アクシデントマネジメントの有効性評価に関する研究

Study on Effectiveness Evaluation of Severe Accident Management

吉田　至孝（Yoshitaka Yoshida）＊

要約　アクシデントマネジメント（AM）の意思決定過誤，操作過誤およびAM設備の非信頼度を含めた新たなAMの確率論的有効性評価手法を開発し，代表的なドライ型格納容器を持つ４ループPWRプラントのリスク低減効果を評価するとともに意思決定過誤とAM設備非信頼度の感度を解析した．その結果，(1)AM整備後の格納容器破損頻度は1.0×10^{-8}（1／炉年）となり，整備によるリスク低減率は77％であった．(2)人的過誤の感度解析の結果，意思決定前後従属性過誤のリスク増加は４％程度であり，組織のダブルチェックが失われた場合のリスク増加は20％程度であった．(3)AM設備の感度解析の結果，低圧注入・再循環系が格納容器防護の観点から最も重要な設備であり，AM設備の平均修理時間を３倍にするとリスクは13％程度増加した．(4)本手法は，論理演算式を用いることにより十分な再現性を持ち，第三者のレビューが要求される場合に適したものである．

キーワード　加圧水型軽水炉，シビアアクシデント，PSA，アクシデントマネジメント

Abstract　A new method was developed to assess the probabilistic effectiveness of severe accident management (AM), including decision-making errors (DME), operation errors, and unavailability of AM equipment (UOE). This method was applied to the evaluation of the risk decreasing effect in a typical 4-loop PWR plant with a dry containment vessel, and the sensitivity analysis of DME and UOE.

As a result, (1) after the preparation of AM, the containment failure frequency was 1.0E-8 (1/reactor year), and the risk decreased by 77%. (2) The results of the sensitivity study on human error revealed that the increase in risk due to a high-dependence cognition condition was about 4%, and the increase in risk due to loss of the double-check function in an organization was about 20%. (3) The results of the sensitivity study on AM equipment revealed that the low pressure injection and recirculation system was the most important in preventing containment failure. When the average time taken to repair the AM equipment was tripled, the risk increased by about 13%. (4) This assessment method has a good reproducibility due to using a logic operation formula, and is suitable for a third-party review.

Keywords　pressurized water reactor, severe accident, PSA, accident management

1. 緒言

我が国の原子力発電所は，従来からの決定論的手法により講じられた厳格な安全規制，安全管理により安全性が確保されている．しかしながら，原子力安全委員会は平成4年に設計で考慮してきた事故の範囲を遙かに超え，炉心が大きく損傷するような苛酷事故（シビアアクシデント）に対して，アクシデントマネジメント（AM）の整備方針[1]を打ち出した．電気事業者はAMの整備を順次進め，平成14年５月29日にAMの整備完了およびその有効性評価結果について発表[2]した．

AMは，設計基準事象を超え炉心が大きく損傷する恐れのある事態が万一発生したとしても，現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能の活用，或いはそうした事態に備えて新規に設置した機器によって，それが（1）シビアアクシデントに拡大するのを防止する（フェーズⅠのAM）ため，もしくは（2）シビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和する（フェーズⅡのAM）ために取られる措置の2種類がある[1]．フェーズⅠ AMとフェーズⅡ AMは，それぞれ炉心損傷頻度を求めるPSA（レベル１PSA[3]）の知見と格納容器破損頻度を求めるPSA（レベル1.5PSA[4]）の知見が活用されている．

フェーズⅠ AMの有効性は，具体的な判断基準や操作手順が整備され，運転員の人的過誤率，AM設備の成功基準および信頼性を用いて評価できる．

＊（株)原子力安全システム研究所　技術システム研究所

一方，フェーズⅡ AMの有効性は，格納容器内での物理現象の不確実さやAMが物理現象に与える正負効果の判断の難しさから，アクシデントマネジメントガイドライン（AMG）に基づき発電所の緊急時組織が意思決定を行い，運転員が機器操作を行うため，緊急時組織の意思決定過誤が含まれている必要がある．しかしながら，意思決定過誤を取り扱う手法が確立されていなかったことから，これまで国内外において人的過誤を含めたフェーズⅡ AMの有効性を具体的に評価されたものが無かった。

そこで本研究では，この目的のために開発し「認知的分析モデルを用いたアクシデントマネジメントに係る意思決定過誤率の定量化」[5] 手法を用いて，加圧水型軽水炉を対象としてフェーズⅡ AMを考慮したレベル1.5PSA手法を新たに開発して，AMの確率論的有効性を評価するとともに，意思決定過誤やAM設備の復旧に係る感度解析を実施した．

2.　整備されたAMの概要

ここでは，本研究評価対象とした加圧水型軽水炉において整備されたフェーズⅡ AMについて概要を述べる．

2.1　原子力発電所の安全機能

原子力発電所は，「止める」「冷やす」「閉じ込める」の３つの機能により安全性が確保されている．原子炉停止機能として安全保護系及び自重落下式の制御棒を，炉心冷却機能としてECCS，蒸気発生器，補助給水系及び主蒸気安全弁等を，格納容器内封機能として格納容器本体，原子炉格納容器スプレイ系を，さらにこれら安全機能をサポートするものとして電源，冷却水，制御用空気系等を備えている．

2.2　整備されたAM

AMは，安全機能が喪失した場合の代替手段を戦略的に実行するものである．このため，現有する設備をどのような目的で機能させるかが重要となる．加圧水型軽水炉におけるフェーズⅡ AM策を以下に，用いられるAM設備を図１に示す．

(1)　１次系減圧

１次系圧力が高圧状態で炉心損傷が進展すると，原子炉容器破損時の溶融炉心の飛散や蒸気発生器伝熱管の熱疲労により格納容器内封機能の喪失に至る恐れがある．このため，１次系の圧力逃がし弁（加圧器逃がし弁）の開放や蒸気発生器を使用した熱除去により１次系を減圧するものである．

(2)　１次系注水

炉心崩壊熱が除去されなくなると炉心が損傷し溶融する．１次系注水は損傷した炉心の崩壊熱を除去することにより，溶融進展を抑制するとともに，原子炉容器破損の防止を図るものである．１次系注水には，ECCSや充てんポンプが用いられる．

(3)　原子炉キャビティ注水

溶融した炉心が原子炉容器下部に蓄積すると，原子炉容器が加熱され破損に至る．原子炉容器が破損すると，溶融物は原子炉キャビティ部に落下してコンクリートを溶かして可燃性ガスを発生させる．原子炉キャビティ注水は，原子炉容器を外部から冷却して原子炉容器破損の防止を図るとともに，原子炉容器破損時に溶融物が落下する際，崩壊熱を水蒸気に変換してコンクリート浸食反応を抑制するものである．原子炉キャビティ注水には，格納容器スプレイや消火水スプレイが用いられる．

(4)　格納容器注水

溶融物から発生する崩壊熱が格納容器外に除去されない状態では，格納容器の圧力・温度が上昇し格納容器内封機能の喪失に至る恐れがある．格納容器注水は溶融物を冠水させ，発生する崩壊熱を液相部に蓄熱するとともに，気相部を飽和蒸気で満たし，格納容器圧力・温度の上昇を抑制するものである．格納容器注水には，格納容器スプレイや消火水スプレイ，ECCSが用いられる．

(5)　格納容器除熱

炉心崩壊熱が水蒸気に変換されると格納容器の圧力が上昇し，格納容器内封機能の喪失に至る恐れがある．格納容器除熱は水蒸気を凝縮してそのエネルギーを格納容器外部に除去し，格納容器圧力の上昇を抑制するものである．格納容器除熱には格納容器スプレイやECCSの再循環運転，格納容器空調冷却器が用いられる．また，一部のプラントでは格納容器スプレイ再循環運転の代替として格納容器外部スプレイが用いられる．

(6)　水素濃度制御

炉心構造物が高温状態で水蒸気中に曝されると酸化還元反応により水素ガスが発生する．さらに，溶融物とコンクリートの反応や水の放射線分解により可燃性ガスが発生する．可燃性ガスが格納容器内に

蓄積すると，爆燃・爆轟により格納容器内封機能の喪失に至る恐れがある．水素濃度制御は，可燃性ガスが高濃度燃焼領域に入らないよう格納容器注水および格納容器除熱を一時中断して水蒸気分圧を制御するものである．また，アイスコンデンサ型格納容器では水素燃焼装置により低濃度で計画的に燃焼させるものである．

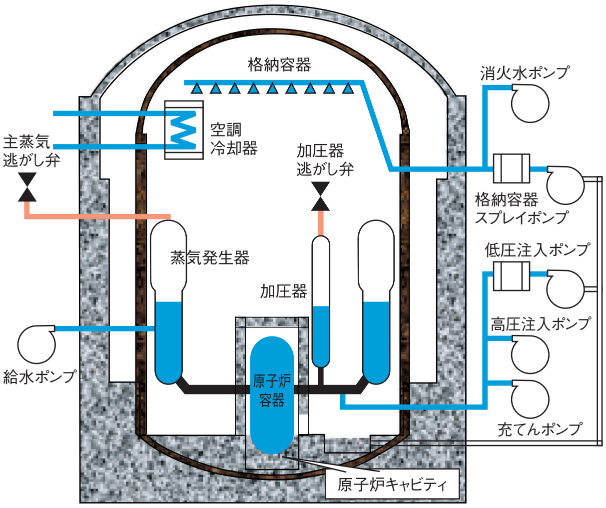

図１ PWRプラントのフェーズⅡAMに用いられる設備

3. 新評価手法

本研究で開発したAMの有効性評価手法は，レベル1.5PSA手法を基礎としたものである．レベル1.5PSA評価手順は，（財）原子力安全研究協会が発行している「確率論的安全評価（PSA）実施手順に関する調査検討－レベル２PSA，内的事象－（以下手順書という）」(4) に従った．

従来から用いられている格納容器イベントツリー法は，AMの有効性評価を行う上で設備信頼性および人的過誤を取り扱う際に十分な再現性を得ることが困難であった．そこで本論文では，計算過程を①AM策の成功確率，②シビアアクシデント現象の影響緩和に成功する確率，③格納容器破損に至る確率の３段階に分類して，全計算プロセスを論理式により定式化した．

本論文で用いる論理演算式の定義は以下のとおりである．

$P_A|P_B$：論理和　$P_A \bullet P_B$：論理積　$\overline{P_A}$：否定

$$\sum_{x}^{論理和} P(x)=P(x=1)|P(x=2)|P(x=3)\cdots$$

なお,表中の論理演算式は以下のように簡略化している．

$P(x)=x$　$\overline{P(x)}=!x$　$P(x)|P(y)=x\ or\ y$　$P(x)\bullet P(y)=x\ \&\ y$

3.1　評価に使用する変数の分類

（1）プラント損傷状態の分類

プラント損傷状態は事故タイプと１次系圧力，炉心損傷時期，格納容器内事故進展に応じて分類した．事故のタイプと１次系圧力，炉心損傷時期については手順書に示されている例を用いた．格納容器内事故進展については，AMを考慮して手順書でD（格納容器がドライ状態で格納容器スプレイ系不作動）のシーケンスに分類されているもののうち格納容器空

表１　プラント損傷状態の分類

a	記号	起因事象	1次系圧力	炉心損傷時期	格納容器（CV）事象進展		
					CV内状態	CV破損時期	CV除熱方法
1	AED	大破断LOCA	低圧	早期	ドライ	炉心損傷後	なし
2	AEF	大破断LOCA	低圧	早期	ドライ	炉心損傷後	ファンクーラ
3	AEW	大破断LOCA	低圧	早期	ウェット	炉心損傷後	なし
4	AEH	大破断LOCA	低圧	早期	ウェット	炉心損傷後	ファンクーラ
5	AEI	大破断LOCA	低圧	早期	ウェット	炉心損傷後	CVスプレイ
6	SED	小破断LOCA	中圧	早期	ドライ	炉心損傷後	なし
7	SEF	小破断LOCA	中圧	早期	ドライ	炉心損傷後	ファンクーラ
8	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	ウェット	炉心損傷後	なし
9	SEH	小破断LOCA	中圧	早期	ウェット	炉心損傷後	ファンクーラ
10	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	ウェット	炉心損傷後	CVスプレイ
11	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	ウェット	炉心損傷後	なし
12	SLH	小破断LOCA	中圧	後期	ウェット	炉心損傷後	ファンクーラ
13	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	ウェット	炉心損傷後	CVスプレイ
14	TED	過渡事象	高圧	早期	ドライ	炉心損傷後	なし
15	TEF	過渡事象	高圧	早期	ドライ	炉心損傷後	ファンクーラ
16	TEW	過渡事象	高圧	早期	ウェット	炉心損傷後	なし
17	TEH	過渡事象	高圧	早期	ウェット	炉心損傷後	ファンクーラ
18	TEI	過渡事象	高圧	早期	ウェット	炉心損傷後	CVスプレイ
19	ALC	大破断LOCA	低圧	後期	ウェット	炉心損傷前	なし
20	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	ウェット	炉心損傷前	なし
21	G	蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）	中圧	後期	CVバイパス事象		
22	V	インターフェースLOCA（ISLOCA）	低圧	早期	CVバイパス事象		

