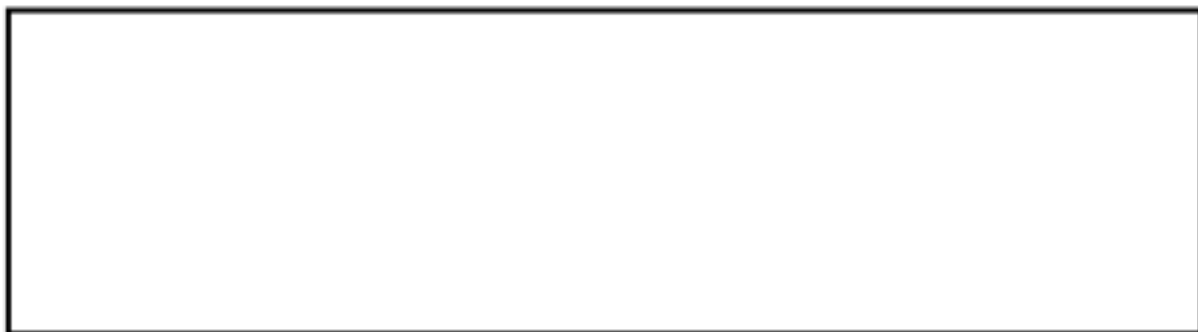
(29) 1次側・2次側の熱伝達[蒸気発生器]

(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]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(32) 2次側給水（主給水・補助給水）[蒸気発生器]



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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	評価指標 物理現象		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	ECCS注水機能喪失	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	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
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	H	H	H	H	H	H
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	H	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・ポイド率変化	H	H	H	H	H	H
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流	H	H	H	H	H	H
	(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	H	H	L	H	H
	(17)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	H	H	H	H	H
	(18)	沸騰・凝縮・ポイド率変化	L	M	M	M	M	L
	(19)	気液分離・対向流	L	H	H	L	H	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)	H	M	M	H	H	H
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	M	H	H	H	M	I
加圧器	(26)	気液非平衡	H	I	I	I	L	L
	(27)	水位変化	H	L	L	L	L	L
	(28)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	H	I	I	I	H	H
蒸気発 生器	(29)	1次側・2次側の熱伝達	H	H	H	H	H	H
	(30)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	H	H	H	H	H
	(31)	2次側水位変化・ドライアウト	H	I	I	I	I	I
	(32)	2次側給水 (主給水・補助給水)	I	H	H	H	H	H

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	評価指標 物理現象		崩壊熱除去機能喪失 (RHR 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	H	H	H
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	H	H	H
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流	H	H	H
	(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	H
	(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)	H	H	H
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	H	H	I

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

M-RELAP5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[®]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^④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・ポイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ポイドモデル 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・ポイド率変化	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
	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のモデルは1次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。

保存式を補充する構成式は、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、ポイド率、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、質量流量及びポ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) 炉心ポイドモデル

炉心ポ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ポイド率分布及び水位計算に適したモデルである。M-RELAP5 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ポイド率を計算する。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。}

$$\text{誤差:} \quad \varepsilon_i = \alpha_{i,max} - \alpha_{i,calc}$$

$$\text{平均誤差:} \quad \hat{\varepsilon} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \varepsilon_i$$

$$\text{標準偏差:} \quad \sigma = \left[\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (\varepsilon_i - \hat{\varepsilon})^2 \right]^{0.5}$$

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安全設備の一つである。蓄圧タンク内にはほう酸水と非凝縮性ガスが封入され、LOCA時に1次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水される。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、質量も大きいので、等温として扱う。
- ・液相流れは慣性、壁面摩擦、形状圧力損失、及び重力の影響を考慮する。

(6) 破断流モデル/臨界流モデル

M-RELAP5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ー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¹⁰⁾。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^[12]をサブクール条件に、Moody モデル^[13]を二相条件に適用する。

M-RELAP5では、破断口からの臨界流について、RELAP5-3D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となってしまうため、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、 $\delta G/\delta P_b=0$ より、

$$\frac{P_b}{P_0} = \left(\frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

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

V_0 : 上流側流体の比体積 (密度の逆数)

γ : ポリトロップ指数

Henry-Fauske のモデルにおいても、蒸気単相の場合は上式が使用されている (Henry-Fauske のモデルのクオリティに 1 を代入すると上式となる)。図 3-6 は、Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示している (着目している気相単相領域を丸で囲っている)。図 3-6 に示されるとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており、不確かさは小さい¹⁰⁾。したがって、蒸気単相流の弁流量の不確かさは小さいと言える。

フィードアンドブリード運転においては、高圧注入系による注水が可能で約 10MPa 以下に減圧が成功した後は、安全注入は継続でき、崩壊熱は十分除去できる。そのため、低圧での加圧器弁における蒸気単相臨界流の不確かさは高圧注入継続中の 1 次系の減圧速度には影響するが、有効性評価解析での炉心の安全性には影響しない。なお、二相、液単相放出の適用性については、LOFT 試験でその妥当性を確認している。

③主蒸気の弁からの臨界流

主蒸気の弁からの臨界流は、Ransom-Trapp 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。有効性評価解析では、主蒸気の弁からの臨界流はすべて蒸気単相であるため、モデルの不確かさは大きくない。

3.3.2 炉心燃料モデル

原子炉の核分裂による熱発生、核分裂生成物及びアクチニドによる崩壊熱は、一点炉動特性モデルにより模擬される。これは、コードが適用される重要事故シーケンス (炉心損傷防止対策) の大部分が炉心出力分布の時間変化が顕著ではなく、評価結果に与える影響が小さいためである。なお、この出力分布の時間変化が評価結果に影響すると判断される事故シーケンスについては、空間依存動特性モデルを具備する SPARKLE-2 コード¹¹⁾を適用する。

炉心燃料で発生した熱は、燃料棒を構成する燃料ペレット、ギャップ、燃料被覆管の各々の熱物性を考慮し、径方向 1 次元の熱伝導方程式を解くことで、炉心を流れる冷却材に伝達される。炉心損傷の判断基準の一つとなる燃料被覆管の温度に対しては、燃料棒表面の壁面熱伝達が重要となる。M-RELAP5 では、冷却材の沸騰状態に応じた壁面熱伝達モデルが与えられる。特に、燃料被覆管のヒートアップは膜沸騰熱伝達に大きく影響されるが、M-RELAP5 は現行の安全解析でも使用が認められている Bromley 及び修正 Douglass-Rohsenow による膜沸騰熱伝達モデルを用いることでヒートアップを大きく予測する。また、もう一つの炉心損傷の判断基準となる酸化量の計算においても、現行の安全解析への使用が認められている金属-水反応モデルが用いられる。

重要事故シーケンス (炉心損傷防止対策) の有効性評価に当たっては、炉心を平均出力領域

と高温燃料集合体領域に分割し、各々の領域で熱流動と燃料熱計算を行う。具体的には、各領域で軸方向にノード分割された熱流動チャンネルにより流動が模擬され、その各ノードにおいて燃料被覆管からの熱伝達が考慮される。また、炉心損傷の判断のため、高温燃料棒が独立した燃料棒モデルにより模擬され、高温燃料集合体チャンネルの冷却材の状態に応じてその熱挙動が評価される。

(1) 燃料棒表面熱伝達モデル

燃料棒表面熱伝達については、前述の3.3.1(4)と同じモデルが適用される。熱伝達モードの選択ロジックを図 3-3に示し、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。

M-RELAP5では、Appendix-Kの要求に従い、遷移沸騰に遷移した場合に、ブローダウン期間中での核沸騰への回帰を禁止している。また、燃料被覆管の過熱度が300°Fを超えた場合のブローダウン期間中での遷移沸騰への回帰を禁止している。このモデルは有効性評価解析においては使用されない。

また、M-RELAP5では、RELAP5-3Dに組み込まれているAECL-UO Look-up Tableを修正した改良AECL-UO Look-up Tableを炉心燃料棒の限界熱流束(CHF)の計算に使用する。AECL-UO Look-up TableはAtomic Energy of Canada Ltd. (AECL)が1986年に発表したCHF相関式であり、様々な流況の範囲に及ぶ15000の限界熱流束のデータから、限界熱流束を圧力、クオリティ、及び流量の関数でテーブルデータとして作成している。

ROSA/LSTF SB-CL-18の試験では、ループシール形成での炉心水位低下時において、高温側配管から炉心への不均一な落水によって、炉心内で一部の燃料棒ではヒートアップが生じ、一部の燃料棒ではヒートアップが生じないという挙動が見られた。その挙動を図 3-7に示すが、試験では落水が影響するロッドと影響しないロッドが混在する結果となっている。

ROSA/LSTF SB-CL-18についてM-RELAP5による試験解析を実施したところ(4.4.3参照)、ループシール形成時に高温側配管からの落水の影響により、炉心露出部のボイド率が0.99を下回り、蒸気単相熱伝達モードに移行しない結果となった(図 3-3に示すとおり、ボイド率が0.99を超えると蒸気単相熱伝達モードに移行する)。このような流況において、落水が無いロッドと同等のヒートアップを模擬するため、M-RELAP5では改良AECL-UO Look-up Tableを導入した。改良AECL-UO Look-up Tableは沸騰遷移を決めるCHFについて、

限界熱流束を十分に低下させることにより炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである。実機スケールでは、ROSAと比較し体系が大きいため、液相が高温側配管からの落水のみの状態ではROSAよりもボイド率が高くなり、改良AECL-UO Look-up Tableの効果は大きくなる。そのため、熱流束は十分に限界熱流束を上回り、炉心でのヒートアップを計算できるため、実機スケールにも適用できるモデルである。

お、実機の有効性評価におけるRCPシールLOCA解析では、2次系強制冷却の運転員等操作により、炉心で発生した蒸気が蒸気発生器で凝縮し炉心に戻るリフラックス冷却が発生する。有効性評価解析結果では、図 3-8に示すとおり、リフラックスによる戻り水により炉心水位は発熱長上端以上に維持されているため、不均一な落水による炉心冷却への影響は無い。炉心水位計算の妥当性はORNL/THTFの試験解析で確認している。

(2) 崩壊熱モデル

炉心熱出力は、核分裂による発生熱と核分裂生成物の崩壊熱及びアクチニドの崩壊熱の和であり、遅発中性子6群を含む一点炉近似動特性方程式と核分裂生成物及びアクチニドの崩壊モデル式を連立させて解くことにより得られる。

崩壊熱モデル式の各群の核種の生成確率と崩壊定数は、日本原子力学会の推奨値に基づいて三菱重工業(株)が作成した崩壊熱曲線¹⁵⁾を模擬するように設定されている。アクチニド崩壊熱はORIGEN-2コード、核分裂生成物崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線である。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は20%、核分裂生成物崩壊熱は3 σ_A を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度(MOX燃料はPu含有率等)や燃焼度が考慮されている。有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、このような取扱いとする。

なお、M-RELAP5では、Appendix-Kの要求に従い、ANS(1971年版)¹⁶⁾のモデルを追加しているが、有効性評価解析では使用しない。

(3) ジルコニウム-水反応モデル

燃料被覆管のジルコニウム-水反応速度はORNLでの実験に基づく式¹⁷⁾を使用し、この酸化量に応じて熱発生が計算される。ここで反応は蒸気の供給不足により制限されることはないと仮定する。また、燃料被覆管の破裂が生じると計算された場合には、それ以降は反応は内面においても酸化が発生すると仮定する。この反応速度式は反応量を過大に推定するように、各酸化温度での95%信頼区間の上限をカバーするように導出した式である。

ECCS性能評価指針の基準において示されている燃料被覆管の化学量論的酸化量の値はBaker-Justの式で計算されたものであるので、この基準値との比較のための計算においてはBaker-Justの式を使用する。M-RELAP5では、Appendix-Kの要求に従い、Baker-Justの反応速度式を追加している。

(4) 燃料被覆管の変形モデル

LOCA時燃料被覆管が高温状態となり、かつ1次冷却材圧力が低下すると差圧により燃料被覆管の変形(高温クリープ)が生じ、更に場合によっては燃料被覆管のバーストが生じる。またこのような燃料被覆管の変形により、冷却材流路の形状も変化する。M-RELAP5で

は、高温クリープ、燃料被覆管のバースト、バーストによる燃料被覆管のふくれ、ふくれによる炉心の流路閉塞を模擬している。

高温クリープのモデルは FRAP-T6 コードで使用しているモデル⁴⁴⁾である。このモデルは、後述するバースト温度、バースト膨れ及び燃料被覆管の温度からバースト前の膨れ量を計算するモデルである。

バースト温度、バーストによる燃料被覆管の膨れ、膨れによる炉心の流路閉塞のモデルは、NUREG-0630⁴⁴⁾の考え方に従う。実験に基づき得られたフープ応力とバースト温度のデータテーブル、フープ応力とバーストによる燃料被覆管の膨れ量、及びフープ応力と膨れによる炉心の流路閉塞割合のテーブルを設定する。燃料被覆管温度がバースト温度より高くなると、バーストが発生する。M-RELAP5では、バーストに関するモデルについて、試験データに基づくモデルを組み込んだ。

(5) 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル

M-RELAP5では、Appendix-Kの要求に従い、燃料設計コードと同じ燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデルを使用するため、PWRの燃料設計コードである FINE⁴⁵⁾で使用されているギャップ熱伝達モデルを適用している。

表 3-2 M-RELAP5 のモデル一覧

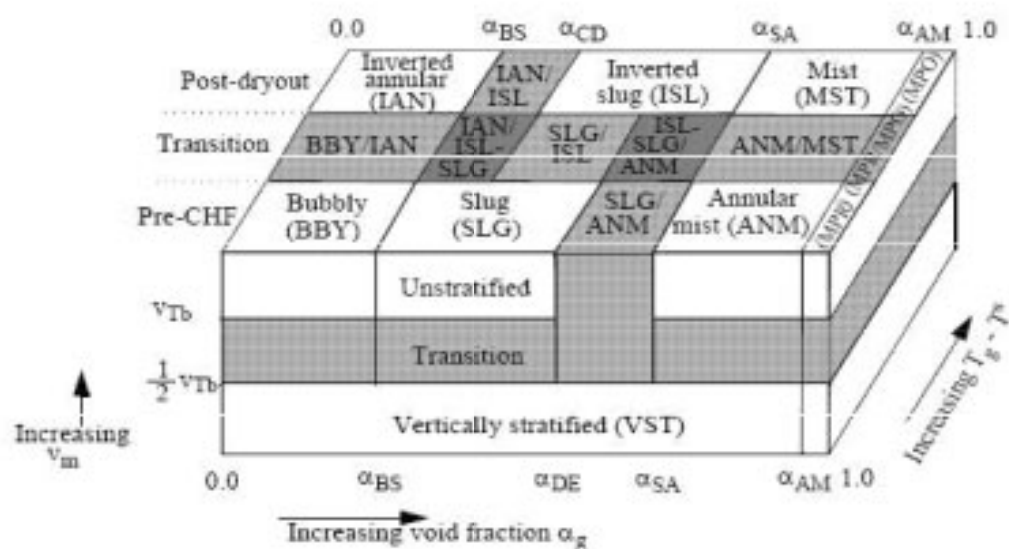
項 目		計算モデル
1 次系モデル	1 次系のモデリング	1 次系を多数のノードに分割 (ボリュームジャンクション法)
	流動の基本式 (2 流体モデル)	非定常 2 流体 6 保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギー保存則 ・運動量保存則
	数値解法	半陰解法
	流動様式	水平方向、垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、 界面摩擦を計算
	ポイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬 (EPRI の モデル等)
	破断流モデル	サブクール臨界流: Henry-Fauske モデル 二相臨界流: Moody モデル (ECCS 性能評価指針に適合するモデル)
	1 次冷却材ポンプの挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル
	ECCS モデル	ポンプ特性モデル (Q-H カーブ)
	蓄圧タンクモデル	蓄圧タンクの液相、非凝縮性ガスを模擬し、蓄 圧タンク圧力、流量を評価
	蒸気発生器モデル	2 次側を多ノード非平衡 壁面熱伝達モデルにより、伝熱管熱伝達を模擬 ポンプ特性モデルにより、主給水、補助給水を 模擬 主蒸気逃がし弁、安全弁の蒸気放出の臨界流に Ransom-Trapp のモデルを使用
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノ ードを分割 加圧器逃がし弁、安全弁からの放出はサブクー ル、二相臨界流共に Henry-Fauske のモデルを 適用
炉心燃料モデル	燃料棒表面熱伝達モデル	以下の熱伝達モードを考慮 ・液相流への強制対流熱伝達 ・核沸騰熱伝達 ・遷移沸騰熱伝達 ・膜沸騰熱伝達 ・蒸気流への強制対流熱伝達 ・限界熱流束 (CHF) モデル
	炉心出力変化	一点炉動特性モデル。反応度帰還計算による核 分裂による熱発生と、崩壊熱モデルによる核分 裂生成物及びアクチニドの崩壊熱を考慮
	ジルコニウム - 水反応モ デル	ORNL での実験に基づく式を使用 ECCS 性能評価指針の基準値との比較のため の計算においては Baker-Just の式を使用

