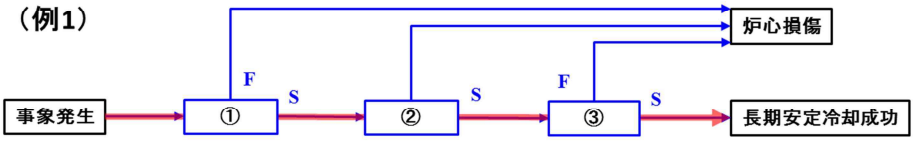
直列関係　一つずつ順に項目をたどる部分を直列関係とする。

AMシーケンス全体の所要時間T（min）
(1)　成否に"S"または"F"と入力されている各AM構成項目の所要時間Tiの合計値とする。

AMシーケンス全体の要求機能充足率L
(1)　成否が"S"と入力されている項目の要求機能充足率Liのうちの最小値とする。
(2)　途中で"F"となる項目がある場合はそれまでの機能は無いものと考え、次の事象から終点までの最小値とする。

AMシーケンス全体の生起確率X
(1)　成否の入力が"S"または"F"の各AM構成項目の生起確率Xiの積

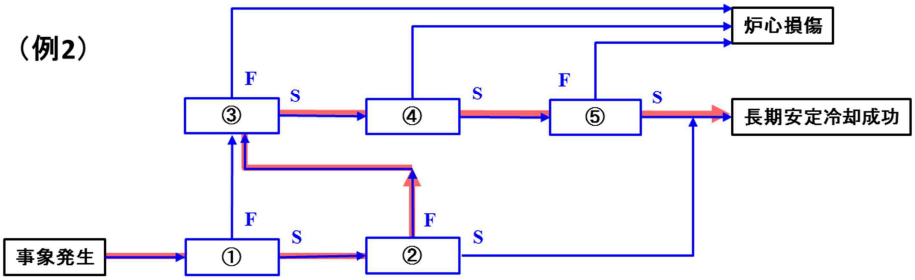
（例1）



	①	②	③	AMシーケンス全体
成否	S	S	S	S（T≦Tcr ∩ L≧Lcr の場合）
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	T=Ti1+Ti2+Ti3
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	L=min(Li1,Li2,Li3)
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	X=Xi1*Xi2*Xi3

T：所要時間
Tcr ：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

（例2）



	①	②	③	④	⑤	AMシーケンス全体
成否	S	F	S	S	S	S（T≦Tcr ∩ L≧Lcr の場合）
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	Ti4	Ti5	T=Ti1+Ti2+Ti3+Ti4+Ti5
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	Li4	Li5	L=min(Li3,Li4,Li5)
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	Xi4	Xi5	X=Xi1*Xi2*Xi3*Xi4*Xi5

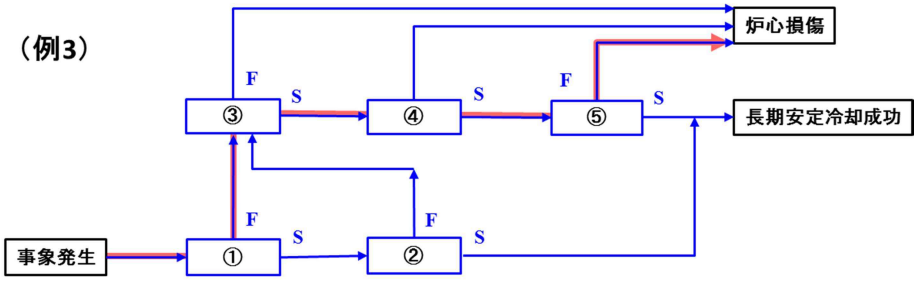
この部分はL=0

T：所要時間
Tcr ：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

この場合、①,②の機能は無いものとみなし、③～⑤の最小値をAMシーケンス全体要求機能充足率とする。

図　3.1.2-6　直列関係例のフローチャート(1/2)

（例3）



	①	②	③	④	⑤	AMシーケンス全体
成否	F		S	S	F	F
所要時間（min）	Ti1		Ti3	Ti4	Ti5	T=Ti1+Ti3+Ti4+Ti5
要求機能充足率	Li1		Li3	Li4	Li5	L=0
生起確率	Xi1		Xi3	Xi4	Xi5	X=Xi1*Xi3*Xi4*Xi5

この場合、⑤が“F”のため①～⑤の機能は無いものとみなし、要求機能充足率は0とする。

図 3.1.2-7　直列関係例のフローチャート(2/2)

(4) 各 AM シーケンス全体の成否の判定

AM シーケンス全体の所要時間 T および要求機能充足率 L から、各 AM シーケンス全体の成否を判定する。AM シーケンス全体の成否の判定方法を**図 3.1.2-8** および以下に示す。

T≦Tcr ∩ L≧Lcr が　　真ならば成功（S）
　　偽ならば失敗（F）

T：所要時間
Tcr　：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

ここで、成功（S）と判定された AM シーケンス生起確率 X を成功確率とする。失敗（F）と判定された AM シーケンス生起確率 X を失敗確率とする。

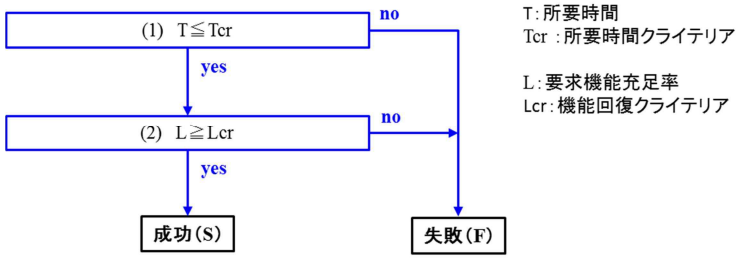


図 3.1.2-8　各 AM シーケンス全体の成否の判定方法

(5) 外力レベル H における条件付き成功確率

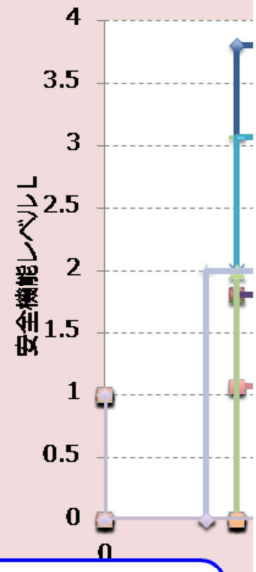
外力レベル H における条件付き成功確率の出力例（外力レベル H は 0）を**図 3.1.2-9** に示す。条件付き成功確率は回復成否が"S"となる AM シーケンスの生起確率の合計値とする。なお、図 3.1.2-9 のような各シーケンスの解析結果は最終外力レベルステップの結果のみ表示される。

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値Hでの AM特性 外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	
21	0.00E+00	13	2	S	0.9999985
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					



P(S): 成功確率
回復成否が"S"となるAMシーケンスの生起確率の合計値

図 3.1.2-9　外力レベル H における条件付き成功確率の出力例（外力レベル H が 0 の場合）

(6) 外力レベル H における FV 相当値、RAW 相当値の評価

FV 相当値、RAW 相当値の計算式を以下に示す。

A) FV 相当値

各機器（AM 構成項目）について、FV 相当値を以下の通り求める。

$P(F)=1- P(S)$

$P(F)^{A}_{S} =1- P(S)^{A}_{S}$

$FV=(P(F)-P(F)^{A}_{S})/P(F)$

$P(S)$：成功確率

$P(F)$：リスク指標（炉心損傷頻度等）

$P(S)^{A}_{S}$：機器 A の故障確率を 0 とした時の成功確率

$P(F)^{A}_{S}$：機器 A の故障確率を 0 とした時のリスク指標

B) RAW 相当値

各機器（AM 構成項目）について、RAW 相当値を以下の通り求める。

$P(F)^{A}_{F} =1- P(S)^{A}_{F}$

$RAW=P(F)^{A}_{F}/P(F)$

$P(S)^{A}_{F}$：機器 A の故障確率を 1 とした時の成功確率

$P(F)^{A}_{F}$：機器 A の故障確率を 1 とした時のリスク指標

プログラム内での FV 相当値および RAW 相当値の計算方法の流れを**図 3.1.2-10**～**図 3.1.2-13** および以下に示す。

(1) 一つの機器 A の故障確率を 0（成功確率を 1）に置き換えて求めた条件付き成功確率を $P(S)^{A}_{S}$ とする。図 3.1.2-10 では、「①S/G 水張り系の起動」についての $P(S)^{A}_{S}$ 値の求め方を示した。

(2) 一つの機器 A の故障確率を 1（成功確率を 0）に置き換えて求めた条件付き成功確率を $P(S)^{A}_{F}$ とする。図 3.1.2-11 では、「①S/G 水張り系の起動」についての $P(S)^{A}_{F}$ 値の求め方を示した。

(3) AM 構成項目 No.1 の場合と同様に、No.2 以降の各 AM 構成項目について、図 3.1.2-12 の通り $P(S)^{A}_{S}$ および $P(S)^{A}_{F}$ を求める。

(4) 各 AM 構成項目の $P(S)^{A}_{S}$、$P(S)^{A}_{F}$ および成功確率 P(S)から上記の式に従い、図 3.1.2-13 の通り FV 相当値および RAW 相当値を求める。



AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否
1	0.00E+00	13	3.8	S
2	1.00E+00	13	1.8	S
3	0.00E+00	13	1.8	
4	1.85E-11	13	1.8	S
5	0.00E+00	13	2	S
6	1.50E-06	13	0	F
7	0.00E+00	13	0	F
8	2.77E-17	13	0	F
9	0.00E+00	13	3.07	S
10	4.30E-06	13	1.07	S
11	0.00E+00	13	1.07	S
12	7.95E-17	13	1.07	S
13	0.00E+00	13	2	S
14	6.45E-12	13	0	F
15	0.00E+00	13	0	F
16	1.19E-22	13	0	F
17	0.00E+00	13	3.07	S
18	0.00E+00	13	1.07	S
19	0.00E+00	13	1.07	S
20	0.00E+00	13	1.07	S
21	0.00E+00	13	2	S
22	0.00E+00	13	0	F
23	0.00E+00	13	0	F
24	0.00E+00	13	0	F
25	0.00E+00	10	2	S
26	0.00E+00	10	0	F
27	0.00E+00	10	0	F
28	0.00E+00	10	0	F
29				
30				
31				
32				
33				
34				
35				
36				
37				
38				
39				
40				

図 3.1.2-10　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（１）



図 3.1.2-11　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（２）

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値HでのAM特性　　外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	
21	0.00E+00	13	2	S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

AM構成項目No.1の場合と同様に、No.2以降の各AM構成項目についてP(S)$^{A}_{S}$およびP(S)$^{A}_{F}$を求める。

(5-2)入力外力レベル値HでのFV相当値、RAW相当値

		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
	P(S)$^{A}_{S}$	0.9999985	0.9999985	1	0.9999985	0.9999985	1
FV							
	P(S)$^{A}_{F}$	0.9999942	0.9999942	0	0.9999985	0.9999985	0.9999985
RAW							

P(S)$^{A}_{S}$:機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　　P(S)$^{A}_{F}$:機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 3.1.2-12　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（３）

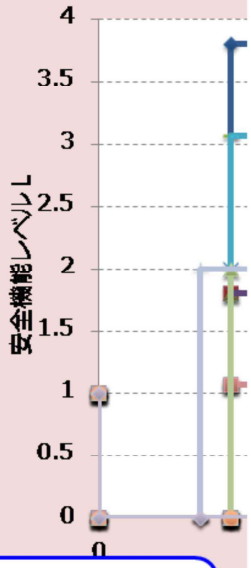
(5:出力) 入力外カレベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外カレベル値HでのAM**特性**　　外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17				S	
18				S	
19				S	
20				S	
21				S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
40					

P(S)、$P(S)^A_S$、$P(S)^A_F$から、FVおよびRAWを求める。



0.9999985

P(S): 成功確率
回復成否が"**S**"となる**AM**シーケンスの生起確率の合計値

$P(F)=1-P(S)$
$P(F)^A_S=1-P(S)^A_S$
$FV=(P(F)-P(F)^A_S)/P(F)$
P(S): 成功確率
P(F): リスク指標(炉心損傷頻度等)
$P(S)^A_S$: 機器Aの故障確率を0とした時の成功確率
$P(F)^A_F$: 機器Aの故障確率を0とした時のリスク指標
$P(F)^A_F=1-P(S)^A_F$
$RAW=P(F)^A_F/P(F)$
$P(S)^A_S$: 機器Aの故障確率を0とした時の成功確率
$P(S)^A_F$: 機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

(5-2)入力外カレベル値HでのFV**相当値、**RAW**相当値**

	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
$P(S)^A_S$	0.9999985	0.9999985	1	0.9999985	0.9999985	1
FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
$P(S)^A_F$	0.9999942	0.9999942	0	0.9999985	0.9999985	0.9999985
RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1

$P(S)^A_S$: 機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　　$P(S)^A_F$: 機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 3.1.2-13　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（４）

3.1.3 並列関係の取りまとめ処理

本ツールのプログラムのうち､並列関係の取りまとめ処理を行うサブプロシージャについて、プログラムの内での処理の流を以下に示す。

(1) サブプロシージャ CalculationIntermediate3（所要時間の計算）

所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れを**図 3.1.3-1～図 3.1.3-3** に示す。シーケンス毎に各 AM 構成項目の値を設定した所要時間テーブルを作成し、並列または直列の処理で各 AM 構成項目の所要時間および成否をを書き換えた後、各シーケンス全体の所要時間を求める流れになっている。

(2) サブプロシージャ CalculationIntermediate4（機能充足率の計算）

機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れを**図 3.1.3-4～図 3.1.3-6** に示す。シーケンス毎に各 AM 構成項目の値を設定した機能回復率テーブルを作成し、並列または直列の処理で各 AM 構成項目の機能回復率および成否をを書き換えた後、各シーケンス全体の所要時間を求める流れになっている。

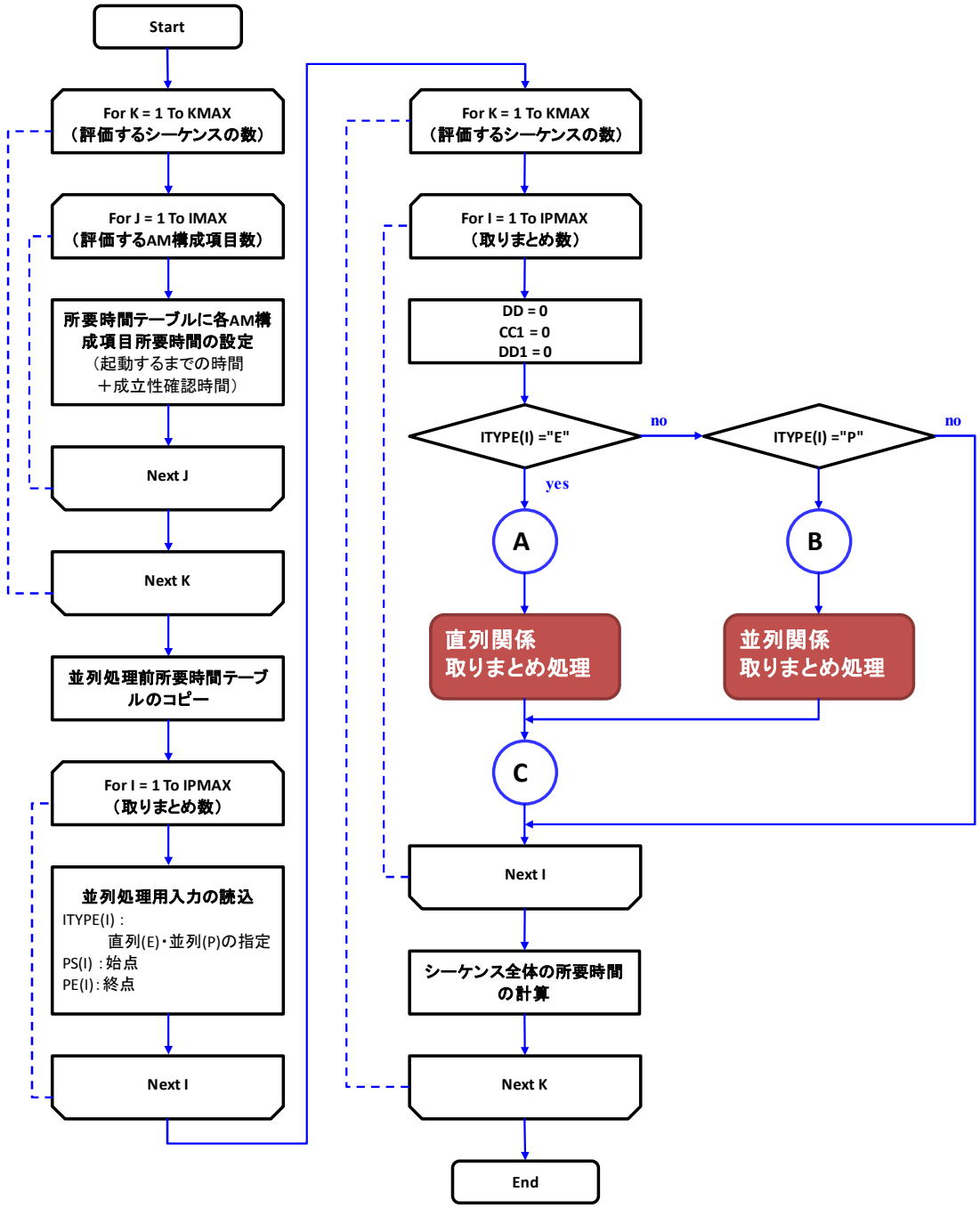


図 3.1.3-1　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（1/3）

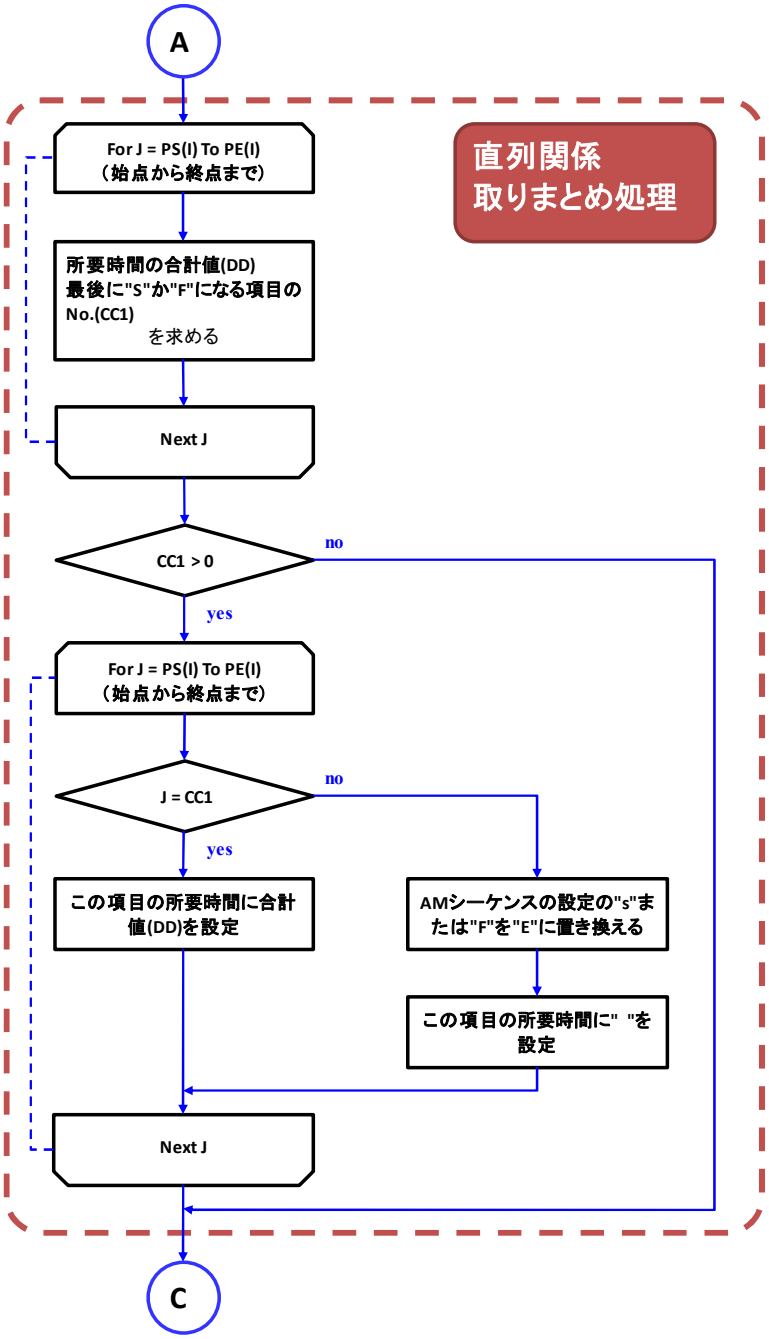


図 3.1.3-2　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（2/3）

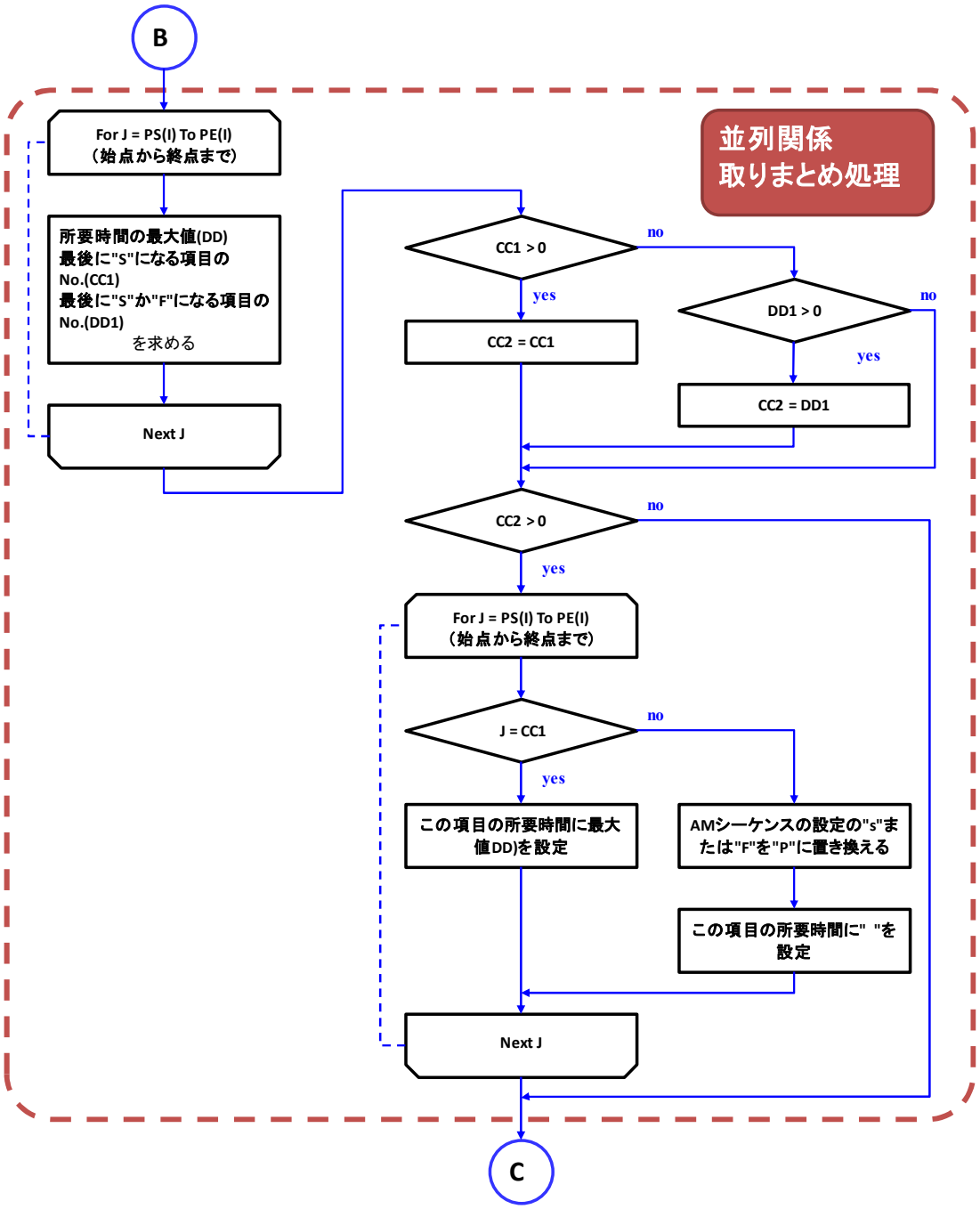


図 3.1.3-3　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（3/3）

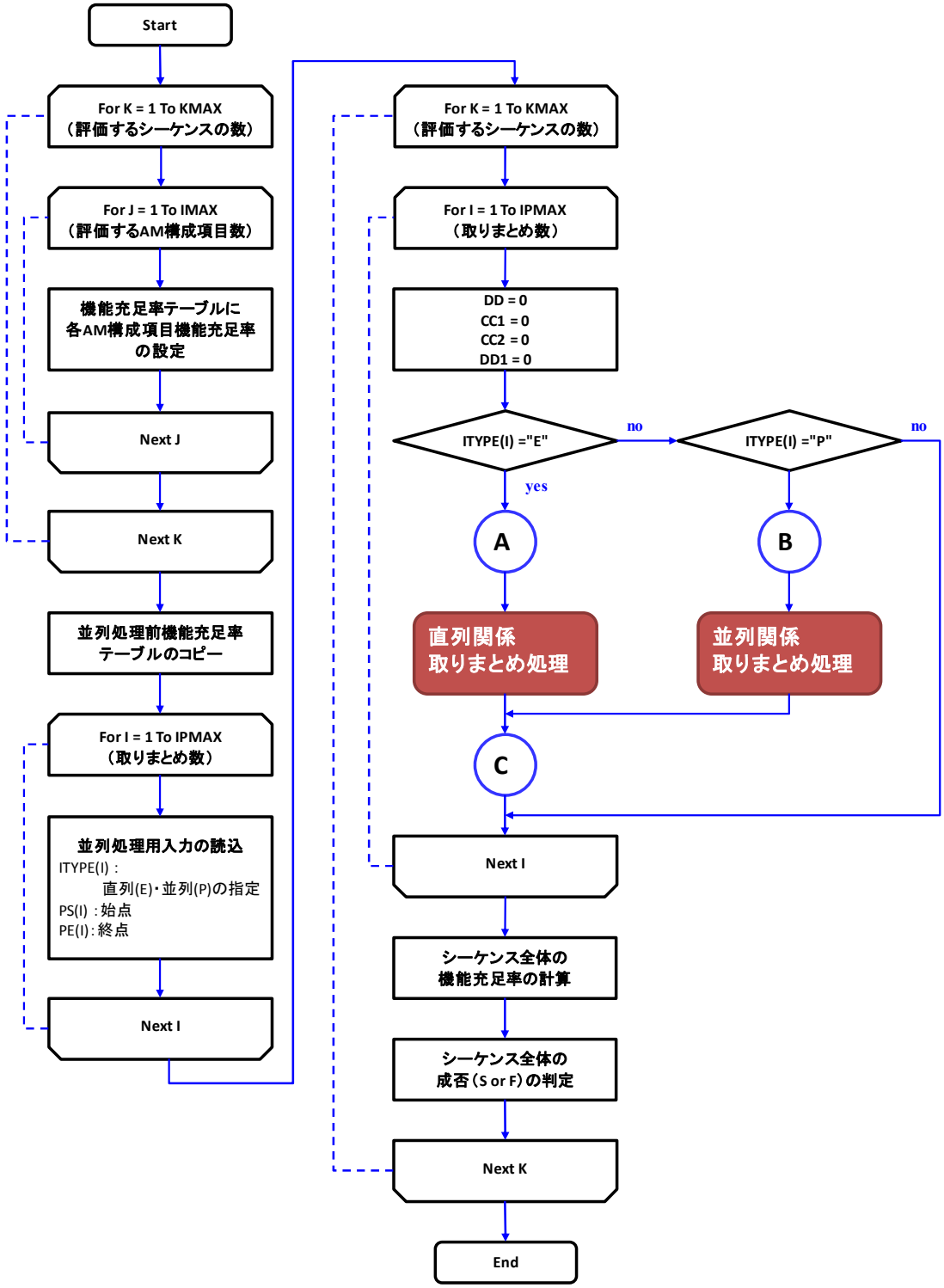


図 3.1.3-4　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（1/3）

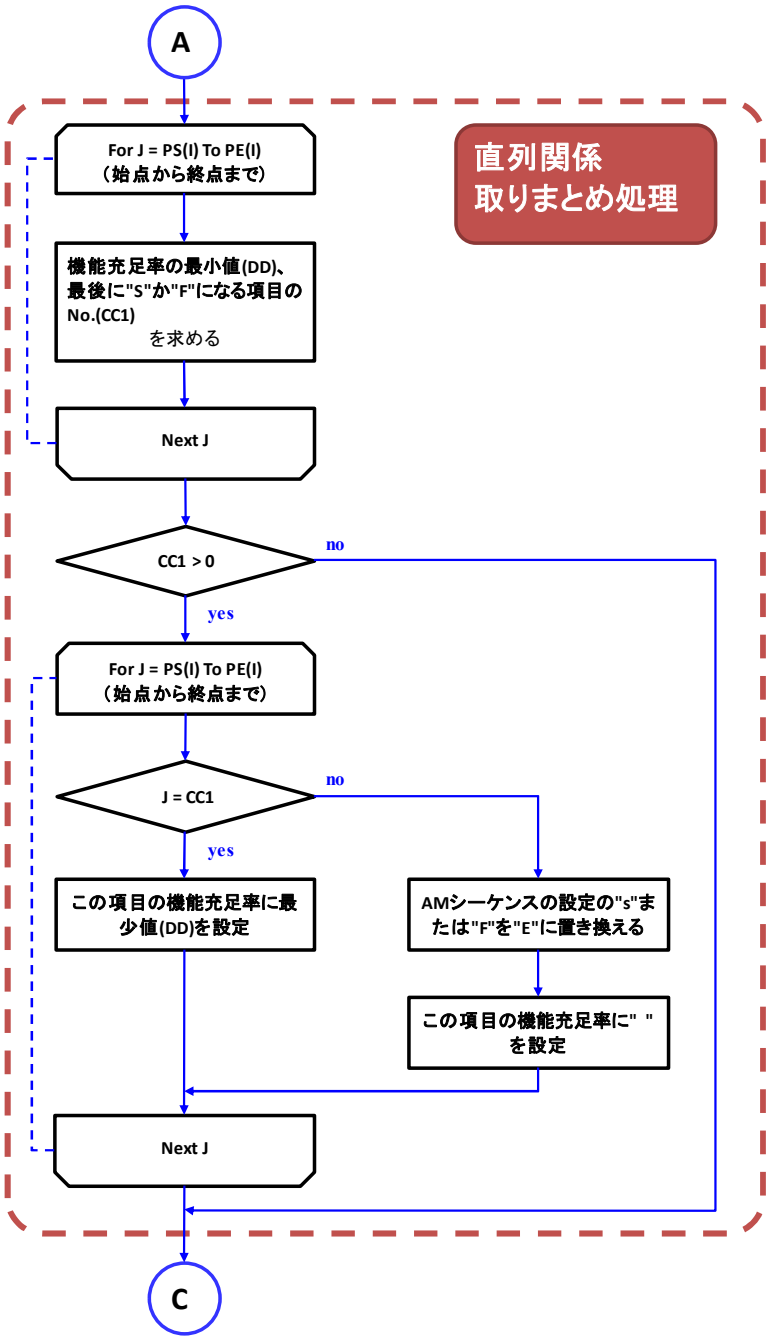


図 3.1.3-5　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（2/3）

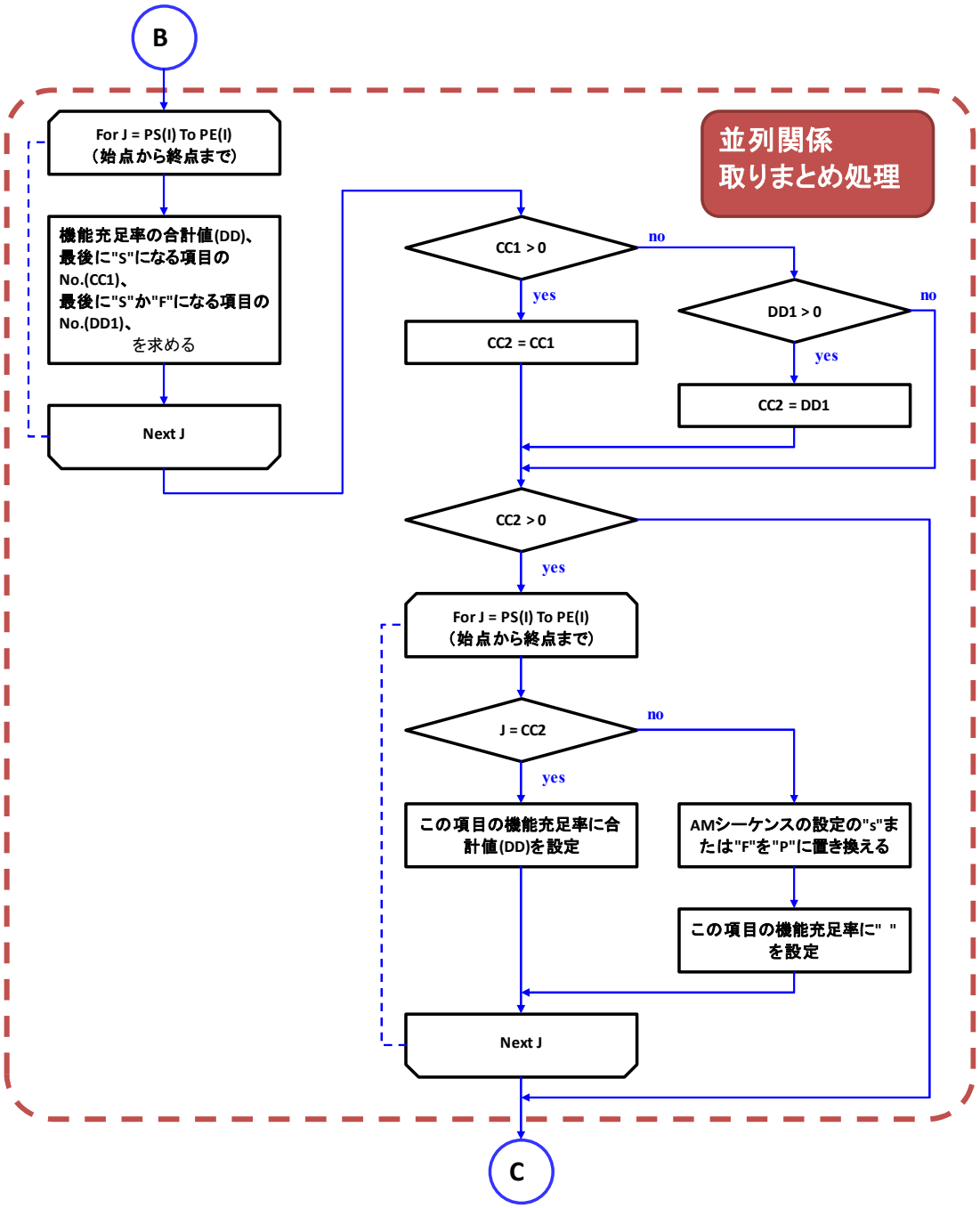


図 3.1.3-6　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（3/3）

3.1.4 プログラムの実行および結果

(1) 使用推奨環境

Microsoft Excel 2010

(2) 入力シートの作成

AM 構成項目数およびシーケンス数を入力で設定して実行ボタンを押すことにより、入力シートが作成される。詳細を以下に示す。

1) 「入力シート作成」シート記入例を**図 3.1.4-1** に示す。「入力シート作成」シートを選択し、入力欄（青色のセル）に 「入力する AM 構成項目数」、「入力するシーケンス数」および「入力する AM 構成項目取りまとめの数」を入力シートとして必要な数を入力する。

各入力値の設定可能範囲を以下に示す。

（設定可能範囲）

・入力する AM 構成項目数　　：10～20

・入力するシーケンス数　　：40～200

・入力する AM 構成項目取りまとめの数　　：10～20

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	設定									
2					○使用方法					
3	項目	設定可能範囲	入力値		①青色のセルに値や文字を入力する。					
4					②「データ入力シート作成」ボタンを押下する。					
5	入力するAM構成項目数	(10～20)	10							
6	入力するシーケンス数	(40～200)	40		データ入力シート作成					
7	入力するAM構成項目取りまとめの数	(10～20)	10							
8										
9										
10										
11										
12										
13										

図 3.1.4-1 「入力シート作成」シート　記入例

2) 「input」シート表示例を**図 3.1.4-2** に示す。1)で指定した数の AM 構成項目、シーケンスおよび AM 構成項目取りまとめの指定が「input」シートで入力できるようになる。



図 3.1.4-2 「input」シート　表示例

(3) 計算の実行

「(2) 入力シートの作成」で作成した「input」シートに入力データを設定し、**図 3.1.4-3** に示す左上の実行ボタンを押下することにより計算が開始され、**図 3.1.4-4** のように評価結果シートが作成される。

ここで作成されるシートは**表 3-2** の通り、評価結果のまとめ「output」シートのほか 5 枚の中間計算シートである。

このうち、「output」シートに出力される外力レベル値 H での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値出力例を**図 3.1.4-5** に示す。ここでは、最終ステップの外力レベル値 H での計算結果のみ出力される。

各外力レベル値での条件付き回復成功確率出力例を**図 3.1.4-6** に示す。FV 相当値、RAW 相当値出力例を**図 3.1.4-7** に示す。条件付き回復成功確率については、全外力レベルステップでの計算結果が出力される。FV 相当値および RAW 相当値は、初期ステップ、最終ステップおよび中間の 1 ステップについて出力される。

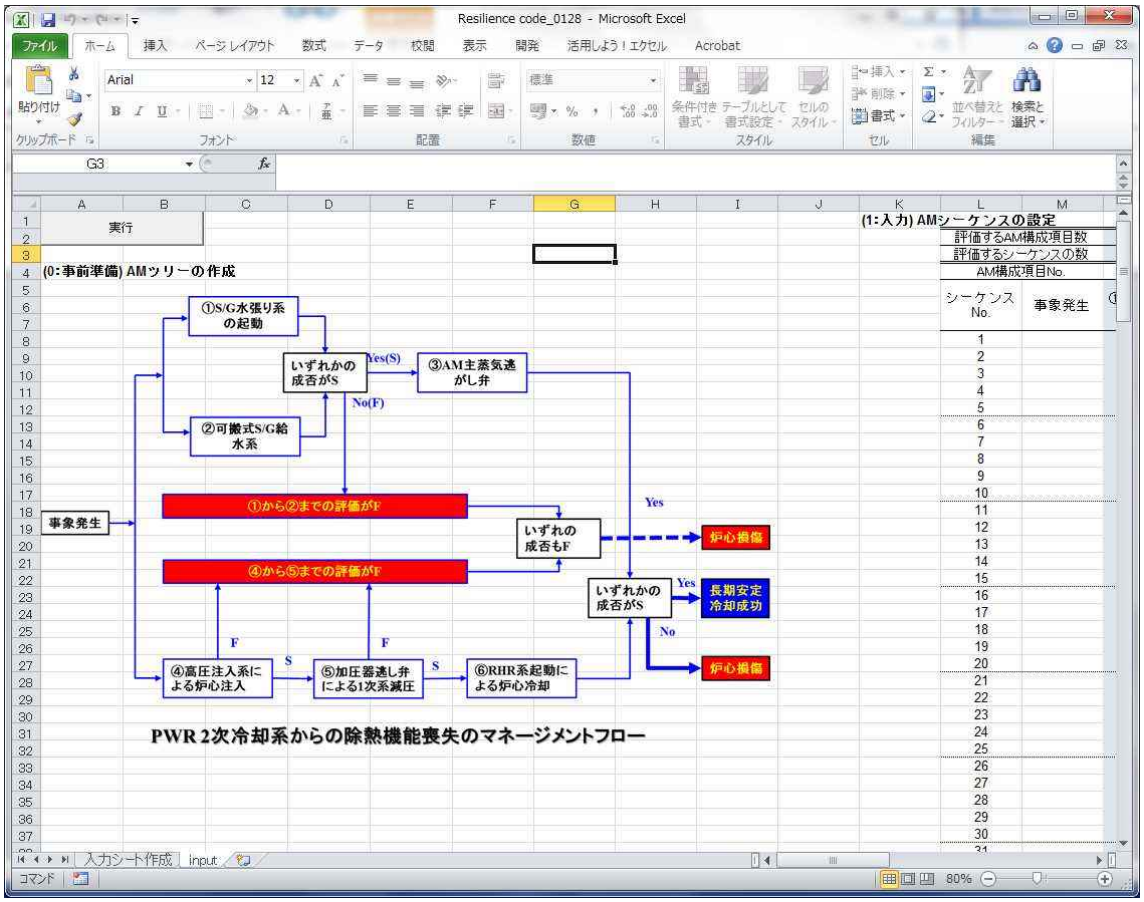
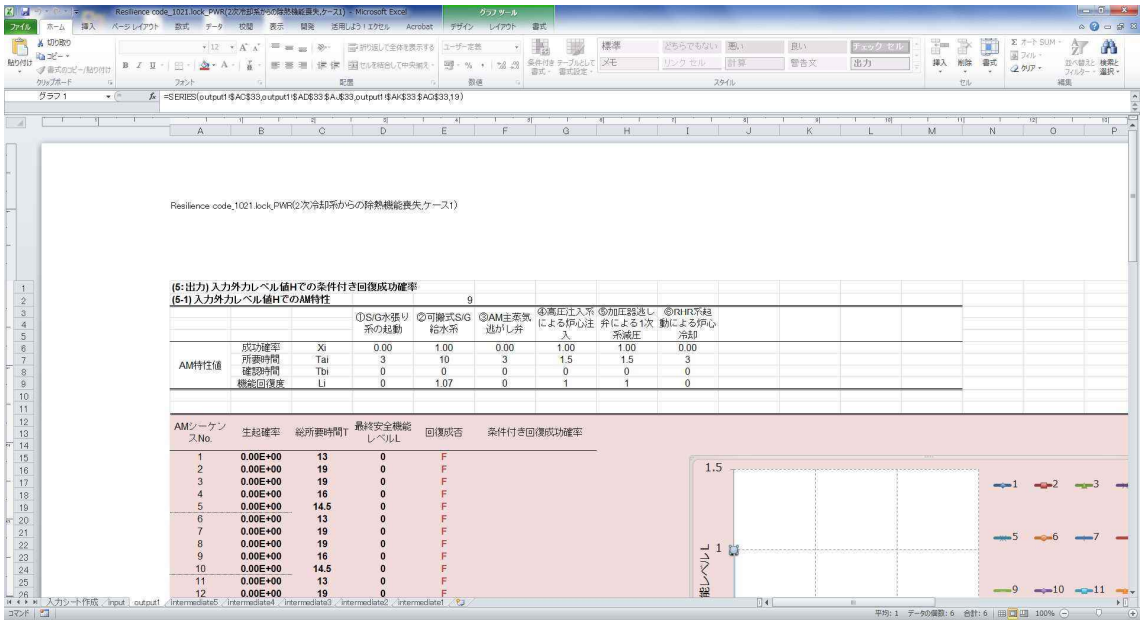


図 3.1.4-3 「input」シート実行ボタン



Resilience code_1021.lock_PWR(2次冷却系からの除熱機能喪失ケース1)

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率
(5-1) 入力外力レベル値Hでのam特性 9

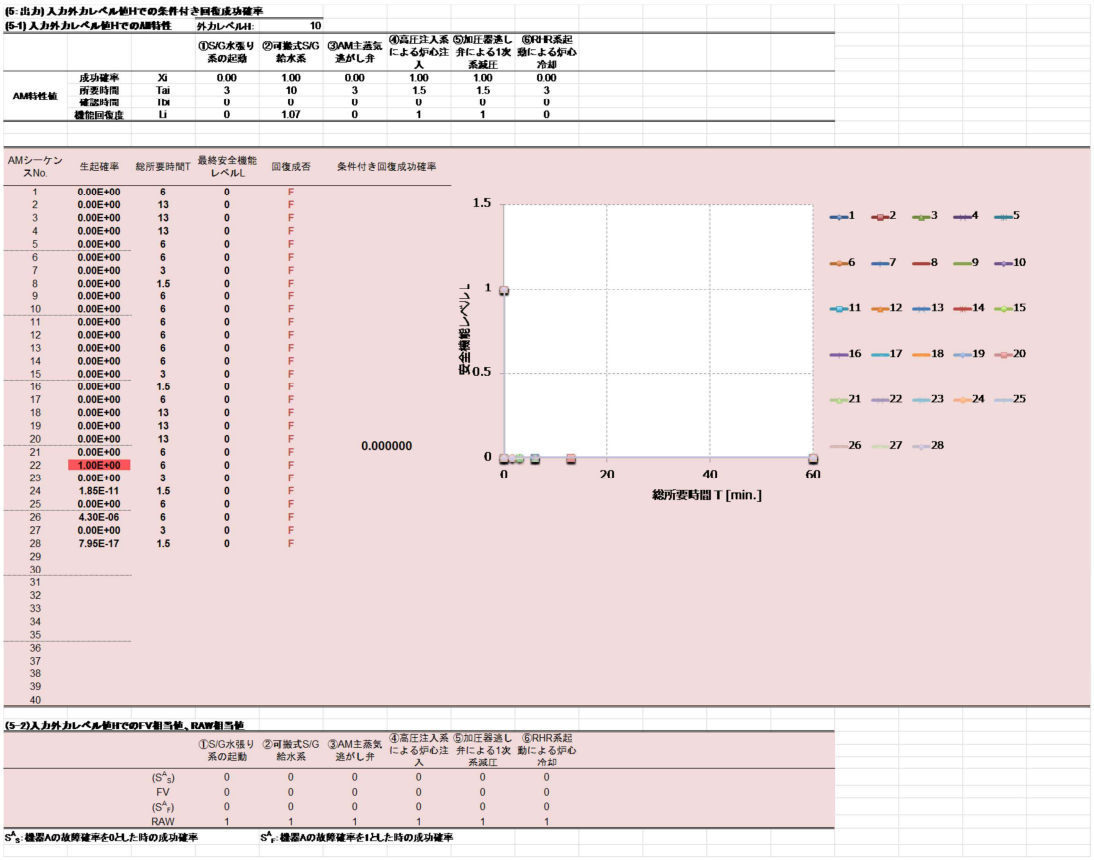
			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.00	1.00	0.00	1.00	1.00	0.00
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	0	1.07	0	1	1	0

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	0	F	
2	0.00E+00	19	0	F	
3	0.00E+00	19	0	F	
4	0.00E+00	16	0	F	
5	0.00E+00	14.5	0	F	
6	0.00E+00	13	0	F	
7	0.00E+00	19	0	F	
8	0.00E+00	19	0	F	
9	0.00E+00	16	0	F	
10	0.00E+00	14.5	0	F	
11	0.00E+00	13	0	F	
12	0.00E+00	19	0	F	

図 3.1.4-4　評価結果シート出力例

表 3-2　プログラムの実行後作成されるシート一覧

シート名	内容
output	評価結果のまとめ
Intermediate1	各 AM 構成項目についての所要時間、成功確率、機能回復度と外力レベルとの関係
Intermediate2	中間計算ファイル（生起確率）
Intermediate3	中間計算ファイル（所要時間）
Intermediate4	中間計算ファイル（機能充足率）
Intermediate5	中間計算ファイル（許容／非許容領域の判定）



(5: 出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値Hでの AM特性　外力レベルH: 10

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.00	1.00	0.00	1.00	1.00	0.00
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Ibi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	0	1.07	0	1	1	0

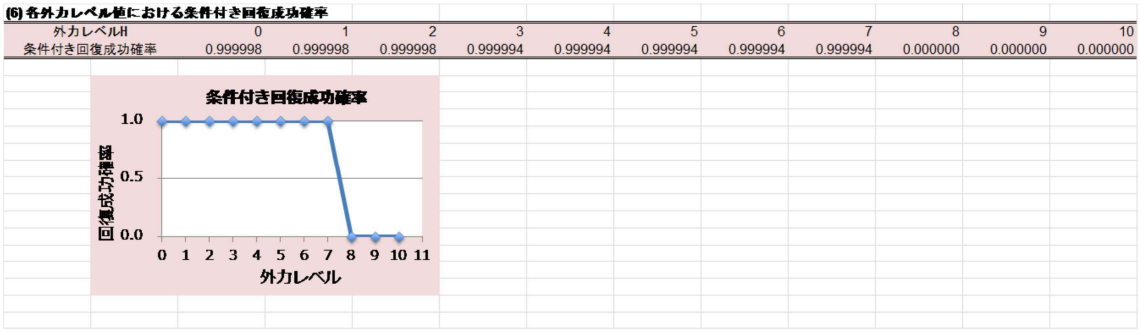
AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	6	0	F	
2	0.00E+00	13	0	F	
3	0.00E+00	13	0	F	
4	0.00E+00	13	0	F	
5	0.00E+00	6	0	F	
6	0.00E+00	6	0	F	
7	0.00E+00	3	0	F	
8	0.00E+00	1.5	0	F	
9	0.00E+00	6	0	F	
10	0.00E+00	6	0	F	
11	0.00E+00	6	0	F	
12	0.00E+00	6	0	F	
13	0.00E+00	6	0	F	
14	0.00E+00	6	0	F	
15	0.00E+00	3	0	F	
16	0.00E+00	1.5	0	F	
17	0.00E+00	6	0	F	
18	0.00E+00	13	0	F	
19	0.00E+00	13	0	F	
20	0.00E+00	13	0	F	0.000000
21	0.00E+00	6	0	F	
22	1.00E+00	6	0	F	
23	0.00E+00	3	0	F	
24	1.85E-11	1.5	0	F	
25	0.00E+00	6	0	F	
26	4.30E-06	6	0	F	
27	0.00E+00	3	0	F	
28	7.95E-17	1.5	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

(5-2) 入力外力レベル値HでのFV相当値、RAW相当値

	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
(S^A_s)	0	0	0	0	0	0
FV	0	0	0	0	0	0
(S^A_F)	0	0	0	0	0	0
RAW	1	1	1	1	1	1

S^A_s: 機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　　S^A_F: 機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 3.1.4-5　外力レベル値 H での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値　出力例



(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

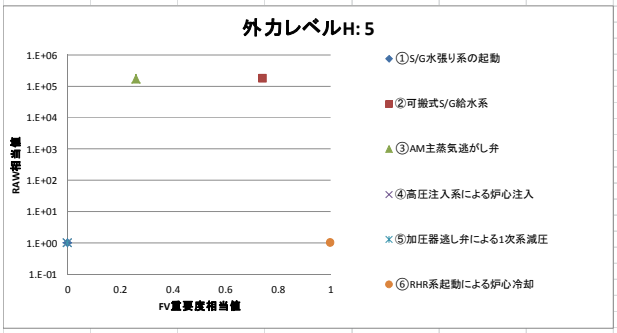
外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	0.999998	0.999998	0.999998	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.000000	0.000000	0.000000

図 3.1.4-6　各外力レベル値での条件付き回復成功確率　出力例

各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
1	0	FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
		RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1
6	5	FV	0	0.74137902	0.25861987	0	0	1
		RAW	1	172413.985	172413.985	1	1	1
11	10	FV	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1





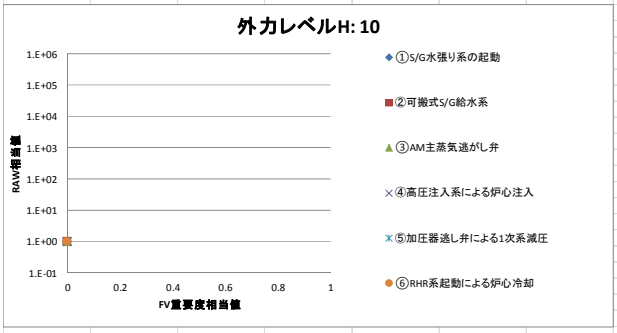


図 3.1.4-7　各外力レベル値での FV 相当値、RAW 相当値　出力例

3.2 レジリエンス指標評価ためのシーケンス表の自動生成

3.2.1 シーケンス表の自動生成の目的

レジリエンス指標を評価するためには、AM フロー図（以下フロー図）から AM シーケンス表（以下シーケンス表）を作成しなければならない。この作業を人手で行うと、手間と時間がかかるだけでなく、間違い（シーケンスの見落とし、誤ったシーケンスの列挙）が起こりやすい。誤りのないシーケンス表を作成しなければ、レジリエンス指標を評価しても意味がない。シーケンス表の作成をコンピュータで行うことができれば､誤りがないだけでなく、手間と時間も大幅に省くことが可能となる。

3.2.2 グラフとしてのフロー図

フロー図をコンピュータで処理するために、フロー図をグラフとみなす。グラフとは複数の点（頂点[vertex]または節点[node]という）とそれらを接続する線（辺[edge]という）で構成される図形である。点同士のつながり方に着目し、抽象化された「点同士を結ぶ線」の概念がグラフである。さまざまな情報を点や線に付加して取り扱うことができる。

フロー図で事象名などが書かれた四角は、グラフの頂点[vertex]（または節点[node]）に当たり、矢印付きの線はグラフの有向辺[directed edge](または単に辺[edge])に当たる。

3.2.3 フロー図のグラフとしての特徴

(1) 頂点

フロー図の頂点は事象名（および必要であれば他のデータも）をもつ。事故発生を表す頂点がただ一つだけ存在する。また事故の終末を表す頂点が一つ以上存在する。それ以外は中間頂点である。中間頂点のうち OR ゲートは特別な頂点である。これについては後述する。

(2) 状態付き有向辺

フロー図の辺は事象の前後関係を表し、辺が始まる側の事象(始点[source])が前で、矢印が指す事象(終点[target])が後になる。また辺には属性があり、始点事象の事後状態 (1) 成功, (2) 失敗、(3) 成否のいずれか一方等の状態をもつものと、(4) 単に次へ進むことを示すものがある。

(3) OR ゲートと事後状態の演算

OR ゲートは特別な中間頂点で、並列処理の出口にのみ現れる。OR ゲートは入力となる頂点の事後状態の論理演算を行う。逆に、並列処理がなければ決して現れない。OR ゲートの入力となる辺の数は 2 である。OR ゲートに接続する辺は属性として必ず前の事象の事後状態（成功、失敗、成功か失敗の一方）をもつ。

(4) フロー図に存在が許されないグラフ構造

フロー図には存在してはならない構造がある。始点と終点が同一である辺（ループ[loop]）が存在してはならない。2 頂点間にある複数の辺を多重辺という。フロー図では多重辺も存在してはならない。ループと多重辺が存在しないグラフを単純グラフと呼ぶ。したがってフロー図は単純グラフである。

ある頂点から出発し、他の頂点を経て元の頂点に戻るルートがあってはならない。したがって、フロー図 は有向非巡回グラフ[directed acyclic graph, DAG]である。また、辺の向きを無視して、グラフ上の任意の 2 頂点間うち到達するルートがあるものを連結グラフという。フロー図は連結でないグラフであってはならない。

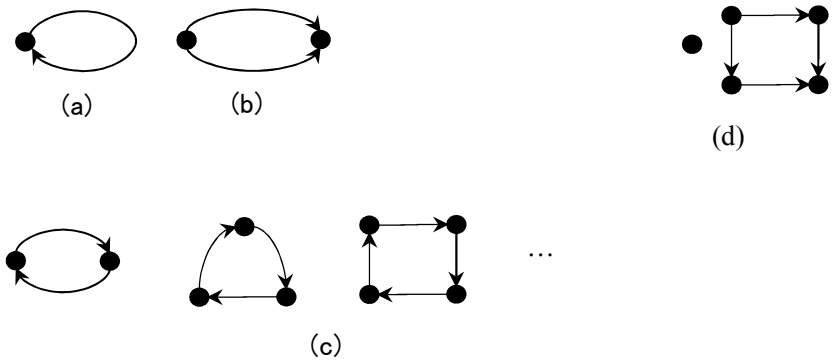


図 3.2.3-1　フロー図では許されない構造
(a) ループ、(b) 多重辺、(c) 巡回、(d)非連結成分

3.2.4 何をすればよいのか

フロー図からシーケンス表を生成するためになにをすればよいのかを考える。そのためにはシーケンス図が何を表しているかを考えてみればよい。シーケンスの一つ一つは、事故の発生から終末状態に至るまでのシナリオに相当する。そのシナリオに沿ってレジリエンス指標を評価するため、フロー図から以下のことを読み取った結果が記されている。

1. 評価する事象の列挙
2. 列挙した事象の評価順序
3. シナリオに沿った各事象の想定評価 (成功または失敗)

これらは以下のように言い換えることができる。

a. 最小構成の部分グラフを構成する頂点の列挙
b. 頂点の評価順序を決定するためのトポロジカルソート
c. ソート結果に基づく各頂点(事象)の想定評価の出力

これらを実行できればシーケンス表を、いつでも誰でも正確に生成できる。

3.2.5 グラフ理論の用語

アルゴリズム等の説明で使用するグラフ理論の用語を説明する。

(1) 有向グラフ

頂点群とそれらの連結関係を表す辺群で構成される図形をグラフ[graph]という。特にすべての辺に向きがあるものを有向グラフ[directed graph, digraph]という。形式的には、頂点集合 V と辺集合について、E の元と V の二つの元を対応させる写像f

$$f: \mathrm{E} \longrightarrow \mathrm{V} \times \mathrm{V}$$

の三つ組み$\mathrm{G} \equiv (f, \mathrm{V}, \mathrm{E})$を有向グラフという。頂点と辺に様々なデータを結び付けて現実の問題を抽象的に取り扱うことができる。

