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（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 （CI）			NUREGレポート等の文献に記載の国内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 （FD）			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 （BP）			NUREGレポート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 （LR）	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、補助給水の失敗などにより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 （ISX）			国内外の専門家による評価をもとに、水蒸気爆発により原子炉格納容器の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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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%以下では火炎の伝ぱが遅いため、水素燃焼による原子炉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、溶融炉心の原子炉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LOCA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）			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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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（ESX）			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、原子炉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（DCH）			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原子炉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（HB2）			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（OP2）			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の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原子炉格納容器の破損については、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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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）			原子炉格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。炉心デブリの冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、炉心デブリ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。
			原子炉格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
原子炉容器破損後長期の水素燃焼（HB3）			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。
格納容器破損（OP3）			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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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
ベースマット溶融貫通（BM）			ベースマッ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。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。炉心デブリの原子炉格納容器内分散や炉心デブリ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。
格納容器過温破損（OT）			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。炉心デブリ分散量と原子炉下部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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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

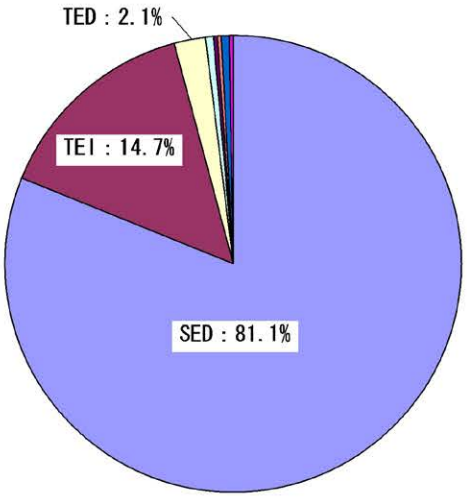
プラント損傷状態	炉心損傷頻度（／炉年）	割合（%）	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）
AED	3.3E-09	0.0	1.00	3.3E-09	0.0
AEW	8.5E-08	0.0	1.00	8.5E-08	0.0
AEI	7.5E-07	0.3	0.02	1.8E-08	0.0
ALC	2.6E-07	0.1	1.00	2.6E-07	0.1
SED	2.0E-04	81.1	1.00	2.0E-04	95.3
SEW	3.5E-08	0.0	1.00	3.5E-08	0.0
SEI	1.7E-06	0.7	0.01	9.7E-09	0.0
SLW	7.4E-08	0.0	1.00	7.4E-08	0.0
SLI	8.4E-07	0.3	0.01	4.7E-09	0.0
SLC	8.3E-07	0.3	1.00	8.3E-07	0.4
TED	5.2E-06	2.1	1.00	5.2E-06	2.5
TEW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1
TEI	3.6E-05	14.7	0.08	2.9E-06	1.4
V	3.0E-11	0.0	1.00	3.0E-11	0.0
G	3.8E-07	0.2	1.00	3.8E-07	0.2
合計	2.5E-04	100.0	0.86	2.1E-04	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。

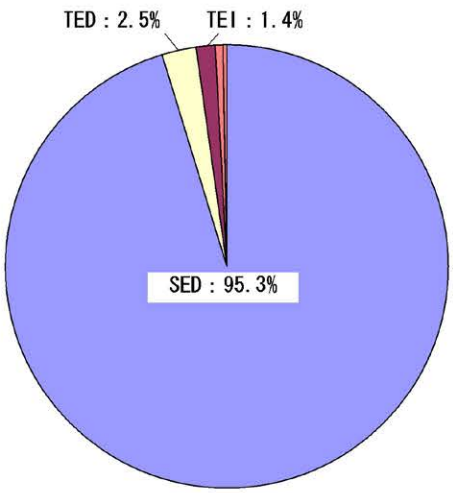
SED：小破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

TED：全交流動力電源喪失＋補助給水系作動失敗

TEI：全給水喪失



◆PDS別CDF



◆PDS別CFF

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

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）	3.1E-09	0.0%
β（格納容器隔離失敗）	1.2E-06	0.6%
γ（水素燃焼（原子炉容器破損以前））	6.0E-10	0.0%
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	5.5E-10	0.0%
γ″（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	1.9E-07	0.1%
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	2.0E-04	95.2%
ε（ベースマット溶融貫通）	3.0E-06	1.4%
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.1E-06	0.5%
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	8.7E-09	0.0%
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	2.1E-06	1.0%
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）	4.2E-07	0.2%
τ（過温破損）	2.0E-06	0.9%
μ（溶融物直接接触）	2.1E-08	0.0%
カテゴリ別		
水蒸気（崩壊熱）による過圧	2.0E-04	95.7%
コンクリート侵食	3.0E-06	1.4%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.2E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.9E-07	0.1%
格納容器隔離機能喪失	1.2E-06	0.6%
水蒸気爆発	1.2E-08	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%
格納容器への直接接触	2.1E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	1.0%
合　　計	2.1E-04	100.0%

第2.1.1.f-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	2.0E-04	95.3
手動停止	5.1E-06	2.4
過渡事象	2.2E-06	1.0
小破断LOCA	9.3E-07	0.4
外部電源喪失	5.6E-07	0.3
SGTR	3.8E-07	0.2
中破断LOCA	3.0E-07	0.1
主給水流量喪失	2.4E-07	0.1
２次冷却系の破断	1.1E-07	0.1
極小LOCA	8.0E-08	0.0
大破断LOCA	6.4E-08	0.0
DC母線１系列喪失	3.8E-08	0.0
ATWS	1.0E-08	0.0
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	0.0
合計	2.1E-04	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実さ解析

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
AED	9.1E-11	1.1E-09	1.2E-08	3.2E-09	3.3E-09
AEW	1.7E-09	2.3E-08	3.0E-07	7.7E-08	8.5E-08
AEI	5.0E-10	6.5E-09	2.3E-07	7.2E-08	1.8E-08
ALC	4.0E-09	5.9E-08	8.7E-07	2.2E-07	2.6E-07
SED	4.5E-06	6.0E-05	7.9E-04	2.0E-04	2.0E-04
SEW	7.9E-10	9.5E-09	1.1E-07	3.0E-08	3.5E-08
SEI	8.5E-10	1.4E-08	3.6E-07	1.1E-07	9.7E-09
SLW	4.2E-10	1.0E-08	2.4E-07	6.4E-08	7.4E-08
SLI	1.9E-10	4.2E-09	2.6E-07	5.4E-08	4.7E-09
SLC	1.4E-08	2.1E-07	3.0E-06	7.7E-07	8.3E-07
TED	4.5E-07	2.7E-06	1.6E-05	4.9E-06	5.2E-06
TEW	2.0E-08	8.8E-08	3.9E-07	1.3E-07	1.7E-07
TEI	1.4E-07	1.3E-06	7.5E-06	2.3E-06	2.9E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	7.7E-09	9.8E-08	1.2E-06	3.2E-07	3.8E-07
合　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04

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実さ解析

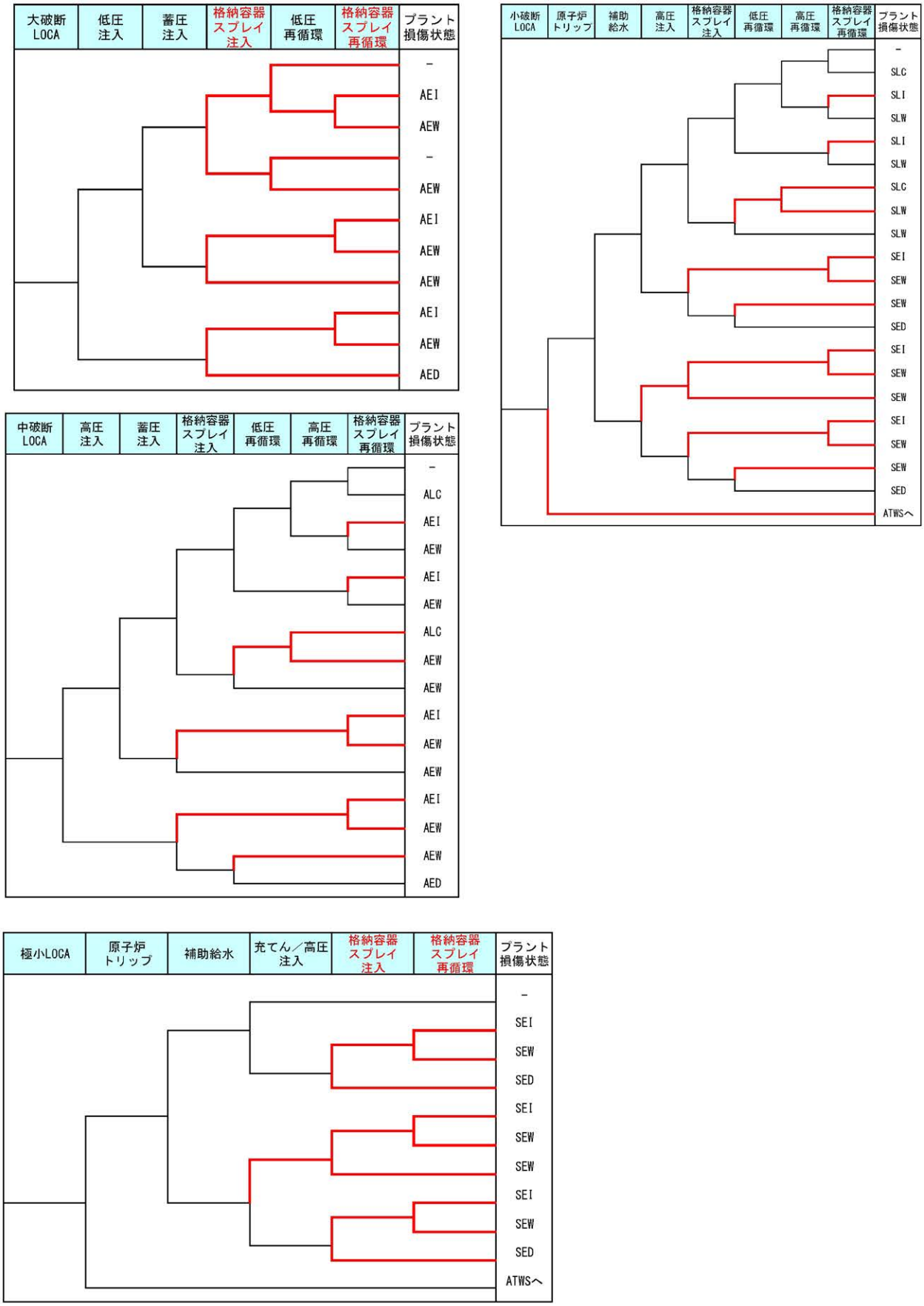
格納容器破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	５％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
α	1.3E-10	1.5E-09	9.3E-09	2.7E-09	3.1E-09
β	1.3E-07	4.8E-07	4.1E-06	1.2E-06	1.2E-06
γ	7.3E-11	5.2E-10	8.7E-09	4.5E-09	6.0E-10
γ′	7.6E-11	5.6E-10	2.2E-08	1.7E-08	5.5E-10
γ″	2.1E-09	4.0E-08	3.9E-07	1.0E-07	1.9E-07
δ	7.0E-06	6.0E-05	7.1E-04	1.9E-04	2.0E-04
ε	9.0E-07	7.4E-06	7.2E-05	2.0E-05	3.0E-06
θ	4.9E-08	3.7E-07	3.5E-06	9.8E-07	1.1E-06
η	2.5E-10	1.7E-09	1.9E-08	5.1E-09	8.7E-09
σ	3.7E-09	5.0E-08	1.6E-06	5.1E-07	2.1E-06
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.9E-08	2.4E-07	2.4E-06	7.7E-07	4.2E-07
τ	2.0E-09	2.3E-08	6.6E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.9E-11	3.5E-10	6.7E-09	2.4E-09	2.1E-08
合　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04

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

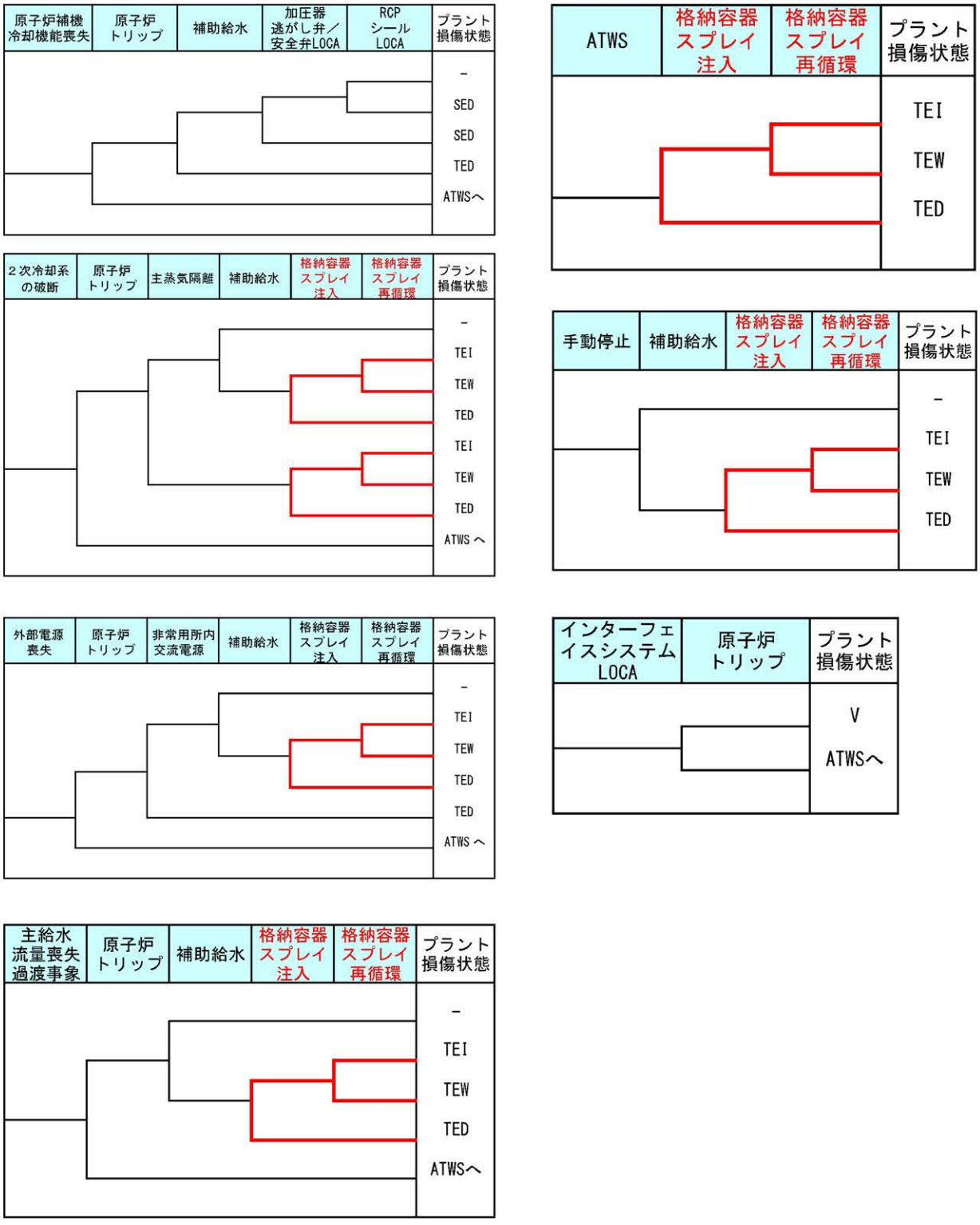
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	５％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	8.3E-06	6.2E-05	7.1E-04	1.9E-04	2.0E-04
コンクリート侵食	9.0E-07	7.4E-06	7.2E-05	2.0E-05	3.0E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.9E-08	2.4E-07	2.4E-06	7.7E-07	4.2E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	4.3E-09	5.0E-08	4.8E-07	1.3E-07	1.9E-07
格納容器隔離機能喪失	1.3E-07	4.8E-07	4.1E-06	1.2E-06	1.2E-06
水蒸気爆発	9.8E-10	4.2E-09	2.4E-08	7.9E-09	1.2E-08
貫通部過温	2.0E-09	2.3E-08	6.6E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.9E-11	3.5E-10	6.7E-09	2.4E-09	2.1E-08
格納容器雰囲気直接加熱	3.7E-09	5.0E-08	1.6E-06	5.1E-07	2.1E-06
合　　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04

第2.1.1.g-4表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

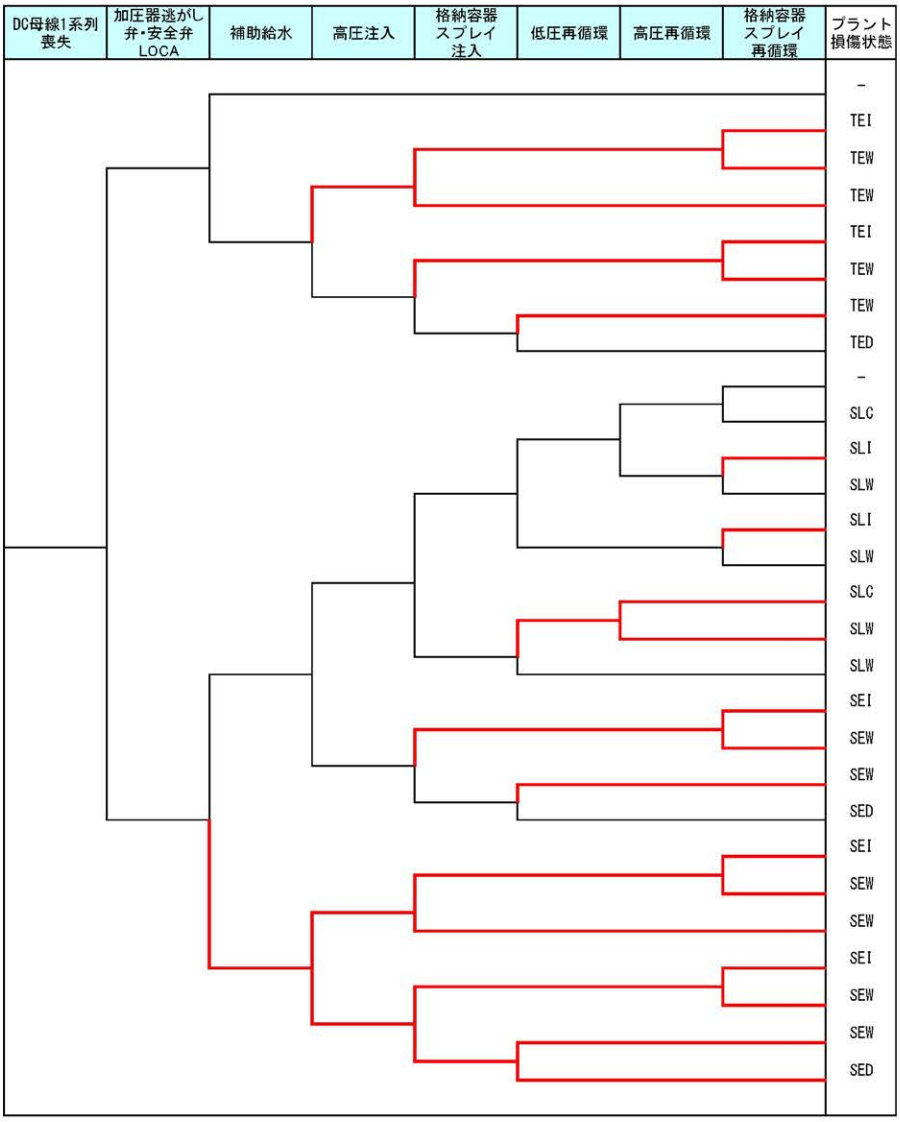
破損モード別	ケース１		ケース２	
	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	3.1E-09	0.0	3.1E-09	0.0
β（格納容器隔離失敗）	1.2E-06	0.6	1.2E-06	0.6
γ（水素燃焼（原子炉容器破損以前））	6.0E-10	0.0	6.0E-10	0.0
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	5.5E-10	0.0	5.6E-10	0.0
γ″（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	1.9E-07	0.1	1.9E-07	0.1
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	2.0E-04	95.2	1.9E-04	91.5
ε（ベースマット溶融貫通）	3.0E-06	1.4	1.3E-05	6.1
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	8.7E-09	0.0	2.2E-08	0.0
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	2.1E-06	1.0	1.1E-06	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）	4.2E-07	0.2	4.2E-07	0.2
τ（過温破損）	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5
μ（溶融物直接接触）	2.1E-08	0.0	1.1E-08	0.0
カテゴリ別				
水蒸気（崩壊熱）による過圧	2.0E-04	95.7	1.9E-04	92.0
コンクリート侵食	3.0E-06	1.4	1.3E-05	6.1
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.2E-07	0.2	4.2E-07	0.2
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.9E-07	0.1	1.9E-07	0.1
格納容器隔離機能喪失	1.2E-06	0.6	1.2E-06	0.6
水蒸気爆発	1.2E-08	0.0	2.5E-08	0.0
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5
格納容器への直接接触	2.1E-08	0.0	1.1E-08	0.0
格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	1.0	1.1E-06	0.5
合　　計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0