表 3-3 EPRI モデルの確認範囲及び誤差の大きさ

試験名	試験体系	等価直径 mm	長さ m	圧力 MPa	質量流束 kg/s-m ²	熱流束 kW/m ²	試験点数	EPRI モデル 平均誤差	EPRI モデル 標準偏差
Nylund	6&36 ロッドバンドル	13.4, 36.5, 47.7	4.3, 3.7	1.26 - 8.9	472 - 2,160	187 - 980	765	0.002	0.031
Seedy-Muralidhoran	64 ロッドバンドル	13.4	3.8	1.34 - 5.45	12.5 - 22	27.5, 44	37	-0.041	0.038
Anklam	64 ロッドバンドル	10.7	3.7	3.86 - 8.07	3 - 29.1	10.8 - 74.8	53	-0.009	0.074
Hall-Ardron	19 ロッドバンドル	33	0.46	0.1 - 0.4	0.02 - 0.65	1.1 - 41.4	18	0.045	0.032
Wong-Hochreiter	117 ロッドバンドル	11	3.7	0.14 - 0.41	14	26	14	0.009	0.071
Jowitt	61 ロッドバンドル	9.1	3.6	0.2 - 4.0	0.5 - 12	1.4 - 18.5	117	-0.004	0.063

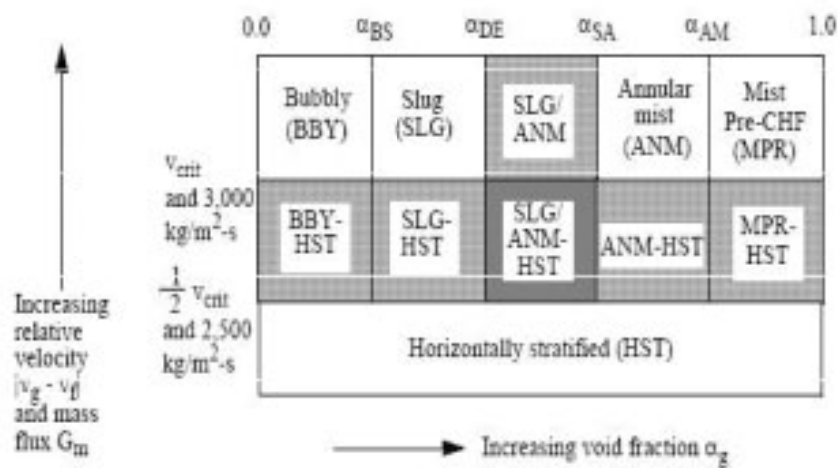
表 3-4 壁面熱伝達モデル

液単相又は蒸気単相	Sellers ^[17] (強制層流対流) Churchill-Chu ^[18] 又はMcAdams ^[19] (自然対流) Dittus-Boelter ^[20] (強制乱流対流)
凝縮	Nusselt ^[21] 又はChato ^[22] (層流) Shah ^{[23][24]} (乱流) Colburn-Hougen ^[25] (非凝縮性ガス存在時の拡散)
核沸騰	Chen ^[26]
遷移沸騰	Chen ^[27]
膜沸騰	Bromley ^[28] 修正Dougall-Rohsenow ^[29] (蒸気強制対流) Sun-Gonzalez-Tien ^[30] (輻射)
限界熱流束 (CHF)	AECL-UO Look-up Table ^[31]



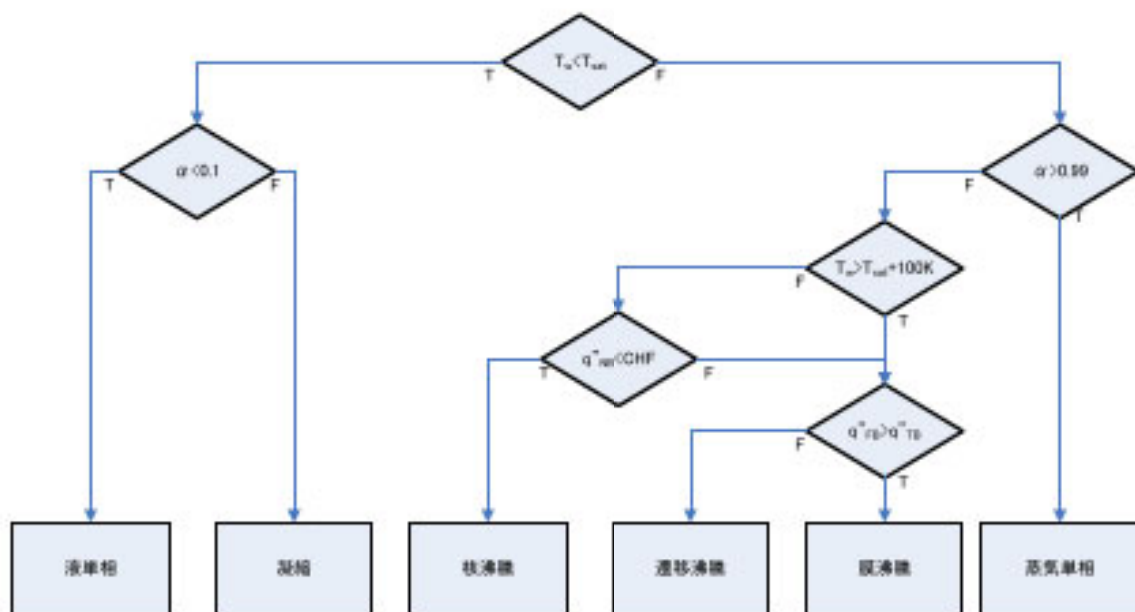
- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- IAN : 逆環状流
- ISL : 逆スラグ流
- MST : 噴霧流
- MPO : post-CHF 噴霧流
- VST : 垂直層状流

図 3-1 垂直流の流動様式



- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- HST : 水平層状流

図 3-2 水平流の流動様式



α : ボイド率

T_w : 壁面温度

T_{sat} : 飽和温度

CHF : 臨界熱流束 (Critical Heat Flux)