(2) 接続と隣接

ある辺が結び付けている二つの頂点を辺の端点[end vertex]という。有向グラフでは、辺の向きを矢印で表す。有向グラフでは、矢印が指す端点を終点[target]と呼び、もう一方の端点を始点[source vertex]という。端点と辺は接合(または接続)しているという。ある頂点に複数の辺が接合しているとき、それらの辺は互いに隣接[adjacent]しているという。また、辺の端点である頂点同士は互いに隣接[adjacent]しているという。



図 3.2.5-1　頂点おとび辺の接合と隣接
頂点は●で、辺は黒線で示している。左の図は頂点同士および頂点と辺の関係を示している。右の図は辺同士の隣接関係を示している。赤い矢印は隣接関係または接合関係にあるものを示すためにつけている。

(3) 次数と頂点の分類

ある頂点 v に接続する辺の数を次数[degree]といい d(v)で表す。有向グラフでは、辺に向きがあるので、その頂点が辺の始点であるか終点であるかによって次数を区別する。ある頂点を始点とする辺の数をその頂点の出次数[outdegree]といい、ある頂点を終点とする辺の数をその頂点の入次数[indegree]という。ある頂点の出次数と入次数の和はその頂点の次数に等しい。

次数が 0 の頂点を孤立点[isolated vertex]という。次数が 1 の点を葉頂点[leaf vertex]またはペンダント頂点という。有向グラフでは、辺に向きがあることを考慮して、入次数が 0 の頂点を源点[source vertx]といい、出次数が 0 の頂点を沈点[sink vertex]という。源点はフロー図では事故発生事象に、沈点は事故の終末事象に当たる。

歩道、路および道

グラフの頂点間を辺に沿って移動することを考える。隣接する頂点をたどる頂点と辺の列$\{v_0, e_1, v_1, e_2, \cdots, e_n, v_n\}$を歩道[walk](または鎖[chain])という。辺の重複がない歩道を路[trail]という。頂点の重複がない歩道を道[path]という。道は両端の頂点の次数が 1 でその他の頂点の次数が 2 であるグラフである。始点v_0と終点v_nが同一である路を閉路[closed trail]という。同様に始点と終点が同一である道の閉道[closed path]という。フロー図では閉道があってはならにことは既に述べている。また、連結グラフであることは任意の 2 頂点間で道があるか否かで判定できる。

部分グラフ

グラフの G と G'について G'の頂点集合 V'と辺集合 E'の両方が G の頂点集合 V および辺集合 E の部分集合($V' \subseteq V$かつ$E' \subseteq E$)であるとき、G'を G の部分グラフ[subgraph]という。逆に G を G'の拡大グラフという。この関係を$G' \subseteq G$と表す。グラフ G の頂点集合 V の部分集合 V'に対して、両端点が V'に属するすべての辺を辺集合とする G の部分グラフ G[V']を G の（頂点）誘導部分グラフ[(vertex) induced subgraph]という。

3.2.6 シーケンス表生成アルゴリズムの概要

ここでは、もとのグラフ構造から部分グラフを段階的に取り出す方法、トポロジカルソートおよびソートされた結果からシーケンス表を生成する方法について概要を説明する。

処理の流れを図 3.2.6-1 に示す。黄色は部分グラフの生成を行う部分、緑はトポロジカルソート、オレンジはシーケンス表の生成を表す。トポロジカルソートができる部分グラフを生成することがこの問題を解決する鍵である。ここで示す部分グラフを取り出す方法は目的を達成することはできるが最速なアルゴリズムではないことを最初に断っておく。

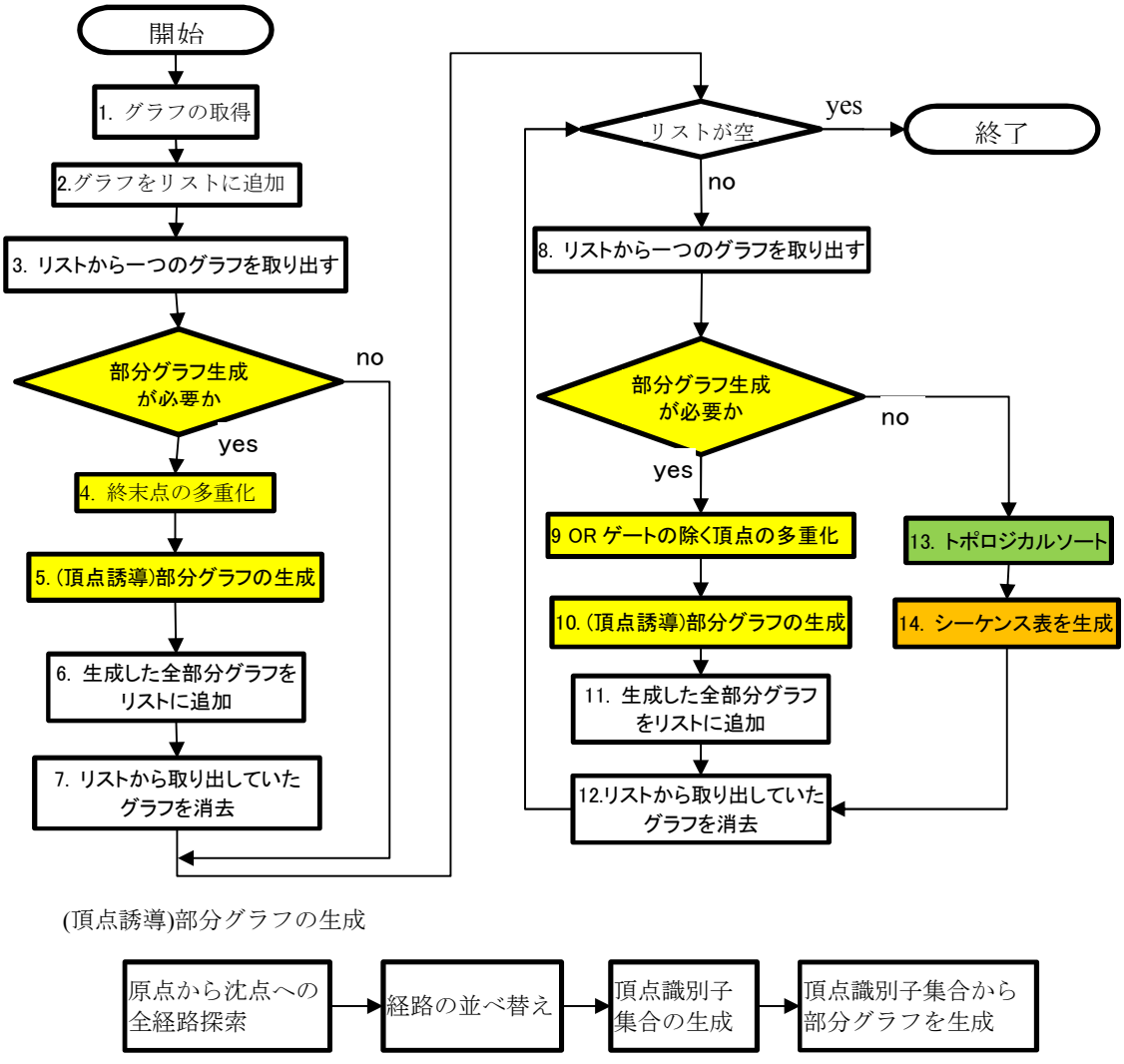


図 3.2.6-1 シーケンス表を生成する処理の流れ図
黄色は部分グラフの生成処理、緑がトポロジカルソート、オレンジがシーケンス表の生成処理である。(頂点誘導)部分グラフの生成については下部にやや詳細に処理の流れを示している。

(1) 部分グラフの生成アルゴリズム

1) ソート可能であるか否かの判定

以下の 4 条件がすべて満たされたとき、トポロジカルソート可能である。

- 源点（入次数が 0 で出次数が正）が一つだけ存在する。
- 沈点（入次数が正で出次数が 0）が一つだけ存在する。
- OR ゲートの入次数は 2 で、出次数は 1 である。
- その他の頂点の入次数と出次数はそれぞれ 1 である。

入力したフロー図グラフがトポロジカルソート可能でないとき以下を実行する。

2) 沈点の多重化

沈点である全ての頂点のうち入次数が 2 以上のものを多重化する。この操作は図 3.2.6-1 の 4 である。ある沈点に n 本の辺(n≧2)が接続しているものとする。沈店の多重化とは以下の操作を行うことである。

- ある沈点を元に新規に n-1 個の頂点を生成する。
- 事象名等の属性は元の頂点の値を引き継ぐ。
- もとの沈点に接続する n-1 本の辺は、新規に生成した頂点に接続する。

例を図 3.2.6-2 に示す。この図では沈点 6 に 2 本の辺が、沈点 9 に 3 本の辺が接続している。沈点 6 から沈点 10 を追加する。頂点 4 と沈点 6 に接続する辺はそのままにして、頂点 8 と沈点 6 に接続する辺は、頂点 8 と頂点 10 を接続するように変更する。頂点 9 についても同様に、頂点 11 と 12 を追加し、頂点 9 に接続する辺のうち 2 本をそれぞれ追加した頂点 11 と 12 に接続するように変更する。

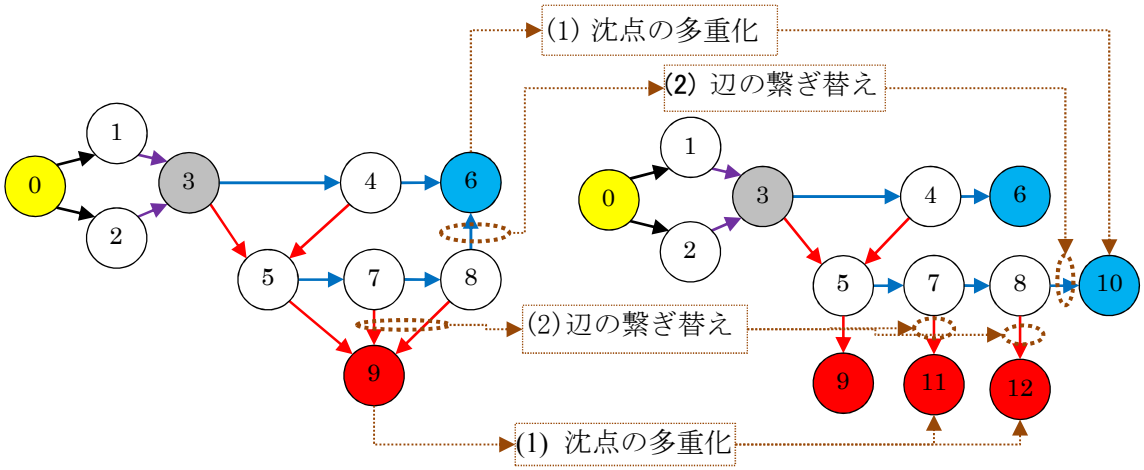


図 3.2.6-2　沈点の多重化の例

左：多重化前、右：多重化後。複数の辺に接続している頂点を対象に、新規に頂点を追加し同等な役割を持たせる。もとの沈点に接続する辺は追加された頂点に接続しなおす。

3) (頂点誘導)部分グラフの生成

a. 原点から到達可能な沈点までの全経路探索

深さ優先探索により、源点から沈点までの全経路を探索する。疑似コードを表 3-3 に示す。このコードを利用すれば、源点から到達可能な沈点すべてについて探索を行うことができる。このとき中間頂点を何度も訪れるため、頂点にフラグを立てる処理をしていないことに注意する。バックトラックを再帰処理により実現している。深さ優先探索を行っているため、幅優先探索に比べてメモリーの使用量はかなり小さくなることが期待できる。また、グラフに循環があることを検出できるので、フロー図の検査に利用できる。

表 3-3　深さ優先探索による全経路探索の疑似コード
Python 風に制御の構造の範囲を字下げで表している。

```
L:= 空のリスト (経路を組み立てる作業用)
LL:=空のリスト（見つかった経路を保存する）

源点 sv を見つける
L に sv を追加する
for each　sv の出辺の終点 t　do
    visit(t)

function visit(頂点 v)
    if　L に v を追加すると循環ができる then
        v について循環があることを警告する
    else if　v が沈点である then
        L の複製 Lc を生成する
        Lc の末尾に v を追加する
        LL に Lc を追加する
    else
        v を L に追加する
        for each　v の出辺の終点 t　do
            visit(t)
```

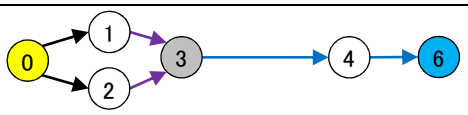
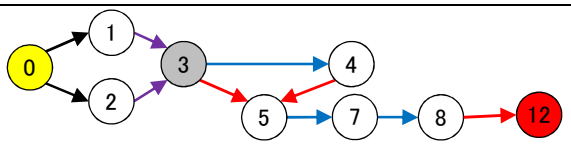
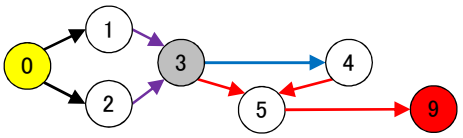
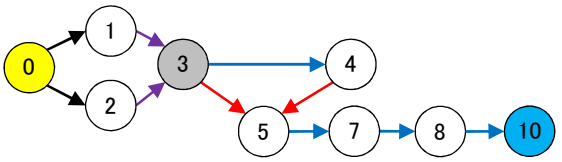
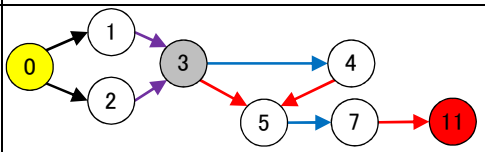
b. 経路のグループ化と頂点識別子の集合の生成

全経路探索で見つかった経路は、到達する沈点でグループに分けることができる。グループ化された経路から、重複のない頂点集合(正確には頂点識別子の集合)を生成する。この集合は元のグラフの頂点集合の部分集合である。すべての沈点が対象となるため、通常は複数の頂点集合が生成される。

c. 頂点誘導部分グラフの生成

元のグラフから、頂点部分集合で指定される頂点のみを含む部分グラフを新たに生成する。辺の頂点部分集合の要素である頂点を端点とするものだけを選択する。このような部分グラグを頂点誘導グラフという。

表 3-4 探索された経路、頂点集合および頂点誘導部分グラフ
最初のグラフはトポロジカルソートを行うことができるが、他のグラフではできない。他のグラフは部分グラフへの分解を再度行う必要がある。

経路(ソート済み)	頂点数合	頂点誘導部分グラフ	再誘導
0,1,3,4,6 0,2,3,4,6	0,1,2,3,4,6		不要
0,1,3,4,5,7,8,12 0,2,3,4,5,7,8,12 0,1,3,5,7,8,12 0,2,3,5,7,8,12	0,1,2,3,4,5,7,8,12		要
0,1,3,4,5,9 0,2,3,4,5,9 0,1,3,5,9 0,2,3,5,9	0,1,2,3,4,5,9		要
0,1,3,4,5,7,8,10 0,2,3,4,5,7,8,10 0,1,3,5,7,8,10 0,2,3,5,7,8,10	0,1,2,3,4,5,7,8,10		要
0,1,3,4,5,7,11 0,2,3,4,5,7,11 0,1,3,5,7,11 0,2,3,5,7,11	0,1,2,3,4,5,7,11		要

d. OR ゲート以外の頂点多重化

生成した部分グラフがトポロジカルソートできない場合、さらに頂点および辺の多重化を行う。OR ゲートではない頂点で入次数が 2 以上のものを対象にする。実際にどうするのかを表 3-4 の上から 3 つ目の部分グラフを例に説明する。この多重化の過程を図 3.2.6-3 に示す。

多重化対象となるのは、OR ゲート以外で入次数が 1 よりも大きい頂点である。

- そのような頂点を一つ選び入次数-1 個の頂点を新規に追加する。
- 元の頂点の入辺のうち n-1 本を、それぞれ新規生成した頂点に繋ぎ直す。
- 元の頂点の全ての出辺を n-1 重に多重化し、それらを新規生成した頂点の出辺とする。
- グラフの沈点が多重化されるまで多重化を繰り返し行う。

多重化されたグラフに対して再度部分グラフの生成（全経路探索、頂点集合の生成、頂点誘導部分グラフの生成）を行う。

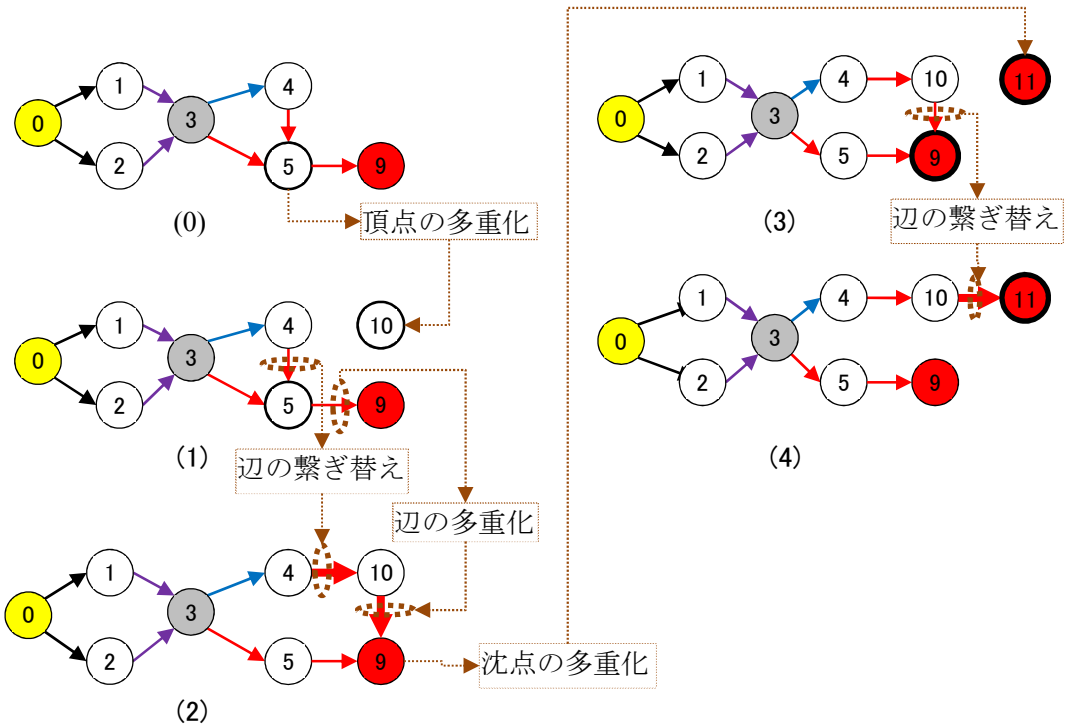


図 3.2.6-3 OR ゲート以外の頂点多重化の例
(0) 多重化前、(1) 頂点 5 の入辺数数-1 個の頂点を追加、(2) 頂点 5 の入辺数が 1 になるように追加された頂点に辺を付け替え、出辺を多重化

以上のようなアルゴリズムにより、グラフからトポロジカルソートが可能な部分グラフを生成できる。

並列処理がなければ、最終的に生成された部分グラフは最終的に直線状となる。また、そのグラフの各頂点の事後状態は確定する（言い換えると、成功か失敗の一方という属性を持つ辺は現れない）。



図 3.2.6-4　並列処理の含まない部分グラフ

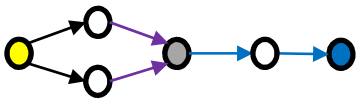


図 3.2.6-5　並列処理を含む部分グラフの例

(2) トポロジカルソート

トポロジカルソートのアルゴリズムについて説明する。通常のトポロジカルソートは辺で表される前後関係を保ったまま、頂点を並べ替える。直感的には、ネットワーク状に散らば

った頂点を直線上に並べることだと考えればよい。簡単な例を図 3.2.6-6 に示す。

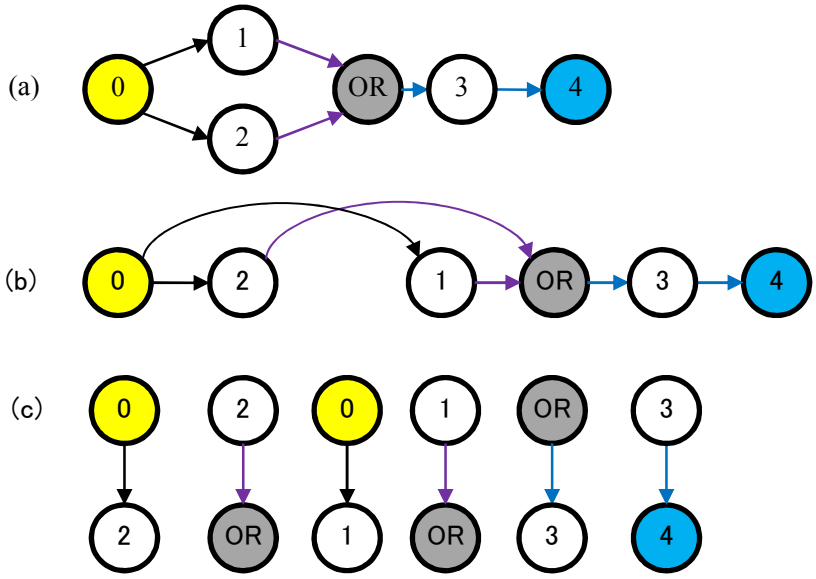


図 3.2.6-6　並列処理を含むフロー図の部分グラフとそのトポロジカルソートの例
(a) 並列処理を含むフロー図の部分グラフ、(b) 頂点を並べ替えた通常の結果、(c) 辺を並べ替えた結果。グラフの実際のデータの並びに依存して、頂点 1 と 2 は入れ替わるかもしれない。

表 3-5　トポロジカルソートの疑似コード
通常のソートは頂点を並べ替えるが、このコードは辺を並べ替えている。Python 風に字下げで制御分の範囲を示している。

```
L := 空のリスト（ソート結果が入る。）

グラフの各頂点に”未訪問”を表す印をつける。
源点 sv を取得する。
for each 源点 sv の出辺 e do
    visit(e)

function visit(辺 e)
    頂点 v := 辺 e の終点
    if 頂点 v に”一時的”を表す印がついている then
        閉路があり、グラフが DAG ではない
    else if 頂点 v に”未訪問”の印がついている then
        頂点 v に”一時的”を表す印をつける
        for each 頂点 v の出辺 e’ do
            visit(e’)
        頂点 v に訪問済みの印をつける
        辺 e を L の先頭に追加する。
```

ただし、AM シーケンスを生成するためには辺の属性（始点の事後状態）が必要である。ここでは辺を並べ替えるものとする。辺には、その始点と終点および始点が表す事象に事後状態がデータとしてある。

表 3-5 に疑似コードを示す。深さ優先探索より辺の並べ替えを行っている。頂点につけ

る印を 3 種にしていることより、循環があることが検出できる。

(3) AM シーケンスの生成

トポロジカルソート済みの辺の列から、AM シーケンスを生成するアルゴリズムについて説明する。ルールは以下のとおりである。

a. 各始点についてその事後状態(辺の属性)を出力する。
b. 事後状態が G の始点の処理はスキップする。
c. 始点が OR ゲートであるとき、入力となる状態(2 個)と OR ゲートの事後状態が矛盾しないものだけを出力する。
d. 表がいったん出来上がったら、不要な OR ゲートの列を削除する。

表 3-6　OR ゲートの真理値長

		入力 2	
		S	F
入力 1	S	S	S
	F	S	F

表 3-7　AM シーケンス表の生成例。-は事後状態の出力がスキップされたことを示す。オレンジ色の列は最終的に削除される。

辺の列	順序		1	2	3	4	5	6	備考
	識別子	辺	e1	e3	e0	e2	e4	e5	
		始点	v0	v2	v0	v1	OR	v3	
		終点	v2	OR	v1	OR	v3	v4	
	始点の事後状態		G	SF	G	SF	S	S	
表	事象名		-	n2	-	n1	OR	n3	
	状態列 1		-	S	-	S	S	S	
	状態列 2		-	S	-	F	S	S	
	状態列 3		-	F	-	S	S	S	
	状態列 4		-	F	-	F	S	×	OR の出力が入力と矛盾している。

3.2.7 フロー図の絵描き方

前述のアルゴリズムによる部分グラフへの分解を行うためには、フロー図は一連の規則に従って描かれていなければならに。ここではフロー図の描き方について説明する。

フロー図が満たすべき条件は以下のとおりである。

(1) 出発点（源点[source]）はただ一つだけ存在する。

(2) 終末点（沈点[sink]）は一つ以上存在する。

(3) 矢印付きの線（有向辺[directed edge]）で点が互いに接続されていなければならない。

(4) 辺はその属性として４つの始点事象の事後状態のうちの一つを持たなければならない。
G：次へすすむ、S：成功、F：失敗、SF：成功か失敗の一方

(5) 存在してはならない構造がある。
・ループ、多重辺、循環：（トポロジカルソートができることを保証するため、フロー図のグラフは有向非巡回グラフでなければならない。）
・非連結成分が存在してはならない。((1)と(3)に反するため)

並列処理がない場合

(6) OR ゲートは存在しない。

(7) 取りうる事後状態（辺の属性）は、成功(S)、失敗(F)および次へ進む(G)のみである。

並列処理がある場合

(8) OR ゲートが出現するのは並列処理の出口のみである。

(9) OR ゲートの入辺は二つだけである。

(10) OR ゲートの出辺は 1 以上である。

(11) 事後状態 SF は OR ゲートの入辺および出辺でのみ使用できる。

これら全ての規則を満たすフロー図をいきなり描くこと難しい。そのため、まず大まかな図を描き、徐々に詳細化していく。実際に描いてみると判るが、並列処理を行わないフロー図は単純であるが、並列処理を行うフロー図は複雑である。

並列処理の有無によるフロー図の基本形を図 3.2.7-1 に示す。並列処理がなければ、事象の事後状態により、二股に分かれるだけである。並列処理がある場合には、二つ事象の事後状態を O ゲートで論理演算を行って初めて並列処理全体の成否が決まる。実際のフロー図はもっと複雑ではあるが、レジリエンス指標の計算を際に複数の事象をひとまとめにして、その事後状態で成否を判断するようにしている。これは、図 3.2.7-2 のように表すことができる。正確なフロー図を描くためには、決まった手順でこの複数の頂点で構成される機能ブロックを展開していけばよい。展開用のパターンは図 3.2.7-3 に示すものに限られる。展開用パターン(a)は単独の事象頂点で、最も単純な構造である。展開パターン(b)と(c)は機能ブロックのあとに単独の事象頂点を隣接させた構造である。ただし、機能ブロックと単独頂点を接続する辺の事後状態が異なっている。(d)は二つの並列処理されるブロックを OR ゲートで結びつけたものである。

次項で説明するように、機能ブロックの展開は事故管理フローの後ろ側から行われる。レジリエンス指標計算はフローの前側から処理をしていく。したがって、フロー図の展開は指標計算ツールの逆処理であるあるといえる。



図 3.2.7-1 フロー図の基本構造
図形の意味は以下のとおりである。○：事象の発生、○：中間事象、○：成功事象、○：失敗事象、○：OR ゲート、→ は次へ進む、→：事後状態が成功、→：事後状態が失敗、→：事後状態が成功か失敗の一方。

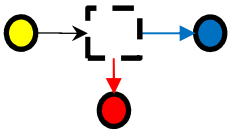


図 3.2.7-2 機能ブロックを持つフロー図の処理の基本構造
破線の四角の部分は複数の頂点と辺を含む機能ブロックである。他の要素の凡例は図 3.2.7-1 と同じである。

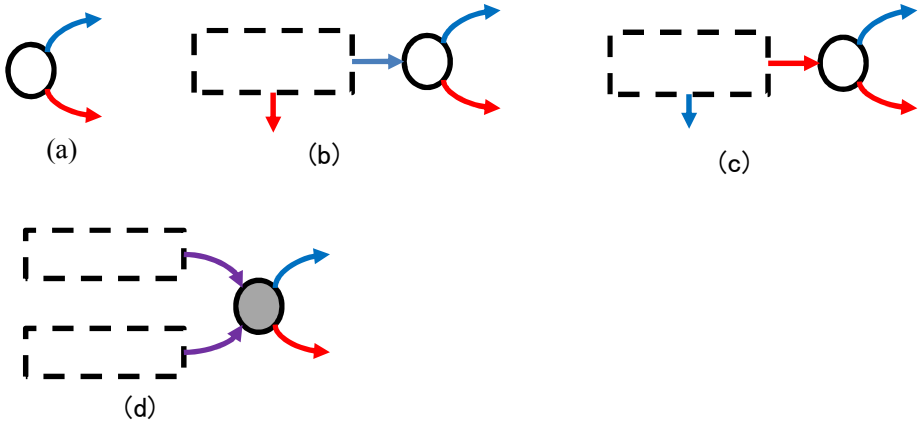


図 3.2.7-3 機能ブロックの置き換えパターン
(a)は機能ブロックを頂点とその事後事象で置き換える。(b)と(c)は機能ブロックの後に頂点を直列で接続したものである。機能ブロックの事後状態が異なっていることに注意する。(d)は機能ブロックを並列な機能ブロック二つで置き換える。並列する 2 つのブロックは OR ゲートに接続している。機能ブロック以外の要素の凡例は図 3.2.7-1 と同じである。

(1) 機能ブロックの置き換えによる展開

図 3.2.7-2 に示した基本パターンに置き換えパターンを適用して図を描き替える。置き換えパターンごとに描き替えた図 3.2.7-4 に示す。図中の(a)～(d)は置き換えパターン(図 3.2.7-3)の(a)～(d)に対応している。左側は、機能ブロックの中に置き換えパターンの入れた

だけの状態で、置き換えパターンの出辺が、外側のブロックの出口に接続されている。出口に接続する辺の事後状態(辺の色)が、外側の機能ブロックの事後状態(辺の色)と一致していることに注意する。右の図は展開後の図である。置き換えパターンの出辺が外側の機能ブロックの外に引き出され、頂点に接続されている。また外側のブロックの入辺が、置き換えパターンの入力となるようにつなぎかえられている。このような状態になれば外側の機能ブロックを表す四角は削除してかまわない。

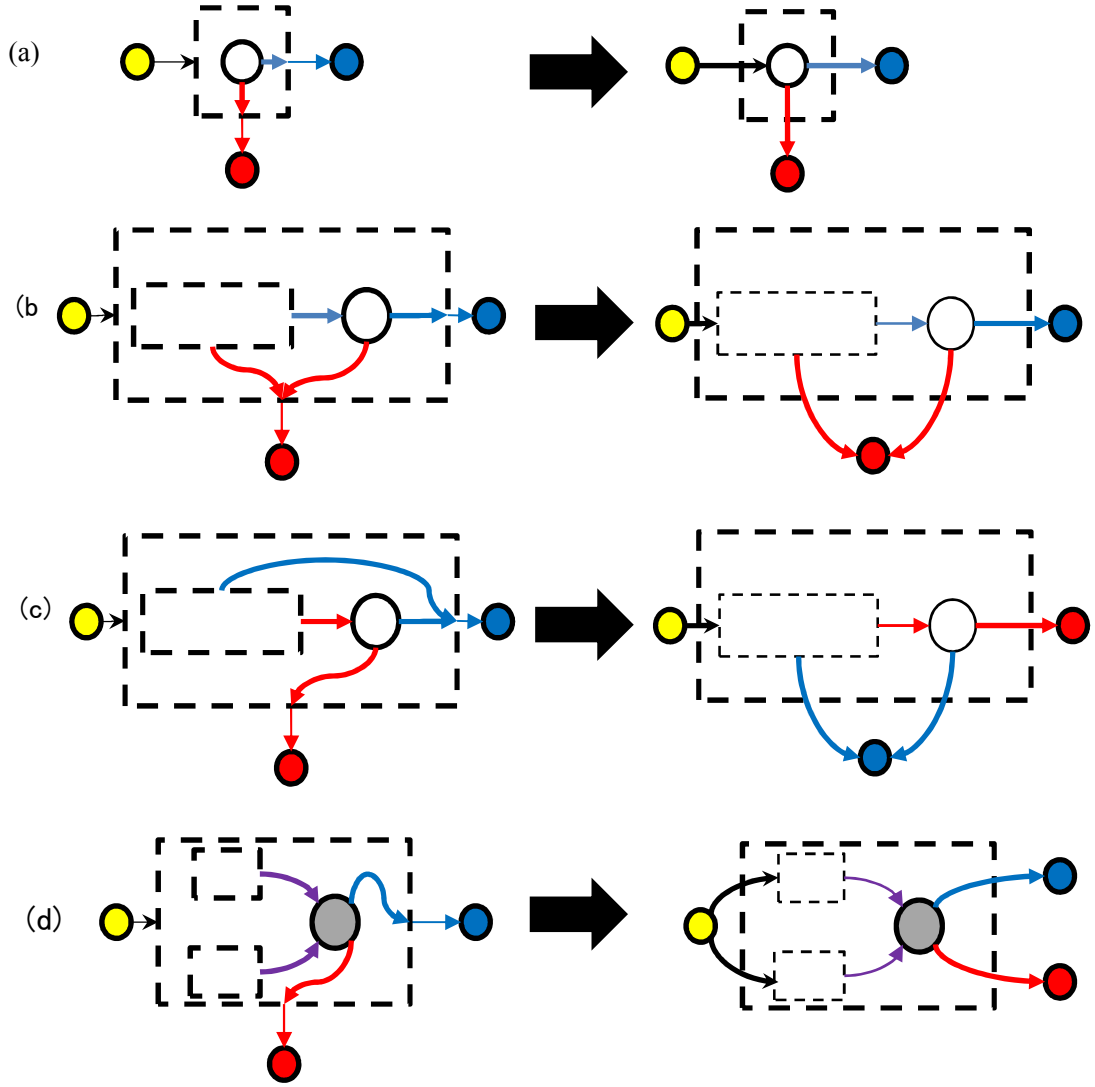


図 3.2.7-4 基本機能ブロックの置き換えパターンによる図の展開
図中の(a)～(d)はそれぞれ置き換えパターン(図 3.2.7-3)の(a)～(d)に対応している。

図 3.2.7-3(d)の並列処理部分の機能ブロックをさらに置き換えパターン(a)と(d)で展開する場合を図 3.2.7-5 に示す。この場合は単純で置き換えパターン中の事象頂点〇の出辺を統合し(赤と青の二本の辺を紫の一本の辺に置き換え、外側の機能ブロックの出辺と繋ぐ)、外側の機能ブロックの入辺を置き換えパターンの機能ブロックへ繋ぎ替えるだけで対応できる。

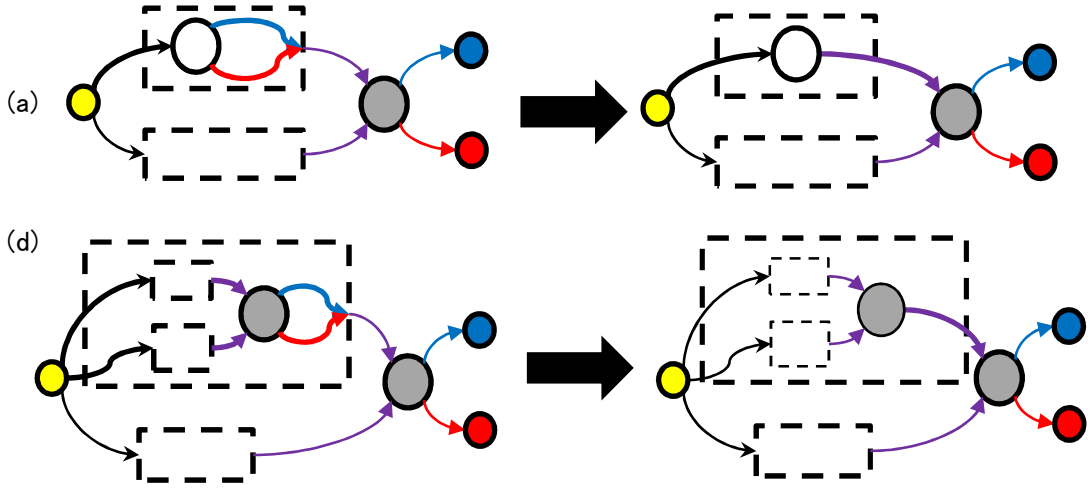


図 3.2.7-5　並列処理の展開が容易にできる場合
(a)と(d)はそれぞれ置き換えパターン(図 3.2.7-3)の(a)と(d)に対応している。基本的に置き換えパターン中の〇の出辺の統合と入辺の繋ぎ替えで対応できる。

置き換えパターン(b)と(c)で展開すると複雑なフロー図ができあがる。それは置き換えパターンの出辺の処理だけでなく、OR ゲートの多重化と OR ゲートに接続する辺の処理が伴うためである。

パターン(b)による展開処理を詳しく説明する。パターン(c)は(b)と同様に処理できる。最上段左の図は、機能ブロックの片方に置き換えパターンを入れた状態である。置き換えパターンの出辺はすべて外側ブロックの出口に集められている。外側ブロックの入辺は置き替えパターンの機能ブロックへ繋ぎ替えられている。置き換えパターンの事象頂点〇の二本の出辺は一本の出辺に統合可能である。なぜなら、外側ブロックの出辺が成功か失敗の一方という属性を持っているから、〇の出辺を統合しても矛盾しないからである。次に外側ブロックの出辺を〇と内側の機能ブロック出辺に分割する。この際分割後の辺の属性は置内部の出辺の属性と同じにできる。分割された 2 本の辺の接続先は両方とも OR ゲートである。これらの辺は実は排他辺である。同一の OR ゲートには接続できない。これを解消するために、OR ゲートを分割する。単に OR ゲートを分割しただけでは辺の不足から論理演算ができないので、必要な辺を補充する。以上の過程を経て並列処理の機能ブロックを展開することができる。

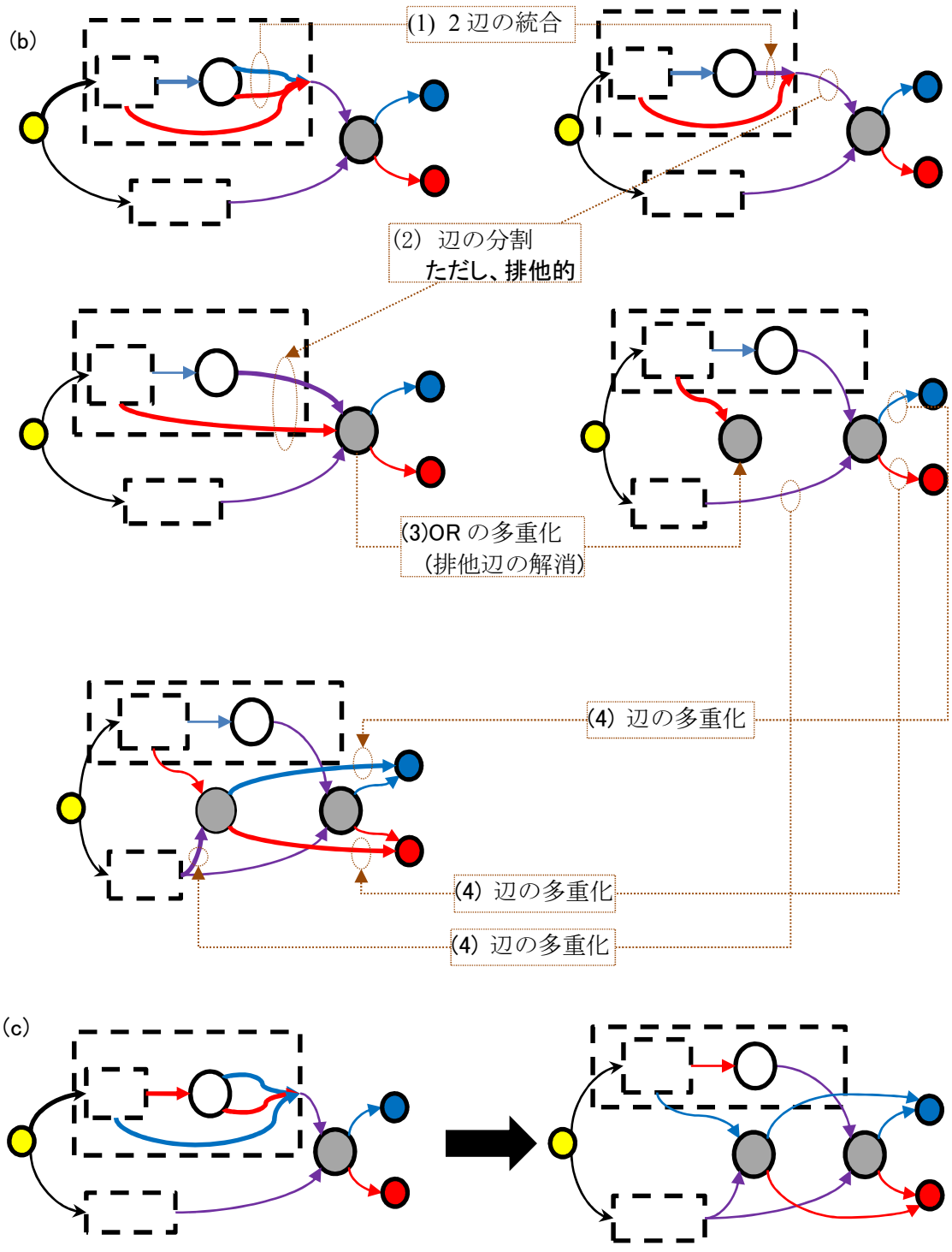
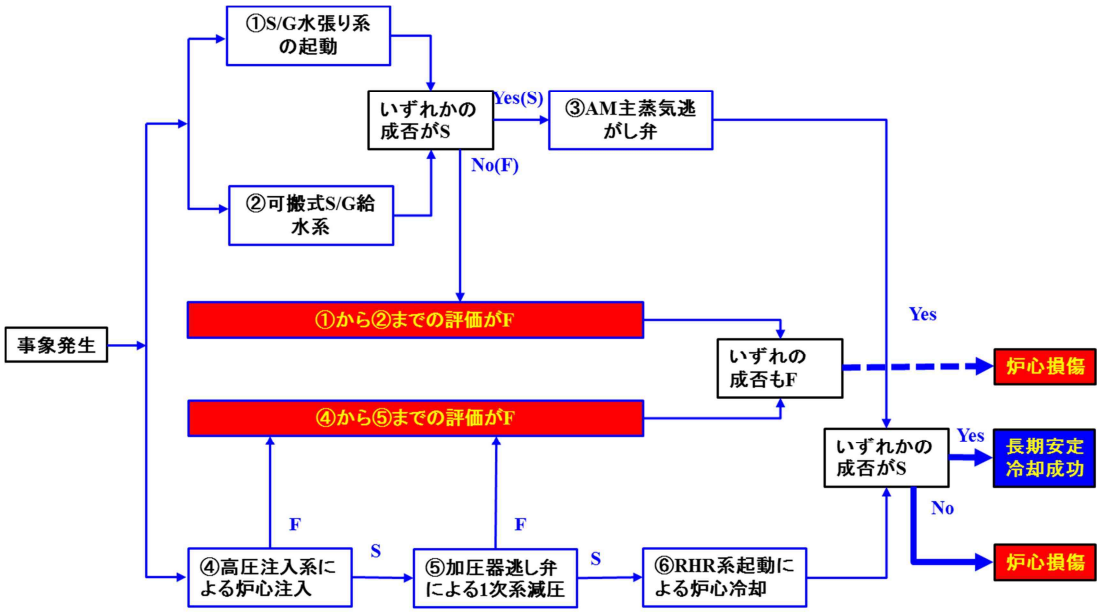


図 3.2.7-6 並列処理の複雑な展開
(b)と(c)はそれぞれ置き換えパターン(図 3.2.7-3)の(b)と(c)に対応する。(b)の変更は(1)～(4)の順に進める。(c)は途中経過を省略し最終結果だけを描いている。

(2) 実際の展開例

レジリエンス指標計算ツール使用説明書で説明されている並列処理を例に、フロー図の段階的に詳細化する例を示す。

最初は構想段階であるので、思った通りに描いて構わない。並列処理される部分が自分で判るように描いてあればよい。この図を規則に従うように描き替える。



PWR 2次冷却系からの除熱機能喪失のマネージメントフロー

図 3.2.7-7　並列処理を含む AM フロー図
平成２７年度レジリエンス指標計算ツール使用説明書の図 4-1 を引用。

1) Step1 基本構造の適用

図 3.2.7-8 では、蒸気発生器(S/G)の冷却と減圧を行う事象 1,2,3 の部分と、高圧注水から減圧、冷却を行う事象 4,5,6 の部分とを並列処理することが想定されている。したがって、基本構造にこれを当てはめるとフローは図 3.2.7-8 のようになる。

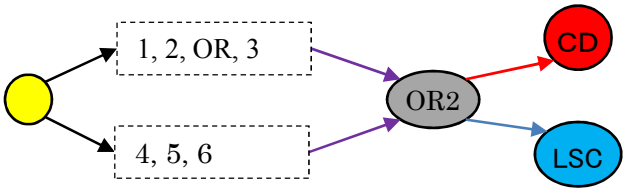


図 3.2.7-8 並列処理を含む最初の図
並列処理を行う部分を破線の四角で描いている。四角の中の番号は、図 3.2.7-7 の事象の番号と同じものである。OR2 は、並列部分の結果から OR 演算でその成否を決定する。CD は炉心損傷を、LSC は長期安定冷却を表す。図形の凡例は図 3.2.7-1 と同じである。

2) Step2 内部構造(S/G 冷却・減圧)の導入

蒸気発生器(S/G)の注水冷却・減圧を注水冷却と減圧に分割するために、破線の四角に内部構造を入れる。冷却(1,2,or の部分)が成功すると減圧(3 の部分)を行う。これは、既に図 3.2.7-6(b)で示したように並列な機能ブロックを展開すると複雑になるケースである。転嫁した結果を図 3.2.7-9 に示す。

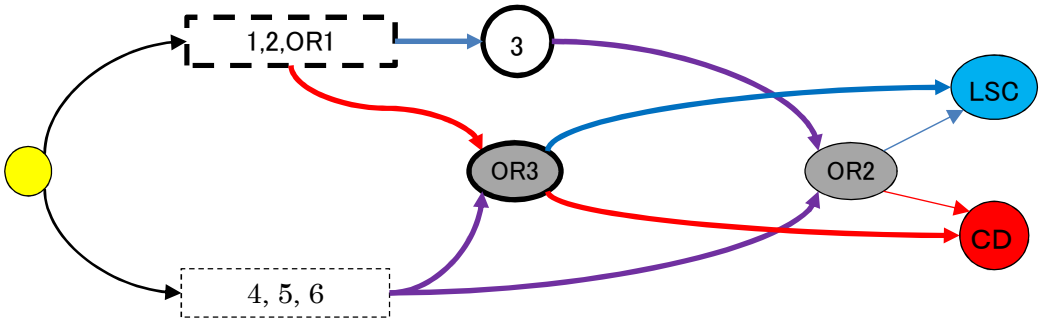


図 3.2.7-9 内部構造として S/G 冷却(1,2,OR)と減圧(3)を導入

3) Step3 内部構造(高圧注水・1 次冷却・RHR)の導入

高圧注水系に内部構造を導入する。先ほどと同様に図 3.2.7-6(b)を適用する。展開する際に注意する点は、機能ブロックの出辺は二本になっていることである。これらの辺を分割したのち、二つのゲート OR2 と OR3 の両方を多重化しなければならない。それに伴い多重化すべき辺の数も 2 倍に増加する。展開した結果を図 3.2.7-10 に示す。OR5 の 2 本の入辺の属性は両方とも失敗であるため、OR5 の出辺は失敗しかないことが確定する。したがって、OR5 の出辺は CD へ行く 1 本だけを描いことに注意する。

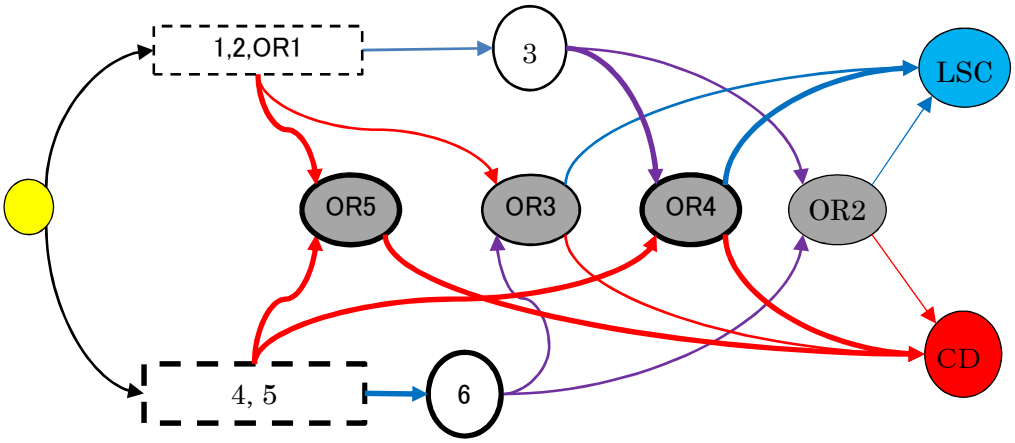


図 3.2.7-10　内部構造として高圧注水・1 次冷却(4,5)と RHR 炉心冷却(6)を導入

4) Step4 S/G 冷却(1,2,OR)へ並列構造を適用

S/G 冷却に部分を S/G 水張系(1)と可搬式 S/G 給水系(2)の並列処理を導入する。図 3.2.7-5(d)を適用する。この部分の出力 OR ゲートの出力で決まるので、S/G 冷却機能ブロックの出辺を OR ゲートに繋ぎ替える。また入辺は 2 つに分けて、並列な機能ブロックにそれぞれ繋ぎ替える。

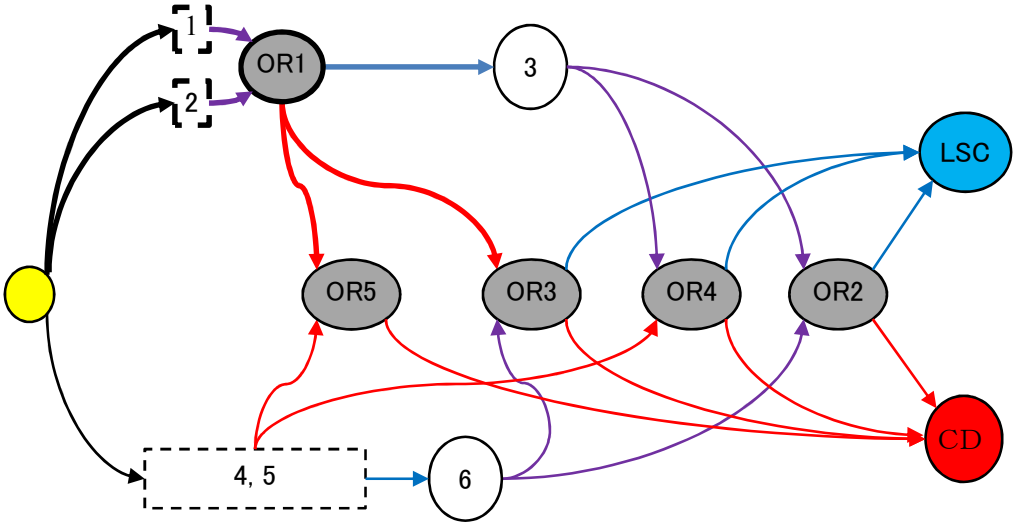


図 3.2.7-11 内部構造として S/G 冷却部分(1,2,OR)に並列構造を適用

5) Step5 高圧注水(4)と 1 次系減圧の分離(5)

高圧注水系と 1 次減圧を展開するため、機能ブロック(4,5)に図 3.2.7-6(b)を適用する。機能ブロックの出辺のうち失敗分岐(赤線)が 2 本出ていることに注意する。両辺とも、4 の失敗と 5 の失敗に分離される。これにより OR4 と OR5 は多重化される。さらに OR4 と OR5 を出入りする他の辺も多重化する必要がある。最終的な結果を図 3.2.7-12 に示す。

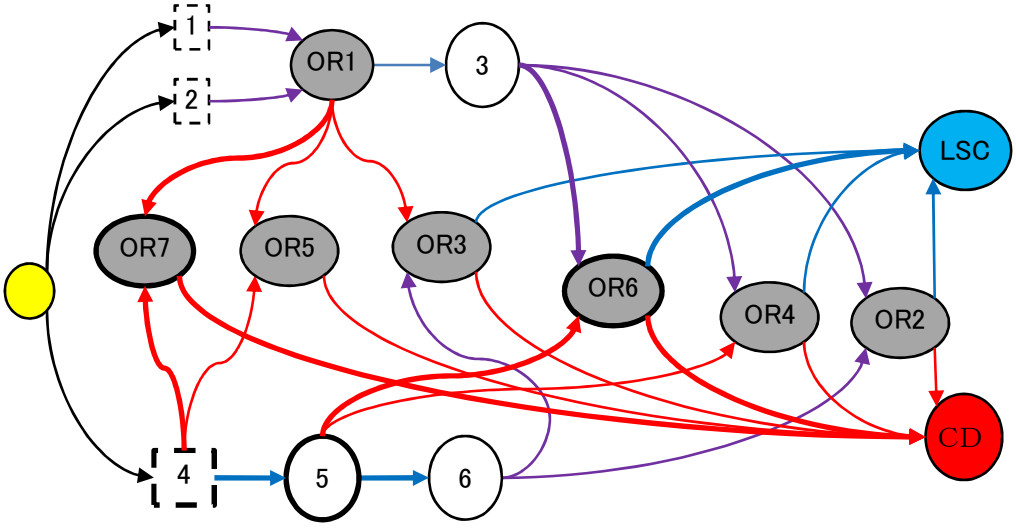


図 3.2.7-12 高圧注水と 1 次系減圧の分離

6) Step6 残りの機能ブロックの置き換え

残りは機能ブロック(1)、(2)および(4)を通常の頂点に変更すればフロー図は完成する。

7) 完成図から生成されるシーケンスについて

完成したフロー図からは前項(3.2.6)でのべたアルゴリズムにより 10 通りのトポロジカルソート可能な部分グラフが生成される。これらの部分グラフから 28 通りの AM シーケンスが生成される。これを表 3-8 AM シーケンスの出現回数表 3-8 に示す。

前項のアルゴリズムから生成されるトポロジカルソート可能な部分グラフには OR ゲート OR1 が必ず含まれ、OR2～OR7 のうち一つだけが含まれる。OR2,4,6,3 は成功と失敗の両方の状態の出辺を持つが、OR5 と OR7 には成功状態の出辺はない。したがって生成される部分グラフの数は以下のように計算できる。

$$4\times2+1+1=10$$

この値は、表 3-8 の”他の OR の場合数”の欄で 0 でない行の数と一致している。また、シーケンス数は OR 1 の場合数と他の OR の場合数の積で計算できる。その総計は 28 である。終末頂点の LSC へ到達するシーケンスの数は 16 で、CD へ到達する数は 12 である。

表 3-8 AM シーケンスの出現回数

OR1		他の OR			シーケンス数	終末頂点
事後状態	場合数		事後状態	場合数		
成功	3	OR2	成功	3	9	LSC
			失敗	1	3	CD
		OR4	成功	1	3	LSC
			失敗	1	3	CD
		OR6	成功	1	3	LSC
			失敗	1	3	CD
失敗	1	OR3	成功	1	1	LSC
			失敗	1	1	CD
		OR5	成功	0	0	LSC
			失敗	1	1	CD
		OR7	成功	0	0	LSC
			失敗	1	1	CD
計					28	
					16	LSC
					12	CD

4. 加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価

4.1 評価フローに基づく感度解析

平成 26 年度に実施した「加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価」における次の二つのシナリオについて、平成 27 年度版「レジリエンス指標評価ツール」での感度解析を行った。

- 2 次冷却系からの除熱機能喪失
- 全交流電源喪失

平成 26 年度版と平成 27 年度版との解析方法の違いや、解析結果の比較を以下に示す。

4.1.1 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオ

(1) マネージメントフロー

「2 次冷却系からの除熱機能喪失」シナリオにおいて、平成 26 年度版のマネージメントフローを**図 4.1.1-1** および**図 4.1.1-2** に示す。平成 27 年度版のマネージメントフローを**図 4.1.1-3** および**図 4.1.1-4** に示す。

平成 26 年度版では並列関係部分の一方を実行して機能が足りなかった場合に、もう一方の処理を行う方法を取り、この部分の所要時間は、各項目の所要時間の合計値としていた。これに対して平成 27 年度版では、並列関係部分おいての一方を実行して機能が足りなかった場合に別の処理で補わなければならないということがあらかじめ分かっているのであれば、それらの処理は同時に実行するべきではないかと考え、解析方法を修正した。**図 4.1.1-3** および**図 4.1.1-4** に示す通り、並列になっている複数の処理は同時に実行されることにした。並列に並んでいる部分の所要時間のうちの最大値を並列関係部分全体の所要時間とした。