調冷却器が作動しているものをFとし，W（格納容器内がウェット状態で格納容器スプレイ不作動）のシーケンスに分類されているもののうち格納容器空調冷却器が作動しているものをHとした．手順書のHシーケンスはIに変更した．表１に本研究で定義したプラント損傷状態 の分類を示す．

(2) 格納容器破損モードの分類

加圧水型軽水炉で考慮されるシビアアクシデント現象による格納容器破損モードは，手順書やNUREG-1150(6) の例を参考に時系列に沿って炉心損傷以前，原子炉容器破損以前，原子炉容器破損直後，事故後後期に分割して考えた．炉心損傷以前は，①格納容器隔離失敗（β），②炉心損傷前に格納容器が過圧破損する事象（θ），③インターフェースLOCAにより炉心が損傷した事象（ν），④蒸気発生器伝熱管破損により炉心が損傷した事象（g）に分類した．原子炉容器破損以前は，⑤原子炉容器内での水蒸気爆発（α），⑥１次系が高温高圧状態に維持され蒸気発生器伝熱管がクリープ破損する事象（g'），⑦原子炉容器破損前の水素燃焼による急速な過圧（γ）に分類した．原子炉容器破損直後は，⑧水素燃焼とDCHの複合事象による急速な過圧（$\sigma\gamma'$），⑨炉心溶融物の飛散に伴う格納容器雰囲気直接加熱（DCH）による急速な過圧（σ），⑩原子炉容器破損に伴う水素燃焼による急速な過圧（γ'），⑪原子炉容器外での水蒸気爆発（η），⑫炉心溶融物の接触による格納容器壁の破損（μ）に分類した．事故後後期は，⑬水素燃焼による急速な過圧（γ''），⑭急速な水蒸気発生による過圧（δ），⑮ベースマットコンクリートの溶融貫通（ε），⑯格納容器過温損傷（τ），⑰緩やかな水蒸気発生による過圧（δ'）に分類した．これら17種類をまとめて表２に示す．

表２　格納容器破損モードの分類

b	記号	格納容器(CV)破損モード	
1	α	原子炉容器(RV)内水蒸気爆発	
2	β	CV隔離失敗	
3	γ	水素燃焼による急激な過圧	RV破損前
4	γ'		RV破損直後
5	γ''		事故後後期
6	δ	水蒸気による急激な過圧	
7	δ'	水蒸気による緩やかな過圧	
8	ε	ベースマットコンクリート溶融貫通	
9	θ	炉心損傷前CV過圧破損事象	
10	η	RV外水蒸気爆発	
11	σ	CV雰囲気直後加熱(DCH)	
12	$\sigma\gamma'$	DCHと水素燃焼の複合事象	
13	ν	インターフェイスLOCA	
14	g	蒸気発生器伝熱管破損	
15	g'	蒸気発生器伝熱管クリープ破損	
16	τ	CV過温損傷	
17	μ	炉心溶融物接触によるCV壁破損	

(3) AM策の分類

AM策は，整備された１次系減圧，１次系注水，原子炉キャビティ注水，格納容器注水，格納容器除熱，水素濃度制御のうち格納容器注水について，水蒸気凝縮の有無で細分化し９種類に分類した．本研究で用いたAM策の分類を表３に示す．

表３　AM策の分類

c	記号	AM策	
1	PSD	1次系減圧	
2	PSI	1次系注水	
3	CAF	原子炉キャビティ注水	水位形成
4	CAS		水蒸気凝縮
5	CFP	CV注水	1次系からの注水
6	CFS		スプレイによる注水
7	CHR	CV除熱	
8	HC1	水素濃度制御	RV破損前
9	HC2		事故後後期

(4) AM設備の分類

整備されたAM策を実行する際に用いるAM設備は，AMGの記述(2) に基づきAM策毎に設定し，表４

表４　AM設備の分類

			c	1	2	3	4	5	6	7	8	9
		d	記号	PSD	PSI	CAF	CAS	CFP	CFS	CHR	HC1	HC2
加圧器逃がし弁		1	PORV	○								
主蒸気逃がし弁		2	MSRV	○								
蒸気発生器給水系		3	FWS	○								
高圧ECCS系	RV破損前	4	HPI1		○							
	事故後後期	5	HPI2					○				
低圧ECCS系(注入モード)	RV破損前	6	LPI1		○							
	事故後後期	7	LPI2					○				
充てん系		8	CHS		○							
CVスプレイ系(注入モード)	RV破損前	9	CSI1			○	○				×	
	事故後後期	10	CSI2						○			×
消火水スプレイ系	RV破損前	11	FS1			○	○				×	
	CV設計圧力到達時	12	FS2						○			×
CVスプレイ系(再循環モード)		13	CSR							○		×
低圧ECCS系(再循環モード)		14	LPR							○		×
CV再循環ファンクーラ		15	Fan							○		×

○: 起動　×: 停止

に示すとおり15種類に分類した．主蒸気逃がし弁（MSRV）および給水系（FWS）は，蒸気発生器を使用した熱除去により１次系を減圧するものであり，１つの設備として扱うものであるが，信頼度評価上区別する必要があるため２つに分類した．各設備の要求台数は，評価対象プラントの事故進展解析結果に基づき設定する．

(5) シビアアクシデント現象の分類

AM策の実行により緩和されるシビアアクシデント現象は，炉心損傷以後の格納容器破損モードに対応した現象として，原子炉容器内水蒸気爆発，炉心溶融物の原子炉容器内保持，蒸気発生器伝熱管クリープ破損，原子炉容器破損時の高圧溶融物噴出，格納容器雰囲気直接加熱，原子炉容器外水蒸気爆発，炉心溶融物ーコンクリート反応，格納容器雰囲気の過熱，炉心溶融物の格納容器壁への接触，水素燃焼に分類した．水素燃焼は，事故進展によって水素濃度が変化することから，炉心損傷から原子炉容器破損前まで，原子炉容器破損直後および事故後後期の3つに分類した．

さらに、シビアアクシデントの事故進展に重要な影響を与えるものとして，原子炉容器内における炉心溶融物の冷却可能性，原子炉容器破損時における炉心溶融物の格納容器内高圧飛散の可能性を加え，表５に示すとおり12種類に分類した．

表５　シビアアクシデント現象の分類

<table>
<tr><th>e</th><th>記号</th><th colspan="2">シビアアクシデント現象</th></tr>
<tr><td>1</td><td>IVSE</td><td colspan="2">RV内水蒸気爆発</td></tr>
<tr><td>2</td><td>IVR</td><td colspan="2">炉心溶融物のRV内保持</td></tr>
<tr><td>3</td><td>SGTCR</td><td colspan="2">蒸気発生器伝熱管クリープ破損</td></tr>
<tr><td>4</td><td>HPME</td><td colspan="2">RV破損時の高圧溶融物噴出</td></tr>
<tr><td>5</td><td>DCH</td><td colspan="2">溶融物によるCV雰囲気直後加熱</td></tr>
<tr><td>6</td><td>EVSE</td><td colspan="2">RV外水蒸気爆発</td></tr>
<tr><td>7</td><td>MCCI</td><td colspan="2">溶融物ーコンクリート反応</td></tr>
<tr><td>8</td><td>SHCV</td><td colspan="2">CV雰囲気温度の上昇</td></tr>
<tr><td>9</td><td>CVWA</td><td colspan="2">溶融物のCV壁への接触</td></tr>
<tr><td>10</td><td>HB1</td><td rowspan="3">水素燃焼</td><td>RV破損前</td></tr>
<tr><td>11</td><td>HB2</td><td>RV破損直後</td></tr>
<tr><td>12</td><td>HB3</td><td>事故後後期</td></tr>
</table>

(6) 分岐確率の分類

分岐確率は，信頼性解析などにより定量的に得られるものは論理演算により求め，シビアアクシデント実験・解析および事故進展解析結果から工学的判断に基づき定性的に設定する場合はNUREG-1150[(6)]およびNUREG/CR-4700[(7)]の分岐確率の考え方を参考に，①確実（100％），②極めて可能性が高い（99.99％），③かなり可能性が高い（99％），④可能性が高い（90％），⑤どちらとも言えない（50％），⑥可能性が低い（10％），⑦かなり可能性が低い（1％），⑧極めて可能性が低い（0.01％）および⑨不可能（0％）の９種類（表６）から選択することとした．

表６　定性的な判断で設定する分岐確率

定性的な判断	分岐確率
確実	100%
極めて可能性が高い	99.99%
かなり可能性が高い	99%
可能性が高い	90%
どちらとも言えない	50%
可能性が低い	10%
かなり可能性が低い	1%
極めて可能性が低い	0.01%
不可能	0%

3.2　評価方法

(1)　AM策が成功する確率

プラント損傷状態aにおいてAM設備dが機能する確率$P_{AM}(a,d)$は，当該設備の炉心損傷時点における初期健全確率$P_{CD_AM}(a,d)$と炉心損傷後AM策が効果を発揮できる限界点までの復旧確率$P_{Rep_AM}(a,d)$の論理和を求め，AM設備の操作過誤率$P_{opeHE}(a,d)$の否定との論理積として（1）式で表した．設備を停止させる場合は，当該設備が動作していることが条件となるため，初期健全確率$P_{CD_AM}(a,d)$を１とした．

$$P_{AM}(a,d) = (P_{CD_AM}(a,d) | P_{Rep_AM}(a,d)) \bullet \overline{P_{opeHE}(d)} \cdots (1)$$

プラント損傷状態aにおけるAM策cが成功する確率$P_{AM_S}(a,c)$は，成功条件h毎にAM策cに対して効果を発揮するAM設備の実行確率$P_{AM_strategy}(a,c)$，先行して実施しなければならないAM策が成功する確率$P_{AM_S}(a,c|h)$，AM策の成功条件を満足した場合の効果の不確実さ（成功確率）$P_{AM_Effect}(a,c,h)$の論理積を求め，全成功条件の論理和として（2）式で表した．AM策cに対して効果を発揮するAM設備の実行確率$P_{AM_strategy}(a,c)$は，AM策cの成功条件h毎に該当するAM設備dが機能する確率$P_{AM}(a,d|h)$とAM策の意思決定過誤率$P_{cogHE}(a,c)$の否定との論理積を求め，AM策が当該プラント損傷状態で作動することが条件となっている場合の修正確率$P_{AM_PDS}(a,c)$（表７）との論理和で表した．

$$P_{AM_S}(a,c)=\sum_{h}^{論理和}\left(P_{AM_strategy}(a,c)\bullet P_{AM_S}(a,c|h)\bullet P_{AM_Effect}(a,c|h)\right)\cdots(2)$$

$$P_{AM_strategy}(a,c)=\left(P_{AM}(a,d|h)\bullet\overline{P_{cogHE}(a,c)}\right)|P_{AM_PDS}(a,c)$$

$P_{AM}(a,d|h)$：成功条件hに含まれる全AM設備の論理演算結果

$P_{AM_S}(a,c|h)$：成功条件hに含まれる全AM策の論理演算結果

AM策の成功条件を満足した場合の効果の不確実さは，AM策の特徴を勘案し，プラント設備の特徴を参考にして設定した．例えば１次系注水は（PSI），高圧注入系（HPI１）或いは充てん系（CHS）が作動した場合は確実に効果を発揮し，低圧注入系（LPI1）が作動した場合は同時に１次系減圧（PSD）に成功すれば確実に効果を発揮する．このような各AM策の成功条件およびその場合の効果の不確実さをまとめて表８に示す．１次系減圧は，１次系圧力がプラント損傷状態に依存し，１次系圧力が高いほど１次系配管のクリープ破損による減圧可能性と加圧器逃がし弁の減圧能力の不確実さが高まることを考慮した．１次系配管のクリープ破損の確率は，NUREG/CR-4551[(8)] を参考にして過渡事象では70％とし，小破断LOCA時は過渡事象の100分の１とした．格納容器除熱は，水蒸気凝縮の前提となる格納容器注水による水蒸気飽和雰囲気が達成されていることを条件とした．

表７　プラント損傷状態に依存したAM策の修正確率

b	記号	$P_{AM_PDS}(a,c)$					
	c	3	4	5	6	7	
		CAF	CAS	CFP	CFS	CHR	その他
1	AED	0	0	0	0	0	0
2	AEF	0	0	0	0	1	0
3	AEW	1	0	1	0	0	0
4	AEH	1	0	1	0	1	0
5	AEI	1	1	0	1	1	0
6	SED	0	0	0	0	0	0
7	SEF	0	0	0	0	1	0
8	SEW	1	0	1	0	0	0
9	SEH	1	0	1	0	1	0
10	SEI	1	1	0	1	1	0
11	SLW	1	0	1	0	0	0
12	SLH	1	0	1	0	1	0
13	SLI	1	1	0	1	1	0
14	TED	0	0	0	0	0	0
15	TEF	0	0	0	0	1	0
16	TEW	0	0	1	0	0	0
17	TEH	0	0	1	0	1	0
18	TEI	0	0	0	1	1	0