q''_{NB} : 核沸騰熱伝達での熱流束

q''_{TB} : 遷移沸騰熱伝達での熱流束

q''_{FB} : 膜沸騰熱伝達での熱流束

図 3-3 熱伝達モードの選択ロジック

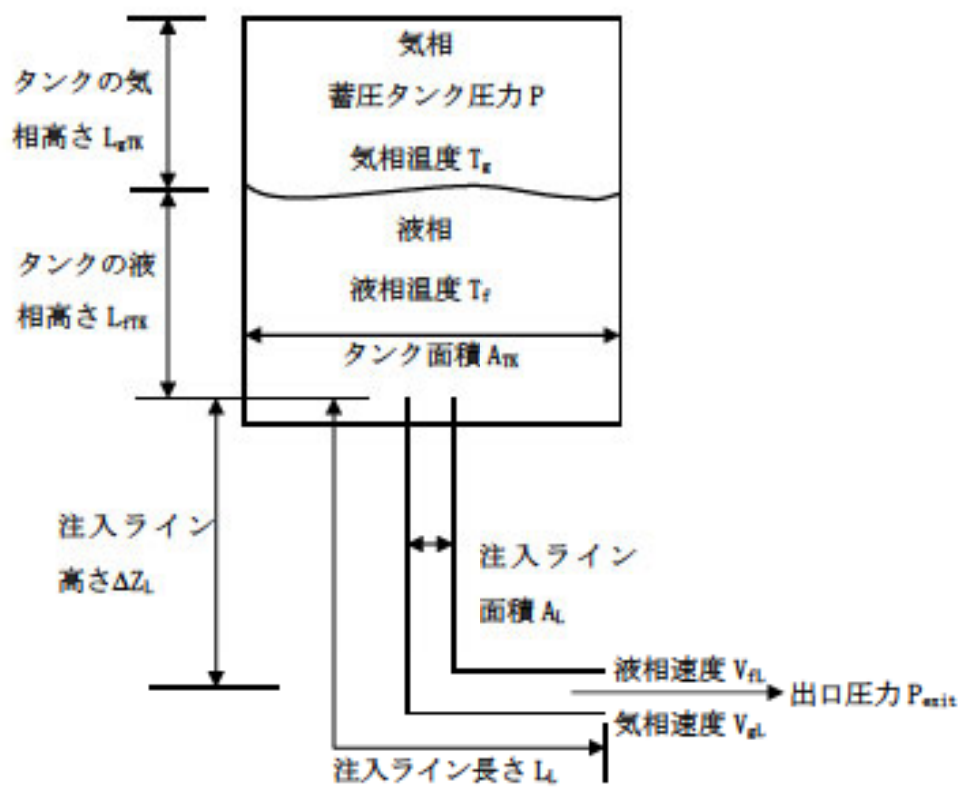


図 3-4 蓄圧タンクモデル

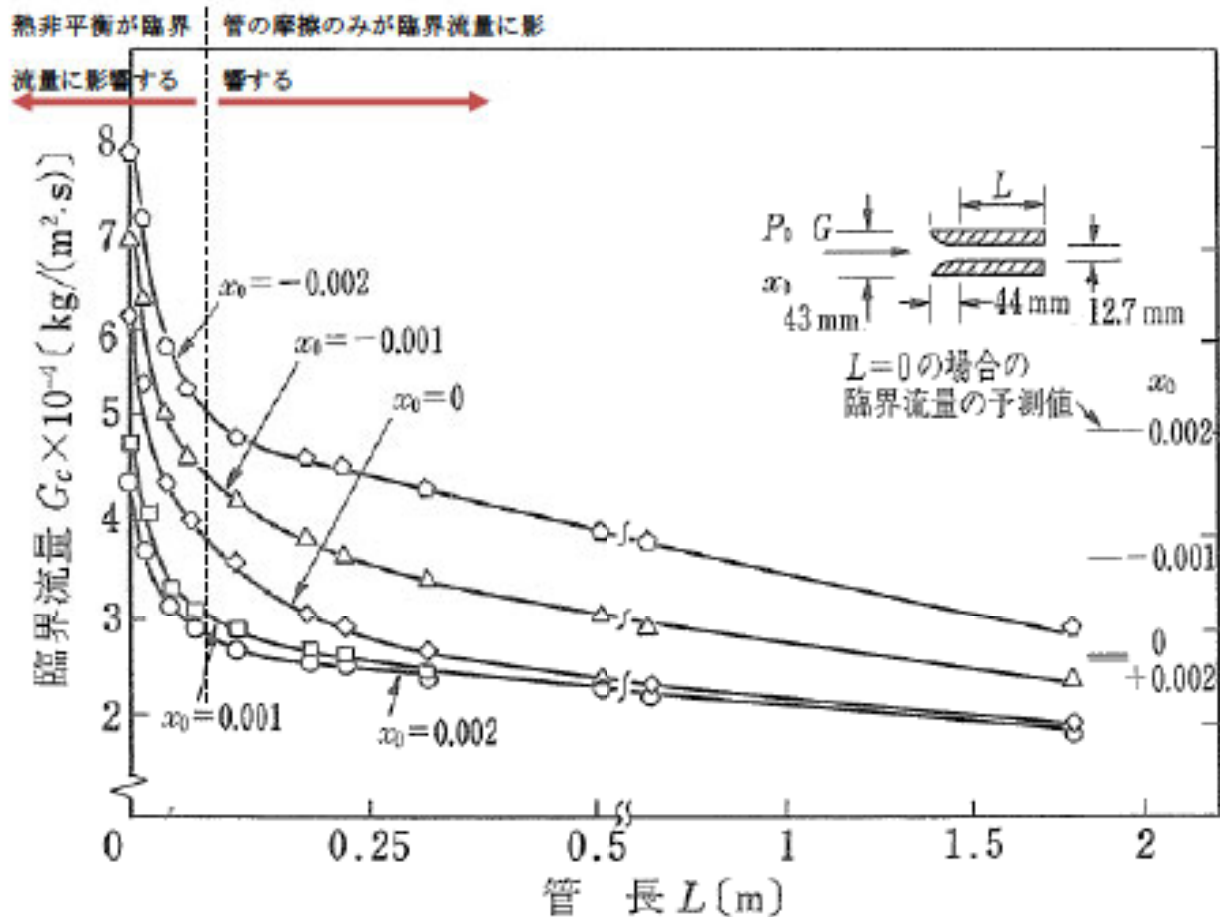


図 3-5 臨界流量の管長による変化

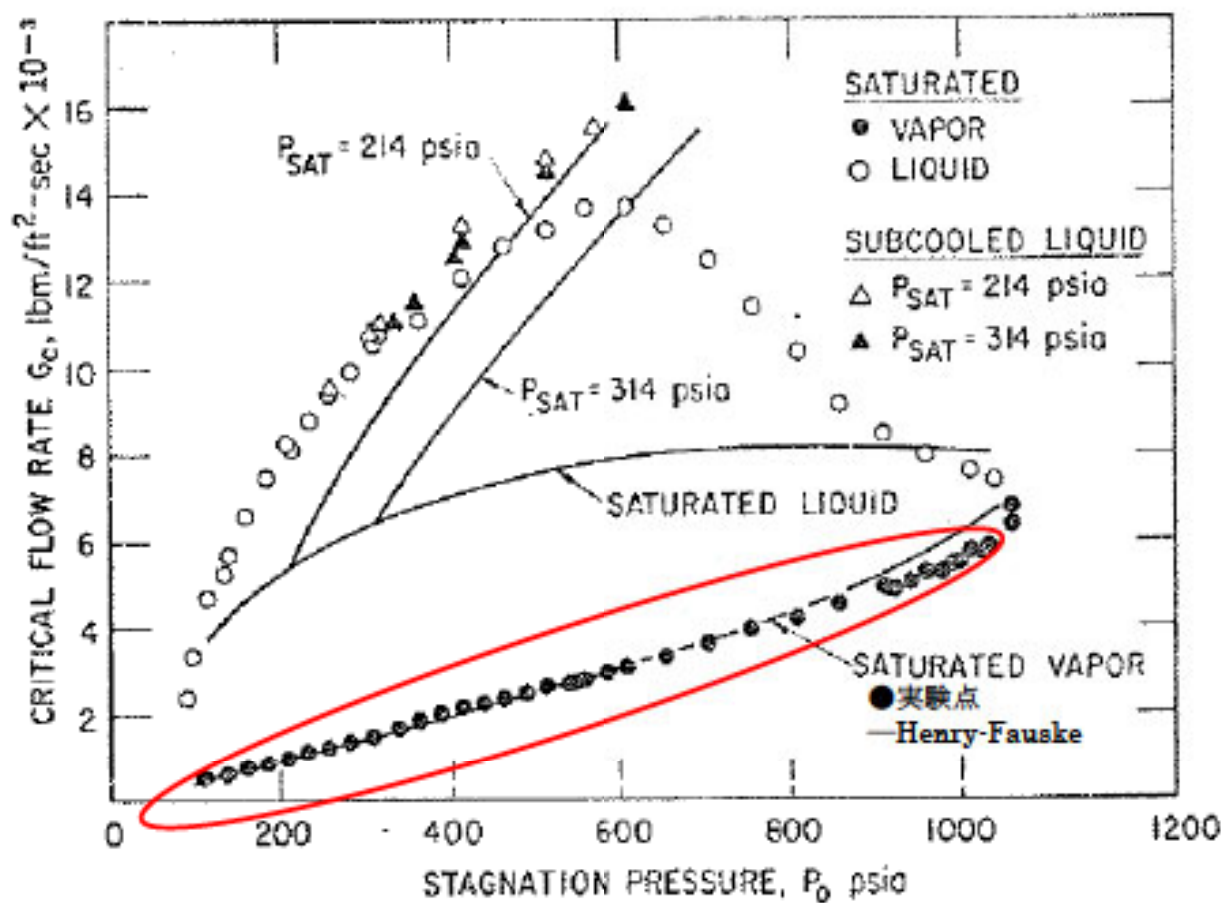


図 3-6 Henry-Fauske 臨界流量の不確かさ

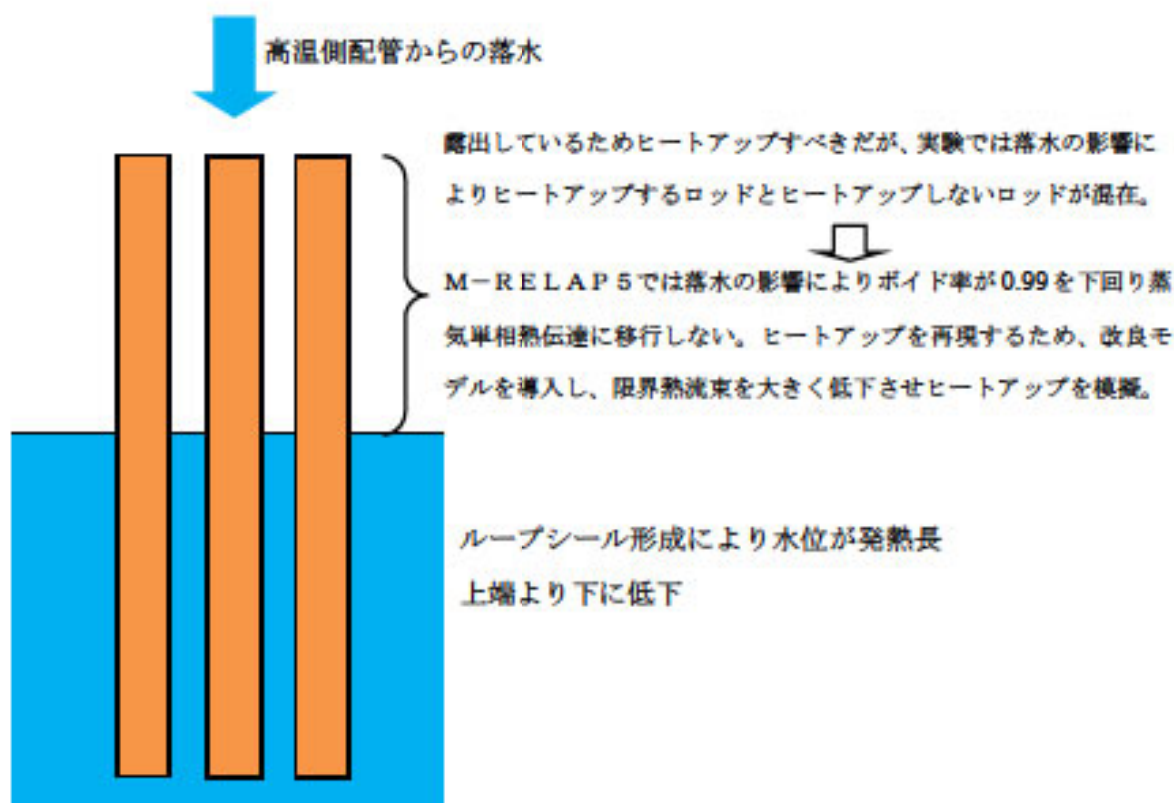


図 3-7 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験のループシール時に見られた挙動

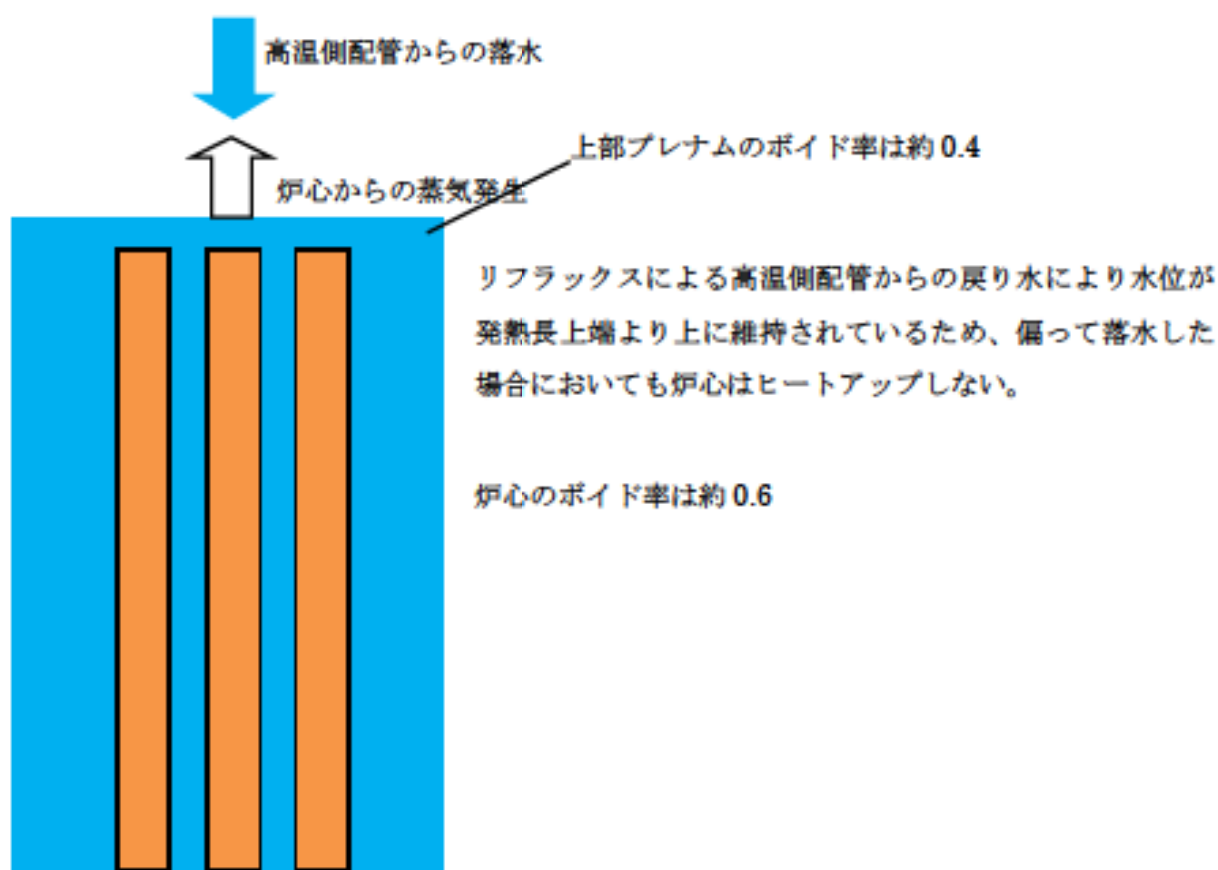


図 3-8 実機のRCPシールLOCA解析でのリフラックス冷却時の炉心の流況

3.4 ノード分割

実機解析に用いるノーディングを図 3-9～図 3-11に示す。ノード分割の考え方を表 3-5に示す。

有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、炉心露出による燃料被覆管のヒートアップの可能性があるため、炉心に関して詳細なノード分割としている。また、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは低温側配管の破断を想定する事象が多いため、低温側配管は詳細なノード分割を設定している。これらの分割数については、後述する実験解析にてその妥当性を確認する。

さらに、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、2次系強制冷却の運転員等操作時の1次系と2次系での熱伝達、及び2次系保有水が減少する過程での1次系と2次系での熱伝達を精緻に取り扱うために蒸気発生器伝熱管部のノード分割は詳細化する必要がある。また、1次冷却材の膨張による1次冷却材圧力変化を精緻に評価するためには、加圧器水位の上昇に伴う満水状態を適切に評価する必要があることから、加圧器も詳細に分割する必要がある。

ノード分割の考え方は、2,3,4ループプラントに共通して適用するものである。

表 3-5 M-RELAP5 のノード分割の考え方

	ノード分割の考え方
1次冷却材配管	
蒸気発生器	
加圧器、サージ管	
原子炉頂部	
上部、下部プレナム	
ダウンカマ	
炉心、燃料	
1次系の熱構造材	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

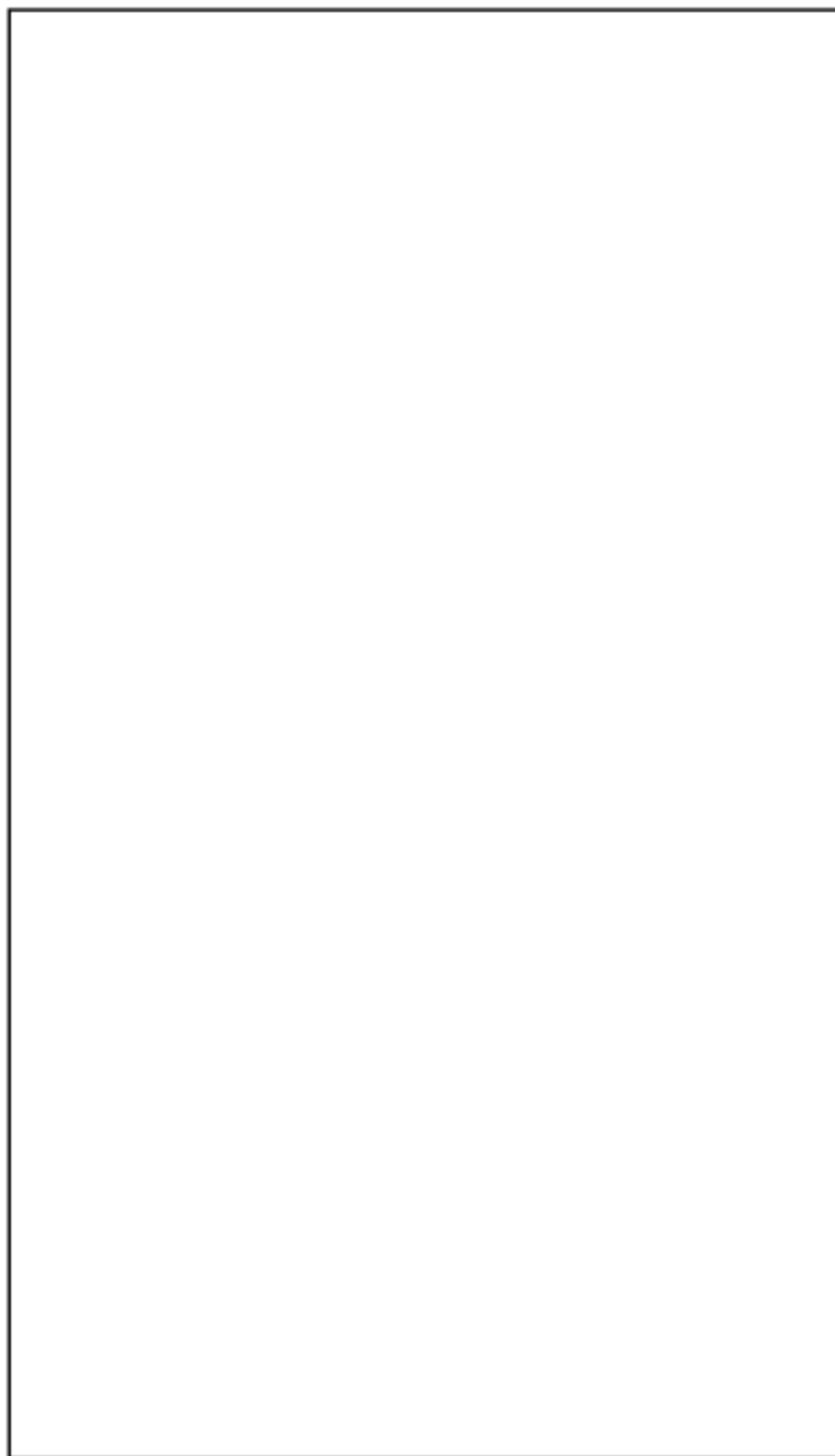


図 3-9 M-RE LAP5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [A,B ループ]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することではできません。

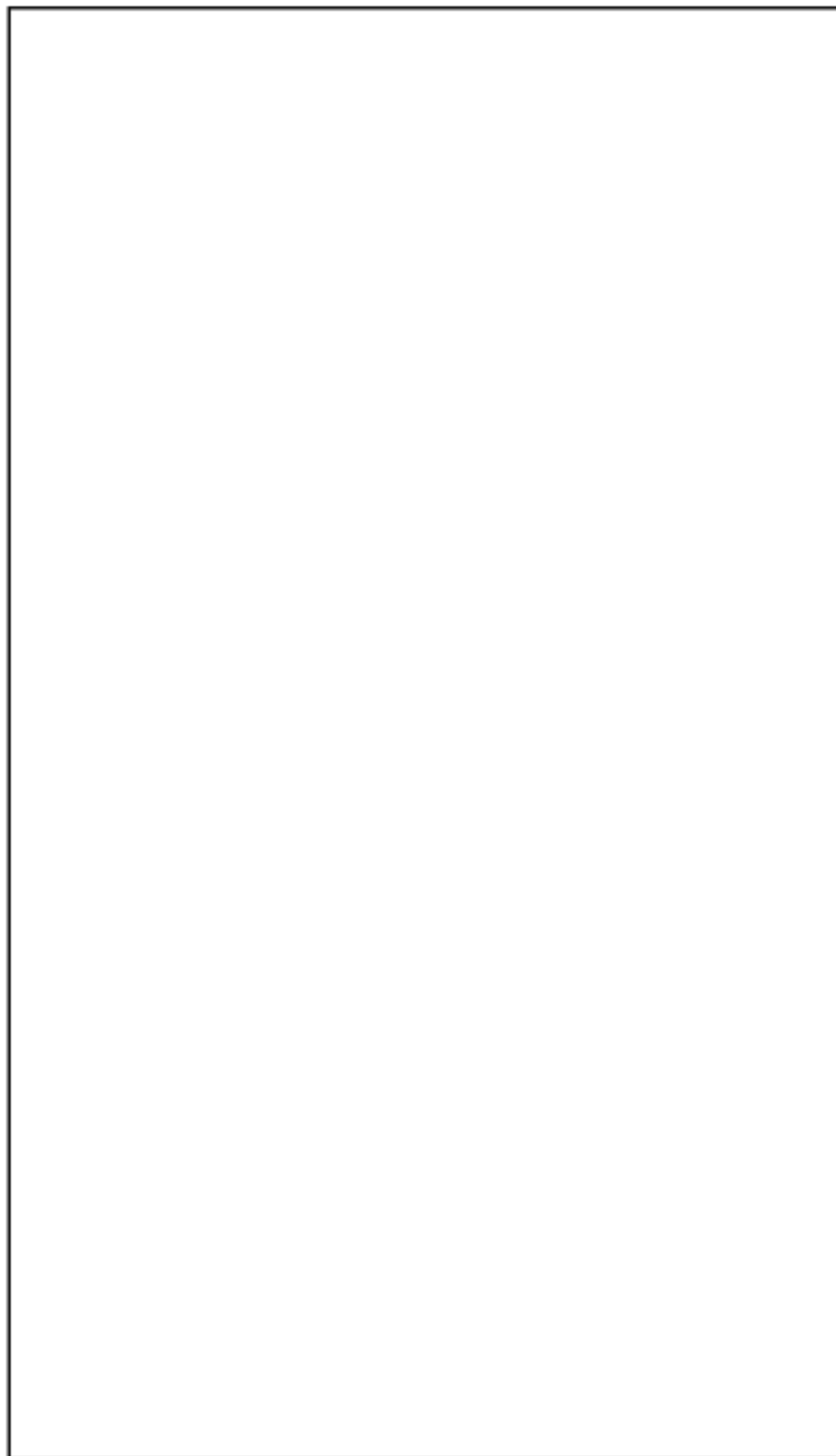


図 3-10 M-R E L A P 5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [C ループ]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

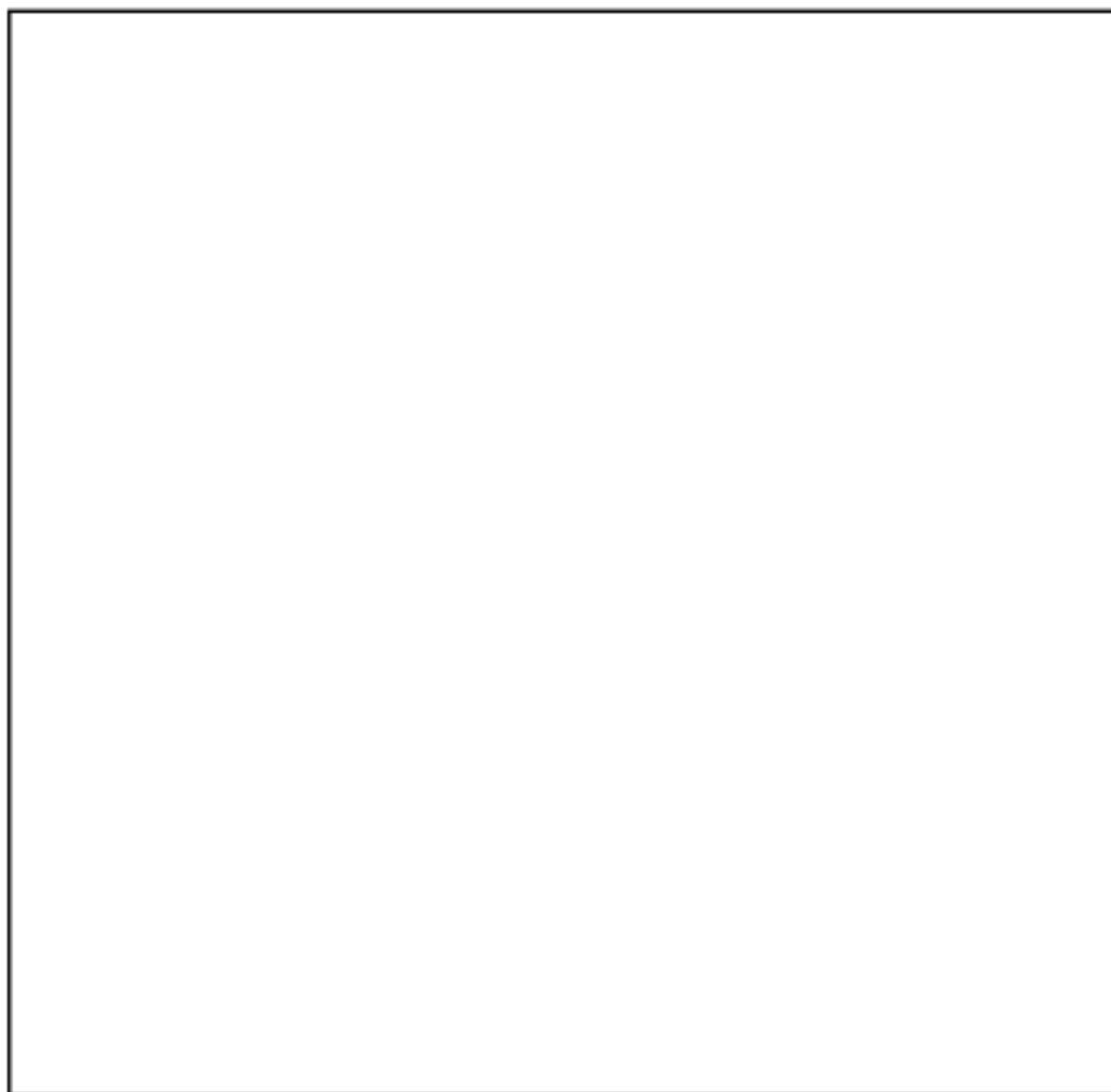


図 3-11 心ノード分割 (3ループプラントの例)