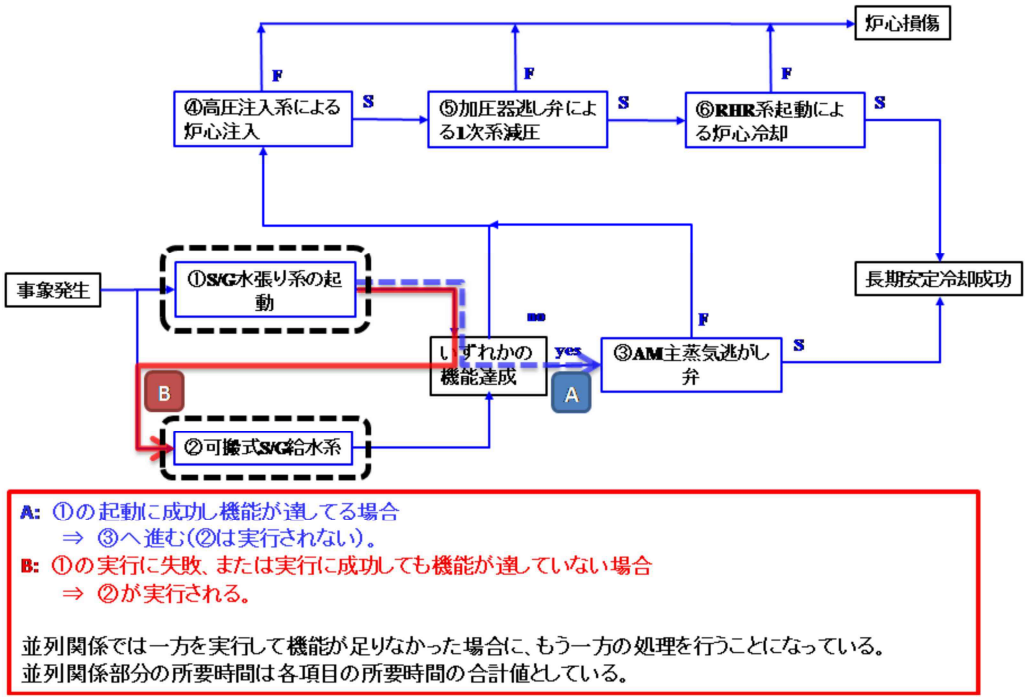


図 4.1.1-1　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
マネージメントフロー（１）

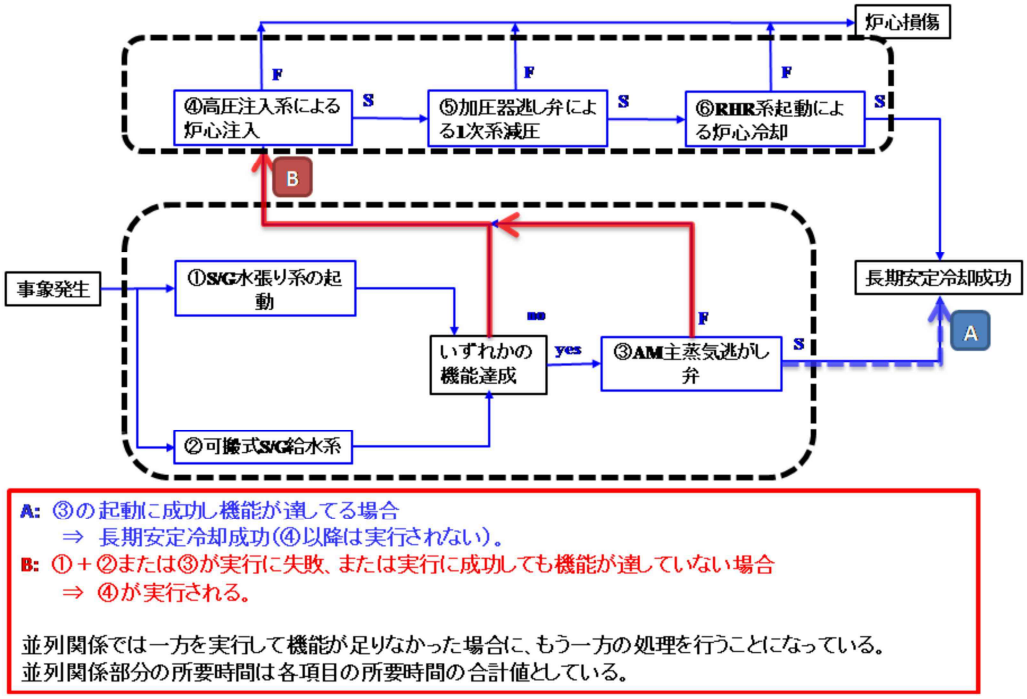


図 4.1.1-2　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
マネージメントフロー（２）

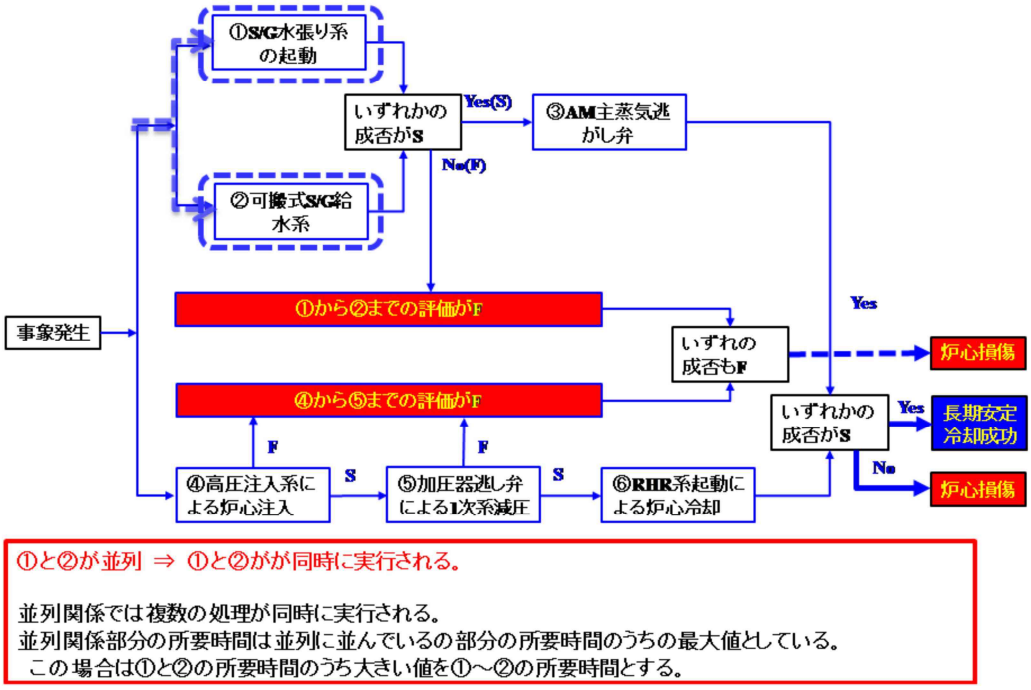


図 4.1.1-3　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
マネージメントフロー（１）

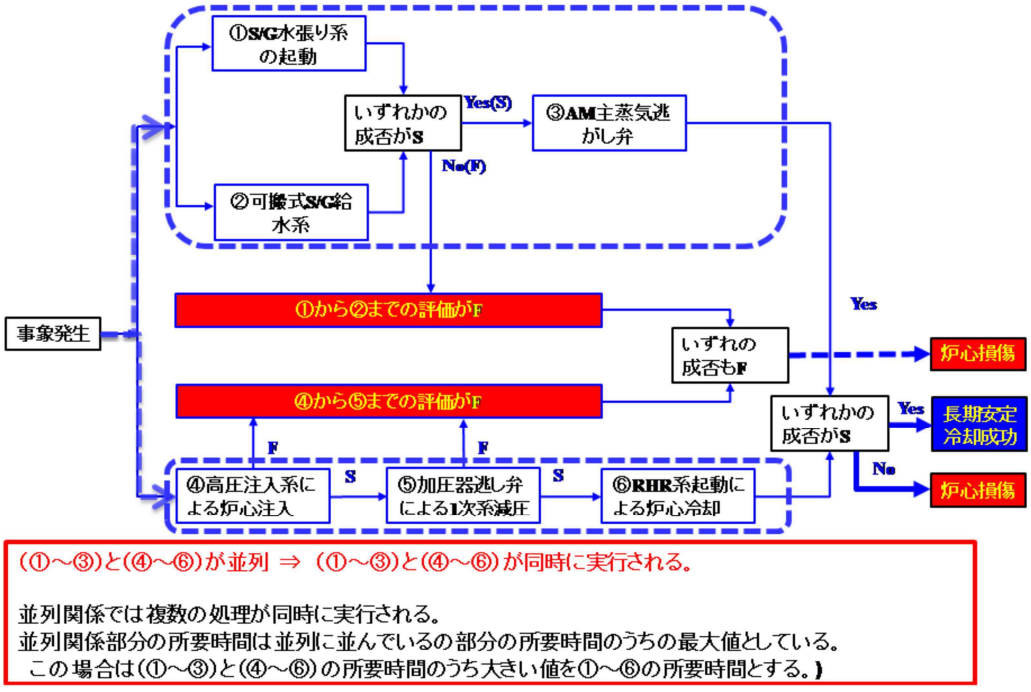


図 4.1.1-4　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
マネージメントフロー（２）

(2) 入力データ

平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」入力データを**図 4.1.1-5** に示す。平成 27 年度版入力データを**図 4.1.1-6** に示す。

平成 26 年度版では、並列関係部分で一方の処理は実行するが、もう一方は実行する場合と実行しない場合があった。平成 27 年度版では、並列関係部分は同時に実行されるため、並列関係の片方を実行しない場合のシーケンスは不要となった。そのため、シーケンス数は平成 26 年度版が 39 に対し平成 27 年度版は 28 になった。平成 27 年度版では、並列関係処理のための入力が追加になった。その他、平成 27 年度版の解析では平成 26 年度版の入力と同様の値を用いた。

(1:入力) AMシーケンスの設定

		AM #1: S/G給水＆AM主蒸気逃がし弁			AM #2: 1次系フィード&ブリード							
シーケンス No.	事象発生	S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	-	-	-	-	
1		S		S								
2		S		S	S	S	S					
3		S		S	S	S	F					
4		S		S	S	F						
5		S		S	F							
6		S		F	S	S	S					
7		S		F	S	S	F					
8		S		F	S	F						
9		S		F	F							
10		S	S	S								
11		S	S	S	S	S	S					
12		S	S	S	S	S	F					
13		S	S	S	S	F						
14		S	S	S	F							
15		S	S	F	S	S	S					
16		S	S	F	S	S	F					
17		S	S	F	S	F						
18		S	S	F	F							
19		S	F	S	S	S	S					
20		S	F	S	S	S	F					
21		S	F	S	S	F						
22		S	F	S	F							
23		S	F	F	S	S	S					
24		S	F	F	S	S	F					
25		S	F	F	S	F						
26		S	F	F	F							
27		F	S	S								
28		F	S	S	S	S	S					
29		F	S	S	S	S	F					
30		F	S	S	S	F						
31		F	S	S	F							
32		F	S	F	S	S	S					
33		F	S	F	S	S	F					
34		F	S	F	S	F						
35		F	S	F	F							
36		F	F		S	S	S					
37		F	F		S	S	F					
38		F	F		S	F						
39		F	F		F							
40												

S: 成功
F: 失敗

(2:入力) AMパラメータの設定

			S/G水張り系の起動	可搬式S/G給水系	AM主蒸気逃がし弁	高圧注入系による炉心注入	加圧器逃し弁による1次系減圧	RHR系起動による炉心冷却	-	-	-	-
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	2.40	20.00	7.33	5.01	3.05	2.62				
		C2	2.40	20.00	7.33	10.20	6.53	6.89				
		C3	2.40	20.00	7.33	10.20	10.00	6.89				
	所要時間	T1	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
		T2	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
		T3	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
	要求機能充足率	L1	1.07	1.07	1.80	2.00	3.00	2.00				
		L2	1.07	1.07	1.80	1.00	2.00	1.00				
		L3	1.07	1.07	1.80	1.00	1.00	1.00				
	タイプ		A	A	A	B	C	B	A	A	A	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	4.30E-06	4.30E-06	1.50E-06	1.85E-11	3.38E-18	1.00E+00				
								5.929E-11				

・AMパラメータの与え方
α={C, T, L}
タイプA: α1=α2=α3
タイプB: α1<α2=α3
タイプC: α1<α2<α3

※評価対象時点における、経

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
19	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベル H
0

図 4.1.1-5　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」入力データ
(外力レベル 0 の場合)

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	6
評価するシーケンスの数	28

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
シーケンスNo.	事象発生	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却				
1		S	S	S	S	S	S				
2		S	S	S	S	S	F				
3		S	S	S	S	F					
4		S	S	S	F						
5		S	S	F	S	S	S				
6		S	S	F	S	S	F				
7		S	S	F	S	F					
8		S	S	F	F						
9		S	F	S	S	S	S				
10		S	F	S	S	S	F				
11		S	F	S	S	F					
12		S	F	S	F						
13		S	F	F	S	S	S				
14		S	F	F	S	S	F				
15		S	F	F	S	F					
16		S	F	F	F						
17		F	S	S	S	S	S				
18		F	S	S	S	S	F				
19		F	S	S	S	F					
20		F	S	S	F						
21		F	S	F	S	S	S				
22		F	S	F	S	S	F				
23		F	S	F	S	F					
24		F	S	F	F						
25		F	F		S	S	S				
26		F	F		S	S	F				
27		F	F		S	F					
28		F	F		F						
29											
30											
31											
32											
33											
34											
35											
36											
37											
38											
39											
40											

S: 成功
F: 失敗

直列・並列関係の設定

取りまとめ数		4	
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No. 始点	終点
1	P	1	2
2	E	1	3
3	E	4	6
4	P	1	6
5			
6			
7			
8			
9			
10			

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値 T_{max} 60

AM構成項目No.			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却				
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	2.4	20	7.33	5.01	3.05	2.62				
		C2	2.4	20	7.33	10.2	6.53	6.89				
		C3	2.4	20	7.33	10.2	10	6.89				
	起動するまでの時間 (min)	T_{s1}	3	10	3	1.5	1.5	3				
		T_{s2}	3	10	3	1.5	1.5	3				
		T_{s3}	3	10	3	1.5	1.5	3				
	成立性確認時間 (min)	T_{c1}	0	0	0	0	0	0				
		T_{c2}	0	0	0	0	0	0				
		T_{c3}	0	0	0	0	0	0				
	要求機能充足率	L1	1.07	1.07	1.8	2	3	2				
		L2	1.07	1.07	1.8	1	2	1				
		L3	1.07	1.07	1.8	1	1	1				
	タイプ		A	A	A	B	C	B	A	A	A	A
経年化起因機能喪失確率 (※)		M	4.30E-06	4.30E-06	1.50E-06	1.85E-11	3.38E-18	1.00E+00				

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

・AMパラメータの与え方
α_i=(C, T, L)
タイプA: $\alpha_1=\alpha_2=\alpha_3$
タイプB: $\alpha_1<\alpha_2=\alpha_3$
タイプC: $\alpha_1<\alpha_2<\alpha_3$

(3:入力) 余許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
19	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベル H	外力レベルステップ数 (1~16)	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.(中間)
0	11	1	

図 4.1.1-6　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」入力データ

(3) 解析結果

平成 26 年度版での「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル 0）を**図 4.1.1-7** に示す。平成 27 年度版での条件付き回復成功確率を**図 4.1.1-8** に示す。平成 26 年度版と平成 27 年度版では並列関係の処理方法を変更したため、シーケンス数および所要時間の計算方法が異なるが、条件付き成功確率は一致した。

平成 26 年度版での各外力レベル値の条件付き回復成功確率を**図 4.1.1-9** に示す。平成 27 年度版での各外力レベル値で条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.1-10** に示す。こちらも平成 26 年度版と平成 27 年度版で条件付き成功確率は一致した。

平成 26 年度版での外力レベル 0 の FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.1-11** に示す。この図は平成 26 年度版報告書の図をそのまま転載した。平成 27 年度版での FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.1-12**～**図 4.1.1-14** に示す。外力レベルは 0、5 および 10 とした。外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値は平成 26 年度版の報告書のグラフと平成 27 年度版で結果が異なっているが、平成 26 年度のツールによる計算結果から FV 相当値、RAW 相当値を計算したところ、平成 27 年度と同じ結果が得られた。

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	1.00E+00	6	1.07	S	
2	0.00E+00	12	3.07	S	
3	0.00E+00	9	1.07	S	
4	0.00E+00	7.5	1.07	S	
5	0.00E+00	6	1.07	S	
6	0.00E+00	9	2	S	
7	1.50E-06	6	0	F	
8	0.00E+00	4.5	0	F	
9	2.77E-17	3	0	F	
10	0.00E+00	16	1.8	S	
11	0.00E+00	22	3.8	S	
12	0.00E+00	19	1.8	S	
13	0.00E+00	17.5	1.8	S	
14	0.00E+00	16	1.8	S	
15	0.00E+00	19	2	S	
16	0.00E+00	16	0	F	
17	0.00E+00	14.5	0	F	
18	0.00E+00	13	0	F	
19	0.00E+00	12	3.07	S	
20	0.00E+00	9	1.07	S	0.999998
21	0.00E+00	7.5	1.07	S	
22	0.00E+00	6	1.07	S	
23	0.00E+00	9	2	S	
24	0.00E+00	6	0	F	
25	0.00E+00	4.5	0	F	
26	0.00E+00	3	0	F	
27	4.30E-06	13	1.07	S	
28	0.00E+00	19	3.07	S	
29	0.00E+00	16	1.07	S	
30	0.00E+00	14.5	1.07	S	
31	0.00E+00	13	1.07	S	
32	0.00E+00	16	2	S	
33	6.45E-12	13	0	F	
34	0.00E+00	11.5	0	F	
35	1.19E-22	10	0	F	
36	0.00E+00	6	2	S	
37	1.85E-11	3	0	F	
38	0.00E+00	1.5	0	F	
39	3.42E-22	0	0	F	
40	0.00E+00	0	0	F	

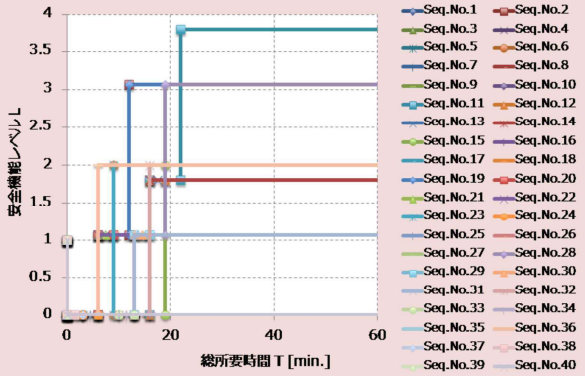


図 4.1.1-7　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル０）

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	0.9999985
21	0.00E+00	13	2	S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

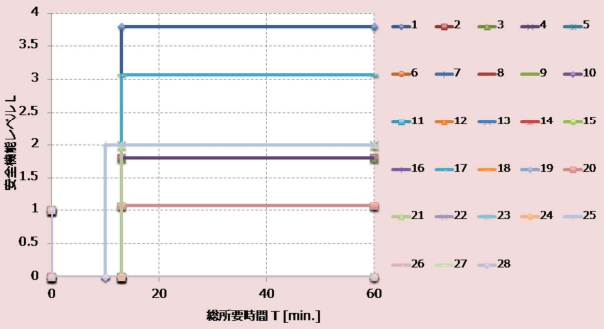


図 4.1.1-8　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル０）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベル	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	0.999998	0.999998	0.999998	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.000000	0.000000	0.000000

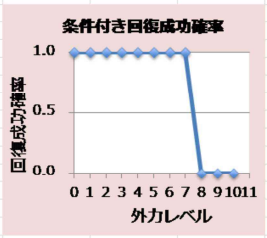
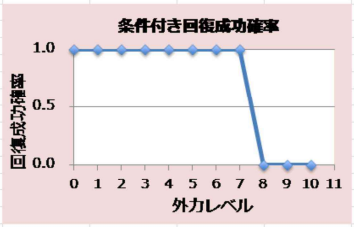


図 4.1.1-9　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
各外力レベル値の条件付き回復成功確率

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	0.999998	0.999998	0.999998	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.000000	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベル ステップNo.	外力レベルH		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
1	0	FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
		RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1
6	5	FV	0	0.74137902	0.25861987	0	0	1
		RAW	1	172413.985	172413.985	1	1	1
11	10	FV	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1

図 4.1.1-10　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
各外力レベル値の条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値

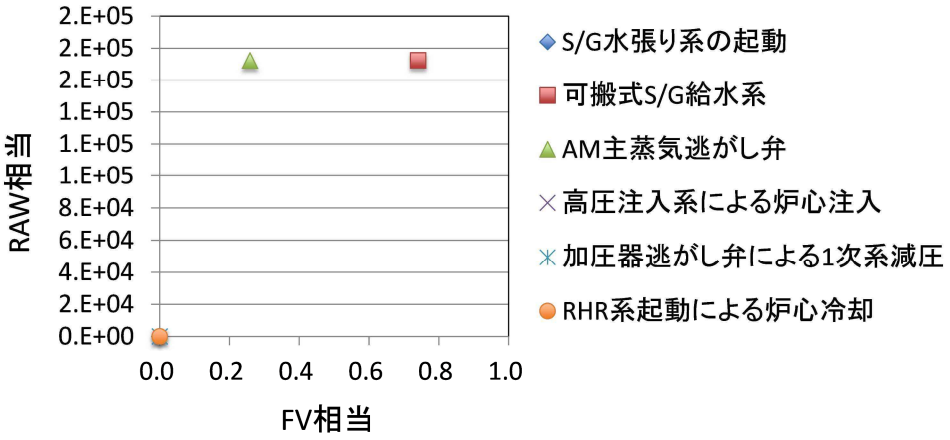
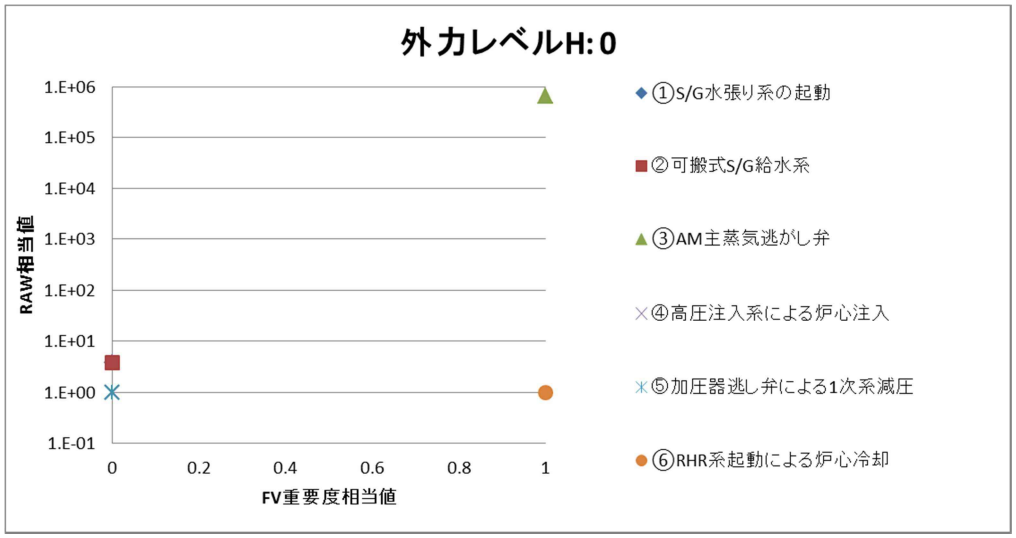


図 4.1.1-11　平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値

[平成 26 年度報告書の結果]



外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値は平成 26 年度版の報告書のグラフと平成 27 年度版で結果が異なっているが、平成 26 年度のツールによる計算結果から FV 相当値、RAW 相当値を計算したところ、平成 27 年度と同じ結果が得られた。

図 4.1.1-12　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値

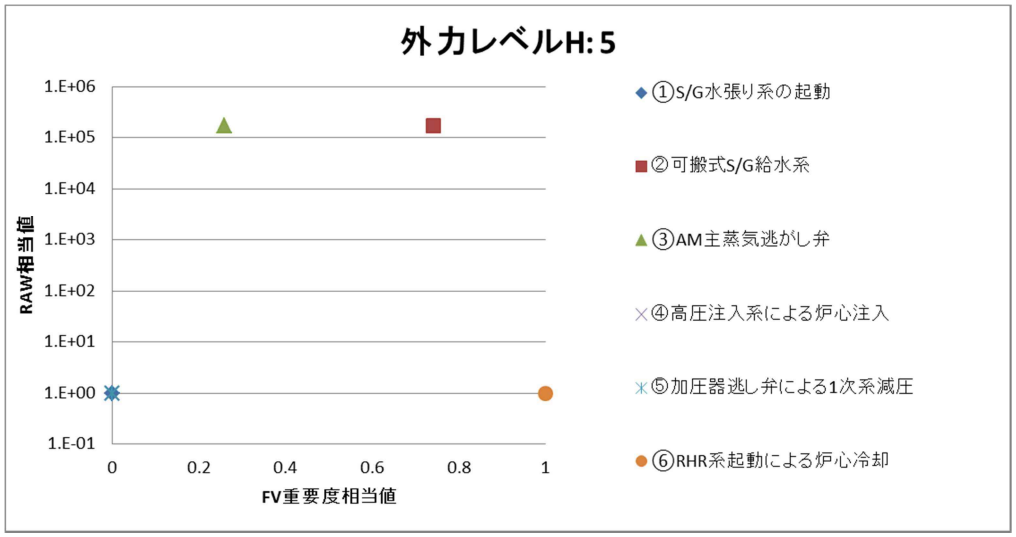


図 4.1.1-13　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
外力レベル 5 での FV 相当値、RAW 相当値



図 4.1.1-14　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）

4.1.2 全交流電源喪失シナリオ

(1) マネージメントフロー

「全交流電源喪失」シナリオにおいて、平成 26 年度版のマネージメントフローをに**図 4.1.2-1** 示す。平成 27 年度版のマネージメントフローを**図 4.1.2-2** に示す。

平成 26 年度版では図 4.1.2-1 の通り 2 系統に分かれたような図になっていたが、実際には直列関係の逐次処理を行っている。平成 27 年度版では図 4.1.2-2 の通り直列関係処理と分かるような図に改めた。解析の入力条件は平成 26 年度版と平成 27 年度版とで同じである。

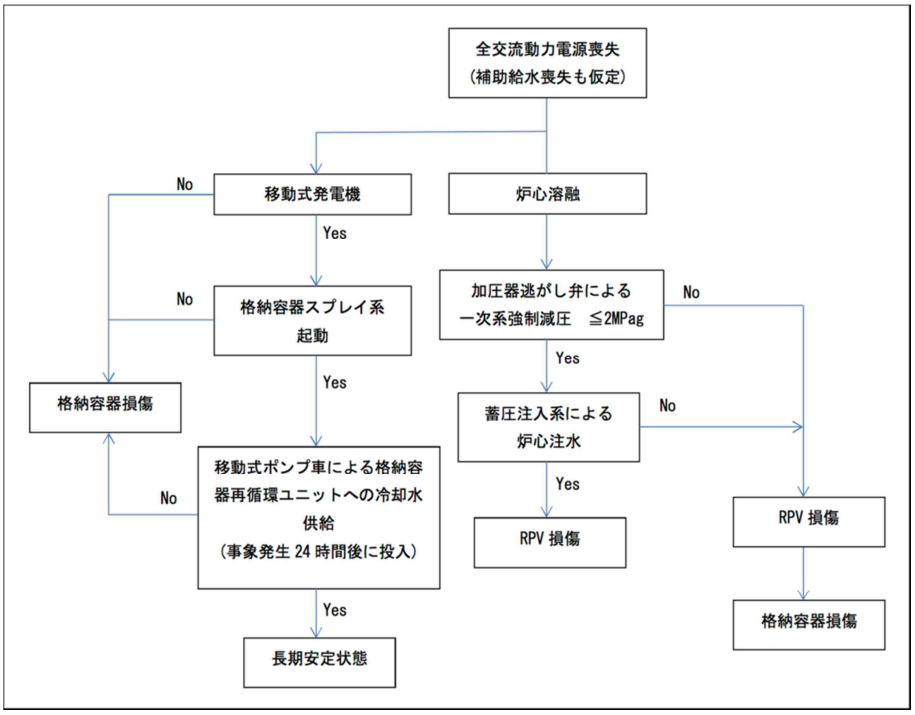


図 4.1.2-1　平成 26 年度版「PWR 全交流電源喪失」マネージメントフロー

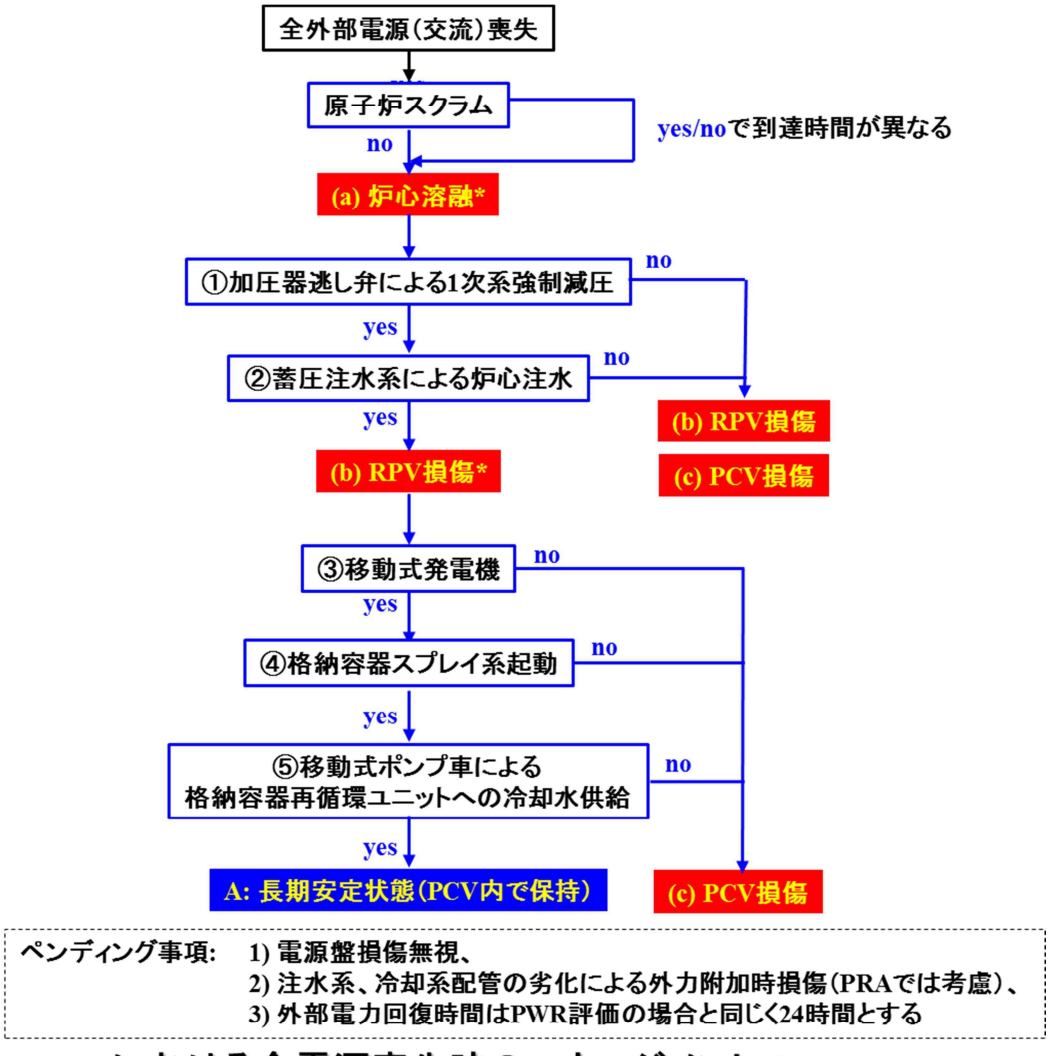


図 4.1.2-2　平成 27 年度版　「PWR 全交流電源喪失」マネージメントフロー

(2) 入力データ

平成 26 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」入力データを**図 4.1.2-3** に示す。平成 27 年度版入力データをに**図 4.1.2-4** 示す。平成 27 年度版の解析では平成 26 年度版の入力と同様の値を用いた。

(1:入力) AMシーケンスの設定

シーケンス No.	事象発生	AM #1: 代替格納容器スプレイ＆格納容器内自然対流冷却					–	–	–	–	–	
		加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給	-	-	-	-	-	
1		S	S	S	S	S						S: 成功
2		S	S	S	S	F						F: 失敗
3		S	S	S	F							
4		S	S	F								
5		S	F									
6		F										
7												
8												
9												
10												

(2:入力) AMパラメータの設定

			加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給	-	-	-	-	-	
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	3.05	5.3	20	1.55	20						・AMパラメー
		C2	6.53	5.3	20	4.17	20						α={C, T, L}
		C3	10	5.3	20	4.17	20						タイプA: α1=α
	所要時間	T1	15	0	10	45	1095						タイプB: α1<α
		T2	15	0	10	45	1095						タイプC: α1<α
		T3	15	0	10	45	1095						
	要求機能充足率	L1	3	1	1	2	1						
		L2	2	1	1	1	1						
		L3	1	1	1	1	1						
	タイプ		C	A	A	B	A	A	A	A	A	A	
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.375E-18	0.000013	0.0019	1.849E-11	0.0000043						※評価対象時

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1430	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベル H
0

図 4.1.2-3　平成 26 年度版「PWR PWR 全交流電源喪失」入力データ(外力レベル 0 の場合)

(1：入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	5
評価するシーケンスの数	6

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
シーケンスNo.	事象発生	加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給						
1		S	S	S	S	S						S: 成功
2		S	S	S	S	F						F: 失敗
3		S	S	S	F							
4		S	S	F								
5		S	F									
6		F										
7												
8												
9												
10												

(2：入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値	T_{max}	1500

AM構成項目No.			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
			加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給						
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	3.05	5.3	20	1.55	20						・AMパラメータの与え方
		C2	6.53	5.3	20	4.17	20						α={C, T, L}
		C3	10	5.3	20	4.17	20						タイプA: α1=α2=α3
	起動するまでの時間 (min)	T_a1	15	0	10	45	1095						タイプB: α1<α2=α3
		T_a2	15	0	10	45	1095						タイプC: α1<α2<α3
		T_a3	15	0	10	45	1095						
	成立性確認時間 (min)	T_b1	0	0	0	0	0						
		T_b2	0	0	0	0	0						
		T_b3	0	0	0	0	0						
	要求機能充足率	L1	3	1	1	2	1						
		L2	2	1	1	1	1						
		L3	1	1	1	1	1						
	タイプ		C	A	A	B	A	A	A	A	A	A	
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.38E-18	1.30E-05	1.90E-03	1.85E-11	4.30E-06						

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3：入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1430	1

(4：入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数 (1～16)	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.（中間）
0	11	0.5	

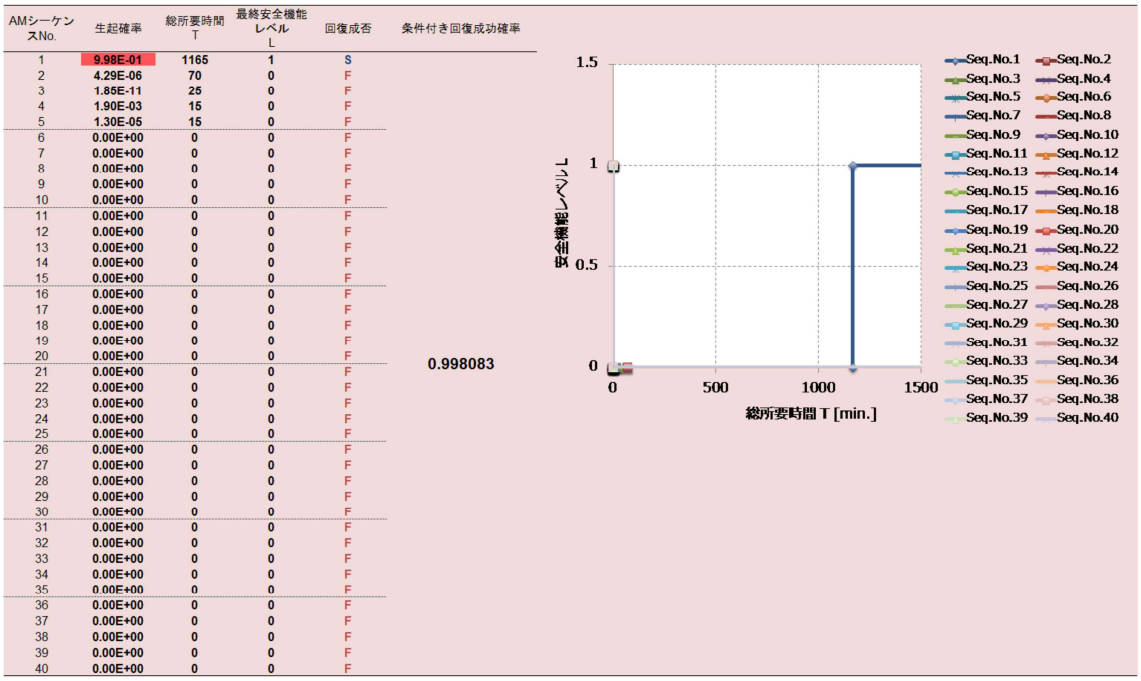
図 4.1.2-4　平成 27 年度版「PWR PWR 全交流電源喪失」入力データ

(3) 解析結果

平成 26 年度版での「PWR 全交流電源喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル 0）を**図 4.1.2-5** に示す。平成 27 年度版での条件付き回復成功確率を**図 4.1.2-6** に示す。平成 26 年度版では回復成否が”F”のなる項目は所要時間を 0 としてたが、平成 27 年度版では回復成否が”F”のなる項目も”S”となる場合と同じ所要時間が発生することにしている。そのため、シーケンスによっては平成 26 年度版と平成 27 年度版で総所要時間が異なる場合がある。条件付き成功確率は一致した。

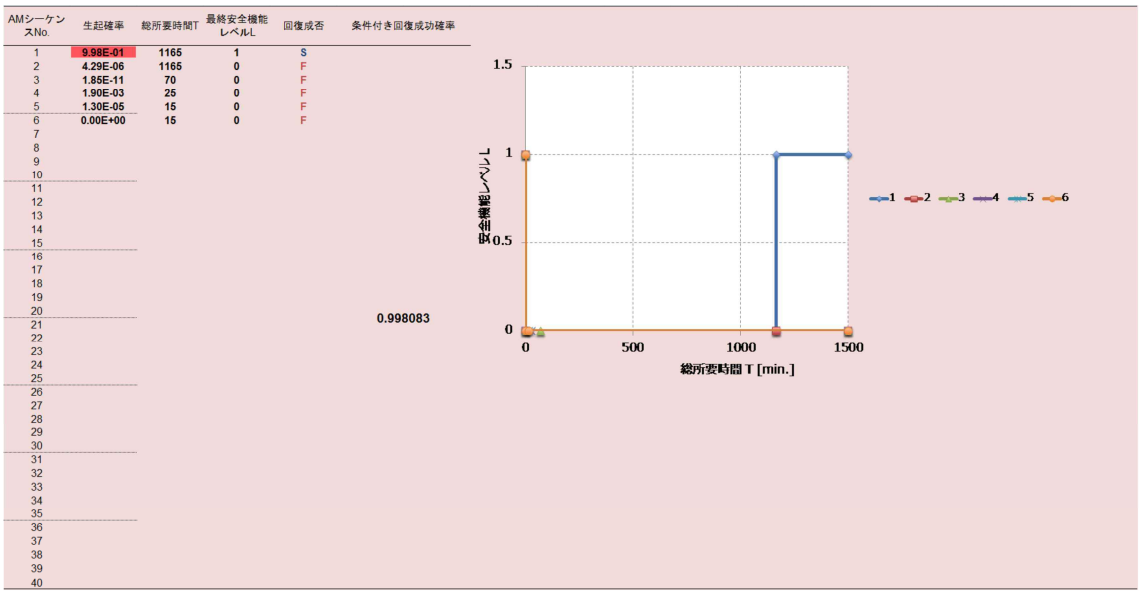
平成 26 年度版での各外力レベル値の条件付き回復成功確率を**図 4.1.2-7** に示す。平成 27 年度版での各外力レベル値で条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.2-8** に示す。こちらも平成 26 年度版と平成 27 年度版で条件付き成功確率は一致した。

平成 26 年度版での外力レベル 0 の FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.2-9** に示す。この図は平成 26 年度版報告書の図をそのまま転載した。平成 27 年度版での FV 相当値、RAW 相当値を**図 4.1.2-10～図 4.1.2-12** に示す。外力レベルは 0、0.5 および 5 とした。外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値は平成 26 年度版と平成 27 年度版で結果が異なっているが、平成 26 年度のツールによる計算結果から FV 相当値、RAW 相当値を計算したところ、平成 27 年度と同じ結果が得られた。



AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	9.98E-01	1165	1	S	
2	4.29E-06	70	0	F	
3	1.85E-11	25	0	F	
4	1.90E-03	15	0	F	
5	1.30E-05	15	0	F	
6	0.00E+00	0	0	F	
7	0.00E+00	0	0	F	
8	0.00E+00	0	0	F	
9	0.00E+00	0	0	F	
10	0.00E+00	0	0	F	
11	0.00E+00	0	0	F	
12	0.00E+00	0	0	F	
13	0.00E+00	0	0	F	
14	0.00E+00	0	0	F	
15	0.00E+00	0	0	F	
16	0.00E+00	0	0	F	
17	0.00E+00	0	0	F	
18	0.00E+00	0	0	F	
19	0.00E+00	0	0	F	
20	0.00E+00	0	0	F	0.998083
21	0.00E+00	0	0	F	
22	0.00E+00	0	0	F	
23	0.00E+00	0	0	F	
24	0.00E+00	0	0	F	
25	0.00E+00	0	0	F	
26	0.00E+00	0	0	F	
27	0.00E+00	0	0	F	
28	0.00E+00	0	0	F	
29	0.00E+00	0	0	F	
30	0.00E+00	0	0	F	
31	0.00E+00	0	0	F	
32	0.00E+00	0	0	F	
33	0.00E+00	0	0	F	
34	0.00E+00	0	0	F	
35	0.00E+00	0	0	F	
36	0.00E+00	0	0	F	
37	0.00E+00	0	0	F	
38	0.00E+00	0	0	F	
39	0.00E+00	0	0	F	
40	0.00E+00	0	0	F	

図 4.1.2-5　平成 26 年度版「PWR 全交流電源喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル０）



AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	9.98E-01	1165	1	S	
2	4.29E-06	1165	0	F	
3	1.85E-11	70	0	F	
4	1.90E-03	25	0	F	
5	1.30E-05	15	0	F	
6	0.00E+00	15	0	F	
7					
8					
9					
10					
11					
12					
13					
14					
15					
16					
17					
18					
19					
20					0.998083
21					
22					
23					
24					
25					
26					
27					
28					
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

図 4.1.2-6　平成 27 年度版「PWR 全交流電源喪失」条件付き回復成功確率（外力レベル０）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベル	0	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5
条件付き回復成功確率	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.000000	0.000000

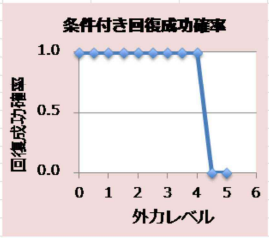
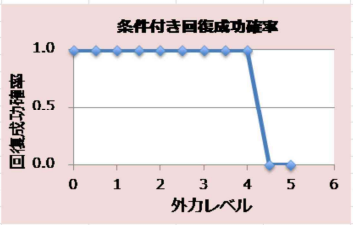


図 4.1.2-7　平成 26 年度版「PWR 全交流電源喪失」
各外力レベル値の条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5
条件付き回復成功確率	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給
1	0	FV	0	0.00676757	0.99097676	9.6255E-09	0.00223849
		RAW	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739
6	2.5	FV	0	0.00676757	0.99097676	9.6255E-09	0.00223849
		RAW	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739
11	5	FV	0	0	0	0.99808273	0
		RAW	1	1	1	1	1

図 4.1.2-8　平成 27 年度版「PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失」各外力レベル値の
条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値

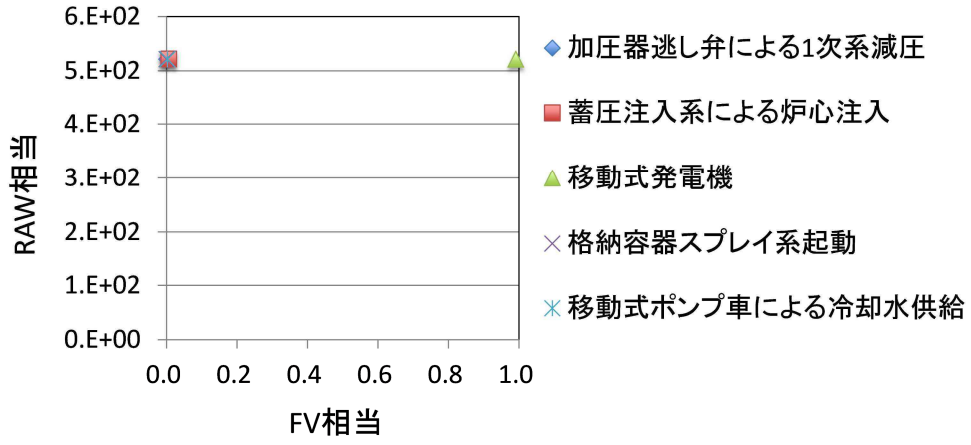
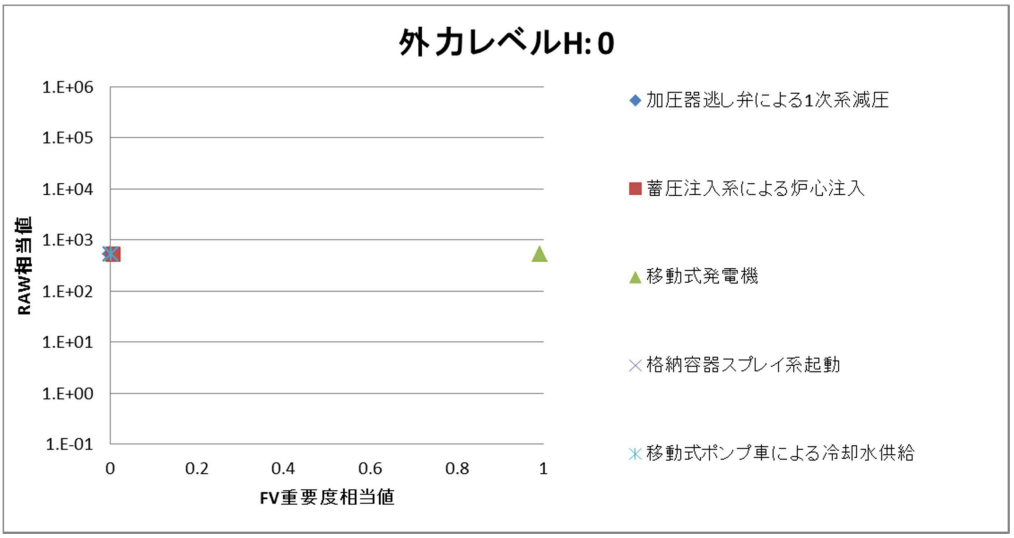


図 4.1.2-9　平成 26 年度版「全交流電源喪失」外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値

[平成 26 年度報告書の結果]



外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値は平成 26 年度版の報告書のグラフと平成 27 年度版で結果が異なっているが、平成 26 年度のツールによる計算結果から FV 相当値、RAW 相当値を計算したところ、平成 27 年度と同じ結果が得られた。

図 4.1.2-10　平成 27 年度版「全交流電源喪失」
外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値

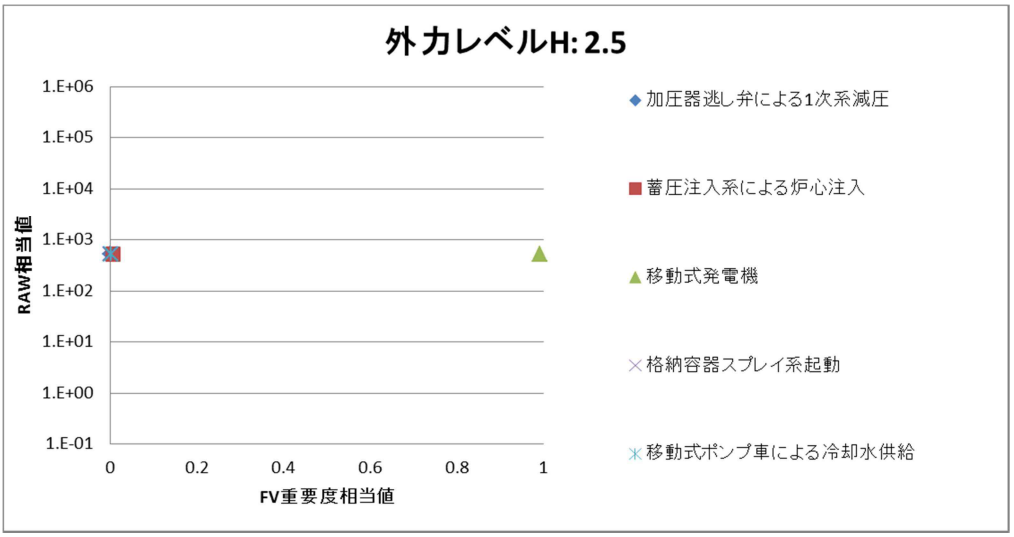


図 4.1.2-11　平成 27 年度版「全交流電源喪失」
外力レベル２．５での FV 相当値、RAW 相当値

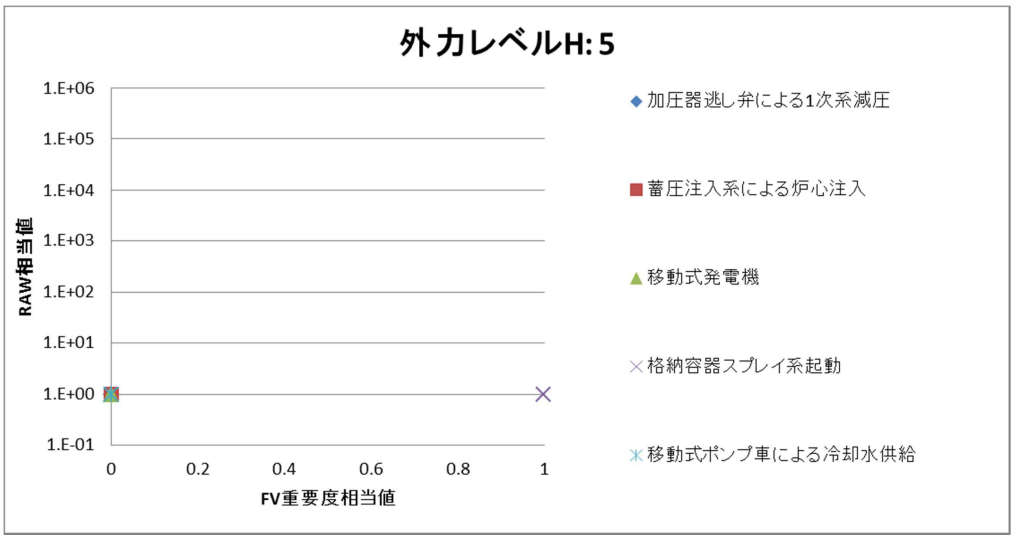


図 4.1.2-12　平成 27 年度版「全交流電源喪失」
外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値

4.2 安全性を表す指標・評価手法の適合性に関する感度解析

平成 26 年度作業で提案された深層防護レベル 4 層に着目したリスク指標の適用性を評価する目的で、国内 3 ループ加圧水型原子炉（PWR）を対象とした、リスク評価モデルの構築及びシビアアクシデント（SA）対策設備の経年化影響について検討した。

またレジリエンス指標にて評価を行うシナリオとして、平成 26 年度作業では

- 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオ
- 全交流動力電源喪失シナリオ

を取り上げていた。4.1 節では、これらのシナリオに関するレジリエンス評価の適用性について平成 26 年度作業と本年度作業を対比する形で整理した。

それに引き続き、平成 26 年度作業におけるリスク評価の適用性評価では

- 外部電源喪失シナリオ
- 原子炉補機冷却水系機能喪失シナリオ

を評価対象としていた。

ここで、評価手法について一貫した適用性評価を行う観点からは、レジリエンス評価とそれを引き継いで実施するリスク評価で整合性のあるシナリオ選定が望ましい。

そのため、本作業では、4.1 節のレジリエンス評価の結果をうけて外部電源喪失シナリオをリスク評価の対象シナリオに選定し、経年プラントの総合的な安全評価を試みるものである。

なお､リスク評価における入力条件等に関しては､平成 26 年度報告書に基づき設定した。ただし、一部のデータについては、工学的判断に基づき数値を設定した。

4.2.1 リスク評価モデルの構築

(1) リスク評価モデルの選定

一般に深層防護レベル 4 層に着目したリスク評価モデルとしては、以下が挙げられる。

- 格納容器イベントツリー(Event Tree, ET)
- 炉心損傷にかかる ET＋格納容器 ET（いわゆる Level 1.5PRA）
- ストレステスト

本提案指標は、CDF と CFF を評価可能な全てのリスク評価モデルに適用可能であるが、SA 対策設備は大きく、

(3) SA 対策-I ：著しい炉心損傷の防止
(4) SA 対策-II ：格納容器破損防止

の 2 つに分類される。

この内、SA 対策- I は炉心損傷にかかる ET の範疇に入るため、炉心損傷にかかる ET までで実施可能である。ただし、その場合、SA 対策-Ⅱの評価を行うことはできない。

ストレステストは国内各プラントで実施されているが、公開された詳細データの入手と言う観点に課題がある。

本研究では昨年度作業に基づき Level 1.5PRA モデルを適用するものとする。Level 1.5PRA

は SA 対策-Ⅰ及び SA 対策-Ⅱのいずれの設備の評価も可能である。

(2) 評価対象シナリオの選定

本来全ての起因事象に関する CFF を評価することで、プラント全体の安全性が評価可能であるが、本研究では提案した指標の適用性評価の観点から、代表的な起因事象を評価対象シナリオとして評価を行うものとする。表 4-1 に国内 3 ループ PWR における起因事象別格納容器破損頻度の例[1]を示す。

表 4-1 に示すように、格納容器破損頻度に最も影響を及ぼすものは原子炉補機冷却機能喪失、手動停止、過渡事象の順となっており、外部電源喪失の影響は全体の 2%と小さい。しかしながら、東京電力福島第一原子力発電所事故は外部電源喪失事象であり、SA 対策-Ⅰならびに SA 対策-Ⅱ対策の効果を見る上でも有意義である。また、レジリエンス指標との一貫した適用性評価の観点からも、レジリエンス指標にて評価を行うシナリオと整合したシナリオが望ましい。そこで本作業では、対象とする起因事象として外部電源喪失を選定した。

表 4-1 3 ループ PWR における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（1／炉年）	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	84.7%
手動停止	4.2E-06	8.3%
過渡事象	1.8E-06	3.5%
外部電源喪失	1.0E-06	2.0%
SGTR	2.9E-07	0.6%
主給水流量喪失	2.0E-07	0.4%
2 次系破断	1.1E-07	0.2%
極小 LOCA	1.0E-07	0.2%
小破断 LOCA	6.5E-08	0.1%
中破断 LOCA	2.8E-08	0.1%
ATWS	8.7E-09	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-09	0.0%
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	0.0%
合計	5.1E-05	100.0%

出典：参考文献[1]

(3) SA 対策設備の選定

SA 対策設備の選定にあたっては、2.2 節のレジリエンス指標における評価結果を参考にした。全交流電源喪失シナリオにおけるレジリエンス指標の試評価においては、RAW 相当の指標値は SA 対策に係わらず同じであったが、FV 相当では、移動式発電機の値が最大となっている。一方、格納容器スプレイ系は最小となっている。よって、この 2 つの SA 対策を評価対象施設として選定した。

その際、非常用 DG の代替設備としては、常設設備として空冷式非常用発電装置が設置されることから、経年プラントへの影響と言う観点から、空冷式非常用発電装置をモデル化することとした。格納容器スプレイ系については、多様な給水手段があるが、既設設備を活用する場合には経年プラントにおける影響が大きいと考え、消火水系を用いたスプレイ系をモデル化することとした。尚、空冷式非常用発電装置は SA 対策-Ⅰに相当し、消火水スプレイは SA 対策-Ⅱに相当する。

(4) SA 対策設備のモデル化

(3)で抽出した各 SA 対策設備について、その機器単位のフォールトツリーを構築した。構築するにあたって参考とした資料と共に、以下に示す。

1) 空冷式非常用発電装置

空冷式非常用発電装置は、例えば、高浜原子力発電所 3 号機・4 号機では、1 プラント当たり 2 台を設置している[2]。これらの使命時間は、レベル 1PRA における標準的な使命時間である 24 時間とする。

また、参考文献[3]に基づけば、空冷式非常用発電装置は、タンクローリーからの給油を受けることとなっている。よって、タンクローリーによる給油を考慮することとする。タンクローリーへの給油時間は、燃料積み込みに 80 分を要するが、その時間には積み込みのための各種操作が含まれることから、給油ポンプの使命時間としては、その半分の 40 分を仮定する。タンクローリーから空冷式非常用発電装置への給油時間は、空冷式非常用発電装置の燃料残存量が 20 分間増加していることから、20 分とする。