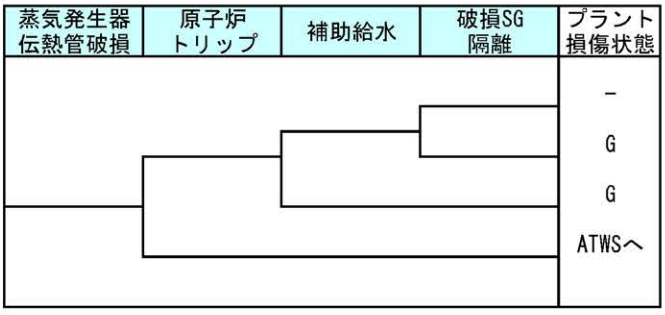


第2.1.1.b-1図　レベル1.5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー（1/3）

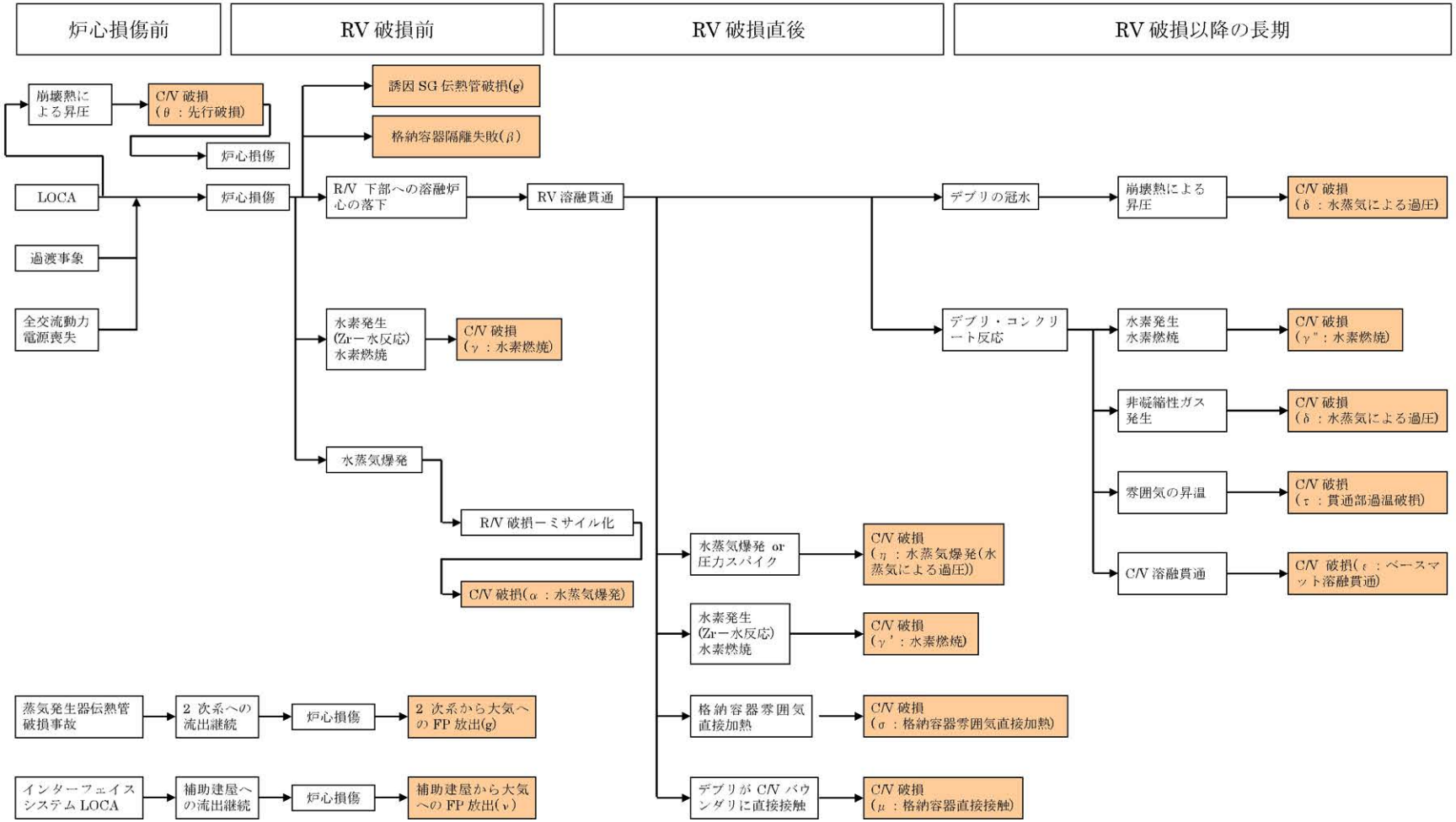


第2.1.1.b-1図　レベル1.5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー（2/3）

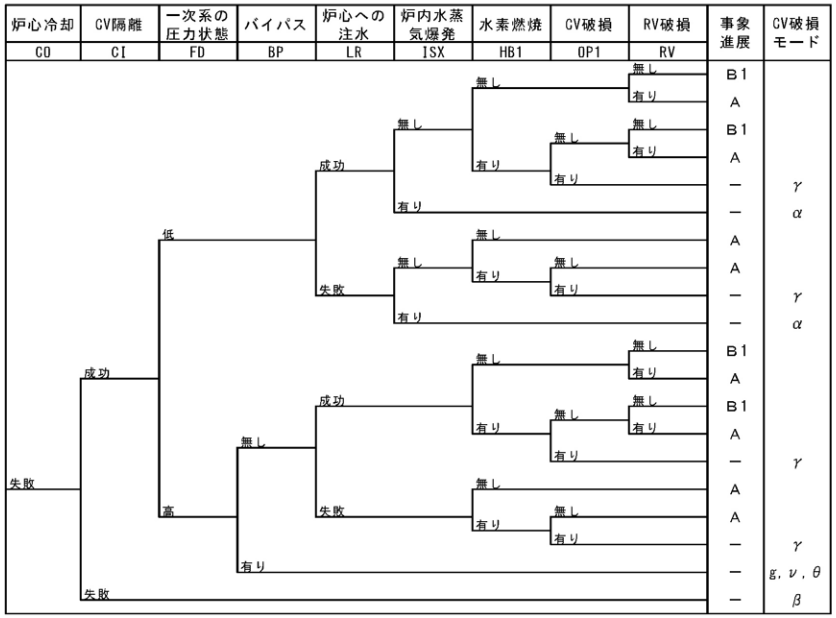


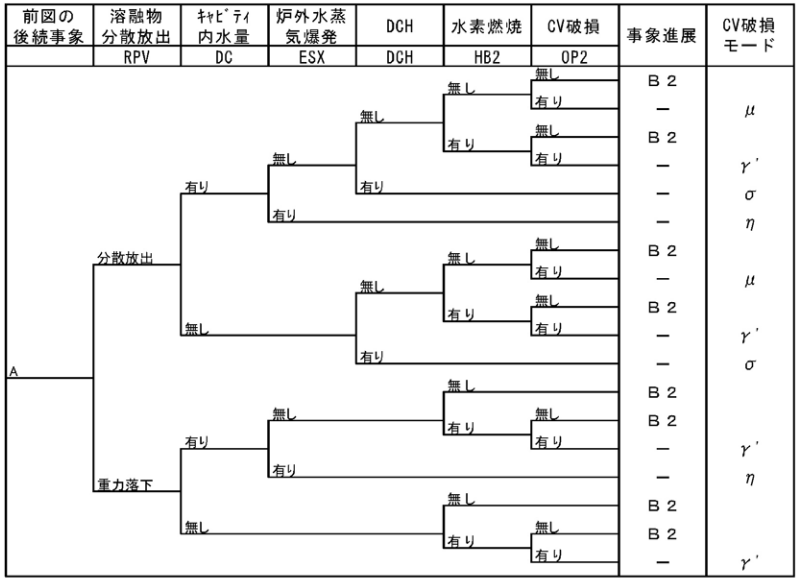


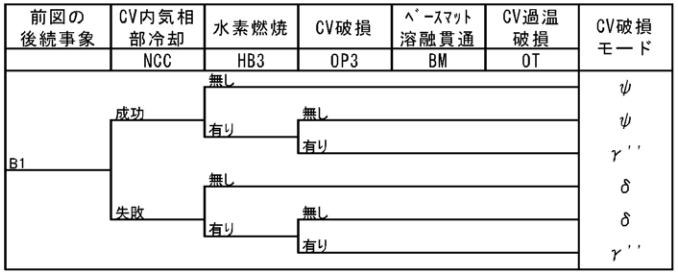
第2.1.1.b-1図　レベル1.5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー（3/3）

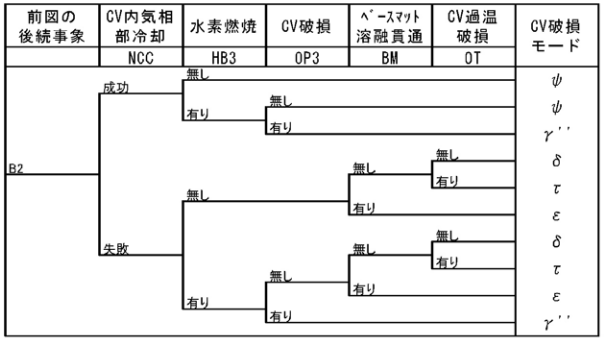


第2.1.1.c-1図　PWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展





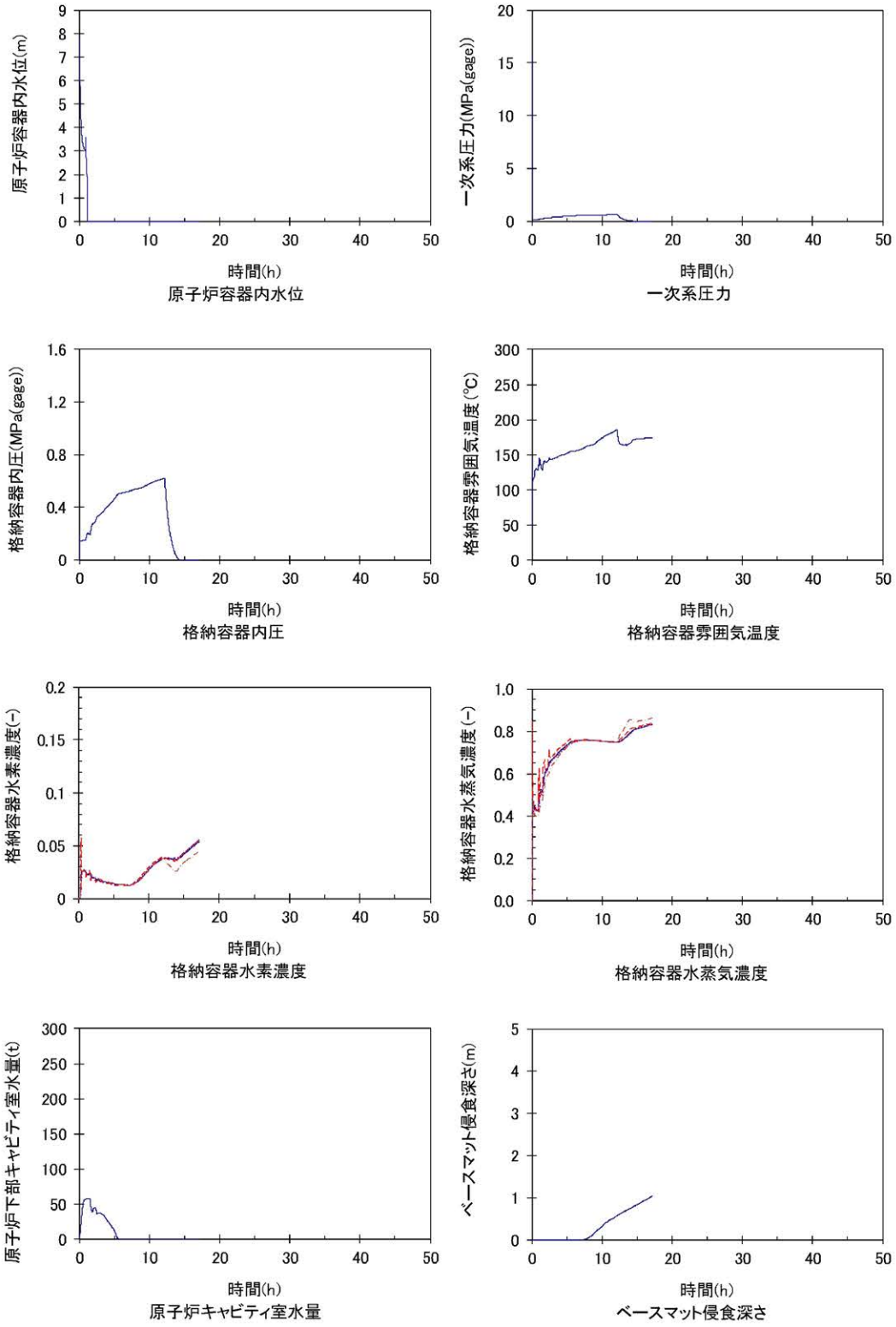




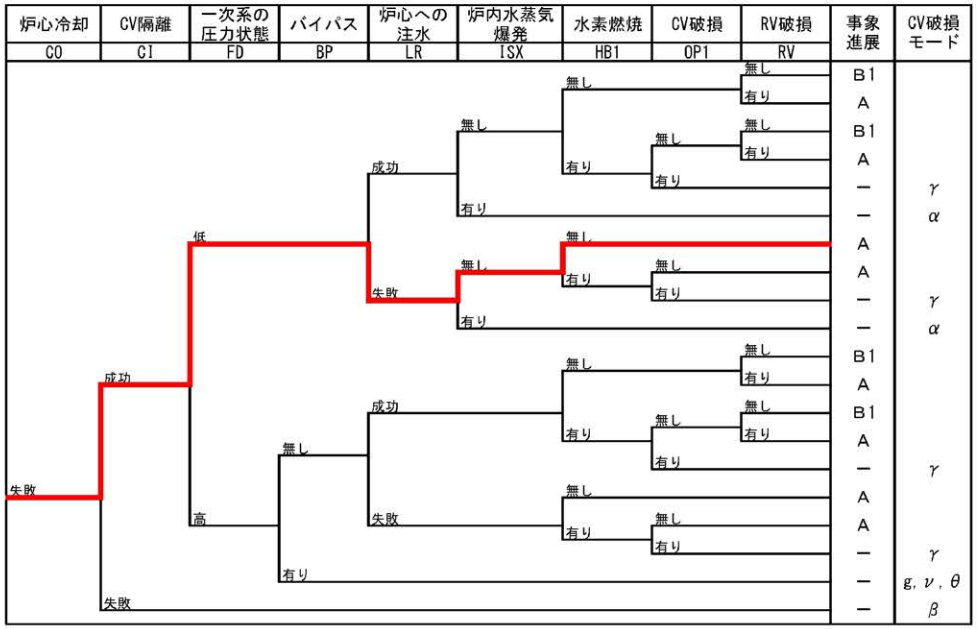
（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

（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＝格納容器隔離失敗
- γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
- δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- θ＝水蒸気蓄積による準静的な加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パイクによる破損
- σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
- g＝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
- ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
- μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
- τ＝格納容器貫通部過温破損
- ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

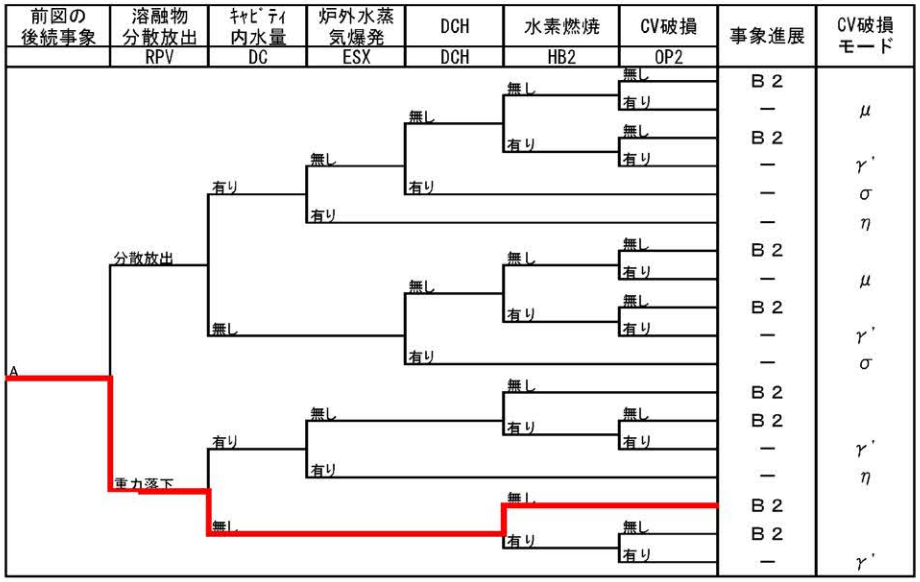
第2.1.1.d-1図　格納容器イベントツリー



第2.1.1.e-1図（1/12）　代表的な物理量の時間変化（AED）



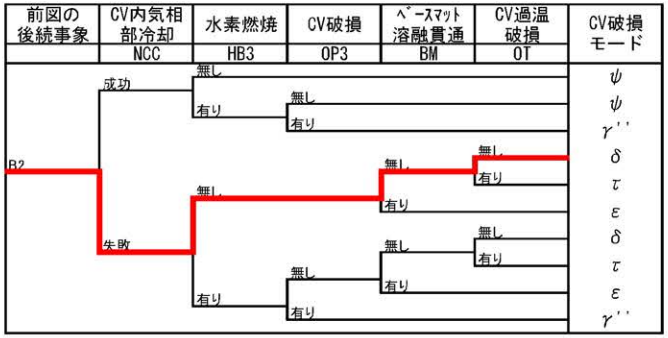
A:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し



B2:原子炉容器破損有り



B1:原子炉容器破損無し

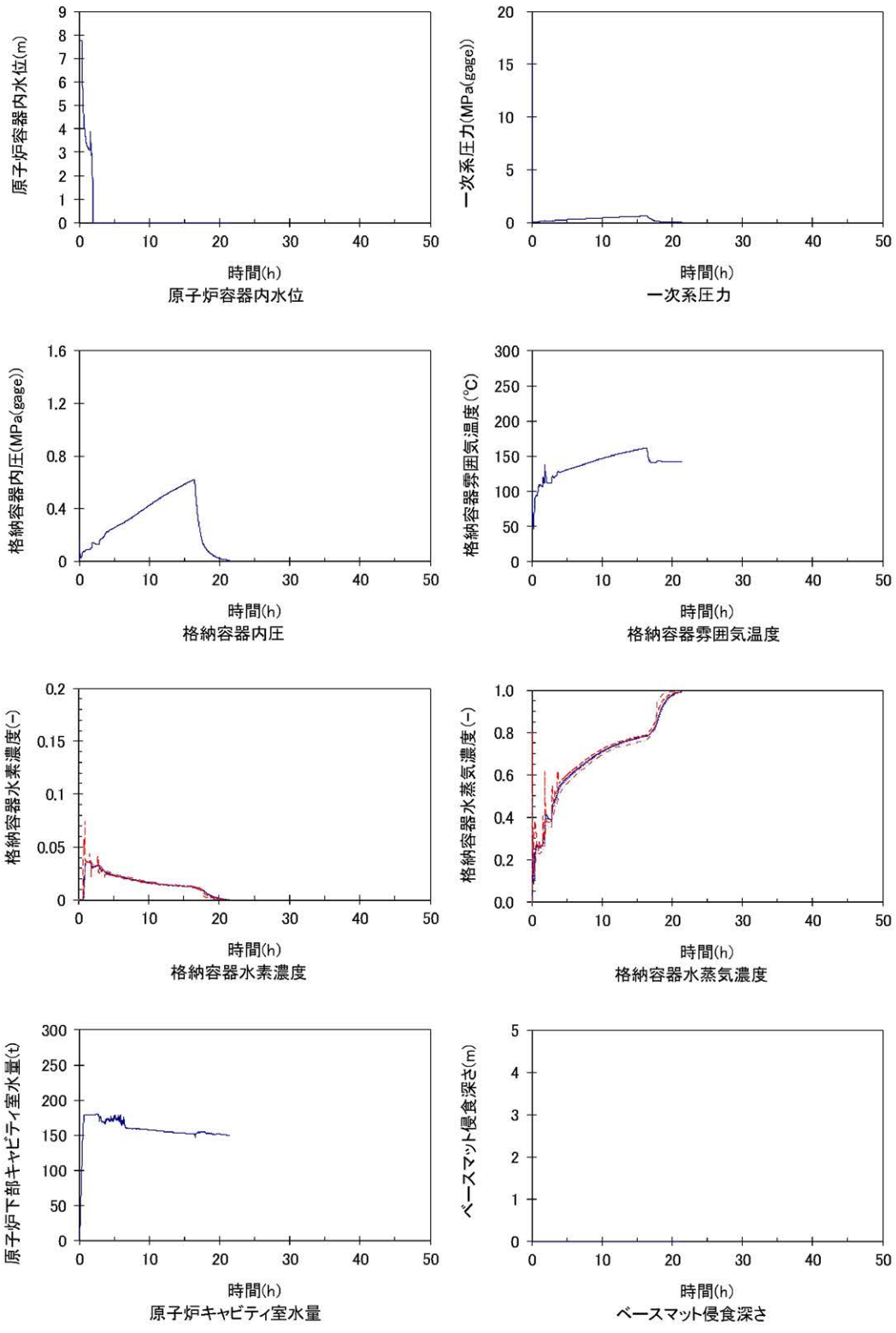


B2:原子炉容器破損有り

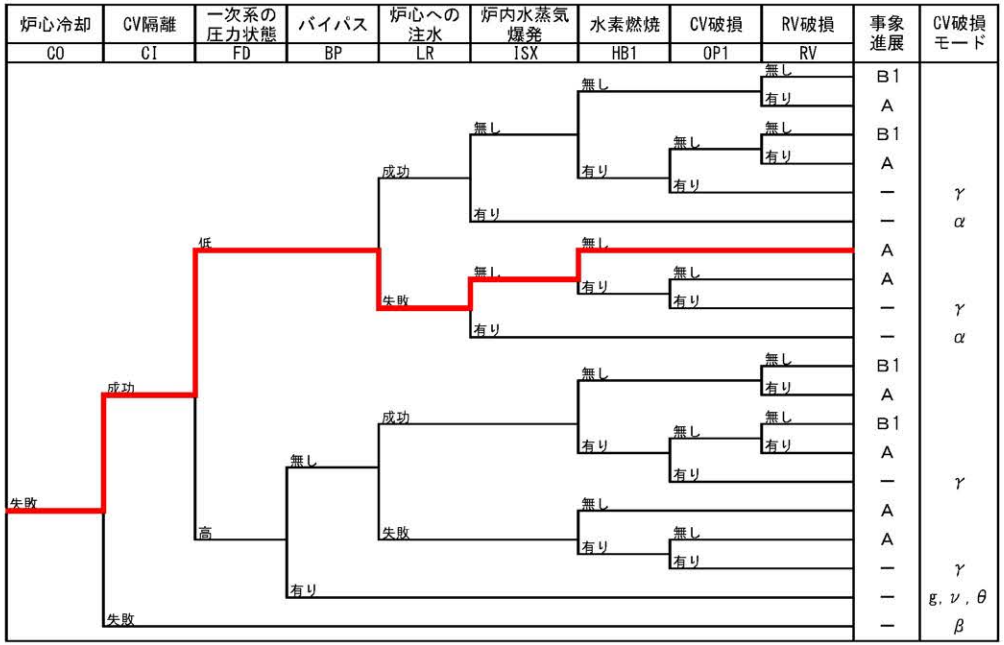
（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