枠囲みの範囲は機密に係る事項です
ので公開することはできません。

3.5 入出力

M-RELAP5の主要な入出力を図 3-12に示す。M-RELAP5のインプットデータは以下のとおり構成される。M-RELAP5のインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事故収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を添付 1 に示す。

- ① 原子炉容器、1次冷却材配管、加圧器、1次冷却材ポンプ及び蒸気発生器の幾何形状
- ② 制御／保護系限界値
- ③ 初期条件（原子炉出力、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力）
- ④ 炉心仕様（幾何形状、圧力損失係数、崩壊熱）
- ⑤ 燃料仕様（燃料棒出力、初期状態、形状、物性）
- ⑥ 外乱条件（破断条件等）

上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

- ① 原子炉出力及び1次冷却材圧力の過渡応答
- ② 燃料被覆管温度
- ③ ジルコニウム-水反応量

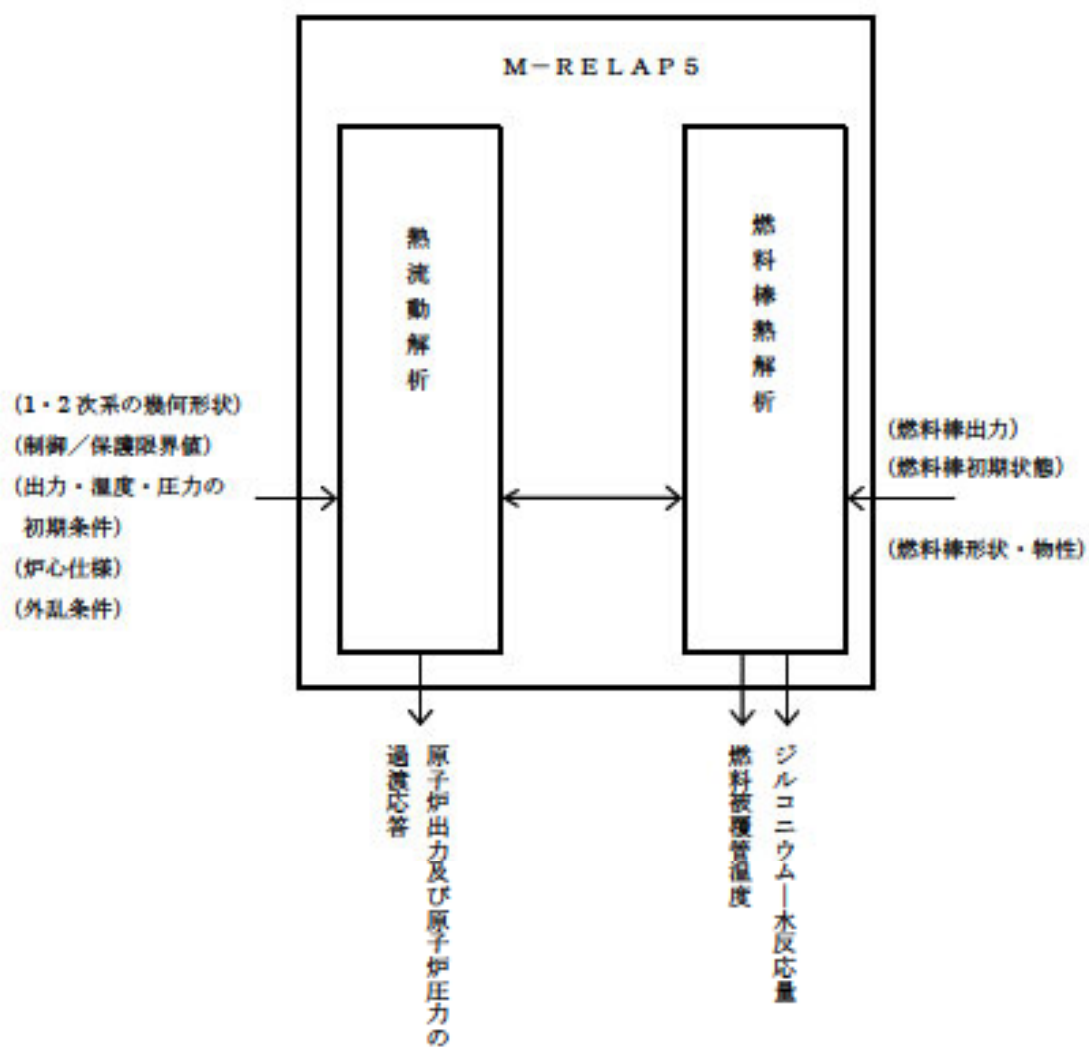


図 3-12 M-RELAP5の入出力

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

M-RELAP5の評価マトリックスを表4-1に示す。表4-1はM-RELAP5が評価する全事象を包絡するように、2章で重要現象に分類された物理現象を列挙している。各試験解析及び実機解析の内容について詳細を4.2以降に示すが、それらの要約を4.1.1から4.1.8に示す。総合効果試験として、重大事故を直接模擬したものは無いが、M-RELAP5が対象とする重大事故では、原子炉の全体的な挙動として、中小破断LOCA時の減圧挙動、運転員等操作による2次系強制冷却による1次系の減温減圧とそれに伴う自然循環やリフラックス、1次系の加圧時の挙動がある。これらを模擬した総合効果試験を対象とした試験解析を実施する。

崩壊熱は、解析では評価目的に応じた崩壊熱曲線を入力する。M-RELAP5が対象とする有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、3.3.2(2)に記載したとおり、アクチノイド崩壊熱はORIGEN-2コード、核分裂生成物崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチノイド崩壊熱は20%、核分裂生成物崩壊熱は $3\sigma_A$ を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度(MOX燃料はPu含有率等)や燃焼度が考慮されている。このように、崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動の考慮がなされた崩壊熱曲線を使用しているため、M-RELAP5における崩壊熱の妥当性評価は不要とした。

ECCS強制注入及び2次側給水は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量と最小流量を使い分ける。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、M-RELAP5においてはこれらに対する妥当性確認は不要とした。

蒸気発生器における冷却材放出(主蒸気逃がし弁、安全弁からの蒸気放出)は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力を入力とし、流量については設計流量を用いている。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、M-RELAP5においては蒸気発生器における冷却材放出に対する妥当性確認は不要とした。

沸騰・ポイド率変化、及び気液分離・対向流の2つの物理現象に関しては、有効性評価解析においては炉心が露出するシーケンスでの炉心水位を評価するうえで重要な物理現象として選定しており、炉心水位を確認することでその妥当性を確認できる。

1次系の気液分離・対向流の物理現象に関しては、有効性評価解析において、2次系強制冷却の運転員等操作において、リフラックス冷却として炉心冷却に寄与する物理現象であるため、2次系強制冷却の効果である1次冷却材圧力の低下でその妥当性を確認できる。

1次側・2次側の熱伝達の物理現象に関しては、有効性評価解析においては1次系が加圧するシーケンス、又は2次系強制冷却により1次系を減圧する事象において2次系の挙動による1次

系の温度及び圧力の上昇又は下降に寄与するため、1次系の温度及び圧力でその妥当性を確認できる。

燃料被覆管酸化については、3.3.2(3)に記載したとおり、反応量を過大に推定するように95%信頼区間の上限の酸化量をカバーするように導出した酸化反応速度式を採用している。そのため、M-RELAP5における燃料被覆管酸化の妥当性評価は不要とした。

1次系の圧力損失は自然循環流量を評価する上で重要な物理現象である。有効性評価解析においては、1次冷却材ポンプが定格回転時にループ内で熱設計流量が流れるように圧力損失を設定するため、実際よりも大きい圧力損失を設定する。自然循環流量が小さくなる設定となっており、M-RELAP5における1次系の圧力損失の妥当性評価は不要とした。

1次側の凝縮は2次系強制冷却時の1次側の凝縮量を評価する上で重要な物理現象である。2次系強制冷却の効果は1次側・2次側の熱伝達で確認できるため、1次側・2次側の熱伝達の妥当性確認で代用する。

4.1.1 ORNL/THTF 試験解析

ORNL/THTFの解析により、M-RELAP5が採用するEPRIのボイドモデルにより、炉心の二相水位への適用性を確認する。また、M-RELAP5が採用する膜沸騰熱伝達モデル(修正Dougall-Rohsenow、Bromley)の適用性を確認する。

4.1.2 Marviken 試験解析

LOCA時の破断流を模擬した試験解析を実施し、M-RELAP5の1次系からの冷却材放出への適用性を確認する。

4.1.3 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析

実機4ループを模擬した中破断LOCAの総合効果試験の試験解析を実施し、M-RELAP5の炉心の二相水位、ヒートアップ挙動、蓄圧タンクからの注水挙動への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.4 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析

実機4ループを模擬した小破断LOCA及びその後の2次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析を実施し、M-RELAP5の2次系強制冷却時の炉心二相水位、蓄圧タンクからの注水挙動、及び1次側・2次側の熱伝達への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.5 PKL/F1.1 試験解析

実機 4 ループを模擬した小破断 L O C A 後の 2 次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析により、M-R E L A P 5 の炉心の二相水位、E C C S の挙動、自然循環流量、リフラックス冷却挙動への適用性を確認する。

4.1.6 LOFT L6-1 試験解析

代表的な過熱、過圧事象である負荷の喪失を模擬した LOFT L6-1 試験解析により、1 次系の過熱、過圧時における加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

4.1.7 LOFT L9-3 試験解析

主給水流量喪失 + A T W S を模擬した LOFT L9-3 試験解析により、LOFT L6-1 試験解析と合わせて、加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

また、LOFT L9-3 試験解析では、蒸気発生器はドライアウトに至り熱除去能力が低下し、加圧器は満水に至り 1 次冷却材が液相として放出されるため、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出、及び蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトの妥当性、更にドライアウト時の 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性についても LOFT L9-3 試験解析により確認する。

4.1.8 実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜 2 号機）

実機（美浜 2 号機）での蒸気発生器伝熱管損傷の解析により、M-R E L A P 5 が 1 次系から 2 次系への冷却材放出へ適用できることを確認する。

表 4-1 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	ORNL/HTF 試験解析	Marneken 試験解析	ROSALSTP SB-CL-18 試験解析	ROSALSTP SB-CL-39 試験解析	PKL/FPL1 試験解析	LOFT L6-1 試験解析	LOFT L6-3 試験解析	実験での蒸気発生器 伝熱管損傷解析 (実機2号機)
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	図 4-8 図 4-9	—	図 4-29 図 4-30	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化*	ジルコニウム・水反応モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ポイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流 →炉心水位で確認	ポイドモデル 流動様式	図 4-6 図 4-7	—	図 4-20	図 4-34	図 4-45	—	—	—
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	—	—	—	—	図 4-44	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	—	図 4-16	—	—	—	—	—	図 4-69
	気液分離・対向流 →1次冷却材圧力の低下で確認	流動様式	—	—	—	図 4-33	図 4-46	—	—	—
	沸騰・凝縮・ポイド率変化 →1次系の温度及び圧力で確認	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	—	—	—
	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	—	—	—	—	図 4-48 図 4-51	—	—	—
	ECCS蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	—	—	図 4-27 図 4-28	図 4-35 図 4-36	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	—	—	—	—	—	図 4-56 図 4-57	図 4-60 図 4-61	—
	加圧器水位変化	2流体モデル	—	—	—	—	—	図 4-57	図 4-61	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	—	—	図 4-32	図 4-39	—	—	図 4-62	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達 →1次系の温度及び圧力で確認	壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	図 4-55 図 4-56	図 4-59 図 4-60	—
	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	—	—	—	—	—	—	図 4-63	—
	2次側給水（主給水・補助給水）*	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	—	—	—	—

*4.1に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

4.2 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析

(1) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験概要

ORNL/THTF 試験装置¹³⁾の外観を図 4-1に示す。管群部は8×8の配列で、燃料棒を模擬した模擬燃料棒 60 本、制御棒等を模擬した非発熱棒 4 本で構成される。ここでは、表 4-2に整理される Test3.09.10 シリーズを選択する。同シリーズはレベルスウェル試験として実施されておりボイド率分布が計測されている。Test3.09.10J~N 試験では、発熱管 (Fuel Rod Simulators, FRS) 及び蒸気温度も計測されており炉心露出試験として位置付けられている。

表 4-3に示すとおり、ORNL/THTF 試験装置の管群はロッド径、ピッチ共に17×17のPWR燃料と同じであり、発熱長は実機PWRと同じであるため、形状は実機燃料集合体 1 体の 1/4を模擬した体系となっている。また、圧力、流量、及び線出力の範囲については、線出力条件は実機PWRのトリップ後約 10 秒から 10,000 秒程度の崩壊熱を模擬している。また、圧力条件は実機条件全体は模擬していないが、炉心水位が低下し、炉心がヒートアップする圧力範囲を模擬している。

(2) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-2に示す。試験の測定高さとのードを合わせるために、実機のノーディングより細かい。しかし、実機ノーディングも十分に細かいため、本ノーディングで得られた結論は実機ノーディングにも適用できる。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 炉心入口に流量境界条件、出口に圧力境界条件を設定する
- ・ 炉心出力は時間変化は無く、定常的な解析とする
- ・ 熱損失を模擬する

(3) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析結果

Test3.09.10J を例に、定常状態での軸方向ボイド率分布、FRS 温度分布、熱伝達係数分布を図 4-3から図 4-5に示す。ボイド率については試験結果と同等の解析結果が得られている。これは、M-RELAP5は、炉心ボイド率分布に大きく影響する管群体系の相関摩擦に、広範なデータベースに基づく予測精度の高い EPRI の式によるモデルを採用しているためである。

(4) 炉心水位の不確かさ

コラプスト水位、二相水位の試験結果、M-RELAP5の計算結果の比較図を図 4-6及び図 4-7に示す。横軸が試験結果であり、縦軸がM-RELAP5の計算結果である。いずれの試験ケースについても試験とコード計算の水位は同等である。なお、AA、CC、EEの3ケースについては、発熱部上端まで低ボイド率であり、二相水位は満水である。炉心水位の不確かさは0~0.3mである。

ただし、表 4-2に示すとおり ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析においては大気圧程度の低圧条件での妥当性確認を実施していない。大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさについては、低圧条件における炉心水位について試験を実施した英国 Winfrith の THETIS 装置でのロッドバンドル試験の結果と、M-RELAP5 で用いられている EPRI の式によるモデルを用いて得られた計算値との比較から、炉心水位の不確かさについては±10%という結果が得られており⁴⁾、炉心高さが約 4m であることから大気圧条件程度のより低圧条件における炉心水位の不確かさは最大でも±0.4m 程度となる。(添付 2 参照)。

(5) 燃料表面熱伝達の不確かさ

図 4-5に示されるとおり、熱伝達係数は試験結果より低い。その結果、図 4-4に示されるとおり、FRS 温度は露出部の上方では試験結果より高い結果が得られた。これは、M-RELAP5 が膜沸騰熱伝達について Bromley 及び修正 Dougall-Rohsenow モデルを採用していることにより炉心露出部の熱伝達モデルを小さく計算し、温度分布を高く計算するためである。

FRS 温度の比較を図 4-8に示す。Test3.09.10J 試験と同様、熱伝達が低いことにより、M-RELAP5 は FRS 温度を高めにより予測する傾向である。ただし、温度の低い点(発熱バンドルの低い位置)については、高い位置と比較すると、相対的にその差異は小さい。本試験では発熱バンドルを格納するシュラウドから外部への熱損失が大きく、温度の高い上部からの熱損失の方が大きく、下部からの熱損失は小さい。しかし、M-RELAP5 による解析では、軸方向に一律に熱が系外に損失すると仮定しており、結果として発熱バンドルの低い位置での熱損失を大きく見積り、高い位置と比較すると相対的に温度を低く予測する傾向となっている。しかし、全体として、M-RELAP5 は FRS 温度を十分に高く予測しており、熱伝達モデルは燃料被覆管温度を高く評価すると判断できる。

熱伝達係数の比較を図 4-9に示す。図 4-9に示されるとおり、熱伝達係数の不確かさは 0%～-40%である。

J、K、N の試験は蒸気温度が高くなる試験である。蒸気温度が高いため、試験では蒸気単相領域での熱損失が大きく、蒸気温度が低下しやすい。そのため、上部の熱伝達係数が相対的に大きくなる。一方、M-RELAP5 による解析では熱損失は高さ方向に均一であるため、上部での熱伝達係数は相対的に小さくなり、図 4-9プロットでは横遣いの傾向となる。それらに対し、M の試験での蒸気温度は比較的低いいため、熱損失の影響は他の試験より小さい。そのため、M は他の試験と異なる傾向となる。

有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心露出が発生するのは ECCS 注水機能喪失のみであり、このシーケンスでのみ、この試験で見られた不確かさの影響が見られる。

表 4-2 ORNL/THTF 試験条件

試験	圧力	質量流束	流入水温度 (サブクール度)		線出力	熱損失割合
	(MPa)	(kg/s·m ²)	(K)		(kW/m)	
J	4.20	12.93	480.3	(46.1)	1.07	0.052
K	4.01	2.22	466.5	(57.2)	0.32	0.176
M	6.96	13.38	474.4	(84.2)	1.02	0.042
N	7.08	4.33	473.1	(86.7)	0.47	0.162
AA	4.04	21.15	450.9	(73.2)	1.27	0.020
BB	3.86	9.44	458.2	(63.2)	0.64	0.034
CC	3.59	7.22	467.6	(49.6)	0.33	0.035
DD	8.09	19.82	453.4	(115.5)	1.29	0.030
EE	7.71	11.00	455.9	(109.7)	0.64	0.039
FF	7.53	4.83	451.4	(112.6)	0.32	0.092