表８　AM策の成功条件および不確実さ

a	記号	h	AM設備の条件 $P_{AM}(a,c,d\|h)$	AM策の条件 $P_{AM_S}(a,c\|h)$	該当するプラント損傷状態	不確実さ $P_{AM_EFFECT}(a,c,h)$
1	PSD	1	MSRV & FWS	1	全て	確実
		2	PORV	1	過渡事象	事故進展解析により決定
		3	PORV	1	LOCA	確実
		4	1	1	大破断LOCA	極めて可能性が高い *1
		5	1	1	小破断LOCA	かなり可能性が低い *1
		6	1	1	過渡事象	70% *2
		7	1	1	小破断LOCA	過渡事象の1% *2
2	PSI	1	CHS or HPI1	1	全て	確実
		2	LPI1	PSD	全て	確実
3	CAF	1	CSI1 or FS1	1	全て	極めて可能性が高い
4	CAS	1	CSI1 or FS1	1	全て	確実
5	CFP	1	HPI2 or LPI2	1	全て	極めて可能性が高い
6	CFS	1	CSI2 or FS2	1	全て	極めて可能性が高い
7	CHR	1	CSR or LPR or Fan	PSI or CAF or CFP or CFS	全て	確実
8	HC1	1	CSI1 or FS1	1	全て	確実
9	HC2	1	CSI2 or FS2 or CSR or LPR or Fan	1	全て	確実

*1：プラント損傷状態に依存　*2：蒸気発生器伝熱管破損前のホットレグクリープ破損

(a) AM設備の初期健全確率

プラント損傷状態 a におけるAM設備 d の炉心損傷時点における健全確率 $P_{CD_AM}(a,d)$ は，レベル１PSA結果に基づき，プラント損傷状態 a の起因事象 m における炉心損傷頻度 $F_{CDF}(a,m)$ とAMに使用される設備 d の動作可能確率 $P_{AM_state}(d,m)$ の積を起因事象で合計したものに対する当該プラント損傷状態の全炉心損傷頻度 $\sum_m F_{CDF}(a,m)$ の比として(3)式で表した．AM設備の動作確率は，当該設備を含むイベントシーケンスが成功の場合は100％，失敗の場合はそのうち当該設備の故障を除く確率，待機中の場合は，当該設備の信頼度と当該設備が共用している他の設備の共用部分の故障を除く確率で与えた．

$$P_{CD_AM}(a,d)=\frac{\sum_m F_{CDF}(a,m)P_{AM_state}(d,m)}{\sum_m F_{CDF}(a,m)} \quad \cdots (3)$$

設備dが動作中の場合

$$P_{AM_State}(d,m)=1$$

設備dが故障中の場合

$$P_{AM_State}(d,m)=\overline{\sum_n^{論理和}\left|\overline{P_{Event}(a,m,n)}\right|^{AM=d}}$$

$\left|\overline{P_{Event}(a,m,n)}\right|^{AM=d}$:イベントシーケンスの失敗確率のうちのdの設備によるもの

設備dが待機中の場合

$$P_{AM_State}(d,m)=\overline{P_{AM_fail}(d)}\sum_n^{論理和}\left|\overline{P_{Event}(a,m,n)}\right|^{AM=Dep}$$

$P_{AM_fail}(d)$：設備dの非信頼度

$\left|\overline{P_{Event}(a,m,n)}\right|^{AM=Dep}$ ：dの設備と共用している他の設備の共用部分の失敗確率

$P_{Event}(a,m,n)$：レベル1PSAのイベントシーケンスの成功確率

m：起因事象

m：レベル1PSAのイベントシーケンスの種類

(b) AM設備の復旧確率

AM設備は，炉心損傷時点で故障している場合，炉心損傷時点から対象とするシビアアクシデント現象の緩和効果が発揮できる限界点までの間で復旧操作を期待した．AM策の緩和効果が発揮できる限界点は，原子炉容器破損，格納容器最高使用圧力到達，格納容器限界圧力到達の各発生時刻 $t_{Limit}(a, d)$ から意思決定に係る時間 t_{cog}（30分）と操作に係る時間 $t_{ope}(d)$，操作後効果を発揮するまでの時間 $t_{Effect}(a, d)$ を引いた時刻とした．緩和効果が期待できる限界点は，先に実施されたAM l によって遅延される効果 $t_{delay}(a, d, l)$ を見込んだ．遅延効果のある先行AMlは，原子炉容器クリープ破損時期を遅延させる１次系減圧および格納容器圧力上昇を遅延させる原子炉キャビティ注水時と格納容器注水時の消火水スプレイを選定した．AM設備 d に対する遅延効果のある先行AM l の成功確率 $P_{AM\text{-}dclay}(a, d)$ を表９に示す．復旧確率 $P_{Rep\text{-}AM}(a, d)$ は，故障モードから得られる代表的な機器に対して，WASH-1400[9] に示された平均修理時間 $t_u(a, d)$（表10）に基づき(4)式により算出した．復旧可能な故障モードは，①格納容器内の機器ではないこと，②放射線の影響がないこと，③修理の環境条件（電源，予備品，人員等）が満たされていることから判断して選択した．

$$P_{Rep_AM}(a,d)=$$
$$\left(P_{Rep_N}(a,d)\bullet\overline{P_{AM_delay}(a,d)}\right)\left|\left(P_{Rep_D}(a,d)\bullet P_{AM_delay}(a,d)\right)\right. \quad \cdots (4)$$

$$P_{Rep_N}(a,d)=P_{repair}(a,d)\left(1\text{-}\exp\left(-\frac{t_{g1}(a,d)}{t_{g\mu}(a,d)}\right)\right)$$

$$P_{Rep_D}(a,d)=P_{repair}(a,d)\left(1\text{-}\exp\left(-\frac{t_{g2}(a,d)}{t_{g\mu}(a,d)}\right)\right)$$

$$t_{g1}(a,d)=t_{Limit}(a,d)(t_{cog}+t_{ope}(d)+t_{Effect}(a,d))$$

$$t_{g2}(a,d)=t_{Limit}(a,d)+\sum_l t_{delay}(a,d,l)\text{-}(t_{cog}+t_{ope}(d)+t_{Effect}(a,d))$$

$$P_{repair}(a,d)=\overline{P_{CD_AM}(a,d)}P_{CR}(a,d)$$

$P_{CR}(a,d)$：*Fussel-Vesely*指標（復旧可能な故障モードの故障確率=0）

表9　遅延効果のあるAMの成功確率

	l	1	2	3	成功確率 $P_{AM_delay}(a,d)$
d	記号	PSD	FS1	FS2	
1	PORV				0
2	MSRV				0
3	FWS				0
4	HPI1	○			PSDc*1
5	HPI2	○	○		PSDc*1 or FS1c*2
6	LPI1	○			PSDc*1
7	LPI2	○	○		PSDc*1 or FS1c*2
8	CHS	○			PSDc*1
9	CSI1	○			PSDc*1
10	CSI2	○	○		PSDc*1 or FS1c*2
11	FS1	○			PSDc*1
12	FS2	○			PSDc*1
13	CSR	○	○	○	PSDc*1 or FS1c*2 or FS2c*3
14	LPR	○	○	○	PSDc*1 or FS1c*2 or FS2c*3
15	Fan	○	○	○	PSDc*1 or FS1c*2 or FS2c*3

*1：PSDc= $(P_{AM}(a,PORV)|(P_{AM}(a,MSRV)\&P_{AM}(a,FWS)))\&P_{cogHE}(a,PSD)$
*2：FS1c= $P_{AM}(a,FS1)\&P_{cogHE}(a,CAF)$
*3：FS2c= $P_{AM}(a,FS2)\&P_{cogHE}(a,CFS)$

表10　代表的な機器の平均修理時間

代表的な機器	平均修理時間$t_{\mu}(a,d)$
ポンプ	19 hours
弁	7 hours
ディーゼル発電機（D／G）	21 hours
計装および制御系（I／C）	6 hours

WASH-1400[8)]より引用

（c）AMの人的過誤率

AMの人的過誤率は，緊急時組織が実施する意思決定に係る過誤と運転員が実施する操作に係る過誤に分けて評価する．AM策に対する緊急時組織の意思決定過誤率$P_{cogHE}(a,c)$は，「認知的分析モデルを用いたアクシデントマネジメントに係る意思決定過誤率の定量化」[(5)] 手法に従って評価した．各AM策の意思決定に係る従属性（思い込み）過誤は，事故の進展に伴うAM策の前後関係から図２に示す従属関係を定義し，(5)式により従属性補正係数（K_d=7）を与えて評価した．AM設備に対する運転員の操作過誤率$P_{opeHE}(e)$は，NUREG/CR-1278[(10)] に従って評価した．

$$E_C(u)=E_C(u\text{-}1)E_{dep}(u)+[1\text{-}E_C(u\text{-}1)]E_{cog}(u)\cdots \quad (5)$$

$$P_{dep}(u)=\frac{1+(K_d\text{-}1)E_{cog}\text{-}(u)}{K_d}$$

E_C：従属性を考慮した意思決定過誤率

E_{cog}：従属性を考慮しない意思決定過誤率

K_d：従属性補正係数

u：u番目のAM策

u-1：u番目より1つ前のAM策

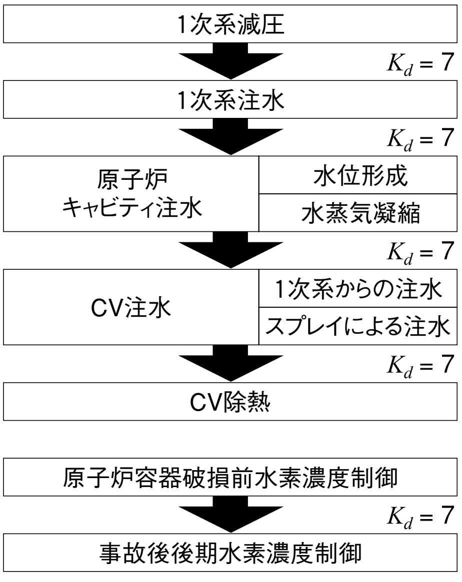

図２　AM策の意思決定従属関係

（2）事故進展解析

事故進展解析は，各プラント損傷状態について事故進展が類似するものをまとめ，その中から代表的な事故シーケンスを選択してMAAP４コード[(11-12)]を用いて実施した．事故進展解析を実施した事故シーケンスとプラント損傷状態の対応関係を表11に示す．事故進展解析では，炉心溶融開始，原子炉容器破損，格納容器最高使用圧力到達，格納容器限界圧力到達の各時刻に加え，パラメータとして炉心損傷時および原子炉容器破損時の１次系圧力，原子炉容器破損前後の水素濃度，水蒸気濃度，格納容器限界圧力時の格納容器雰囲気温度，水素濃度，水蒸気濃度，コンクリート浸食深さを評価した．

水素濃度は，表12に示すようにAMの実施に伴い，ジルコニウム水反応による水素濃度の上昇（炉内全ジルコニウムの75％相当），原子炉容器破損防止またはコンクリート浸食の抑制による水素濃度の低下，水蒸気凝縮による水素濃度の上昇，水素濃度制御による水素濃度の低下を考慮して補正を行った．時刻tにおける補正前の水素濃度を$C_H(t)$とすると，ジルコニウム水反応によって上昇した水素濃度$C_{H_Zr}(t)$は，事故進展解析結果の原子炉容器破損直前における炉心で発生した水素重量$W_{Hcore}(t_{bRVf})$と格納容器内全水素重量$W_H(t_{bCVf})$から(6)式により求めた．同様に原子炉容器破損防止によって低下した水素濃度$C_{H_IVR}(t)$は，事故進展解析結果の原子炉容器破損直前の全水素重量$W_H(t_{bRVf})$と格納容器破損直前の全水素重量$W_H(t_{bCVf})$から(7)式により，コンクリート浸食の抑制によって低下した水素濃度$C_{H_Conc}(t)$は，事故進展解析結果の原子炉容器破損直後の全水素重量$W_H(t_{aRVf})$と格納容器破損直前の全水素重量$W_H(t_{bCVf})$から(8)式により，水蒸気凝縮によって上昇した水素濃度$C_{H_St}(t)$は，いくつかの格納容器スプレイ注入系作動シーケンスの事故進展解析結果に基づき，水蒸気濃度が15％に低下すると仮定し，補正前の水素濃度$C_H(t)$と事故進展解析結果の水蒸気濃度$C_{St}(t)$から(9)式により求めた．

$$C_{H_Zr}(t)=C_H(t)\left(1+\frac{0.75W_{Zr}\frac{4M_H}{M_{Zr}}\text{-}W_{Hcore}(t_{bRVf})}{W_H(t_{bRVf})}\right)\cdots\cdots(6)$$

W_{Zr}：炉心内全ジルコニウム重量(kg)