（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＝格納容器隔離失敗
- γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
- δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- θ＝水蒸気蓄積による準静的な加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パイクによる破損
- σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
- g＝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
- ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
- μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
- τ＝格納容器貫通部過温破損
- ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

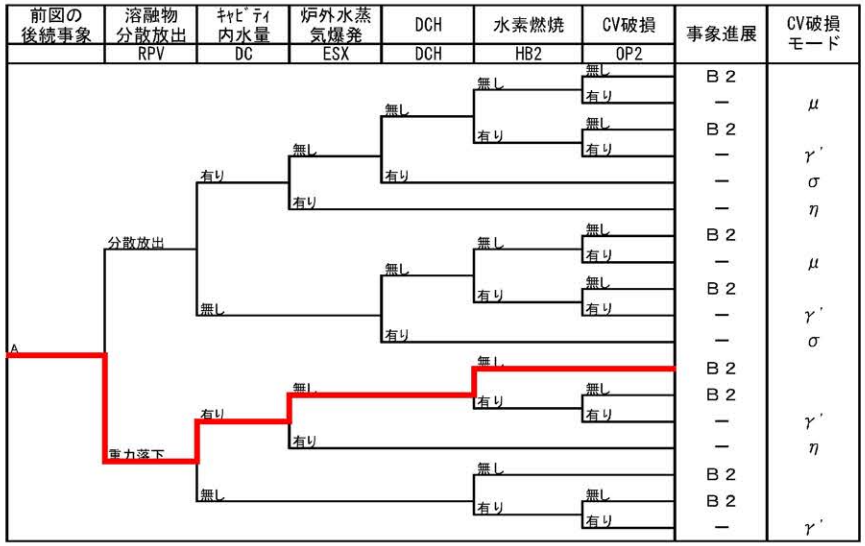
第2.1.1.e-1図（2/12）　代表シーケンスにおける事象進展例(AED)



第2.1.1.e-1図（3/12）　代表的な物理量の時間変化（AEW）



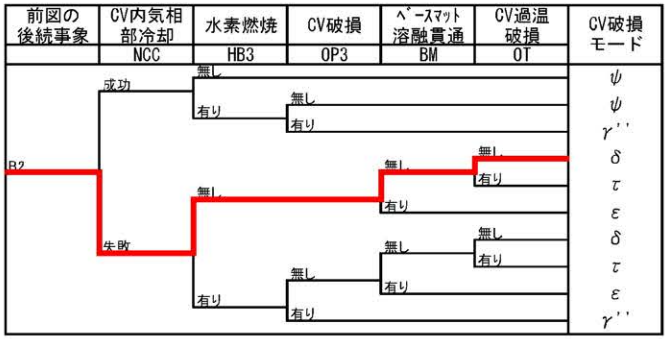
A:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し



B2:原子炉容器破損有り



B1:原子炉容器破損無し

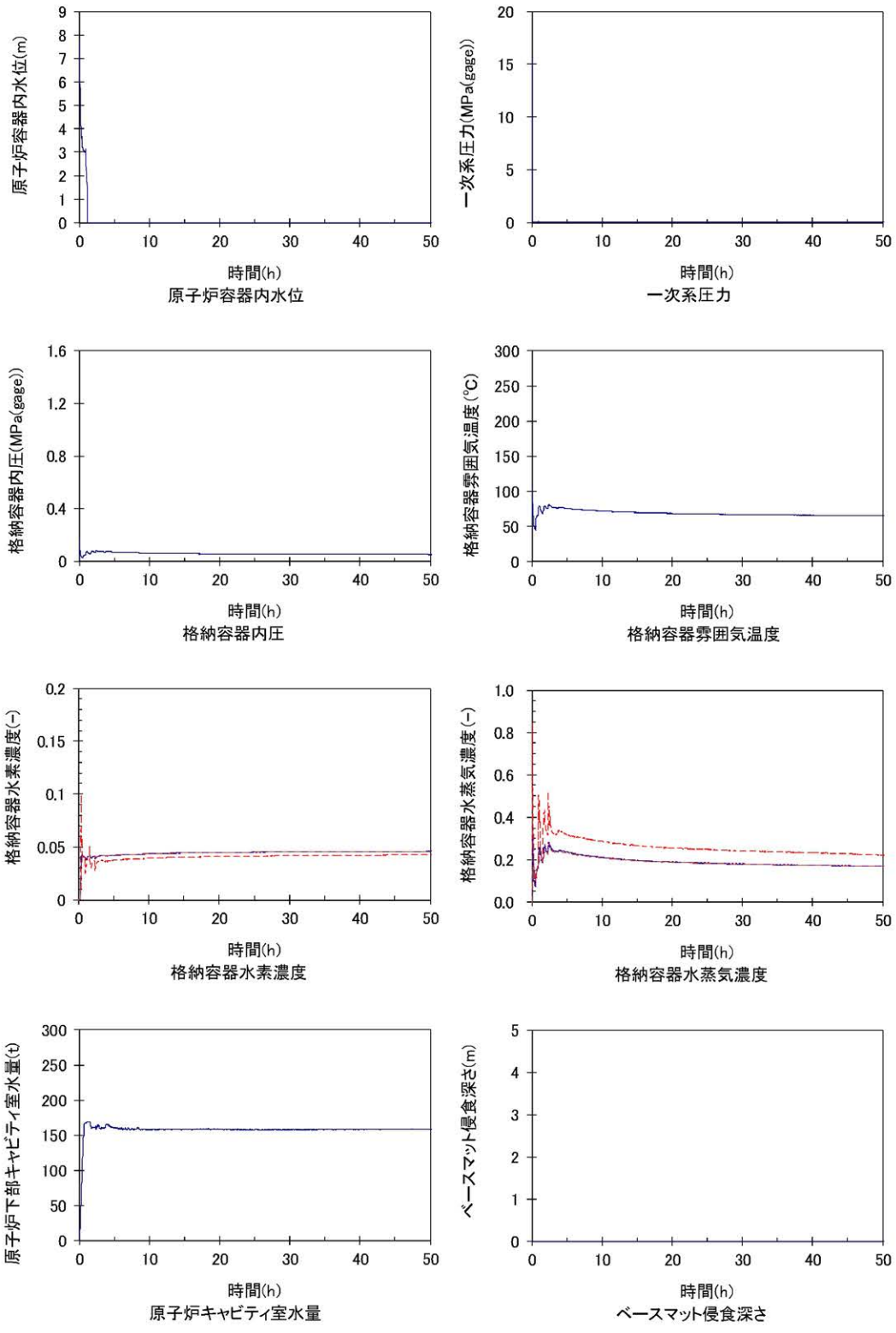


B2:原子炉容器破損有り

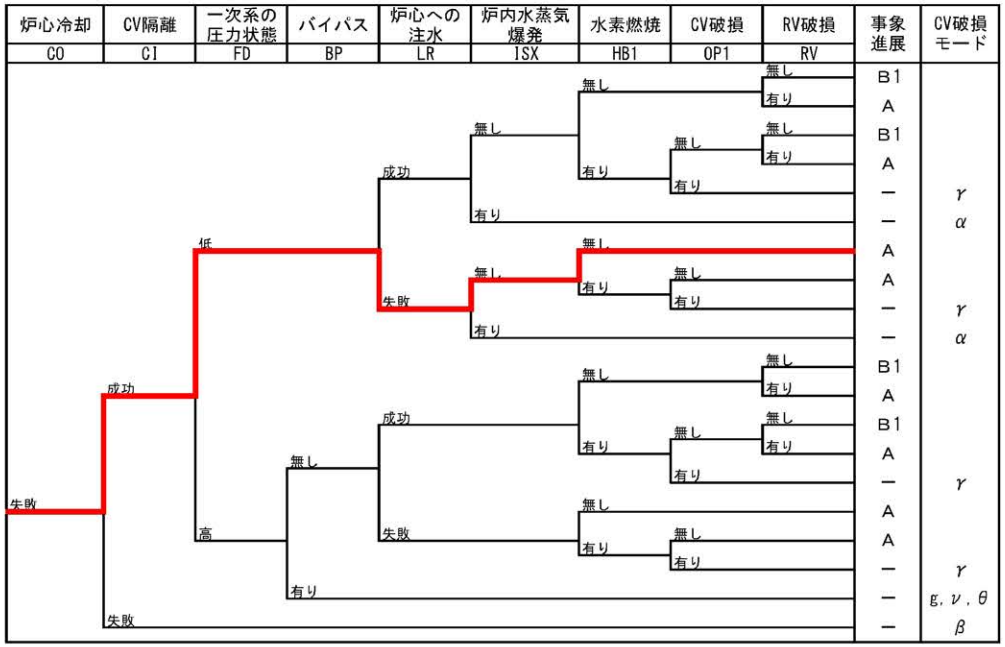
（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

（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＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加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パイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝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
ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

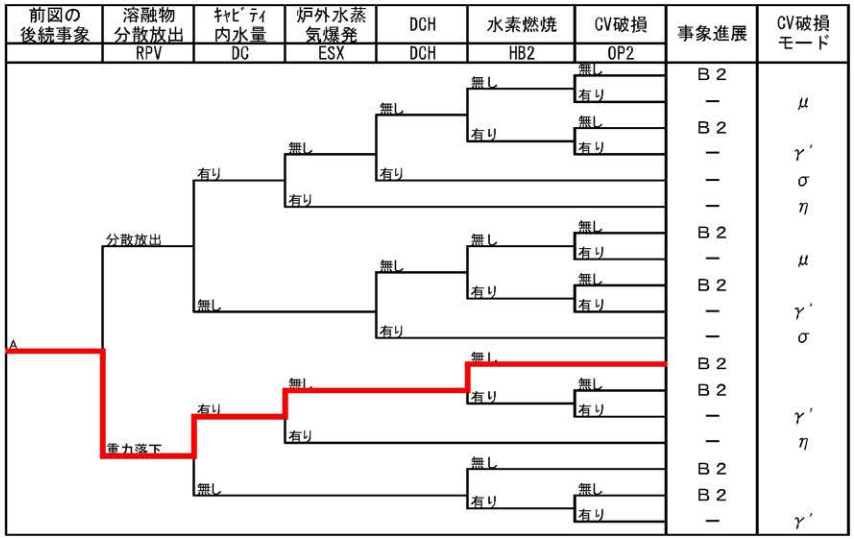
第2.1.1.e-1図（4/12）　代表シーケンスにおける事象進展例(AEW)



第2.1.1.e-1図（5/12）　代表的な物理量の時間変化（AEI）



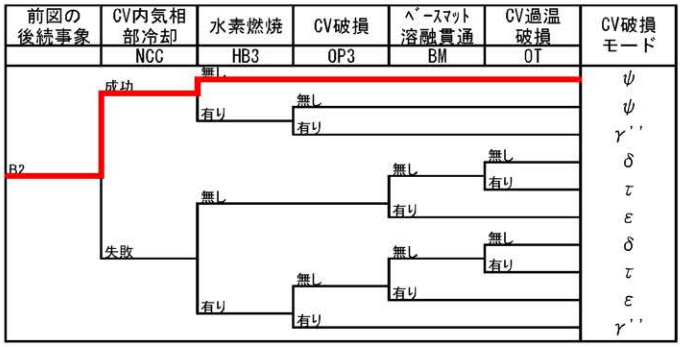
A：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し



B2：原子炉容器破損有り



B1：原子炉容器破損無し

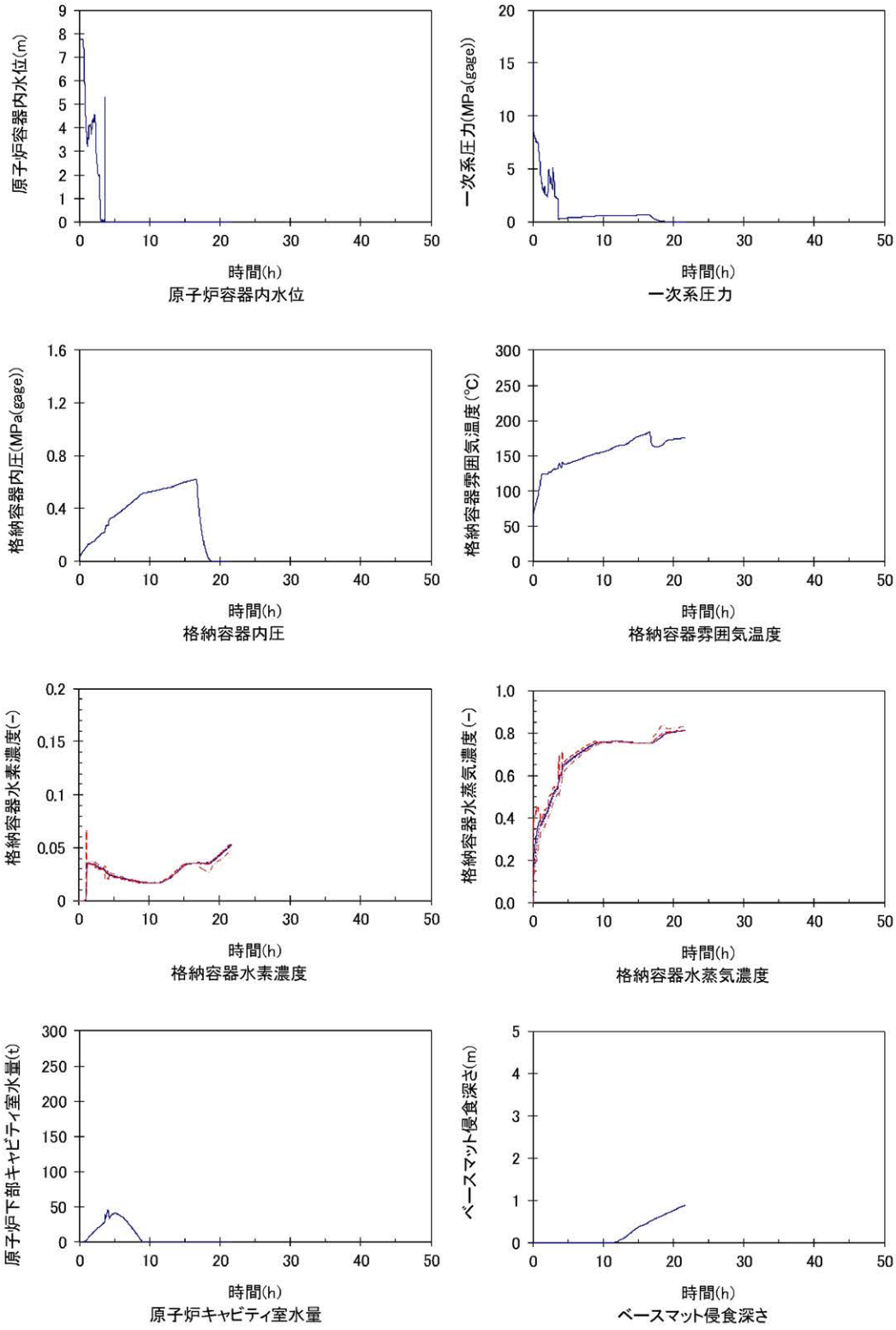


B2：原子炉容器破損有り

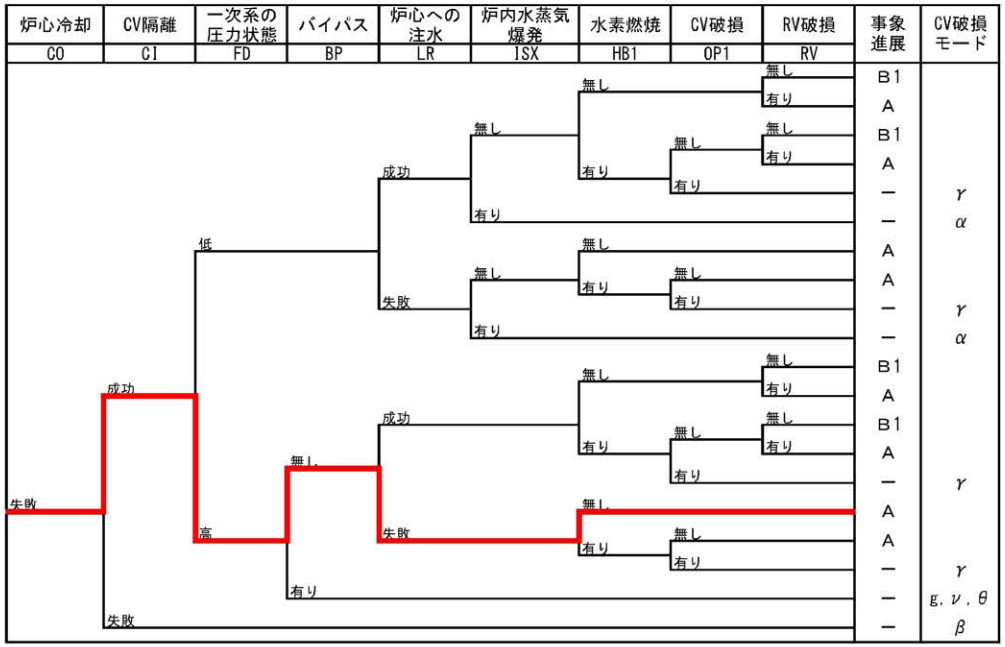
（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

（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＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ''＝水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加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パイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝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
ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

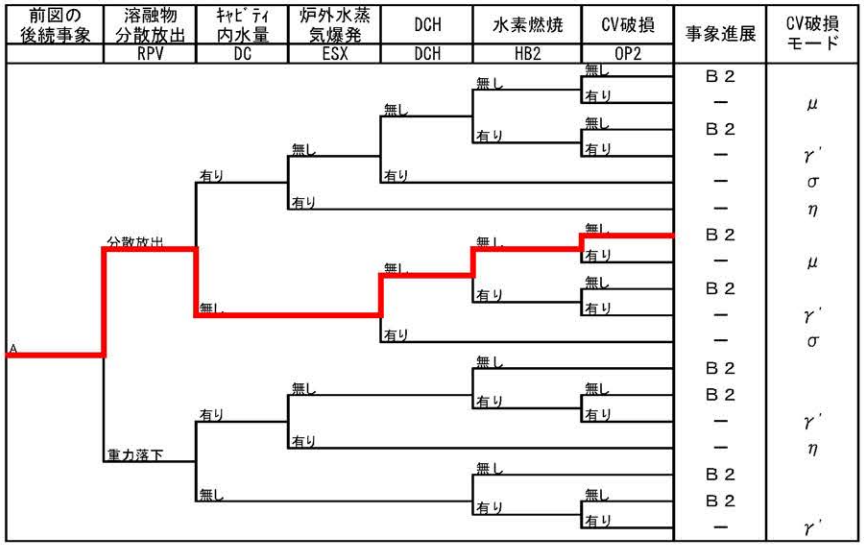
第2.1.1.e-1図（6/12）　代表シーケンスにおける事象進展例(AEI)



第2.1.1.e-1図（7/12）　代表的な物理量の時間変化（SED）



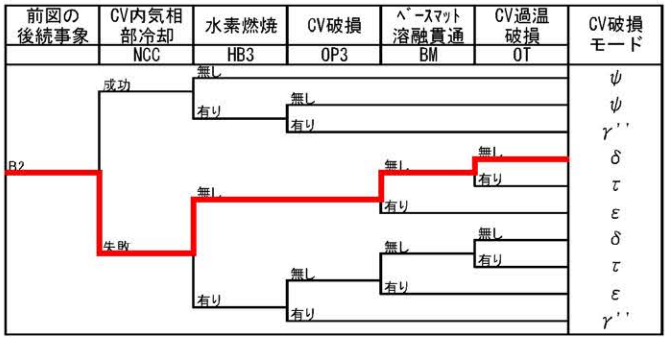
A：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し