表 4-3 ORNL/THTF と実機条件の比較

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

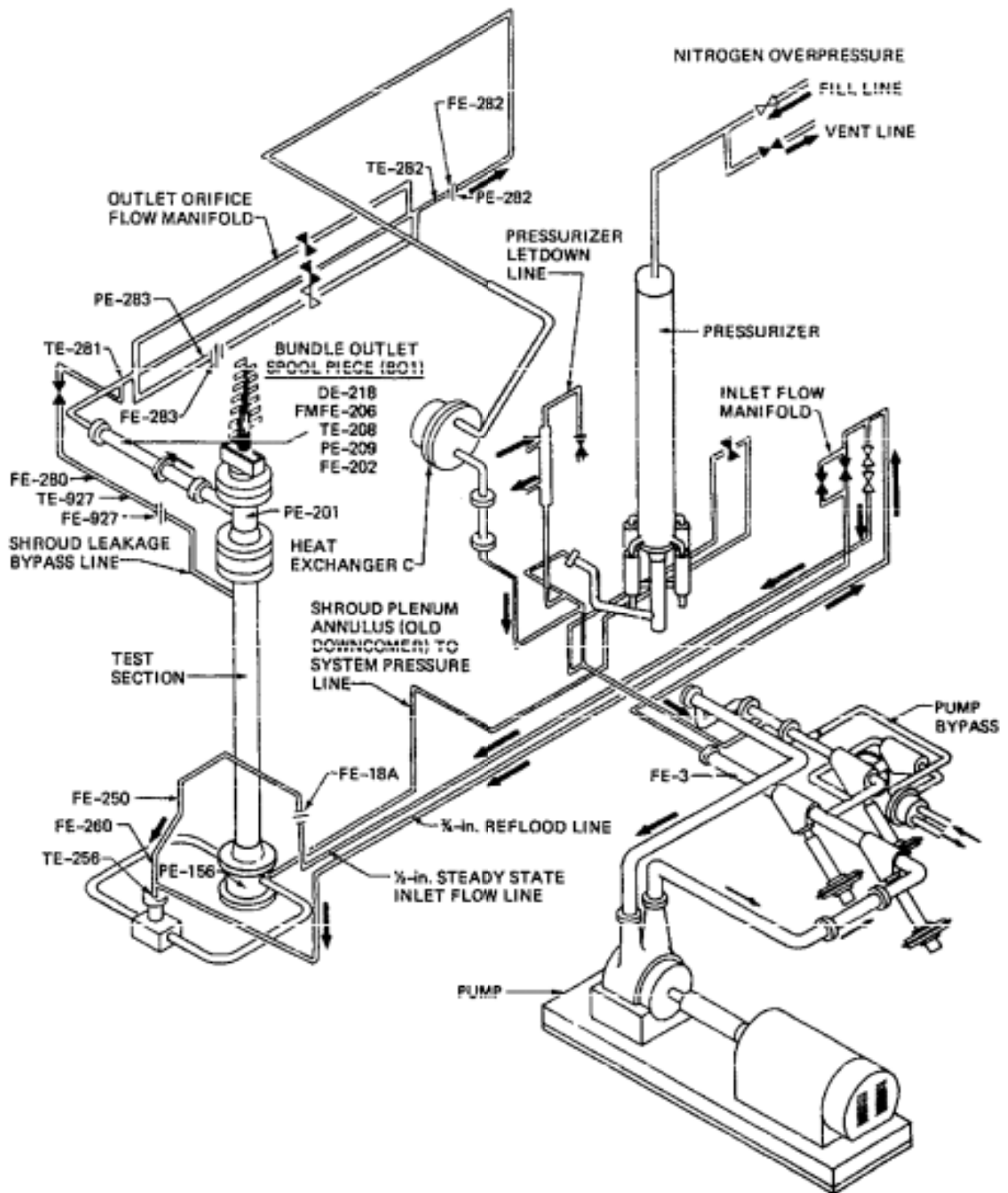


图 4-1 ORNL/THTF 試驗裝置

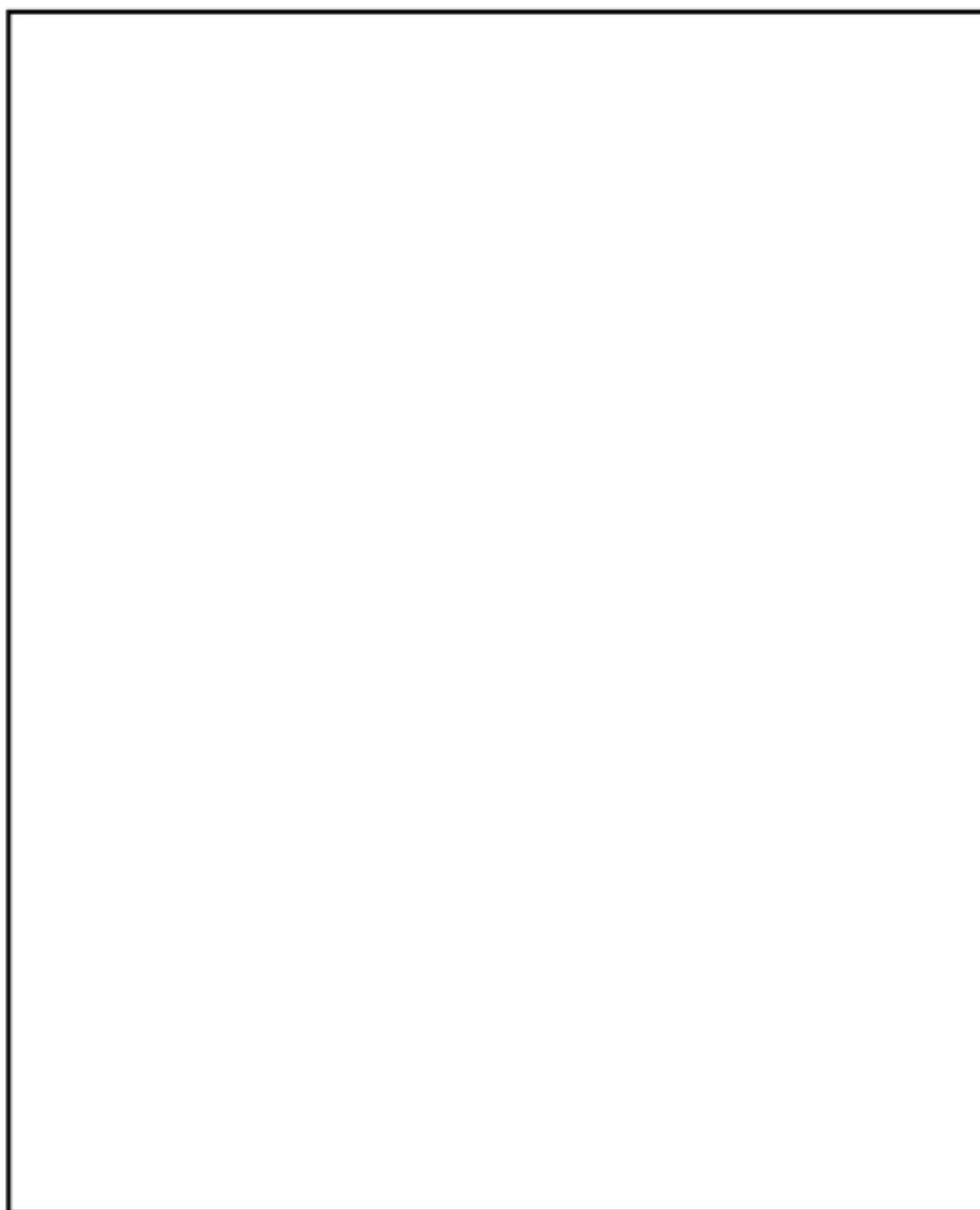


図 4-2 ORNL/THTF 試験解析のノーディング図

枠囲みの範囲は機密に係る事項です
ので公開することはできません。

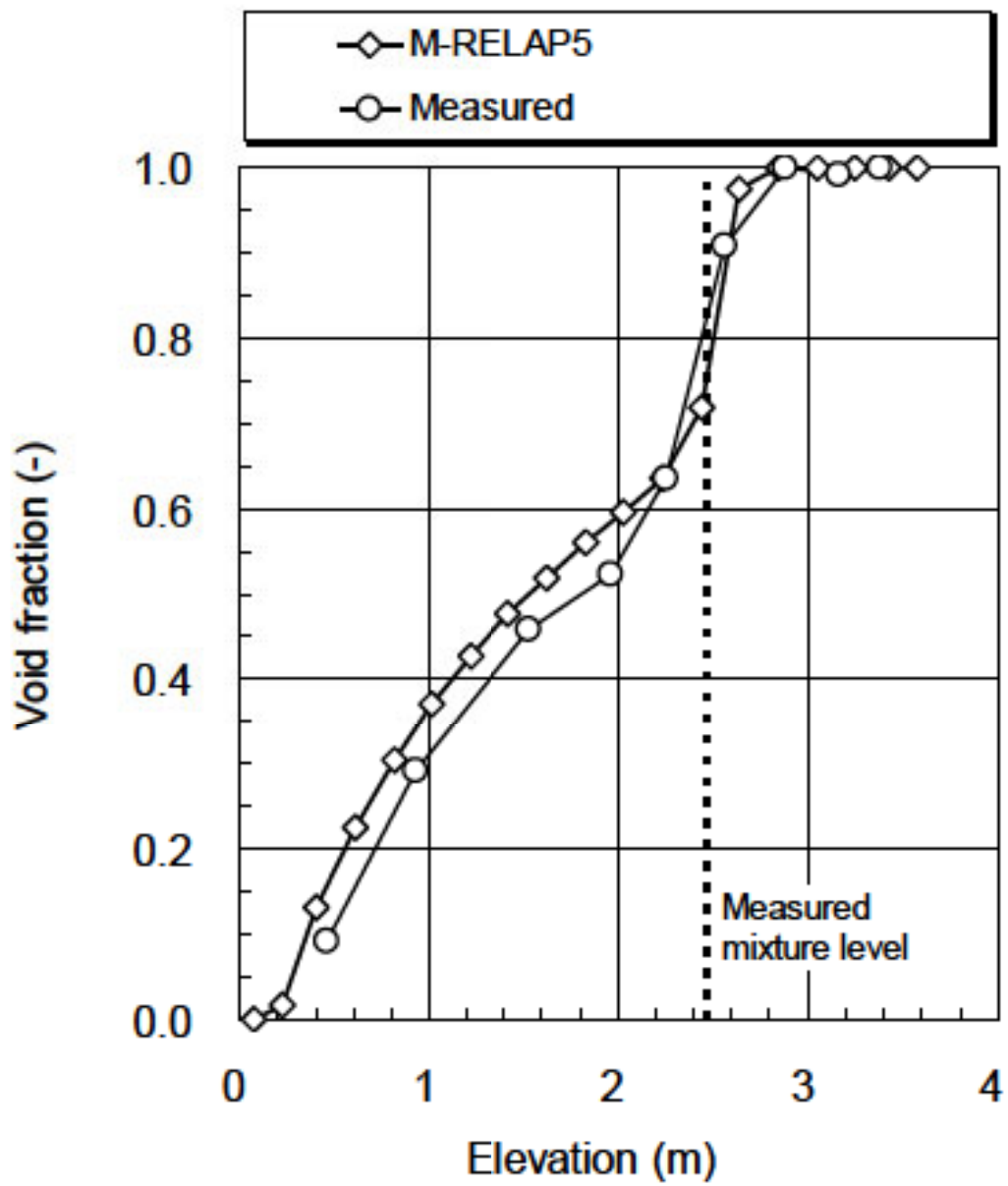


図 4-3 ボイド率比較図 (Test 3.09.10J)

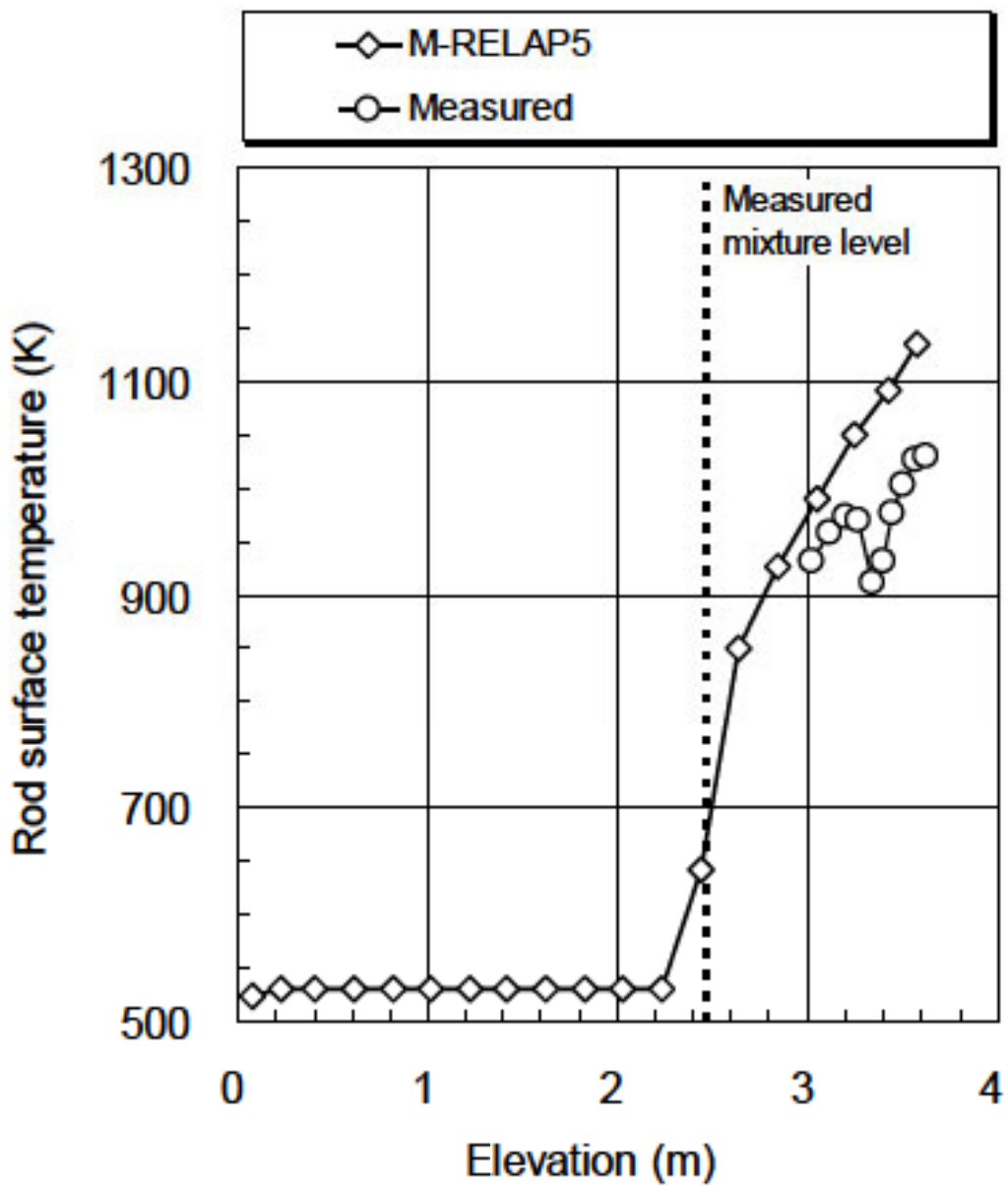


図 4-4 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較図 (Test 3.09.10J)