M_{Zr}：ジルコニウム元素質量

M_H：水素元素質量

$$C_{H_IVR}(t)=C_H(t)\frac{W_H(t_{bRVf})}{W_H(t_{bCVf})}\cdots(7)$$

$$C_{H_Conc}(t)=C_H(t)\frac{W_H(t_{aRVf})}{W_H(t_{bCVf})}\cdots(8)$$

$$C_{H_St}(t)=\frac{C_H(t)}{1\text{-}C_{St}(t)+0.15}\cdots(9)$$

表11　各プラント損傷状態における事故進展解析のシーケンス

<table>
<tr><th rowspan="2">a</th><th rowspan="2">記号</th><th colspan="4">事故進展解析のシーケンス</th></tr>
<tr><th>起因事象</th><th>ECCS</th><th>CVスプレイ</th><th>ファンクーラ</th></tr>
<tr><td>1</td><td>AED</td><td rowspan="4">大破断LOLA</td><td rowspan="2">注入失敗</td><td rowspan="2">注入失敗</td><td rowspan="2">対象外</td></tr>
<tr><td>2</td><td>AEF</td></tr>
<tr><td>3</td><td>AEW</td><td rowspan="2">再循環失敗</td><td rowspan="2">注入失敗</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>4</td><td>AEH</td><td>作動中</td></tr>
<tr><td>5</td><td>AEI</td><td>中破断LOLA</td><td rowspan="6">注入失敗</td><td>作動中</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>6</td><td>SED</td><td rowspan="8">小破断LOLA</td><td rowspan="2">注入失敗</td><td rowspan="2">対象外</td></tr>
<tr><td>7</td><td>SEF</td></tr>
<tr><td>8</td><td>SEW</td><td rowspan="2">再循環失敗</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>9</td><td>SEH</td><td>作動中</td></tr>
<tr><td>10</td><td>SEI</td><td>作動中</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>11</td><td>SLW</td><td rowspan="3">再循環失敗</td><td rowspan="2">再循環失敗</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>12</td><td>SLH</td><td>作動中</td></tr>
<tr><td>13</td><td>SLI</td><td>作動中</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>14</td><td>TED</td><td rowspan="5">過渡事象(蒸気発生器給水喪失)</td><td rowspan="5">対象外</td><td rowspan="2">注入失敗</td><td rowspan="2">対象外</td></tr>
<tr><td>15</td><td>TEF</td></tr>
<tr><td>16</td><td>TEW</td><td rowspan="2">再循環失敗</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>17</td><td>TEH</td><td>作動中</td></tr>
<tr><td>18</td><td>TEI</td><td>作動中</td><td>故障</td></tr>
<tr><td>19</td><td>ALC</td><td rowspan="4" colspan="4">既にCV内封機能は喪失しているため解析不要</td></tr>
<tr><td>20</td><td>SLC</td></tr>
<tr><td>21</td><td>G</td></tr>
<tr><td>22</td><td>V</td></tr>
</table>

表12　AM策の実行に伴う水素濃度の評価方法

<table>
<tr><th>状態</th><th>AM策</th><th>水素濃度への影響</th><th>水素濃度の評価方法</th></tr>
<tr><td>ジルコニウム－水反応の発生</td><td>PSI</td><td>増加</td><td>75%ジルコニウム－水反応相当に置き換え</td></tr>
<tr><td>溶融物－コンクリート反応の抑制</td><td>PSI, CAF</td><td>減少</td><td>溶融物－コンクリート反応による可燃性ガス発生を除去</td></tr>
<tr><td>水蒸気凝縮装置の作動</td><td rowspan="2">CAS, CFS, CHR</td><td>増加</td><td>水蒸気濃度を15%相当に置き換え</td></tr>
<tr><td>水素濃度制御</td><td>減少</td><td>水素濃度を8%以下に制御</td></tr>
</table>

(3) 影響緩和に成功する確率

プラント損傷状態aにおけるシビアアクシデント現象eの影響緩和に成功する確率$P_{phe_mit}(a,e)$は，シビアアクシデント現象eの緩和条件 i 毎に緩和効果を発揮するAM策cの状態確率$P_{AM_S}(a,c|i)$，先行して影響緩和または発生しなければならないシビアアクシデント現象eの状態確率$P_{phe_mit}(a,e|i)$，シビアアクシデント現象の緩和条件を満足した場合の効果の不確実さ（緩和確率）$P_{mitigation}(a,e|i)$の論理積を求め，(10)式に示すとおり緩和条件iの論理和で表した．シビアアクシデント現象の緩和条件を満足した場合の効果の不確実さは，国内外のシビアアクシデント研究成果（①格納容器破損確率評価[6-9]，②水蒸気爆発現象[14-18]，③原子炉容器内溶融物挙動[19-20]，④原子炉容器破損時の高圧溶融物噴出現象[21-22]，⑤格納容器雰囲気直接加熱現象[23]，⑥炉心溶融物－コンクリート反応[24-29]，⑦格納容器破損挙動[30-32]，⑧水素燃焼挙動[33-36]）に基づき，AM策の特徴を勘案し，プラント設備の特徴を参考にして設定した．例えば原子炉容器破損時の高圧溶融物噴出（HPME）は，溶融物の原子炉容器内保持（IVR）に成功した場合は確実（100%）に緩和できるが，失敗した場合の緩和効果は１次系圧力に依存する．溶融物の原子炉容器内保持（IVR）に失敗した場合は，１次系減圧（PSD）に成功するとかなり可能性高く（99%）緩和でき，１次系減圧(PSD)に失敗した場合はプラント損傷状態に依存し，過渡事象の場合はかなり低く（１%），小破断LOCAの場合は高く（90%），大破断LOCAの場合はかなり高く（99%）緩和できる可能性があるとした．このようなシビアアクシデント現象の緩和条件およびその場合の効果の不確実さをまとめて表13に示す．

$$P_{phe_mit}(a,e)=\sum_{i}^{\text{論理和}}\left(P_{AM_S}(a,c|i)\bullet P_{phe_mit}(a,e|i)\bullet P_{mitigation}(a,e|i)\right)\cdots(10)$$

$P_{AM_S}(a,c|i)$：緩和条件i含まれる全AM策の論理演算結果

$P_{phe_mit}(a,e|i)$：緩和条件i含まれる全シビアアクシデント現象緩和効果の論理演算結果

表13(1)　シビアアクシデント現象の緩和条件および緩和効果の不確実さ

e	記号	*i*	AM策の条件 $P_{AM_S}(a,c\|i)$	シビアアクシデント現象の条件 $P_{phe_mit}(a,e\|i)$	該当するプラント損傷状態	不確実さ $P_{mitigation}(a,e,i)$
1	IVSE	1	!PSD	1	全て	確実
2	IVR	1	PSI	1	全て	どちらとも言えない
		2	!PSI & CAF	1	全て	かなり可能性が低い
3	SGTCR	1	PSD	1	全て	確実
		2	1	1	大破断LOCA	確実
4	HPME	1	1	IVR	全て	確実
		2	!PSD	!IVR	過渡事象	かなり可能性が低い
		3	!PSD	!IVR	小破断LOCA	可能性が高い
		4	!PSD	!IVR	大破断LOCA	かなり可能性が高い
		5	PSD	!IVR	全て	かなり可能性が高い
5	DCH	1	1	HPME	全て	確実
		2	CAF	!HPME	全て	可能性が高い
		3	!CAF	!HPME	全て	可能性が低い
6	EVSE	1	1	IVR	全て	確実
		2	!CAF	1	全て	確実
7	MCCI	1	1	IVR	全て	確実
		2	CAF	!IVR	全て	極めて可能性が高い
8	SHCV	1	1	IVR	全て	確実
		2	PSI or CAF or CFP or CFS	!IVR	全て	極めて可能性が高い
9	CVWA	1	CAF	1	全て	確実
		2	1	HPME	全て	確実
10	HB1	1	!PSI & !CAS	1	全て	表13(2)参照
		2	PSI & !CAS	1	全て	
		3	!PSI & CAS & !HC1	1	全て	
		4	!PSI & CAS & HC1	1	全て	
		5	PSI & CAS & !HC1	1	全て	
		6	PSI & CAS & HC1	1	全て	
11	HB2	1	1	IVR	全て	確実
		2	1	!HB1 & !IVR	全て	極めて可能性が高い
		3	!PSI & !CAS	!IVR	全て	表13(2)参照
		4	PSI & !CAS	!IVR	全て	
		5	!PSI & CAS & !HC1	!IVR	全て	
		6	!PSI & CAS & HC1	!IVR	全て	
		7	PSI & CAS & !HC1	!IVR	全て	
		8	PSI & CAS & HC1	!IVR	全て	
12	HB3	1	1	!HB1	全て	極めて可能性が高い
		2	1	!HB2	全て	
		3	!PSI & !f(x1)*	!IVR & !MCCI	全て	表13(2)参照
		4	PSI & !f(x1)*	!IVR & !MCCI	全て	
		5	!PSI & !f(x1)*	IVR	全て	
		6	!PSI & !f(x1)*	!IVR & MCCI	全て	
		7	!PSI & f(x1)* & !HC2	!IVR & !MCCI	全て	
		8	!PSI & f(x1)* & HC2	!IVR & !MCCI	全て	
		9	!PSI & f(x1)* & !HC2	IVR	全て	
		10	!PSI & f(x1)* & HC2	IVR	全て	
		11	!PSI & f(x1)* & !HC2	!IVR & MCCI	全て	
		12	!PSI & f(x1)* & HC2	!IVR & MCCI	全て	
		13	PSI & !f(x1)*	IVR	全て	
		14	PSI & !f(x1)*	!IVR & MCCI	全て	
		15	PSI & f(x1)* & !HC2	!IVR & !MCCI	全て	
		16	PSI & f(x1)* & HC2	!IVR & !MCCI	全て	
		17	PSI & f(x1)* & !HC2	IVR	全て	
		18	PSI & f(x1)* & HC2	IVR	全て	
		19	PSI & f(x1)* & !HC2	!IVR & MCCI	全て	
		20	PSI & f(x1)* & HC2	!IVR & MCCI	全て	

*: f(x1) = CFS or CHR

表13(2)　水素燃焼の緩和効果の不確実さ

水蒸気濃度	水素濃度	水素濃度制御	不確実さ
55%未満	8%以上	失敗	可能性が低い
		成功	可能性が高い
	4%～8%	全て	可能性が高い
	4%未満	全て	かなり可能性が高い
55%以上	全て	全て	かなり可能性が高い

(4) 格納容器破損に至る確率

プラント損傷状態aにおけるシビアアクシデント現象eに対する影響緩和に失敗した場合の格納容器破損モードbにおける格納容器が破損する確率$P_{CV_fail}(a,b)$は，格納容器破損モードbにおける破損条件j毎に格納容器破損に至るAM策cの状態確率$\overline{P_{AM_S}(a,c|j)}$，格納容器破損に至るシビアアクシデント現象$e$の状態確率$\overline{P_{phe_mit}(a,e|j)}$，格納容器破損モードの破損条件を満足した場合の破損の可能性（破損発生確率）$P_{CV_fail}(a,b,j)$の論理積を求め，(11)式に示すとおり破損条件jの論理和で表した．格納容器破損モードbにおける破損条件を満足した場合の破損の可能性は，国内外のシビアアクシデント研究成果に基づき，AM策の特徴およびシビアアクシデント現象の格納容器に与える脅威の特徴を勘案して設定した．例えば急速な水蒸気発生による過圧（δ）は，溶融物の原子炉容器内保持（IVR）に失敗した場合に原子炉容器破損前に原子炉キャビティ注水（CAF）に成功すれば格納容器破損の可能性は極めて小さい（0.01%）が，原子炉容器破損後に注水（CFPまたはCFS）に成功すれば格納容器破損の可能性は小さい（10%）とした．このような格納容器破損モードhにおける破損条件およびその場合の破損の可能性をまとめて表14に示す．格納容器隔離失敗の破損条件を満足した場合の破損可能性は，NUREG/CR-4700 (7)，NUREG/CR-4220 (13) を参考にして0.5%とした．コンクリート浸食によるベースマット溶融貫通の可能性，および，格納容器過温破損の可能性については，プラント固有の設計に依存するため，事象進展解析を実施して確率を設定することとした．

$$P_{CV_fail}(a,b)=\sum_{j}^{\text{論理和}}\left(\overline{P_{AM_S}(a,c|j)}\bullet\overline{P_{phe_mit}(a,e|j)}\bullet P_{CV_fail}(a,e|j)\right)\cdots(11)$$

$P_{AM_S}(a,c|j)$：破損条件j含まれる全AM策の論理演算結果

$P_{phe_mit}(a,e|j)$：緩和条件j含まれる全シビアアクシデント現象緩和効果の論理演算結果

表14(2)　水素燃焼による格納容器破損の可能性

水素濃度	水素濃度制御	破損の可能性
13%以上	失敗	可能性が低い
	成功	極めて可能性が低い
10%～13%	失敗	かなり可能性が低い
	成功	極めて可能性が低い
10%未満	全て	極めて可能性が低い

(5) 格納容器破損頻度

格納容器破損頻度F_{CFF}は，炉心損傷頻度F_{CDF}と条件付格納容器破損確率P_{CCFP}の積で表わされ，条件付格納容器破損確率は，プラント損傷状態aにおける格納容器破損に至る確率$P_{ev\text{-}fail}(a,b)$の格納容器破損モードbに対する論理和とプラント損傷状態aにおける炉心損傷割合の積より求めた．演算式を(12)式に示す．

$$F_{CFF}=F_{CDF}P_{CFFP}\cdots\cdots(12)$$

$$P_{CCFP}=\sum_{a}^{\text{論理和}}\left(P_{CDR}(a)\sum_{b}^{\text{論理和}}P_{CV_fail}(a,d)\right)$$