全交流電源喪失時においては、直流電源確保の観点から不要な直流電源負荷を切り離すこととなっている[4]別紙 1。ボタン操作 1 つではあるが、それによって動作する遮断機(NFB)の数は多い。PWR プラントに詳しい有識者によると、概ね 300 個以上 400 個未満とのことから、中央値として 349 個と仮定した。そして、その後、空冷式非常用発電機からの受電するための遮断機の投入が必要であるが、同様に有識者からの情報に基づき、遮断機 10 個、NFB6 個の動作が必要と仮定した。

なお人的過誤率については公開データが無いため、THERP 手法[5]をもとに工学的判断とした。

作成したフォールトツリーを図 4.2.1-1 に、基事象一覧を表 4-2 に、使用した機器故障率等の一覧を表 4-3～表 4-7 に示す。

また、上記の情報に基づき Excel で作成した空冷式非常用発電装置のフォールトツリー解

析用データ一覧を図 4.2.1-2 に示す。

2) 消火水スプレイ

消火水スプレイについては、図 4.2.1-3 と図 4.2.1-4 に示す系統図に基づきフォールトツリー図を作成した。計装系への適用性を検討する観点から、消火水積算流量計についてもモデル化を行っている。また、原水タンク出口は、通常時閉の手動弁によって止水されていると仮定している。

使命時間は、レベル 1PRA における標準的な使命時間である 24 時間とする。消火ポンプの起動試験は 1 か月に 1 度の実施を仮定する。ただし、CV スプレイ系へのラインについては通水試験が行われないため、運転期間（今回は 30 年）に渡って、閉塞の確認ができないものを仮定する。

作成したフォールトツリーを図 4.2.1-5 に、基事象一覧を表 4-8 に、使用した機器故障率等の一覧を表 4-9～表 4-11 に示す。人的過誤率については空冷式非常用発電装置と同様とした。

また、上記の情報に基づき Excel で作成した消火水スプレイのフォールトツリー解析用データ一覧を図 4.2.1-6 に示す。

表 4-2 空冷式非常用発電装置フォールトツリー基事象一覧

基事象名	基事象 ID	定義式	値 (共通原因故障 No.)
しゃ断器 10 個 閉失敗	CBCD_10	CBCD*10	4.8E-04
NFB 6 個 閉失敗	CBCD_NFB6	CBCD*6	2.9E-04
NFB 349 個 開失敗	CBOD_NFB349	CBOD*349	7.7E-03
空冷式 非常用発電装置 A 起動失敗	DLAD_ADG_A	DLAD	(1)
空冷式 非常用発電装置 B 起動失敗	DLAD_ADG_B	DLAD	(1)
空冷式 非常用発電装置 A 継続運転 失敗	DLXR_ADG_A	DLXR*@MT	(2)
空冷式 非常用発電装置 B 継続運転 失敗	DLXR_ADG_B	DLXR*@MT	(2)
空冷式 非常用発電装置 A 起動失敗	OO99_ADGA	ADGUP	(3)
空冷式 非常用発電装置 A ケーブル接続 失敗	OO99_ADGALINE	LINE1	(4)
空冷式 非常用発電装置 B 起動失敗	OO99_ADGB	ADGUP	(3)
空冷式 非常用発電装置 B ケーブル接続 失敗	OO99_ADGBLINE	LINE1	(4)
運転員操作 母線負荷 切離し 失敗	OO99_BS8OP	BS8OP	5.0E-02
運転員操作 必要負荷 しゃ断器 投入失敗	OO99_CB16CL	CB16CL	1.0E-01
タンクローリー への給油 失敗 （給油ポンプ 起動失敗 1 回）	PMAD_FFP_1D	PMAD*PMAD	6.4E-09
空冷式 非常用 DG への給油 失敗 （給油ポンプ 起動失敗 2 回）	PMAD_FFP_2D	PMAD*PMAD*3	1.9E-08
空冷式 非常用 DG への給油 失敗 （給油ポンプ 継続運転失敗 20 分）	PMXR_FFP_20M	PMXR*@ADG	3.7E-07
タンクローリー への給油 失敗 （給油ポンプ 継続運転失敗 40 分）	PMXR_FFP_40M	PMXR*@TL	7.3E-07

表 4-3 空冷式非常用発電装置フォールトツリー共通原因故障一覧

グループ	対象基事象 ID	次数	全故障確率	β 値
(1)	DLAD_ADG_A DLAD_ADG_B	1	DLAD 1.5E-03	BEDGS2 3.12E-02
(2)	DLXR_ADG_A DLXR_ADG_B	1	DLXR*@MT 2.3E-03	BEDGR2 4.01E-02
(3)	OO99_ADGA OO99_ADGB	1	ADGUP 3.0E-03	0.5
(4)	OO99_ADGALINE OO99_ADGBLINE	1	LINE1 5.0E-03	0.5

表 4-4 空冷式非常用発電装置フォールトツリー変数

変数名	説明	数値
@MT	使命時間	24
@TL	タンクローリー給油時間	40/60
@ADG	発電装置給油時間	20/60

注) 表 4-3 の定義式列において@で始まる変数

表 4-5 NUCIA 21 ヵ年データを使用した故障率（空冷式非常用発電装置）

ID	説明	故障率	単位
CBCD	遮断器閉失敗	4.8E-05	デマンド
CBOD	遮断器開失敗	2.2E-05	デマンド
DLAD	非常用ディーゼル発電機起動失敗	1.5E-03	デマンド
DLXR	非常用ディーゼル発電機継続運転失敗	9.5E-05	/h
PMAD	電動ポンプ起動失敗	8.0E-05	デマンド
PMXR	電動ポンプ継続運転失敗	1.1E-06	/h

出典：故障率は[9]

表 4-6 共通原因 MGL ファクタ（空冷式非常用発電機）(NUREG/CR-5497)

ID	説明	値
BEDGS2	ディーゼル発電機起動失敗　β 値	3.12E-02
BEDGR2	ディーゼル発電機継続運転失敗　β 値	4.01E-02

出典：故障率は[10]

表 4-7 人的過誤確率（空冷式非常用発電機）

ID	説明	失敗確率
ADGUP	空冷式非常用発電装置起動操作	3.0E-03
BS8OP	空冷式非常用発電装置による安全防護母線の受電準備	5.0E-02
CB16CL	空冷式非常用発電装置による安全防護母線の受電	1.0E-01
LINE1	接続箇所 1 ヵ所発見できず（敷設失敗）	5.0E-03

注) 人的過誤率は THERP[5]をもとに工学的判断により決定

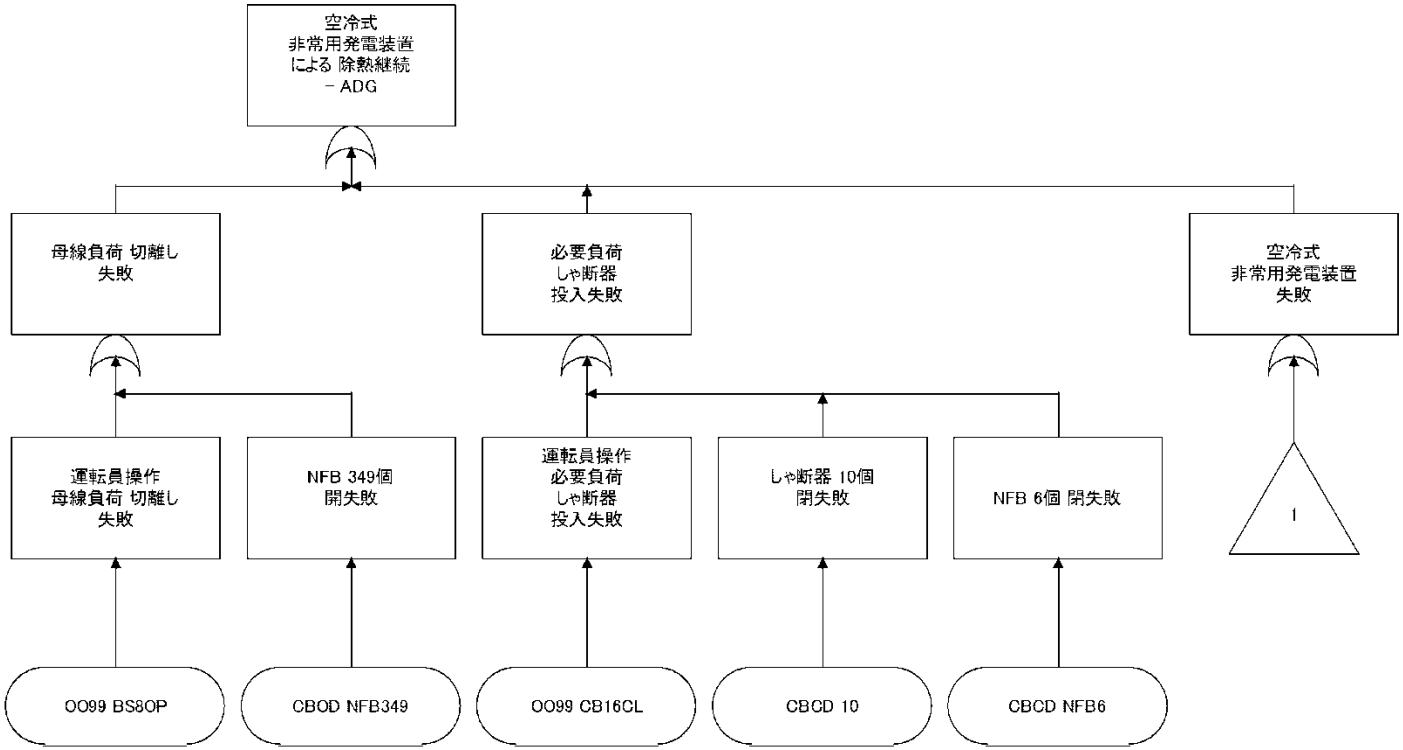


図 4.2.1-1 空冷式非常用発電装置フォールトツリー(1/2)

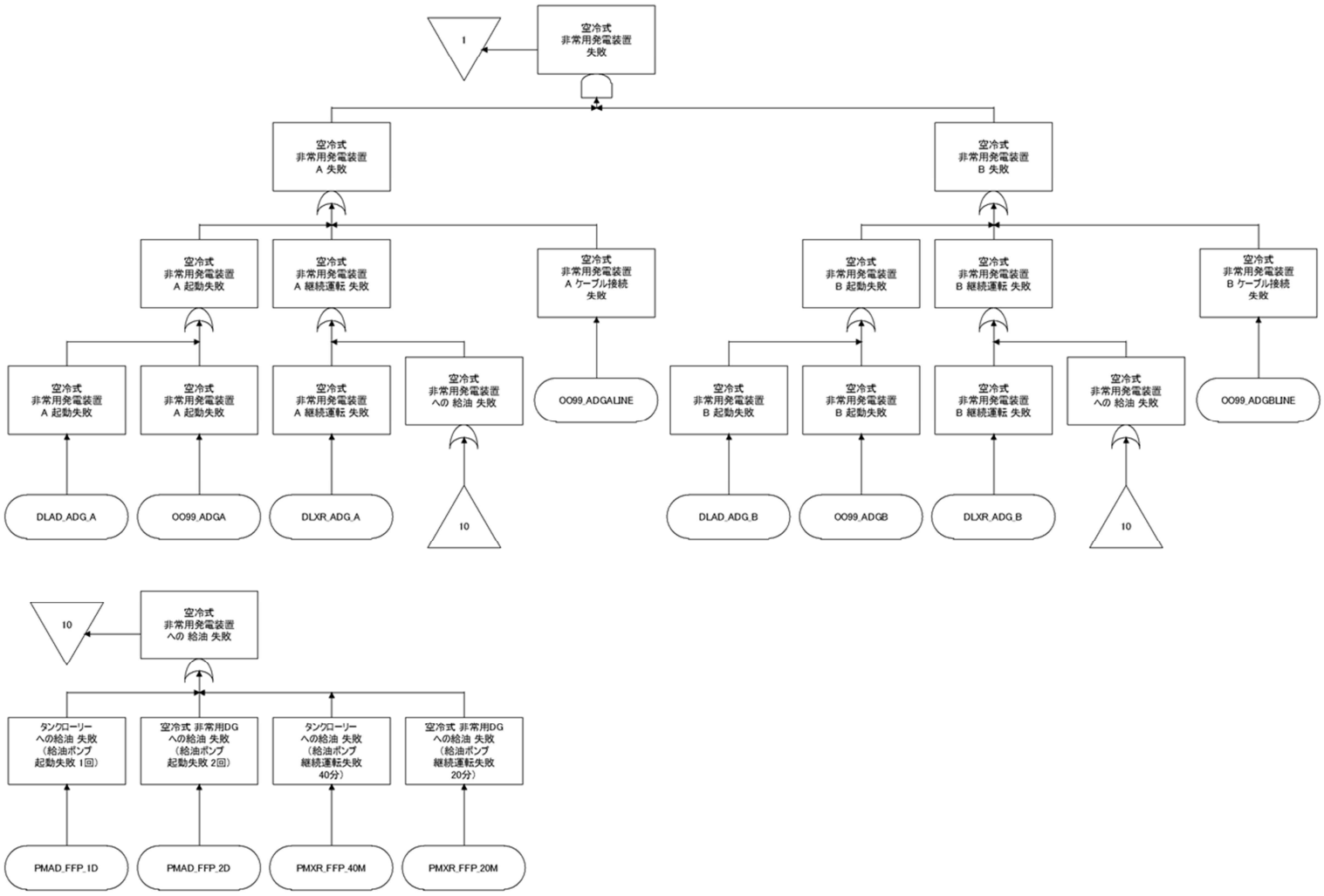


図 4.2.1-1 空冷式非常用発電装置フォールトツリー(2/2)

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
運転員操作　母線負荷　切離し失敗	5.00E-02	OR	母線負荷　切離し失敗	5.77E-02												
NFB349個　開失敗	7.70E-03															
運転員操作　必要負荷しゃ断器　投入失敗	1.00E-01	OR	必要負荷しゃ断器　投入失敗	1.01E-01												
しゃ断器　10個　閉失敗	4.80E-04															
NFB6個　閉失敗	2.90E-04															
空冷式非常用発電装置A　起動失敗	1.05E-03				OR	空冷式非常用発電装置A 起動失敗	4.05E-03									
空冷式非常用発電装置A　起動失敗	3.00E-03															
空冷式非常用発電装置A　継続運転失敗	1.61E-03															
タンクローリーへの給油失敗 （給油ポンプ起動失敗1回）	6.40E-09	OR	空冷式非常用発電装置への給油失敗	1.13E-06	OR	空冷式非常用発電装置A 継続運転失敗	1.61E-03	OR	空冷式非常用発電装置A 失敗	1.07E-02	AND	空冷式非常用発電装置 失敗	1.14E-04	OR	空冷式非常用発電装置による除熱継続 失敗	1.586E-01
空冷式非常用DGへの給油失敗 （給油ポンプ起動失敗2回）	1.90E-08															
タンクローリーへの給油失敗 （給油ポンプ継続運転失敗40分）	7.30E-07															
空冷式非常用DGへの給油失敗 （給油ポンプ継続運転失敗20分）	3.70E-07															
空冷式非常用発電装置A　ケーブル接続失敗	5.00E-03															
空冷式非常用発電装置B　起動失敗	1.05E-03				OR	空冷式非常用発電装置B 起動失敗	4.05E-03									
空冷式非常用発電装置B　起動失敗	3.00E-03															
空冷式非常用発電装置B　継続運転失敗	1.61E-03															
タンクローリーへの給油失敗 （給油ポンプ起動失敗1回）	6.40E-09	OR	空冷式非常用発電装置への給油失敗	1.13E-06	OR	空冷式非常用発電装置B 継続運転失敗	1.61E-03	OR	空冷式非常用発電装置B 失敗	1.07E-02						
空冷式非常用DGへの給油失敗 （給油ポンプ起動失敗2回）	1.90E-08															
タンクローリーへの給油失敗 （給油ポンプ継続運転失敗40分）	7.30E-07															
空冷式非常用DGへの給油失敗 （給油ポンプ継続運転失敗20分）	3.70E-07															
空冷式非常用発電装置B　ケーブル接続失敗	5.00E-03															

図 4.2.1-2 空冷式非常用発電装置フォールトツリー解析用データ

表 4-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧（1/4）

基事象名	基事象 ID	定義式	値
№2 電動 消火水 ポンプ しゃ断器 閉失敗	CBCD_MDFP_U2	CBCD	4.8E-05
№2 電動 消火水 ポンプ しゃ断器 誤開	CBOR_MDFP_U2	CBOR*@MT	1.1E-06
運転員操作 №2 電動 消火ポンプ 起動失敗	OO02_MDFP_1	OO02	3.0E-03
№2 電動 消火水 ポンプ 起動失敗	PMAD_MDFP_U2	PMAD	8.0E-05
№2 電動 消火水 ポンプ 継続運転 失敗	PMXR_MDFP_U2	PMXR*@MT	2.6E-05
運転員操作 №2 ディーゼル 消火ポンプ 起動失敗	OO02_DDFP_1	OO02	3.0E-03
№2 ディーゼル 消火水 ポンプ 起動失敗	PDAD_DDFP_U2	PDAD	2.3E-02
№2 ディーゼル 消火水 ポンプ 継続運転 失敗	PDXR_DDFP_U2	PDXR*@MT	6.2E-02
オリフィス FE-001 閉塞	ORPR_FE_001	ORPR*(@YEAR*30+@MT)	4.2E-04
オリフィス FE-001 外部リーク	ORRR_FE_001	ORRR*@MT	7.7E-08
検出器 FM-001 作動失敗	IFAR_FM_001	IFAR*@YEAR*10	3.3E-04
流量計 FM-001 高出力 / 低出力	IFMR_FM_001	IFMR*@MT	4.8E-07
運転員操作 FM-001 読み取り 失敗	OO02_FM_001	OO02	3.0E-03
運転員操作 FM-001 校正失敗	OO04_FM_001	OO04	8.0E-04
運転員操作 V-001 開操作忘れ	OO04_V_001	OO04	8.0E-04
手動弁 V-001 閉塞	XVPR_V_001	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-001 外部リーク	XVRR_V_001	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-002 開操作忘れ	OO04_V_002	OO04	8.0E-04
手動弁 V-002 閉塞	XVPR_V_002	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-002 外部リーク	XVRR_V_002	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-003 開操作忘れ	OO04_V_003	OO04	8.0E-04
手動弁 V-003 閉塞	XVPR_V_003	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-003 外部リーク	XVRR_V_003	XVRR*@MT	4.1E-08

表 4-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧（2/4）

基事象名	基事象 ID	定義式	値
運転員操作 手動弁 V-004 開操作忘れ	OO04_V_004	OO04	8.0E-04
手動弁 V-004 閉塞	XVPR_V_004	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-004 外部リーク	XVRR_V_004	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-005 開操作忘れ	OO04_V_005	OO04	8.0E-04
手動弁 V-005 閉塞	XVPR_V_005	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-005 外部リーク	XVRR_V_005	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-006 開操作忘れ	OO04_V_006	OO04	8.0E-04
手動弁 V-006 閉塞	XVPR_V_006	XVPR*(@MONTH+@MT)	3.3E-06
手動弁 V-006 外部リーク	XVRR_V_006	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 V-007 開操作忘れ	OO04_V_007	OO04	8.0E-04
手動弁 V-007 閉塞	XVPR_V_007	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-007 外部リーク	XVRR_V_007	XVRR*@MT	4.1E-08
逆止弁 V-008 開失敗	CVOD_V_008	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-008 外部リーク	CVRR_V_008	CVRR*@MT	6.7E-08
逆止弁 V-009 開失敗	CVOD_V_009	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-009 外部リーク	CVRR_V_009	CVRR*@MT	6.7E-08
電動弁 V-010 開失敗	MVOD_V_010	MVOD	4.7E-05
電動弁 V-010 誤閉	MVOR_V_010	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-010 閉塞	MVPR_V_010	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-010 外部リーク	MVRR_V_010	MVRR*@MT	6.0E-08
運転員操作 電動弁 V-010 NFB 投入失敗	OO01_V_010	OO01	3.0E-02
運転員操作 電動弁 V-010 開失敗	OO02_V_010	OO02	3.0E-03

表 4-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧（3/4）

基事象名	基事象 ID	定義式	値
電動弁 V-011 開失敗	MVOD_V_011	MVOD	4.7E-05
電動弁 V-011 誤閉	MVOR_V_011	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-011 閉塞	MVPR_V_011	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-011 外部リーク	MVRR_V_011	MVRR*@MT	6.0E-08
運転員操作 電動弁 V-011 NFB 投入失敗	OO01_V_011	OO01	3.0E-02
運転員操作 電動弁 V-011 開失敗	OO02_V_011	OO02	3.0E-03
電動弁 V-012 誤閉	MVOR_V_012	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-012 閉塞	MVPR_V_012	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-012 外部リーク	MVRR_V_012	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-013 誤閉	MVOR_V_013	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-013 閉塞	MVPR_V_013	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-013 外部リーク	MVRR_V_013	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-014 誤閉	MVOR_V_014	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-014 閉塞	MVPR_V_014	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-014 外部リーク	MVRR_V_014	MVRR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-015 誤閉	MVOR_V_015	MVOR*@MT	6.0E-08
電動弁 V-015 閉塞	MVPR_V_015	MVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.3E-03
電動弁 V-015 外部リーク	MVRR_V_015	MVRR*@MT	6.0E-08
逆止弁 V-016 開失敗	CVOD_V_016	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-016 外部リーク	CVRR_V_016	CVRR*@MT	6.7E-08
逆止弁 V-017 開失敗	CVOD_V_017	CVOD	9.7E-06
逆止弁 V-017 外部リーク	CVRR_V_017	CVRR*@MT	6.7E-08

表 4-8 消火水スプレイフォールトツリー基事象一覧（4/4）

基事象名	基事象 ID	定義式	値
運転員操作 V-018 開失敗	OO01_V_018	OO01	3.0E-02
手動弁 V-018 開失敗	XVOD_V_018	XVOD	1.2E-04
手動弁 V-018 閉塞	XVPR_V_018	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-018 外部リーク	XVRR_V_018	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-019 開操作忘れ	OO04_V_019	OO04	8.0E-04
手動弁 V-019 閉塞	XVPR_V_019	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-019 外部リーク	XVRR_V_019	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-020 開操作忘れ	OO04_V_020	OO04	8.0E-04
手動弁 V-020 閉塞	XVPR_V_020	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-020 外部リーク	XVRR_V_020	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-021 閉操作忘れ	OO04_V_021	OO04	8.0E-04
手動弁 V-021 内部リーク	XVLR_V_021	XVLR*@MT	8.9E-08
手動弁 V-021 外部リーク	XVRR_V_021	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-022 閉操作忘れ	OO04_V_022	OO04	8.0E-04
手動弁 V-022 内部リーク	XVLR_V_022	XVLR*@MT	8.9E-08
手動弁 V-022 外部リーク	XVRR_V_022	XVRR*@MT	4.1E-08
運転員操作 手動弁 V-023 開操作忘れ	OO04_V_023	OO04	8.0E-04
手動弁 V-023 閉塞	XVPR_V_023	XVPR*(@YEAR*30+@MT)	1.1E-03
手動弁 V-023 外部リーク	XVRR_V_023	XVRR*@MT	4.1E-08
消火水 スプレイ 必要性 診断失敗	OO30MA_FSP	OO30MA	2.7E-03
配管 外部リーク	PPRR_FSPL	PPRR*@MT	2.4E-08

表 4-9 消火水スプレイフォールトツリー変数

変数名	説明	数値
@MT	使命時間（24 時間）	24
@MONTH	露出時間（1 ヵ月）	24*365/2/12
@YEAR	露出時間（1 年）	24*365/2

注) 表 4-8 の定義式列において@で始まる変数

表 4-10 NUCIA 21 ヵ年データを使用した故障率（消火水スプレイ）

ID	説明	故障率	単位
CBCD	遮断器閉失敗	4.8E-05	デマンド
CBOR	遮断器誤開	4.7E-08	/h
CVOD	逆止弁開失敗	9.7E-06	デマンド
CVRR	逆止弁外部リーク	2.8E-09	/h
IFAR	流量トランスミッタ作動失敗	7.6E-09	/h
IFMR	流量トランスミッタ高出力／低出力	2.0E-08	/h
MVOD	電動弁開失敗	4.7E-05	デマンド
MVOR	電動弁誤開又は誤閉	2.5E-09	/h
MVPR	電動弁閉塞	9.7E-09	/h
MVRR	電動弁外部リーク	2.5E-09	/h
ORPR	オリフィス閉塞	3.2E-09	/h
ORRR	オリフィス外部リーク	3.2E-09	/h
PDAD	ディーゼル駆動ポンプ起動失敗	2.3E-02	デマンド
PDXR	ディーゼル駆動ポンプ継続運転失敗	2.6E-03	/h
PMAD	電動ポンプ起動失敗	8.0E-05	デマンド
PMXR	電動ポンプ継続運転失敗	1.1E-06	/h
PPRR	配管（3 インチ以上）外部リーク	1.0E-09	/h
XVLR	手動弁内部リーク	3.7E-09	/h
XVOD	手動弁開閉失敗	1.2E-04	デマンド
XVPR	手動弁閉塞	8.5E-09	/h
XVRR	手動弁外部リーク	1.7E-09	/h

出典：故障率は[9]

表 4-11 人的過誤確率（消火水スプレイ）

ID	説明	失敗確率	備考
OO01	運転員操作失敗　高ストレス・フィードバックなし	3.0E-02	スクリーニング値
OO02	運転員操作失敗　高ストレス・フィードバックあり	3.0E-03	スクリーニング値
OO04	運転員操作失敗　低ストレス・フィードバックあり	8.0E-04	スクリーニング値
OO30MA	診断失敗（30 分）	2.7E-03	THERP の診断曲線より導出

注) 人的過誤率は THERP[5]をもとに工学的判断により決定

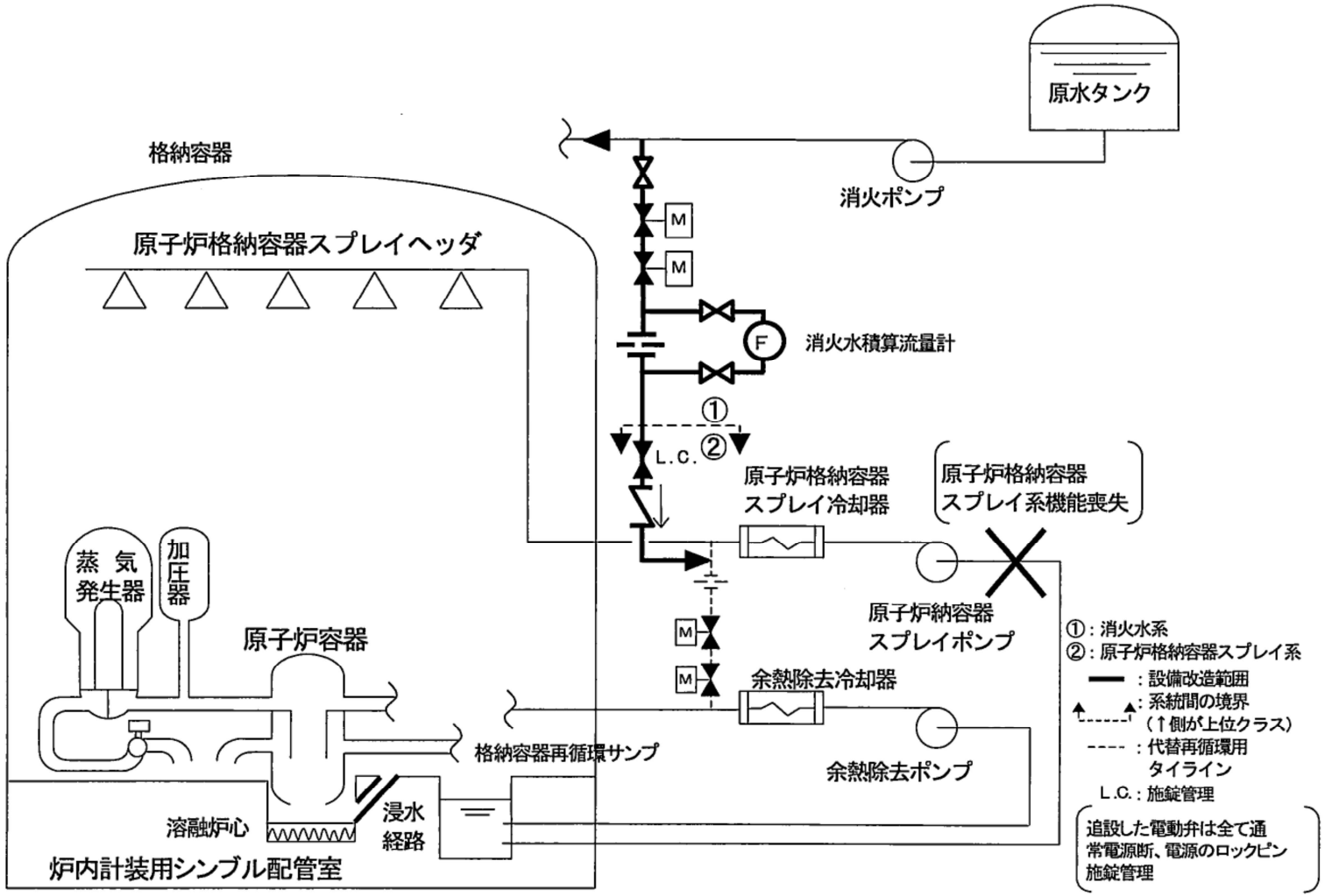


図 4.2.1-3 ドライ型 3 ループプラントの格納容器内注水（概念図）

出典：参考文献[6] P.19

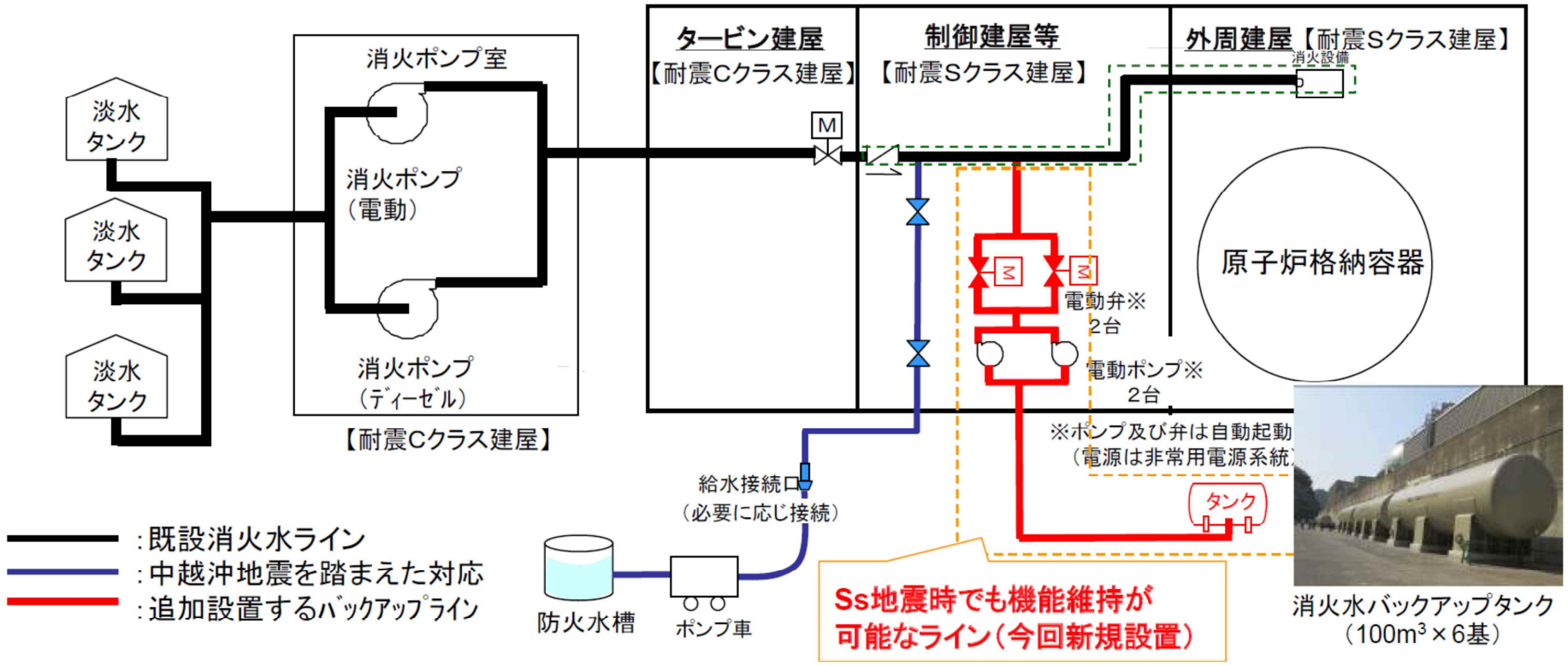


図 4.2.1-4 消火ポンプの構成と水源

出典：参考文献[2] P.11

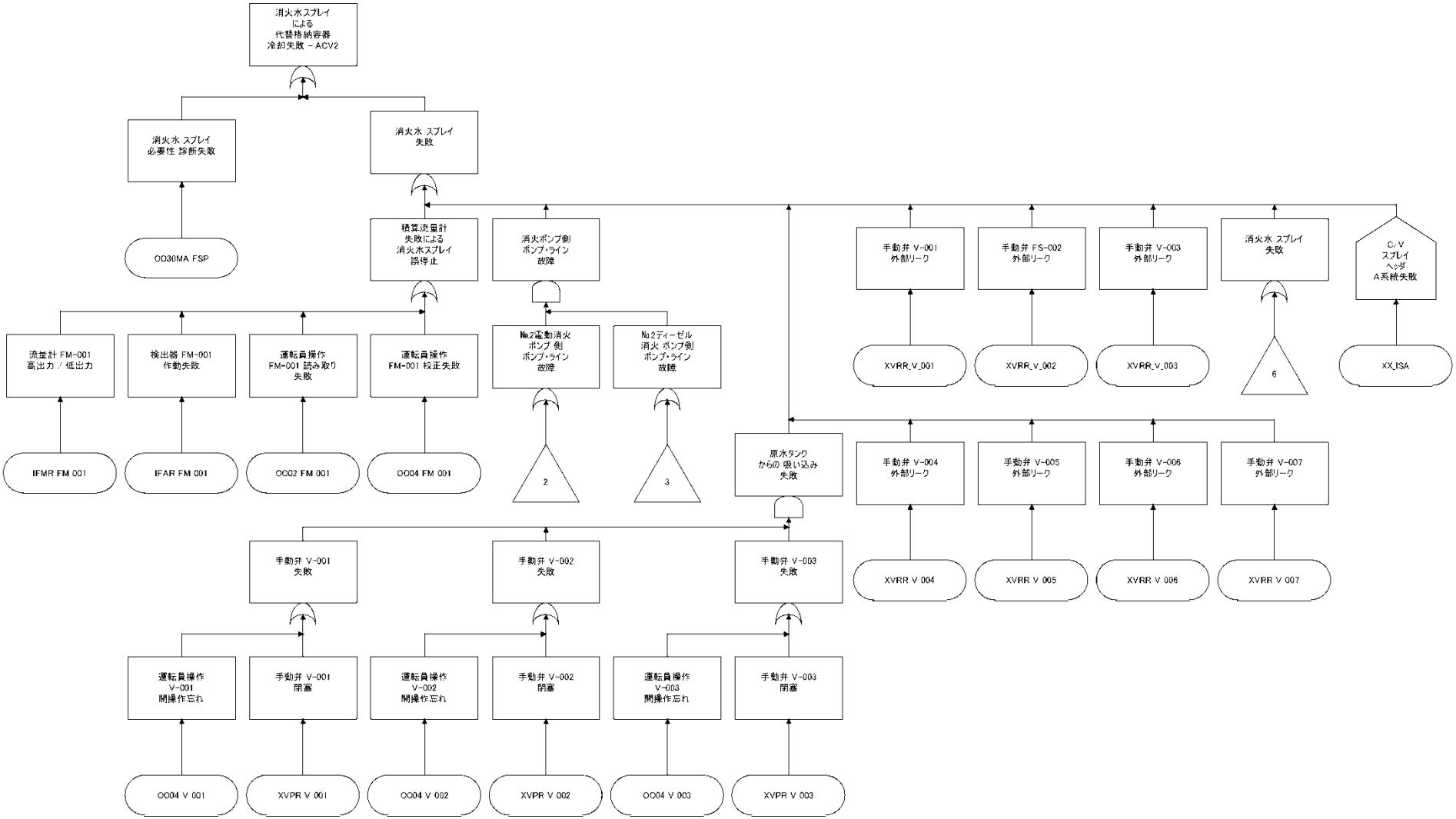


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（1/6）

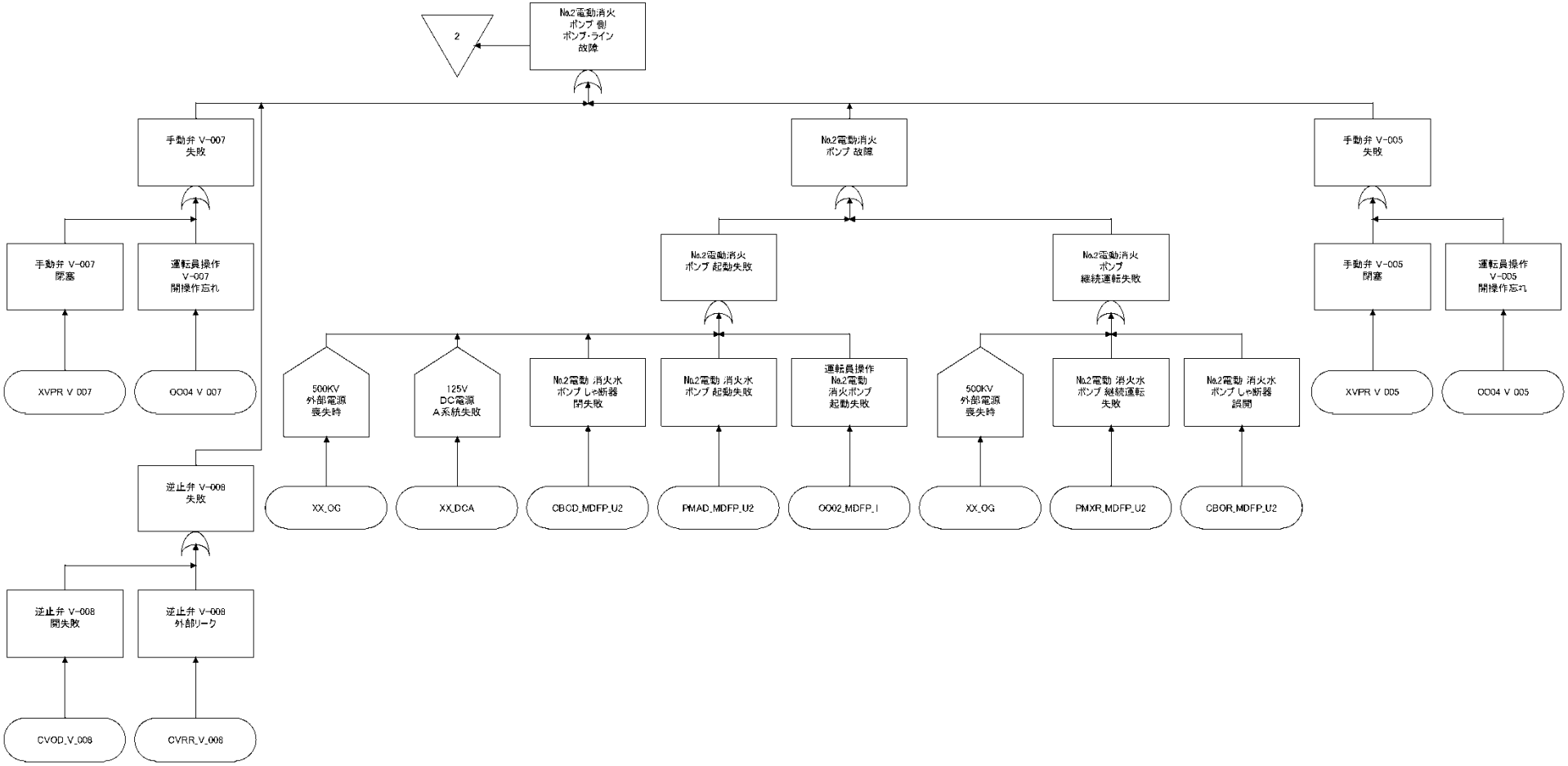


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（2/6）

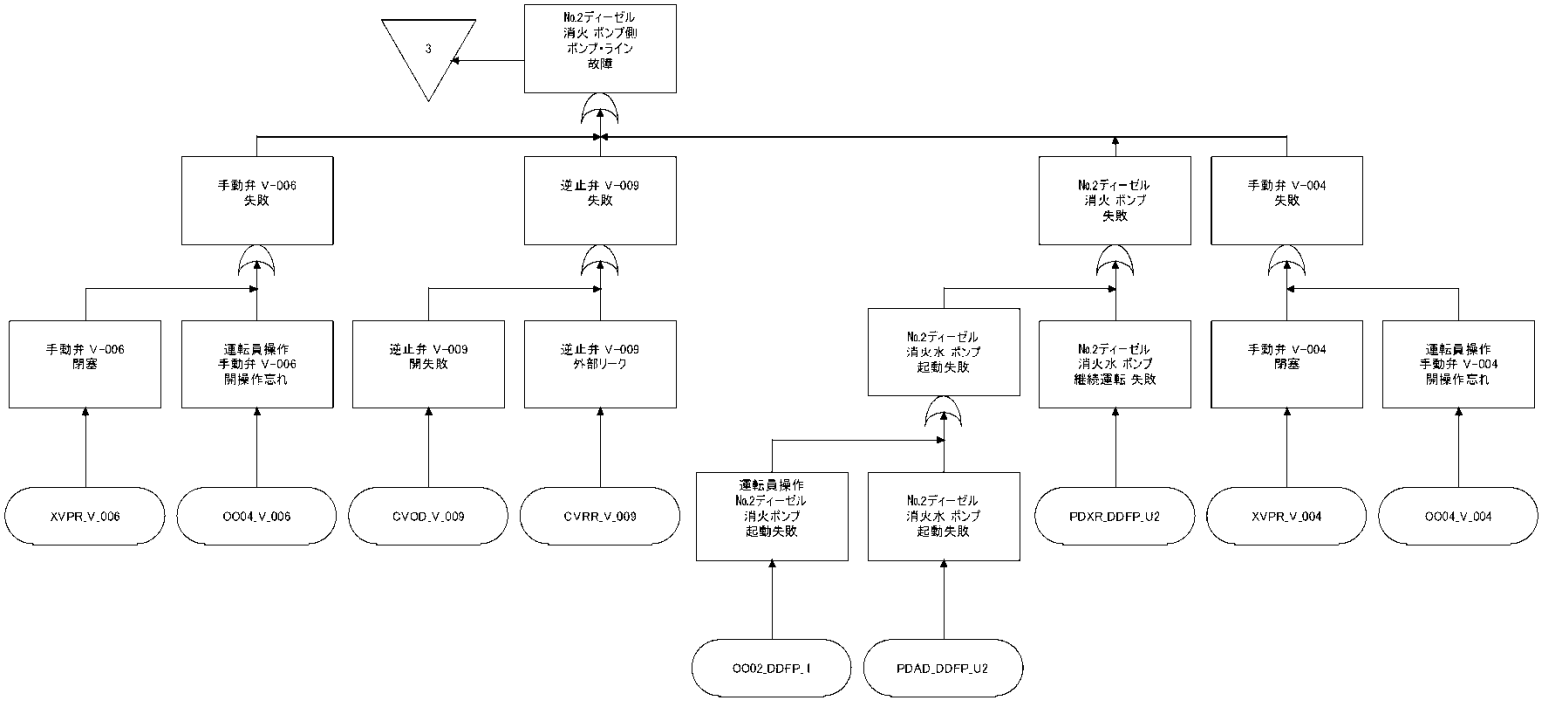


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（3/6）

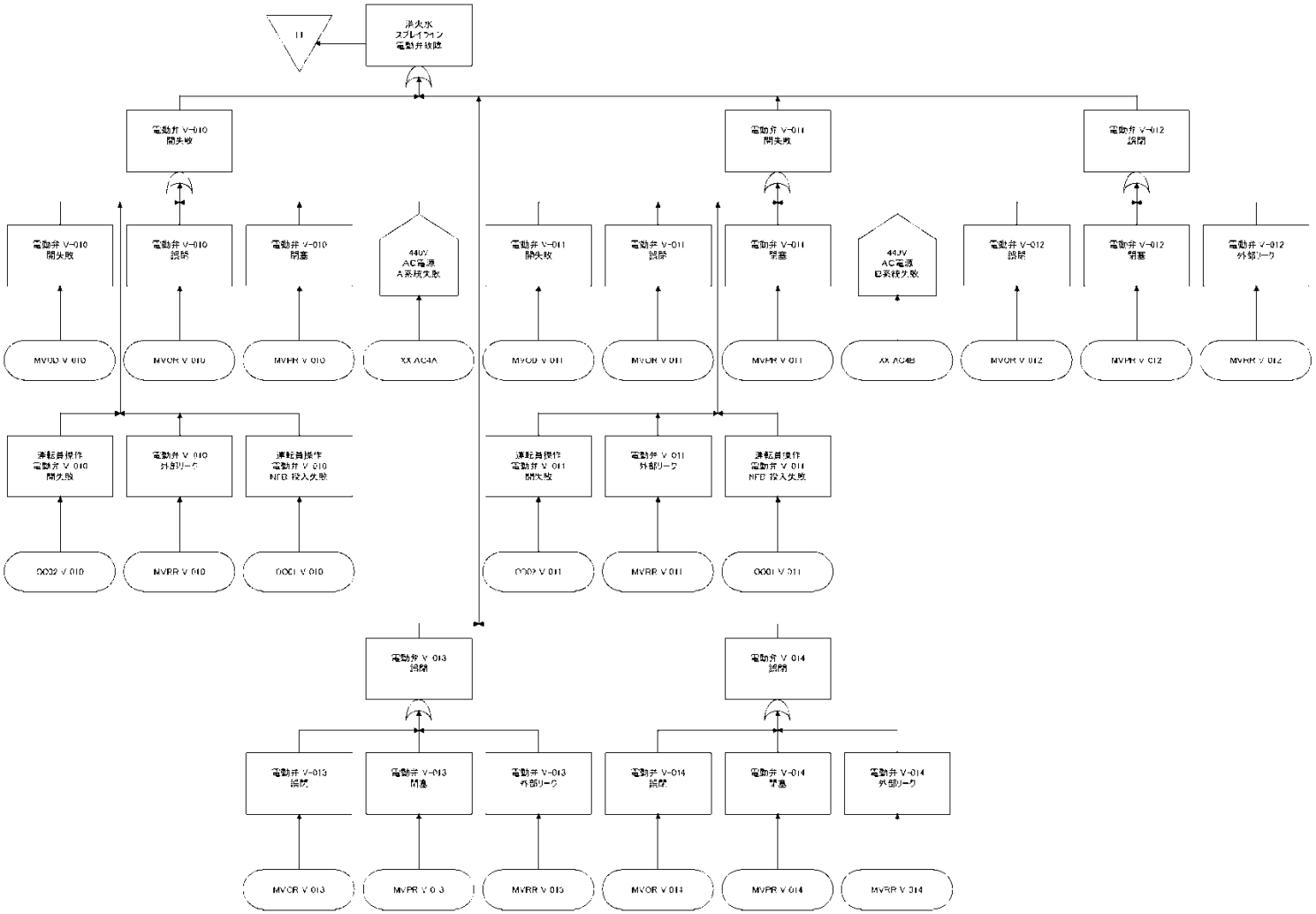


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（4/6）

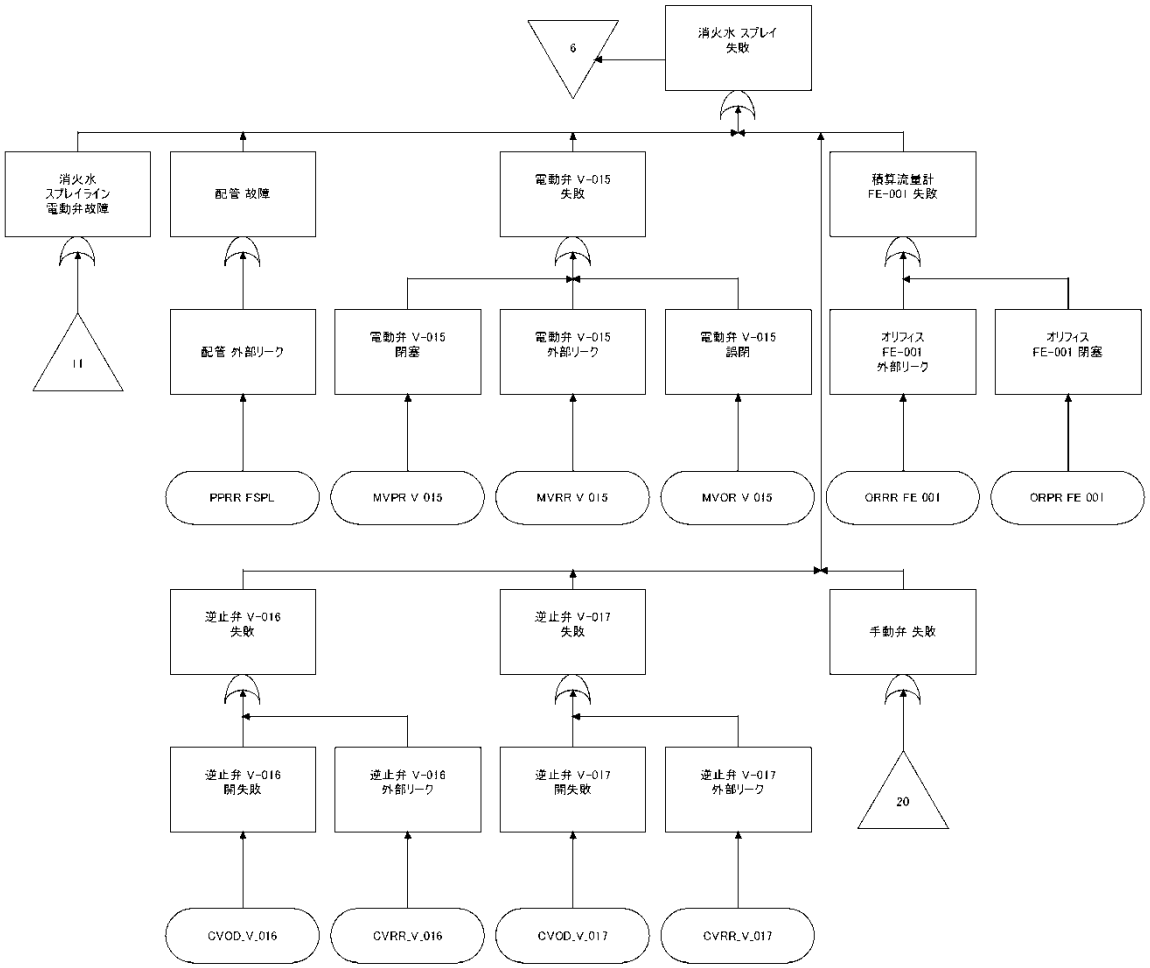


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（5/6）

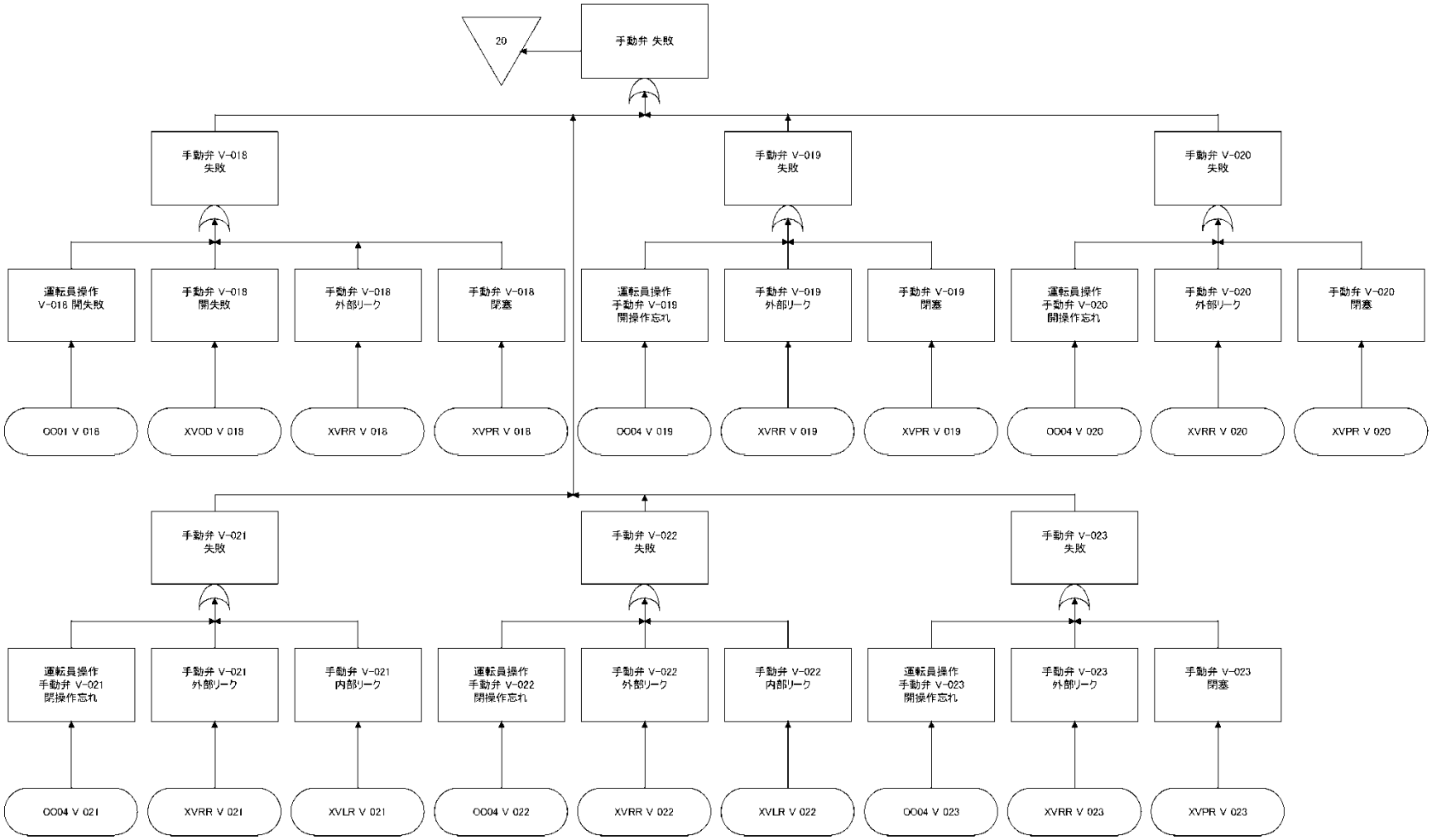


図 4.2.1-5 消火水スプレイフォールトツリー（6/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
消火水スプレイ 必要性 診断失敗	2.70E-03												
流量計 FM-001 高出力／低出力	4.80E-07												
検出器 FM-001 作動失敗	3.30E-04	OR	積算流量計失敗による消火水スプレイ誤停止	4.13E-03									
運転員操作 FM-001 読み取り失敗	3.00E-03												
運転員操作 FM-001 校正失敗	8.00E-04												
運転員操作 V-001 開操作忘れ	8.00E-04												
手動弁V-001 閉塞	3.30E-06	OR	手動弁V-001 失敗	8.03E-04									
運転員操作 V-002 開操作忘れ	8.00E-04												
手動弁V-002 閉塞	3.30E-06	OR	手動弁V-002 失敗	8.03E-04	AND	原水タンクからの吸い込み失敗	5.18E-10						
運転員操作 V-003 開操作忘れ	8.00E-04												
手動弁V-003 閉塞	3.30E-06	OR	手動弁V-003 失敗	8.03E-04									
No.2電動消火ポンプ側ポンプ・ライン故障	6.96E-03												
No.2電動ディーゼル消火ポンプ側ポンプ・ライン故障	8.96E-02	AND	消火ポンプ側ポンプ・ライン故障	6.24E-04									
手動弁 V-001 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-002 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-003 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-004 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-005 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-006 外部リーク	4.10E-08												
手動弁 V-007 外部リーク	4.10E-08												
消火水スプレイ 失敗	1.15E-01							OR	消火水スプレイ失敗	1.20E-01	OR	消火水スプレイによる代替格納容器冷却失敗-ACV2	1.23E-01

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（1/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
手動弁　V-007　閉塞	1.10E-03	OR	手動弁　V-007　失敗	1.90E-03						
手動弁　V-007　開操作忘れ	8.00E-04									
逆止弁　V-008　開失敗	9.70E-06	OR	逆止弁　V-008　失敗	9.77E-06						
逆止弁　V-008　外部リーク	6.70E-08									
No.2電動　消火水ポンプしゃ断器　閉失敗	4.80E-05	OR	No.2電動消火ポンプ　起動失敗	3.13E-03	OR	No.2電動消火ポンプ故障	3.15E-03	OR	No.2電動消火ポンプ側ポンプ・ライン故障	6.96E-03
No.2電動　消火水ポンプ　起動失敗	8.00E-05									
運転員操作　No.2電動消火ポンプ　起動失敗	3.00E-03									
No.2電動　消火水ポンプ　継続運転失敗	2.50E-05	OR	No.2電動消火ポンプ　継続運転失敗	2.61E-05						
No.2電動　消火水ポンプしゃ断器　誤開	1.10E-06									
手動弁　V-005　閉塞	1.10E-03	OR	手動弁　V-005　失敗	1.90E-03						
運転員操作　V-005　開操作忘れ	8.00E-04									