B2：原子炉容器破損有り



B1：原子炉容器破損無し

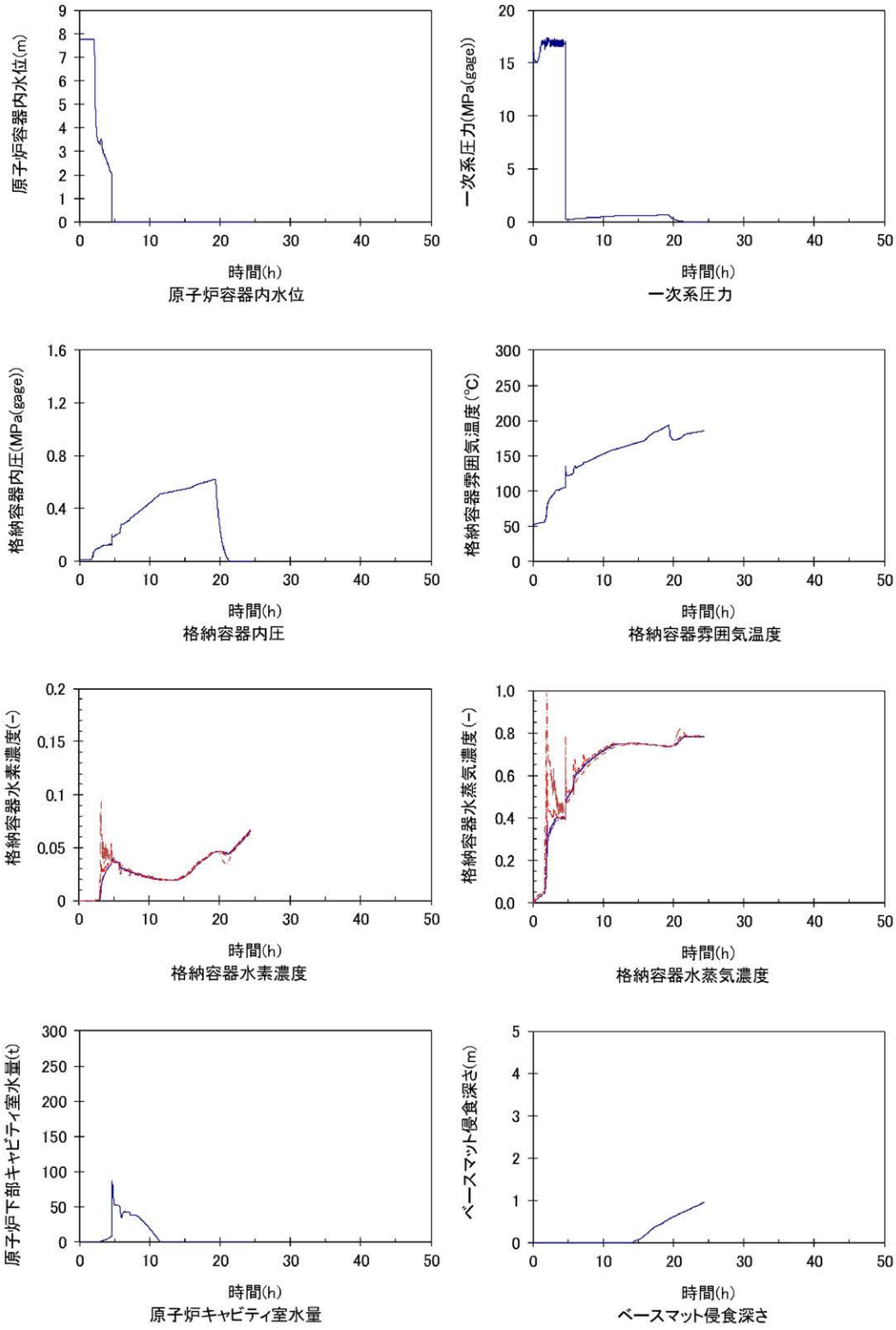


B2：原子炉容器破損有り

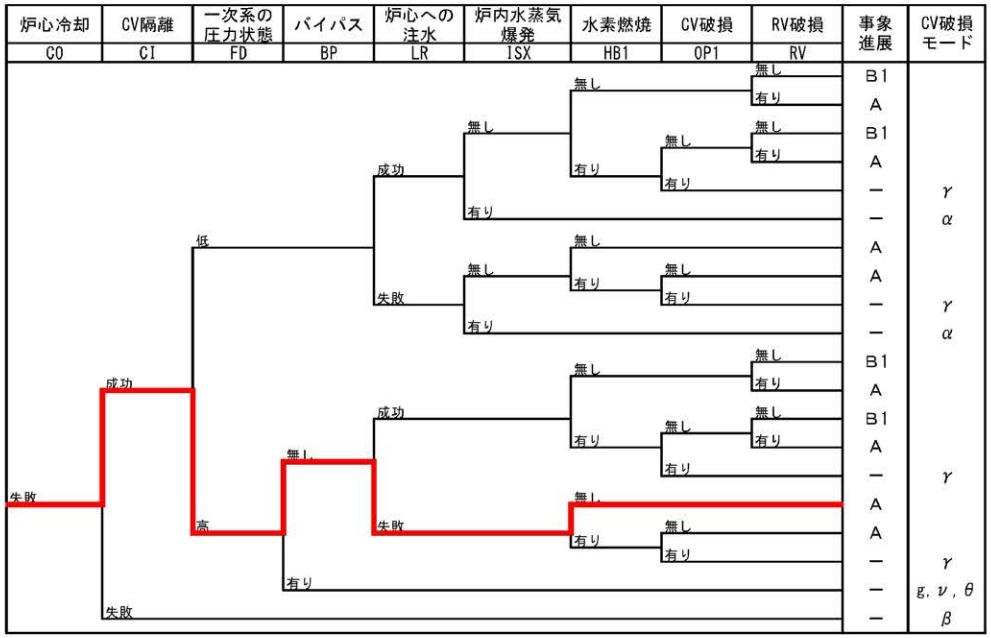
（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

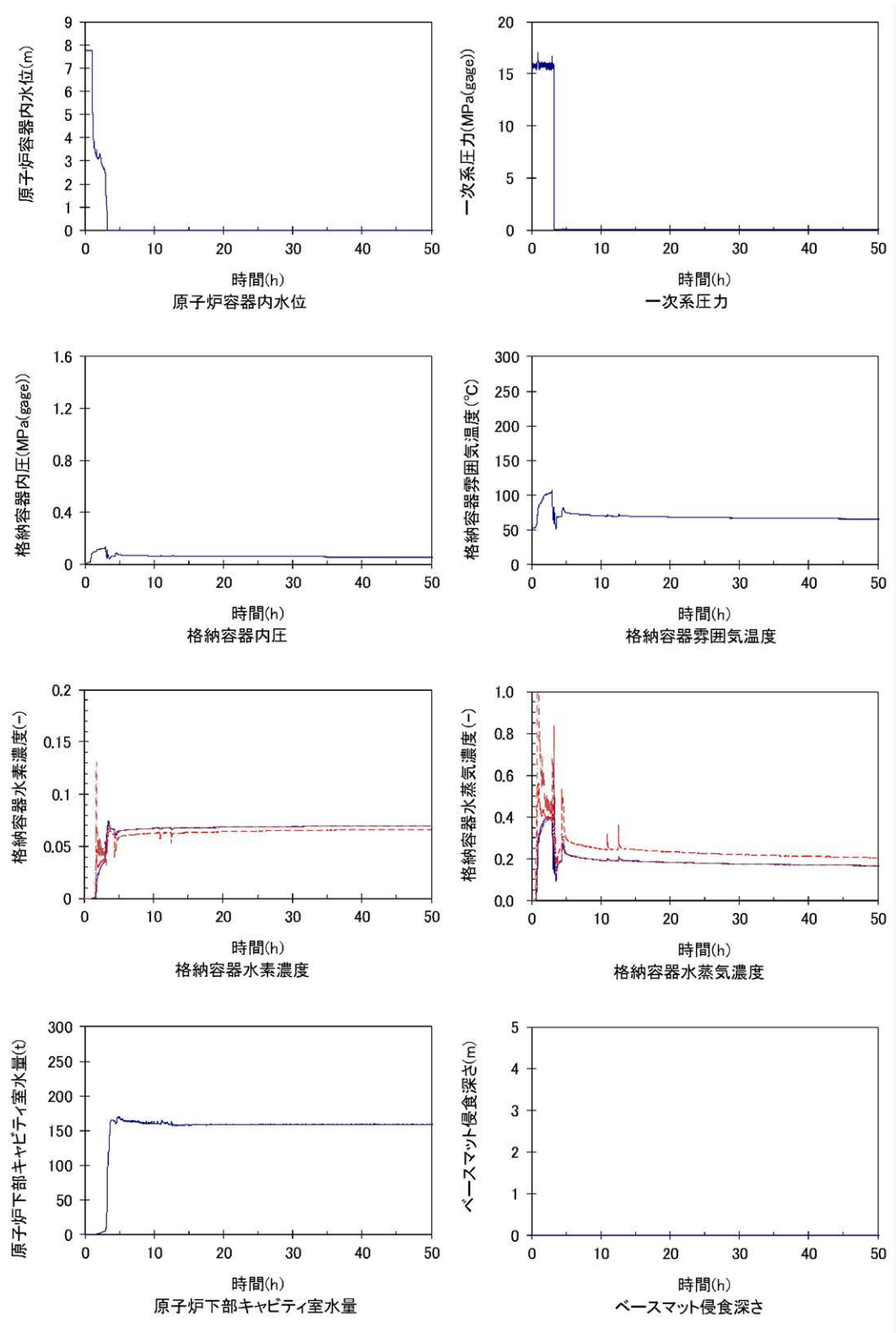
（注2） 格納容器破損モード：
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ''＝水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ＝格納容器貫通部過温破損
ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

第2.1.1.e-1図（8/12）　代表シーケンスにおける事象進展例(SED)

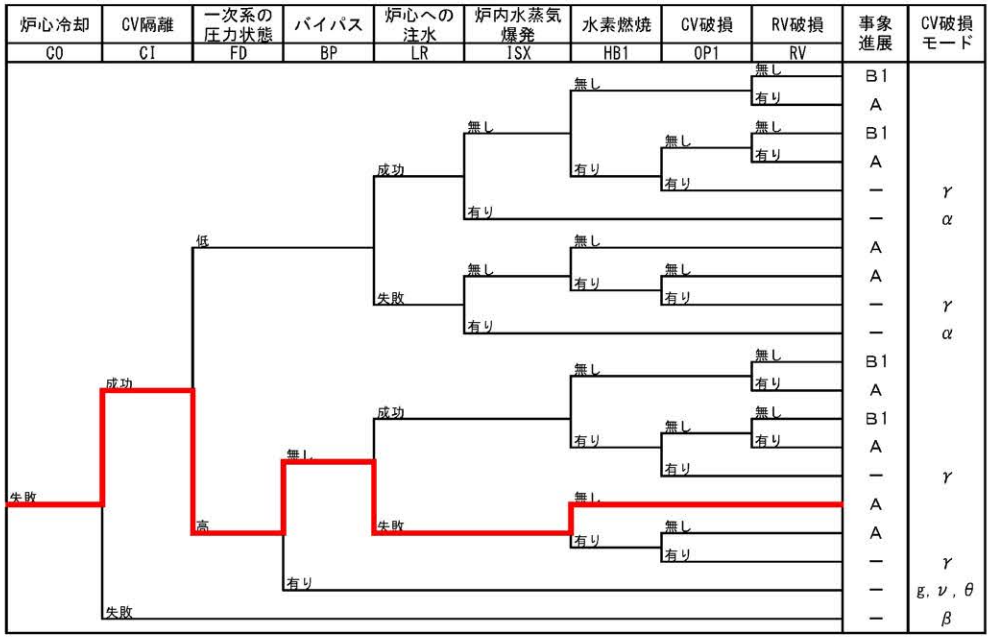


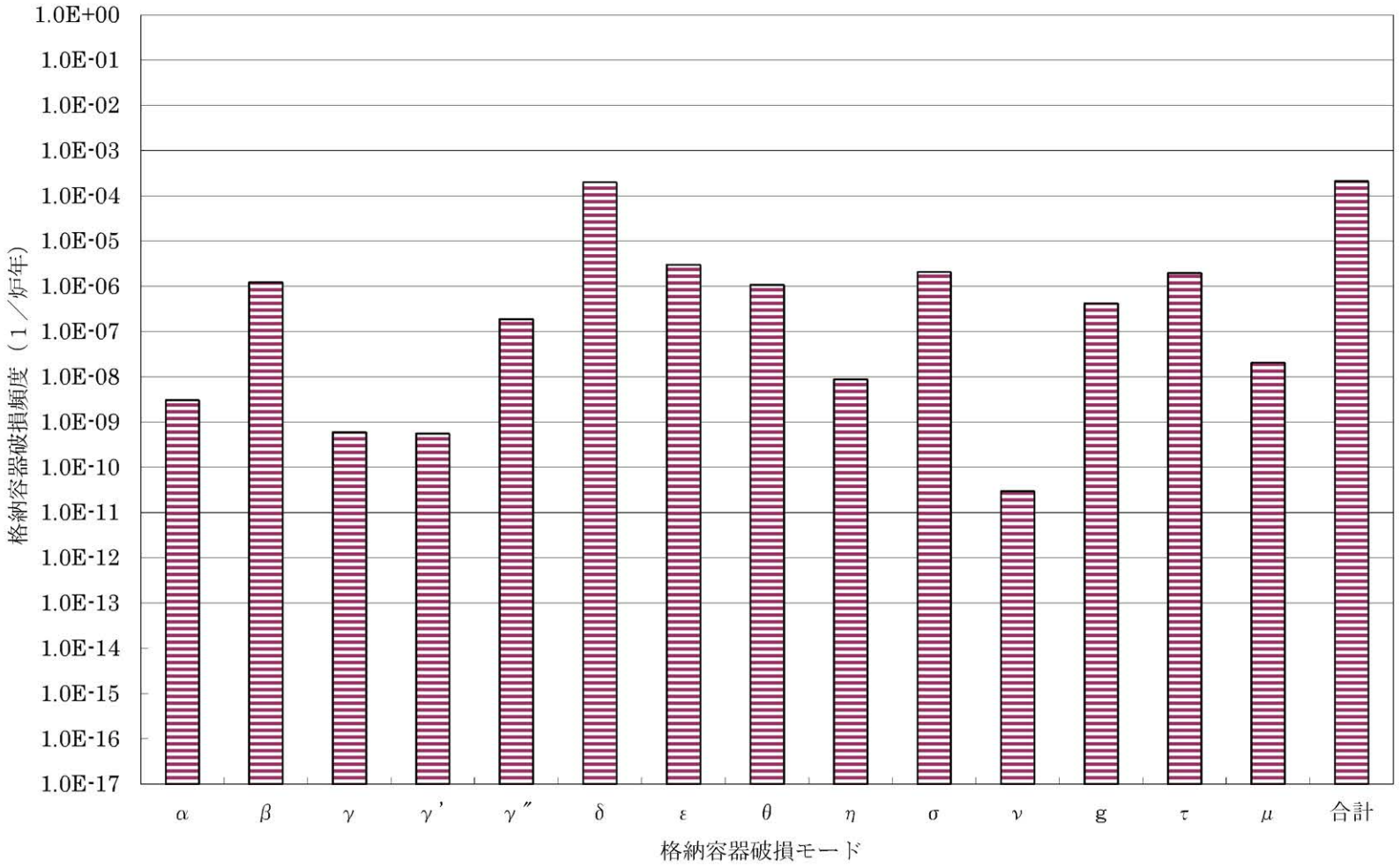
第2.1.1.e-1図（9/12）　代表的な物理量の時間変化（TED）


炉心冷却 CO
CV隔離 CI
一次系の圧力状態 FD
バイパス BP
炉心への注水 LR
炉内水蒸気爆発 ISX
水素燃焼 HB1
CV破損 OP1
RV破損 RV
事象進展
CV破損モード
失敗
成功
低
高
失敗
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
無し
有り
無し
有り

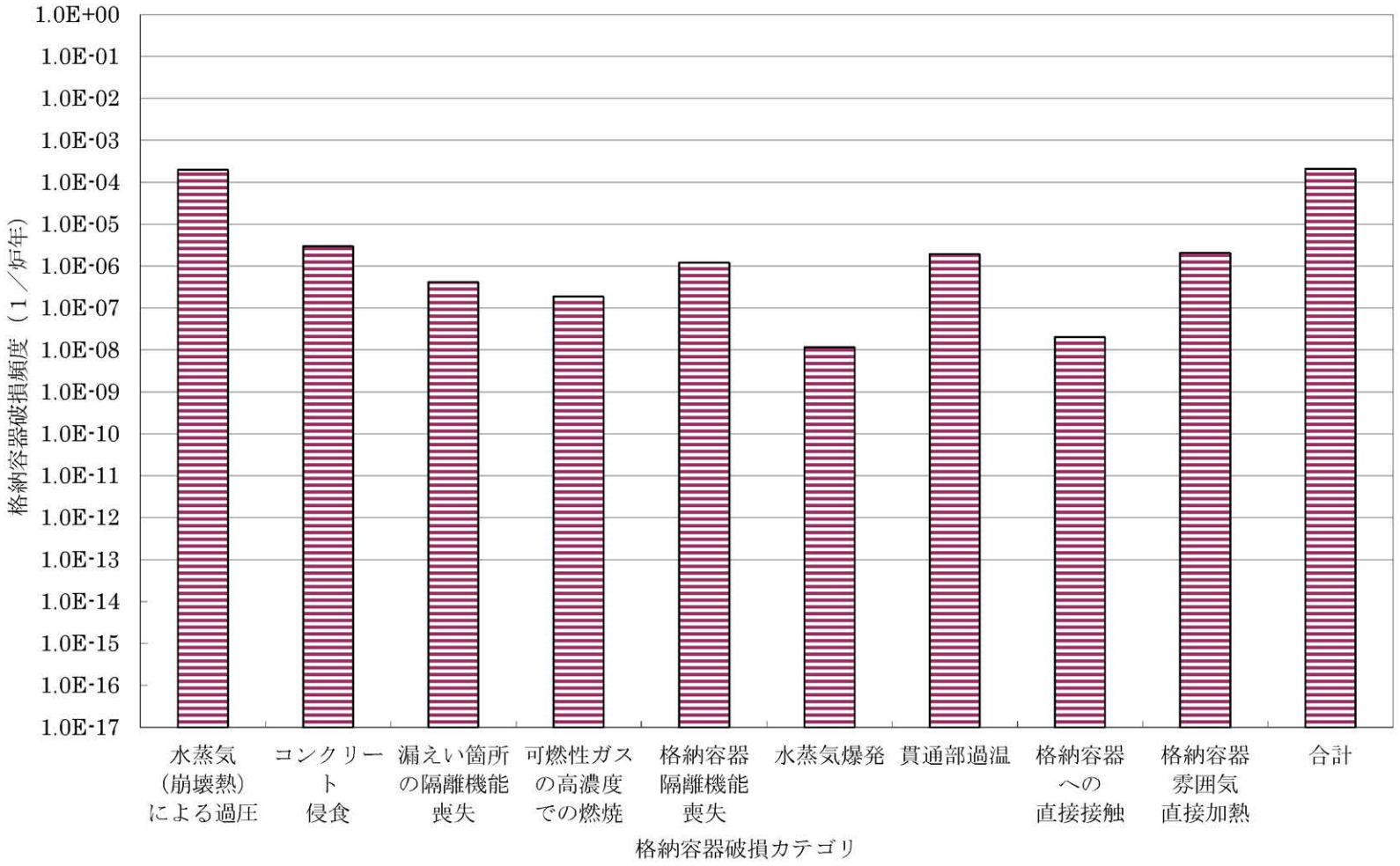


第2.1.1.e-1図（11/12）　代表的な物理量の時間変化（TEI）

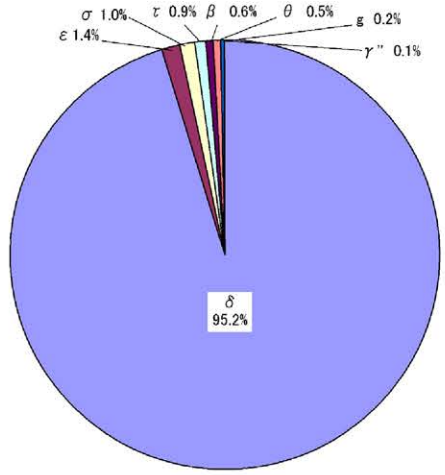

炉心冷却 CO
CV隔離 CI
一次系の圧力状態 FD
バイパス BP
炉心への注水 LR
炉内水蒸気爆発 ISX
水素燃焼 HB1
CV破損 OP1
RV破損 RV
事象進展
CV破損モード
失敗
成功
低
高
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
無し
有り
無し
有り