$P_{CDR}(a)$：プラント損傷状態aの炉心損傷割合

$$P_{CDR}(a)=\frac{F_{CDF}(a)}{F_{CDF}}$$

$$F_{CDF}=\sum_{a}F_{CDF}(a)$$

$$F_{CDF}(a)=\sum_{m}\left(F_{Init}(m)\sum_{n}^{\text{論理和}}\overline{P_{Event}(a,m,n)}\right)$$

$F_{Init}(m)$：起因事象mの発生頻度

$P_{Event}(a,m,n)$：イベントシーケンスの成功確率

m：起因事象

n：レベル1PSAのイベントシーケンスの種類

表14(1)　CV破損モードの破損条件および破損の可能性

b	記号	*j*	AM策の条件 $!P_{AM_S}(a,c\vert j)$	シビアアクシデント現象の条件 $!P_{phe_mit}(a,b\vert j)$	該当するプラント損傷状態	破損の可能性 $P_{fail}(a,b,j)$
1	α	1	0	!IVSE	全て	極めて可能性が低い
2	β	1	0	0	AEC, SLC, G,V を除く	0.5%
3	γ	1	!PSI & !CAS	!HB1	全て	表14(2)参照
		2	PSI & !CAS	!HB1	全て	
		3	!PSI & CAS & !HC1	!HB1	全て	
		4	!PSI & CAS & HC1	!HB1	全て	
		5	PSI & CAS & !HC1	!HB1	全て	
		6	PSI & CAS & HC1	!HB1	全て	極めて可能性が低い
4	γ '	1	0	!HB1 & !HB2 & !IVR	全て	表14(2)参照
		2	!PSI & !CAS	f(x2)*2 & !IVR	全て	
		3	PSI & !CAS	f(x2)*2 & !IVR	全て	
		4	!PSI & CAS & !HC1	f(x2)*2 & !IVR	全て	
		5	!PSI & CAS & HC1	f(x2)*2 & !IVR	全て	
		6	PSI & CAS & !HC1	f(x2)*2 & !IVR	全て	
		7	PSI & CAS & HC1	f(x2)*2 & !IVR	全て	極めて可能性が低い
5	γ "	1	0	!HB3 & !HB1	全て	極めて可能性が低い
		2	0	!HB3 & !HB2	全て	表14(2)参照
		3	!PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		4	PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		5	!PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & IVR	全て	
		6	!PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
		7	!PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		8	!PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		9	!PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & IVR	全て	
		10	!PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & IVR	全て	
		11	!PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
		12	!PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
		13	PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & IVR	全て	
		14	PSI & !f(x1)*1	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
		15	PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		16	PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & !IVR & !MCCI	全て	
		17	PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & IVR	全て	
		18	PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & IVR	全て	
		19	PSI & f(x1)*1 & !HC2	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
		20	PSI & f(x1)*1 & HC2	f(x3)*3 & !IVR & MCCI	全て	
6	δ	1	CAF	!IVR	全て	極めて可能性が低い
		2	!CAF & f(x4)*4	!IVR	全て	可能性が低い
7	δ '	1	!CHR	0	全て	確実
8	ε	1	!CAF & f(x5)*5	!MCCI & !HPME	全て	極めて可能性が低い
		2	!CAF & !f(x5)*5	!MCCI & !HPME	全て	事故進展解析により決定
		3	!CAF & f(x5)*5	!MCCI & HPME	全て	
		4	!CAF & !f(x5)*5	!MCCI & HPME	全て	
9	θ	1	0	0	AEC or SLC	確実
10	η	1	0	!EVSE	全て	極めて可能性が低い
11	σ	1	0	HB2 & !HPME & !DCH	全て	極めて可能性が低い
12	$\sigma\ \gamma$	1	0	!HB2 & !HPME & !DCH	全て	かなり可能性が低い
13	ν	1	0	0	V	確実
14	g	1	0	0	G	確実
15	g'	1	!PSI	IVR & !SGTCR	過渡事象	確実
		2	!PSI	!IVR & !SGTCR	過渡事象	6%
		3	!PSI	IVR & !SGTCR	小破断LOCA	過渡事象の1%
		4	!PSI	!IVR & !SGTCR	小破断LOCA	過渡事象の1%
		5	PSI	!SGTCR	全て	極めて可能性が低い
16	τ	1	0	!SHCV	全て	事故進展解析により決定
17	μ	1	0	!CVWA	全て	極めて可能性が低い

*1：f(x1) ＝ CFS or CHR　*2：f(x2) ＝ HB1 & !HB2　*3： f(x3) ＝ HB1 & HB2 & !HB3　*4：f(x4) ＝ CFP or CFS　*5：f(x5) ＝ PSI or CFP or CFS

4. 代表プラントの評価

上述した評価手法を用い，代表的なドライ型格納容器を持つ４ループ構成の加圧水型軽水炉（PWR）プラントにおいて整備されたAMの確率論的有効性を評価した．

4.1 事故進展解析および プラント固有確率の評価

事故進展解析は，個々の解析内容は膨大であるため割愛し，①炉心損傷から原子炉容器破損，格納容器最高使用圧力到達，格納容器過圧破損までの時間$t_{Limit}(a,d)$，②１次系減圧と消火水スプレイによる遅延効果時間$t_{delay}(a,d)$，⑤原子炉容器破損30分前と直後ならびに格納容器破損直前における水素濃度$C_H(t)$と水蒸気濃度$C_{St}(t)$，⑥原子炉容器破損30分前の１次系圧力および⑦事故後後期におけるコンクリート浸食深さと格納容器温度をプラント損傷状態別に整理した結果をまとめて表15に示す．この結果に基づき，式(6)～(9)を用いて表16に示すようにAMの実施に伴うジルコニウム－水反応によって上昇した水素濃度$C_{H_Zr}(t)$,原子炉容器破損防止によって低下した水素濃度$C_{H_IVR}(t)$,コンクリート浸食の抑制によって低下した水素濃度$C_{H_conc}(t)$,水蒸気凝縮によって上昇した水素濃度$C_{H_St}(t)$を計算した．

設備能力または事故進展解析から求めたAM策の成功基準を満足するAM設備の要求台数を表17に示す．

影響緩和に成功する確率のうち，過渡事象において加圧器逃がし弁による１次系減圧の成功可能性は，事故進展解析において加圧器逃がし弁の開放タイミングを変化させて評価した結果，１次系圧力を２MPa以下に減圧できたものは36％であった．

また，格納容器破損に至る確率のうち，格納容器過温破損およびベースマット溶融貫通については，事象進展解析の格納容器温度およびコンクリート浸食深さから，表18に示す分岐確率を設定した．

表15　各プラント損傷状態の事故進展解析結果

		所要時間(分)$T_{Limit}(a,d)$			遅延時間(分)$T_{delay}(a,d,l)$			RV破損30分前			RV破損直後		事故終端(CV過圧破損直前)			
a	PDS	炉心損傷－RV破損	炉心損傷－CV設計圧力	炉心損傷－事故終端	１次系減圧PSDによるRV破損遅延	消火水スプレイFS1による事故終端遅延	消火水スプレイFS2による事故終端遅延	水素濃度(％)	水蒸気濃度(％)	１次系圧力(MPa)	水素濃度(％)	水蒸気濃度(％)	水素濃度(％)	水蒸気濃度(％)	MCCIによるコンクリート浸食深さ(m)	CV内雰囲気温度(℃)
1	AED	60	246	2460	0	300	300	2.2	64.2	0.4	2.2	69.4	6.8	81.2	4	209
2	AEF	60	246	2460	0	300	300	2.2	64.2	0.4	2.2	69.4	6.8	81.2	4	209
3	AEW	90	660	2220	0	300	300	3.5	44.2	0.2	3.7	55.1	0.9	88.7	0	189
4	AEH	90	660	2220	0	300	300	3.5	44.2	0.2	3.7	55.1	0.9	88.7	0	189
5	AEI	90	∞	∞	0	300	300	5.5	15.0	0.1	6.1	27.4	6.6	22.5	0	72
6	SED	120	186	2220	200	300	300	3.6	61.5	3.3	3.2	68.2	4.6	84.1	3	203
7	SEF	120	186	2220	200	300	300	3.6	61.5	3.3	3.2	68.2	4.6	84.1	3	203
8	SEW	120	888	2580	200	300	300	8.4	10.0	3.2	9.0	37.7	1.8	87.8	0	190
9	SEH	120	888	2580	200	300	300	8.4	10.0	3.2	9.0	37.7	1.8	87.8	0	190
10	SEI	114	∞	∞	200	300	300	8.1	13.5	3.3	11.3	21.2	11.5	19.3	0	69
11	SLW	132	480	2058	200	300	300	4.9	52.5	2.2	5.5	53.9	1.6	87.9	0	190
12	SLH	132	480	2058	200	300	300	4.9	52.5	2.2	5.5	53.9	1.6	87.9	0	190
13	SLI	408	∞	∞	200	300	300	8.0	10.8	14.0	10.7	19.8	11.6	12.8	0	57
14	TED	90	258	2904	69	300	300	1.8	53.1	16.8	3.0	67.1	5.1	83.0	3	219
15	TEF	90	258	2904	69	300	300	1.8	53.1	16.8	3.0	67.1	5.1	83.0	3	219
16	TEW	66	1008	2712	69	300	300	2.5	53.2	16.0	10.9	9.9	1.4	88.1	0	191
17	TEH	66	1008	2712	69	300	300	2.5	53.2	16.0	10.9	9.9	1.4	88.1	0	191
18	TEI	66	∞	∞	69	300	300	2.5	53.2	16.0	10.8	11.0	11.0	9.6	0	49

表16　各状態の水素濃度補正結果

状態		RV破損30分前(%)			RV破損直後(%)			事故後後期(%)										
		PSI&!CAS	!PSI&CAS	PSI&CAS	PSI&!CAS	!PSI&CAS	PSI&CAS	PSI&!f(x1)*&!MCCI&!IVR	!PSI&!f(x1)*&IVR	!PSI&!f(x1)*&MCCI&!IVR	!PSI&f(x1)*&!MCCI&!IVR	!PSI&f(x1)*&IVR	!PSI&f(x1)*&MCCI&!IVR	PSI&!f(x1)*&IVR	PSI&!f(x1)*&MCCI&!IVR	PSI&f(x1)*&!MCCI&!IVR	PSI&f(x1)*&IVR	PSI&f(x1)*&MCCI&!IVR
														ジルコニウム－水反応発生				
		ジルコニウム－水反応発生	水蒸気凝縮装置の作動		ジルコニウム－水反応発生	水蒸気凝縮装置の作動		ジルコニウム－水反応発生	IVRの成功	溶融物－コンクリート反応の抑制	水蒸気凝縮装置の作動			IVRの成功	溶融物－コンクリート反応の抑制	水蒸気凝縮装置の作動		
a	PDS			ジルコニウム－水反応発生			ジルコニウム－水反応発生					IVRの成功	溶融物－コンクリート反応の抑制				IVRの成功	溶融物－コンクリート反応の抑制
1	AED	＜8	＜8	＜13	＜8	＜8	＜13	＜8	＜4	＜4	＞13	＜4	＜8	＜4	＜4	＞13	＜4	＜13
2	AEF	＜8	＜8	＜13	＜8	＜8	＜13	＜8	＜4	＜4	＞13	＜4	＜8	＜4	＜4	＞13	＜4	＜13
3	AEW	＜8	＜8	＜13	＜8	＜8	＜13	＜4	＜4	＜4	＜8	＜8	＜8	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13
4	AEH	＜8	＜8	＜13	＜8	＜8	＜13	＜4	＜4	＜4	＜8	＜8	＜8	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13
5	AEI	＜13	＜8	＜13	＜13	＜8	＜13	＜13	＜8	＜8	＞13	＜8	＜8	＜10	＜13	＜13	＜10	＜13
6	SED	＜8	＜10	＜13	＜8	＜10	＜13	＜8	＜4	＜4	＞13	＜8	＜10	＜4	＜4	＞13	＜8	＜13
7	SEF	＜8	＜10	＜13	＜8	＜10	＜13	＜8	＜4	＜4	＜13	＜8	＜10	＜4	＜4	＞13	＜8	＜13
8	SEW	＜13	＜10	＜13	＜13	＜13	＞13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜8	＜13	＜4	＜4	＞13	＜10	＞13
9	SEH	＜13	＜10	＜13	＜13	＜13	＞13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜8	＜13	＜4	＜4	＞13	＜10	＞13
10	SEI	＜13	＜10	＜13	＜13	＜13	＜13	＞13	＜8	＜13	＜13	＜8	＜13	＜10	＜13	＞13	＜10	＞13
11	SLW	＜8	＜10	＜13	＜8	＜13	＜13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13
12	SLH	＜8	＜10	＜13	＜8	＜13	＜13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13
13	SLI	＜10	＜8	＜8	＜13	＜13	＜13	＜13	＜10	＜13	＜13	＜10	＜13	＜10	＜13	＜13	＜10	＜13
14	TED	＜4	＜4	＜8	＜8	＜8	＜13	＜8	＜4	＜4	＞13	＜8	＜8	＜4	＜4	＞13	＜8	＜13
15	TEF	＜4	＜4	＜8	＜8	＜8	＜13	＜8	＜4	＜4	＞13	＜8	＜8	＜4	＜4	＞13	＜8	＜13
16	TEW	＜4	＜8	＜8	＜13	＜13	＜13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13	＜4	＜4	＜13	＜13	＜13
17	TEH	＜4	＜8	＜8	＜13	＜13	＜13	＜4	＜4	＜4	＜13	＜10	＜13	＜4	＜4	＜13	＜13	＜13
18	TEI	＜4	＜8	＜8	＜13	＜13	＜13	＜13	＜10	＜13	＜13	＜10	＜13	＜13	＜13	＜13	＜13	＜13