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（2/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
手動弁V-006 閉塞	3.30E-06	OR	手動弁 V-006 失敗	8.03E-04						
運転員操作 手動弁V-006 開操作忘れ	8.00E-04									
逆止弁 V-009 開失敗	9.70E-06	OR	逆止弁 V-009 失敗	9.77E-06						
逆止弁 V-009 外部リーク	6.70E-08									
運転員操作 No.2ディーゼル消火ポンプ 起動失敗	3.00E-03	OR	No.2ディーゼル消火水ポンプ 起動失敗	2.60E-02	OR	No.2ディーゼル消火ポンプ失敗	8.80E-02	OR	No.2ディーゼル消火ポンプ側ポンプ・ライン故障	8.96E-02
No.2ディーゼル消火水ポンプ 起動失敗	2.30E-02									
No.2ディーゼル消火水ポンプ 継続運転失敗	6.20E-02									
手動弁V-004 閉塞	3.30E-06	OR	手動弁 V-004 失敗	8.03E-04						
運転員操作 手動弁V-004 開操作忘れ	8.00E-04									

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（3/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
電動弁 V-010 開失敗	4.70E-05	OR	電動弁 V-010 開失敗	3.43E-02	OR	消火水スプレイライン電動弁故障	7.26E-02
電動弁 V-010 誤閉	6.00E-08						
電動弁 V-010 閉塞	1.30E-03						
電動弁 V-010 外部リーク	6.00E-08						
運転員操作 電動弁 V-010 開失敗	3.00E-03						
運転員操作 電動弁 V-010 NFB投入失敗	3.00E-02						
電動弁 V-011 開失敗	4.70E-05	OR	電動弁 V-011 開失敗	3.43E-02			
電動弁 V-011 誤閉	6.00E-08						
電動弁 V-011 閉塞	1.30E-03						
電動弁 V-011 外部リーク	6.00E-08						
運転員操作 電動弁 V-011 開失敗	3.00E-03						
運転員操作 電動弁 V-011 NFB投入失敗	3.00E-02						
電動弁 V-012 誤閉	6.00E-08	OR	電動弁 V-012 誤閉	1.30E-03			
電動弁 V-012 閉塞	1.30E-03						
電動弁 V-012 外部リーク	6.00E-08						
電動弁 V-013 誤閉	6.00E-08	OR	電動弁 V-013 誤閉	1.30E-03			
電動弁 V-013 閉塞	1.30E-03						
電動弁 V-013 外部リーク	6.00E-08						
電動弁 V-014 誤閉	6.00E-08	OR	電動弁 V-014 誤閉	1.30E-03			
電動弁 V-014 閉塞	1.30E-03						
電動弁 V-014 外部リーク	6.00E-08						

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（4/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
配管外部リーク	2.40E-08	OR	配管 故障	2.40E-08	OR	消火水スプレイ失敗	1.15E-01
電動弁 V-015 閉塞	1.30E-03	OR	電動弁 V-015 失敗	1.30E-03			
電動弁 V-015 外部リーク	6.00E-08						
電動弁 V-015 誤閉	6.00E-08						
逆止弁 V-16 開失敗	9.70E-06	OR	逆止弁 V-016 失敗	9.77E-06			
逆止弁 V-16 外部リーク	6.70E-08						
逆止弁 V-17 開失敗	9.70E-06	OR	逆止弁 V-017 失敗	9.77E-06			
逆止弁 V-17 外部リーク	6.70E-08						
オリフィス FE-001 外部リーク	7.70E-08	OR	積算流量計 FE-001 失敗	4.20E-04			
オリフィス FE-001 閉塞	4.20E-04						
消火水スプレイライン電動弁故障	7.26E-02						
手動弁 失敗	4.07E-02						

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（5/6）

事象	確率	ゲート	事象	確率	ゲート	事象	確率
運転員操作 V-018 開失敗	3.00E-02	OR	手動弁 V-018 失敗	3.12E-02	OR	手動弁 失敗	4.07E-02
手動弁 V-018 開失敗	1.20E-04						
手動弁 V-018 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-018 閉塞	1.10E-03						
運転員操作 V-019 開操作忘れ	8.00E-04	OR	手動弁 V-019 失敗	1.90E-03			
手動弁 V-019 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-019 閉塞	1.10E-03						
運転員操作 V-020 開操作忘れ	8.00E-04	OR	手動弁 V-020 失敗	1.90E-03			
手動弁 V-020 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-020 閉塞	1.10E-03						
運転員操作 V-021 開操作忘れ	8.00E-04	OR	手動弁 V-021 失敗	1.90E-03			
手動弁 V-021 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-021 閉塞	1.10E-03						
運転員操作 V-022 開操作忘れ	8.00E-04	OR	手動弁 V-022 失敗	1.90E-03			
手動弁 V-022 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-022 閉塞	1.10E-03						
運転員操作 V-023 開操作忘れ	8.00E-04	OR	手動弁 V-023 失敗	1.90E-03			
手動弁 V-023 外部リーク	4.10E-08						
手動弁 V-023 閉塞	1.10E-03						

図 4.2.1-6 消火水スプレイフォールトツリー解析用データ（6/6）

(5) 炉心損傷に係るイベントツリー(ET)の構築

平成 26 年度報告書と同様のイベントツリー（ET）を使用した。すなわち、公開情報に基づく ET に加え、SA 対策設備として空冷式非常用発電装置をヘディングとして追加している。

SA を考慮しない起因事象発生頻度とそれぞれの条件付き炉心損傷確率を表 4-12 に、プラント損傷状態の定義を表 4-13 に示す。今回のプラントモデルの構築にあたり、各ヘディングの分岐確率については詳細なフォールトツリーは作成せず、平成 26 年度報告書と同様に工学判断をもとに値を設定した。

表 4-12 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	起因事象発生頻度(/炉年)	条件付炉心損傷確率(CCDP)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与割合
補機冷却水の喪失	2.0E-04	2.2E-01	4.3E-05	70.5%
手動停止	2.3E-01	4.1E-05	9.5E-06	15.6%
過渡事象	9.7E-02	4.1E-05	4.0E-06	6.6%
小破断 LOCA	2.2E-04	5.9E-03	1.3E-06	2.1%
2 次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	2.0%
外部電源喪失	4.8E-03	2.3E-04	1.1E-06	1.8%
主給水喪失	1.1E-02	4.1E-05	4.5E-07	0.7%
中破断 LOCA	6.8E-05	6.0E-03	4.1E-07	0.7%
極小 LOCA	2.1E-03	1.6E-04	3.4E-07	0.6%
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03	1.2E-04	2.9E-07	0.5%
ATWS	2.7E-08	1.0E+00	2.7E-08	0.0%
大破断 LOCA	2.2E-05	6.4E-04	1.4E-08	0.0%
ｲﾝﾀｰﾌｪｲｽｼｽﾃﾑ LOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	0.0%
合計			6.1E-05	100%

出典：参考文献[1]

外部電源喪失シナリオの ET は、図 4.2.1-7 を参考とした。空冷式非常用発電機に関する分岐については、非常用所内電源のバックアップとして位置付けた展開を行っている。

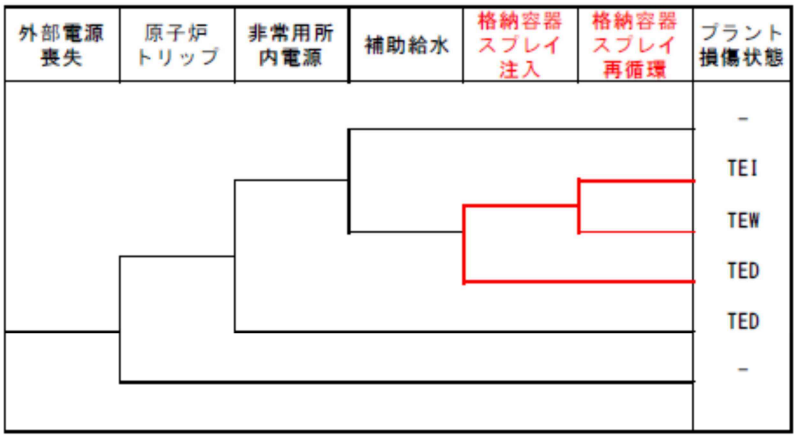


図 4.2.1-7 外部電源喪失のインベントツリーの例

出典：参考文献[1] P.4.1.1-45

参考にした ET を図 4.2.1-8 に、各ヘディング一覧を表 4-14 に終状態ルールを表 4-15 に示す。SA 対策が無い場合における炉心損傷頻度評価結果を
表 4-16 に示す。

表 4-13 プラント損傷状態の定義

ID	説明
AED	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
AEI	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
AEW	大・中 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
ALC	大・中 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 先行破損
G	蒸気発生器伝熱管破損
SED	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
SEI	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
SEW	小 LOCA、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
SLC	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 先行破損
SLI	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
SLW	小 LOCA、再循環段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
TED	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動
TEI	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV スプレイ系作動
TEW	トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ウェット状態で CV スプレイ系不作動
V	インターフェイスシステム LOCA

表 4-14 外部電源喪失イベントツリーヘディング一覧

ID	説明
RT	原子炉トリップ
DGA	非常用ディーゼル発電機 A
DGB	非常用ディーゼル発電機 B
ADG	空冷式非常用発電装置（SA 対策- I 対策設備）
AF	補助給水系統
CSA	格納容器スプレイ A 系統
CSB	格納容器スプレイ B 系統
SMA	格納容器サンプ A
SMB	格納容器サンプ B
SRA	再循環自動切替信号 A 系統
SRB	再循環自動切替信号 B 系統
CSRA	格納容器スプレイ再循環 A 系統
CSRB	格納容器スプレイ再循環 B 系統

表 4-15 外部電源喪失イベントツリー終状態ルール

ID	定義	備考
SUCCESS	RT=F+AF=S	炉心損傷回避*
TEI	AF=F*(CSA=S+CSB=S)*(CSRA=S+CSRB=S)	表 3.2-3 参照
TEW	AF=F*(CSA=S+CSB=S)*(-CSRA=S*-CSRB=S)	表 3.2-3 参照
TED	AF=F*(-CSA=S*-CSB=S)+RT=S*-DGA=S*-DGB=S*-ADG=S	表 3.2-3 参照

*RT 失敗は ATWS 展開となるが、ATWS は別途評価されるためここでは便宜的に SUCCESS として分類

表 4-16 炉心損傷頻度（外部電源喪失）

終状態	炉心損傷頻度(/炉年)
TED	9.2E-07
TEI	1.9E-08
TEW	1.6E-12
合計	9.4E-07

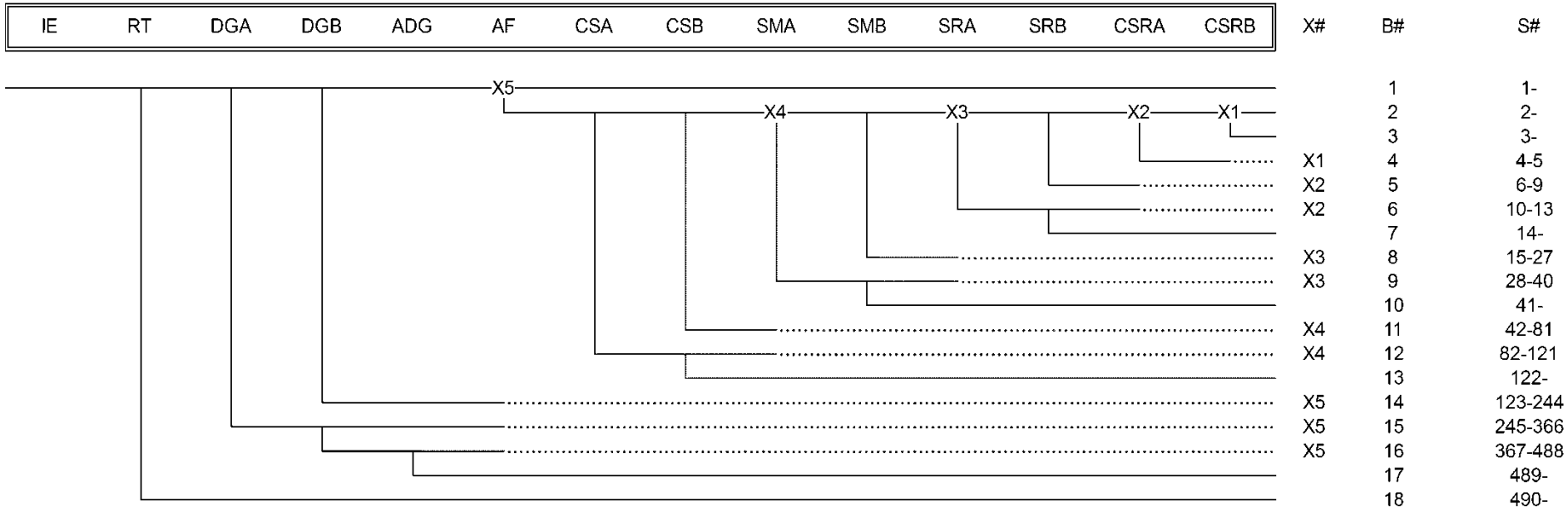
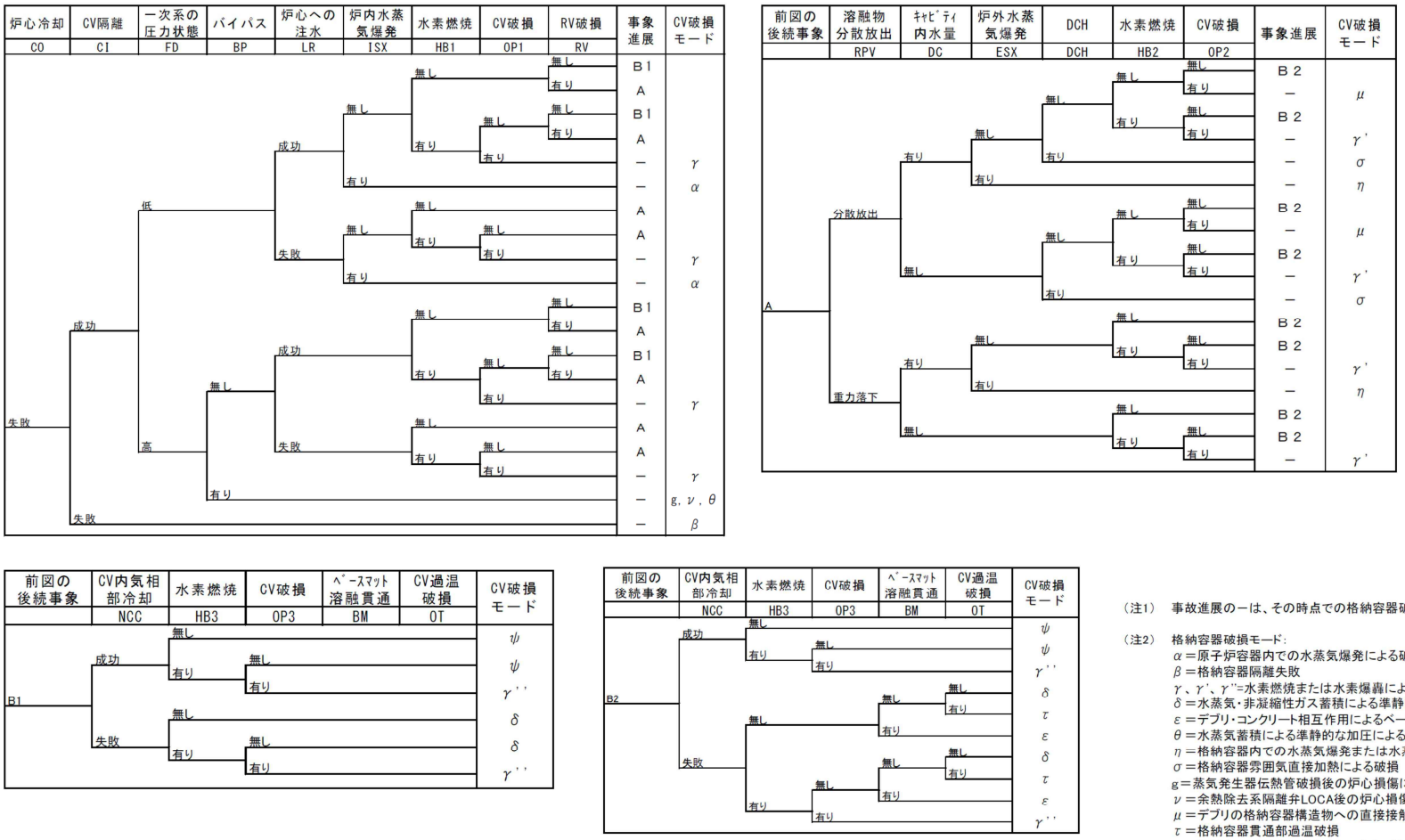


図 4.2.1-8 外部電源喪失イベントツリー

(6) 格納容器イベントツリー(ET)の構築

平成 26 年度報告書を参考に、SA 対策-Ⅱの設備（消火水スプレイ）をヘディングの一つとして取り扱うものとし、分岐を設けた（FSP ヘディング）。

図 4.2.1-9 を参考に構築した ET を図 4.2.1-10～図 4.2.1-12 に示す。また、表 4-17 及び表 4-18 にイベントのヘディング一覧ならびに終状態ルールを示す。



（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

図 4.2.1-9 格納容器イベントツリーの例

出典：参考文献[1] P.4.1.1-47

表 4-17 格納容器イベントツリーヘディング一覧

ID	説明	失敗分岐の状態
CI	格納容器隔離	失敗
FSP	消火水スプレイ（SA 対策設備）	失敗
FD	一次系の圧力状態	高
BP	バイパス	有り
LR	炉心への注水	失敗
ISX	炉内水蒸気爆発	有り
HB1	水素燃焼	有り
OP1	格納容器破損	有り
RV	原子炉容器破損	有り
RPV	溶融物分散放出	重力落下 （成功側は分散放出）
DC	キャビティ内水量	無し
ESX	炉外水蒸気爆発	有り
DCH	格納容器直接加熱	有り
HB2	水素燃焼	有り
OP2	格納容器破損	有り
NCC	格納容器内気相部冷却	失敗
HB3	水素燃焼	有り
OP3	格納容器破損	有り
BM	ベースマット溶融貫通	有り
OT	格納容器過温破損	有り

表 4-18 格納容器イベントツリー終状態ルール

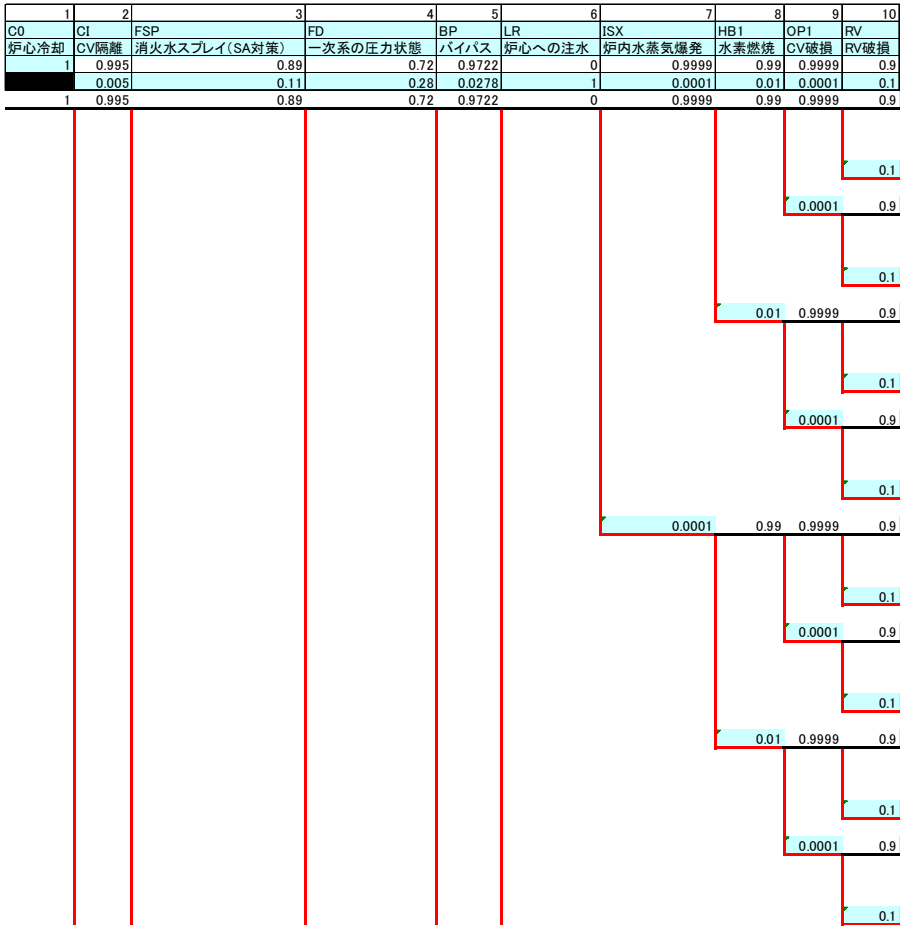
ID	定義	備考
SUCCESS	NCC=S*(HB3=S+OP3=S)	格納容器健全
CF*	1	格納容器破損

* 定義の”1”は上位のルールに含まれないもの全てという意味

表 4-19 条件付格納容器破損確率

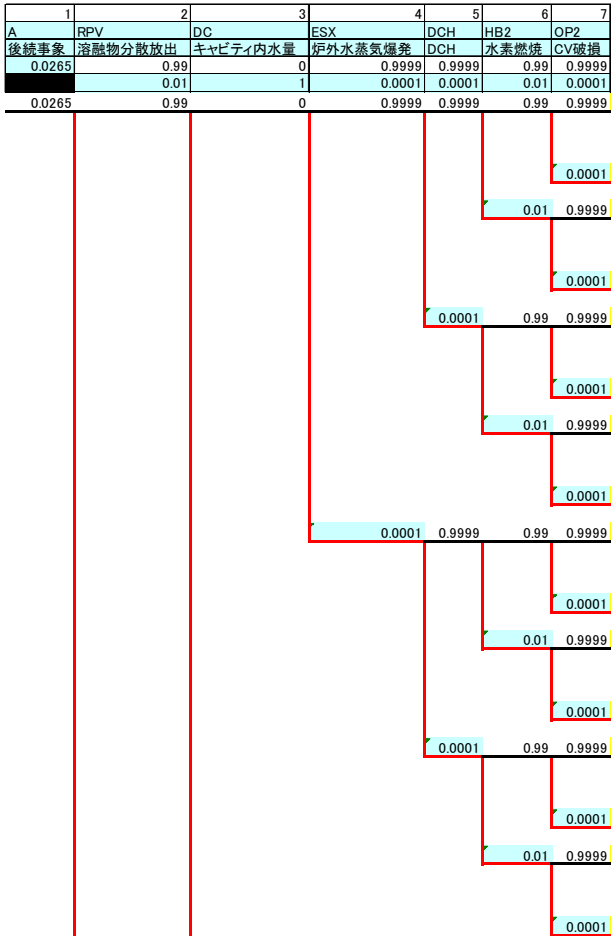
プラント損傷状態*	条件付格納容器破損確率
AED	1.0E+00
AEI	2.5E-02
AEW	1.0E+00
ALC	1.0E+00
G	1.0E+00
SED	1.0E+00
SEI	5.6E-03
SEW	1.0E+00
SLC	1.0E+00
SLI	5.6E-03
SLW	1.0E+00
TED	1.0E+00
TEI	8.1E-02
TEW	1.0E+00
V	1.0E+00

* プラント損傷状態の定義は表 4-13 参照



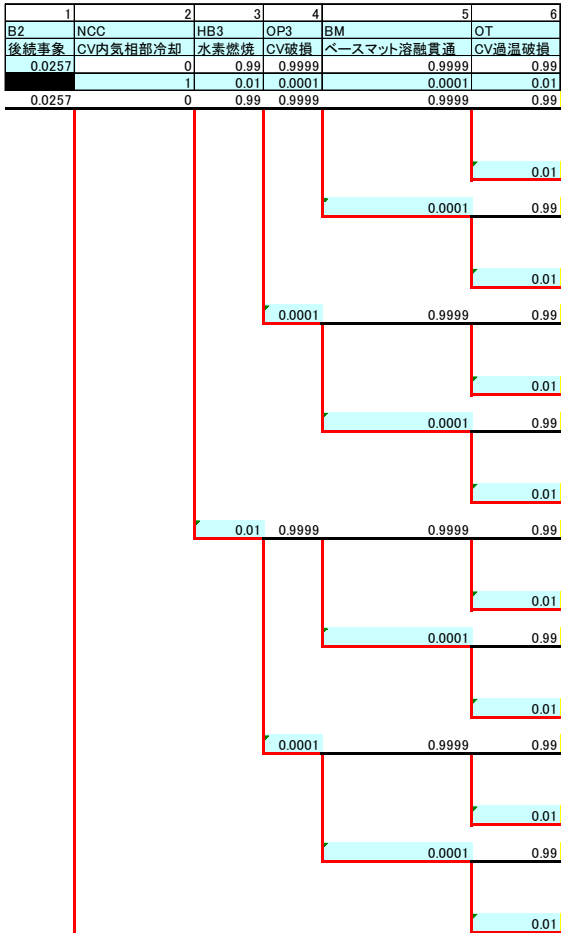
～以下、略～

図 4.2.1-10 格納容器イベントツリー（1/3）（炉心損傷から RV 破損まで）



～以下、略～

図 4.2.1-11 格納容器イベントツリー（2/3）（RV 破損から CV 破損まで）



～以下、略～

図 4.2.1-12 格納容器イベントツリー（3/3）（CV 破損から CV 過温破損まで）

4.2.2 経年プラントの総合的な安全評価

経年プラントの総合的な安全評価では、4.2.1 で構築したリスク評価モデルを用い、
・SA 対策設備の有効性
・SA 対策設備の経年劣化評価
を実施し、経年プラントにおける深層防護レベル 4 層として注目すべき機器等の設備の抽出を試みた。

(1) SA 対策設備の有効性評価

SA 対策設備の有効性について、外部電源喪失シナリオについて評価を行った。なお SA 対策設備の機能喪失確率はフォールトツリー解析より、空冷式非常用発電装置、消火水スプレイそれぞれ、1.59×10^{-1}、1.23×10^{-1} とした。また各シナリオの発生頻度については、公開データ[1]（表 4-12）より以下とした。

表 4-20 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度（/炉年）
外部電源喪失	4.8E-3

出典：参考文献[1]

外部電源喪失シナリオでは、SA 対策設備として空冷式非常用発電装置（SA 対策-Ⅰ）及び消火水スプレイ（SA 対策-Ⅱ）の両方が機能する。

a. 炉心損傷に係る ET 解析

SA 対策設備の有無による解析結果を表 4-21 に示す。

表 4-21 炉心損傷頻度（外部電源喪失、SA 対策有）

終状態	炉心損傷頻度（/炉年）		①/②
	①SA 対策有	②SA 対策無	
TED	1.45E-07	9.16E-07	0.16
TEI	1.87E-08	1.87E-08	1.00
TEW	2.43E-11	2.43E-11	1.00
合計	1.64E-07	9.35E-07	0.18

表に示すように、終状態 TED（トランジェント、注入段階で炉心損傷、CV 内ドライ状態で CV スプレイ系不作動）では、空冷式非常用発電装置により CV スプレイ系が作動するため、炉心損傷頻度が空冷式非常用発電装置の機能喪失確率に対応する形で低下している。また本終状態が支配的であるため、全体としての炉心損傷頻度も同程度の割合で低下している。

b. 格納容器 ET 解析

SA 対策設備の有無による解析結果を表 4-22 に示す。消火水スプレイはそれぞれ、TED、TEI 及び TEW に対して有効となり、結果的に SA 対策の有無で格納容器破損頻度は約 1/50 となる。

表 4-22 格納容器破損頻度（外部電源喪失）

終状態	炉心損傷頻度 (/炉年)		条件付き格納容器破損確率 (-)		格納容器破損頻度 (/炉年)	
	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
TED	1.45E-07	9.16E-07	2.81E-02	2.29E-01	4.07E-09	2.10E-07
TEI	1.87E-08	1.87E-08	2.99E-03	2.19E-01	5.59E-11	4.10E-09
TEW	2.43E-11	2.43E-11	2.38E-02	1.95E-01	5.78E-13	4.74E-12
合計	1.64E-07	9.35E-07			4.13E-09	2.14E-07

(2) SA 対策設備の経年劣化評価

SA 対策設備の経年化劣化では 2.3 節で提案した手法の適用性を評価する。また本評価における現時点の状態は 4.2.1 で評価したものとする。以下に、評価条件及び評価結果を示す。

1) 評価条件

本年度の評価における評価条件については、平成２６年度に想定した条件と同様とした。以下、その概要を記す。

プラントの時刻歴状態を、過去（設計値、あるいは前回メンテナンス時）、現在、及び将来（経年後、あるいは次回メンテナンス時）の 3 つに分類していた。3.2.1 で実施した評価では、NUCIA データ[9]及び工学的判断に基づき値を設定しており、設計値に近い値と考えられるが、NUCIA データは最近のものも含まれているため、建設後 30 年経過した現在値として設定する。過去値、及び将来値については、それぞれ設計値、40 年値と仮定する。

機器の劣化モデルについては、これまで実施した高経年化技術評価高度化事業をもとに、動的機器については直線モデルを、静的機器については指数型モデルとする。30 年経過時における機能喪失確率を基準とし、それぞれのモデルにおいて将来値（40 年値）は 1.1 倍、1.2 倍に、過去値（設計値）は 0.7 倍、0.83 (=1/1.2)倍とする。経年化を考慮する SA 対策設備機器は、表 4-5 及び表 4-10 の機器を対象とするが、表中の個々の故障率について FT モデルを参考に、代表する系統に分類した。表 4-23 及び表 4-24 にそれぞれの SA 対策設備の代表系統及び各時刻歴状態における故障率を示す。なお表中の青字は動的機器（直線モデル）を、赤字は静的機器（指数型モデル）を示す。

2) 評価結果及び考察

提案手法を用いた評価結果を表 4-25、図 4.2.2-1 及び図 4.2.2-2 に示す。表 4-25 は、「SA 対策重要度評価システム」を用いた劣化影響評価のデジタル出力値である。図 4.2.2-1、図 4.2.2-2 は、そのデジタル値のうちΔCDF（炉心損傷頻度の増分）とΔCFF（格納容器破損頻度の増分）をグラフ化したものである。

図 4.2.2-1 のΔCDF を見ると、遮断器が 1.0×10^{-10} 程度の値を示し、他の機器は増分がゼ

ロだった。すなわち、SA 対策-Ⅰとして選択した空冷式非常用発電装置の構成機器として、‘空冷式非常用発電装置（起動失敗、継続運転失敗）’、‘給油ポンプ’、‘遮断器 10 個’を抽出して経年劣化影響の評価をした結果、遮断器が炉心損傷頻度に有意に影響を及ぼすがその他の機器は影響しないことを示している。

SA 対策-Ⅱにおける劣化重要度としては、電動弁 V-010 が最も高く、次いでディーゼル消火水ポンプ、オリフィス FE-001、遮断器の順になっている。個々の機能喪失確率については、表 4-24 に示すように、ディーゼル消火水ポンプの方が高いが、図 4.2.1-5 (1/6)に示すようにディーゼル消火水ポンプは電動ポンプと AND ゲートとなっている。電動ポンプはディーゼルに比べ信頼性が高く（表 4-24）、結果的に影響度は小さくなる。一方、電動弁 V-010 は図 4.2.1-5 (4/6)、(5/6)に示すように消火スプレイ失敗事象に OR ゲートでつながっているため影響度が高くなっている。

以上、本研究にて提案手法を用い、国内 3 ループ PWR プラントと対象にその適用性を評価した結果、本指標が的確に深層防護レベル 4 層における SA 対策機器の劣化重要度を示せることを明らかにした。

表 4-23 経年化を考慮した故障率（空冷式非常用発電装置）

対象機器	故障確率		
	設計値	現在値 （30 年運転状態）	将来値 （40 年運転状態）
空冷式非常用発電装置	2.66E-03	3.80E-03	4.18E-03
給油ポンプ	5.15E-07	7.36E-07	8.10E-07
遮断器 10 個	3.36E-04	4.80E-04	5.28E-04

注) 青字は動的機器（直線モデル）、赤字は静的機器（指数型モデル）

表 4-24 経年化を考慮した故障率（消火スプレイ）

対象機器	故障確率		
	設計値	現在値 （30 年運転状態）	将来値 （40 年運転状態）
電動消火水ポンプ 遮断器	3.44E-05	4.91E-05	5.40E-05
逆止弁 V-008	8.11E-06	9.77E-06	1.17E-05
流量計 FM-001	2.74E-04	3.30E-04	3.96E-04
電動弁 V-010	9.10E-04	1.30E-03	1.43E-03
オリフィス FE-001	3.49E-04	4.20E-04	5.04E-04
ディーゼル消火水 ポンプ	5.95E-02	8.50E-02	9.35E-02
電動消火水ポンプ	7.35E-05	1.05E-04	1.16E-04
消火水配管 配管	1.99E-08	2.40E-08	2.88E-08
手動弁 V-001	2.74E-06	3.30E-06	3.96E-06

表 4-25 「SA 対策重要度評価システム」による劣化影響評価結果

機器名称	故障率			CDF			ΔCDF			CFF			ΔCFF		
	設計時	現在(30年目)	40年目	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計	設計時	現在(30年目)	40年目	過去増分	将来増分	増分合計
空冷式非常用発電装置	2.66E-03	3.80E-03	4.18E-03	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
給油ポンプ	5.15E-07	7.36E-07	8.10E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
遮断器10個	3.36E-04	4.80E-04	5.28E-04	1.6398E-07	1.64072E-07	1.64164E-07	9.1632E-11	9.1632E-11	1.8326E-10	4.13728E-09	4.13986E-09	4.14243E-09	2.5746E-12	2.5746E-12	5.1492E-12
電動消火水ポンプ遮断器	3.44E-05	4.91E-05	5.40E-05	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
逆止弁V-008	8.11E-06	9.77E-06	1.17E-05	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
流量計FM-001	2.74E-04	3.30E-04	3.96E-04	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.14324E-09	0	3.3795E-12	3.3795E-12
電動弁V-010	9.10E-04	1.30E-03	1.43E-03	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.12634E-09	4.13986E-09	4.14324E-09	1.3518E-11	3.3795E-12	1.6897E-11
オリフィスFE-001	3.49E-04	4.20E-04	5.04E-04	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13648E-09	4.13986E-09	4.14324E-09	3.3795E-12	3.3795E-12	6.759E-12
ディーゼル消火水ポンプ	5.95E-02	8.50E-02	9.35E-02	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.1331E-09	4.13986E-09	4.14324E-09	6.759E-12	3.3795E-12	1.0138E-11
電動消火水ポンプ	7.35E-05	1.05E-04	1.16E-04	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
消火水配管 配管	1.99E-08	2.40E-08	2.88E-08	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0
手動弁V-001	2.74E-06	3.30E-06	3.96E-06	1.64072E-07	1.64072E-07	1.64072E-07	0	0	0	4.13986E-09	4.13986E-09	4.13986E-09	0	0	0

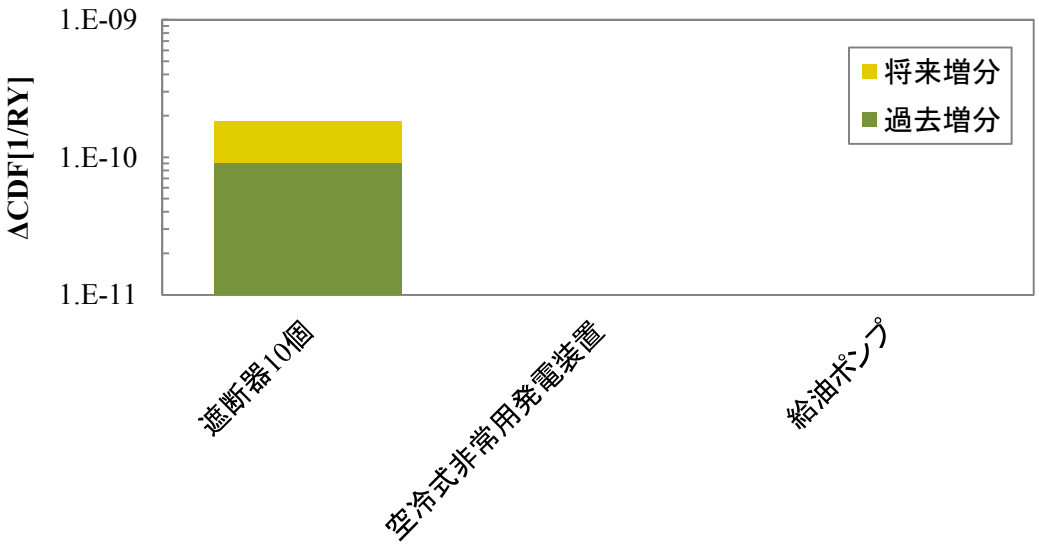


図 4.2.2-1 劣化影響評価（外部電源喪失、SA 対策-Ⅰ）

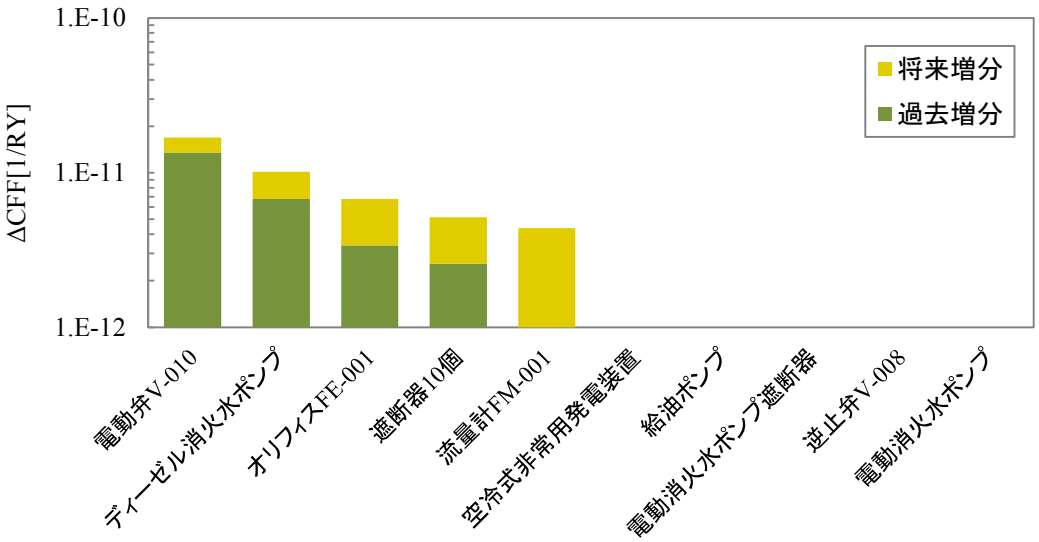


図 4.2.2-2 劣化影響評価（外部電源喪失、SA 対策-Ⅰ/Ⅱ）

参考文献

[1] 高浜 3 号炉及び 4 号炉　確率論的リスク評価（PRA）について　平成 25 年 12 月 26 日

[2] 高浜 3,4 号機安全性向上対策の実施状況について　平成 26 年 6 月 9 日
http://www.atom.pref.fukui.jp/senmon/genba140609/material.pdf

[3] 高浜 3/4 号炉コメント回答資料　補足③「タンクローリーによる燃料給油」　平成 26 年 10 月 2 日 https://www.nsr.go.jp/data/000045248.pdf

[4] 高浜3号炉及び4号炉高浜３号炉及び４号炉重大事故等に対する対策の有効性評価の補

足説明　平成 25 年 10 月 24 日, https://www.nsr.go.jp/data/000034688.pdf
[5] A. D. Swain, H. E. Guttmann：NUREG CR-1278, Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report, 1983.
[6] アクシデントマネジメント整備有効性評価報告書　平成 14 年 5 月 http://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2012/pdf/10015.pdf
[7] 高浜 3 号炉及び 4 号炉　確率論的リスク評価（PRA）について　平成 26 年 2 月 13 日
[8] 追補（添付書類十）, http://www.nsr.go.jp/activity/regulation/law/PWR/data/26/10/1031_01_22.pdf ほか
[9] 故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982 年度～2002 年 21 ヵ年 49 基データ)　2009 年 5 月　有限責任中間法人　日本原子力技術協会, http://www.NUCIA.jp/jfiles/reliability/REPORT200905.pdf
[10] NUREG/CR-5497 Common-Cause Failure Parameter Estimations, http://teams.epri.com/PRA/Big%20List%20of%20PRA%20Documents/NUREG%20CR-5497.pdf

5. 沸騰水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価に関する調査研究

5.1 マネージメントフロー

平成 27 年度の本事業では、これまでに開発されてきた「経年プラントの総合的な安全評価手法」を集大成し、

① 既開発の 2 件の評価ソフト、すなわちレジリエンス評価コードとリスク評価コードの使い勝手の向上と再現性、信頼性の向上を図ること、および

② 沸騰水型原子力発電所（BWR）に対する経年プラントの総合的な安全評価を実施し、深層防護レベル 4 の安全裕度確保のために注目すべき機器・設備を抽出する手法としての両評価ソフトの有効性を確認すること

を目指した。

このため、まずは、レジリエンス評価コードの VBA 化により、入力法の一元化をはかり、直列事象のみでなく、並列事象についても、同一計算セルを用いて、VBA ソフトの入力で、直列か並列かの指示を与えるだけで、確実に計算可能とすると共に、計算のためのデータ入力の再現性の向上と使い勝手の向上を図った。

レジリエンス評価コードの VBA 化およびこれにリスク評価を加えた評価ソフトの信頼性の向上と確保と使い勝手の向上については、前章（第 3 章及び第 4 章）で、昨年度の結果の差異評価も加えて、詳細に記述した。すなわち、第 4 章「VBA 化レジリエンス評価コード」では、レジリエンス評価コードの VBA 化とその使用法を示すと共に、第 4 章「加圧水型原子力発電所に対する経年プラントの総合的な安全評価」では、昨年度に実施された PWR の深層防護レベル 4 対応の安全裕度確保のために注目すべき機器・設備の抽出に対して、BWR の評価結果も加味した再評価を行った。本章では、沸騰水型原子力発電所（BWR）に対する経年プラントの総合的な安全評価を実施し、本評価ソフトの有効性を確認すると共に、特に、本評価ソフトが経年プラントの評価にも適用が可能であること示すために、経年化の影響評価を加えた。具体的な経年化プラントの評価手法に関しては、第 6 章「経年化プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法マニュアルの整備」で記載した。

本章では，今年度の評価対象例とした、BWR の評価を実施するに当たり評価対象として選定した BWR-5 の全電源喪失事象に関する評価結果をまとめる。第 5. 1 節では、BWR-5 の全電源喪失事象に関するマネージメントフローを如何に作成したかを例示的に示すと共に、レジリエンス評価における外力に対する考え方を整理して示した。次いで、次節以降で、作成したマネージメントフローに沿って、レジリエンス評価とリスク評価を如何実施して，レジリエンス指標とリスク指標の求めるかを具体的に例示した。

5.1.1 BWR-5 の概要

国内の BWR-5 は、東海第二原子力発電所、福島第一原子力発電所 6 号炉（廃炉中）、福島第 2 原子力発電所 1 号炉、柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉の 4 基である。BWR-5（改良標準型）は、福島第 2 原子力発電所 2-4 号炉、浜岡原子力発電所 3-4 号炉、柏崎刈羽原子力発電所 2-5 号炉、志賀原子力発電所 1 号炉、女川原子力発電所 2-3 号炉、東通原子力発電所 1 号炉の 13 基である[1]。今回の評価では、現在、原子力発電所の新規制基準適合性に係わる審査にかかっている東海第二原子力発電所を中心に適宜、BWR-5（改良標準型）他の情報を加えて、評価を行った。

原子炉、原子炉圧力容器、格納容器など主要構造、と冷却ポンプ、その他安全設備などの主要設備の概要を図 5.1.1- 1 に示す[2]。

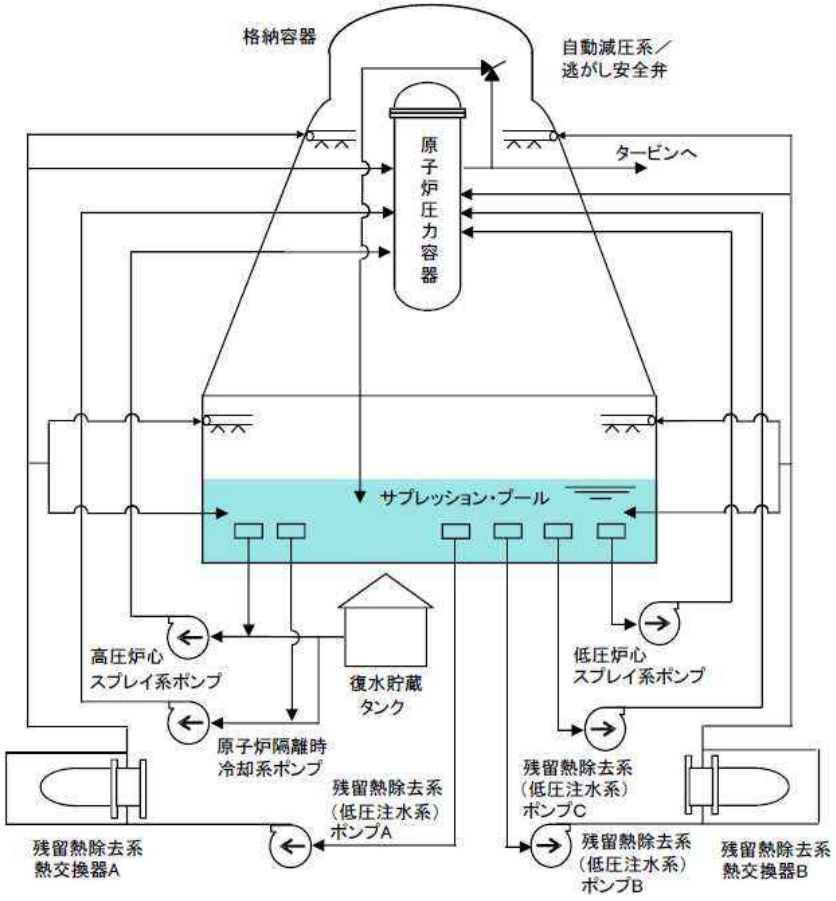


図 5.1.1-1　炉心冷却機能および格納容器冷却機能を有する系統（BWR-5）

原子炉設備･機器等の仕様（BWR-5）を表 5-1 に示す。また、BWR-5 の特徴となっている格納容器の主要仕様を表 5-2 に示す[2]。

表 5-1　原子炉設備･機器等の仕様（BWR-5）

原子炉型式	沸騰水型軽水炉（BWR-5）	
定格熱出力	3,293MW	
燃料集合体数	764体	
制御棒本数	185本	
原子炉圧力容器	胴部内径	約6.4m
	全　高	約23m
格納容器	型　式	圧力抑制形（Mark-Ⅱ）
	全　高	約48m
	直　径	ドライウェル 円錐フラスタム頂部直径 ：約10m ドライウェル ダイアフラム部直径 ：約25m サプレッション･チェンバ 円筒部直径 ：約26m
使用済燃料貯蔵能力	使用済燃料プール ：全炉心燃料の約290%相当分 使用済燃料乾式貯蔵設備 ：全炉心燃料の約190%相当分（17基設置済，7基設置予定）	
制御棒駆動系	185個（制御棒駆動機構，水圧制御ユニット）	
ほう酸水注入系	ポンプ台数：2台（うち1台は予備）	ポンプ容量：約9.78m^3/h
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数：1台	ポンプ容量：約1,440t/h
自動減圧系	弁 個 数 ：7個	弁 容 量 ：約360t/h/個（7.76MPa･dにおいて）
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数：1台	ポンプ容量：約1,440t/h
低圧注水系（残留熱除去系）	ポンプ台数：3台	ポンプ容量：約1,690m^3/h/台
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数：1台	ポンプ容量：　142m^3/h以上
非常用電源設備	非常用ディーゼル発電機：2台，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機：1台	

表 5-2　BWR-5 の格納容器の主要仕様

項目		仕様
型式		圧力抑制形 （Ｍａｒｋ－Ⅱ）
容積	ドライウェル空間部 （ベント管含む）	約 5,700m³
	サプレッション・チェンバ空間部	約 4,100m³
	サプレッション・プール水量	約 3,400m³
最高使用圧力	ドライウェル	0.31MPa［gage］
	サプレッション・チェンバ	0.31MPa［gage］
最高使用温度	ドライウェル	171℃
	サプレッション・チェンバ	104℃
限界圧力		0.62MPa［gage］ （最高使用圧力の 2 倍）
限界温度		200℃

主な冷却系設備、代替電源設備、その他安全系の設備を、表 5-3 に示す[2]。

表 5-3　系統説概要

系統設備	概要
制御棒及び制御棒駆動水圧系 （スクラム系）	原子炉緊急停止系　1 out of 2　×2 の論理回路 制御棒本数：185 本 スクラム排出容器：2 組
高圧炉心スプレイ系 （ＨＰＣＳ）	電動ポンプ台数：1 台 ポンプ容量：約 1,440t／h
原子炉隔離時冷却系 （ＲＣＩＣ）	タービン駆動ポンプ台数：1 台 ポンプ容量：約 142m^3／h
自動減圧系（ＡＤＳ）	弁個数：7 個 弁容量：約 360t／h／個（7.76MPa・d において）
低圧炉心スプレイ系 （ＬＰＣＳ）	電動ポンプ台数：1 台 ポンプ容量：約 1,440t／h
残留熱除去系（ＲＨＲ）	電動ポンプ台数：3 台，熱交換器台数：2 台 ・低圧注水系（ＬＰＣＩ）：3 系統 ・格納容器スプレイ冷却モード／ サプレッション・プール冷却モード：2 系統 ポンプ容量：約 1,690m^3／h／台
残留熱除去系海水系 （ＲＨＲＳ）	電動ポンプ台数：4 台 ポンプ容量：約 886m^3／h／台
非常用ディーゼル発電機海水系 （ＤＧＳＷ）	非常用ディーゼル発電機用：2 台 ポンプ容量：約 273m^3／h／台 ＨＰＣＳディーゼル発電機用：1 台 ポンプ容量：約 233m^3／h
非常用ディーゼル発電機 （ＤＧ）	非常用ディーゼル発電機台数：2 台 定格容量：約 6,500kVA／台 ＨＰＣＳディーゼル発電機台数：1 台 定格容量：約 3,500kVA
直流電源（ＤＣ）	所内蓄電池：2 組 容量：A－約 3,500Ah，B－約 2,500Ah ＨＰＣＳ系用蓄電池：1 組 容量：約 900Ah

5.1.2 評価対象としたマネージメントフロー

開発した評価ソフトの有効性を評価することを目的として、沸騰水型原子炉(BWR-5)発電所に対する経年化プラントの総合的な評価を実施した。対象とする損傷パターンとしては、昨年度と同様に全電源喪失を選定し、解析対象とするマネージメントフローを図 5.1.2-1 のように規定して、試計算を行った。本マネージメントフローをどのようなプロセスで決めたか、そのための情報を如何に入手したかは，以下の項に示すことにする。

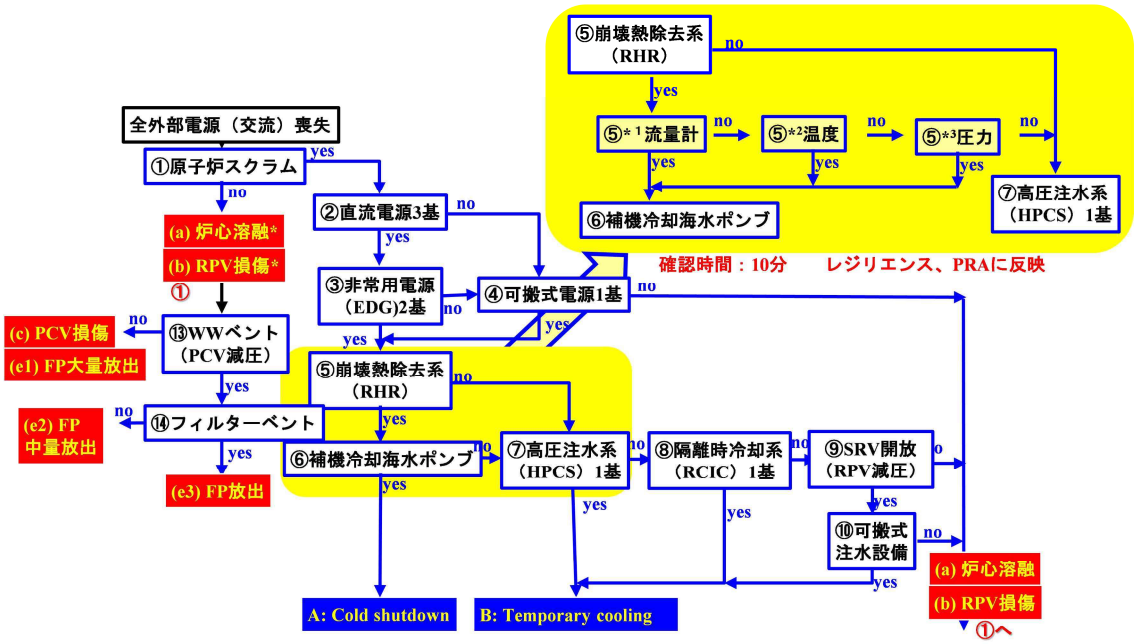


図 5.1.2-1　BWR5 における全電源喪失時のマネージメントフロー

本章の以下の評価においては、レジリエンス評価および PRA 評価共に、図 5.1.2-1 のマネージメントフローに沿って実施した。また、レジリエンス評価のための各機器の起動及び起動確認のための所要時間、故障率、機能充足率及び地震他の外力に対するしきい値などを表 5-4 に示す値に設定した。

表 5-4　BWR-5 における全電源喪失時のマネージメントフロー（主要入力データ）

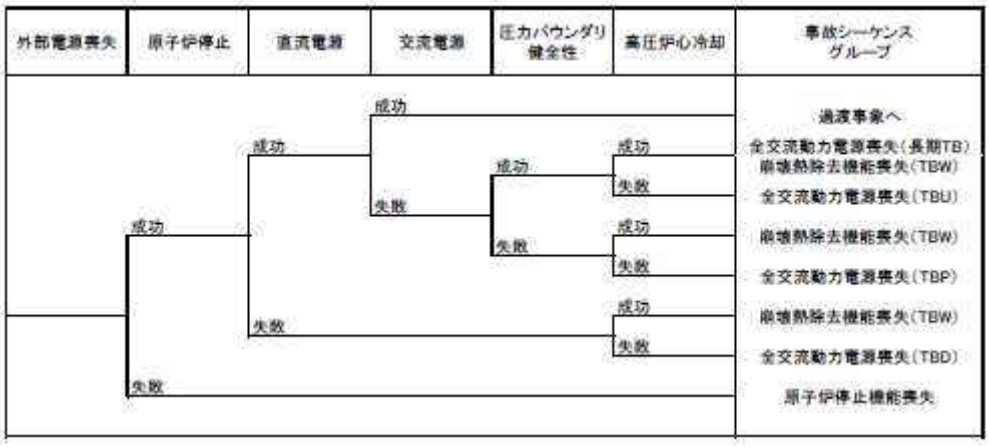
No.	設備、操作	基数	機能充足率		所要時間 (min)	成立性確認時間 (min)	外力レベル Ss:901gal			機能充足率						経年劣化
				no			C1	C2	C2	L1	L2	L3	故障率*			
	外部電源喪失															
①	原子炉スクラム系	200	10/10	(a)、(b)	1	10	5.4	5.4	5.4	1	0	0	3.00E-08	CR挿入失敗	p.60	
②	WWベント（PCV減圧）	1	1/1	(c)、(d)	10	60	5.4	5.4	5.4	1	0	0	1.20E-06	安全弁開失敗	p.63	
③	フィルターベント	1	1/1	(d)	10	60	5.4	5.4	5.4	1	0	0	5.30E-07	手動弁開失敗	p.63	
④	直流電源	3	3/3	⑥	10	40	2.1	4.6	7	3	2	1	5.90E-07	電池機能喪失	p.64	
⑤	非常用電源（EGD）	3	3/3	⑥	10	80	2.1	4.6	7	3	2	1	8.00E-06	DG起動失敗	p.63	○
⑥	可搬式電源	1	1/1	(a)、(b)、⑪手動	60	60	22	22	22	1	0	0	1.90E-03	前回解析例		
⑦	崩壊熱除去系（RHR）	2	2/2	⑨	1	90	1.1	2.9	2.9	2	1	0	3.80E-06	待機純粋pump	p.63	○
⑧	補機冷却海水ポンプ	2	2/2	⑨	1	90	1.1	2.9	2.9	2	1	0	2.60E-06	待機海水pump	p.63	○
⑨	高圧注水系（HPCS）	1	1/1	⑩	1	90	5.4	5.4	5.4	1	0	0	3.80E-06	待機純粋pump	p.63	○
⑩	隔離時冷却系（RCIC）	1	1/1	⑪	1	30	5.4	5.4	5.4	1	0	0	3.80E-06	待機純粋pump	p.63	○
⑪	SRV開放（RPV減圧）	2	2/2	(a)、(b)	30	30	1.1	2.9	2.9	2	1	0	7.70E-06	逃がし安全弁	p.64	○
⑫	可搬式注水設備	1	1/1	(a)、(b)	60	300	22	22	22	1	0	0	4.30E-06	前回解析例		
	フィルターベント			合計時間	3.25	15.67							* JANSI-SPE-01より			
	黒字：東海 -2号機適合申請書記載					青字：柏崎刈羽 -6.7号機適合申請書記載										
						赤字：解析者が設定										
						全体として24時間の成立性確認が重要										