第2.1.1.f-1図　格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合（1/3）

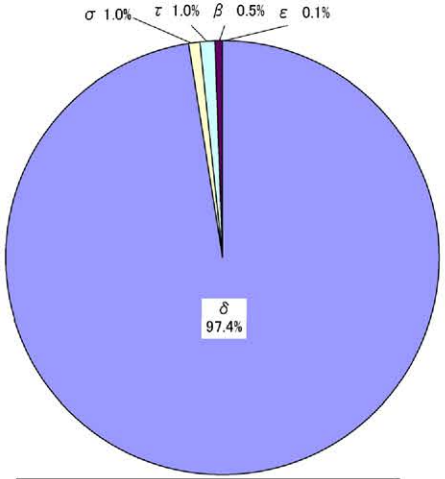


第2.1.1.f-1図　格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合（2/3）

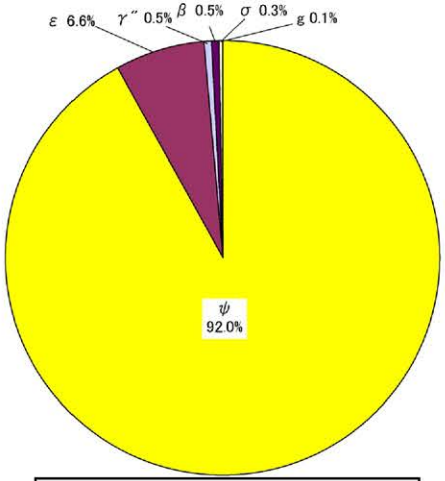


◆格納容器破損モード別CFF

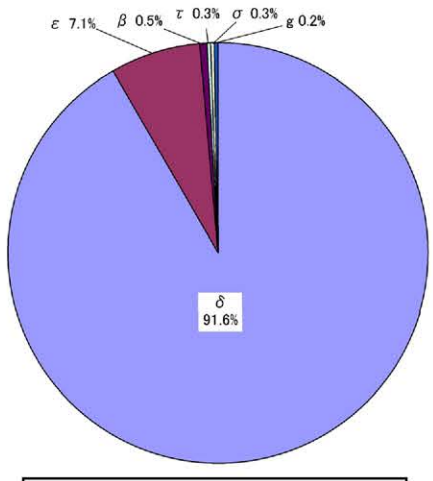
破　損　モ　ー　ド　別	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）
δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	2.0E-04	95.2
ε （ベースマット溶融貫通）	3.0E-06	1.4
σ （格納容器雰囲気直接加熱）	2.1E-06	1.0
τ （過温破損）	2.0E-06	0.9
β （格納容器隔離失敗）	1.2E-06	0.6
θ （水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.1E-06	0.5
g （蒸気発生器伝熱管破損）	4.2E-07	0.2
γ"（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	1.9E-07	0.1
μ （溶融物直接接触）	2.1E-08	0.0
η （原子炉容器外水蒸気爆発）	8.7E-09	0.0
α （原子炉容器内水蒸気爆発）	3.1E-09	0.0
γ （水素燃焼（原子炉容器破損以前））	6.0E-10	0.0
γ'（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	5.5E-10	0.0
ν （インターフェイスシステムLOCA）	3.0E-11	0.0
合　　計	2.1E-04	100.0



◆格納容器破損モード別CFF
（PDSがSEDの場合）

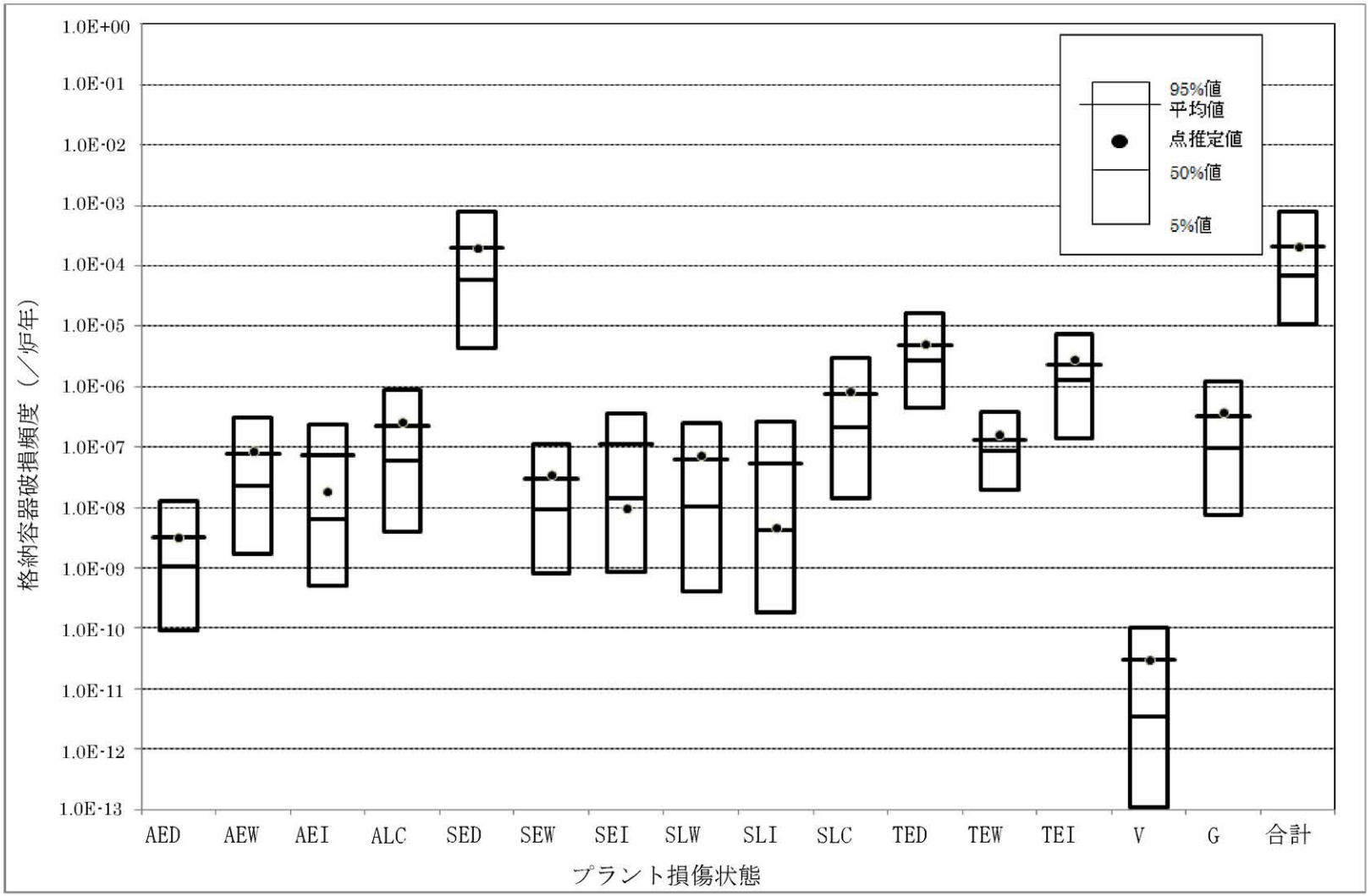


◆格納容器破損モード別CFF
（PDSがTEIの場合）

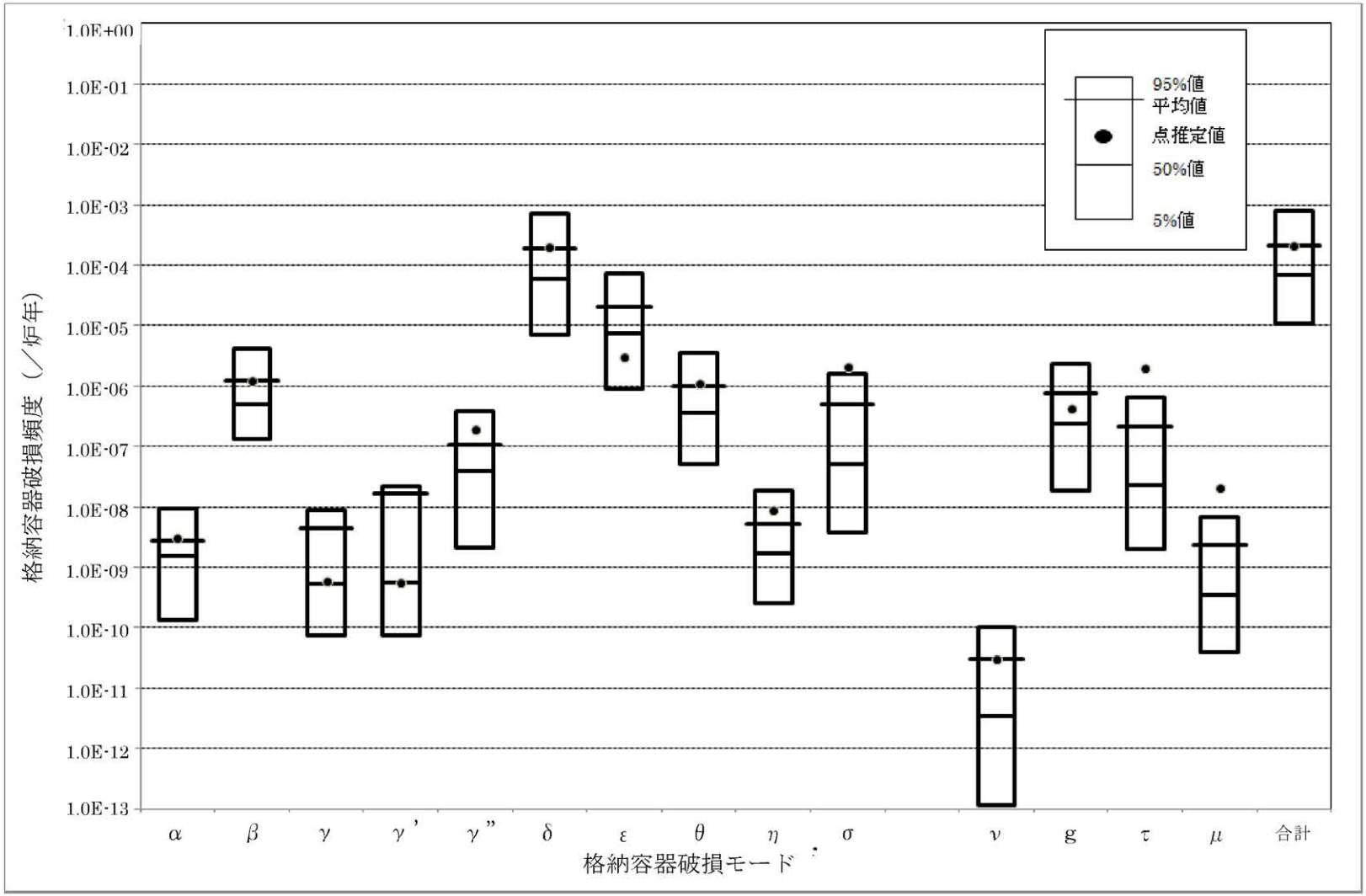


◆格納容器破損モード別CFF
（PDSがTEDの場合）

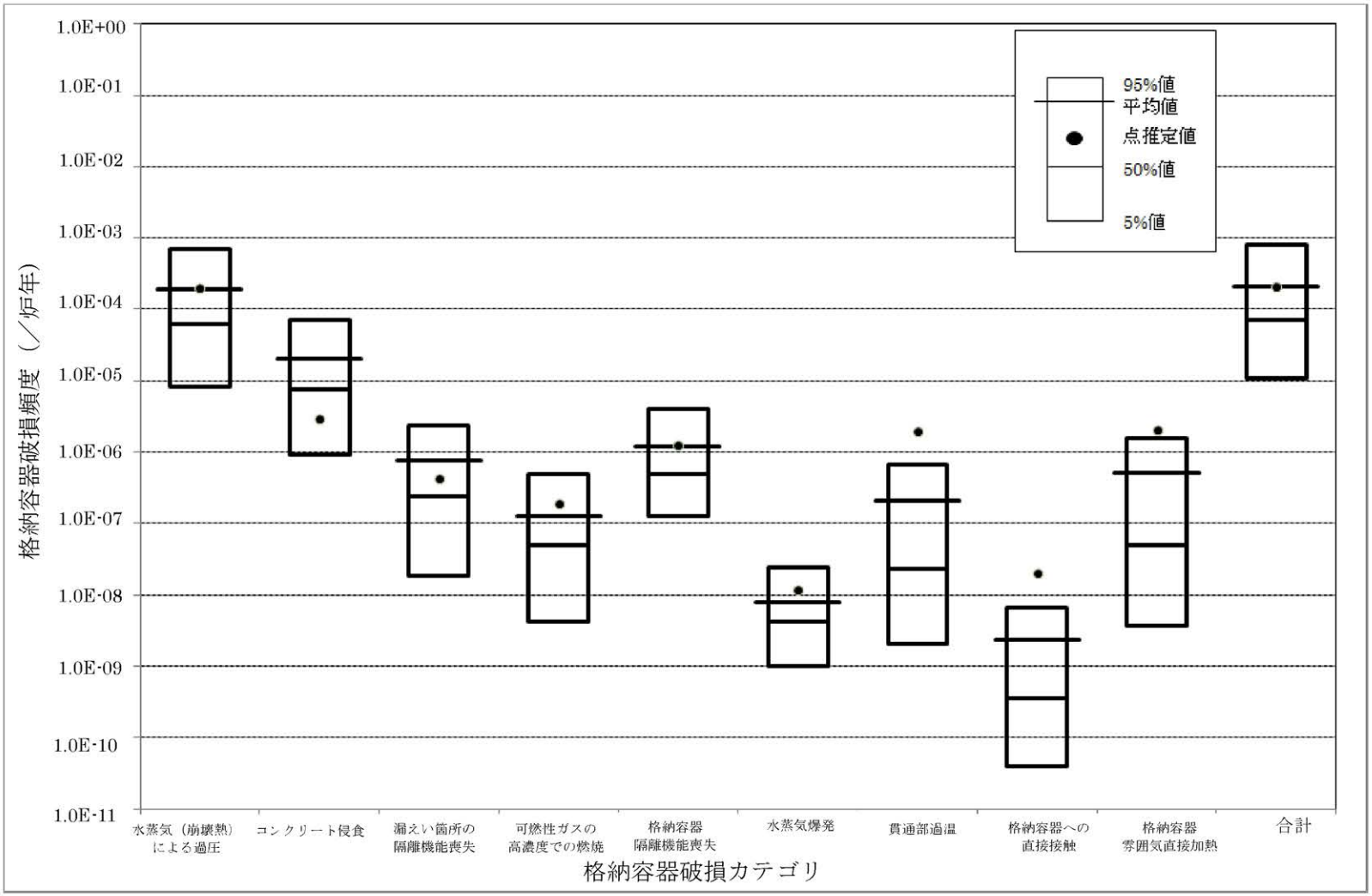
第2.1.1.f-1図　格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合（3/3）



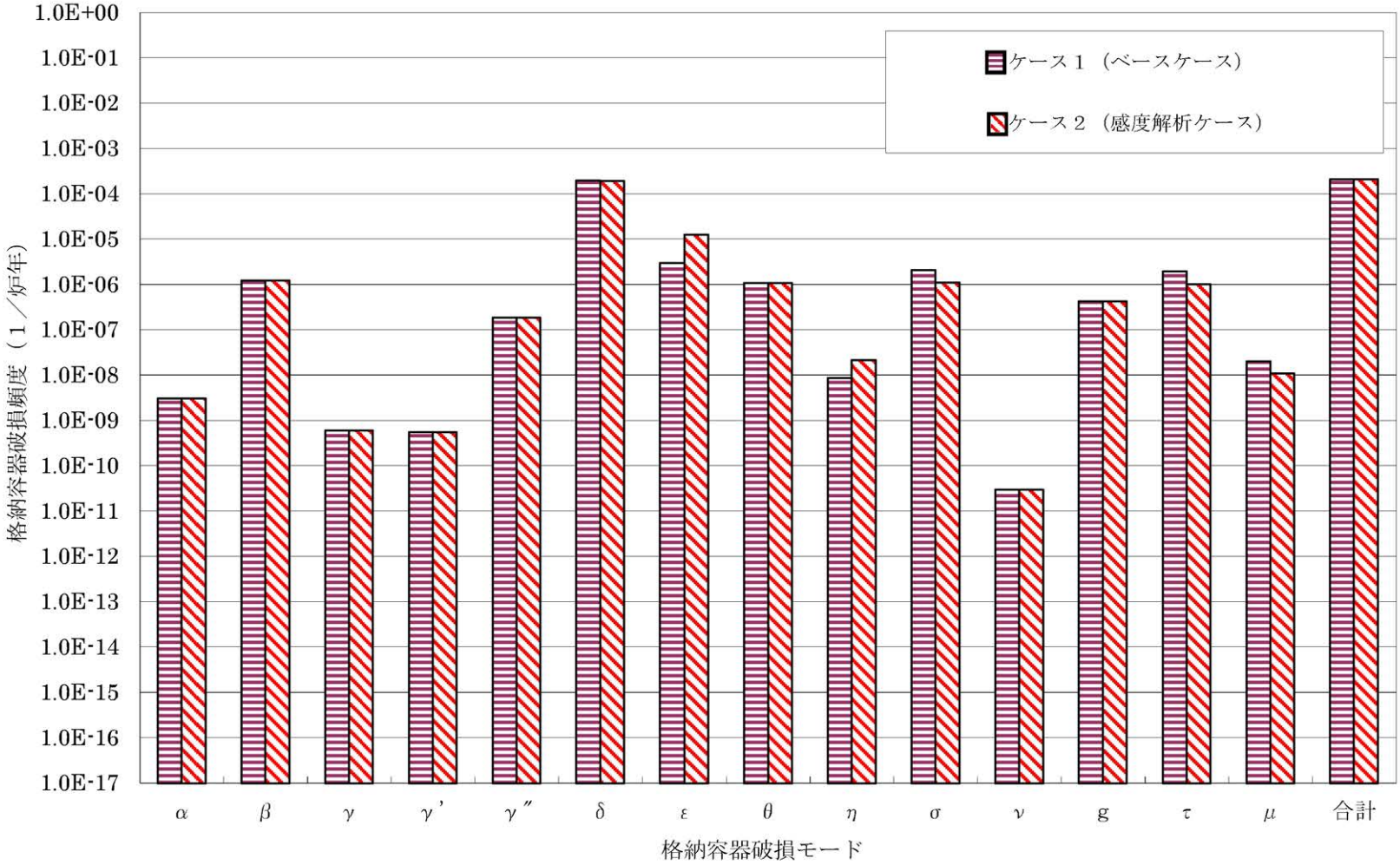
第2.1.1.g-1図　プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



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実さ解析



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実さ解析



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

追補２．Ⅱ

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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．　はじめに

川内原子力発電所１号炉及び２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（0.49MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.245MPa[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。

川内原子力発電所１号炉及び２号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 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認する評価温度及び圧力を 200℃、２Pd として設定する。

（川内１号炉及び２号炉　原子炉格納容器　最高使用温度:127℃　最高使用圧力:0.245MPa[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、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並びに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、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う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

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。）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図1及び表1参照。