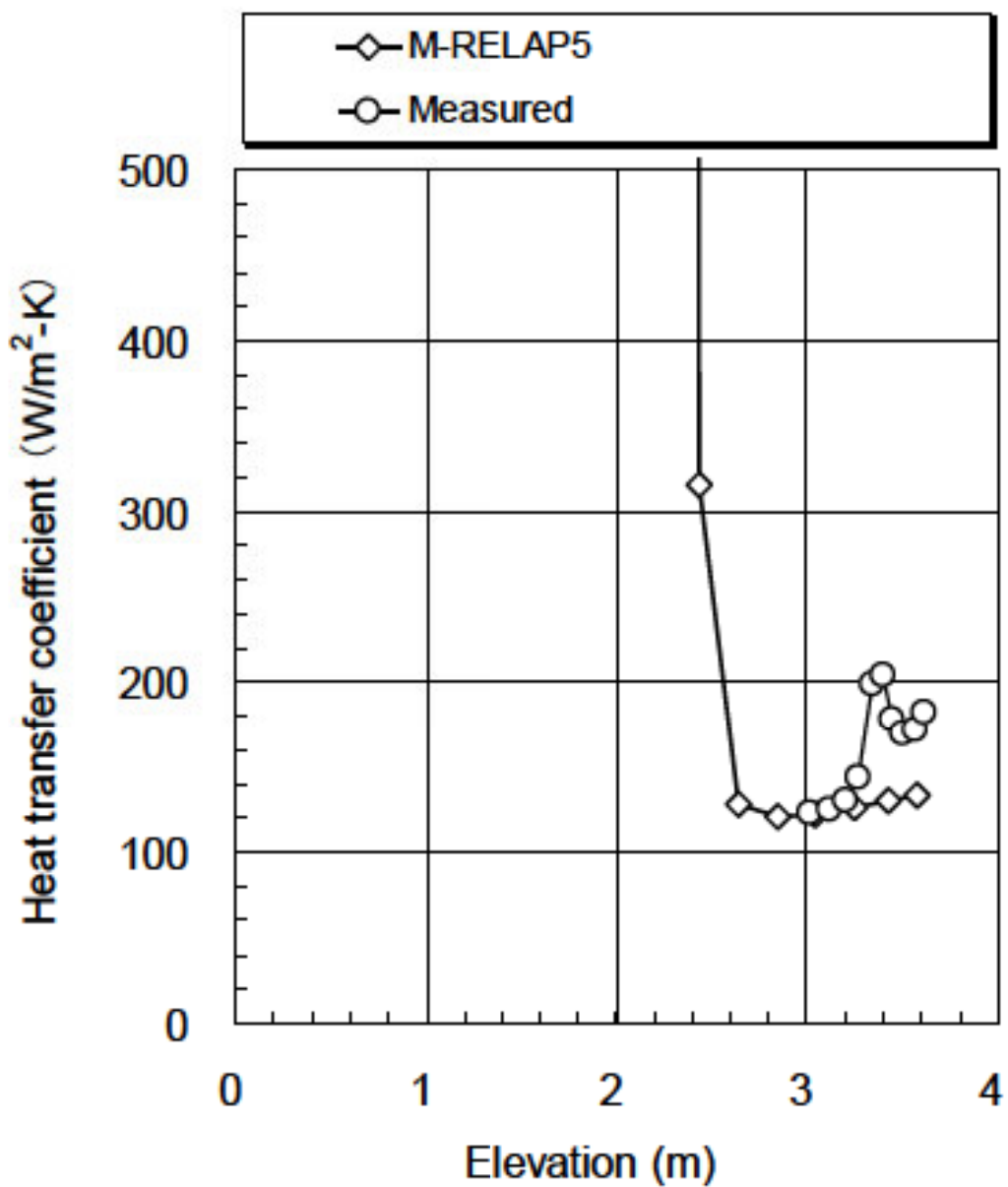


图 4-5 熱伝達係数比較図 (Test 3.09.10J)

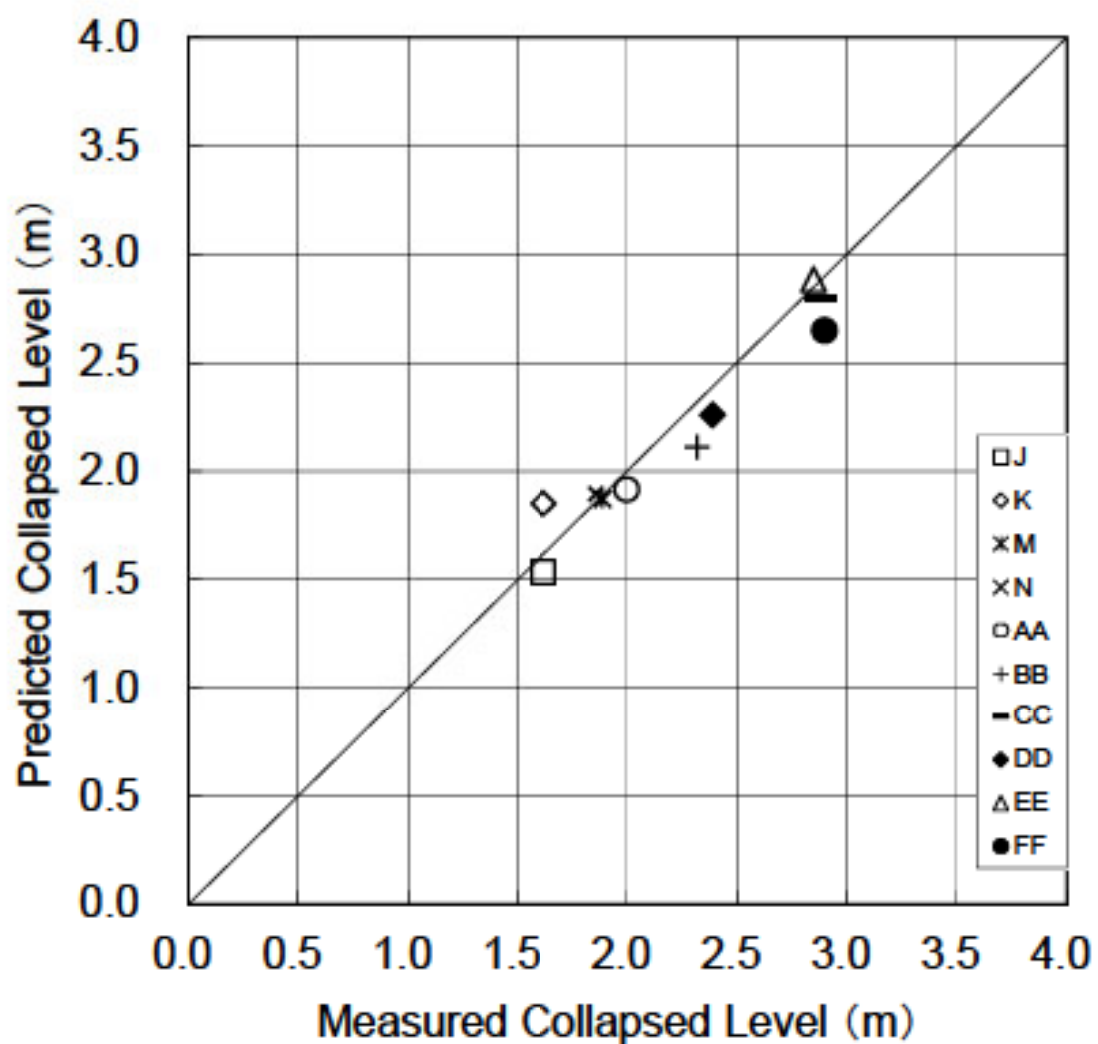


図 4-6 コラプスト水位比較

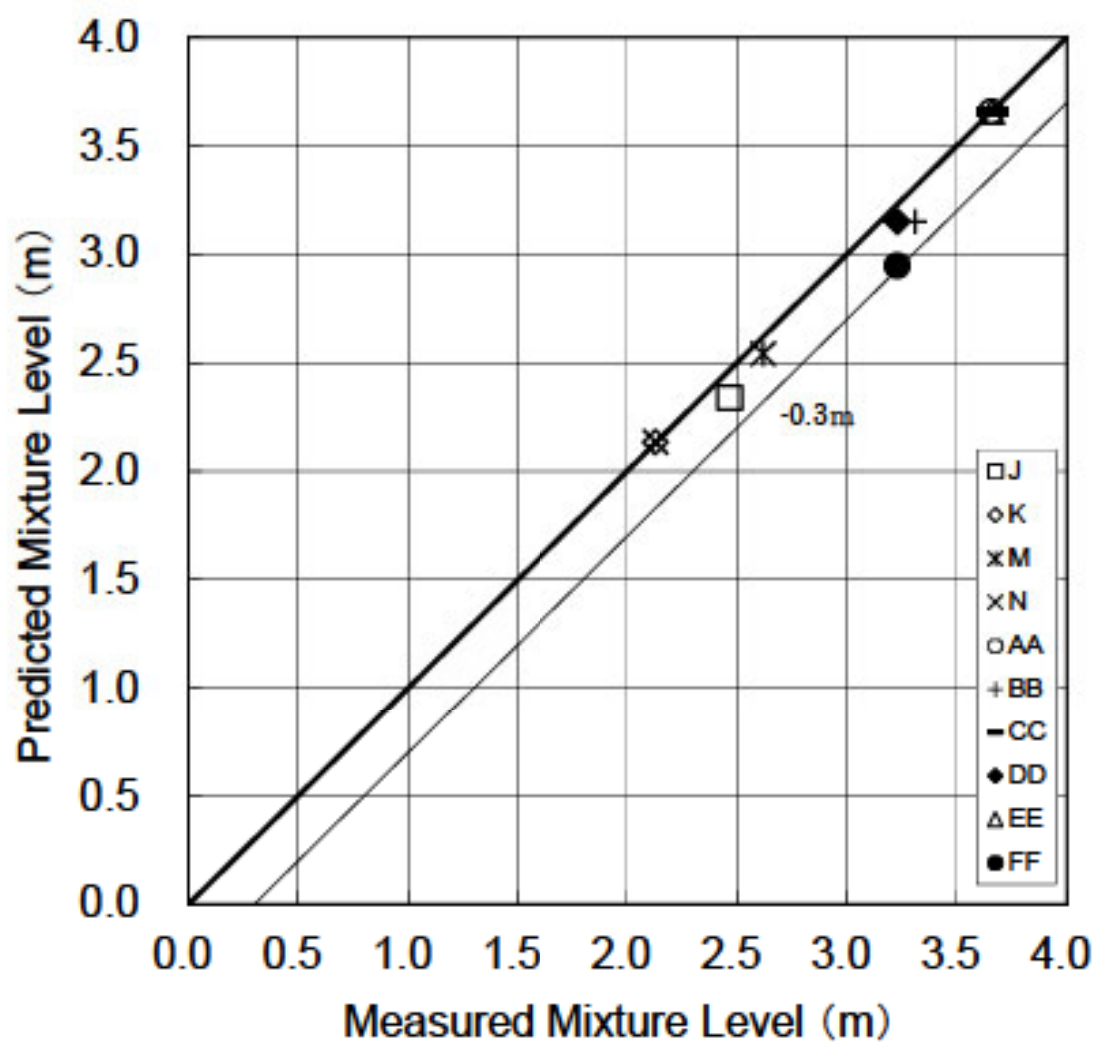


圖 4-7 二相水位比較

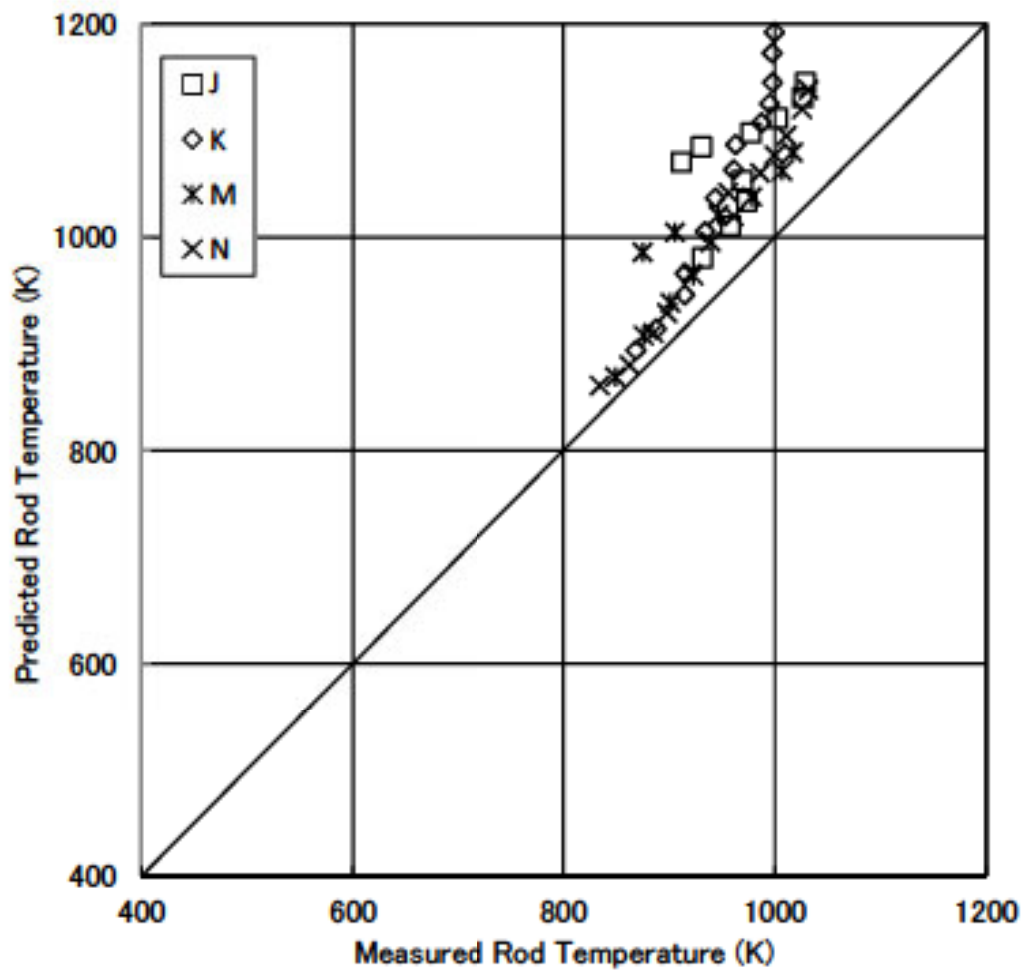


図 4-8 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較

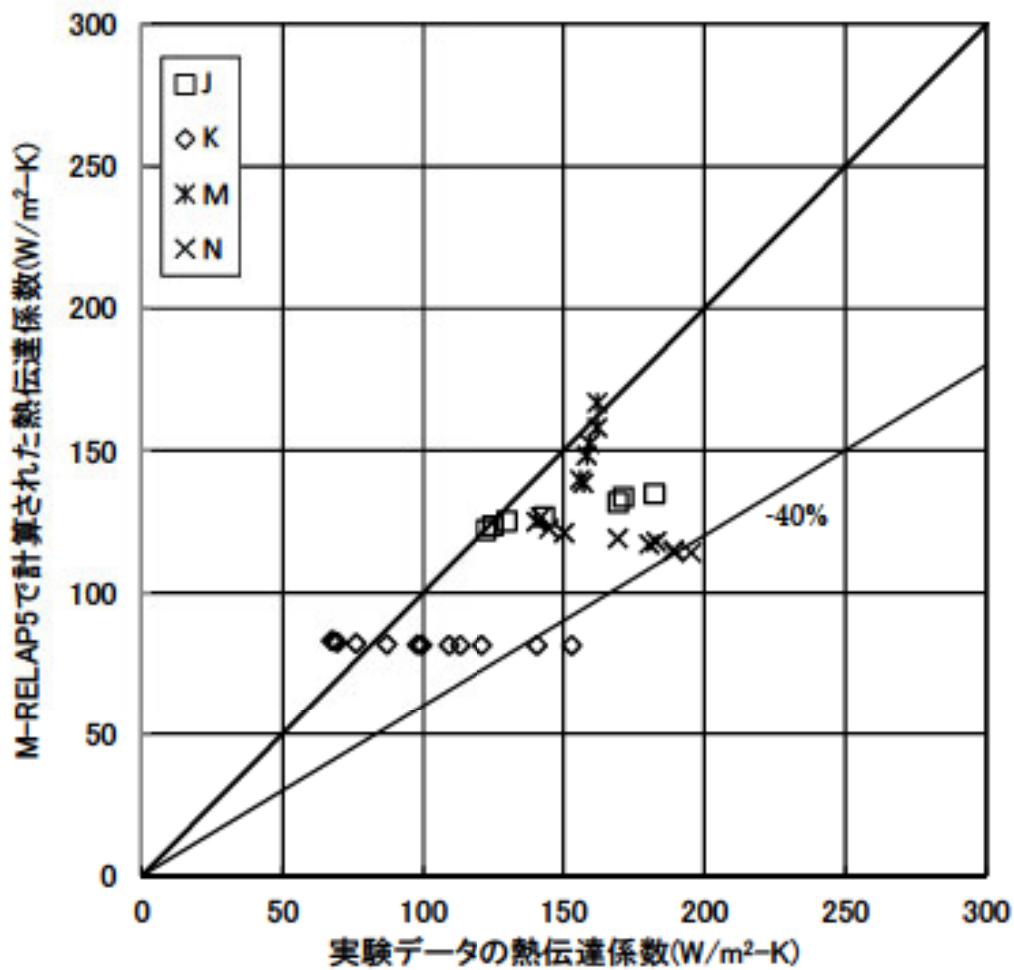


図 4-9 熱伝達係数比較

4.3 Marviken 臨界流試験解析

(1) Marviken 臨界流試験概要

Marviken 試験装置^{[33][34]}は、元はスウェーデンの沸騰水型重水炉として建設された発電プラントの圧力容器を改造することにより作製した試験装置である。臨界流試験の他にも原子炉格納容器応答試験、エアロゾル輸送試験などが実施されている。

臨界流試験における Marviken 試験装置の概観を図 4-10に示す。試験装置は圧力容器、放出管、テストノズル及びラプチャディスク装置から構成される。テストによってテストノズルのサイズ（長さ、径）を変更している。

圧力容器の底部には放出管が接続されている。放出管の詳細図を図 4-11に示す。放出管は、流線型の入口部、圧力容器底部に溶接された接続部、2つのパイプ部、2つの計装リング、ボール弁から構成される。2つの計装リングにはともにピトー静圧管が設置されている。ボール弁は試験を終了するとき使用される。

試験は、蒸気ドーム圧力は全試験で約 5MPa、圧力容器底部（放出管入口）のサブクール度は 2℃から 50℃の範囲内で行われる。また、試験によってノズルのサイズを変更する。試験条件、ノズルサイズを表 4-4に示す。

試験は、2枚のラプチャディスクの間を加圧することで下方のディスクを破損させ、それにより上方のディスクが破損することで開始する。圧力容器内の水が流出して、数十秒後に水位が放出管入口程度まで低下すると放出管のボール弁を閉じて試験を終了する。