以下、マネージメントフローを定めた経緯および評価のための定数、特にレジリエンス評価のための各機器の起動及び起動確認のための所要時間、故障率、機能充足率及び地震他の外力に対するしきい値などを設定した根拠について示す。

5.1.3　BWR-5 の新基準対応申請書から見たマネージメントフロー

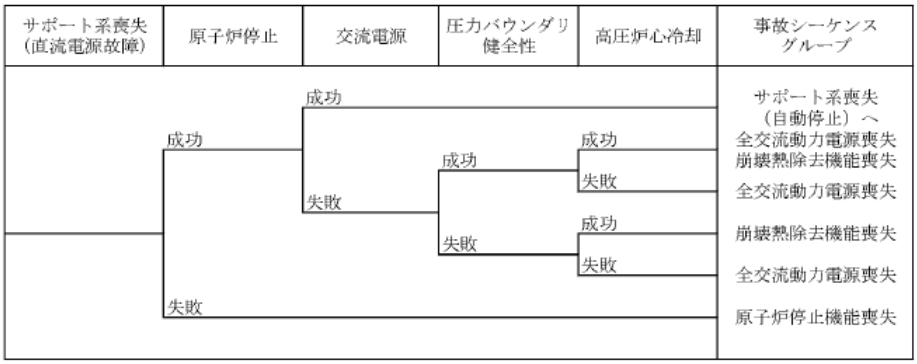
BWR-5 の新基準対応申請書に見られる外部電源喪失のイベントツリーを表 5-5 に示す[2]。

表 5-5　外部電源喪失のイベントツリー



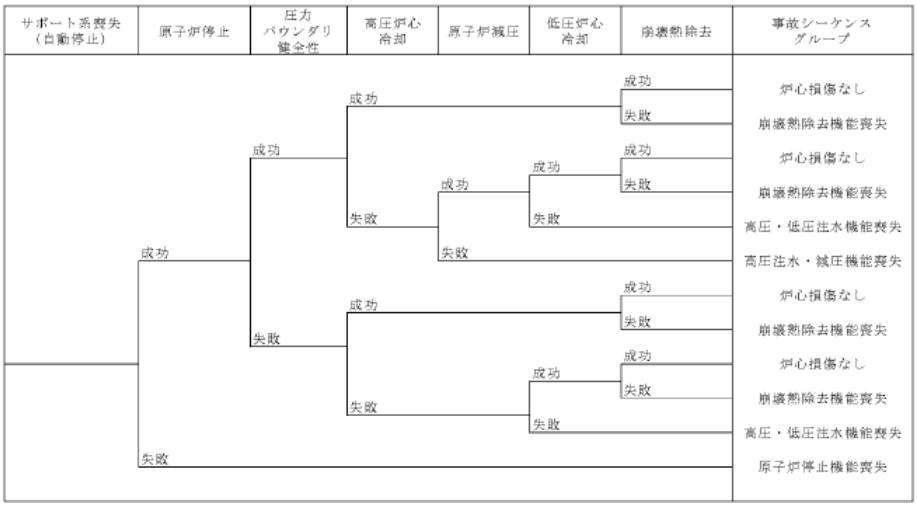
また、外部電源喪失に引き続き生じるサポート系喪失(直流電源喪失)についてのイベントツリーを表 5-6 に示す[2]。

表 5-6　サポート系喪失（直流電源喪失）に対するイベントツリー



また、サポート系喪失(自動停止系喪失)についてのイベントツリーを表 5-7 に示す[2]。本イベントツリーは非常に単純に構成されており、外部電源喪失の影響を評価するためには必ずしも十分ではないとは考えられる。

表 5-7　サポート系喪失（自動停止喪失）に対するイベントツリー



全電源喪失はこういったイベントツリーを組み合わせて､各種重大事故防止対策を加味して作成する必要があるが、残念ながら原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査資料には、本評価にふさわしいマネージメントフローを見出すことができなかった。このため、図 5.1.3-1 に示す昨年度の PWR における全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））のマネージメントフローを参考に、新規制基準適合性に係る審査資料から重要な情報を抜き出し、先の図 5.1.2-1 に示したマネージメントフローを作成した[2]。

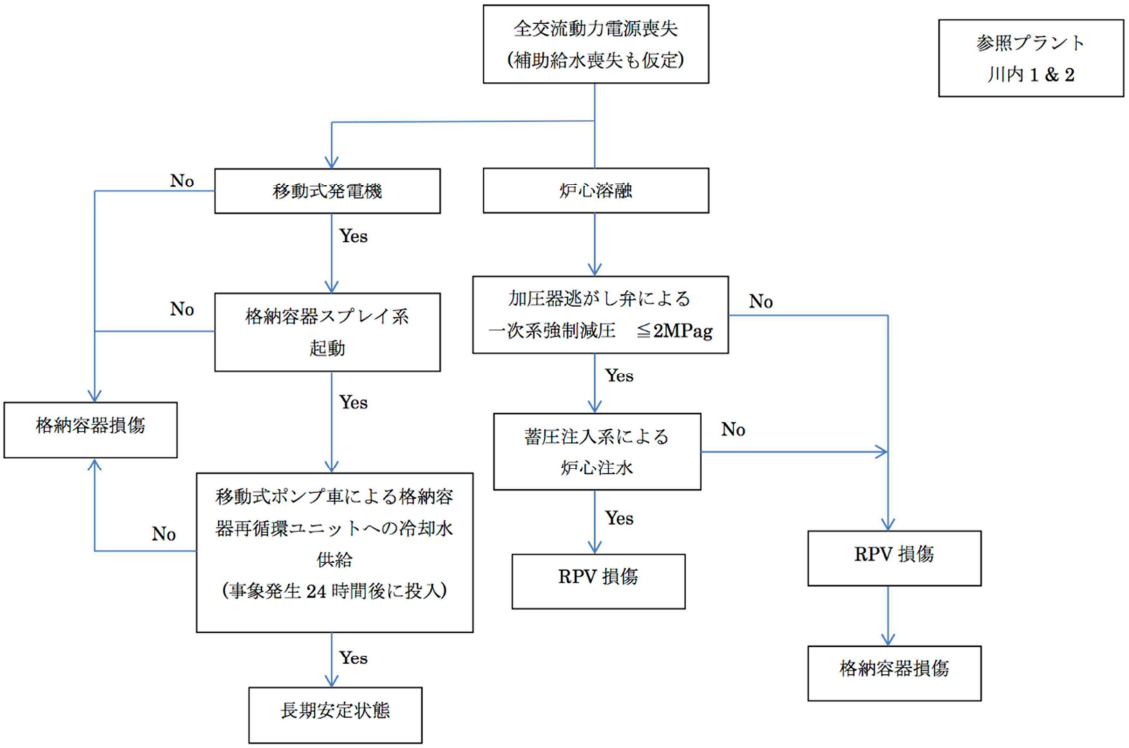


図 5.1.3-1　「PWR の全交流動力電源喪失（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））」マネージメントフロー

昨年度の PWR の全電源喪失の評価の場合のマネージメントフローは、BWR の外部電源喪失のイベントツリーに比べると若干詳細になっているが、外部電源喪失が最初の起因事象であるが、それに続く非常用電源喪失を含めた解析には、表 5-5～表 5-7 のイベントツリーでは十分とはいえないと考え、PWR の全電源喪失の評価の場合のマネージメントフローを参考に、福島第一発電所での事故進展事象も考慮して、必要機器系統を追加していった。

5.1.4　外部電源トリップ時の対応

外部電源喪失時には、通常所内の主発電機からの電源が利用されるが、地震等による原子炉スクラム等、何らかの理由で先に所内電源からの電力供給が停止していた場合に、外部電源が喪失した場合には、非常用 DG が自動起動する。ただし，非常用 DG の起動にはその起動のための直流電源が必要で、通常時には外部電鍵に接続されているが、予備充電器および蓄電池を備えており，外部電源が喪失した場合には、これら予備充電器あるいは蓄電池から直流電源が供給される[1]。全電源喪失では、外部電源の喪失に続いて、非常用電源（DG）の喪失を念頭にマネージメントフローを作成する必要があるが、図 5.1.2-1 では，一応直流電源、非常用電源についても記載した。

BWR-5 の新基準対応申請書類[2]には、表 5-8 に示す事故シーケンスグループの分析結果（全

交流動力電源喪失）が示されている。それによると、全交流動力電源送出に対応した事故シーケンスを以下の 7 つに分類している。

(1)外部電源喪失＋DG 失敗＋HPCS 失敗(RCIC 成功)

主要なカットセット：
①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞
②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損
③外部電源喪失+DG-2C/2D 運転継続失敗共有要因故障
＋HPCS-DG 運転継続失敗

(2)外部電源喪失＋DG 失敗＋高圧炉心冷却失敗

主要なカットセット：
①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+RCIC ポンプ起動失敗
②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損
+RCIC メンテナンスによる待機除外
③外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損
+RCIC 流量制御部故障

(3)外部電源喪失＋DG 失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗

主要なカットセット：
①外部電源喪失+軽油貯蔵タンク閉塞+逃がし安全弁閉鎖失敗
②外部電源喪失+軽油貯蔵タンク破損+逃がし安全弁閉鎖失敗
③外部電源喪失+DG-2C/2D 運転継続失敗共有要因故障
＋HPCS-DG 運転継続失敗

(4)外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗

主要なカットセット：
①外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障
+HPCS-DG 運転継続失敗
②外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障
＋HPCS-DG 起動失敗
③外部電源喪失+蓄電池-A/B 給電失敗共通要因故障
＋HPCS-DG メンテナンスによる待機除外

(5)サポート系喪失（直流電源故障）＋DG 失敗＋HPCS 失敗(RCIC 成功)

主要なカットセット：
①直流電源故障（区分 II）+軽油貯蔵タンク閉塞
②直流電源喪失（区分 II）+DG-2C 運転継続失敗
＋HPCS-DG 起動失敗
③直流電源喪失（区分 II）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋HPCS-DG 起動失敗
④直流電源喪失（区分 II）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋HPCS-DG 運転継続失敗

(6)サポート系喪失（直流電源故障）＋DG 失敗＋高圧炉心冷却失敗

主要なカットセット：
①直流電源故障（区分 I）+軽油貯蔵タンク閉塞
②直流電源喪失（区分 I）+DG-2C 運転継続失敗

＋HPCS-DG 起動失敗
③直流電源喪失（区分 I）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋HPCS-DG 起動失敗
④直流電源喪失（区分 I）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋HPCS-DG 運転継続失敗

(7)サポート系喪失（直流電源故障）＋DG 失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗
＋高圧炉心冷却失敗
主要なカットセット：　①直流電源故障（区分 I）+軽油貯蔵タンク閉塞
＋逃がし安全弁再閉鎖失敗
②直流電源喪失（区分 II）+軽油貯蔵タンク閉塞
＋逃がし安全弁再閉鎖失敗
＋HPCS-DG 起動失敗
③直流電源喪失（区分 I）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋逃がし安全弁再閉鎖失敗+ HPCS-DG 起動失敗
④直流電源喪失（区分 II）+DG-2C/2D 運転継続失敗
＋逃がし安全弁再閉鎖失敗+ HPCS-DG 起動失敗

表 5-8　事故シーケンスグループの分析結果（全交流動力電源喪失）

事故シーケンス		炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合※1	主要なカットセット（上位3位）	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合※2
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 ＋ＤＧ失敗 ＋ＨＰＣＳ失敗 （ＲＣＩＣ成功）	5.7E-08	59.1%	①外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク閉塞	4.8E-08	84.7%
				②外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク破損	3.2E-09	5.6%
				③外部電源喪失 ＋ＤＧ－２Ｃ／２Ｄ運転継続失敗共通要因故障 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	4.6E-10	0.8%
	外部電源喪失 ＋ＤＧ失敗 ＋高圧炉心冷却失敗	2.0E-10	0.2%	①外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋ＲＣＩＣポンプ起動失敗	7.1E-11	36.2%
				②外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋ＲＣＩＣメンテナンスによる待機除外	4.6E-11	23.5%
				③外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋ＲＣＩＣ流量制御器故障	7.7E-12	3.9%
	外部電源喪失 ＋ＤＧ失敗 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ＋高圧炉心冷却失敗	3.0E-10	0.3%	①外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	2.5E-10	84.2%
				②外部電源喪失 ＋軽油貯蔵タンク破損 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	5.6%
				③外部電源喪失 ＋ＤＧ－２Ｃ／２Ｄ運転継続失敗共通要因故障 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	2.4E-12	0.8%
	外部電源喪失 ＋直流電源失敗 ＋高圧炉心冷却失敗	5.7E-12	＜0.1%	①外部電源喪失 ＋蓄電池－Ａ／Ｂ給電失敗共通要因故障 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	1.6E-12	27.7%
				②外部電源喪失 ＋蓄電池－Ａ／Ｂ給電失敗共通要因故障 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ起動失敗	1.1E-12	18.8%
				③外部電源喪失 ＋蓄電池－Ａ／Ｂ給電失敗共通要因故障 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧメンテナンスによる待機除外	6.8E-13	12.0%
	サポート系喪失（直流電源故障） ＋ＤＧ失敗 ＋ＨＰＣＳ失敗 （ＲＣＩＣ成功）	1.9E-08	20.0%	①直流電源故障（区分Ⅱ） ＋軽油貯蔵タンク閉塞	3.2E-09	16.7%
				②直流電源故障（区分Ⅱ） ＋ＤＧ－２Ｃ運転継続失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	1.4E-09	7.5%
				③直流電源故障（区分Ⅱ） ＋ＤＧ－２Ｃ運転継続失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ起動失敗	9.8E-10	5.1%
				③直流電源故障（区分Ⅱ） ＋ＤＧ－２Ｃ起動失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	9.8E-10	5.1%
	サポート系喪失（直流電源故障） ＋ＤＧ失敗 ＋高圧炉心冷却失敗	1.9E-08	20.2%	①直流電源故障（区分Ⅰ） ＋軽油貯蔵タンク閉塞	3.2E-09	16.6%
				②直流電源故障（区分Ⅰ） ＋ＤＧ－２Ｄ運転継続失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	1.4E-09	7.5%
				③直流電源故障（区分Ⅰ） ＋ＤＧ－２Ｄ運転継続失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ起動失敗	9.8E-10	5.1%
				③直流電源故障（区分Ⅰ） ＋ＤＧ－２Ｄ起動失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	9.8E-10	5.1%
	サポート系喪失（直流電源故障） ＋ＤＧ失敗 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ＋高圧炉心冷却失敗	2.1E-10	0.2%	①直流電源故障（区分Ⅰ） ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	7.9%
				①直流電源故障（区分Ⅱ） ＋軽油貯蔵タンク閉塞 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	1.7E-11	7.9%
				③直流電源故障（区分Ⅰ） ＋ＤＧ－２Ｄ運転継続失敗 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	7.6E-12	3.6%
				③直流電源故障（区分Ⅱ） ＋ＤＧ－２Ｃ運転継続失敗 ＋逃がし安全弁再閉鎖失敗 ＋ＨＰＣＳ－ＤＧ運転継続失敗	7.6E-12	3.6%

※1：事故シーケンスグループに対する寄与割合　※2：事故シーケンスに対する寄与割合

非常用電源機能喪失の場合には、すべての電源は可搬式電源に頼らざるを得ない。BWR-5の新基準対応申請書類には可搬式電源の記載は、図 5.1.4-1 のように記載されている[3]。

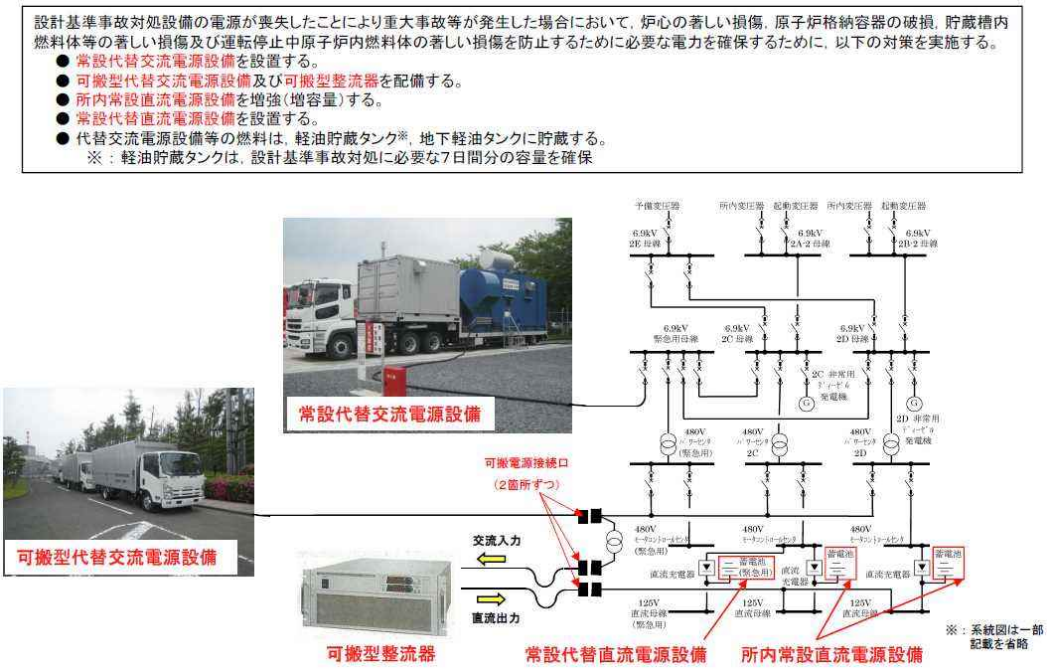


図 5.1.4-1　代替電源設備

また、可搬式設備の保管についても、図 5.1.4-2 のように、触れられている。



図 5.1.4-2　可搬型重大事故等対処設備の保管場所等

26 年度の PWR における全交流動力電源喪失の評価でも、可搬式電源の評価、解析が行われている。このため、27 年度の評価でも、可搬式電源を取り入れることにした。プラントに

おいて可搬式電源を使用しない場合には、この機能充足率をゼロとし、所要時間、成立性確認時間をすべてゼロとする。

２）非常用電源およびその他非常用設備の機能

表 5-9～表 5-13 に主要設備に求められる機能を示す[4]。非常用電源交流及び直流電源からの電力供給機能については、それぞれ独立性を確保した 3 および 2 系統が設置され、24 時間以上の長時間使用を設定している。また、非常用電源交流及び直流電源についても、設備の独立性と 24 時間以上の長時間使用を設定している。逃がし安全弁の作動のための圧縮空気供給機能については、すべての便にアキュムレータを設置し、多重性と独立性を確保している。いずれも、24 時間以上の長時間使用が可能である。

表 5-9　非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能

No.	13	
安全機能	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用電源系（交流）	
多重性又は多様性	有	非常用電源系（交流）は3区分設置しており，多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。 (2)非常用所内電源設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわない設計とする。 (3)非常用所内電源設備は，異なる区分間を接続する電路には複数のしゃ断器を設置しており，電気事故が発生した場合でも確実に電気的な分離ができるよう設計されている。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第13-1図　非常用所内電源設備	

表 5-10　非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能

No.	14	
安全機能	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	
系統・機器	非常用所内電源系（直流電源系統）	
多重性又は多様性	有	非常用所内電源系（直流電源系統）の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ3区分，2区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。 (2)非常用所内電源系（直流電源系統）は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)非常用所内電源系（直流電源系統）は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第14-1図　非常用所内電源設備（直流電源系）	

表 5-11　非常用交流電源機能

No.	15	
安全機能	非常用の交流電源機能	
系統・機器	ディーゼル発電機設備	
多重性又は多様性	有	ディーゼル発電機設備は非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台の，計3台設置している。 また，各々のディーゼル発電機には専用のサポート系（潤滑油系，冷却水系及び燃料移送系）を設置しており，多重性を有している。 現有設備では，軽油貯蔵タンクが1基であり，単一設計となっている。しかし，今回の申請にて軽油貯蔵タンクは2基に変更し，多重性を有する設計とする。
独立性	有	(1)ディーゼル発電機設備は，原子炉建屋附属棟内に設置しており，原子炉建屋附属棟内の環境条件において，健全に動作するよう設計している。 (2)ディーゼル発電機設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)電源，補機冷却系はそれぞれ区分が異なる系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）から供給されている。 (4)軽油貯蔵タンクは，耐震Ｓクラス設備として設計するとともに，独立性を有する設計とする。 上記(1)～(4)により，共通要因又は従属要因によって全ての系統又は機器の機能を同時に喪失させないものとしていることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は24時間以上の長期間。
系統概略図	第15-1図　ディーゼル発電機設備燃料輸送系 第15-2-1図　ディーゼル発電機設備（２Ｃ） 第15-2-2図　ディーゼル発電機設備（２Ｄ） 第15-2-3図　ディーゼル発電機設備（ＨＰＣＳ） 第15-3図　ディーゼル室換気系	

表 5-12　非常用直流電源機能

No.	16	
安全機能	非常用の直流電源機能	
系統・機器	直流電源設備	
多重性又は多様性	有	直流電源設備の非常用所内電源，中性子モニタ用はそれぞれ 3 区分，2 区分設置しており，それぞれ多重性を有している。
独立性	有	(1)直流電源設備は，いずれも二次格納施設外の環境条件において健全に動作するよう設計されている。 (2)直流電源設備は，いずれも耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，系統分離を図るとともに，溢水，火災の影響軽減対策等を実施することにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)直流電源設備は，それぞれ異なるエリアに分散して配置している。また，電路においても物理的に分離が図られている。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって多重性を有する系統が同時にその機能を失わないよう設計していることから，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	使用期間は 24 時間以上の長期間。
系統概略図	第 16-1 図　非常用所内電源設備（直流電源系）	

表 5-13　圧縮空気供給機能

No.	21	
安全機能	圧縮空気供給機能	
系統・機器	逃がし安全弁［18 個］及び自動減圧機能［7 個］のアキュムレータ並びに主蒸気隔離弁［8 個］のアキュムレータ	
多重性又は多様性	有	逃がし安全弁のアキュムレータは 18 個の弁それぞれに設置されており，このうち 7 個の弁には自動減圧系のアキュムレータも別途設置されている。 また，主蒸気隔離弁のアキュムレータについても 8 個の弁それぞれに設置されている。 上記のとおり，弁そのものが多重性を有しており，それぞれ個別にアキュムレータを有していることから，アキュムレータについても多重性を有している。
独立性	有	(1)逃がし安全弁，自動減圧機能，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時において健全に動作するよう設計している。 (2)逃がし安全弁，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，耐震Ｓクラス設備として設計している。また，溢水，火災については，それぞれの配管における隔離弁の位置的分散を図ることにより，安全機能を損なわないよう設計する。 (3)逃がし安全弁，主蒸気隔離弁のアキュムレータは，それぞれの弁に設置し，4 本の主蒸気配管に分散して配置する設計としている。 サポート系についても，逃がし安全弁(自動減圧系)，主蒸気隔離弁の電源については 2 区分から供給しており，1 区分の故障によっても機能に影響を及ぼさないよう設計している。 上記(1)～(3)により，共通要因又は従属要因によって当該機能を同時に喪失させない設計としており，独立性を有している。
長期間にわたる要求	有	逃がし安全弁及び自動減圧機能のアキュムレータの使用期間は 24 時間以上の長期間。 主蒸気隔離弁のアキュムレータの使用期間は主蒸気隔離弁が閉止するまでであり，24 時間未満の短期間。
系統概略図	第 21-1 図　逃がし安全弁／自動減圧系 第 21-2 図　主蒸気隔離弁	

5.1.5 深層防護レベル４対応のマネージメントフロー

１) 経年プラントの深層防護レベル 4 層からの SA 対策の分析

新規制基準では、重大事故対策の有効性評価における基本的要求事項として、以下を示している[2]。

- 炉心損傷防止対策に係る有効性評価 : 原子炉設置者は、炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。
- 格納容器破損防止対策に係る有効性評価 : 原子炉設置者は、炉心の著しい損傷に伴って発生するおそれのある格納容器破損モードを想定し、格納容器が破損に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

そして、炉心損傷防止対策と格納容器破損防止のそれぞれの有効性評価の詳細として、以下を示している。

・ 炉心損傷防止対策に係る有効性評価

原子力規制委員会は、PWR と BWR それぞれに対して、必ず有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループを指定している。その事故シーケンスグループを表 5-14　原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループに示す。BWR は 7 事故シーケンスグループ、PWR は 8 事故シーケンスグループが指定されている。

表 5-14　原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

BWR	PWR
● 高圧・低圧注水機能喪失 ● 高圧注水・減圧機能喪失 ● 全交流電源喪失 ● 崩壊熱除去機能喪失 ● 原子炉停止機能喪失 ● LOCA 時注水機能喪失 ● 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA)	● ２次系からの除熱機能喪失 ● 全交流電源喪失 ● 原子炉補機冷却水系機能喪失 ● 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）

これらの事故シーケンスグループに加え、個別プラントに対して実施した内的事象 PRA および外的事象 PRA（または、それらに代替する評価）の結果に基づき、表 5-8 に示した事故シーケンスグループ以外の事故シーケンスグループが抽出された場合には、それらを有効性評価の対象として追加することを求めている。
SA 対策の経年変化の影響がプラントの深層防護レベル４層の安全裕度に及ぼす影響の感度解析を行い経年プラントの観点から注目すべき SA 対策を抽出する。

・ 格納容器破損防止対策に係る有効性評価

原子力規制委員会は、必ず有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードを指定している。

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）
② 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
③ 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用
④ 水素燃焼
⑤ 格納容器直接接触（シェルアタック）
⑥ 溶融炉心・コンクリート相互作用

これらの格納容器破損モードに加え、個別プラントに対して実施した内的事象 PRA および外的事象 PRA（または、それらに代替する評価）の結果に基づき、上記に示した事格納容器破損モード以外の格納容器破損モードが抽出された場合には、それらを有効性評価の対象として追加することを求めている。

このように、原子力規制委員会は重大事故対策の有効性について、事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードの観点から捉えていることを踏まえると、深層防護レベル 4 層の安全裕度を評価する観点からは、それぞれの事故シーケンスグループおよび格納容器破損モードの観点から対策を抽出することが、事業目的に合致していると考えられる。

２) SA 対策設備

新規制適合審査における SA 対策の有効性評価では、SA 対策を 3 種類に分類して評価する。

① 常設設備
② 可搬設備［適切な保全活動で、本影響は無視可。既設設備との接続点以降は評価要］
③ 計装設備

SA 対策の経年変化がレベル４の安全裕度に及ぼす影響評価指標は以下を満たす必要がある

・ 機器レベル、部位レベル（あるいは故障モードレベル）での把握が可能
・ 計装設備を取り扱えること

新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容を表 5-15～表 5-17 に示す[4]。このうち、表 5-15 が炉心損傷防止対策に係る要求事項、表 5-16 が格納容器破損防止対策に係る要求事項、そして表 5-17 がその他の要求事項である。

表 5-15　新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容（１）

項　目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
炉心損傷防止対策	緊急停止失敗時に未臨界にするための設備	代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及びほう酸水注入系により，原子炉の緊急停止に失敗した場合でも原子炉を未臨界に維持する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備	常設代替直流電源設備等から原子炉隔離時冷却系への給電により，直流電源系統が使用できない場合でも，原子炉冷却機能を維持する。また，新たに高圧代替注水系を設置することで，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の冷却機能を強化する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	過渡事象発生時に主蒸気逃がし安全弁を自動で作動させるロジックを設けることにより，原子炉減圧機能を強化する。また，常設代替直流電源設備からの給電及び予備窒素ボンベの配備により，主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧機能を維持する。
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に冷却するための設備	常設低圧代替注水ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ等による原子炉注水手段の確立により，既存の炉心注水設備等が機能喪失した場合でも，原子炉冷却機能を維持する。
	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	可搬型代替注水中型ポンプ及び残留熱除去系海水系への接続口の設置等により，既存の海水ポンプが機能喪失した場合でも，最終ヒートシンクの機能を維持する。

表 5-16　新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容（２）

項　目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	代替格納容器スプレイ系（常設及び可搬型）により，残留熱除去系の格納容器スプレイ機能が喪失した場合でも，格納容器内雰囲気の冷却・減圧・放射性物質の低減機能を維持する。
	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	格納容器圧力逃がし装置により，格納容器内の圧力及び温度を低下させることで，残留熱除去系が機能喪失した場合でも，格納容器の過圧破損を防止する。
	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	格納容器下部注水系（常設及び可搬型）により，格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	格納容器内の不活性化，水素濃度計による格納容器内水素濃度の監視及び格納容器圧力逃がし装置による水素ガスの格納容器外への排出により，格納容器内の水素爆発を防止する。
放射性物質の拡散防止・抑制対策	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	原子炉建屋6階に設置する静的触媒式水素再結合器，格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）及び原子炉建屋内の水素濃度計により，原子炉建屋等の水素爆発を防止する。
	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	代替燃料プール注水系（常設及び可搬型），使用済燃料プールの状態監視設備（水位，水温，空間線量率）により，使用済燃料プールの冷却，遮へい，未臨界確保機能を維持する。
	放射性物質の拡散を抑制するための設備	可搬型放水設備により，格納容器や使用済燃料プールが破損した場合でも，放射性物質の放出を抑制する。また，汚濁防止膜により，放射性物質を含む水の海洋への拡散を抑制する。

表 5-17　新規制基準に対する原子炉設置変更許可申請書の内容（３）

項　目	要求事項の内容	原子炉設置変更許可申請書の内容
その他の設備	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	複数の代替淡水源の使用手順の整備や，代替水源として海水を活用する手順の整備等により，水供給機能を維持する。
	電源設備	常設代替高圧電源装置や可搬型代替低圧電源車を活用した交流電源の確保，所内常設直流電源設備を活用した直流電源の確保等により，電源供給機能を維持する。
	計装設備	主要パラメータの推定手段（代替パラメータ等）の整備により，計測設備が機能喪失した場合でも，プラントパラメータの把握機能を維持する。
	中央制御室	中央制御室（既設）の遮へいや換気空調設備により，制御室の機能（居住性）を維持する。
	監視測定設備	可搬型測定器等により，既存のモニタリング設備が機能喪失した場合でも，放射線量率等の監視機能を維持する。
	緊急時対策所	緊急時対策所の耐震性，遮へい設計，換気空調設備等により，重大事故発生時でも緊急時対策所の機能（居住性）を維持する。
	通信連絡を行うために必要な設備	衛星電話，統合原子力防災ネットワーク等により，通信連絡機能を維持する。
	可搬型重大事故等対処設備の保管場所等	地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管する。

(1) 炉心損傷防止対策に係わる設備

表 5-15 に示した炉心損傷防止対策に係わる設備 5 項目の概要を以下の①-⑤に示す。

① 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備

図 5.1.5-1 に原子炉冷却水圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備の概要を示す。

運転時の異常な過渡変化時において，原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても原子炉を未臨界に移行するため，以下の対策を実施する。

- 代替制御棒挿入機能
  - ➢ 原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による制御棒の自動挿入
  - ➢ 制御棒挿入手動スイッチによる作動
- 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
  - ➢ 原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下の信号による原子炉再循環ポンプの自動停止
- ほう酸水注入系
  - ➢ ほう酸水注入手動スイッチによる作動

【代替制御棒挿入機能及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能】

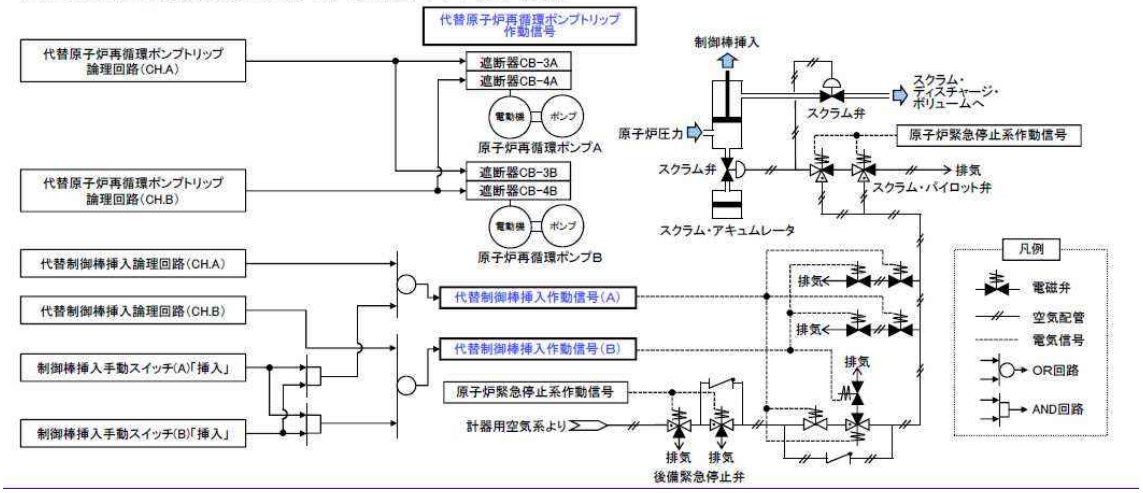


図 5.1.5-1　緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備

② 原子炉冷却水圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備

図 5.1.5-2 に原子炉冷却水圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備の概要を示す。

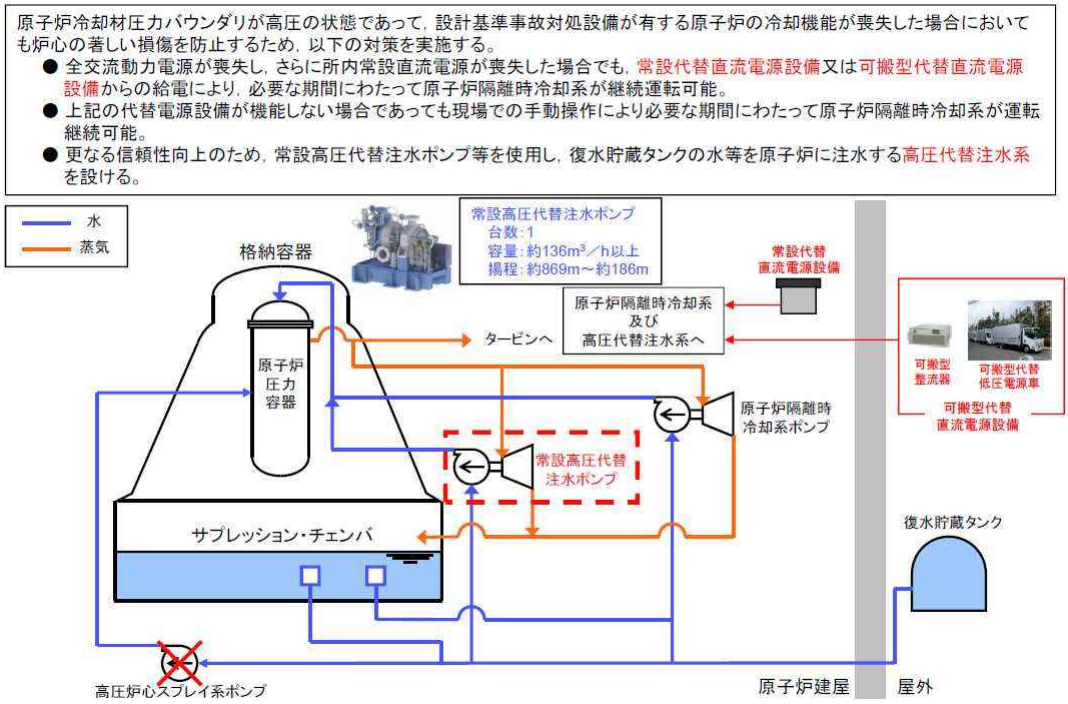


図 5.1.5-2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備

③ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

図 5.1.5-3 に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の概要を示す。

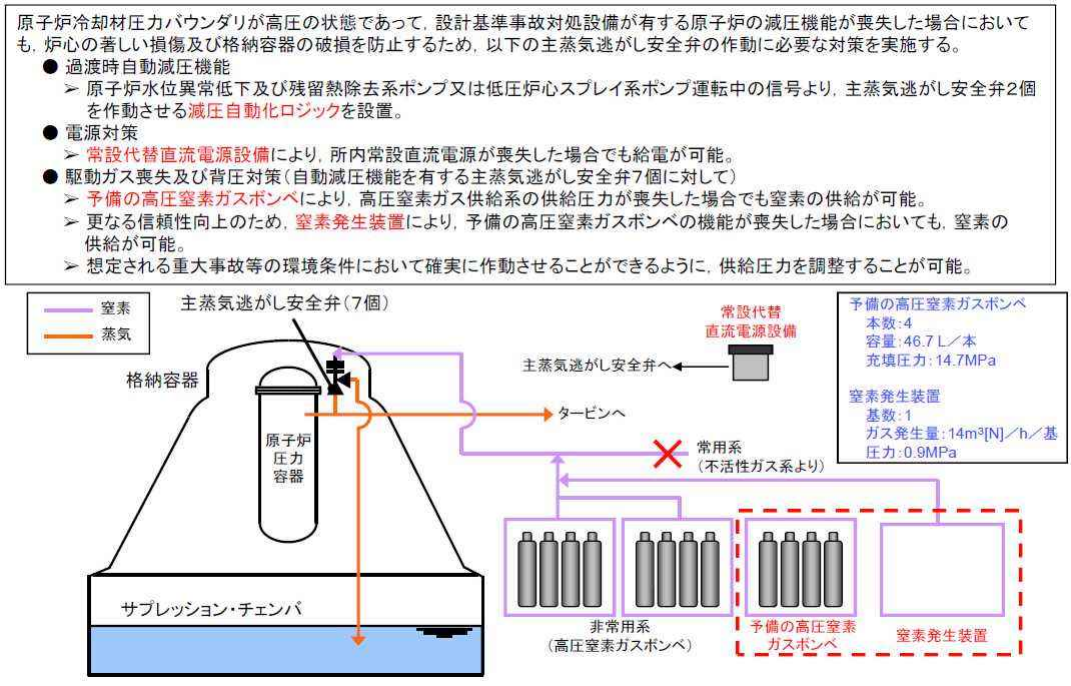


図 5.1.5-3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

図 5.1.5-4 に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の概要を示す。

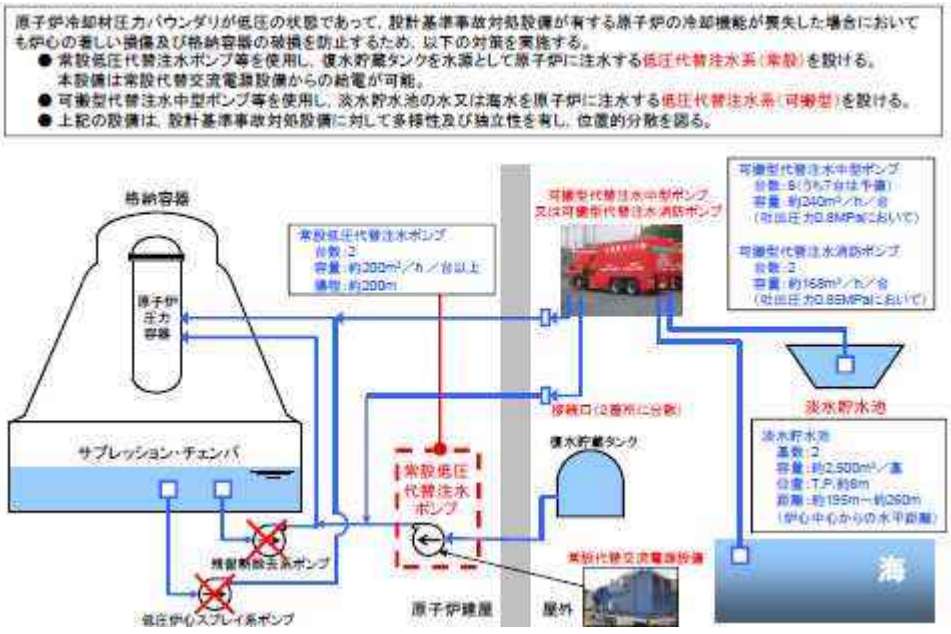


図 5.1.5-4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

⑤ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

図 5.1.5-5 に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の概要を示す。

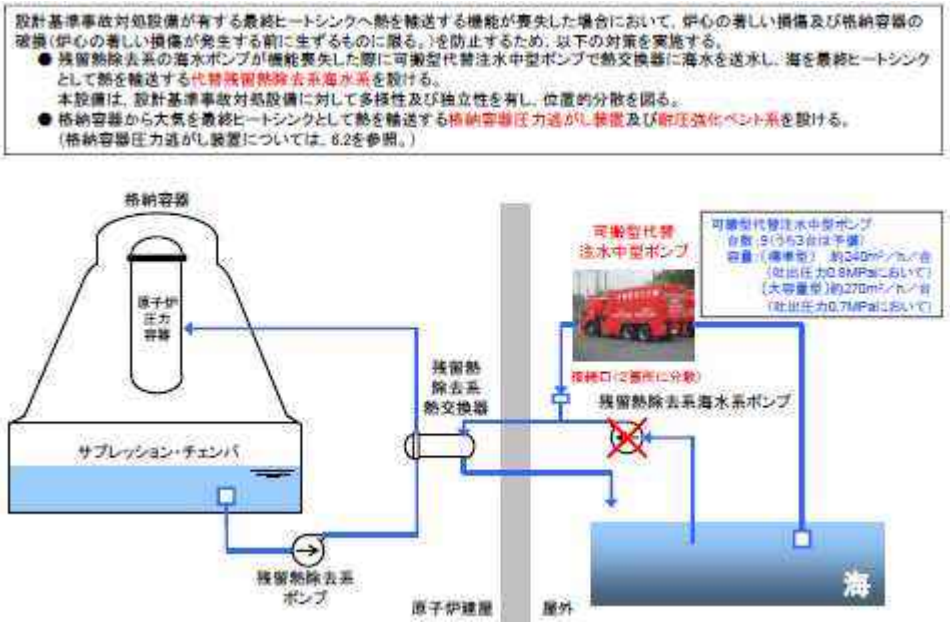


図 5.1.5-5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

東海 2 号炉について行われた炉心損傷防止対策の有効性評価の結果を表 5-18 に示す[3]。

表 5-18　炉心損傷防止対策の有効性評価

事故シーケンスグループ		解析コード	重要事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策	評価結果の概要※
高圧・低圧注水機能喪失		SAFER MAAP	給水流量の全喪失 ＋高圧注水失敗 ＋低圧注水失敗	・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系	・燃料被覆管最高温度： 約860℃（1200℃） 【原子炉停止機能喪失】 ・燃料被覆管の酸化量： 1%以下（15%） 【原子炉停止機能喪失】 ・原子炉圧力： 約8.4MPa[gage] （10.34MPa[gage] （最高使用圧力の1.2倍）） 【原子炉停止機能喪失】 ・格納容器最高圧力： 約0.32MPa[gage] （0.62MPa[gage]（限界圧力）） 【LOCA時注水機能喪失】 ・格納容器最高温度： 約170℃（200℃（限界温度）） 【全交流動力電源喪失】 ・非居住区域境界外の実効線量： ○格納容器圧力逃がし装置 約0.12mSv（5mSv） ○耐圧強化ベント 約0.10mSv（5mSv） 【全交流動力電源喪失】
高圧注水・減圧機能喪失		SAFER MAAP	給水流量の全喪失 ＋高圧注水失敗 ＋原子炉手動減圧失敗	・過渡時自動減圧回路 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧注水系 ・残留熱除去系	
全交流動力電源喪失		SAFER MAAP	外部電源喪失 ＋非常用所内電源喪失 ＋原子炉隔離時冷却系による注水継続	・原子炉隔離時冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系（常設） ・残留熱除去系及び代替残留熱除去系海水系	
崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 ＋取水機能喪失 ＋全交流動力電源喪失	・原子炉隔離時冷却系 ・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・残留熱除去系及び代替残留熱除去系海水系	
	残留熱除去系故障	SAFER MAAP	給水流量の全喪失 ＋残留熱除去系機能喪失	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系	
原子炉停止機能喪失		REDY SCAT	主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋スクラム失敗	・代替原子炉再循環ポンプトリップ回路 ・ほう酸水注入系 ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系	
LOCA時注水機能喪失		SAFER MAAP	中小破断LOCA ＋ECCS機能喪失	・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系	
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）		SAFER	残留熱除去系配管破断	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系	

(2) 格納容器破損防止対策に係わる有効性評価

表 5-16 に示した格納容器破損防止対策に係わる設備 4 項目の概要を以下の①-④に示す。

① 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

図 5.1.5-6 に原子炉格納容器内の冷却等のための設備の概要を示す。

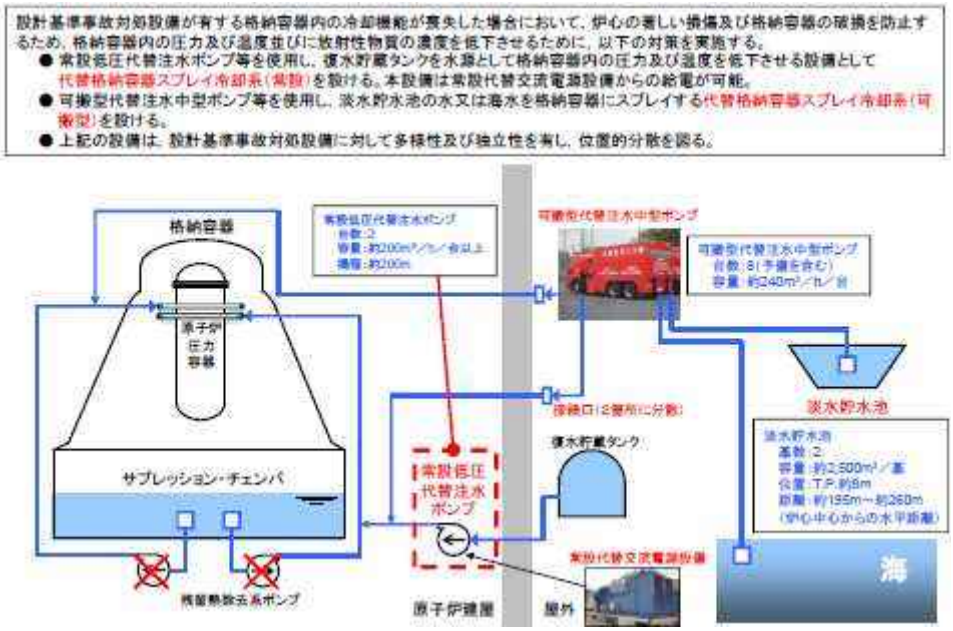


図 5.1.5-6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

② 原子炉格納容器の過圧破損および水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

図 5.1.5-7 に原子炉格納容器の過圧破損および水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の概要を示す。

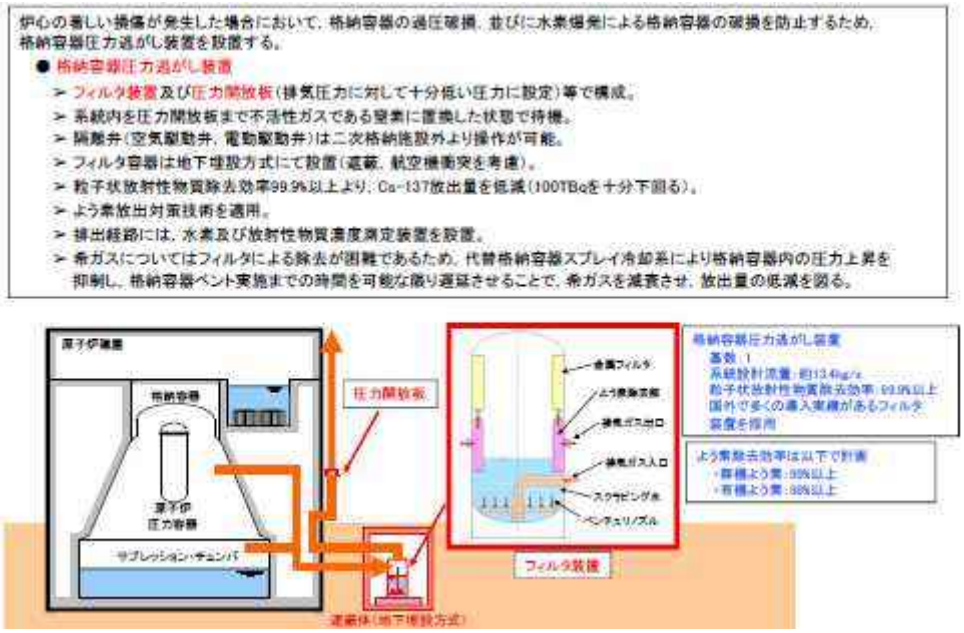


図 5.1.5-7　原子炉格納容器の過圧破損および
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

③　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

図 5.1.5-8 に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の概要を示す。

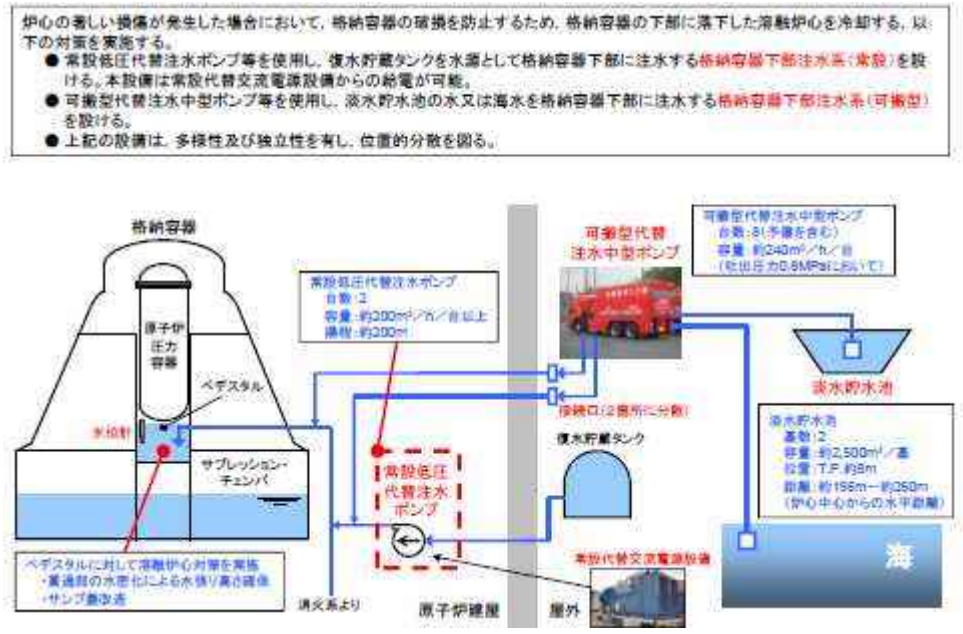


図 5.1.5-8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

④ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

図 5.1.5-9 に水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の概要を示す。

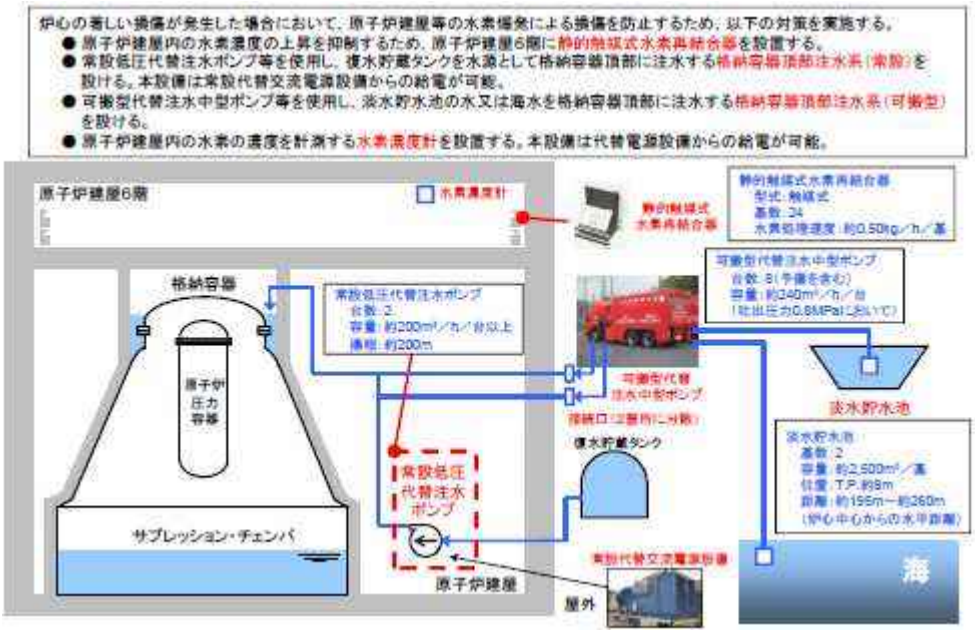


図 5.1.5-9　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

東海2号炉について行われた格納容器破損防止対策の有効性評価の結果を表 5-19 に示す[4]。

表 5-19　格納容器損傷防止対策の有効性評価

格納容器破損モード	解析コード	重要事故シーケンス	主な格納容器破損防止対策	評価結果の概要※
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP	大破断LOCA ＋全交流動力電源喪失 ＋ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置	・格納容器最高圧力： 約0.62MPa[gage] （0.62MPa[gage]（限界圧力）） ・格納容器最高温度： 約190℃（200℃（限界温度）） ・Cs-137総放出量 約1×10⁻⁴TBq（100TBq）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	・主蒸気逃がし安全弁	・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力： 約0.16MPa[gage]（2.0MPa[gage]）
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP	大破断LOCA ＋全交流動力電源喪失 ＋ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・格納容器下部注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	・格納容器圧力（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下時）： 約0.43MPa[gage] （0.62MPa[gage]（限界圧力））
水素燃焼	MAAP	大破断LOCA ＋全交流動力電源喪失 ＋ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置	・格納容器内の酸素濃度（ベント直前）： 約3.3vol%（5vol%）
格納容器直接接触（シェルアタック）	－	（原子炉圧力容器から落下した溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造）		
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	大破断LOCA ＋全交流動力電源喪失 ＋ECCS機能喪失	・常設代替高圧電源装置 ・格納容器下部注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	・溶融炉心によるコンクリート侵食： 侵食は生じることなく、溶融炉心は適切に冷却される

※：（　）内は判断基準となる数値を示す

重大事故に備えた設備に係わる工事計画認可の申請状況を表 5-20 に示す。

表 5-20　工事計画認可申請の概要

主な項目		申請書記載内容
重大事故等対処設備	ポンプ ・常設低圧代替注水ポンプ ・常設高圧代替注水ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ　等	・ポンプの名称，種類，容量，揚程又は吐出圧力，最高使用圧力，最高使用温度，主要寸法，材料，個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書，耐震性・強度に関する方針書　等
	主配管 ・代替燃料プール注水系 ・低圧代替注水系 ・高圧代替注水系　等	・主配管の名称，最高使用圧力，最高使用温度，外径，厚さ及び材料 ・設定根拠に関する説明書，耐震性・強度に関する方針書　等
	圧力逃がし装置 フィルター	・フィルターの種類，効率，主要寸法，個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書，耐震性・強度に関する方針書　等
	非常用電源設備 ・常設代替高圧電源装置 ・可搬型代替低圧電源車　等	・機関（常設）の名称，種類，出力，回転速度，燃料の種類及び使用量，個数並びに取付箇所並びに過給機の種類，出口の圧力，回転速度，個数及び取付箇所 ・設定根拠に関する説明書，耐震性・強度に関する方針書　等

３）その他の SA 対策

炉心損傷防止及び格納容器破損防止に係る主要な SA 対策設備については２）に記述したが、それ以外に準備しておくことが必要なものは、日ごろの SA 対策設備に習熟するための訓練、関連する計測の充実である。また、プラントの経年化に伴う静的及び動的機器の信頼性の低下に対する配慮も必要である。

(1) 重大事故等又は大規模損壊に対処するための技術的能力

技術能力の向上および確保のための対応については、図 5.1.5-10 に示す[4]。技術能力向上、確保のための訓練についてはヒューマンファクターとの関連を除いて議論しても有意義な議論ができないため、本評価では対象外とした。



図 5.1.5-10　重大事故等又は大規模損壊に対処するための技術的能力

計装については重要な項目と考える。重大事故発生時にはプラントの正確な状態を迅速に把握することが必須である。表 5-21 に原子炉施設の状態を推定する計装についてまとめた[3]。これらの計装により表 5-22 に示す格納容器に係るパラメータの把握が可能である。