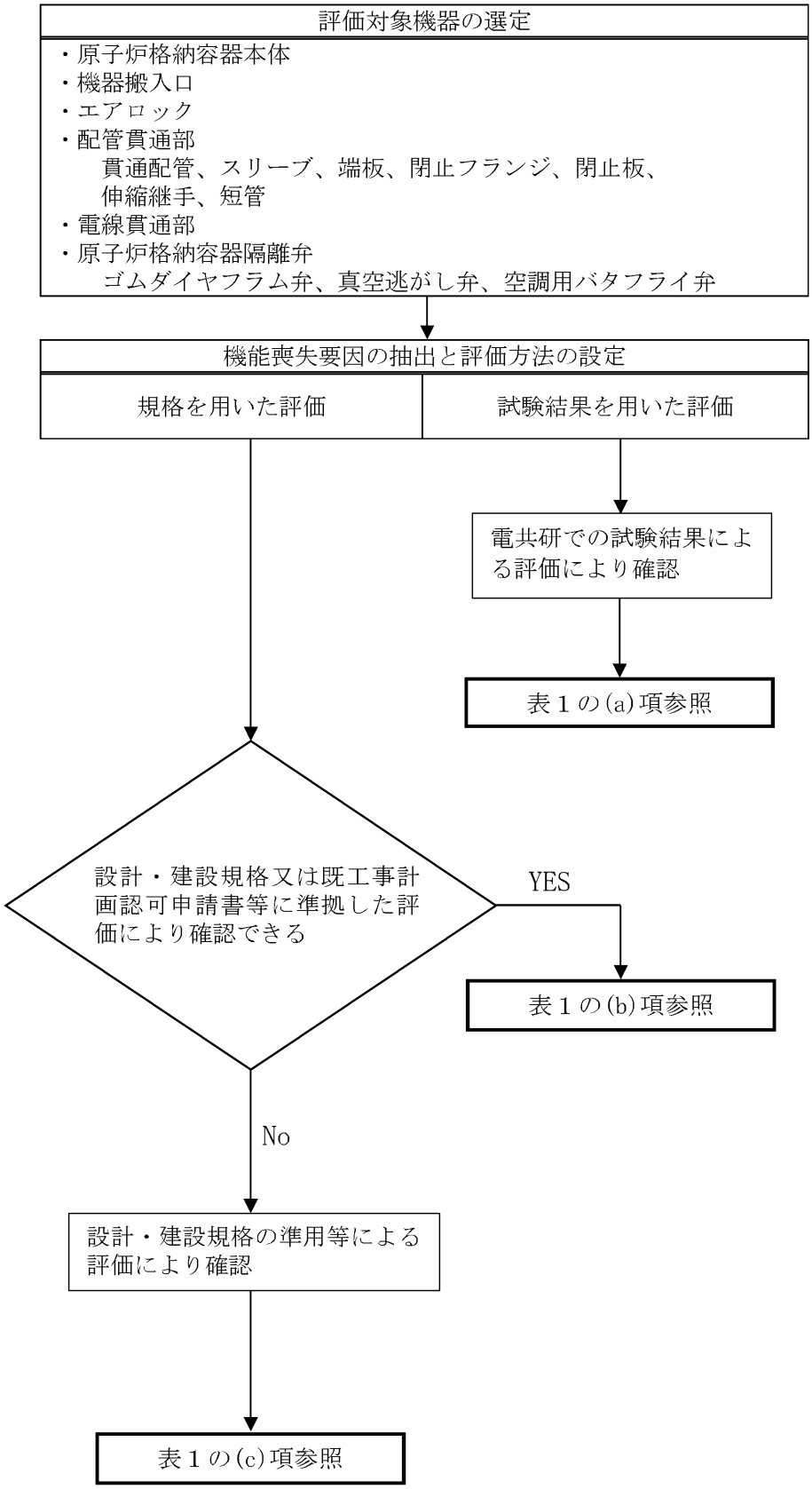


図１　評価方法による評価対象機器の分類

表１　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を実施	漏えいなし
		ｺﾞﾑﾀﾞｲﾔﾌﾗﾑ弁(ｼｰﾙ部)	変形	EPｺﾞﾑの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用ﾊﾞﾀﾌﾗｲ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
		空調用ﾊﾞﾀﾌﾗｲ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価を実施	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 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 に規定される一次+二次応力の制限値を満足する。
		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こと
		電線貫通部 (本体、ｼｭﾗｳﾄﾞ、端板)	延性破壊	本体,ｼｭﾗｳﾄﾞ,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こと
		ｺﾞﾑﾀﾞｲﾔﾌﾗﾑ弁	変形	ｺﾞﾑﾀﾞ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 が発生するときの許容圧力を算定（簡易手法)。 ②原子炉格納容器の局部について、代表ﾌﾟﾗﾝﾄの有限要素法による応力評価結果及び川内原子力発電所１号炉及び２号炉への適用性を確認	①許容圧力は２Pd を上回る。 ②代表ﾌﾟﾗﾝﾄにおける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(ﾌﾗﾝｼﾞ・ﾎﾞﾙﾄ)	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ﾌﾗﾝｼﾞ及びﾎﾞﾙﾄについて、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表ﾌﾟﾗﾝﾄの結果を使用し、ﾌﾟ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ﾌﾗﾝｼﾞ及びﾎﾞ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)相当の許容応力が発生する時の圧力が２Pd を上回る。
		ｽﾘｰﾌﾞ	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を実施 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を実施	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
		閉止ﾌﾗﾝｼﾞ	①延性破壊 ②ｼｰﾙ能力不足による漏えい	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 ｶﾞ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、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器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、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 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_m（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について、P_m 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_m、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_m は 2／3Su、P_L+P_b は 1.5×2／3Su（＝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 2／3Su 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、川内原子力発電所１号炉及び

２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）として代表プラント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、これに基づき川内原子力発電所１号炉及び２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、代表プラント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、リングガーダ部、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、川内原子力発電所１号炉及び２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、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、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、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、蓋の板厚に対し蓋板の内半径が大きく、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

機器搬入口の胴において、一次一般膜応力は原子炉格納容器本体円筒部と比べ、板厚が大きく、内径が小さいので発生応力も十分小さい。また、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、代表プラントの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いる

が、機器搬入口の内径が代表プラントと同様であるのに対し、鋼製格納容器の板厚及び機器搬入口の板厚が異なる。ただし、最高使用圧力も代表プラントと比較し小さく、機器搬入口の取付部は、格納容器半球部と比較し十分余裕があるものであり、その評価結果に包絡されると考える。

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（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（一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（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、全ての応力の許容値を設計引張強さ（Su）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℃、２Pd 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、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、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、代表プラントの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、代表プラントとエアロックの基本構造は同様で、エアロックの胴及び取付部は、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、その他の局部的な部位について、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合い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（一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_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り、許容値を設計引張強さ（Su）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（α×2／3Su）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、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℃、２Pd 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

貫通配管に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、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、貫通配管に加えられ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 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した。

なお、前述の一次＋二次応力の制限値は既工事計画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）の設計時に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、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_m（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_m 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 に示すように、供用状態Dの P_m 、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（一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_m は 2／3Su、P_L+P_b は 1.5×2／3Su（＝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。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℃、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℃における設計引張強さ（Su）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 2/3Su 以下であることも確認した。

以上から、200℃、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、ぜい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、ぜい性破壊、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ぜい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ぜい性破壊、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、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、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あることを確認した。

(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、伸縮式継手には原子炉格納容器内圧も作用し、それらにより伸縮式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、ぜい性破壊、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、ぜい性破壊が生じる温度域でないこと、伸縮式継手部が応力を受け変形することにより繰り返し荷重、圧縮力が短管に生じないことから、ぜい性破壊、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に考慮される機能喪失要因は、ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、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(金具)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。

・破壊圧力：約[redacted]MPa[gage]

以上のことより、200℃、２Pd（0.490MPa[gage]）において電気ペネトレーションの気密性維持は可能と考えられる。

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ぜい性破壊、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、ぜい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、ぜい性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁、真空逃がし弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下の通り健

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

全性を確認する。

(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 ゴムの材料加速試験結果より形状・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く評価手法より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。

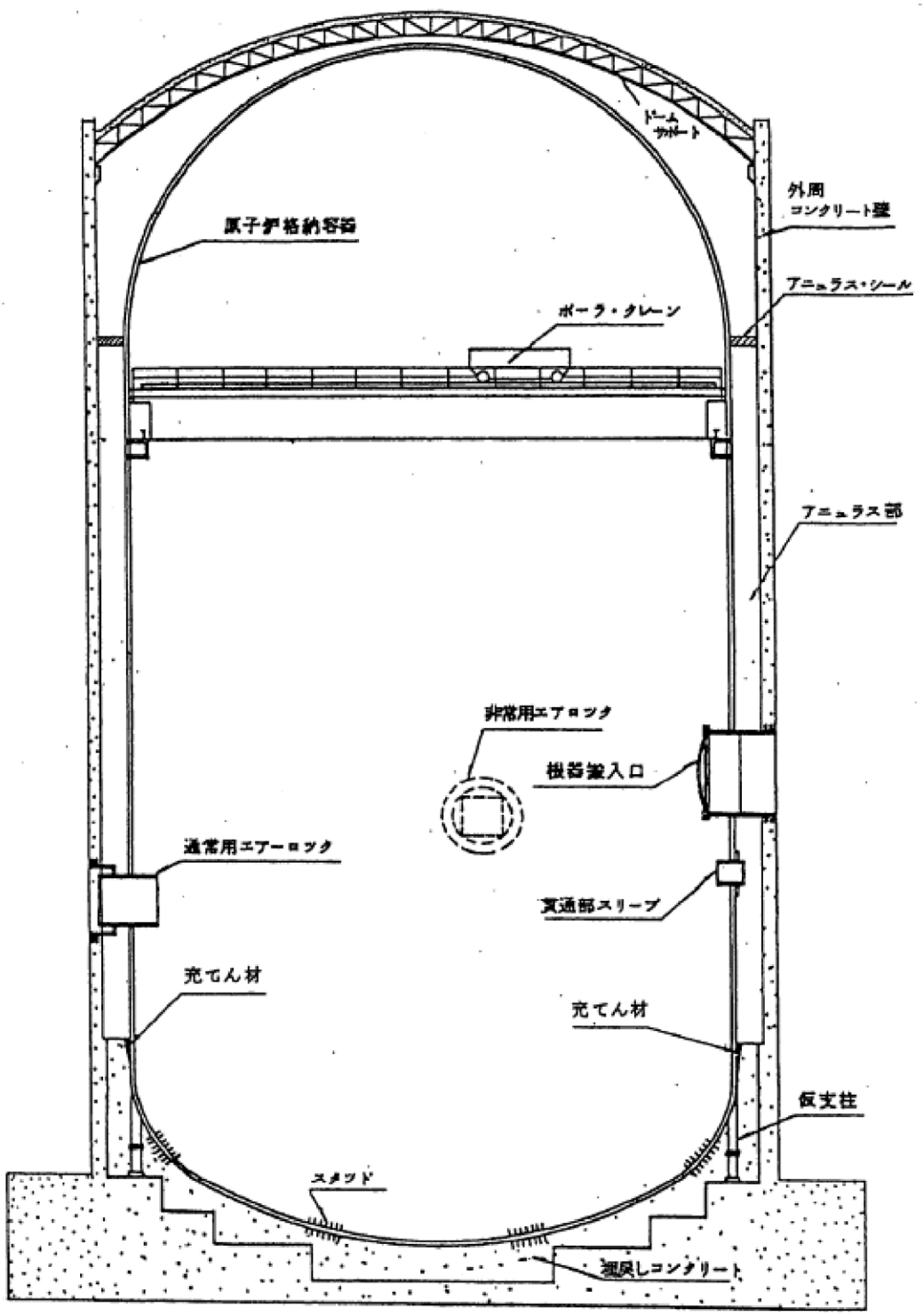
・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており(min. 1.03MPa[gage])、耐圧上問題となることはない。

・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。

・弁シート部は全て金属製である。

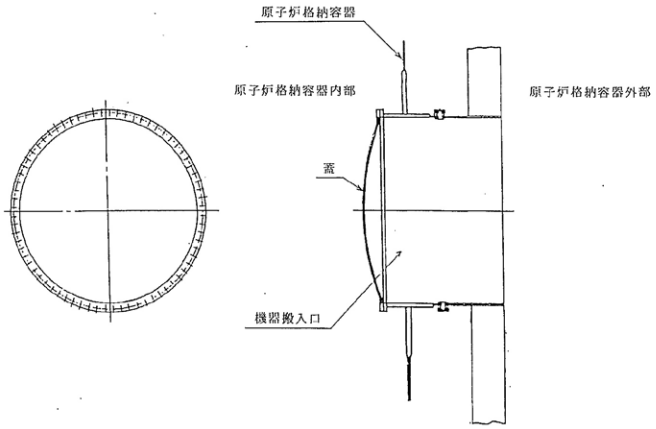
４．結　　論

川内原子力発電所１号炉及び２号炉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。

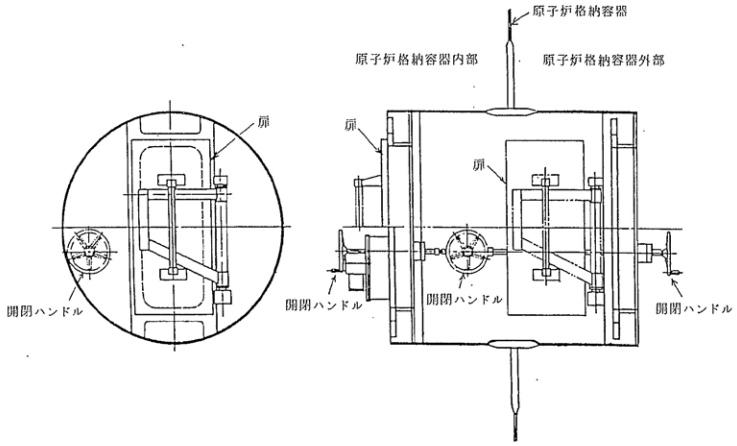


原子炉格納容器本体

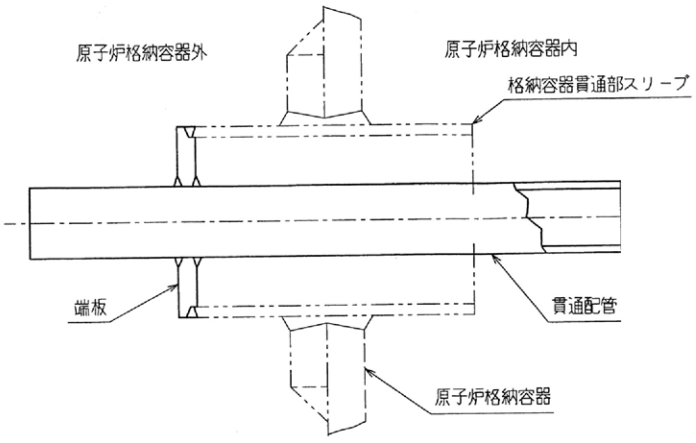
図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（１／４）



機器搬入口

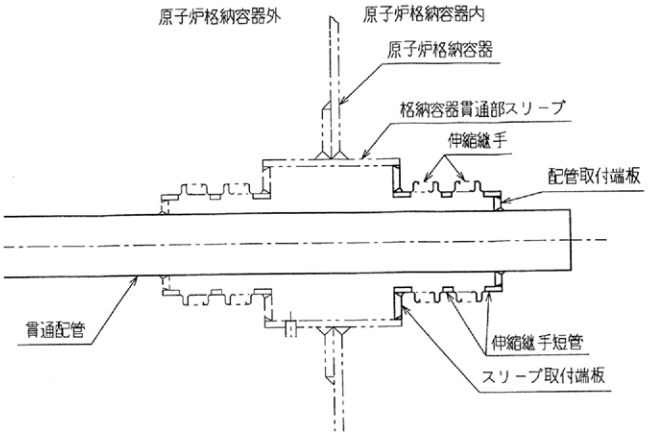


エアロック

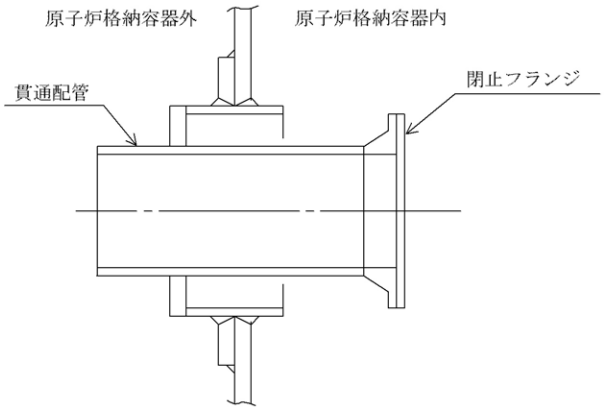


固定式配管貫通部

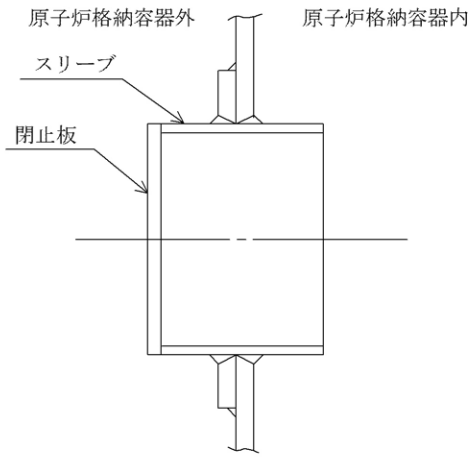
図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（２／４）



伸縮式配管貫通部

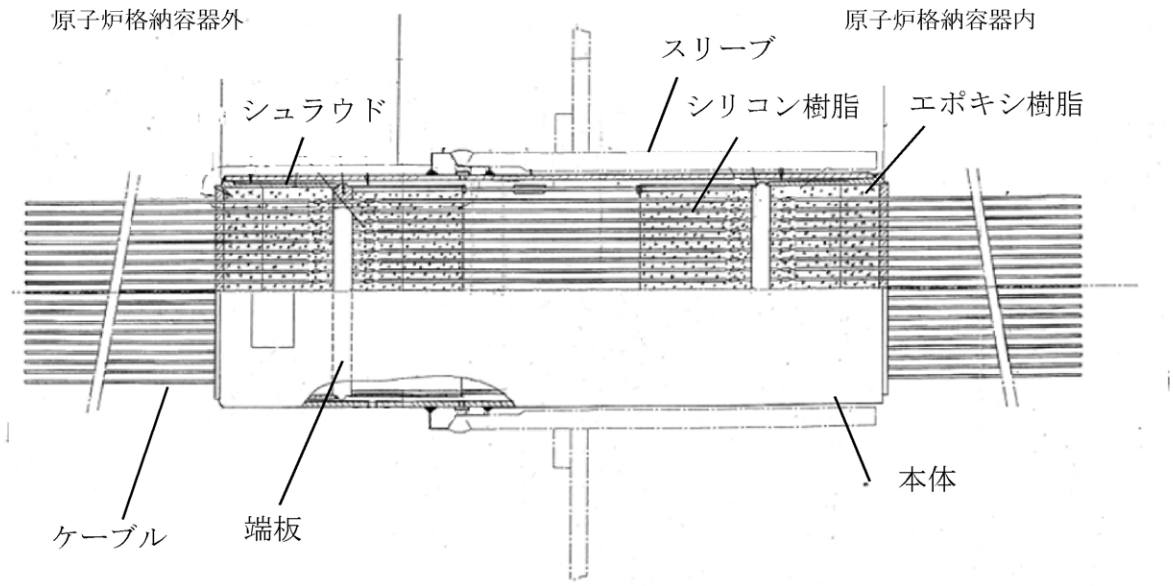


閉止フランジ

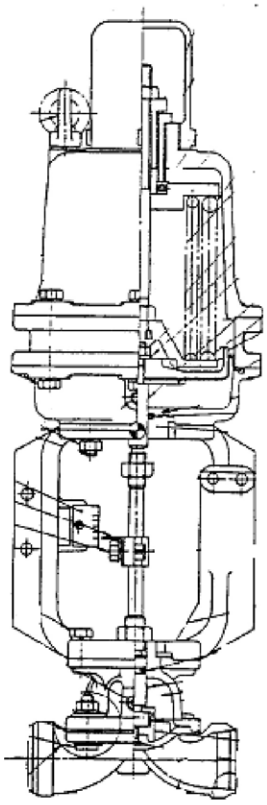


閉　止　板

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（３／４）



電線貫通部



原子炉格納容器隔離弁

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（４／４）

表２　評価結果まとめ

評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値※1	判定値	評価結果
格納容器本体	円筒部、半球部（□）	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局　部：代表ﾌﾟﾗﾝﾄ	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su) 局　部：3.1Pd(FEM)	0.490MPa[gage] (２Pd)以上	破断せず
機器搬入口	フランジ部（□）	代表ﾌﾟﾗﾝﾄ値換算	300℃ ２Pd	203MPa[gage] (一次+二次応力)	420MPa[gage]以下 (Su)	破断、座屈せず ／ｼｰﾙ機能維持※2,3
	蓋板（□）	機械工学便覧	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.490MPa[gage]以上 (２Pd)	
エアロック	隔壁部（□）	工認手法	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.490MPa [gage]以上 (２Pd)	破断せず ／ｼｰﾙ機能維持※3
貫通配管	同左 (STPT370)	PPC-3530	200℃ ２Pd	197MPa[gage] (一次+二次応力)	232MPa[gage]以下 (Sa)	破断せず
スリーブ	取付部（□）	工認手法	200℃ ２Pd	259MPa[gage] (一次応力)	281MPa[gage]以下 (2/3Su)	破断せず
端板	配管取付部（□）	工認手法	200℃ ２Pd	37MPa[gage] (一次+二次応力)	369MPa[gage]以下 (３S)	破断せず
閉止フランジ	同左（□）	ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計	200℃	1.03MPa[gage]※4	0.490MPa[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)	18.0mm 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	0.3467 (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)	5.8mm 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 (実物厚さ)	9.12mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず
格納容器隔離弁	弁箱	ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計	200℃	1.38MPa[gage]※4	0.490MPa[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:ﾌﾗﾝｼﾞ隙間許容値以下を確認
※4:ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計による200℃での許容圧力
※5:ｶﾞｽｹｯﾄ必要圧縮量以上を確認

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

追補２．Ⅲ

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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　EURSAFE 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コード …… 1-1
第２部　ＳＰＡＲＫＬＥ－２コード …… 2-1
第３部　ＭＡＡＰコード …… 3-1
第４部　ＧＯＴＨＩＣコード …… 4-1
第５部　ＣＯＣＯコード …… 5-1

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解析を大きく超えた現象やプラント挙動を想定することから、その際の物理現象を模擬できる解析コードを選定するとともに、その適用性を確認する必要がある。

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

2. 有効性評価における物理現象の抽出

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

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

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

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

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

物理現象の抽出に当たっては、3.1 節で説明する階層構造分析における物理領域ごとに整理することとし、その物理領域は、事象進展に関連する PWR のシステムを質量やエネルギ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冷却材が循環する。冷却材及びほう酸の流動挙動は、前項に述べた炉心（熱流動）におけるものと同一であるが、概ね１次元の流れとして捉えられる。また、炉心のような大きな熱源がないため、構造材との間の熱伝達や、蒸気の凝縮も主要な現象となる。

破断を生じると系外（原子炉格納容器、蒸気発生器２次側等）への冷却材放出が生じる。１次冷却材の補充源としては非常用炉心冷却系（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次系圧力上昇の抑制のために開放されると、冷却材が加圧器逃がしタンクを経て原子炉格納容器へ放出される。

F) 蒸気発生器

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

の開放により水位に影響が生じる。また、蒸気発生器伝熱管に破断が生じると１次系から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次系に破断を生じた場合、１次冷却材や水素を含む非凝縮性ガスが放出される。１次冷却材は減圧により二相状態となり、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内のヒートシンクへ熱伝達する。再循環により１次系もしくは原子炉格納容器内に注入された冷却材は、凝縮熱伝達により原子炉格納容器内の蒸気状態に影響する。