(2) 解析ケースの選定

本解析では Marviken 臨界流試験の中から、テストノズルの内径、L/D 及び放出管入口でのサブクール度をパラメータに表 4-4に示される試験のうち、Test9、Test11、Test12、Test16、Test17、Test19、Test20、Test22、Test23、Test25、Test26、Test27 の 12 ケースを妥当性確認のデータベースとして選択した。Test13、14 はノズルの出口形状がテーパ状に広がっており、実機の破断にそぐわないため、対象外とした。Test15 は Test16 とほぼ同等の条件のため、対象外とした。Test18 は Test17 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test21 は Test27 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test24 については後述の検討により対象外とした。なお、表 4-4 に記載のないケースについて、Test1~8 はボイド率を測定された差圧から算出しており測定誤差が大きく、境界条件のボイド率の設定に難があるため対象外とした。Test10 は OECD のデータベースに試験データが無いため、対象外とした。

(3) 試験条件と実機 PWR の比較

実機 PWR 条件と Marviken の試験条件の比較を表 4-5に示す。破断口径は実機条件と Marviken の試験範囲で違いがあるが、破断流モデルの質量流束は破断面積に依存しないため、この条件で実機条件をカバーできる。

L/D の範囲は 0.3~3.7 と広範囲である。インターフェイスシステム LOCA では、RHR 配管の枝管に付随する弁等の破断を想定するため、L/D は試験条件に対し、十分大きい。L/D が約 3 で流れは十分発達するため、本試験での L/D 条件はインターフェイスシステム LOCA に適用できる。2 次冷却系からの除熱機能喪失についても、加圧器逃がし弁、安全弁からの流出が期待されるが、L/D は十分大きく、本試験検証での L/D 条件は適用できる。全交流動力電源喪失では RCP シール LOCA を想定するが、シール LOCA での漏えい量については、シールの構造を考慮し漏えい量評価を実施し決定しているため、L/D の影響は受けない。ECCS 注水機能喪失については、8 インチ程度までの小破断 LOCA を想定するが、配管厚さは約 3 インチであり、L/D は 0.3 以上である。ただし、有効性評価解析の模擬では枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、L/D の影響を受けない。ECCS 注水機能喪失では、破断の形状としては、主配管に発生する亀裂、主配管に接続する枝管の破断の 2 種類が考えられる。主配管に発生する亀裂の場合は、上述の理由により、L/D の影響を受けない。枝管破断の場合、破断の L/D は十分大きく、本試験での L/D 条件は適用できる。解析上の模擬は枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、主配管に発生する亀裂の模擬に近い。しかし、ECCS 注水機能喪失の評価においては、破断面積のスペクトル解析を実施し破断面積あるいは流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察しているため、破断形状の不確かさもそのスペクトル解析に包絡される。

圧力については、運転圧力である 15.5MPa の高圧条件は無い。しかし、「ECCS 注水機能喪失」では、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの影響を包絡している。「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、不確かさの影響は無い。「インターフェイスシステム LOCA」については、各プラントの実力評価と比較し、設定した破断面積では破断流量が大きくなることを確認しており、漏えい量を大きくする設定としている。また、2 次冷却系からの除熱機能喪失については、加圧器逃がし弁流量は設計値流量となるように入力において調整しているため、不確かさの影響は無い。そのため、破断流量の妥当性確認については、最大値で 5MPa の条件で十分である。また、停止中原子炉の大気圧条件は無いが、これらのシーケンスでは破断流はほぼ差圧流であるため不確かさは小さい。サブクール度についてはほぼ実機条件を網羅している。

(4) Marviken 臨界流試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-12 に示す。ノズルについて、ノードの L/D が実機の低温側配管のノードの L/D と合致するように分割している。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 放出配管の測定部を入口境界として、温度、圧力、及びボイド率境界条件を与える
- ・ テストノズルの出口部に圧力境界条件として、大気圧を設定する

(5) Marviken 臨界流試験解析の解析結果

Test11 と 21 について、試験データの破断流とM-RELAP5による破断流量の比較を図 4-13と図 4-14に示す。Test11 については約 15 秒以降、Test21 については約 25 秒以降が二相臨界流となり、試験値より概ね多めの臨界流量となる傾向である。

Test24 について、試験データの破断流とM-RELAP5による破断流量の比較を図 4-15に示す。Test24 は Test11 及び 21 と違い、サブクール領域で臨界流量を過小評価している。Test24 の L/D は 0.3 と小さく、試験では熱的非平衡の影響が残った状態で相変化が十分ではなく、流量の高い状態で放出される可能性が高い。しかし、3.3.1(6)に記載しているとおり、M-RELAP5で採用している臨界流モデルは流量の L/D への依存を考慮していないため、L/D が小さい体系での高流量をM-RELAP5は過小評価する。有効性評価解析では、破断口の L/D の大小にかかわらず、枝管ノードを設定せずに主流配管に直接破断ジャンクションを設定する。したがって、非平衡の影響による上記の過小評価が計算上再現されないモデル化とし、有効性評価での取扱いを下記のようにしているため、Test24 の不確かさを評価に考慮しない。

有効性評価解析の取扱いでは、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAでは、枝管の形状圧力損失、摩擦圧力損失が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することとなるが、評価指標である漏えい量を多く評価することとなる。「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPのシールLOCA又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、破断口の取扱いの影響は無い。「ECCS注水機能喪失」では、L/D が小さい破断形状となる場合があり、臨界流モデルの過小評価が現れてくる可能性がある。しかし、そのような不確かさを包絡するため、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

(6) 1次系からの冷却材放出の不確かさ

12 ケースすべてについて、試験値の質量流束を横軸に、M-RELAP5の質量流束の予測値を縦軸にプロットしたものを図 4-16に示す。図 4-13と図 4-14から分かるとおり、Marvikenの試験条件範囲では、サブクール臨界流から二相臨界流への切り替えが約 25,000~30,000kg/m²s で起こる。そのことは、図 4-16で約 25,000~30,000kg/m²s で相関の傾向が切り替わっていることから確認できる。図 4-16の中の 30,000kg/m²s 以上の領域ではサブクール臨界流であるため、サブクール臨界流の不確かさは±10%程度である。30,000kg/m²s 以下の領域をすべて二相臨界流領域とした場合、二相臨界流の不確かさは-10%~+50%程度である。

破断流量の不確かさは、トリップ信号及び非常用炉心冷却設備作動信号のタイミング、1次系の冷却材の減少速度、1次系の減圧速度に影響する。1次系の減圧速度が変わることにより、蓄圧タンクからの注水のタイミング、使用可能であれば低圧注入系からの注水のタイミングにも影

響する。1次系の低温側及び高温側の温度の飽和圧力はトリップ信号及び非常用炉心冷却設備作動信号の設定圧より低いため、実機においてはサブクール臨界流の期間に信号が発信される。サブクール臨界流の不確かさは大きくないため、信号発信の不確かさは大きくない。

破断流が大きくなると、1次系の冷却材の減少が大きくなり、炉心露出が早くなり、燃料被覆管温度の上昇が大きくなる影響がある。一方で、1次系の減圧も早くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注水を早め、燃料被覆管温度上昇を抑える影響がある。

逆に破断流が小さくなると、1次系の冷却材の減少が小さくなり、炉心露出が遅くなり、燃料被覆管温度の上昇が小さくなる影響があるが、1次系の減圧も遅くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注水が遅れ、燃料被覆管温度上昇が継続する影響がある。

実機プラント解析では破断サイズについてスペクトル解析を実施し、破断サイズの不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

以上より、M-R E L A P 5は有効性評価解析における1次冷却材の系外への流出に関して妥当に評価できるものと考えられる。

表 4-4 Marviken 試験条件一覧

試験番号	ノズル径 (mm)	ノズル長さ (mm)	L/D (ノズル長さと径の比)	初期温度 (°C)	初期サブクール度 (°C)	初期圧力 (MPa)
9	509	1,589	3.1	243	2	5.02
11	509	1,589	3.1	202	35	4.97
12	300	895	3.0	215	33	5
13	200	590	3.0	170	31	5.09
14	200	590	3.0	170	3	4.97
15	500	1,809	3.6	177	31	5.04
16	500	1,809	3.6	180	33	5
17	300	1,116	3.7	174	31	4.94
18	300	1,116	3.7	174	32	5.02
19	300	1,116	3.7	167	4	5.06
20	500	730	1.5	187	7	4.99
21	500	730	1.5	184	33	4.94
22	500	730	1.5	168	52	4.93
23	500	166	0.3	19	3	4.96
24	500	166	0.3	27	33	4.96
25	300	511	1.7	189	6	4.92
26	300	511	1.7	135	34	4.91
27	500	730	1.5	167	33	4.91

表 4-5 Marviken と実機条件の比較

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

Hole cuttings:

- 1 Floor beneath vessel
- 2 Drywell floor
- 3 Transport channel floor
- 4 Transport channel wall
- 5 Front wall
- 6 Cable passages

NOTE: See Fig 2:4 for Section A-A.

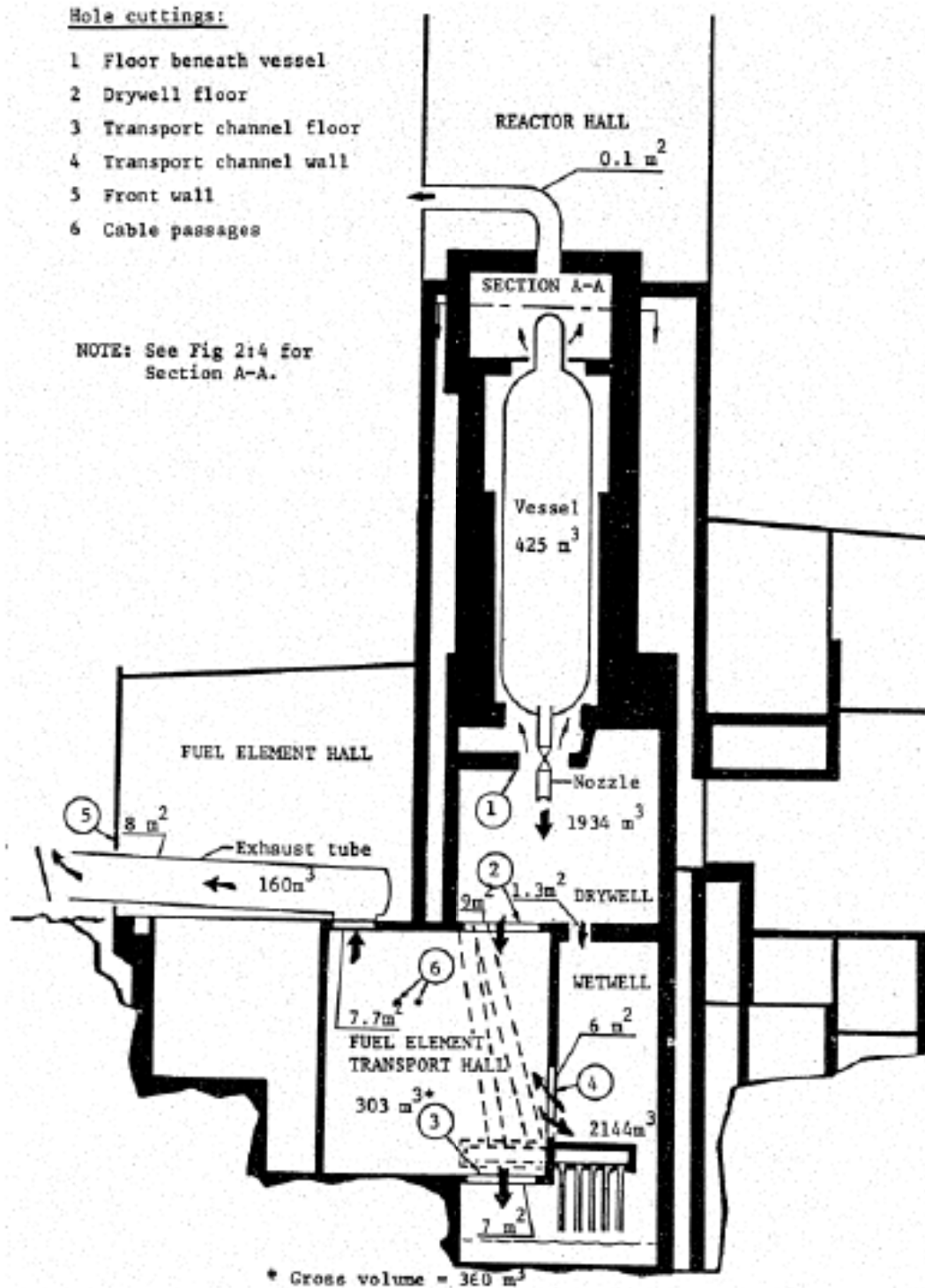


Fig 2:1 Outline diagram of the facility, including flow paths during the CFT

图 4-10 Marviken 臨界流試驗裝置概觀

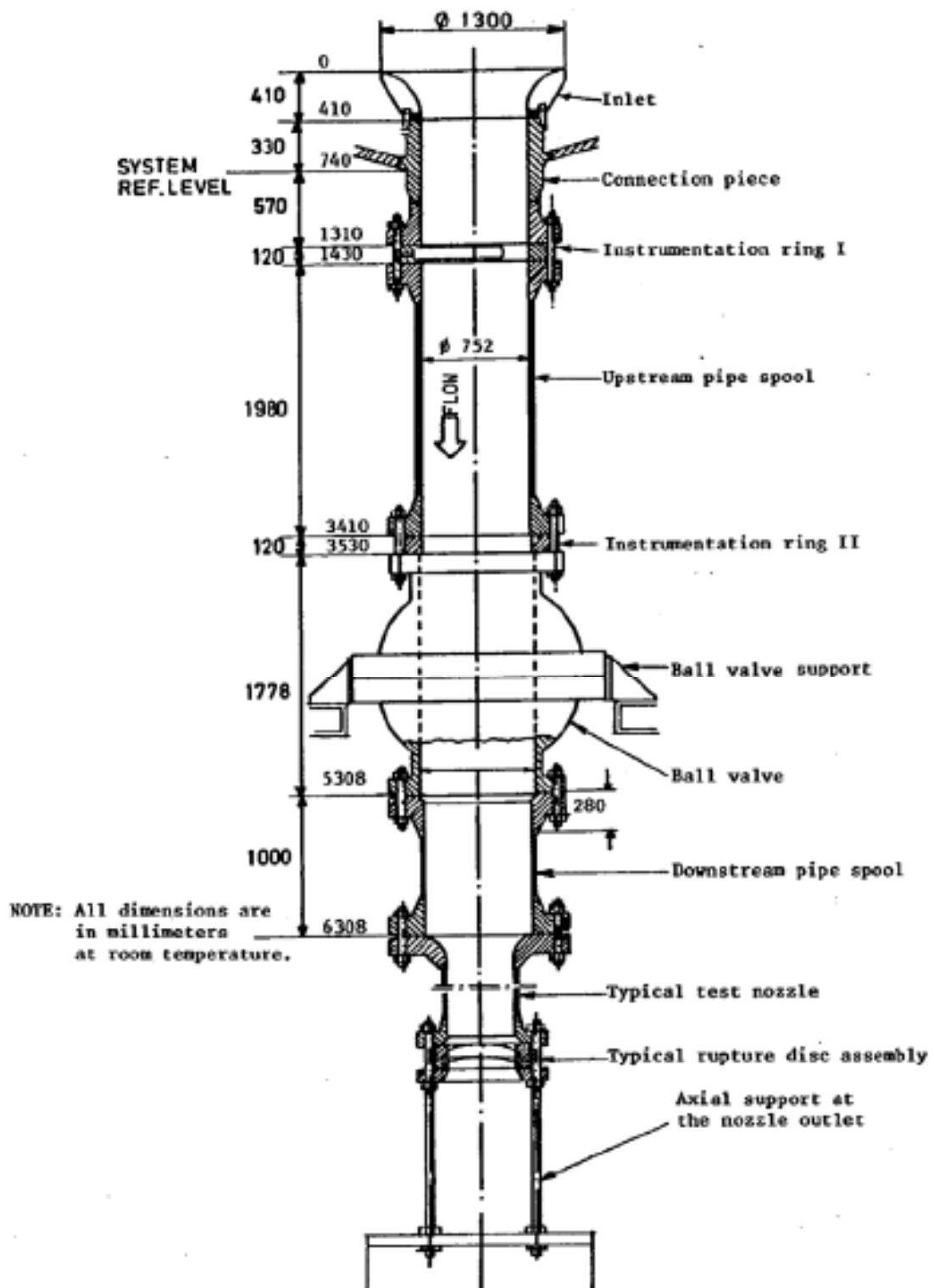


图 4-11 Marviken 放出管詳細図



図 4-12 Marviken 試験解析のノーディング図

枠囲みの範囲は機密に係る事項です
ので公開することはできません。

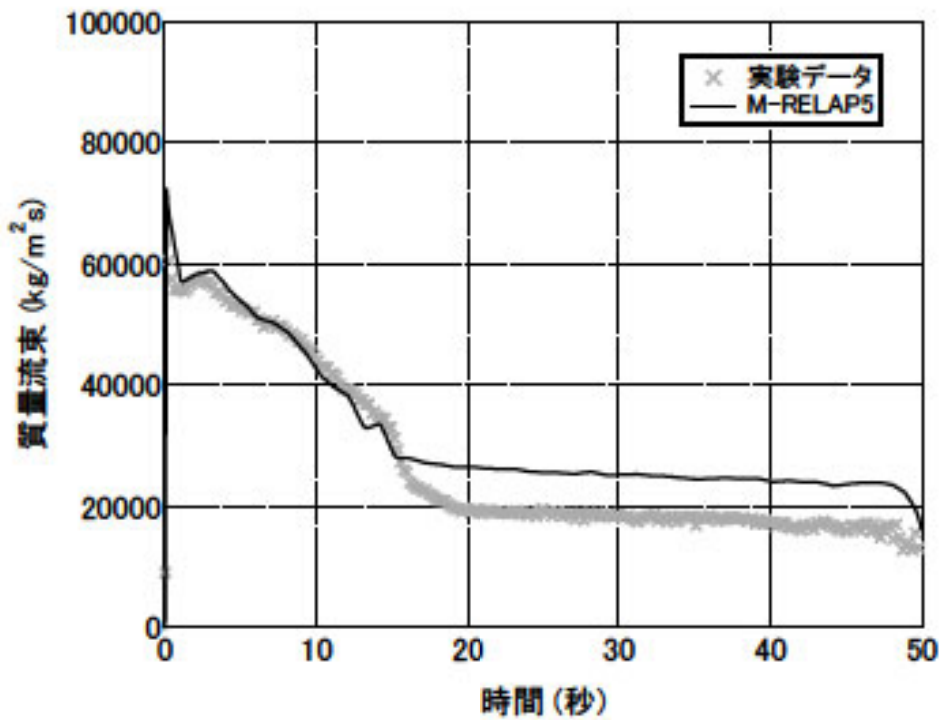


図 4-13 Marviken 破断流量の予測 (Test 11)