表 5-21　原子炉施設の状態を推定する計装

項 目	主機器	計測範囲	主な代替機器
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器表面温度計	0～300℃	原子炉圧力計 原子炉水位計
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力計	0～10.5MPa	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力計 原子炉水位計，原子炉圧力容器表面温度計
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位計	－3,800～＋1,500mm ※1 －3,800～＋1,300mm ※2	高圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計，原子炉隔離時冷却系系統流量計及びポンプ吐出圧力計，低圧炉心スプレイ系系統流量計及びポンプ吐出圧力計，残留熱除去系系統流量計及びポンプ吐出圧力計，高圧代替注水系系統流量計及びポンプ吐出圧力計，低圧代替注水系系統流量計（原子炉圧力容器）及びポンプ吐出圧力計，原子炉圧力計
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量計 原子炉隔離時冷却系系統流量計 低圧炉心スプレイ系系統流量計 残留熱除去系系統流量計 高圧代替注水系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計（原子炉圧力容器）	0～500 L／s 0～ 50 L／s 0～600 L／s 0～600 L／s 0～ 50 L／s 0～500 m³／h	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力計 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 原子炉圧力計，原子炉水位計，復水貯蔵タンク水位計
格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量計 低圧代替注水系系統流量計（格納容器）	0～600 L／s 0～500 m³／h 0～200 m³／h ※3	残留熱除去系ポンプ吐出圧力計 低圧代替注水系ポンプ吐出圧力計 格納容器内圧力計，格納容器内水位計，復水貯蔵タンク水位計

※1：基準点は蒸気乾燥器スカート下部（ペッセルゼロレベルより 1,340cm）
※2：基準点は有効燃料頂部（ペッセルゼロレベルより 915cm）
※3：下部ペデスタル注水流量

表 5-22　格納容器に係るパラメータ

項 目	主機器	計測範囲	監視／記録
格納容器内の温度	格納容器内温度計	0～200℃	指示計，記録計
格納容器内の圧力	格納容器内圧力計	0～1MPa abs	指示計，記録計
格納容器内の水位	格納容器内水位計	－4～＋16m ※ （T.P.－970mm～＋19,030mm）	指示計，記録計
格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気水素濃度計	0～20%（狭域） 0～100%（広域）	指示計，記録計
格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ	10^{1}～10^{8} mSv／h	指示計，記録計

※：基準点は通常運転水位（T.P.＋3,030mm）

5.1.6　レジリエンス評価および PRA 評価のためのマネージメントフロー

5.1.2 項から 5.1.5 項までの記載した BWR-5 の新基準対応申請書のサーベイの結果に基づき、先に示した図 5.1.2-1 のマネージメントフローを作成した。

サーベイした炉心損傷及び格納容器破損対応設備のうち、図 5.1.2-1 のマネージメントフローでは格納容器逃がし装置については、本装置がいわゆるフィルターベント装置を指していることが明らかになったため、格納容器逃がし装置という名称ではなく、フィルターベントという名称で記載した（図 5.1.6-1）。BWR においては、WW ベントが常備されて、格納容器の圧力上昇抑制に備えられている。レベル 4 における環境への大量の放射能放出を抑制するため、圧力東装置は放射能放出抑制装置と組み合わせて使用することが必須となっている。

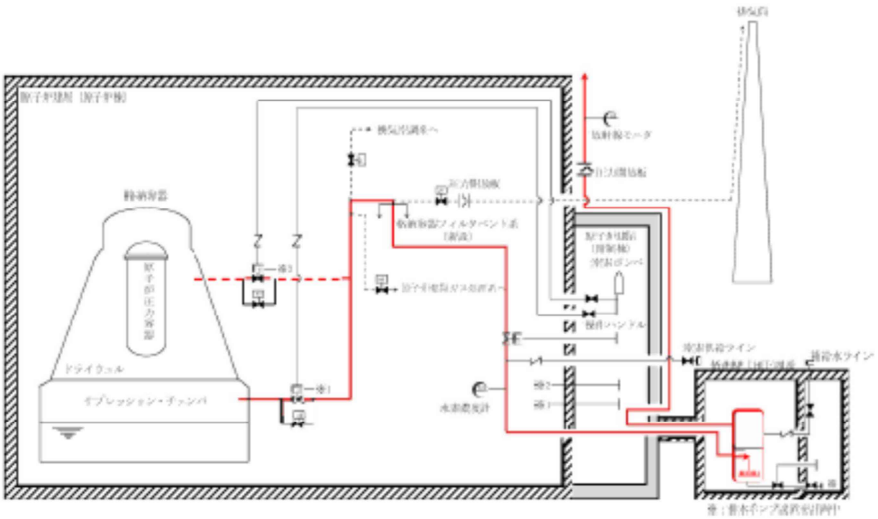


図 5.1.6-1　格納容器圧力逃がし装置（フィルターベント）

格納容器側（ドライウエル）と圧力抑制室空間部（ウエットウエル）との圧力差により、自動的にドライウエルからウエットウエル側に蒸気が流れ、蒸気はウエットウエルの水で凝縮されて、その結果ドライウエルの圧力が低下する。ウエットウエルの圧力が増大し、圧力差による蒸気の凝縮が行えなくなると、ウエットウエル側のバルブを開いて、圧力を解放し、再び圧力差によるベントが開始する。図 5.1.2-1 のマネージメントフローでは、フィルターベントをサプレッションチェンバー（ウエットウエルベント）の下段に置き、ウエットウエルの圧力解法が失敗すると格納容器は破損の可能性があり、仮に成功してもウエットウエル側の排気中の放射能レベルが増大した場合には、フィルターベントを使用するようにマネージメントフローを組んだ。図 5.1.6-2 の例では、その代替案として、フィルターベントをサプレッションチェンバー（ウエットウエルベント）の下段に置く点は同じであるが、ウエットウエルベント（WWV）の作動が失敗した際に、バックアップとして、ウエットウエルベントから圧力を逃し、格納容器の圧力を逃がす設備と考えた。ただし、以下の解析では、図 5.1.2-1 のマネージメントフローにしたがった解析例を示す。

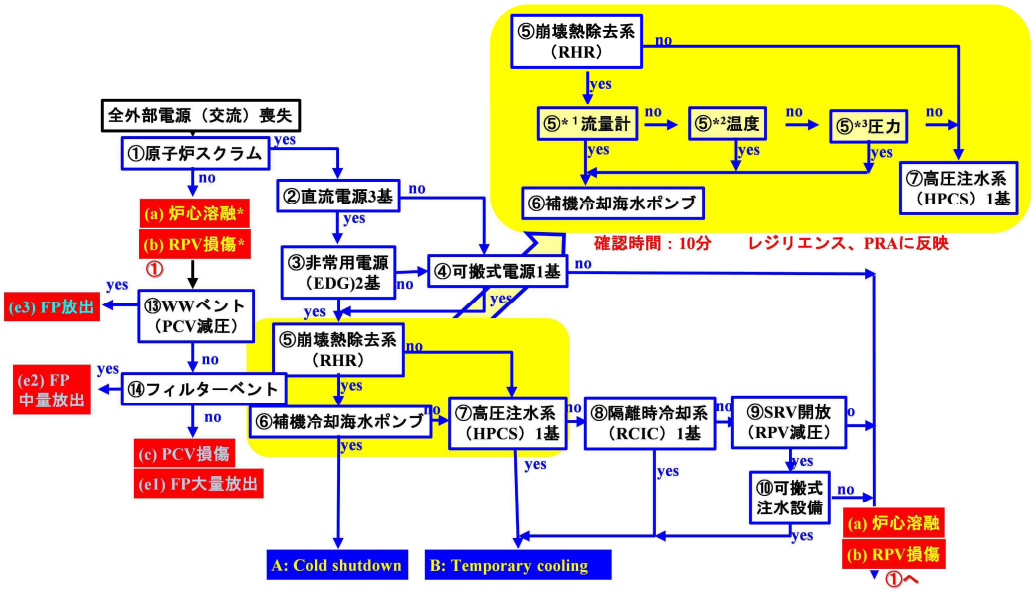


図 5.1.6-2　BWR5 における全電源喪失時のマネージメントフロー（代替案）

5.1.7　マネージメントフローに係る主要データの入手

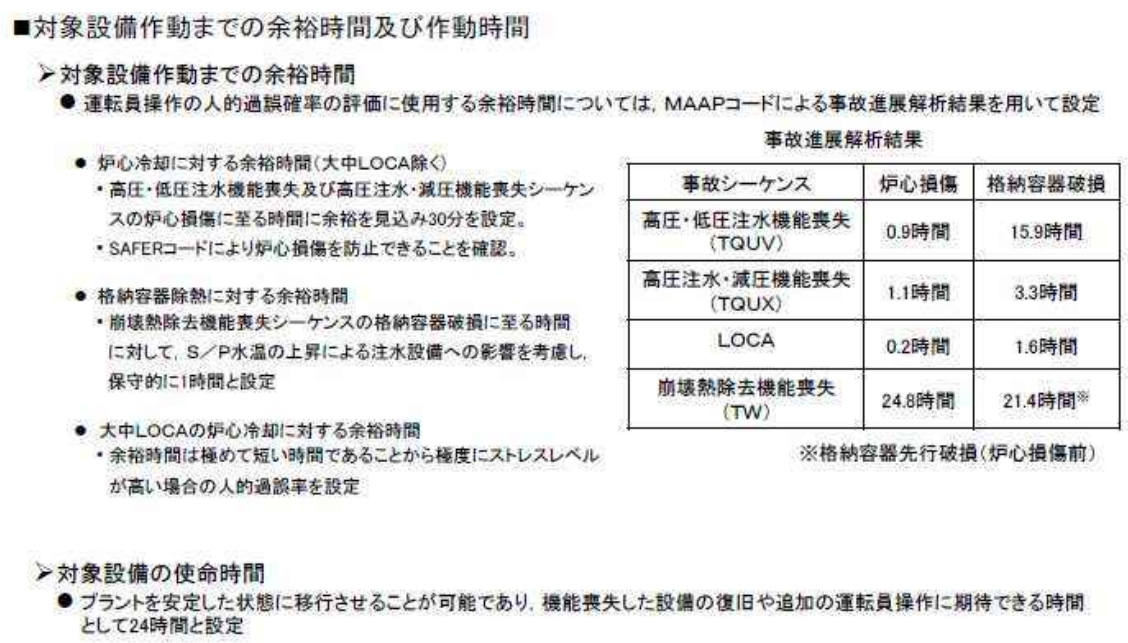
起因事象の発生頻度については BWR-5 について、表 5-23 に示すデータが掲載されていた[3]。

表 5-23　起因事象の発生頻度

起因事象		発生頻度［／炉年］	EF	評価方法
過渡事象	非隔離事象	1.6E-01	3.0	・国内BWR実績データ　（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，総運転炉年※1より算出
	隔離事象	2.7E-02	3.0	
	全給水喪失	1.0E-02	3.0	
	水位低下事象	2.7E-02	3.0	
	原子炉緊急停止系誤動作等	4.9E-02	3.0	
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03	3.0	・発生経験はないため，発生件数0.5件として，総運転炉年※1より算出
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03	3.0	・国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，暦年※2より算出
手動停止／サポート系喪失（手動停止）	計画外停止	4.3E-02	3.0	・国内BWR実績データ　（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，総運転炉年※1より算出
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅰ）	7.2E-04	3.0	・発生経験はないため，発生件数0.5件として，総運転炉年※1より算出(発生頻度は系統あるいは母線当たり)
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅱ）	7.2E-04	3.0	
	交流電源故障（区分Ⅰ）	1.5E-04	3.0	
サポート系喪失（自動停止）	交流電源故障（区分Ⅱ）	1.5E-04	3.0	
	タービン・サポート系故障	7.2E-04	3.0	
サポート系喪失（直流電源故障）	直流電源故障（区分Ⅰ）	2.8E-04	3.0	
	直流電源故障（区分Ⅱ）	2.8E-04	3.0	
LOCA	大LOCA	2.0E-05	20.0	・発生経験はないため，NUREG／CR－5750※3及びNUREG－1829※4のデータに基づき算出
	中LOCA	2.0E-04	20.0	
	小LOCA	3.0E-04	10.0	
格納容器バイパス	インターフェイスシステム LOCA	4.1E-10	24.6	・システム信頼性解析により，隔離弁等の故障により低圧設計箇所が破損する頻度として算出

※1　国内BWR全32基の総運転炉年：約488.1炉年
※2　国内BWR全32基の営業運転開始からの総年数（暦年）：約706.1炉年
※3　配管の貫通クラックの発生経験から破断に至る確率を評価した文献
※4　設計基準LOCA見直しのため，NRCがLOCA発生頻度を評価した文献

レジリエンス評価で、成功、不成功を判定するための対象設備の作動余裕時間と作動までの時間については図 5.1.7-1 のデータを使用した[4]。



■対象設備作動までの余裕時間及び作動時間

➢対象設備作動までの余裕時間

● 運転員操作の人的過誤確率の評価に使用する余裕時間については，MAAPコードによる事故進展解析結果を用いて設定

● 炉心冷却に対する余裕時間（大中LOCA除く）
・高圧・低圧注水機能喪失及び高圧注水・減圧機能喪失シーケンスの炉心損傷に至る時間に余裕を見込み30分を設定。
・SAFERコードにより炉心損傷を防止できることを確認。

● 格納容器除熱に対する余裕時間
・崩壊熱除去機能喪失シーケンスの格納容器破損に至る時間に対して，S／P水温の上昇による注水設備への影響を考慮し，保守的に1時間と設定

● 大中LOCAの炉心冷却に対する余裕時間
・余裕時間は極めて短い時間であることから極度にストレスレベルが高い場合の人的過誤率を設定

事故進展解析結果

事故シーケンス	炉心損傷	格納容器破損
高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）	0.9時間	15.9時間
高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）	1.1時間	3.3時間
LOCA	0.2時間	1.6時間
崩壊熱除去機能喪失（TW）	24.8時間	21.4時間※

※格納容器先行破損（炉心損傷前）

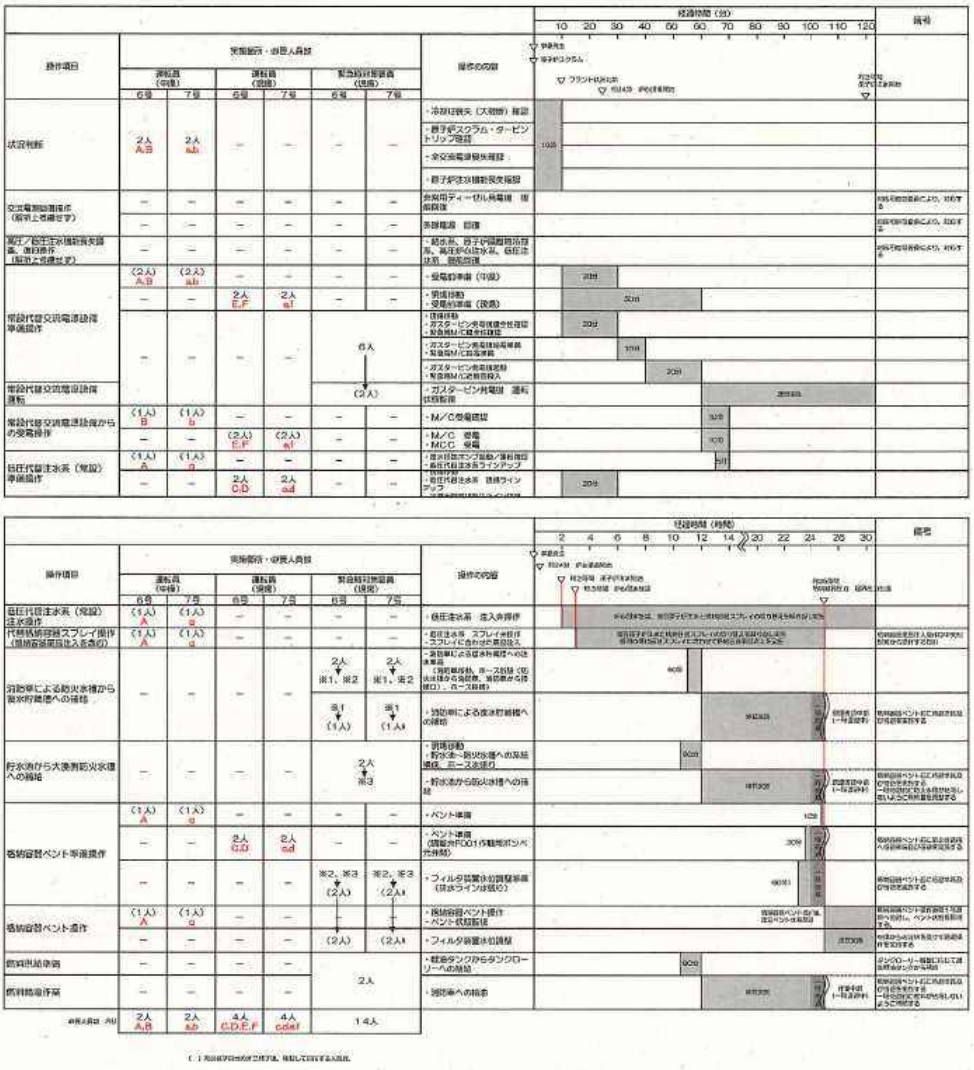
➢対象設備の使命時間

● プラントを安定した状態に移行させることが可能であり，機能喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できる時間として24時間と設定

図 5.1.7-1　成功基準の設定

格納容器破損モード時の作業と所要時間については BWR-5 に関してのデータを得ることができず、代わりに表 5-24 に示す ABWR についての同様のデータを見出したので、それらを代用することとした[5]。

表 5-24　格納容器破損モード時の作業と所要時間



各操作成立性確認一覧表（全交流電源喪失）については表 5-25～表 5-27 に示す ABWR のデータを BWR-5 に適用した[6]。

表 5-25　各操作成立性確認一覧表（全交流電源喪失）(1/3)

作業場所	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
電源確保	常設代替交流電源設備　準備操作 ・ＧＴＧ、緊急用ＭＣ／Ｃ給電物理部 ・ＧＴＧ、緊急用ＭＣ／Ｃ給電原理 ・ＧＴＧ起動、緊急用ＭＣ／Ｃ遮断器投入	事象開始 １８～１８時間後 ２３時間４０分～ ２４時間後 合計８０分	－	歩心線量しないため、高線量となることはない	ヘッドライト・懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。	使用のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており、夜間においても移動可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	現場操作パネルでの操作などダン操作できる。操作性に支障はない。	トランシーバもしくは衛星携帯電話により、本部に連絡する。
	常設代替交流電源設備　運転 ・ＧＴＧ　運転状態監視		－	歩心線量しないため、高線量となることはない				
	常設代替交流電源設備　準備操作 ・受電前準備（現場）	事象開始 １０～６０分後 合計６０分	通常運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 また、ヘッドライト・懐中電灯を携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	通常運転時に行うしゃ断操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・Ｍ／Ｃ　受電 ・ＭＣＣ　受電	事象開始 ３４時間後～ 合計１０分	通常運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない				
	常設直流電源切替操作 ・蓄電池受替操作 ・蓄電池受替操作（Ａ－Ａ－２）	事象開始 ７時３０分～ ８時１０分後 合計４０分	通常運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	通常運転時に行うしゃ断操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
	常設代替直流電源切替操作 ・蓄電池受替操作 ・蓄電池受替操作 （Ａ－２－ＡＭ用）	事象開始 １０時３０分～ ２０時１０分後 合計４０分	通常運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	通常運転時に行うしゃ断操作と同じであり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
原子炉注水	低圧代替注水系（常設）　準備操作 ・低圧代替注水系　通常ライン アップ 淡Ｏ＆Ｄ廃品ライン切替	事象開始 約２３時４５分～ 約２４時０３分後 合計２０分	通常原子炉運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路が近にあり、操作性に支障はない。 操作対象弁には、視認できる刻印し忘いように見計テープを貼している。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。

表 5-26　各操作成立性確認一覧表（全交流電源喪失）(2/3)

作業場所	操作項目 操作の内容	有効性評価で想定する時間	作業環境			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
格納容器ベント	格納容器ベント準備操作 ・ベント準備	事象開始 １５～１６時間後 合計５０分	通常原子炉運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
	格納容器ベント操作 ・フィルタベント操作	事象開始 １５～１７時間後 合計８０分	通常原子炉運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
	格納容器ベント停止操作 ・フィルタベント停止操作	事象開始 ２４～２４時３０分後 合計３０分	通常原子炉運転中と同程度	歩心線量しないため、高線量となることはない	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明を作業エリアに配備しており、暗闇内現場照明遮断時に於ける作業性を確保している。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	バッテリー内蔵型ＬＥＤ照明をアクセスルート上に配備しており迅速可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。 アクセスルート上に支障となる設備はない。	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストｋ）により、中操に連絡する。
	格納容器ベント準備操作 ・ＦＶスクラバタンク水位調整作業（原水ライン水張り）	事象開始 １５～１６時間後 合計４０分	－	歩心線量しないため、高線量となることはない	事前の作業照明部・ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	事前のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトを携帯しており、夜間においても移動可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に連絡調整する。
	格納容器ベント操作 ・ＦＶスクラバタンク水位調整	事象開始 １５～２４時間後 適宜実施	－	歩心線量しないため、高線量となることはない	事前の作業照明部・ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。	事前のヘッドライトの他、ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトを携帯しており、夜間においても移動可能である。 また、アクセスルート上に支障となる設備はない。	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または移動無線により、本部に連絡調整する。

表 5-27　各操作成立性確認一覧表（全交流電源喪失）(3/3)

作業項目	操作内容	判断基準	作業場所			移動経路	操作性	連絡手段
			温度・湿度	放射線環境	照明			
最終ヒートシンクの確保	代替原子炉補機冷却系　準備操作 ・代替原子炉補機冷却系　準備ラインアップ	事象開始 8時30分～ 14時30分頃 合計3.0分	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、現場作業着手時間までに作業を開始できる。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして準備している。	バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルートとして配備しており、現場移動可能である。 また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして準備している。 アクセスルートに支障となる設備はない。	操作対象弁は施錠付きにあり、操作性に支障はない。	携帯型音声呼出電話（プレストーク）により、中操に連絡する。
	代替原子炉補機冷却系　準備操作 ・容量20m³/hポンプ起動、起動及び系統を組む	事象開始 約10～24時間後 合計150分 （一時作業のため時間を除く）	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、通路における作業性を確保している。	通常のヘッドライト使用。 バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトを通常使用しており、通路においても問題なく移動である。 アクセスルートに支障となる設備はない。	合格ケースの接続は、ボルト締付型（オス・メス）であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または携帯電話により、本部及び当直に適宜連絡する。
	代替原子炉補機冷却系　運転 ・代替原子炉補機冷却系　運転状況監視	事象開始 約24時間後～ 適宜実施	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない				
大量給水	消防車による原水供給から CSTへの補給 ・消防車によるCSTへの注水準備 ・消防車によるCSTへの補給	注水準備：事象開始 11～13時間後 合計5.0分 補給：準備開始 12時間後～ 適宜実施	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない （ベント弁には必要に応じて一時停電する）	事故の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、作業性を確保している。	通常のヘッドライト使用。 ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、使用においても問題なく移動である。 また、アクセスルートに支障となる設備はない。	通路部から原水ラインの接続は、ボルト締付型金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または携帯電話により、本部及び当直に適宜連絡する。
	原水追から大量給水ライン接続への補設 ・原水追～給水第一ロ系統構成、ホース敷設 ・給水第一ロから炉心への補給	注水準備：事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計80分 補給：準備開始 12時間後～ 適宜実施	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない （ベント弁には必要に応じて一時停電する）	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、通路においても問題なく作業性を確保している。	ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、通路においても問題なく移動である。 また、アクセスルートに支障となる設備はない。	使用するホースの接続部は、レバーロック方式（オス・メス）になっており、容易に接続可能である。	トランシーバ、または携帯電話により、本部との連絡する。
燃料補給	燃料補給準備 ・軽油タンクからタンクローリーへの補給	事象開始 10時間30分～ 12時間後 合計90分	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない	事故の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、使用においても問題なく作業性を確保している。	通常のヘッドライト使用。 ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、使用においても問題なく移動である。 また、アクセスルートに支障となる設備はない。	軽油タンク予備ノズルへのタンクローリー補給部は簡易フランジ取り付けは、一般的なフランジ及び付け作業である。 通常可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	トランシーバ、または携帯電話により、本部に適宜連絡する。
	燃料給油作業 ・消防車への給油 ・電源車への給油	事象開始 12時間後～ 適宜実施	－	炉心損傷しないため、実態量となることはない （ベント弁には必要に応じて一時停電する）	事故の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、使用においても問題なく作業性を確保している。	通常のヘッドライト使用。 ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、使用においても問題なく移動である。 また、アクセスルートに支障となる設備はない。	軽油ホース及び給油ノズルにより、容易に給油可能である。 可搬設備の燃料補給も容易なためのスペースが十分確保している。	トランシーバ、または携帯電話により、本部に適宜連絡する。

柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号における重大事故が発生した場合の対応操作及び必要な人員及び資源については表 5-28 に記載があり、BWR-5 についても同様の状況と考え、参考にした[5]。

表 5-28　柏崎刈羽原子力発電所　6 号及び 7 号における
重大事故が発生した場合の対応操作及び必要な人員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認，直流電源の負荷制限	SBO 継続有無を確認するための非常用ディーゼル発電機等の現場確認および，重大事故等の対応に必要な負荷（計器類）を確保するため，事象発生後に負荷制限を実施する	運転員	－
内部火災に対する消火活動 (火災発生した号炉のみ)	建屋内での火災を想定し，当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊 (運転員を含む)	○水源 36m³
使用済燃料プールの漏えい隔離 (使用済燃料プール漏えいが発生した号炉のみ)	サイフォン効果による使用済燃料プール水位の低下に対し，隔離，漏えい箇所調査を実施する。	運転員	－
消防車による給水	消防車による給水を行い，停止中燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員	○水源（詳細は表 2 参照） 1 号炉：約 5.2m³ 2 号炉：約 3.8m³ 3 号炉：約 308.6m³ 4 号炉：0m³ 5 号炉：約 32m³ 6 号炉：約 812.5m³ 7 号炉：約 812.5m³ ○燃料 消防車：6,048 L/号炉(18 L/h×24h×7 日×2 台)
常設代替交流電源設備による給電	常設代替交流電源設備による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 常設代替交流電源設備：約 859,320 L (1,705 L/h×24h×7 日×3 台)
デジタルレコーダ接続等による計器監視	常設代替交流電源設備による給電ができない場合，デジタルレコーダ接続等による計器監視を適宜行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員及び運転員	－
燃料給油作業	消防車及び常設代替交流電源設備に給油を行う	10 時間以降の発電所外からの参集要員	－

各作業と所要時間についても同様に、ABWR の表 5-29 のデータを参照して、BWR-5 のデータを作成した[6]。

表 5-29　各作業と所要時間

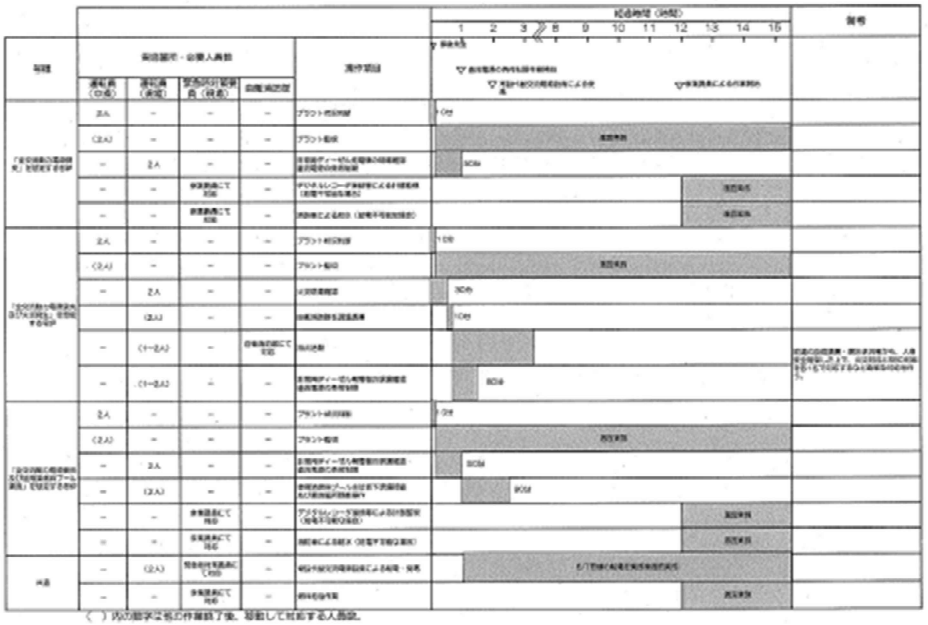


表 5-23~表 5-29 のデータの参考にして表 5-4 の諸データを作成した。なお、外力の影響及び経年化の評価については、第 6 章に記載する。

5.1.8 故障率データのない機器の既存データの代用

国内 21 ヶ年データ「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」において故障率が整備されていない機器については、別の機器の故障率で代用する。国内 21 ヶ年データから代用した理由は､国内原子力発電所における運転･保守に依存する機器の運転期間、点検頻度等の違いから、他のデータベースの適用が困難と考えているためである。

(1)国内 21 ヶ年データ以外のデータベース

国内一般機器故障率から故障率を代用した機器について､他のデータベースを調査し､故障率の有無および故障率が掲載されている場合はその代用の必要性について検討した結果｡代用している機器に関する他のデータベースにおける故障率は、国内 21 ヶ年データ記載の故障率に比べて数桁高い値となっている。このため、基本を国内 21 ヶ年データ記載の故障率において､そこに記載のないデータのみ他のデータベースの故障率を使用することは全体に見てバランスを欠く｡国内プラントの実績データに基づいて推定することが重要である｡機器故障率データを公開している JANSI では、故障率の公開されていない機器のデータの収集、評価を進めているので、今後その成果を適用してゆくことが肝要である。

(2)機器故障率を代用した機器

東海 2 号炉の PRA において代用している機器の一覧を表 5-30 に示す。

表 5-30　機器故障率を代用している機器一覧

故障率が整備されていない機器		代用機器		代用機器の選定理由
制御弁	誤開	空気作動弁	誤開又は誤閉	機器構成要素の類似性 故障モードの類似性
冷却器	故障	熱交換器	伝熱管破損	機器構成要素の類似性 故障モードの類似性
	閉塞		伝熱管閉塞	
速度検出器	作動失敗	水位トランスミッタ	不動作	機器構成要素の類似性 故障モードの類似性
	誤高出力	圧力トランスミッタ	高出力／低出力	機器構成要素の類似性 故障モードの類似性
	誤低出力			
中性子束検出器	作動失敗	放射線検出器	不動作	機器構成要素の類似性 故障モードの類似性
	誤低出力		高出力／低出力	

a. 制御弁

制御弁については、」系統圧力で弁開度を調整する機器構造の類似性により、「空気作動弁」の故障率を、故障モードの類似性により「空気作動弁誤開または誤閉」の故障率で代用している。

b.冷却器

冷却機については熱エネルギー差のある流体間で細管による熱交換を行う機器構造の類似性により「熱交換器」で代用し、「冷却器故障」および「冷却器閉塞」の故障率を、それぞれ故障モードの類似性により「熱交換器故障」および「熱交換器故障」の故障率で代用している.

5.1.9 外力の評価法

外力レベルの考え方は次章の 6.2 節に示す。

本解析では、外力として地震を想定した。基本的には、基準振動までは異常を生じない設計となっていることから、外力レベル 1 を基準振動以下とし、外力レベル 6 までは基準地振動の 2 倍を 5 分割し、外力レベル 7 から 11 までは、基準地振動の 3.0 倍を 5 分割して示す。外力レベル 12 以上はそれぞれ基準地振動の 3.2 倍、3.4 倍と等間隔で増大させた（表 5-31）

表 5-31　地震を想定した外力レベル

外力レベル	地震動
0	地震考慮せず
1	<基準地震動x1.0
2	<基準地震動x1.2
3	<基準地震動x1.4
4	<基準地震動x1.6
5	<基準地震動x1.8
6	<基準地震動x2.0
7	<基準地震動x2.2
8	<基準地震動x2.4
9	<基準地震動x2.6
10	<基準地震動x2.8
11	<基準地震動x3.0
12	<基準地震動x3.2

参考文献

[1] 日本電気協会新聞部編、「原子力ポケットブック 2006 年版」、p.156（2006 年 7 月）

[2] 原子力規制委員会 第 139 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、資料 2.1 東海第二発電所 確率論的リスク評価（PRA）内部事象出力運転レベル 1 PRA、日本原子力発電株式会社（平成 26 年 9 月）（https://www.nsr.go.jp/data/000035964.pdf）

[3] 原子力規制委員会 第 139 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 2.2 東海第二発電所 確率論的リスク評価（PRA） 内部事象出力運転レベル 1 PRA （平成 26 年 9 月）日本原子力発電株式会社（https://www.nsr.go.jp/data/000035965.pdf）

[4] 原子力規制委員会 第 119 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 1 東海第二発電所 新規制基準への適合性に係る申請の概要について、日本原子力発電株式会社（平成 26 年 9 月）（https://www.nsr.go.jp/data/000035794.pdf）

[5] 原子力規制委員会 第 171 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 1-1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について 格納容器破損防止対策 東京電力株式会社（平成 26 年 12 月）（https://www.nsr.go.jp/data/000085766.pdf）

5.2 レジリエンス指標

5.2.1 入力データ

BWR5 において「⑪WW ベント」失敗で PCV 損傷となる全電源喪失時のシナリオ１のマネージメントフローを**図 5.2.1-1** に示す。BWR5 において「⑫フィルターベント」失敗で PCV 損傷となる全電源喪失時のシナリオ２を**図 5.2.1-2** に示す。

シナリオ１について PCV 損傷を起こさずに収束する確率について解析を行った。具体的には、「⑪WW ベント」が成功し PCV 損傷が起きない、またはそれよりも安全側で終息する確率についての解析を行った。この時の入力データを**図 5.2.1-3** および**図 5.2.1-4** に示す。

シナリオ１のマネージメントフローの一部を変更した場合の影響を評価するため、シナリオ２について PCV 損傷を起こさずに収束する確率について解析を行った。具体的には、「⑫フィルターベント」が成功し PCV 損傷が起きない、またはそれよりも安全側で終息する確率についての解析を行った。この時の入力データを**図 5.2.1-5** および**図 5.2.1-6** に示す。

ここで、「⑤*１流量計」、「⑤*2 温度計」および「⑤*3 圧力計」について、経年化起因機能喪失確率（M）は 1.00E-04、外力レベルしきい値および要求機能充足率は「⑤崩壊熱除去系」と同様と仮定した。

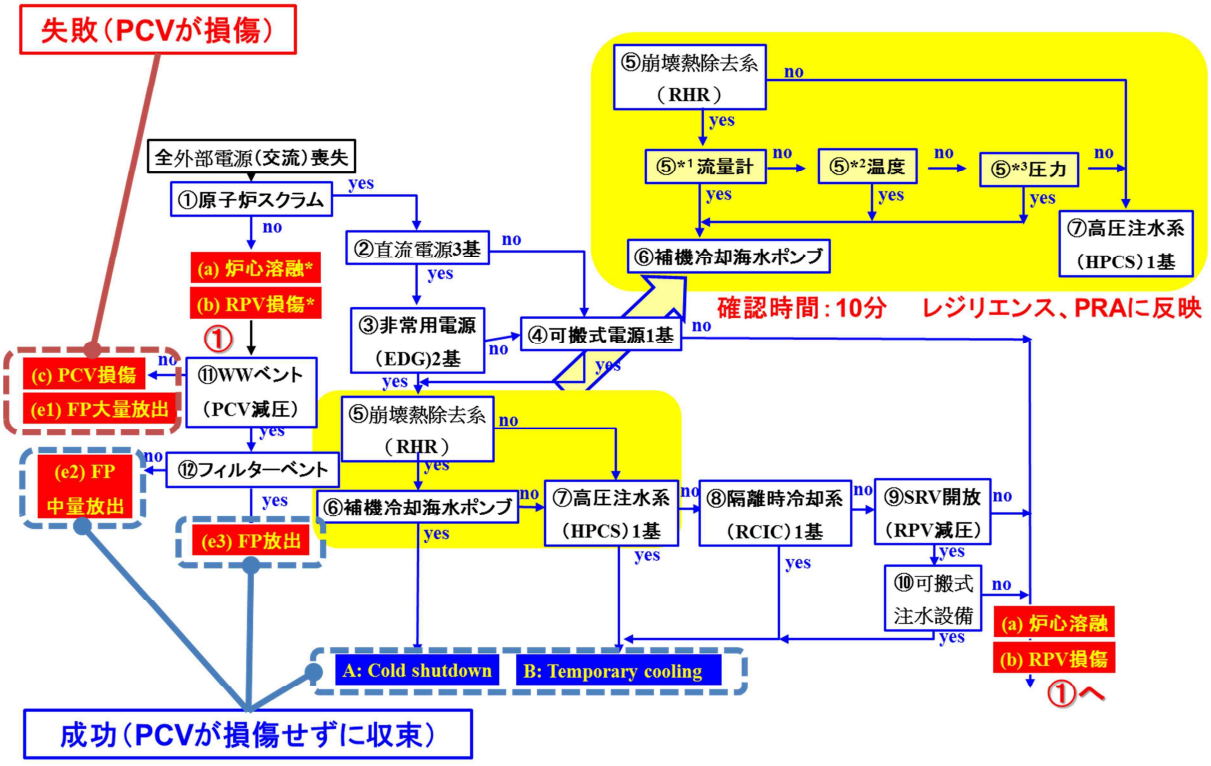


図 5.2.1-1　BWR5 における全電源喪失時のシナリオ１　マネージメントフロー
（WW ベント失敗で PCV 損傷）

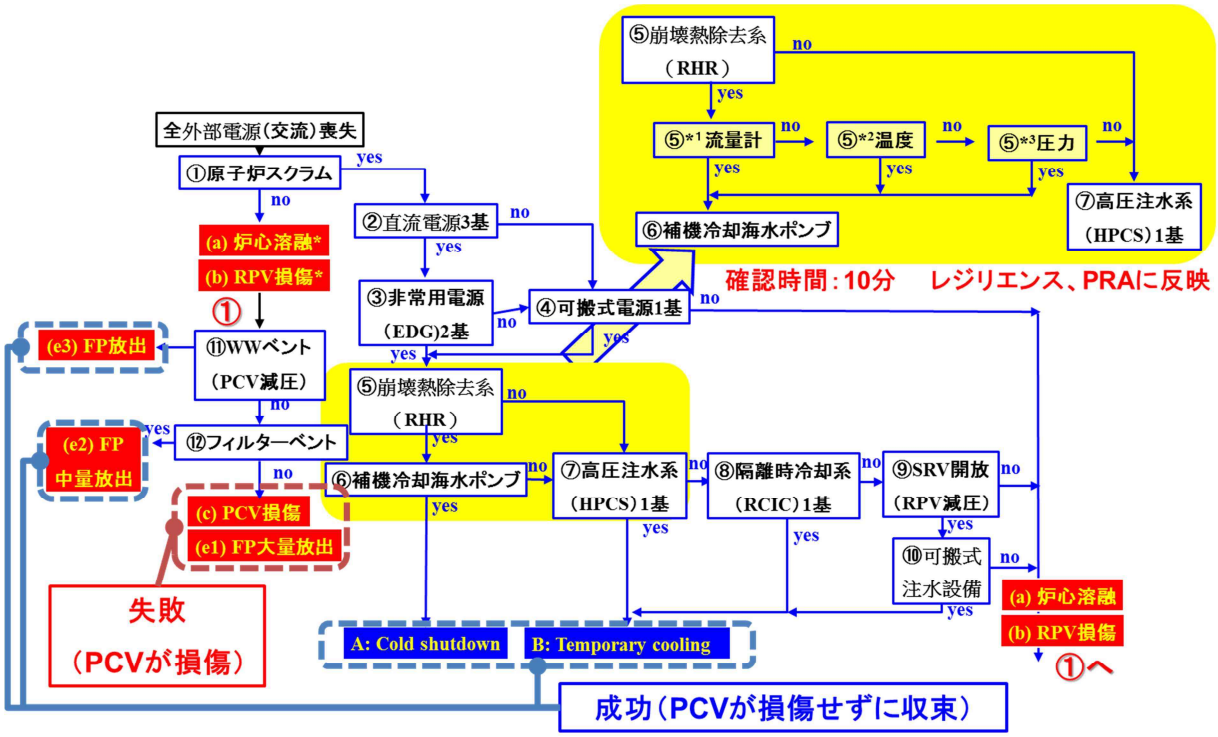


図 5.2.1-2　BWR5 における全電源喪失時のシナリオ２　マネージメントフロー
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	14
評価するシーケンスの数	153

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
シーケンスNo.	事象発生	①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源(EDG)	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系(RHR)	⑤*1流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系(HPCS)	⑧隔離時冷却系(RCIC)	⑨SRV開放(RPV減圧)	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント(PCV減圧)	
1		S	S	S		S	S			S						
2		S	S	S		S	S			F	S					
3		S	S	S		S	S			F	F	S				
4		S	S	S		S	S			F	F	F	S	S		
5		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	S	
6																
7		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	F	
8		S	S	S		S	S			F	F	F	F		S	
9																
10		S	S	S		S	S			F	F	F	F		F	
11		S	S	S		S	F	S		S						
12		S	S	S		S	F	S		F	S					
13		S	S	S		S	F	S		F	F	S				
14		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	S		
15		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	S	
16																
17		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	F	
18		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		S	
19																
20		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		F	
21		S	S	S		S	F	F	S	S						
22		S	S	S		S	F	F	S	F	S					
23		S	S	S		S	F	F	S	F	F	S				
24		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	S		
25		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	
26																
27		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
28		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		S	
29																
30		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		F	
31		S	S	S		S	F	F	F		S					
32		S	S	S		S	F	F	F		F	S				
33		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	S		
34		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	S	
35																
36		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	F	
37		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		S	
38																
39		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		F	
40		S	S	S		F					S					
41		S	S	S		F					F	S				
42		S	S	S		F					F	F	S	S		
43		S	S	S		F					F	F	S	F	S	
44																
45		S	S	S		F					F	F	S	F	F	
46		S	S	S		F					F	F	F		S	
47																
48		S	S	S		F					F	F	F		F	
49		S	S	F	S	S	S			S						
50		S	S	F	S	S	S			F	S					
51		S	S	F	S	S	S			F	F	S				
52		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	S		
53		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	S	
54																
55		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	F	
56		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		S	
57																
58		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		F	
59		S	S	F	S	S	F	S		S						
60		S	S	F	S	S	F	S		F	S					
61		S	S	F	S	S	F	S		F	F	S				
62		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	S		
63		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	
64																
65		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	F	
66		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		S	
67																
68		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		F	
69		S	S	F	S	S	F	F	S	S						
70		S	S	F	S	S	F	F	S	F	S					
71		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	S				
72		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	S		
73		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	
74																
75		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
76		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	
77																
78		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		F	
79		S	S	F	S	S	F	F	F		S					
80		S	S	F	S	S	F	F	F		F	S				
81		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	S		
82		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	
83																
84		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	F	
85		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		S	
86																
87		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		F	
88		S	S	F	S	F					S					
89		S	S	F	S	F					F	S				
90		S	S	F	S	F					F	F	S	S		
91		S	S	F	S	F					F	F	S	F	S	
92																
93		S	S	F	S	F					F	F	S	F	F	
94		S	S	F	S	F					F	F	F		S	
95																
96		S	S	F	S	F					F	F	F		F	
97		S	S	F	F										S	
98																
99		S	S	F	F										F	
100		S	F		S	S	S			S						
101		S	F		S	S	S			F	S					
102		S	F		S	S	S			F	F	S				
103		S	F		S	S	S			F	F	F	S	S		
104		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	S	
105																
106		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	F	
107		S	F		S	S	S			F	F	F	F		S	
108																
109		S	F		S	S	S			F	F	F	F		F	
110		S	F		S	S	F	S		S						
111		S	F		S	S	F	S		F	S					
112		S	F		S	S	F	S		F	F	S				
113		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	S		
114		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	
115																
116		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	F	
117		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		S	
118																
119		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		F	
120		S	F		S	S	F	F	S	S						

図 5.2.1-3　BWR5 における全電源喪失シナリオ 1
（WW ベント失敗で PCV 損傷）入力データ（1/2）

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
121	S	F		S	S	F	F	S	F	S					
122	S	F		S	S	F	F	S	F	F	S				
123	S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	S		
124	S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	
125															
126	S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
127	S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	
128															
129	S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		F	
130	S	F		S	S	F	F	F		S					
131	S	F		S	S	F	F	F		F	S				
132	S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	S		
133	S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	
134															
135	S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	F	
136	S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S	
137															
138	S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		F	
139	S	F		S	F					S					
140	S	F		S	F					F	S				
141	S	F		S	F					F	F	S	S		
142	S	F		S	F					F	F	S	F	S	
143															
144	S	F		S	F					F	F	S	F	F	
145	S	F		S	F					F	F	F		S	
146															
147	S	F		S	F					F	F	F		F	
148	S	F		F										S	
149															
150	S	F		F										F	
151	F													S	
152															
153	F													F	
154															
155															
156															
157															
158															
159															
160															

直列・並列関係の設定

取りまとめ数	0		
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No. 始点	終点
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値 T_{max} 1500

		AM構成項目No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
			①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*１流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	2.14	2.14	22.2	1.09	1.09	1.09	1.09	1.09	5.4
		C2	5.4	4.58	4.58	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4
		C3	5.4	7.03	7.03	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4
	起動するまでの時間（min）	T_a1	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
		T_a2	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
		T_a3	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
	成立性確認時間（min）	T_b1	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
		T_b2	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
		T_b3	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
	要求機能充足率	L1	10	3	3	1	2	2	2	2	2	1
		L2	0	2	2	0	1	1	1	1	1	0
		L3	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0
	タイプ		A	C	C	A	B	B	B	B	B	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.00E-08	5.90E-07	8.00E-06	1.90E-03	3.80E-06	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	2.60E-06	3.80E-06

		AM構成項目No.	11	12	13	14	15
			⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）	
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	1.09	22.2	5.4	
		C2	5.4	2.93	22.2	5.4	
		C3	5.4	2.93	22.2	5.4	
	起動するまでの時間（min）	T_a1	1	30	60	10	
		T_a2	1	30	60	10	
		T_a3	1	30	60	10	
	成立性確認時間（min）	T_b1	30	30	300	60	
		T_b2	30	30	300	60	
		T_b3	30	30	300	60	
	要求機能充足率	L1	1	2	1	1	
		L2	0	1	0	0	
		L3	0	0	0	0	
	タイプ		A	B	A	A	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.80E-06	7.70E-06	4.30E-06	1.20E-06	

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1440	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベル H	外力レベルステップ数（1～16）	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.（中間）
0	11	1	

図 5.2.1-4　BWR5 における全電源喪失シナリオ１
（WW ベント失敗で PCV 損傷）入力データ（2/2）

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	15
評価するシーケンスの数	153

シーケンスNo.	事象発生	AM構成項目No. 1 ①原子炉スクラム系	2 ②直流電源	3 ③非常用電源(EDG)	4 ④可搬式電源	5 ⑤崩壊熱除去系(RHR)	6 ⑤*1流量計	7 ⑤*2温度計	8 ⑤*3圧力計	9 ⑥補機冷却海水ポンプ	10 ⑦高圧注水系(HPCS)	11 ⑧隔離時冷却系(RCIC)	12 ⑨SRV開放(RPV減圧)	13 ⑩可搬式注水設備	14 ⑪WWベント(PCV減圧)	15 ⑫フィルターベント
1		S	S	S		S	S			S						
2		S	S	S		S	S			F	S					
3		S	S	S		S	S			F	F	S				
4		S	S	S		S	S			F	F	F	S	S		
5		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	S	S
6		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	S	F
7		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	F	
8		S	S	S		S	S			F	F	F	F		S	S
9		S	S	S		S	S			F	F	F	F		S	F
10		S	S	S		S	S			F	F	F	F		F	
11		S	S	S		S	F	S		S						
12		S	S	S		S	F	S		F	S					
13		S	S	S		S	F	S		F	F	S				
14		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	S		
15		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
16		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
17		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	F	
18		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		S	S
19		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		S	F
20		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		F	
21		S	S	S		S	F	F	S	S						
22		S	S	S		S	F	F	S	F	S					
23		S	S	S		S	F	F	S	F	F	S				
24		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	S		
25		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S
26		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F
27		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
28		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		S	S
29		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		S	F
30		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		F	
31		S	S	S		S	F	F	F		S					
32		S	S	S		S	F	F	F		F	S				
33		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	S		
34		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	S	S
35		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	S	F
36		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	F	
37		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		S	S
38		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		S	F
39		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		F	
40		S	S	S		F					S					
41		S	S	S		F					F	S				
42		S	S	S		F					F	F	S	S		
43		S	S	S		F					F	F	S	F	S	S
44		S	S	S		F					F	F	S	F	S	F
45		S	S	S		F					F	F	S	F	F	
46		S	S	S		F					F	F	F		S	S
47		S	S	S		F					F	F	F		S	F
48		S	S	S		F					F	F	F		F	
49		S	S	F	S	S	S			S						
50		S	S	F	S	S	S			F	S					
51		S	S	F	S	S	S			F	F	S				
52		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	S		
53		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	S	S
54		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	S	F
55		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	F	
56		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		S	S
57		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		S	F
58		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		F	
59		S	S	F	S	S	F	S		S						
60		S	S	F	S	S	F	S		F	S					
61		S	S	F	S	S	F	S		F	F	S				
62		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	S		
63		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
64		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
65		S	S	F	S	S	F	S		F	S	F	S	F	F	
66		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		S	S
67		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		S	F
68		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		F	
69		S	S	F	S	S	F	F	S	S						
70		S	S	F	S	S	F	F	S	F	S					
71		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	S				
72		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	S		
73		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S
74		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F
75		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
76		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	S
77		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	F
78		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		F	
79		S	S	F	S	S	F	F	F		S					
80		S	S	F	S	S	F	F	F		F	S				
81		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	S		
82		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	S
83		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	F
84		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	F	
85		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		S	S
86		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		S	F
87		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		F	
88		S	S	F	S	F					S					
89		S	S	F	S	F					F	S				
90		S	S	F	S	F					F	F	S	S		
91		S	S	F	S	F					F	F	S	F	S	S
92		S	S	F	S	F					F	F	S	F	S	F
93		S	S	F	S	F					F	F	S	F	F	
94		S	S	F	S	F					F	F	F		S	S
95		S	S	F	S	F					F	F	F		S	F
96		S	S	F	S	F					F	F	F		F	
97		S	S	F	F										S	S
98		S	S	F	F										S	F
99		S	S	F	F										F	
100		S	F		S	S	S			S						
101		S	F		S	S	S			F	S					
102		S	F		S	S	S			F	F	S				
103		S	F		S	S	S			F	F	F	S	S		
104		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	S	S
105		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	S	F
106		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	F	
107		S	F		S	S	S			F	F	F	F		S	S
108		S	F		S	S	S			F	F	F	F		S	F
109		S	F		S	S	S			F	F	F	F		F	
110		S	F		S	S	F	S		S						
111		S	F		S	S	F	S		F	S					
112		S	F		S	S	F	S		F	F	S				
113		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	S		
114		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
115		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
116		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	F	
117		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		S	S
118		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		S	F
119		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		F	
120		S	F		S	S	F	F	S	S						

図 5.2.1-5　BWR5 における全電源喪失シナリオ２
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）入力データ（1/2）

	121		S	F		S	S	F	F	S	F	S									
	122		S	F		S	S	F	F	S	F	F	S								
	123		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	S						
	124		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S				
	125		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F				
	126		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F					
	127		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	S				
	128		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	F				
	129		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		F					
	130		S	F		S	S	F	F	F		S									
	131		S	F		S	S	F	F	F		F	F								
	132		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	S						
	133		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	S				
	134		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	F				
	135		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	F					
	136		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S	S				
	137		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S	F				
	138		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		F					
	139		S	F		S	F					S									
	140		S	F		S	F					F	F								
	141		S	F		S	F					F	F	S	S						
	142		S	F		S	F					F	F	S	F	S	S				
	143		S	F		S	F					F	F	S	F	S	F				
	144		S	F		S	F					F	F	S	F	F					
	145		S	F		S	F					F	F	F		S	S				
	146		S	F		S	F					F	F	F		S	F				
	147		S	F		S	F					F	F	F		F					
	148		S	F		F										S	S				
	149		S	F		F										S	F				
	150		S	F		F										F					
	151		F													S	S				
	152		F													S	F				
	153		F													F					
	154																				
	155																				
	156																				
	157																				
	158																				
	159																				
	160																				

直列・並列関係の設定

取りまとめ数		0	
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No.	
		始点	終点
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値 T_{max} 1500

	AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
			①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源(EDG)	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系(RHR)	⑤*1流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系(HPCS)
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	2.14	2.14	22.2	1.09	1.09	1.09	1.09	1.09	5.4
		C2	5.4	4.58	4.58	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4
		C3	5.4	7.03	7.03	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4
	起動するまでの時間(min)	T_a1	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
		T_a2	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
		T_a3	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1
	成立性確認時間(min)	T_b1	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
		T_b2	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
		T_b3	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90
	要求機能充足率	L1	10	3	3	1	2	2	2	2	2	1
		L2	0	2	2	0	1	1	1	1	1	0
		L3	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0
	タイプ		A	C	C	A	B	B	B	B	B	A
経年化起因機能喪失確率(※)		M	3.00E-08	5.90E-07	8.00E-06	1.90E-03	3.80E-06	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	2.60E-06	3.80E-06

	AM構成項目No.		11	12	13	14	15
			⑧隔離時冷却系(RCIC)	⑨SRV開放(RPV減圧)	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント(PCV減圧)	⑫フィルターベント
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	1.09	22.2	5.4	5.4
		C2	5.4	2.93	22.2	5.4	5.4
		C3	5.4	2.93	22.2	5.4	5.4
	起動するまでの時間(min)	T_a1	1	30	60	10	10
		T_a2	1	30	60	10	10
		T_a3	1	30	60	10	10
	成立性確認時間(min)	T_b1	30	30	300	60	60
		T_b2	30	30	300	60	60
		T_b3	30	30	300	60	60
	要求機能充足率	L1	1	2	1	1	1
		L2	0	1	0	0	0
		L3	0	0	0	0	0
	タイプ		A	B	A	A	A
経年化起因機能喪失確率(※)		M	3.80E-06	7.70E-06	4.30E-06	1.20E-06	5.30E-07

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1440	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数(1～16)	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.(中間)
0	11	1	

図 5.2.1-6　BWR5 における全電源喪失シナリオ２
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）入力データ（2/2）

5.2.2 解析結果とその評価

(1) 解析結果

シナリオ１（WW ベント失敗で PCV 損傷）について、各外力レベル値での条件付き回復成功確率を**図 5.2.2-1** に示す。FV 相当値、RAW 相当値を**図 5.2.2-2** に示す。外力レベル 0 および 5 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 5.2.2-3** および**図 5.2.2-4** に示す。

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000

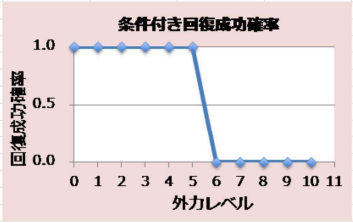


図 5.2.2-1　各外力レベル値での条件付き回復成功確率
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*１流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）
1	0	FV	0.64670659	0.0259481	0.32135729	0.35129741	0	0	0	0	-0.00199601	-0.00199601
		RAW	21574130	40991.495	40991.499	185.97006	0.99800399	1	1	1	1	0.99800399
6	5	FV	0.648	0.024	0.328	0.354	0	0	0	0	0	0
		RAW	21617278.2	41073.476	41073.476	186.34	1	1	1	1	1	83.146
11	10	FV	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

外力レベルステップNo.	外力レベルH		⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）
1	0	FV	0.00199601	0	0	1
		RAW	0.99800399	1	1	832779.226
6	5	FV	-0.002	0	0	1
		RAW	83.146	1	1	834704.91
11	10	FV	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1