H) 原子炉容器（炉心損傷後）

炉心が露出し、放射性崩壊や燃料被覆管の酸化反応熱により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管及び燃料の溶融、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、溶融した溶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、一部の溶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溶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溶融が発生すると、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次系圧力が高圧の状態で原子炉容器破損に至ると、溶融炉心及び水蒸気が高圧で放出する。この過程では溶融炉心は液相（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次系圧力が低圧の場合、原子炉容器破損後に溶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。溶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、溶融炉心は冷却材と相互作用し、一部の溶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、溶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、マトリクスの形で整理する。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入が困難となり炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、蒸気発生器による代替の除熱機能確保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運転があり、崩壊熱の除去により炉心冷却を確保することが可能である。

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

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

異常な過渡変化事象あるいは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次冷却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次系圧力も上昇する。

１次系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次系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)。

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ずる。これにより加圧器水位が上昇し、蒸気放出から液相放出に転ずる。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は１次系圧力が高くかつ液相放出であるため、放出量が注入流量を上回り、１次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ずる。

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き説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように２次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い１次系圧力の上昇が生ずるが、原子炉出力は既に崩壊熱レベルに低下していることから１次系圧力の上昇は比較的緩慢である。このため、２次冷却系からの除熱機能喪失による１次系圧力の上昇はフィードアンドブリード運転による抑制が可能である。一方、フィードアンドブリード運転に伴う１次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）

炉心出力は事象中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が支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は１次系の流動挙動に影響を与える。

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

D) １次冷却系

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

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

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

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

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

E) 加圧器

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

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

加圧器逃がし弁又は安全弁が１次系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変化に影響を与える。

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

主蒸気隔離に伴い２次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、２次側の保有水量、保有エネルギ量に影響する。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ももたらすが、漏えい量が限られることより通常の LOCA と比較して圧力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次系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次系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制するとともに、蓄圧注入及び代替炉心注入による冷却材の補給を行う(注)。

２次系強制冷却により、１次系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、漏えい流量と注入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。原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との伝熱が生じる。構造材は当初は除熱源として作用するが、長期的には構造材温度が原

子炉格納容器内温度と平衡状態となり、除熱がなされない限り原子炉格納容器圧力の上昇が継続する。

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

(2) 物理現象の抽出

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

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

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

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次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が支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は１次系の流動挙動に影響を与える。

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

D) １次冷却系

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

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

RCPシール部からの冷却材漏えいは、臨界流又は差圧流としての冷却材の放出であり、１次冷却材の保有水量、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 からの注入により補われる。ECCS 強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、１次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率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変化に影響を与える。

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

主蒸気逃がし弁による１次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより１次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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

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

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

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

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させる設備としては、スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられるが、評価上事故後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入が継続しているが、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 を用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ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水は沸騰せず、炉心の冷却は維持される。

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

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

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは LOCA の発生を想定しており、１次系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、更に気液の分離（水位変化）による炉心の露出、露出部での蒸気の過熱に伴う気液の熱非平衡といった現象が生じ、一時的に、炉心が過熱して原子炉格納容器への放出エネルギに影響を与えるが、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、RCP コーストダウンや RCP 部でのボイド発生により、強制循環流量が減少し、破断規模が小さい場合はその後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化、各部での気液分離による水位挙動が影響する。

ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入がなされると、低温側配管からダウンカマにかけてサブクールの注入水と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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

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

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

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

代替スプレイは、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次系圧力が上昇することで炉心損傷に至る事象を想定する。

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

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

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

原子炉の出力が上昇する事象としては、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」、１次冷却材流量が低下する事象としては、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「外部電源喪失」、２次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き説明する。本事故シーケンスグループでは、上述のとおり、起因事象によって事象の様相が異なることを踏まえ、ATWS 緩和設備作動の際に期待する機能が多い「主給水流量喪失」の場合を中心として、２次系の除熱が悪化する事象である「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を前提とした物理現象の抽出を行う。

事象発生時には、原子炉トリップに期待できず、原子炉が高出力で維持されて、１次冷却材温度及び１次系圧力が上昇する。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次系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次系圧力及び燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

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

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

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

B) 炉心（燃料）

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

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は、燃料被覆管温度に直接影響し、また、炉心の保有エネルギや核的反応度帰還効果を介して１次系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、本事象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。但し、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、RCP コーストダウンが生じる場合には、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。

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

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

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

E) 加圧器

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

加圧器内では１次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、２次冷却系からの除熱機能喪失後に、１次冷却材温度の上昇に伴い１次冷却材体積が膨張し、

加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより１次系圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が１次系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変化に影響を与える。

評価指標として１次系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、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次系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次系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次系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次系を冷却及び減圧し蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することであるが、事象進展が比較的速いため対策の実施に係る時間余裕が短い。蓄圧注入による炉心冷却回復後は、低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入により長期にわたる炉心の冷却が維持される。

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

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

このため、炉心は１次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次系を冷却及び減圧させる。１次系の減圧が進むと蓄圧注入系が自動的に注入を開始することから炉心水位が上昇し、燃料棒の冷却が回復することから燃料被覆管温度が低下し炉心損傷を防止することができる。

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

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように１次系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）

炉心出力は事象中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が支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡

が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は１次系の流動挙動に影響を与える。

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

D)　１次冷却系

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

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

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

破断口から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入（低圧注入及び代替注入）、蓄圧タンク注入は、１次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率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次系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変化に影響を与える。

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

主蒸気逃がし弁による１次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより１次系を冷却及び減圧して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

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次系圧力が、低圧注入系あるいはスプレイ系の締切圧力を上回り、注入が不能の場合には、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入を促す。

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

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは１次系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ずる可能性がある。

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

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

D) １次冷却系

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

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

この状態に影響を与えるのは、ダウンカマと炉心の水頭バランスに影響を与える炉心発生蒸気のループでの圧力損失と、上部プレナム、高温側配管でのボイド率、気液分離による水位挙動である。また、ECCS 注入水と１次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、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより１次系を冷却及び減圧して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原子炉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入が不可能となり、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁の手動開操作による２次系強制冷却により１次系を冷却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入することで炉心冷却をできるだけ長く維持し、復旧のための時間余裕を増加させることができる。

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

本事象が発生すると、原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去されるが、当初は流出流量が注入流量を上回るため、１次系保有水は減少する。原子炉冷却材の系外流出により１次系圧力は低下し、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、減圧及び加圧器逃がし弁開操作により、１次系圧力は低下し、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、注入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次系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き説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように１次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

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

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

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、１次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が支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は１次系の流動挙動に影響を与える。

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

D) 1次冷却系

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

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、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 からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率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、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次冷却系を介して１次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象に加えて、破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、ECCS 等により１次系への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による１次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次系への注入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次系圧力が低下し、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次系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。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次系圧力は低下し、１次系圧力と破損側蒸気発生器２次側圧力が平衡になった時点

で、１次冷却材の２次冷却系への漏えいは停止する。この期間中、炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように１次系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）

炉心出力は事象中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が支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は１次系の流動挙動に影響を与える。

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

D) １次冷却系

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

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

蒸気発生器伝熱管破損の破断口では、臨界流あるいは差圧流として１次冷却材の放出が生じ、１次冷却材の保有水量、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 からの注入により補われる。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率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、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	
									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次系圧力、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	○	○	○	○	○	○	－	○	○
	出力分布変化	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○(*1)	○	－	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	－	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束（CHF）	○	○	○	－	○	○	－	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	－(*2)	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	－	－(*2)	○	○	○	○
炉心（熱流動）	３次元熱流動	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○	－	○	○	－	○	○

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

(*1)解析コードの適用性を評価する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次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
１次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	○	○	○	○	○	○	－	○	○
	冷却材流量変化（自然循環時）	○	○	○	○	○	○	－	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離・対向流	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○	－	○	○	－	○	○
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	－	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	－	○	○	○	－
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	
									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次系圧力、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
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ダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa 以下に低減されていること。
(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
(i) 溶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溶融炉心が適切に冷却されること。

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

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

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

2.2.1 炉心損傷前の原子炉系における現象

炉心損傷に至る起因事象としては、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに

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拡がりが支配的であり、３次元的な熱流動挙動の影響は小さい。
・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 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(1) 事象の推移

原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷は、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉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溶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次系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き説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損を防止する対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力及び温度とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

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

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

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、１次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内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、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次系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次系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。

2.2.3 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、溶融燃料並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

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

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き説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での溶融物の噴出を防止するための１次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次系圧力とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

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

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、１次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内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、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次系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次系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拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.4 原子炉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次系圧力が高い場合の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、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するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される

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

(2) 物理現象の抽出

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

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

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

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、１次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内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が現象として挙げられる。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた１次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次系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次系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拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.5 水素燃焼

(1) 事象の推移

水素燃焼は、ECCS 注入に失敗して炉心損傷し、ジルコニウムー水反応、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次系圧力が高い場合の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き説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器内の水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は水素濃度とする。

A) 原子炉格納容器

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

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

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、１次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内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

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

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、更にその周囲の水素も火炎伝ぱ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次系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次系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次系圧力が高い場合の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、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。

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

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

(2) 物理現象の抽出

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

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉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ゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

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

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、１次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内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。代替スプレイは、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 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次系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次系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／評価指標／物理現象	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
		原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	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	物理現象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／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
		原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	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	物理現象＼評価事象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 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	－	－	－	○	－
	水素濃度変化	○	○	○	○	○
	水素処理	○	(○)	(○)	○	(○)

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

(○)：評価指標には影響が生じないが、従属的に発生する現象

表 2-2　抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）(4/4)

分類	物理現象＼評価事象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	○	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 FP 挙動	○	○	○	○	○
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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 FP 挙動	○	○	○	○	○

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

（○）：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)　放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(c)　未臨界を確保すること（ただし、通常の運転員等操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつわずかな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

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

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

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

2.3.1　崩壊熱除去機能喪失

(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崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

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

原子炉の停止中に崩壊熱除去機能が喪失すると崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が加圧器の開口部から流出する。これにより１次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き説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（１次系保有水量）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

の拡がりが重要である。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ずる可能性がある。

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

D) １次冷却系

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

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

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

E) 加圧器

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

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて１次系は低圧かつ低温の低エネルギ状態にあり、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を喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失することによって、余熱除去系統による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

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

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

(2) 物理現象の抽出

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

2.3.3 原子炉冷却材の流出

(1) 事象の推移

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

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

原子炉の停止中に系統操作の誤りによって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系が機能喪失する。崩壊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き説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（１次系保有水量）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拡がりが重要である。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ずる可能性がある。

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

D) １次冷却系

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

余熱除去系統及び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、充てん系からの注入により補われる。充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプは、１次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

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

E) 加圧器

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

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて１次系は低圧かつ低温の低エネルギ状態にあり、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	物理現象＼評価事象＼評価指標	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、（燃料被覆管温度）	全交流動力電源喪失 炉心水位、（燃料被覆管温度）	原子炉冷却材の流出 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 / 評価指標 / 物理現象	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、（燃料被覆管温度）	全交流動力電源喪失 炉心水位、（燃料被覆管温度）	原子炉冷却材の流出 炉心水位、（燃料被覆管温度）
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	構造材との熱伝達	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－
	水位変化	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）	－	－	－

○：解析を実施する上で必要な物理現象

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

3. 抽出された物理現象の確認

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

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

図 3-1 には、階層化結果及び 2 章で抽出した物理現象との対応を示す。

また、以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

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、エネルギ等）
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム

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

各物理領域に含まれる、解析対象とする成分（物質）については、同種の場の方程式で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギ及び運動量（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、原子炉格納容器内温度、ベースマット侵食深さ）について有効性を確認することから、有効性評価における物理現象として抽出されてない。

(5) 核分裂生成物

A) 「格納容器バイパス放出」

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

B) 「よう素の化学形態」

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

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

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

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

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

---

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

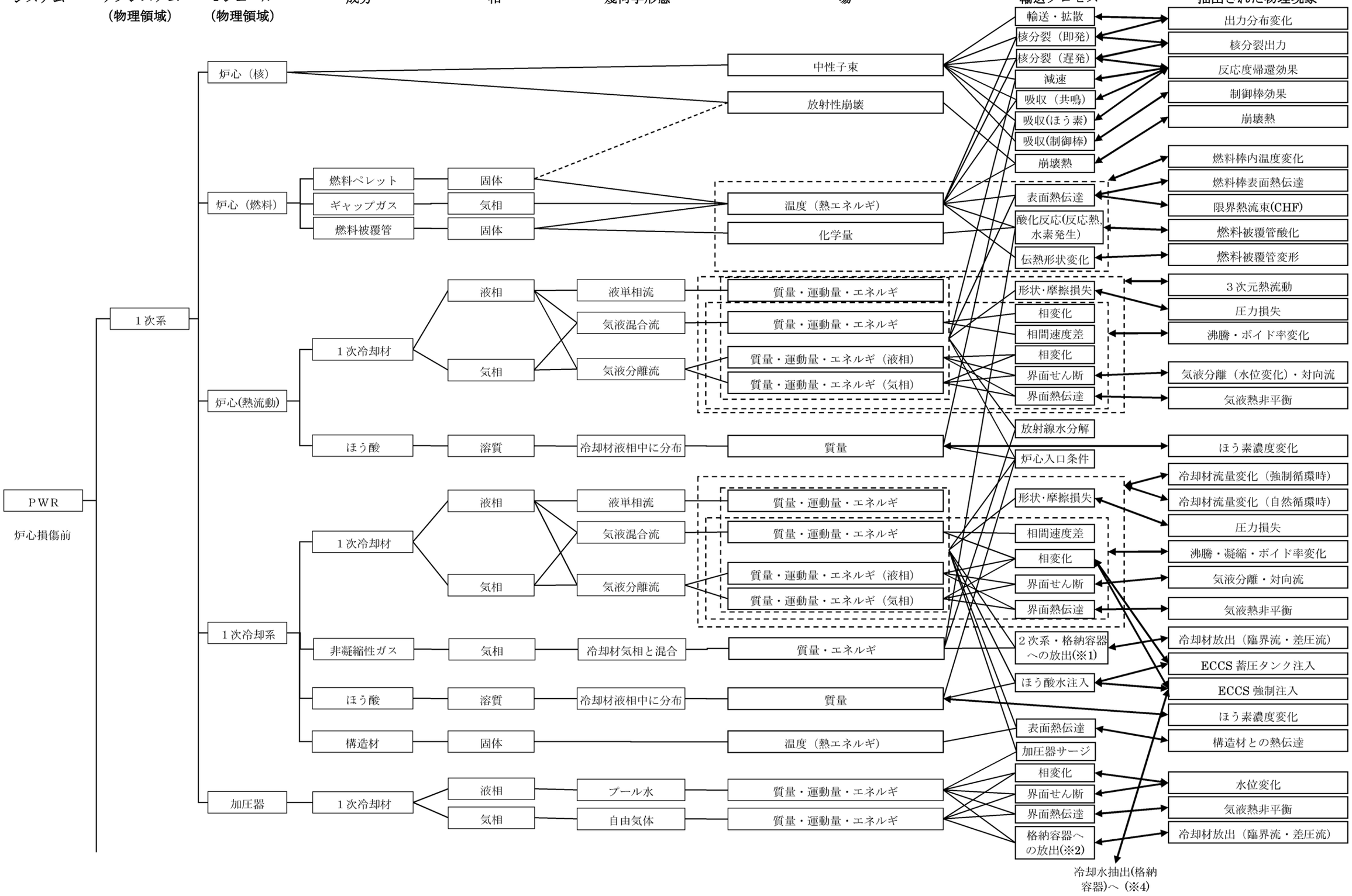
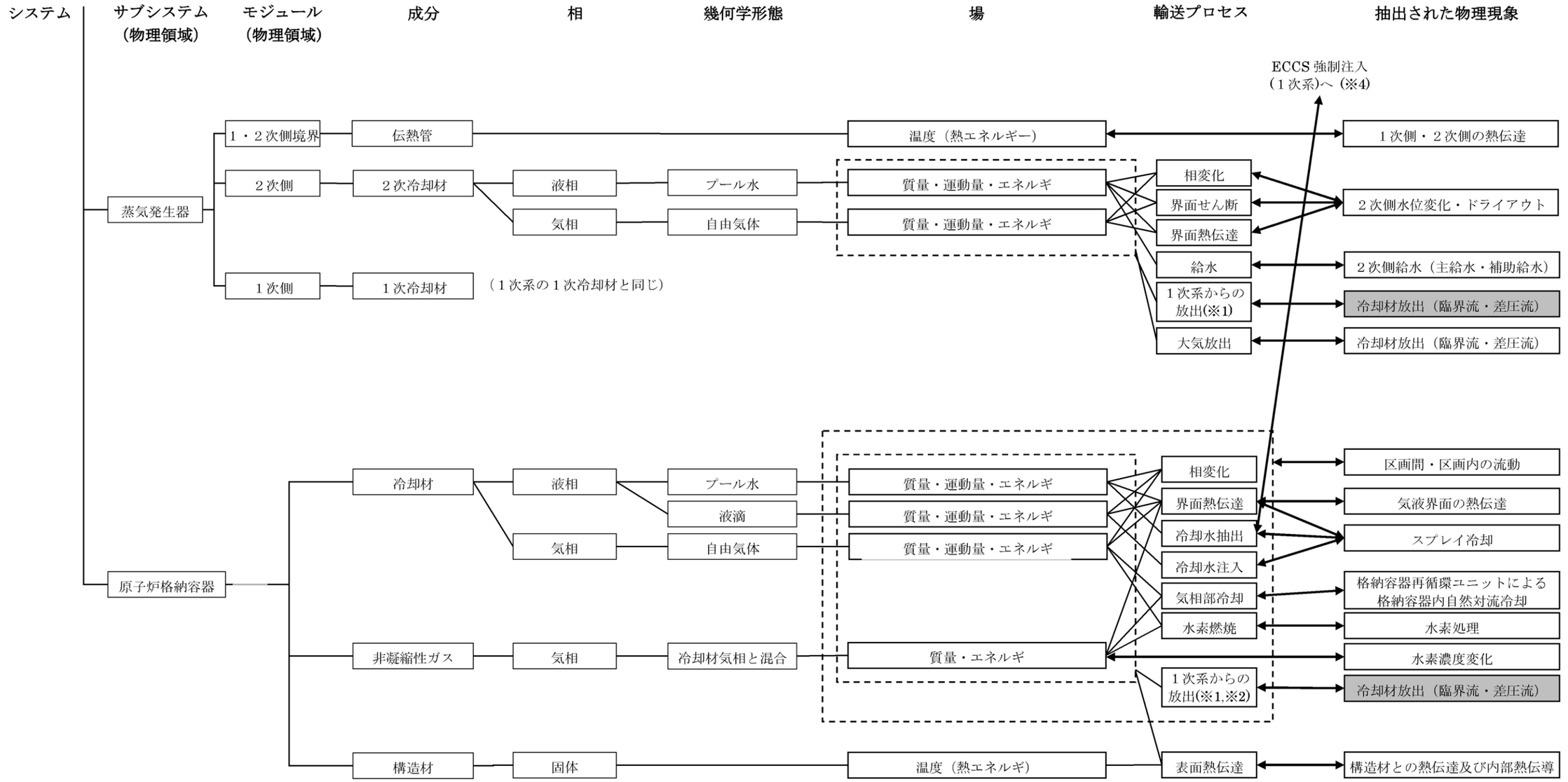


図 3-1　有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(1/4)



：前出(１次系、加圧器)と同じ

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)