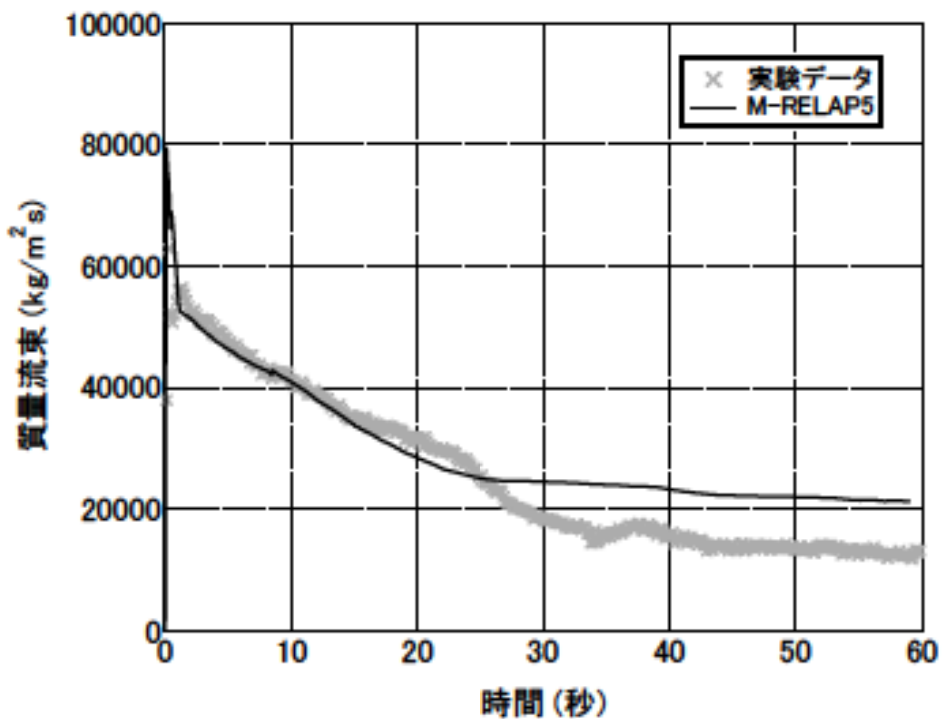


図 4-14 Marviken 破断流量の予測 (Test 21)

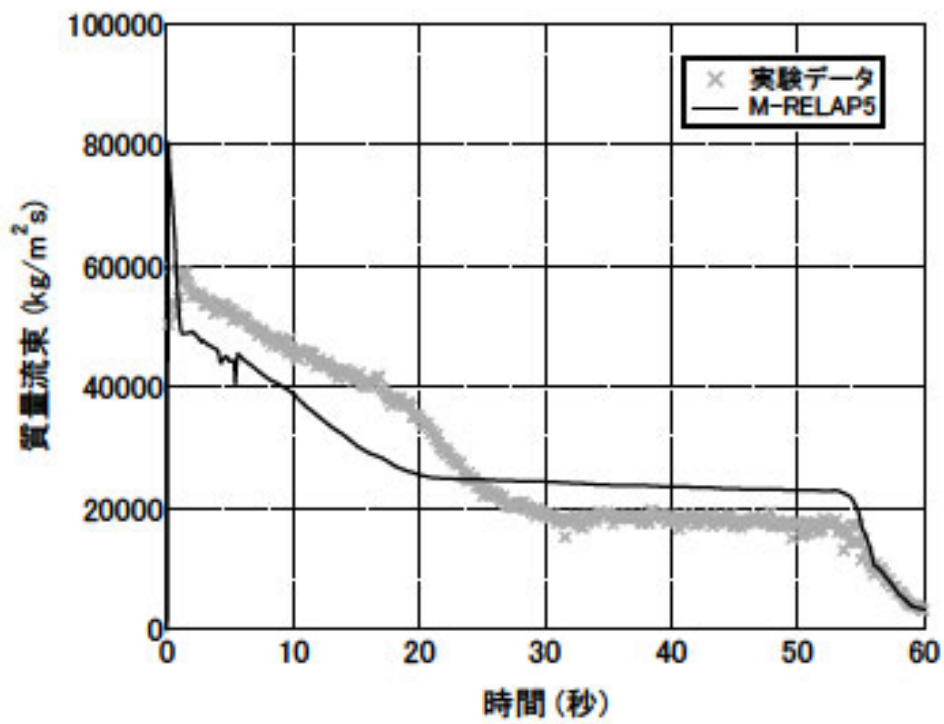


図 4-15 Marviken 破断流量の予測 (Test 24)

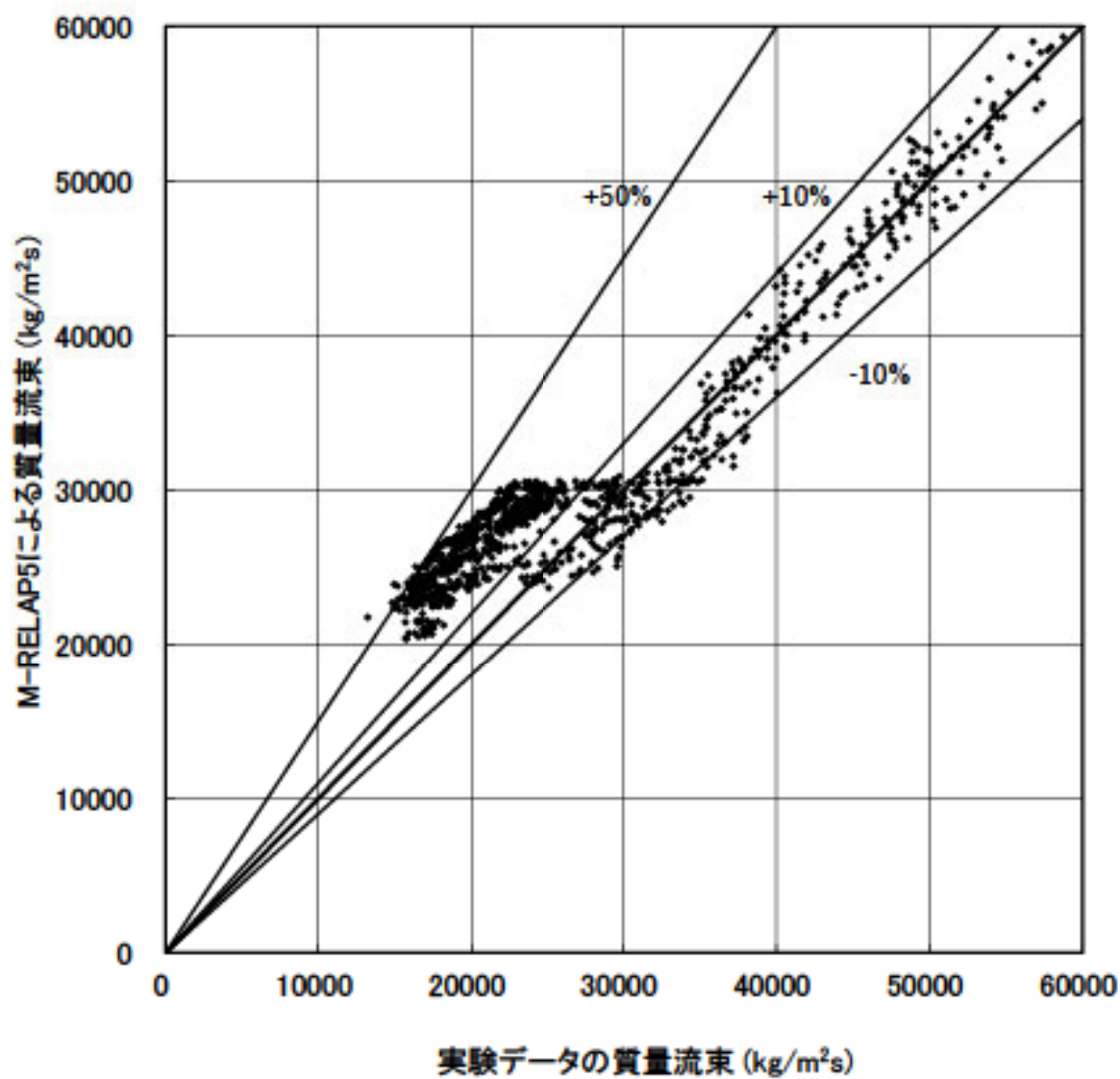


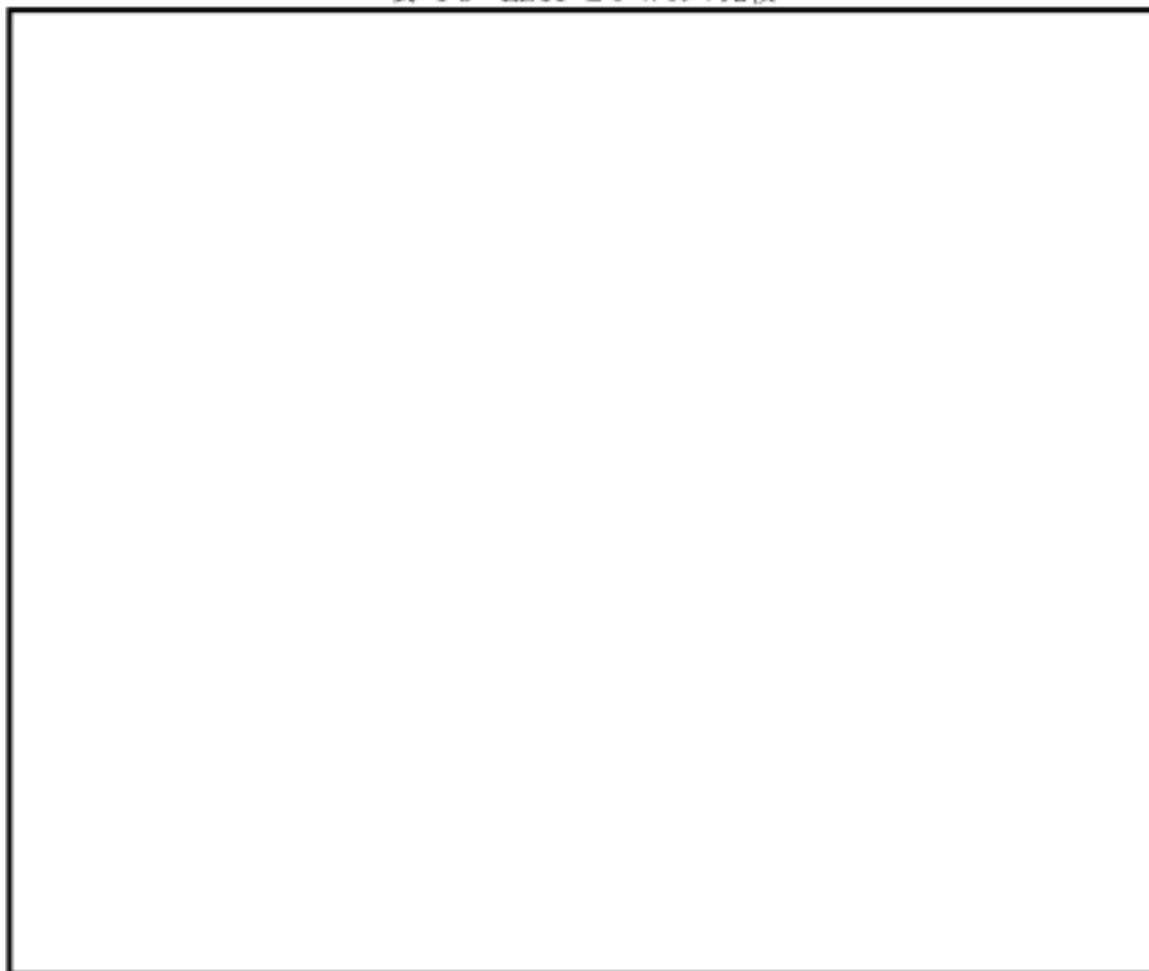
図 4-16 Marviken 破断流量の比較

4.4 ROSA/LSTF 試験

4.4.1 ROSA 試験概要

ROSA/LSTF^(a)は、熱出力 3,423MW の 4 ループ PWR の 1/48 の体積スケールの試験装置である。垂直方向の高さは実炉と同スケールであり、大口径の配管（高温側配管及び低温側配管の内径が 207mm）が設置されている。表 4-6 に ROSA/LSTF と 4 ループ PWR の比較を示す。図 4-17 に LSTF 装置の鳥瞰を示す。4 ループ PWR を 2 つのループで模擬するが、長時間の過渡時の運転員等操作を模擬するために、LSTF では実機同様の機器制御が可能であり、更に、実機と同様の高温高圧での運転が可能である。高温側配管と低温側配管は体積のスケーリングと L/\sqrt{D} を保存するような形状となっており、実機 4 ループ PWR の流動挙動を再現可能である。

表 4-6 LSTF と PWR の比較



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

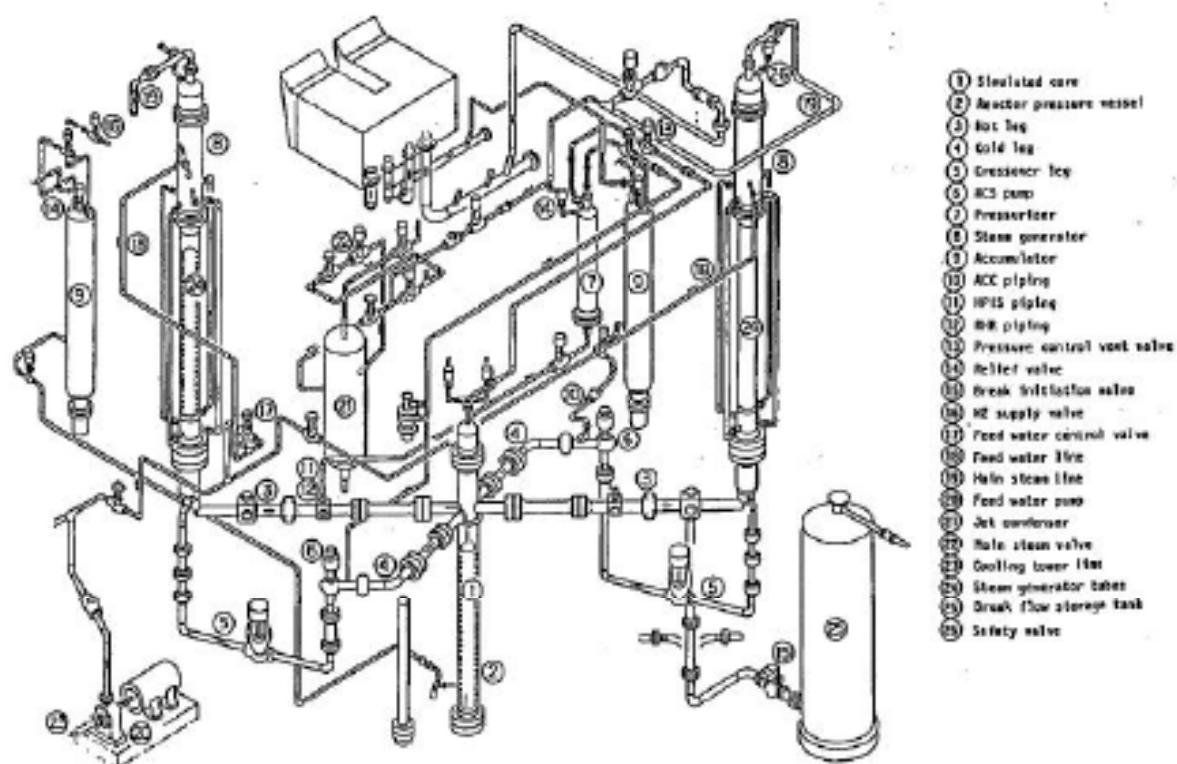


図 4-17 LSTF 鳥瞰図

(From JAERI-M 84-237)