＊:f(x1)=CFS or CHR　＜4: 4%未満　＜8: 4%　＜10: 8～10%　＜13: 10～13%　＜13: 13%以上

表17　AM設備の要求台数

d	記号	要求台数	成功基準
1	PORV	2	1次系圧力を2MPa未満まで減圧できること
2	MSRV	1	
3	FWS	1	
4	HPI1	1	RV破損前の炉心崩壊熱より1次系注水量が多いこと
6	LPI1	1	
8	CHS	1	
9	CSI1	1	RV破損までに原子炉キャビティに水位を形成できること
11	FS1	1	
5	HPI2	1	溶融物の崩壊熱よりCV注水量が多いこと
7	LPI2	1	
10	CSI2	1	
12	FS2	1	
13	CSR	1	CVを減圧できること
14	LPR	1	
15	Fan	1	

表18　事故進展解析結果から決定したプラント固有確率

記号	AM策の状態 $!P_{AM_S}(b,l)$	シビアアクシデント現象の状態 $!P_{phe_mit}(b,l)$	該当するプラント損傷状態	破損の可能性 $P_{fail}(b,l)$
ε	!CAF & !f(x5)*5	!MCCI & !HPME	AII	かなり可能性が低い
	!CAF & f(x5)*5	!MCCI & HPME	AII	かなり可能性が低い
	!CAF & !f(x5)*5	!MCCI & HPME	AED, AEF	可能性が高い
	!CAF & !f(x5)*5	!MCCI & HPME	AED, AEFを除く	可能性が低い
τ	0	!SHCV	AII	かなり可能性が低い

4.2　AM設備の初期健全確率の評価

AM設備の初期健全確率は，評価対象プラントのレベル 1 PSA結果から(3)式により求めた．表19に初期健全確率P_{CD_AM}の評価結果を示す．

表19　AM設備の初期健全確率$P_{CD_AM}(a,d)$

	d	1	2	3	4,5	6,7	8	9,10	11,12	13	14	15
a	記号	PORV	MSRV	FWS	HPI1, HPI2	LPI1, LPI2	CHS	CSI1, CSI2	FSI1, FSI2	CSR	LPR	Fan
1	AED	0.99	1.00	1.00	0	1E-05	0.99	0	0.52	0	1E-05	0
2	AEF	0.99	1.00	1.00	0	1E-05	0.99	0	0.52	0	1E-05	1.00
3	AEW	0.99	1.00	1.00	0.92	0.75	0.99	0.86	0.52	1E-04	0.006	0
4	AEH	0.99	1.00	1.00	0.92	0.75	0.99	0.86	0.52	1E-04	0.006	1.00
5	AEI	0.99	1.00	1.00	0.79	0.17	0.99	1.00	0.52	1.00	0.06	0
6	SED	0.99	1.00	1.00	0	0.01	0	0	0.52	0	0.009	0
7	SEF	0.99	1.00	1.00	0	0.01	0	0	0.52	0	0.009	1.00
8	SEW	0.99	1.00	1.00	0.004	0.004	0.004	1.00	0.52	0	0.004	0
9	SEH	0.99	1.00	1.00	0.004	0.004	0.004	1.00	0.52	0	0.004	1.00
10	SEI	0.99	1.00	1.00	0.03	0.04	0.99	1.00	0.52	1.00	0.04	0
11	SLW	0.99	0.89	1.00	1.00	1.00	1.00	0.34	0.52	0	0.42	0
12	SLH	0.99	0.89	1.00	1.00	1.00	1.00	0.34	0.52	0	0.42	1.00
13	SLI	0.99	1.00	0.94	0.99	0.97	1.00	1.00	0.52	1.00	0.07	0
14	TED	0.93	1.00	0.05	0.05	0.98	1.00	0	0.52	0	0.97	0
15	TEF	0.93	1.00	0.05	0.05	0.98	1.00	0	0.52	0	0.97	1.00
16	TEW	0.36	0.75	0	0.94	0.98	1.00	0.63	0.52	0	0.97	0
17	TEH	0.36	0.75	0	0.94	0.98	1.00	0.63	0.52	0	0.97	1.00
18	TEI	0.35	1.00	0	0.95	0.98	0.99	1.00	0.52	1.00	0.97	0

4.3　AM設備の復旧確率の評価

AM設備の復旧可能確率およびAM設備の主要な故障機器は，評価対象プラントのレベル１PSA結果から求めた．表20に復旧可能確率$P_{repair}(a,d)$の評価結果を，表21に主要な故障機器の評価結果を示す．

意思決定に係る時間（30分），操作に係る時間および事故進展解析から求めた操作後効果を発揮するまでの時間の合計値$t_{cog}+t_{ope}(d)+t_{Effect}(a,d)$を表22に示す．過渡事象以外の１次系減圧および１次系注水と格納容器スプレイ注入系は速やかに効果を発揮したが，それ以外の設備は効果を発揮するまで15～50分程度かかった．

AM設備の復旧確率$P_{Rep_AM}(a,d)$は，表10より主要な故障機器の平均修理時間$t_{\mu}(a,d)$を特定し，事故進展解析結果から得られたシビアアクシデント現象発生時刻$t_{Limit}(a,d)$および先行するAMが成功した場合の遅延効果$t_{delay}(a,d)$を用いて(4)式を用いて求めた．

表20　AM設備の復旧可能確率$P_{repair}(a,d)$

	d	1	2	3	4,5	6,7	8	9,10	11,12	13	14	15
a	記号	PORV	MSRV	FWS	HPI1, HPI2	LPI1, LPI2	CHS	CSI1, CSI2	FSI1, FSI2	CSR	LPR	Fan
1	AED	0	0	0	0.42	0.65	0	0.30	0.46	0.27	0.39	0.97
2	AEF	0	0	0	0.42	0.65	0	0.30	0.46	0.27	0.39	0.97
3	AEW	0	0	0	0.03	0.16	0	0.04	0.46	0.27	0.38	0.97
4	AEH	0	0	0	0.03	0.16	0	0.04	0.46	0.27	0.38	0.97
5	AEI	0	0	0	0.09	0.54	0	0	0	0	0.35	0
6	SED	0	0	0	1.00	0.99	0.36	0.20	0.46	0.20	0.99	0.97
7	SEF	0	0	0	1.00	0.99	0.36	0.20	0.46	0.20	0.99	0.97
8	SEW	0	0	0	1.00	1.00	0.35	0.00	0.46	0.20	1.00	0.97
9	SEH	0	0	0	1.00	1.00	0.35	0.00	0.46	0.20	1.00	0.97
10	SEI	0	0	0	0.96	0.96	0	0	0	0	0.96	0
11	SLW	0	0	0	0	0.01	0	0.20	0.46	0.20	0.58	0.97
12	SLH	0	0	0	0	0.01	0	0.20	0.46	0.20	0.58	0.97
13	SLI	0	0	0.06	0.01	0.03	0	0	0	0	0.93	0
14	TED	0.01	0	0.95	0.95	0.02	0	0.30	0.46	0.20	0.03	0.97
15	TEF	0.01	0	0.95	0.95	0.02	0	0.30	0.46	0.20	0.03	0.97
16	TEW	0.11	0	1.00	0.06	0.02	0	0.11	0.46	0.20	0.03	0.97
17	TEH	0.11	0	1.00	0.06	0.02	0	0.11	0.46	0.20	0.03	0.97
18	TEI	0.11	0	1.00	0.05	0.02	0	0	0	0	0.03	0

表21　AM設備の平均修理時間に用いた主な故障機器

	d	1	2	3	4,5	6,7	8	9,10	11,12	13	14	15
a	記号	PORV	MSRV	FWS	HPI1, HPI2	LPI1, LPI2	CHS	CSI1, CSI2	FSI1, FSI2	CSR	LPR	Fan
1	AED	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
2	AEF	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
3	AEW	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
4	AEH	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
5	AEI	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	—	—	—	ポンプ	—
6	SED	—	—	—	D/G	D/G	D/G	D/G	弁	D/G	D/G	D/G
7	SEF	—	—	—	D/G	D/G	D/G	D/G	弁	D/G	D/G	D/G
8	SEW	—	—	—	ポンプ	ポンプ	D/G	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
9	SEH	—	—	—	ポンプ	ポンプ	D/G	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
10	SEI	—	—	—	ポンプ	ポンプ	—	—	—	—	ポンプ	—
11	SLW	—	—	—	—	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
12	SLH	—	—	—	—	ポンプ	—	ポンプ	弁	ポンプ	ポンプ	I/C
13	SLI	—	—	ポンプ	ポンプ	ポンプ	—	—	—	—	ポンプ	—
14	TED	D/G	—	D/G	D/G	D/G	—	D/G	弁	ポンプ	D/G	I/C
15	TEF	D/G	—	D/G	D/G	D/G	—	D/G	弁	ポンプ	D/G	I/C
16	TEW	弁	—	ポンプ	ポンプ	D/G	—	ポンプ	弁	ポンプ	D/G	I/C
17	TEH	弁	—	ポンプ	ポンプ	D/G	—	ポンプ	弁	ポンプ	D/G	I/C
18	TEI	弁	—	ポンプ	ポンプ	D/G	—	—	—	—	D/G	—

表22　AM設備が効果を発揮するまでの所要時間$t_{cog}+t_{ope}(d)+t_{effect}(a,d)$

	d	1	2	3	4,5	6,7	8	9,10	11,12	13	14	15
a	記号	PORV	MSRV	FWS	HPI1, HPI2	LPI1, LPI2	CHS	CSI1, CSI2	FSI1, FSI2	CSR	LPR	Fan
1～13	LOCA	35	35	35	35	35	35	37	85	50	50	70
14～18	過渡事象	55	55	55								

4.4　AMの人的過誤率の評価

(1) 操作過誤率

AM設備の操作過誤率$P_{opeHE}(d)$は，NUREG/CR-1278 [10] の手法に従い，AMGに記述された操作手順を分析して求めた．結果を表23に示す．

表23　操作過誤率評価結果

d	記　号	$PopeHE(d)$
1	PORV	3.0E-03
2	MSRV	1.5E-03
3	FWS	1.5E-03
4,5	HPI1,HPI2	5.3E-03
6,7	LPI1,LPI2	3.8E-03
8	CHS	3.8E-03
9,10	CSI1,CSI2	2.3E-03
11,12	FS1,FS2	3.0E-03
13	CSR	3.0E-03
14	LPR	1.5E-03
15	Fan	1.5E-03

(2) 意思決定過誤率

AM策の意思決定過誤率は，「認知的分析モデルを用いたアクシデントマネジメントに係る意思決定過誤率の定量化」手法に従い，対象プラントのAM整備後の緊急時組織を対象に詳細手法を用いて求めた．定量化にあたり，過誤率は上述の論文と同じものを用いた．時間帯とクルー協調のCPCは，平日昼間帯8時間は＋１，その前後２時間（通勤時間帯）は，0，その他の時間帯（休祭日および夜間）は−1として評価し，過誤率は年間平均値として求めた．本手法に基づくCommon Performance Conditionの評価結果を表24に，意思決定過誤率の評価結果$P_{cogHE}(a,c)$を表25に示す．従属性を考慮した意思決定過誤率は，図２の従属関係に基づき，(5)式を用いて求めた．

表24.1　CPC評価結果（1）

CPC		結果
組織因子		1
作業環境		1
マンマシンインターフェース		0
運転手順書		0
同時に達成する目標		-1
時間帯	平日勤務時間帯	1
	平日通勤時間帯	0
	休日及び平日夜間	-1
クルー協調	平日勤務時間帯	1
	平日通勤時間帯	0
	休日及び平日夜間	-1
コミュニケーション		0

表24.2　CPC評価結果（2）

	a	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
CPC		AED	AEF	AEW	AEH	AEI	SED	SEF	SEW	SEH	SEI	SLW	SLH	SLI	TED	TEF	TEW	TEH	TEI
訓練経験		0	0	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
時間余裕	PSD	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1	1	1	-1	-1	-1	-1	-1
	PSI	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0
	CAF,CAS	-1	-1	0	0	0	1	1	1	1	1	1	1	1	0	0	-1	-1	-1
	CEP,CFS	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
	CHR	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1
	HC1,HC2	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1	-1

表25　AM意思決定過誤率評価結果$P_{cogHE}(a,c)$

	a	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
c	記号	AED	AEF	AEW	AEH	AEI	SED	SEF	SEW	SEH	SEI	SLW	SLH	SLI	TED	TEF	TEW	TEH	TEI
1	PSD	5.7E-02					5.6E-02					5.1E-02			8.1E-02				
2	PSI	6.3E-02		5.7E-02			5.1E-02										5.6E-02		
3,4	CAF,CAS	1.1E-01		7.5E-02			6.0E-02								6.6E-02		9.5E-02		
5,6	CEP,CFS	7.0E-02					6.0E-02												
7	CHR	6.8E-02					6.0E-02												
8,9	HC1,HC2	8.6E-02					7.8E-02												