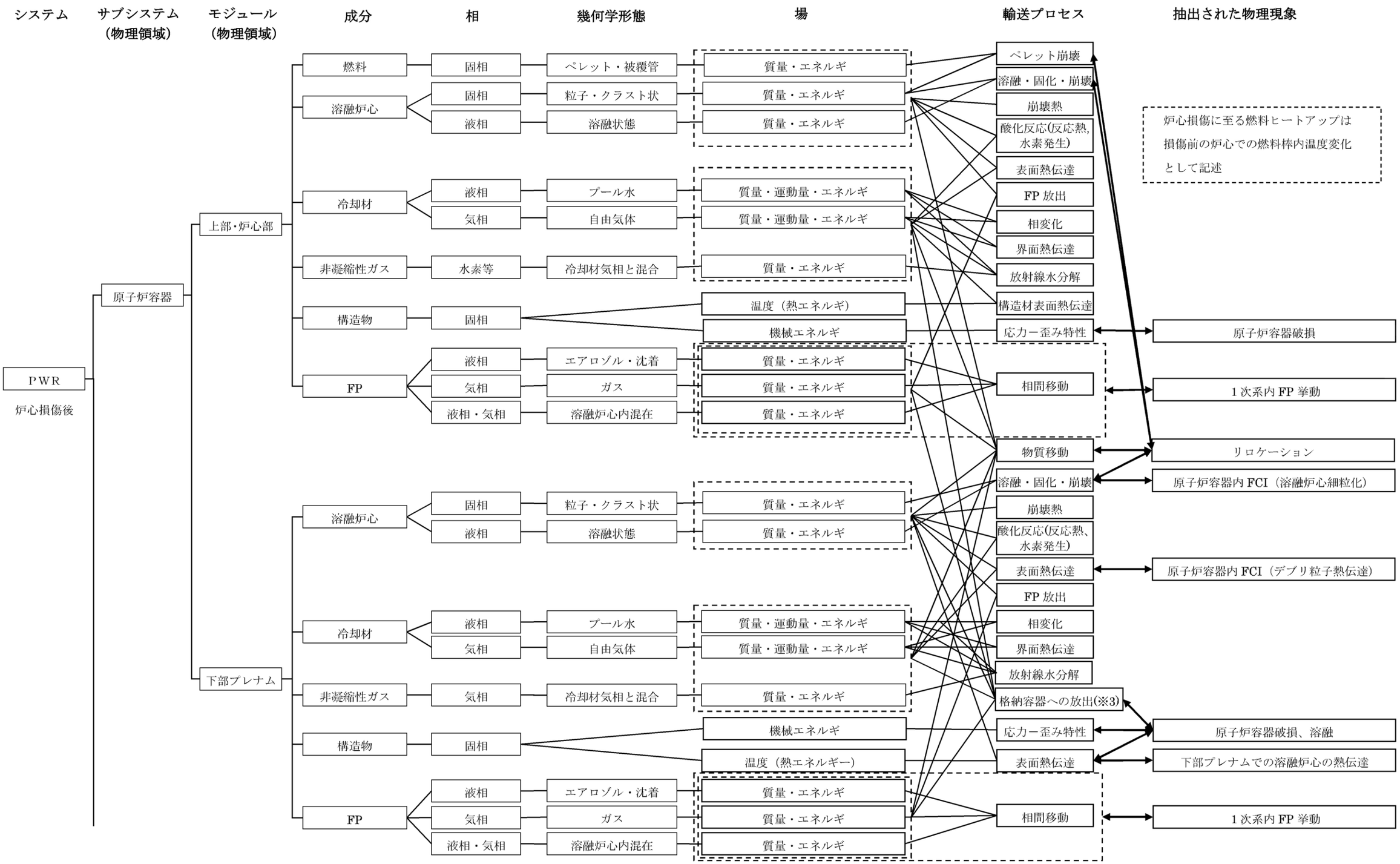


図 3-1　有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理（3/4）

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

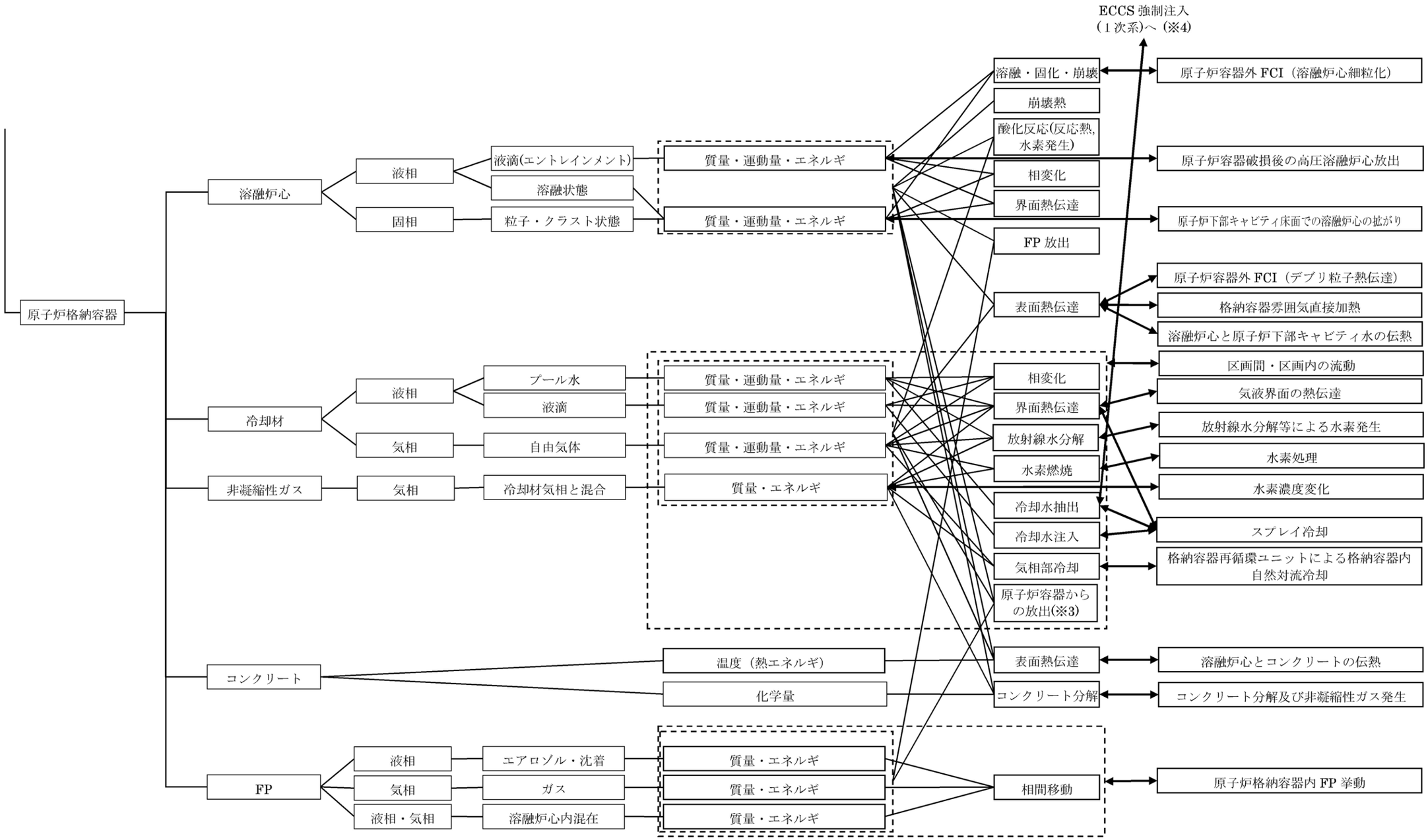


図 3-1　有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理（4/4）

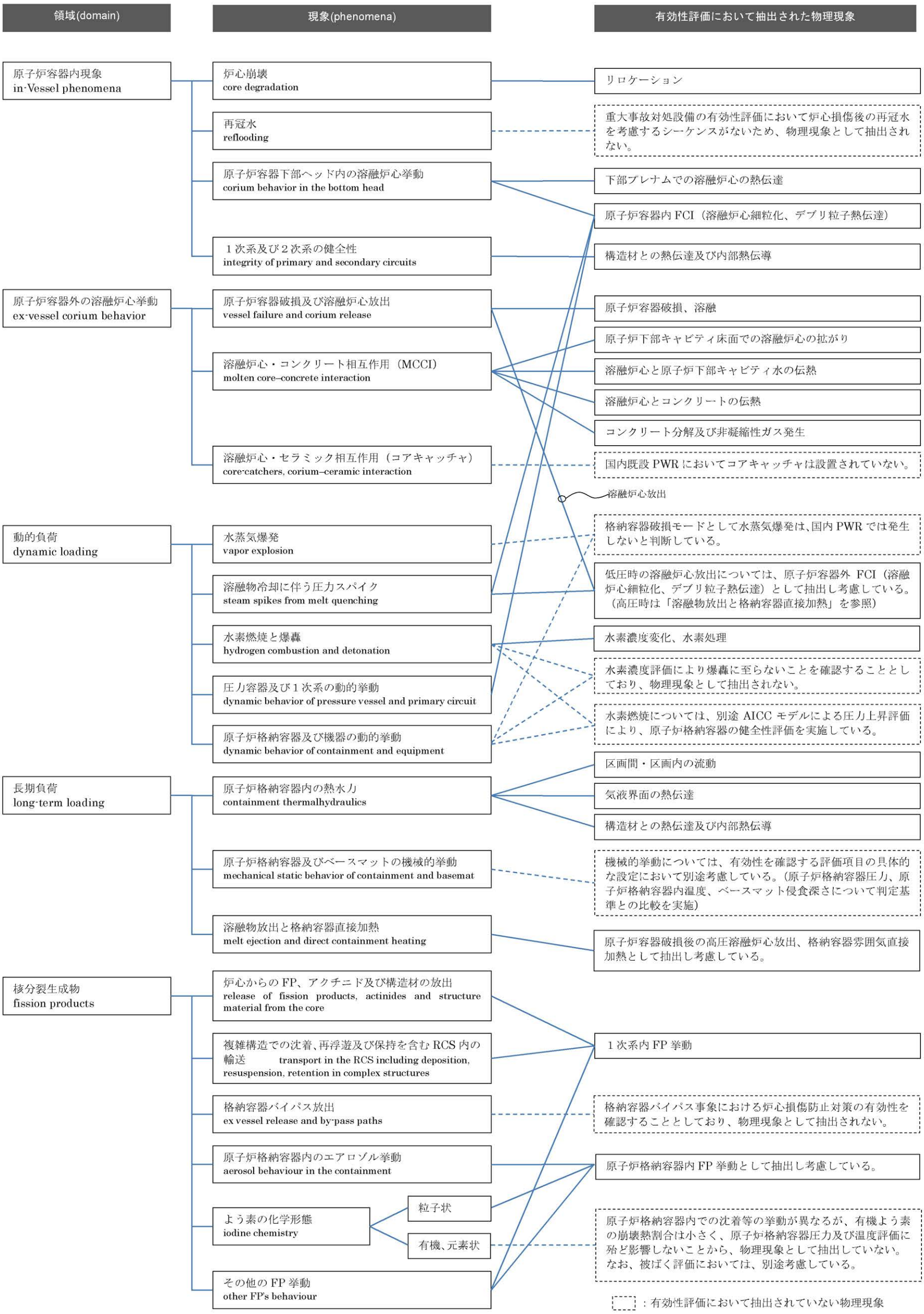


図 3-2　EURSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

4.　適用候補とするコードについて

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

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

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

4.1　適用候補コードの概要

4.1.1　ＭＡＲＶＥＬコード

ＭＡＲＶＥＬコードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（１点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時（LOCA を除く）の熱流動解析を行う許認可解析コードである。１次系、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、熱的及び熱水力学的特性は、二つの等価ループに分けて扱われる。

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

4.1.2　ＳＡＴＡＮ－Ｍコード（関連コード含む）

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

ＳＡＴＡＮ－Ｍコード：大破断 LOCA 時のブローダウン過程を対象に、１次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解き、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められている。

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

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

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

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

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

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

4.1.3 ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード（関連コード含む）

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

ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード：小破断 LOCA 時の１次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められている。

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

4.1.4 ＣＯＣＯコード

ＣＯＣＯコードは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

4.1.5 Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（１点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。１次系、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、ジルコニウムー水反応量を評価する。

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

4.1.6 ＳＰＡＲＫＬＥ－２コード

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

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

4.1.7 ＭＡＡＰコード

ＭＡＡＰコードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、１次系、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コードの他に、シビアアクシデント時の炉心損傷に係る特有現象を取り扱うコードとしては、ＭＥＬＣＯＲコード（米：NRC）、ＴＨＡＬＥＳ２コード（日：JAERI）、ＡＳＴＥＣコード（独仏）とＳＣＤＡＰ／ＲＥＬＡＰ５コード（米：INL/ISS 社）がある。ＭＥＬＣＯＲコードは商用が認められないこと、また、その他は開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いコードであることから、必ずしも有効性評価に適さないと判断される。

4.1.8 ＧＯＴＨＩＣコード

ＧＯＴＨＩＣコードは質量、エネルギ及び運動量の３保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、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。但し CFD 解析コードの能力を生かして、プルーム（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コードを用いた評価においては、

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

表 4-1　各コードの使用実績

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

※　本表では、国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付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次系におけるフイードアンドブリード運転の有効性を確認するものであり、１次系モデルを有する、ＭＡＲＶＥＬコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード、ＳＰＡＲＫＬＥ－２コード、ＭＡＡＰコードが候補に挙げられる。

2.1.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは小破断 LOCA 事象やフィードアンドブリード運転による１次冷却材の減少が生じ、炉心部や１次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、運動量保存式を独立に取り扱える二流体あるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。一方、評価指標である燃料被覆管温度に対しては、小破断 LOCA 時の炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇が最も主要な現象となり、炉心内の３次元的な核、熱流動現象の模擬は要求されない。

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

さらに、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード及びＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コードは、２流体モデルに準じる解析モデルを持つが、基礎方程式においてエネルギ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コードは、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コードについても、本事故シーケンスグループにおいて、加圧器挙動の評価のために高温側配管から加圧器にかけてのボイド率評価が重要となるのに対し、高温側配管を炉心と区別していない等、１次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となるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを選定した。

5.1.2　全交流動力電源喪失

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

2.1.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの１次冷却系の評価は、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳に伴う RCP シール LOCA 発生時において、２次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となるすべての現象モデルを兼ね備えているのはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードであることより、１次系評価のためのコードとしてはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

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

ＭＡＡＰコードとＧＯＴＨＩＣコードについては、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価するのに適しているのに対し、ＣＯＣＯコードは、原子炉格納容器を単ノードで模擬しており、従来の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、格納容器内自然対流冷却の成立性は、格納容器破損防止の雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価に包含されると判断し、実績のあるＣＯＣＯコードを選択した。このことにより、１次系の模擬には上記のとおりＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを用いるため、原子炉格納容器圧力評価にはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードで計算された放出質量及び放出エネルギ流量を境界条件として与える。

5.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

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

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

5.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-4 に示す。

2.1.4 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、LOCA が発生して１次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格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系モデル及び原子炉格納容器モデルの両方を有するＭＡＡＰコードとＳＡＴＡＮ－Ｍコードが候補として挙げられる。（ＭＡＲＶＥＬコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ－ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード、ＳＰＡＲＫＬＥ－２コードについては、原子炉格納容器モデルを有しておらず、ＧＯＴＨＩＣコードについては、１次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コードは、この条件を満足しているが、格納容器再循環ユニットのモデルを備えていないこと、及び大破断 LOCA の評価が目的であり事故シーケンスグループ内の大破断 LOCA 以外の事象には適さない。

ＭＡＡＰコードは、上記の条件については簡易的な模擬と言えるが、本事故シーケンスグループが格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性の確認を目的としていることから、１次系モデルとしては、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コードを選定した。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

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

本事故シーケンスグループの評価は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する場合の ATWS 緩和設備の有効性を確認するものであり、１次系及び２次系モデルを有する、ＭＡＲＶＥＬコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード、ＳＰＡＲＫＬＥ－２コードが候補に挙げられる。

2.1.5 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能が喪失するため、炉心部の解析モデルについて以下のような機能を有することがコード選定の要件として挙げられる。まず、原子炉停止機能が喪失した状態での、燃料温度変化及び冷却材密度変化に伴う炉心の出力応答が適切に評価できることが求められる。次に、事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次系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を伴う事故シーケンスに対して事象進展中の出力分布変化を取り込んだ評価とする必要がある。これら出力応答及び DNB 発生条件を事象進展に見合った評価とするためには、過渡変化に伴う核的挙動及び出力分布変化を同時に評価することが可能な３次元炉心動特性を採用するＳＰＡＲＫＬＥ－２コードを用いることが合理的である。

また、蒸気発生器２次側や加圧器内の解析モデルに関しては、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５

コード又はＳＰＡＲＫＬＥ－２コードが２流体モデル及び多ノード分割により、これを適切に模擬できる。ＭＡＲＶＥＬコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コードについては、蒸気発生器２次側について簡略化されたモデルを採用しているため、蒸気発生器２次側のドライアウト時の伝熱特性の評価に適さない。さらに、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コードでは気液の熱非平衡を伴う加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動を評価できない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてＳＰＡＲＫＬＥ－２コードを選定した。

5.1.6 ECCS 注水機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-6 に示す。

2.1.6 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、中小破断 LOCA 時に高圧注入系の機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた２次系強制冷却により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となるすべての現象モデルを兼ね備えているのはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードであることより、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

なお、大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能喪失について、解析評価を実施する場合は、4.1 節の適用候補コードの概要にて述べたコードのうち、大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価用に開発されたＳＡＴＡＮ－Ｍコード（関連コード含む）が適用可能であるが、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている対策の有効性を示すことは困難であると予想される。他に LOCA 時の１次系を評価範囲としているのは、ＭＡＡＰコードとＭ－ＲＥＬＡＰ５コードであるが、ＭＡＡＰコードは、１次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のには適していない。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードについても、再冠水過程の模擬性能が不十分であり、大破断 LOCA 評価には適していない。

5.1.7 ECCS 再循環機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-7 に示す。

2.1.7 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、ECCS 再循環機能が喪失する事故シーケンスを対象に、代替再循環により炉心冷却を確保する炉心損

傷防止対策の有効性を確認するものであり、中小破断 LOCA 時には２次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次系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コードとＳＡＴＡＮ－Ｍコードか、あるいは１次系の LOCA を取り扱えるＭ－ＲＥＬＡＰ５コードと原子炉格納容器評価コードの組合せが候補として挙げられる。

ＳＡＴＡＮ－Ｍコード及び関連コードは、設計基準の大破断 LOCA 時における ECCS 性能評価を対象としたコードであるが、事象の収束が判断可能な事故後数 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コードは、運動量を動的に取り扱えないことから LOCA 時の初期の１次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次系圧力が高い場合の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、再循環切換時点では、大破断 LOCA 直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから、基本的に適用可能と考えられる。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードと原子炉格納容器評価コードの組合せについては、中小破断 LOCA に限定すると、破断流が臨界流であり１次系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コード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コード」において、大破断 LOCA 時に再循環失敗した場合のＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの炉心水位挙動の評価性能について確認した上で、「第３部　ＭＡＡＰコード」においては、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードとの比較を通じて有効性評価上考慮すべきＭＡＡＰコードの不確かさを定量化している。

5.1.8　格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-8 に示す。

2.1.8 節に述べたように、本事故シーケンスグループの１次冷却系の評価は、１次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の２次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えているのはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードであることより、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

5.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-9 に示す。

2.1.9 節に述べたように、本事故シーケンスグループの１次冷却系の評価は、１次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の２次冷却系からの除熱機能喪失で述べた小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力と同等の能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えているのはＭ－ＲＥＬＡＰ５コードであることより、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

5.2 格納容器破損防止

5.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-10 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはＭＡＡＰコードのみである。

ＭＡＡＰコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-11 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはＭＡＡＰコードのみである。

ＭＡＡＰコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-12 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはＭＡＡＰコードのみである。

ＭＡＡＰコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.4 水素燃焼

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-13 に示す。

本格納容器破損モードの評価は、炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応等で発生した水素の激しい燃焼による原子炉格納容器の破損が、原子炉格納容器の大きさとあいまってPARにより防止されることを確認するものであり、水素の発生量の評価と原子炉格納容器内の水素濃度分布の解析が必要である。原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードとしてはＭＡＡＰコードが挙げられる。

ＭＡＡＰコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

原子炉格納容器内の水素濃度評価には、ＭＡＡＰコード及びＧＯＴＨＩＣコードが候補に挙げられる。１次系の模擬には上記のとおりＭＡＡＰコードを用いるため、原子炉格納容器内の水素濃度評価にはＭＡＡＰコードで計算された放出質量及び放出エネルギ流量を境界条件として与える。

ＭＡＡＰコードは、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価することが可能であるが、物理的な区画を１次元流れで模擬するものであり、原子炉格納容器内のドーム部の空間分布の評価には適さない。一方、ＧＯＴＨＩＣコードは、物理的な区画の模擬に加え、空間分布を３次元で模擬可能であることから、局所の水素濃度分布やドーム部での水素の成層化を取り扱える。

このため、本格納容器破損モードの評価のうち水素燃焼においてはＧＯＴＨＩＣコードを選択した。

5.2.5 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 FP 挙動に関するモデルを有するコードはＭＡＡＰコードのみである。

ＭＡＡＰコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.3　運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1　崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-15 に示す。

2.3.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

5.3.2　全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-16 に示す。

2.3.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

5.3.3　原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-17 に示す。

2.3.3 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、ＳＡＴＡＮ－Ｍコード、ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Ｓｍａｌｌ　ＬＯＣＡ）コード、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたＭ－ＲＥＬＡＰ５コードを共通して用いることとした。

表 5-1　抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

（炉心損傷防止：２次冷却系からの除熱機能喪失）

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M（関連コード）	SATAN-M（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	○	○	○	○	○	○	－	－
加圧器	水位変化	△	○	○	○	○	○	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	－	－
格納容器 原子炉	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	－	－	－	－	○	○	○

○：必要なモデルを備えている
△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る
－：必要なモデルを備えていない

表 5-3　抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応

（炉心損傷防止：原子炉補機冷却機能喪失）

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M（関連コード）	SATAN-M（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	水位変化	△	○	○	○	○	○	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	－	－
格納容器 原子炉	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	－	－	－	－	○	○	○

○：必要なモデルを備えている
△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る
－：必要なモデルを備えていない

表 5-4　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	○	○	○	○	○	○	－	－
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	－	○	○	○	○	○	－	－
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	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）	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）	△	○	○	○	○	○	－	－
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	○	○	○	○	○	○	－	－
	ほう素濃度変化	○	－	－	○	○	○	－	－
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）	○	○	○	○	○	○	－	－

○：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	○	○	○	○	○	○	－	－
加圧器	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(核)	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）	○	○	○	○	○	○	－	－
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	－	○	－	－	－	○	○	○
	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 5-8　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（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

－：必要なモデルを備えていない

表 5-11　抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応（1/2）

（格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M（関連コード）	SATAN-M（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 5-11　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	－	－	－	－	－	○	○	－
（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 FP 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 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－

○：必要なモデルを備えている
○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る
－：必要なモデルを備えていない

表 5-12　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
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（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

－：必要なモデルを備えていない