4.5　格納容器破損頻度の評価

格納容器破損頻度の評価にあたり，炉心損傷頻度F_{CDF}および炉心損傷割合$F_{CDR}(a)$は，評価対象プラントのレベル１PSA結果（表26）を用いた．これらの評価結果を用いて，(1)，(2)，(10)，(11)，(12)式を一括して解くことにより格納容器破損頻度を算出した．

その結果，格納容器破損頻度F_{CFF}は1.0×10^{-8}（1/炉年），条件付格納容器破損確率は6.1×10^{-2}となった．格納容器破損モード別格納容器破損割合は，格納容器破損モードの発生する順序を表27に示すように定義して論理演算を行った結果を図３に示す．

表26　レベル１PSA結果

a	記号	炉心損傷割　合
1	AED	2.3E-03
2	AEF	8.4E-03
3	AEW	9.6E-02
4	AEH	3.0E-01
5	AEI	8.4E-03
6	SED	1.4E-02
7	SEF	2.0E-02
8	SEW	2.0E-05
9	SEH	1.6E-01
10	SEI	5.8E-06
11	SLW	2.2E-01
12	SLH	4.2E-02
13	SLI	6.6E-03
14	TED	2.8E-05
15	TEF	6.6E-05
16	TEW	9.6E-05
17	TEH	7.2E-02
18	TEI	2.7E-05
19	ALC	1.6E-04
20	SLC	1.8E-04
21	G	2.5E-03
22	V	4.5E-02
炉心損傷頻度		
1.7E-07（1/炉・年）		

表27　CV破損モードの発生する順序

時期	CV破損モードの発生する順序
炉心損傷前	CV隔離失敗　β
	蒸気発生器伝熱管破損　g
	インターフェースLOCA　ν
	炉心損傷前CV過圧破損事象　θ
RV破損前	RV内水蒸気爆発　α
	蒸気発生器伝熱管クリープ破損　g'
	水素燃焼による急激な過圧　γ
RV破損直後	DCHと水素燃焼の複合事象　$\sigma\gamma'$
	DCH　σ
	水素燃焼による急激な過圧　γ'
	RV外水蒸気爆発　η
	溶融物接触によるCV壁破損　μ
事故後後期	水素燃焼による急激な過圧　γ''
	水蒸気による急激な過圧　δ
	ベースマットコンクリート溶融貫通　ε
	CV過温損傷　τ
	水蒸気による緩やかな過圧　δ'

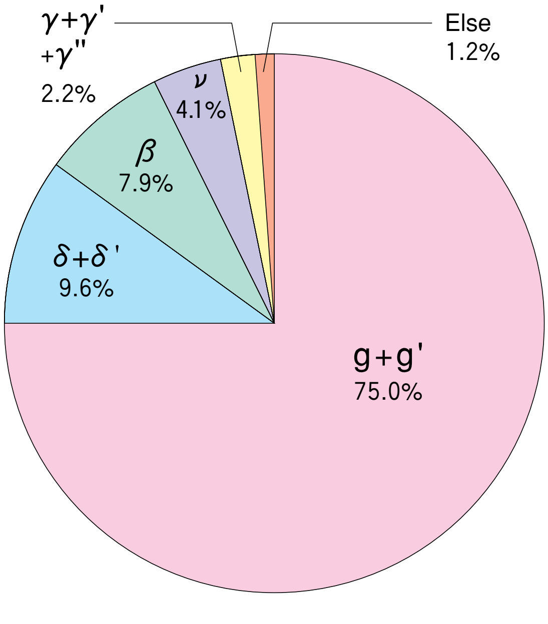

図３　CV破損モード別破損割合の評価結果

5.　結果および考察

5.1　AMの有効性評価

(1)　全AMの整備によるリスク低減効果

全AM（フェーズⅠおよびフェーズⅡ AM）の有効性を確認するため，AM整備前のレベル1.5PSAを実施し，AMの整備によるリスク低減率R_{AM_all}を(13)式により評価した．

$$R_{AM_all}=100\frac{F_{CFF_noAM}-F_{CFF}}{F_{CFF_noAM}}(\%)\cdots\cdots(13)$$

F_{CFF_noAM}：AM整備前の格納容器破損頻度

AM整備前の評価は，手順書に示された格納容器イベントツリーを使用し，影響緩和に成功する確率および格納容器破損に至る確率は本研究と基本的に同一の考え方で設定した．その結果，AM整備前の格納容器破損頻度は4.3×10^{-8}（1/炉年）となり，AM整備後のリスク低減率は77％であった．

(2) フェーズⅡAMの整備によるリスク低減効果

フェーズⅡAMによる格納容器防護対策の有効性を確認するため，本研究におけるAM設備の初期健全確率$P_{CD_AM}(a,d)$および復旧確率$P_{Rep_AM}(a,d)$をゼロ（故障）とした場合の条件付格納容器破損確率を求め，フェーズⅡAMの整備によるリスク低減効果$P_{AM_phase2}(a,d)$を(14)式により評価した．

$$R_{AM_phase2}=100\frac{P_{CCFP_fail}-P_{CCFP}}{P_{CCFP_fail}}(\%)\cdots\cdots(14)$$

P_{CCFP_fail}：AM設備を故障させた場合の条件付格納容器破損確率

その結果，AM設備を故障させた場合の条件付格納容器破損確率は1.2×10^{-1}となり，フェーズⅡAMの整備によるリスク低減効果は51％であった．さらに，フェーズⅡAMが効果を発揮しない格納容器破損モード（格納容器バイパス事象 g，θ，νおよび格納容器隔離失敗β）を除いた条件付格納容器破損確率を求めた結果，それぞれ$P_{CCFP_fail}=7.2\times10^{-2}$，$P_{CCFP}=7.8\times10^{-3}$となり，リスク低減効果は89％であった．以上の結果より，フェーズⅡAMは，対象とする格納容器破損モードに対して9割程度リスクを低減し，十分な有効性を持っていると言える．

5.2　感度解析

(1) 意思決定の重要度評価

意思決定の重要度評価は，レベル1PSA手順書[(3)]で示されたリスク増加価値（RAW）およびリスク低減価値（RRW）で評価した．結果を表28に示す．RAWの評価結果から意思決定失敗のバックアップが有効なAM策は，格納容器除熱（0.69），原子炉キャビティ注水（0.86），格納容器注水（0.87）の順であった．RRWの評価結果から意思決定精度の向上によってリスク低減に効果があるAM策は，格納容器除熱（1.04），原子炉キャビティ注水（1.02），水素濃度制御（1.02）の順であった．これより，格納容器除熱は，RAWとRRWの差が0.34であることから格納容器防護の観点で最も重要な意思決定であることがわかった．

表28　AM策のRAWとRRWの評価結果

記号	RAW	RRW	RRW-RAW
PSD	0.96	1.00	0.04
PSI	0.92	1.01	0.09
CAF,CAS	0.86	1.02	0.15
CFP,CFS	0.87	1.01	0.15
CHR	0.69	1.04	0.34
HC1,HC2	0.90	1.02	0.13

(2) 意思決定過誤の影響評価

人的過誤のうち意思決定過誤率は人的過誤の支配的要因である．そこで，(5)式に示す意思決定前後の従属性（思いこみ）の強さを表す従属性補正係数K_dを変化させた場合の影響，および(15)式に示す主要タスクの過誤率E_{task}のうち，組織内ダブルチェックの過誤率を変化させた場合の影響を(16)式に示すリスク増加率R_{Cog}で評価した．

$$E_{task}=\overline{\overline{E_{Master}}\cdot\overline{E_{Brains}}\cdot\overline{E_{Cont}}}\cdots\cdots(15)$$

E_{task}：主要タスクの過誤率

E_{Master}：支援班の過誤率

E_{Brains}：組織内ダブルチェック時の過誤率

E_{Cont}：中央制御室ダブルチェック時の過誤率

$$R_{cog}=100\frac{P_{CCFP_Cog}-P_{CCFP}}{P_{CCFP}}(\%)\cdots\cdots(16)$$

E_{CCFP_Cog}：意思決定過誤率を変化させた場合の条件付格納容器破損確率

従属性係数K_dを変化させた場合および組織のダブルチェック効果を変化させた場合におけるリスク増加量の評価結果を表29に示す．意思決定過誤の従属性を変化させた場合のリスクは，先行するAMの意思決定に失敗した場合2回に1回従属性過誤が発生する条件にしたところ4％程度増加した．組織のダブルチェック効果を変化させた場合のリスクは，AM支援班の具申を首脳部がダブルチェックする効果を無視すると20％程度増加した．この結果から，意思決定過誤の従属性は全体リスクに与える影響は小さく，組織内のダブルチェックは全体リスクに与える影響が大きいことがわかった．

表29　意思決定過誤の感度解析結果

意思決定過誤の感度解析項目	条　　件	リスク増加割合
意思決定間の従属性の強さ	*Kd* 値のランクアップ	4.0%
組織のダブルチェック機能	ダブルチェック機能の喪失	19.8%

(3) AM設備故障等の重要度評価

AM設備故障等の重要度評価は，レベル１PSA手順書[(3)] で示されたリスク増加価値（RAW）およびリスク低減価値（RRW）で評価した．結果を表30に示す．RAWの評価結果から故障の復旧に対して効果がある設備は，低圧注入・再循環系（0.91），再循環ファンクーラ（0.93），消火水スプレイ（0.94）の順であった．RRWの評価結果から設備の信頼性向上によってリスク低減に効果がある設備は，格納容器スプレイ系（1.05），低圧注入・再循環系（1.04），消火水スプレイ（1.03）の順であった．これより，低圧注入・再循環系は，RAWとRRWの差が0.13であることから格納容器防護の観点で最も重要な設備であることがわかった．

表30　AM設備のRAWとRRWの評価結果

記号	RAW	RRW	RRW-RAW
PORV	1.00	1.00	0.00
MSRV	1.00	1.00	0.00
HPI	1.00	1.01	0.02
LPI&LPR	0.91	1.04	0.13
CHS	0.96	1.01	0.05
CSI&CSR	0.96	1.05	0.08
FS	0.94	1.03	0.09
Fan	0.93	1.02	0.10

(4) AM設備の平均修理時間の影響評価

AM設備は，主要な故障機器の平均修理時間$t_{\mu}(a,d)$により回復することを期待している．そこで，平均修理時間が２倍，３倍に増加した場合の影響を(17)式に示すリスク増加量R_{rest}で評価した．

$$R_{rest}=100\frac{P_{CCFP_rest}-P_{CCFP}}{P_{CCFP}}(\%) \cdots\cdots (17)$$

P_{CCFP_rest}：平均修理時間を変化させた場合の条件付格納容器破損確率

平均修理時間を変化させた場合におけるリスク増加量の評価結果を表31に示す．フェーズII AMに用いるあらゆる設備は復旧に期待していることから，平均修理時間を３倍にした場合のリスク変化量は13%程度あり，全体リスクに与える影響が大きいことがわかった．

表31　平均修理時間の感度解析結果

平均修理時間	リスク増加割合
2倍	7.1%
3倍	12.9%

(5) IVR成功確率の変化による影響評価

TMI-２事故において原子炉容器（RV）の健全性が維持されたことから，溶融炉心の原子炉容器内保持（IVR）の可能性が研究[(37-40)] されている．そこで，IVRの成否が条件付格納容器破損確率に与える影響を(18)式に示すリスク変化P_{IVR_effect}で評価した．IVRの成功確率$P_{phe_mit}(a,IVR)$は，RV内部冷却$P_{mitigation}(a,IVR,1)$およびRV外部冷却$P_{mitigation}(a,IVR,2)$を０%，50%，100%の確率で変化させ，表13より（19）式を使用して求めた．

$$P_{IVR_effect}=P_{CCFP_IVR}-P_{CCFP_Base} \cdots\cdots\cdots (18)$$

$$P_{CCFP_IVR}=\sum_{a}^{論理和} P_{CDR}(a)\sum_{b}^{論理和} P_{CV_fail}\left(a,d\,|P_{phe_mit}(a,IVR)=0.5\ or\ 1\right)$$

$$P_{CCFP_Base}=\sum_{a}^{論理和} P_{CDR}(a)\sum_{b}^{論理和} P_{CV_fail}\left(a,d\,|P_{phe_mit}(a,IVR)=0\right)$$

P_{CCFP_IVR}：IVRを緩和確率$P_{phe_mit}(a, IVR)$で成功させた場合の条件付格納容器破損確率

P_{CCFP_Base}：IVRを失敗させた場合の条件付格納容器破損確率

$$P_{phe_mit}(a,IVR)=\left(P_{AM_S}(a,PSI|1)\bullet P_{mitigation}(a,IVR,1)\right)| \left(P_{AM_S}(a,PSI|2)\,\&\,P_{AM_S}(a,CAF|2)\bullet P_{mitigation}(a,IVR,2)\right) \cdots\cdots (19)$$

(a)　RV内部冷却の成否によるリスクの変化

RV内部冷却による条件付格納容器破損確率の変化を表32左欄に示す．RV内部冷却の成功確率を100%にするとリスク変化は3.1×10^{-3}となった．このうちリスク変化がプラスとなった合計値は3.2×10^{-3}で，格納容器破損モードはγ'，γ''，δ，ε，η，σ，$\sigma\gamma$，τ,μであった．また，マイナスとなったものはδ'で5.3×10^{-5}であった．このことから，RV内部冷却の成功可能性が増大すると条件付格納容器破損確率は小さくなり，かつリスクが増加した破損モードは減少した破損モードの２%もないことから，格納容器防護の観点で有効と考えられる．

表32　IVRによる基本ケースからのリスク変化 P_{IVR_effect}

		RV内部冷却		RV外部冷却		1次系減圧を伴う RV外部冷却	
$P_{phe_mit}(a,IVR\|1)$		50%	100%	0%	0%	0%	0%
$P_{phe_mit}(a,IVR\|2)$		0%	0%	50%	100%	50%	100%
P_{IVR_effect}		1.6E-03	3.1E-03	1.4E-04	2.8E-04	7.3E-04	1.5E-03
4	γ '	7.9E-05	1.6E-04	5.3E-05	1.1E-04	5.2E-05	1.1E-04
5	γ ''	6.0E-04	1.2E-03	5.8E-04	1.2E-03	5.8E-04	1.2E-03
6	δ	7.9E-04	1.6E-03	4.6E-05	9.2E-05	4.6E-05	9.2E-05
8	ε	6.3E-05	1.3E-04	0	0	0	0
10	η	4.3E-05	8.5E-05	4.6E-05	9.2E-05	4.6E-05	9.2E-05
11	σ	1.2E-07	2.5E-07	1.2E-07	2.4E-07	4.2E-08	8.4E-08
12	$\sigma\ \gamma$	8.5E-06	1.7E-05	1.7E-06	3.5E-06	4.3E-07	8.7E-07
16	τ	4.3E-07	8.6E-07	4.6E-07	9.2E-07	4.6E-07	9.2E-07
17	μ	8.9E-08	1.8E-07	0	0	0	0
＋合計（A）		1.6E-03	3.2E-03	7.3E-04	1.5E-03	7.3E-04	1.5E-03
7	δ '	-2.7E-05	-5.3E-05	-6.0E-07	-1.1E-06	-8.0E-07	-1.6E-06
17	g'	0	0	-5.9E-04	-1.2E-03	0	0
－合計（B）		-2.7E-05	-5.3E-05	-5.9E-04	-1.2E-03	-8.0E-07	-1.6E-06
｜B／A｜		1.7%	1.7%	80.7%	80.7%	0.1%	0.1%

基本ケース*: $P_{phe_mit}(a,IVR|1)$=0%, $P_{phe_mit}(a,IVR|2)$=0%の結果

(b) RV外部冷却の成否によるリスクの変化

RV外部冷却による条件付格納容器破損確率の変化を表32中央欄に示す．RV外部冷却の成功確率を100％にするとリスク変化P_{IVR_effect}は2.8×10^{-4}となった．このうちリスク変化P_{IVR_effect}がプラスとなった合計値は1.5×10^{-3}で，格納容器破損モードはγ'，γ''，δ，η，σ，$\sigma\gamma$，τであった．また，マイナスとなったものはδ'とg'で1.2×10^{-3}であった．リスクが増加した破損モードは減少した破損モードの81％を占め，その主たる要因は高圧炉心損傷時における蒸気発生器伝熱管のクリープ破損であった．そこで，高圧炉心損傷時に1次系減圧のAM策を100％成功させた結果，表32に右欄に示すとおりリスク変化P_{IVR_effect}は1.5×10^{-3}となった．このうちリスク変化P_{IVR_effect}がプラスとなった合計値は1.6×10^{-3}で，格納容器破損モードはγ'，γ''，δ，η，σ，$\sigma\gamma$，τであった．また，マイナスとなったものはδ'で1.6×10^{-6}となり，リスクが増加した破損モードは減少した破損モードの0.1％であった．このことから，RV外部冷却の成功可能性が増大しても蒸気発生器伝熱管のクリープ破損のリスクが増加することから，RV外部冷却のAM策は１次系減圧のAM策と組み合わせて実施することにより，効果を発揮させる必要があると考えられる．

6.　結言

本研究では，レベル1.5PSA手法にAMの意思決定および操作に係る人的過誤率とAM設備の非信頼度を取り入れた新しい評価手法を開発し，代表的なドライ型格納容器を持つ４ループPWRプラントにおいて整備されたAMの確率論的有効性を評価して結果を考察した．

以下に得られた成果を示す．

(1) AM整備後の格納容器破損頻度は1.0×10^{-8}（1/炉年）となり，AM整備前と比較したリスク低減効果は77％であった．このうち、フェーズⅡAMは，対象とする格納容器破損モードに対して89％のリスク低減効果があり，十分な有効性があることを示した．

(2) 意思決定の重要度評価を実施した結果，格納容器除熱が格納容器防護の観点から最も重要な意思決定であることを示した．さらに，意思決定

過誤の感度解析を実施した結果，意思決定前後従属性過誤のリスク増加は４％程度と小さく，組織のダブルチェックが機能しない場合は20％程度増加し影響が大きいことを示した．

(3) AM設備の重要度評価を実施した結果，低圧注入・再循環系が格納容器防護の観点から最も重要な設備であることを示した．さらに，AM設備の平均修理時間を２倍，３倍に増加した場合の感度解析を実施した結果，３倍においてリスクが13％増加し，平均修理時間の増大がリスクに与える影響が大きいことを示した．

(4) IVRの成否が条件付格納容器破損確率に与える影響を評価した結果，RV内部冷却の成功可能性が増大すると格納容器防護の観点で有効と考えられること，および，RV外部冷却の成功可能性が増大しても，蒸気発生器伝熱管のクリープ破損によるリスクが増加することから，RV外部冷却のAM策は１次系減圧のAM策と組み合わせる必要があると考えられることを示した．

(5) 本研究で開発した評価手法は，新たな思考に基づき計算過程を①AM策の成功確率，②シビアアクシデント現象の影響緩和に成功する確率，③格納容器破損に至る確率の3段階に分類して論理演算で定式化したことにより十分な再現性を有し，第３者のレビューを行う際に適したものである．

謝辞

本研究にあたり，京都大学大学院工学研究科精密工学専攻椹木哲夫教授には貴重なご助言を頂いた．また，関西電力株式会社原子力事業本部安全技術グループ，関西電力株式会社若狭支社安全防災グループおよびコンピュータソフト開発株式会社信頼性技術グループ，安全技術グループの方々にはご協力を頂いた．ここに厚く感謝します．

文献

（１）原子力安全委員会,“発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて”, 原子力安全委員会安全審査指針集改訂10版,大成出版, p.1194-1217, (2000).

（２）関西電力(株)，美浜発電所，高浜発電所及び大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書並びにアクシデントマネジメント整備有効性評価報告書の概要，(2002).

（３）PSA実施手順調査検討専門委員会: 確率論的安全評価（PSA）実施手順に関する調査検討－レベル1PSA，内的事象－, 原子力安全研究協会, (1992)

（４）PSA実施手順調査検討専門委員会，確率論的安全評価（PSA）実施手順に関する調査検討－レベル２PSA，内的事象－, 原子力安全研究協会, (1992)

（５）吉田至孝, 大谷昌徳, 藤田祐志,“認知的分析モデルを用いたアクシデントマネジメントに係る意思決定過誤率の定量化”, 日本原子力学会和文論文誌**2** [2], p.99～114, (2003).

（６）Office of Nuclear Regulatory Research, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants,* NUREG-1150, (1990).

（７）A. S. Benjamin, V. L. Behr, D. M. Kunsman, et al., *Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents,* NUREG/CR-4700, (1987).

（８）F. T. Harper, R. J. Breeding, et al., *Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters,* NUREG/CR-4551, (1990)

（９）USNRC, *Reactor Safety Study: An assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants,* WASH-1400(NUREG-75/014), NTIS, (1975)

(10) A. D. Swain, H. E. Guttman, *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications,* NUREG/CR-1278, (1983).

(11) Leonard M. T., et al., : *A Direct Comparison of MERCOR 1.8.3 and MAAP4 Results for several PWR&BWR Accident Sequence,* SAND-96 - 2053-C, Sandia National Laboratory, (1996).

(12) Hammersley R.J., et al.,: “Aerosol Deposition in Reactor Containments; A Comparison of Nauahygros and MAAP4”, Trans American Nuclear Soc. **69** (1993).

(13) USNRC, *Reliability Analysis of Containment Isolation Systems,* NUREG/CR-4220, (1985).

(14) S. Basu, T. Ginsberg, *A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current*

Understanding of Border Fuel-Coolant Interaction Issues, NUREG-1524, (1996).

(15) N. Yamano, et al., "Phenomenological Studies on Melt-Coolant Interactions on the ALPHA Program", *Nucl. Eng. Design,* **155**, p.369, (1995).

(16) T. G. Theofanous, et al., *Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior,* NUREG/CR-5960, (1992).

(17) Steam Explotion Review Group, *A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure from In-Vessel Steam Explosions,* NUREG-1116, (1985).

(18) M. Kato, H. Nagasaka, Y. Vasilyev, et al., "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", JAERI-Conf 2000-015, p.36-42, (2000).

(19) OECD, *In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix,* OECD/NEA/CSNI/R (2000) 21, (2001).

(20) N. K. Tutu, T. Ginsberg, et al., *Debris Bed Quenching under Bottom Flood Conditions (In-Vessel Degraded Core Cooling Phenomenology),* NUREG/CR-3850, USNRC, (1984).

(21) USNRC, *Debris Disposal form Reactor Cavities During High-Pressure Melt Ejection Accident Scenarios,* NUREG/CR-5146, (1988).

(22) N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Disposal from Reactor Cavities", Fourth Proc. of Nucl. Thermal Hydraulics, ANS Meeting, Oct.30- Nov.4, Washington DC., (1988).

(23) M. Pilch, et al., *The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion,* NUREG/CR-6075, (1993).

(24) I. Sakaki, M. Kato, H. Nagasaka, et al., "Ex-Vessel Debris Coolability Tests using UO2 Mixture under AM Conditions", JAERI-CONF 99-005, p.310-314, (1999).

(25) R.E. Blose, J. E. Gronager, A. J. Suo-Anttila, et al., *SWISS 1 and 2: Sustained Interactions of Molten Stainless Steel and Concrete in the Presence of Water,* NUREG/CR-4727, (1987).

(26) R. E. Blose, D. A. Powers, E. R. Copus, et al., *Core-Concrete Interaction with Overlaying Water Pools: The WETCORE-1 Test,* NUREG/CR-5907, (1993).

(27) B.W. Spencer, et al., *MACE Scoping Test Data Report,* ANL Report MACE-TR-D03, Argonne National Laboratory, Argonne, IL, (1991).

(28) I. Huhtiniemi, et al., "Results of Recent KROTOS FCI Tests: Alumina vs. Corium Melts", Proc. 2nd OECD/CSNI Specialist mtg. on Fuel-Coolant Interactions, May 19-21, 1997, Tokai-Mura, Japan, (1997).

(29) I. Sakaki, M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Ex-Vessel Debris Coolability Tests", JAERI-Conf 2000-015, p.286-293, (2000).

(30) T. Miyagawa, D. J. Wright, S. Arai, "Biaxial Loading Tests for Steel Containment Vessel", JAERI-Conf 99-005, p.143-148, (1999).

(31) T. Kashiwase, H. Nagasaka, "Analysis Study on Change of Tendon Behavior during Pressurization Process of PCCV", JAERI-Conf 99-005, p.149-154, (1999).

(32) T. Kashiwase, M. Sato, "Axisymmetric Global Structural Analysis of Prestressed Concrete Containment Vessel beyond Design Pressure", JAERI-Conf 2000-015, p.319-324, (2000).

(33) Guirao, C.M., et al., *A Summary of Hydrogen-Air Detonation Experiments,* NUREG/CR-4961, (1989)

(34) Stamps, D.W., et al., *Hydrogen-Air-Diluents Detonation Study for Nuclear Reactor Safety Analysis,* NUREG/CR-5525, (1991)

(35) T. Hashimoto, K. Inagaki, "Summary of Hydrogen Combustion Tests Results at NUPEC", JAERI-Conf 98-009, p.190-195, (1998).

(36) T. Matsumoto, K. Takumi, et al., "NUPEC Small-Scale Hydrogen Combustion Test", Trans. Am. Nucl. Soc. 71, p.580-581, (1994)

(37) K. L. Thomsen, "Percolation cooling of the Three Mile Island Unit 2 Lower Head by Way of Thermal Cracking and Gap Formation", Nuc. Tech. **137**, p.28-46, (2002).

(38) Jean-marie Seiler, Angelique Fouquet, Karine Froment, et al., "Theoretical Analysis for Corium Pool with Miscibility Gap", Nuc. Tech. 141, p.233-243, (2003).

(39) 岡野行光，郡山民男，川邉康晴，他，"下端を閉塞した狭隘流路における沸騰伝熱と気液対向流挙動"，日本機械学会論文集（B編），**68**［666］,

p.214-220, (2002)

(40) Park J. H., et al., "An assessment methodology for in-vessel corium retention by external reactor vessel cooling during severe accidents in PWRs.", Ann. Nucl. Energy, **28** [12], p.1237-1250, (2001).