図 5.2.2-2　各外力レベル値での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

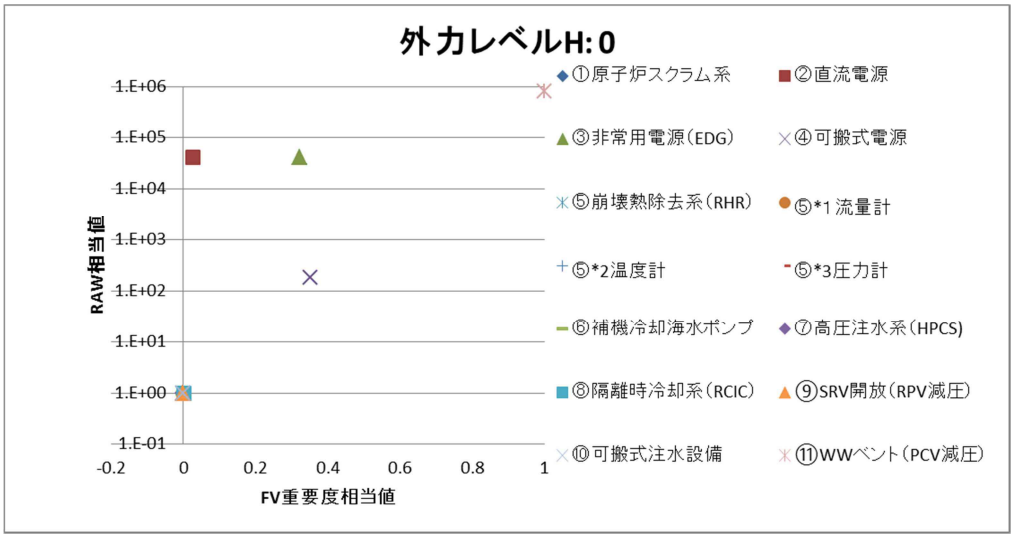


図 5.2.2-3　外力レベル０での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

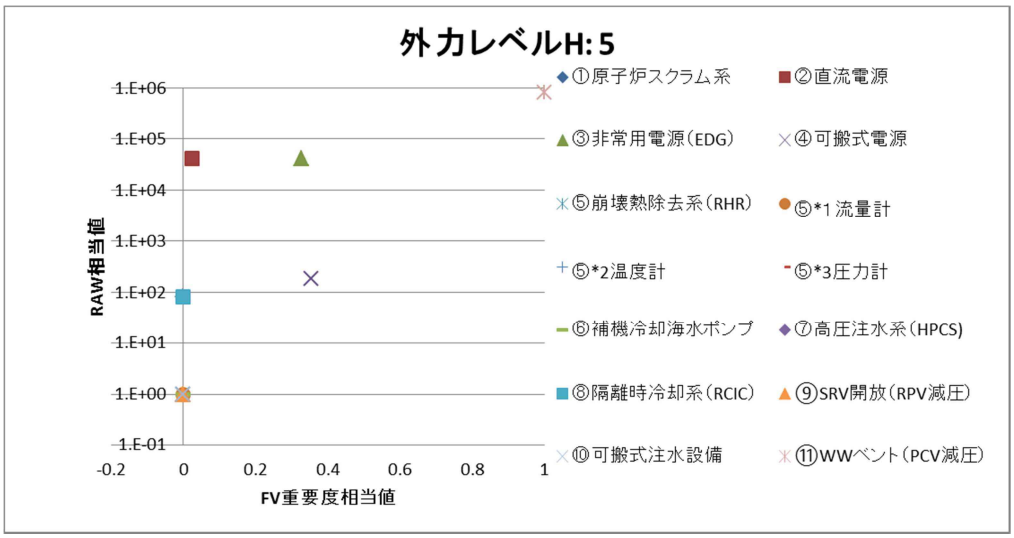


図 5.2.2-4　外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

シナリオ２（フィルターベント失敗で PCV 損傷）について、各外力レベル値での条件付き回復成功確率を**図 5.2.2-5** に示す。FV 相当値、RAW 相当値を**図 5.2.2-6** に示す。外力レベル 0 および 5 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 5.2.2-7** および**図 5.2.2-8** に示す。

シナリオ１と比べシナリオ２では「WW ベント失敗」の FV 相当値が小さな値となった。その差分とほぼ同じ値がシナリオ２「フィルターベント」の FV 相当値となった。

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000

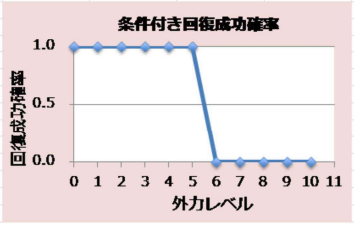


図 5.2.2-5　各外力レベル値での条件付き回復成功確率
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*１流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）
1	0	FV	0.64632455	0.02496533	0.32316227	0.35090153	0	0	0	0	-0.00138696	-0.00138696
		RAW	21612273.2	41063.9681	41063.9695	186.29681	0.99861304	1	1	1	1	0.99861304
6	5	FV	0.64722222	0.02361111	0.32777778	0.35277778	0	0	0	0	0	0
		RAW	21642290.3	41121	41120.9986	186.554167	1	1	1	1	1	83.2402778
11	10	FV	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

外力レベルステップNo.	外力レベルH		⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）	⑫フィルターベント
1	0	FV	0.00138696	0	0	0.69348128	0.30513176
		RAW	0.99861304	1	1	578671.834	578671.834
6	5	FV	-0.00138889	0	0	0.69444444	0.30555556
		RAW	83.2402778	1	1	579656.188	579656.188
11	10	FV	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1

図 5.2.2-6　各外力レベル値での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

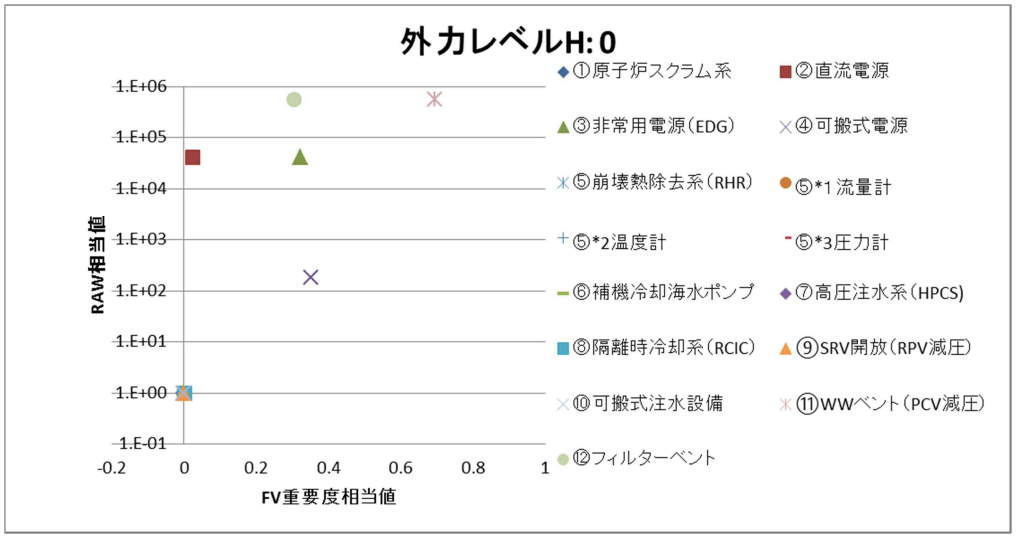


図 5.2.2-7　外力レベル０での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

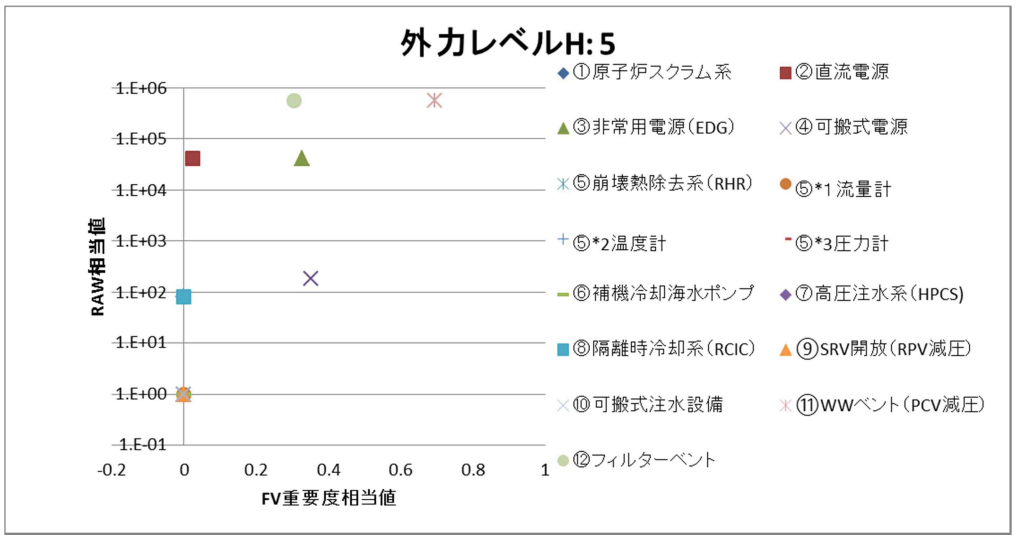


図 5.2.2-8　外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

(2) 解析の評価

評価の基準としたシナリオ１（WW ベントで PCV 破損）では, WW ベントが最も RAW 相当値が大きく、FV 相当値も大きい。次いで大きな RAW 相当値を与えるのはいずれもバックアップ電源系で、非常用電源（EDG）、直流電源、そして RAW 相当値は若干小さくなるが、可搬式電源の FV 相当値が若干大きくなる。その他はいずれも RAW 相当値、FV 相当値共に小さな値を示す。

ただし地震による外力が加わり、外力レベルが５（基準振動の 2 倍相当と想定）すると、これらに隔離時冷却系(RCIC)の影響が加わってくる。この要因は、RCIC の上段にある崩壊熱除去系（RHR）⑤または補機冷却海水ポンプ⑥および下段にある SRV 開放が阻害される⑨ためである。本考察を確認するために、RCIC の上段にある RHR または補機冷却海水ポンプと下段にある SRV 開放の外力レスポンスを変えて評価し、上記を確認した。

(i) ⑤RHR/⑥補機冷却海水ポンプのいずれか+⑨SRV 開放の機能低減（ゼロ）
外力しきい値（外力レベル 5 以上）：RAW 相当値；1x102

(ii) ⑤RHR/⑥補機冷却海水ポンプのいずれか、または⑨SRV 開放の機能低減（ゼロ）
外力しきい値（外力レベル 5 以上）：RAW 相当値；1x100

シナリオ１と比べシナリオ２では「WW ベント失敗」の FV 相当値が小さな値となった。その差分とほぼ同じ値がシナリオ２「フィルターベント」の FV 相当値となった。

RAW 相当値、FV 相当値共に、マネージメントフローを構成する要素設備、機器の機能充足率、経年化機能喪失率に強く依存し、解析に当たっては、それら入力データによって異なった結果が得られる。ではあるが、本解析では、レリジレンス評価手法が,深層防護レベル４層を考慮した安全裕度に適用が可能であることを示すことができた。

5.3 安全性を表す指標・評価手法の適合性分析

5.3.1 リスク評価モデルの構築

(1) リスク評価モデルの選定

リスク評価モデルについては、4.2.1 と同様に、SA 対策-Ⅰ及び SA 対策-Ⅱに対応するモデルとしてレベル 1.5PRA モデルを構築する。

(2) 評価対象シナリオの選定

5.1.2 で述べたように、BWR5 の全電源喪失事象をリスク評価の対象シナリオとする。

(3) SA 対策設備の選定

SA 対策設備の選定にあたっては、レジリエンス指標における評価結果を参考にした。全交流電源喪失シナリオにおけるレジリエンス指標の解析結果から、FV 相当値が最大となった WW ベント（PCV 減圧）、可搬式電源、及び可搬式注水設備の３種類の SA 対策を評価対象施設として選定した。

SA 対策設備については、参考文献[1]などを参考に仮想的な機器構成とした。参考にした SA 対策設備に関する情報を図 5.3.1-1～図 5.3.1-7 に示す。

また、PRA を実施するため、Excel による簡易的なイベントツリー評価用ツールを使用した。付録として、イベントツリー評価用ツールのマニュアルを添付した。

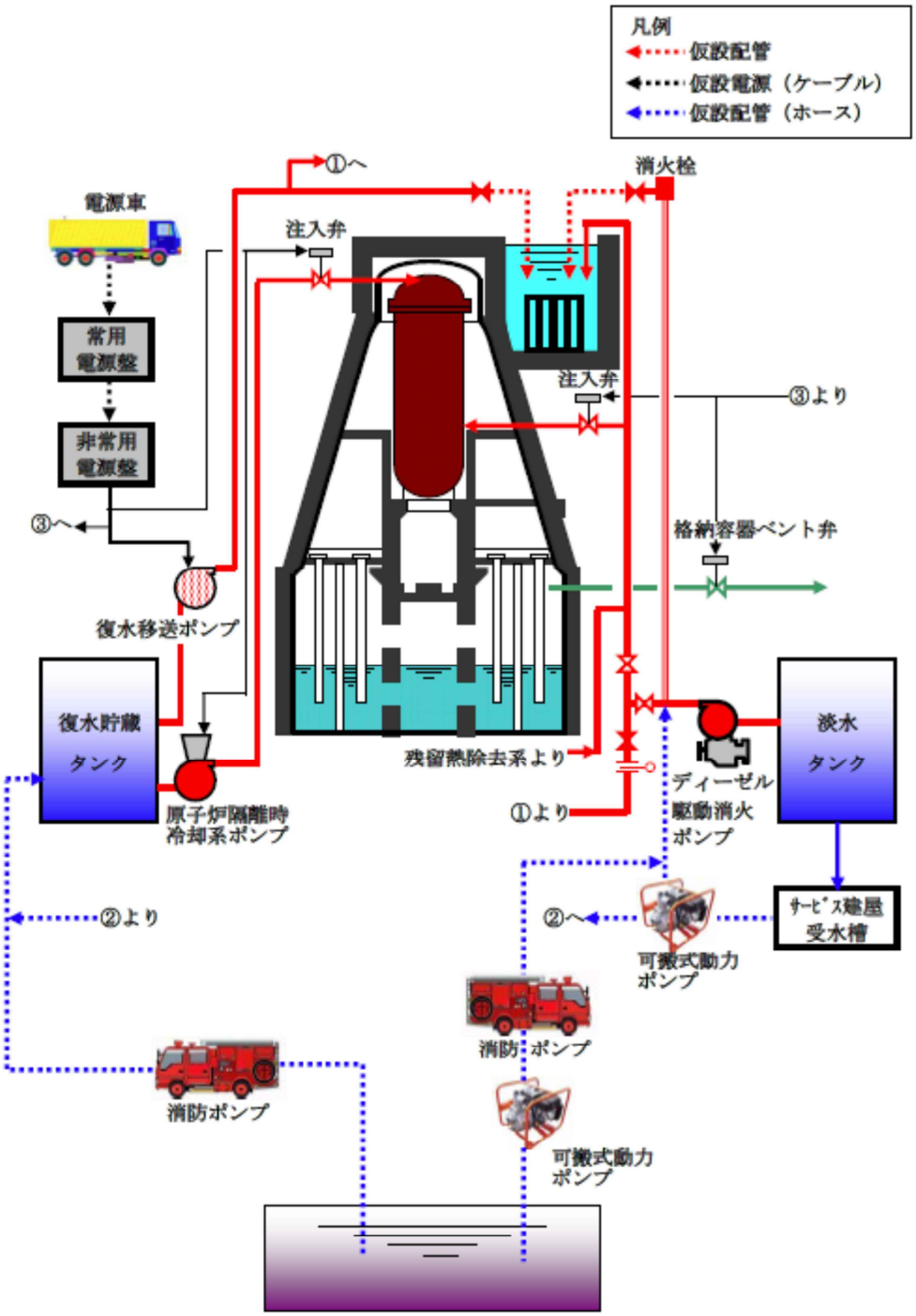


図 5.3.1-1 緊急安全対策の概要（イメージ）[1]

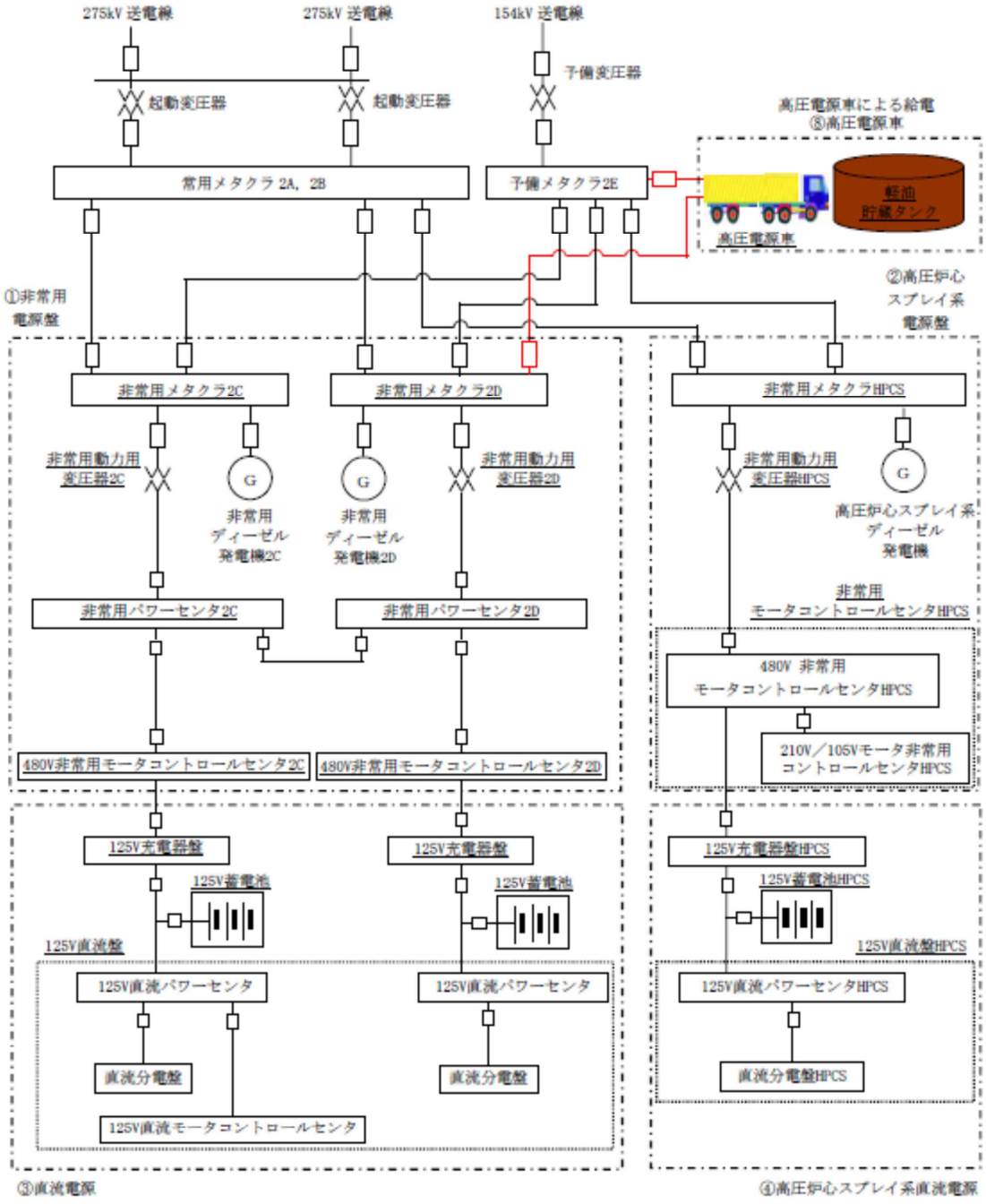


図 5.3.1-2 各影響緩和機能の系統概要図（地震：炉心評価）
（高圧電源車による給電）[1]

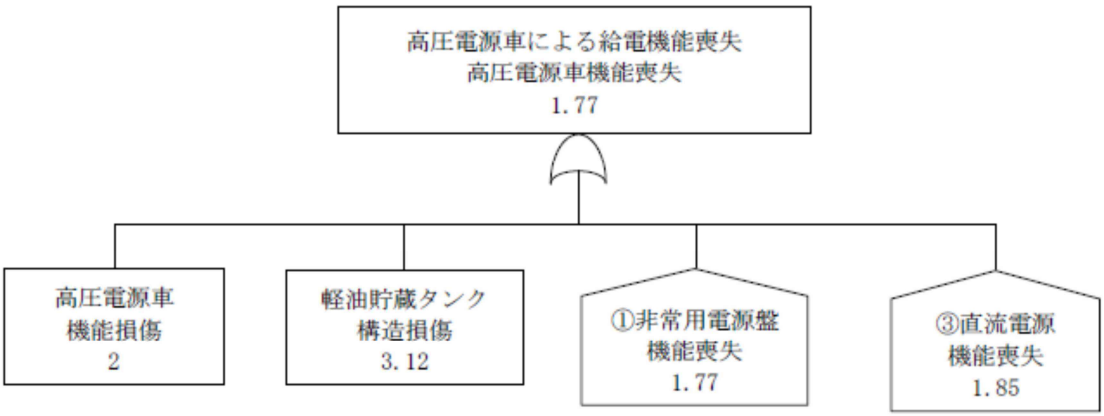


図 5.3.1-3 各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：炉心評価）
（高圧電源車による給電）[1]

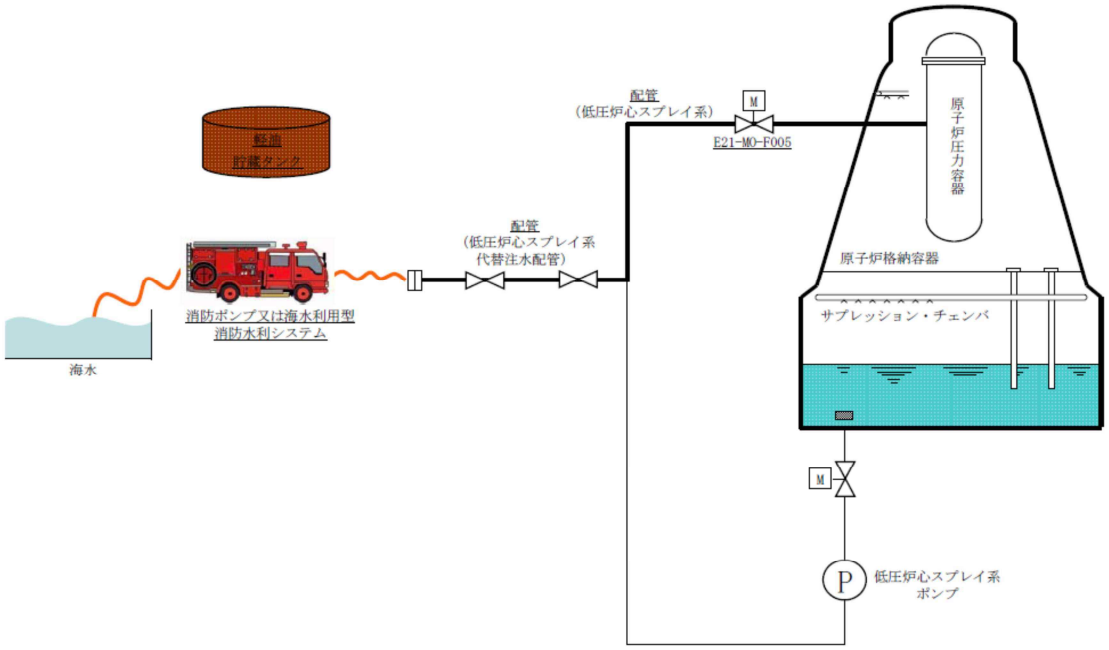


図 5.3.1-4 各影響緩和機能の系統概要図（地震：炉心評価）
（消防ポンプ又は海水利用型消防水利システムによる注水）[1]

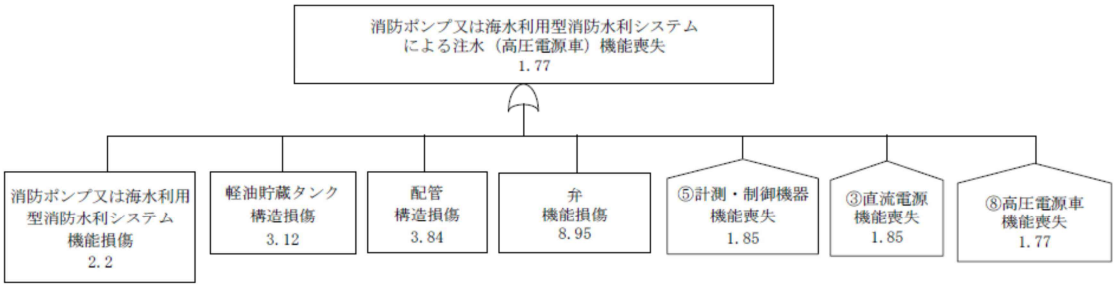


図 5.3.1-5 各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：炉心評価）
（消防ポンプ又は海水利用型消防水利システムによる注水）[1]

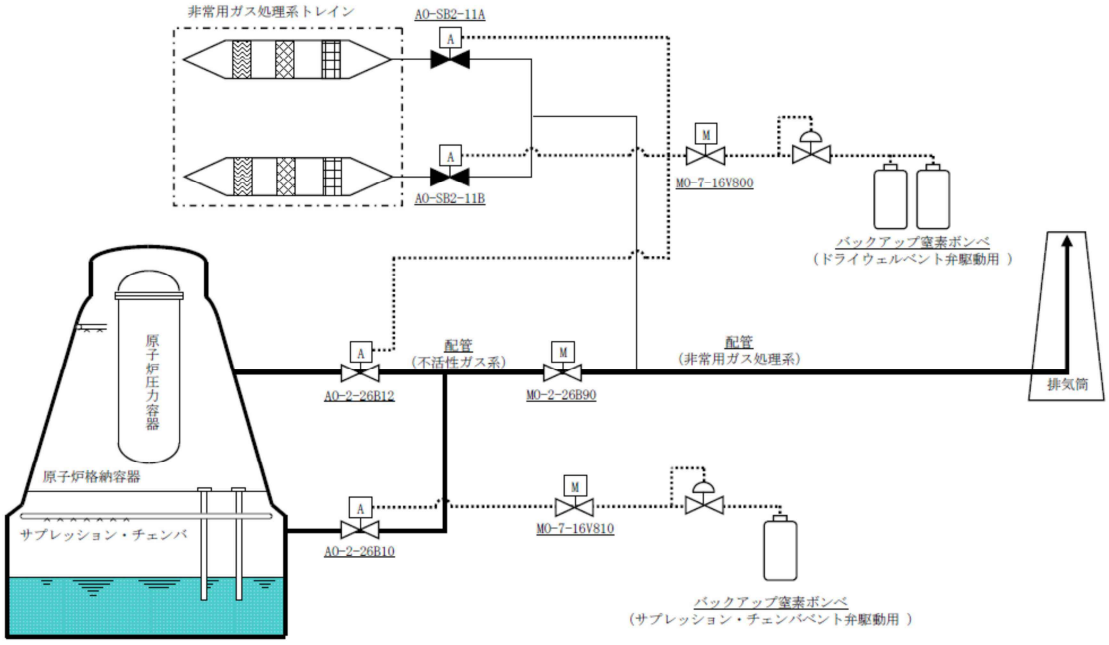


図 5.3.1-6 各影響緩和機能の系統概要図（地震：炉心評価）
（格納容器ベント）[1]

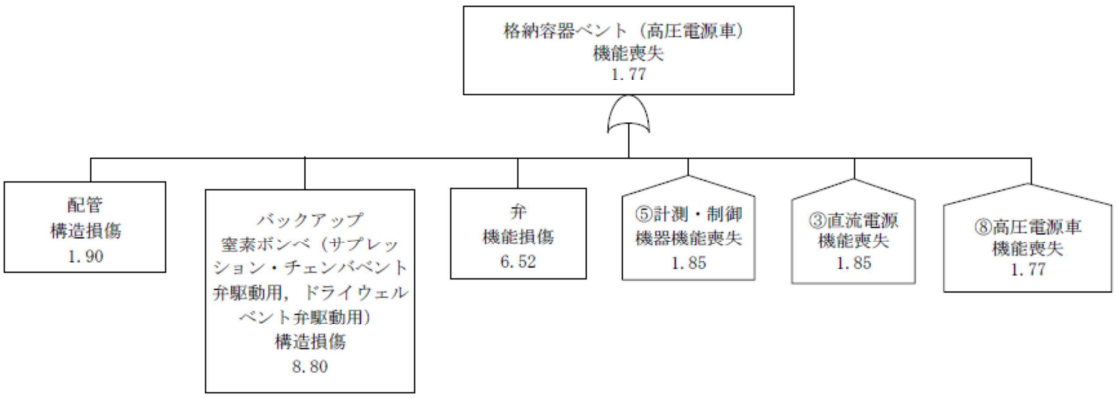


図 5.3.1-7 各影響緩和機能のフォールトツリー（地震：炉心評価）（格納容器ベント）[1]

(4) SA 対策設備のモデル化

(3)で選定した SA 対策設備について、その機器単位のフォールトツリーを作成した。なお、SA 対策設備のフォールトツリーについては、公開された情報が得られなかったため、本作業では、仮想的な機器構成を用いた。同様に、SA 対策設備を構成する機器の故障率についても、NUCIA データから直接設定できるもの以外は仮想的な数値を適用した。

1) 可搬式電源設備

図 5.3.1-3 に基づき作成したフォールトツリーを図 5.3.1-8 に、対象機器と故障率の一覧を表 5-32 に示す。

各故障率は以下の通りとした。

直流電源機能は NUCIA データ（蓄電池の機能喪失）から 6.4×10^{-8} とした。

軽油貯蔵タンク構造損傷については、‘タンク破損、閉塞’を参考に、1.0×10^{-7} とした。

高圧電源車機能損傷については、工学的判断により 1.0×10^{-4} とした。

非常用電源盤機能喪失については、配管の減肉の影響を除いた可搬式電源の故障率が表 5-4 で示した値（1.9×10^{-3}）に等しくなるように逆算して 1.8×10^{-3} とした。

配管の経年劣化影響については、運転開始後 30 年を想定し 1.0×10^{-4} とした。

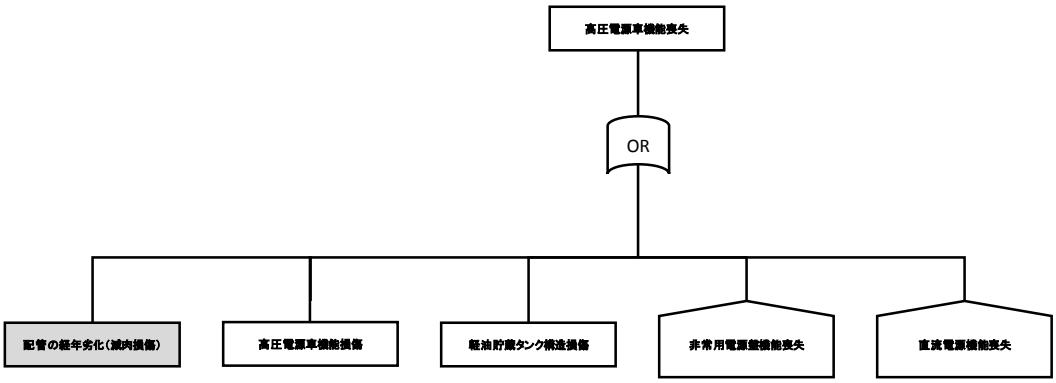


図 5.3.1-8 可搬式電源設備のフォールトツリー（配管減肉考慮）

表 5-32 可搬式電源設備フォールトツリー基事象一覧

対象機器	故障率
配管の経年劣化（減肉損傷）	1.0E-04
高圧電源車機能損傷	1.0E-04
軽油貯蔵タンク構造損傷	1.0E-07
非常用電源盤機能喪失	1.8E-03
直流電源機能喪失	6.4E-08

2) 可搬式注水設備

図 5.3.1-5 に基づき作成したフォールトツリーを図 5.3.1-9 に、対象機器と故障率の一覧を表 5-33 に示す。

消防ポンプの機能損傷については、図5.1.2-1で示した補機冷却水ポンプより大きめの3.75×10^{-6}とした。

弁機能損傷については、NUCIA データの弁類に関する故障率（～10^{-7}）を上回る 3.0×10^{-7}とした。

計測・制御機器の機能喪失については、NUCIA データ（検出器、演算器、コントローラが 10^{-7}～10^{-9}程度）を参考に 1.0×10^{-7}とした。

配管構造損傷に関しては、配管の減肉の影響を除いた可搬式注水設備の故障率が図5.1.2-1で示した値（4.3×10^{-6}）に等しくなるように逆算して 1.5×10^{-7}とした。

配管の経年劣化影響については、運転開始後 30 年を想定し 1.0×10^{-4}とした。

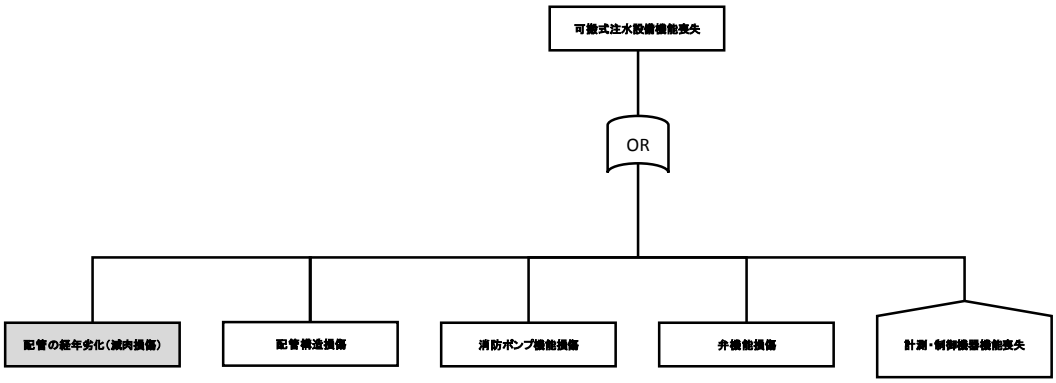


図 5.3.1-9 可搬式注水設備のフォールトツリー（配管減肉考慮）

表 5-33 可搬式注水設備フォールトツリー基事象一覧

対象機器	故障率
配管の経年劣化（減肉損傷）	1.0E-04
配管構造損傷	1.5E-07
消防ポンプ機能損傷	3.75E-06
弁機能損傷	3.0E-07
計測・制御機器機能喪失	1.0E-07

3) WW ベント設備

図 5.3.1-7 に基づき作成したフォールトツリーを図 5.3.1-10 に、対象機器と故障率の一覧を表 5-34 に示す。

直流電源、弁機能、計測・制御機器については、既出のデータと同様とした。

バックアップ窒素ボンベ損傷については、、配管の減肉の影響を除いた WW ベントの失敗確率が表 5-4 で示した WW ベントの値（1.2×10^{-6}）に等しくなるように逆算して 5.9×10^{-7} とした。

配管の経年劣化影響については、運転開始後 30 年を想定し 1.0×10^{-4} とした。

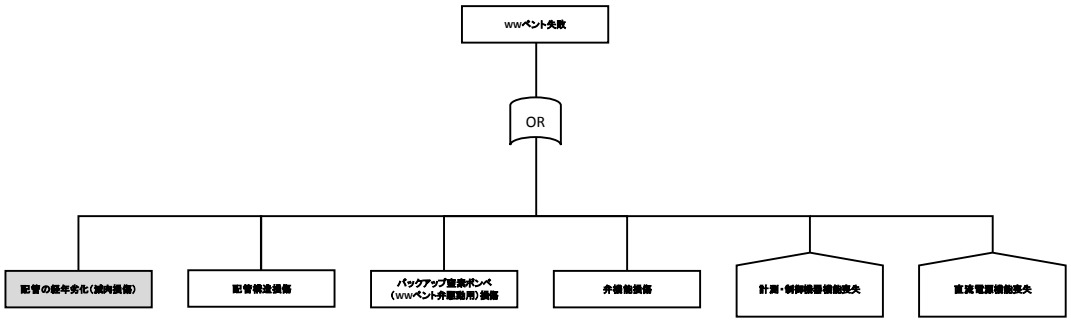


図 5.3.1-10 WW ベント設備のフォールトツリー（配管減肉考慮）

表 5-34 WW ベント設備フォールトツリー基事象一覧

対象機器	故障率
配管の経年劣化（減肉損傷）	1.0E-04
配管構造損傷	1.5E-07
バックアップ窒素ボンベ損傷	5.9E-07
弁機能損傷	3.0E-07
計測・制御機器機能喪失	1.0E-07
直流電源機能喪失	6.4E-08

(5) イベントツリー（ET）の構築

公開情報に加え、(3)で選定した SA 対策設備をイベントツリーのヘディングに追加した。起因事象発生頻度を表 5-35 に示す。本作業では、イベントツリー解析に関して SA 対策設備以外の各ヘディングの分岐確率についてはフォールトツリーを作成せず､工学的判断に基づき数値を設定した。流量計、温度計、圧力計の不具合については、工学的判断に基づき、いずれも 1.0×10^{-4} とした。また、SA 対策設備として、可搬式電源、可搬式注水設備（SA 対策-Ⅰ）及び WW ベント（SA 対策-Ⅱ）をヘディングに追加した。

構築した ET を

図 5.3.1-11 に示す。

また本作業では、‘炉心損傷’、‘格納容器破損’の状態を次のように判断した。

・炉心損傷：『スクラム失敗』、『直流電源故障かつ可搬式電源故障』、『非常用電源故障かつ可搬式電源故障』、『RHR 失敗かつ HPCS 失敗かつ RCIC 失敗かつ SRV 開放失敗』、『RHR 失敗かつ HPCS 失敗かつ RCIC 失敗かつ SRV 開放成功かつ可搬式注水設備故障』､『補機冷却海水ポンプ故障かつ HPCS 失敗かつ RCIC 失敗かつ SRV 開放失敗』､『補機冷却海水ポンプ故障かつ HPCS 失敗かつ RCIC 失敗かつ SRV 開放成功かつ可搬式注水設備故障』のいずれかが生じた場合

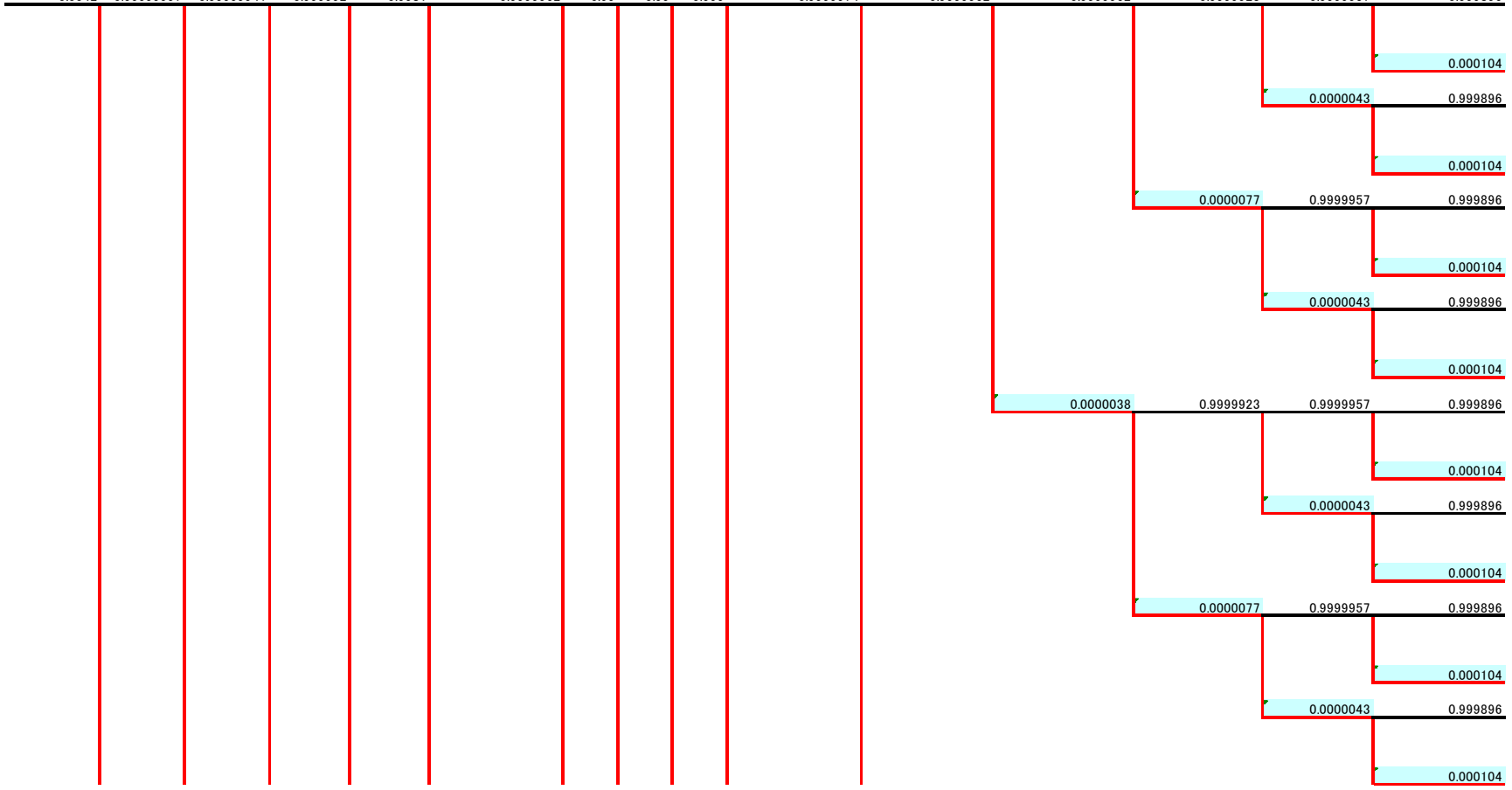
・格納容器破損：スクラム失敗、WW ベント失敗が同時に生じた場合

表 5-35 起因事象の発生頻度[2]

起因事象		発生頻度［／炉年］	ＥＦ	評価方法
過渡事象	非隔離事象	1.6E-01	3.0	・国内ＢＷＲ実績データ　（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，総運転炉年※1より算出
	隔離事象	2.7E-02	3.0	
	全給水喪失	1.0E-02	3.0	
	水位低下事象	2.7E-02	3.0	
	原子炉緊急停止系誤動作等	4.9E-02	3.0	
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03	3.0	・発生経験はないため，発生件数0.5件として，総運転炉年※1より算出
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03	3.0	・国内ＢＷＲ実績データ（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，暦年※2より算出
手動停止／サポート系喪失（手動停止）	計画外停止	4.3E-02	3.0	・国内ＢＷＲ実績データ　（平成21年3月末時点） ・発生件数に対して，総運転炉年※1より算出
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅰ）	7.2E-04	3.0	・発生経験はないため，発生件数0.5件として，総運転炉年※1より算出(発生頻度は系統あるいは母線当たり)
	残留熱除去系海水系故障（区分Ⅱ）	7.2E-04	3.0	
	交流電源故障（区分Ⅰ）	1.5E-04	3.0	
サポート系喪失（自動停止）	交流電源故障（区分Ⅱ）	1.5E-04	3.0	
	タービン・サポート系故障	7.2E-04	3.0	
サポート系喪失（直流電源故障）	直流電源故障（区分Ⅰ）	2.8E-04	3.0	
	直流電源故障（区分Ⅱ）	2.8E-04	3.0	
ＬＯＣＡ	大ＬＯＣＡ	2.0E-05	20.0	・発生経験はないため，ＮＵＲＥＧ／ＣＲ－５７５０※3及びＮＵＲＥＧ－１８２９※4のデータに基づき算出
	中ＬＯＣＡ	2.0E-04	20.0	
	小ＬＯＣＡ	3.0E-04	10.0	
格納容器バイパス	インターフェイスシステム　ＬＯＣＡ	4.1E-10	24.6	・システム信頼性解析により，隔離弁等の故障により低圧設計箇所が破損する頻度として算出

※1　国内ＢＷＲ全32基の総運転炉年：約488.1炉年
※2　国内ＢＷＲ全32基の営業運転開始からの総年数（暦年）：約706.1炉年
※3　配管の貫通クラックの発生経験から破断に至る確率を評価した文献
※4　設計基準ＬＯＣＡ見直しのため，ＮＲＣがＬＯＣＡ発生頻度を評価した文献

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
LOSP	C	DC	EDG	BC	W	WF	WT	WP	CP	HPCS	RCIC	SRV	PP	WW
外部電源喪失	スクラム系	直流電源	非常用電源	可搬式電源	崩壊熱除去系(RHR)	流量計	温度計	圧力計	補機冷却海水ポンプ	高圧注水系(HPCS)	隔離時冷却系(RCIC)	SRV開放(RPV減圧)	可搬式注水設備	WWベント(PCV減圧)
0.0042	0.99999997	0.99999941	0.999992	0.9981	0.9999962	0.99	0.99	0.999	0.9999974	0.9999962	0.9999962	0.9999923	0.9999957	0.999896
	0.00000003	0.00000059	0.000008	0.0019	0.0000038	0.01	0.01	0.001	0.0000026	0.0000038	0.0000038	0.0000077	0.0000043	1.04E-04
0.0042	0.99999997	0.99999941	0.999992	0.9981	0.9999962	0.99	0.99	0.999	0.9999974	0.9999962	0.9999962	0.9999923	0.9999957	0.999896



～以下、略～

図 5.3.1-11 外部電源喪失イベントツリー

5.3.2 経年プラントの総合的な安全評価

経年プラントの総合的な安全評価では、5.3.1 で構築したリスク評価モデルを用い、
・SA 対策設備の有効性検討
・SA 対策設備の経年劣化評価
を実施し､経年プラントにおける深層防護レベル 4 層として注目すべき機器等の抽出を試みた。

(1) SA 対策設備の有効性評価

BWR プラント関する SA 対策設備の有効性について､外部電源喪失シナリオについて評価を行った。SA 対策設備の機能喪失確率はフォールトツリー解析の結果から、可搬式電源設備、可搬式注水設備、WW ベントそれぞれ、1.9×10^{-3}、4.3×10^{-6}、1.2×10^{-6} である。この数値は､レジリエンス評価で使用した故障率と一致させるように個々の機器故障率を調整したものである。また、外部電源喪失シナリオの発生頻度については、公開データ[1]から 4.2×10^{-3} とした。

本作業の結果と比較するため、参考文献[1]から起因事象別の炉心損傷頻度と主要な事故シーケンスを表 5-36 に示す。また、事故シーケンスの分類については表 5-37 の通りである[3]。SA 対策設備の有無による ET 解析結果を表 5-38 に示す。SA 対策無の場合の全炉心損傷頻度は 3.62×10^{-8} であった。これは、表 5-36 の長期 TB と TBU の間の数値であり、本作業で想定した仮定が極端に現実離れしたものでないといえる。

表 5-38 を見ると、終状態 No.２と No.３は、SA 対策有の炉心損傷頻度が約３桁低い。これは、可搬式電源の導入によりその故障率 1.9×10^{-3} の割合で炉心損傷頻度が低下したことによる。同様に、No.5 と No.７は可搬式注水設備の導入の影響が表れている。全体的な炉心損傷頻度は、SA 対策- I により対策前の 5.5×10^{-3} 倍になった。

一方、格納容器破損頻度に関しては、WW ベントを導入することで SA 対策無に対する SA 対策有の比率は $1/10^{4}$ に低下している。

SA 対策に関する安全裕度を評価するため、平成２６年度と同様の定義で、リスク指標の評価結果を表 5-39 に示す。

表 5-36 起因事象別の炉心損傷頻度と主要な事故シーケンス[2]

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度（／炉年）	主要な事故シーケンス
高圧注水・減圧失敗	ＴＱＵＸ	1.1×10^{-8}	直流電源故障（区分Ⅰ）＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗
高圧・低圧注水失敗	ＴＱＵＶ	3.0×10^{-9}	直流電源故障（区分Ⅰ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失	長期ＴＢ	7.6×10^{-8}	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋高圧炉心冷却失敗
	ＴＢＵ	2.0×10^{-8}	直流電源故障（区分Ⅰ）＋交流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗
	ＴＢＰ	5.1×10^{-10}	外部電源喪失＋ＤＧ失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋高圧炉心冷却失敗
	ＴＢＤ	5.7×10^{-12}	外部電源喪失＋直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗
崩壊熱除去機能喪失	ＴＷ	3.1×10^{-5}	非隔離事象＋崩壊熱除去失敗
	ＴＢＷ	4.6×10^{-6}	直流電源故障（区分Ⅱ）＋ＤＧ失敗（ＨＰＣＳ成功）
原子炉停止機能喪失	ＴＣ	2.4×10^{-8}	非隔離事象（ＡＴＷＳ）＋原子炉停止失敗
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	ＡＥ	1.3×10^{-12}	大ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
	Ｓ１Ｅ	1.8×10^{-11}	中ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
	Ｓ２Ｅ	1.2×10^{-13}	小ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗
格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	ＩＳＬＯＣＡ	4.1×10^{-10}	インターフェイスシステムＬＯＣＡ

表 5-37 炉心損傷に至る事故シーケンス[3]

事故シーケンス	特徴
ＴＱＵＶ	高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては，原子炉は低圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
ＴＱＵＸ	高圧系による炉心冷却に失敗し，かつ，原子炉の減圧に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。本シーケンスにおいては，原子炉は高圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
長期ＴＢ	外部電源喪失後，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。その後，ＨＰＣＳによる炉心冷却に失敗し，ＲＣＩＣの作動には成功するが，直流電源の枯渇によりＲＣＩＣが機能喪失し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり，炉心損傷時期は後期に分類される。
ＴＢＵ	外部電源喪失後，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。ＨＰＣＳ及びＲＣＩＣによる炉心冷却に失敗し，炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
ＴＢＰ	外部電源喪失後，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。Ｓ／Ｒ弁の再閉鎖失敗によりＲＣＩＣが機能喪失し，ＨＰＣＳによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は低圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
ＴＢＤ	外部電源喪失後，直流電源系の故障により非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し，ＨＰＣＳによる炉心冷却に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。原子炉は高圧状態であり，炉心損傷時期は早期に分類される。
ＴＷ	事故後，炉心冷却には成功するが，崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後，炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
ＴＢＷ	外部電源喪失後，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による給電に失敗して全交流動力電源喪失に至る。ＨＰＣＳによる炉心冷却は継続しているが，崩壊熱の除去に失敗する事故シーケンスである。崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が過圧破損する。その後，炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は後期に分類される。
ＴＣ	事故後，原子炉の未臨界確保に失敗する事故シーケンスである。ＴＷシーケンスと同様，崩壊熱により発生する水蒸気によって格納容器が炉心損傷前に過圧破損する。その後，炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。炉心損傷時期は早期に分類される。

表 5-38 外部電源喪失シナリオの ET 解析結果

終状態 No.	終状態の判定	炉心損傷頻度[1/炉年]		格納容器破損頻度[1/炉年]	
		SA 対策有	SA 対策無	SA 対策有	SA 対策無
1	スクラム失敗	1.26E-10	1.26E-10		
2	直流電源故障 かつ可搬式電源故障	4.96E-12	2.48E-09		
3	非常用電源故障 かつ可搬式電源故障	6.72E-11	3.36E-08		
4	RHR 失敗かつ HPCS 失敗 かつ RCIC 失敗 かつ SRV 開放失敗	1.78E-24	1.78E-24		
5	RHR 失敗かつ HPCS 失敗 かつ RCIC 失敗 かつ SRV 開放成功 かつ可搬式注水設備故障	2.31E-23	2.31E-19	—	—
6	補機冷却海水ポンプ失敗 かつ HPCS 失敗 かつ RCIC 失敗 かつ SRV 開放失敗	1.21E-24	1.21E-24		
7	補機冷却海水ポンプ失敗 かつ HPCS 失敗 かつ RCIC 失敗 かつ SRV 開放成功 かつ可搬式注水設備故障	1.58E-23	1.58E-19		
8	原子炉スクラム失敗 かつ WW ベント失敗	—	—	1.27E-14	1.26E-10
—	合計	1.98E-10	3.62E-08	1.27E-14	1.26E-10

表 5-39 リスク指標の評価結果

リスク指標		参照評価結果	
SA 対策- I	5.5E-03	CDF(AM 後)	1.98E-10
		CDF(AM 前)	3.62E-08
深層防護 4 層	1.0E-04	CFF(AM 後)	1.27E-14
		CFF(AM 前)	1.26E-10

(2) SA 対策設備の経年劣化評価

SA 対策設備の経年劣化評価では 2.3 節で説明した手法を適用した。また本評価による‘現在’時点の評価結果は 5.3.1 の解析結果を用いた。以下に、評価条件及び評価結果を示す。

1) 評価条件

プラントの時刻歴状態を、設計時（運転開始後０年）、現在、及び将来（経年後として運転開始後４０年）の３パターンに分類した。

ここで、経年劣化としては SA 対策設備の構造材を対象とした評価を行った。構造材の劣化機構としては、流れ加速腐食による配管減肉損傷、応力腐食割れによる配管の亀裂破断、フレッティングや疲労腐食による配管の亀裂破断などがあげられる。構造材の経年劣化機構の詳細については、6.3.2 を参照されたい。ここでは、代表的な経年劣化機構として配管の減肉損傷を取り上げる。図 6.3.4-17 の流れ加速腐食による配管破断累積確率のグラフ（Location⑧、pH 10 のカーブ）を参考に、運転時間 30 年の損傷確率を 10^{-4}、運転時間 40 年の損傷確率を 10^{-3} と仮定した。

それぞれの SA 対策設備の代表機器の経年劣化を考慮した故障率を表 5-40～表 5-42 に示す。また、それらのデータに基づきイベントツリーの該当ヘディングの分岐確率は表 5-43 のように算出できる。

表 5-40 経年劣化を考慮した故障率（可搬式電源設備）

対象機器	故障率		
	設計値	30 年	40 年
配管の経年劣化（減肉損傷）	0.0	1.0E-04	1.0E-03
高圧電源車機能損傷	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-04
軽油貯蔵タンク構造損傷	1.0E-07	1.0E-07	1.0E-07
非常用電源盤機能喪失	1.8E-03	1.8E-03	1.8E-03
直流電源機能喪失	6.4E-08	6.4E-08	6.4E-08

表 5-41 経年劣化を考慮した故障率（可搬式注水設備）

対象機器	故障率		
	設計値	30 年	40 年
配管の経年劣化（減肉損傷）	0.0	1.0E-04	1.0E-03
配管構造損傷	1.5E-07	1.5E-07	1.5E-07
消防ポンプ機能損傷	3.75E-06	3.75E-06	3.75E-06
弁機能損傷	3.0E-07	3.0E-07	3.0E-07
計測・制御機器機能喪失	1.0E-07	1.0E-07	1.0E-07

表 5-42 経年劣化を考慮した故障率（WW ベント設備）

対象機器	故障率		
	設計値	30 年	40 年
配管の経年劣化（減肉損傷）	0.0	1.0E-04	1.0E-03
配管構造損傷	1.5E-07	1.5E-07	1.5E-07
バックアップ窒素ボンベ損傷	6.0E-08	6.0E-08	6.0E-08
弁機能損傷	3.0E-07	3.0E-07	3.0E-07
計測・制御機器機能喪失	1.0E-07	1.0E-07	1.0E-07
直流電源機能喪失	6.4E-08	6.4E-08	6.4E-08

表 5-43 イベントツリーにおける分岐確率（SA 対策設備の経年劣化考慮）

SA 対策設備	設計値	30 年	40 年
可搬式電源設備	1.9E-03	2.0E-03	2.9E-03
可搬式注水設備	4.3E-06	1.0E-04	1.0E-03
WW ベント設備	1.2E-06	1.0E-04	1.0E-03

2) 評価結果及び考察

1)の条件に基づき、表 5-40～表 5-42 の SA 対策設備の機器ごとの（配管に着目した）経年劣化の影響を評価した。評価結果は、‘SA 対策重要度評価システム’を用いて処理した。

表 5-44 で ΔCDF の具体的な数値を見ると、将来（今後 10 年間）の増分は過去 30 年間の増分より一桁大きくなっている。さらに個別の数値を見ると、可搬式注水設備及び WW ベントに関しては、ΔCDF の値は CDF と比較して極端に小さい。したがって、これらの数値は四則演算の丸め誤差等の影響であり、有意な結果ではないと考えられる。この結果をグラフ化したものが図 5.3.2-1 である（縦軸が対数であることに留意）。この炉心損傷頻度に基づく指標により、SA 対策-Ⅰに関しては可搬式電源設備の配管劣化の影響が大きいといえる。

次に、表 5-44 のΔCFF は、格納容器の閉じ込め機能の維持能力の増分を表す指標であり、SA 対策-Ⅰと SA 対策-Ⅱの双方に有効な指標である。ΔCFF についてもΔCDF と同様に WW ベントのみが有意であり、その他は誤差と考えられる。この結果から、深層防護レベル 4 層に関する劣化対策としては、WW ベント設備の配管に着目することが有効であるといえる。この結果は、イベントツリー解析において、格納容器破損の条件が‘原子炉スクラム失敗’かつ‘WW ベント失敗’で成立する定義を適用したため、他の設備の影響が表れなかったためと考えられる。

本作業では、5.3.1 で示したように SA 対策設備として 3 種類の工学設備を取り上げた上で、単純化したフォールトツリーを構築し、経年劣化評価の対象として配管減肉の影響のみに着目したが、より詳細なフォールトツリーを構築し、電気部品の機能劣化などを含めて経年劣化を評価することでより体系的な安全裕度の評価することが可能である。

以上から、先行するレジリエンス指標評価に基づきリスク指標評価を実施することで、深層防護 4 層を考慮した安全裕度が評価できることが確認できた。

表 5-44 対策重要度評価システムによる評価結果

起因事象名	機器名称	故障率			CDF			ΔCDF		
		設計時	現在（30年目）	40年目	設計時	現在（30年目）	40年目	過去増分	将来増分	増分合計
LOSP	配管（可搬式電源）	0	0.0001	0.001	1.95E−10	1.98E−10	2.31E−10	3.61E−12	3.25E−11	3.61E−11
LOSP	配管（可搬式注水設備）	0	0.0001	0.001	1.98E−10	1.98E−10	1.98E−10	3.8E−23	3.49E−22	3.87E−22
LOSP	配管（WWベント）	0	0.0001	0.001	1.98E−10	1.98E−10	1.98E−10	3.1E−25	5.17E−26	3.62E−25

起因事象名	機器名称	故障率			CFF			ΔCFF		
		設計時	現在（30年目）	40年目	設計時	現在（30年目）	40年目	過去増分	将来増分	増分合計
LOSP	配管（WWベント）	0	0.0001	0.001	1.51E−16	1.27E−14	1.26E−13	1.26E−14	1.13E−13	1.26E−13
LOSP	配管（可搬式電源）	0	0.0001	0.001	1.27E−14	1.27E−14	1.27E−14	−9.5E−30	2.52E−29	1.58E−29
LOSP	配管（可搬式注水設備）	0	0.0001	0.001	1.27E−14	1.27E−14	1.27E−14	5.84E−29	−6E−29	−1.6E−30

出典：SA 対策重要度評価システム

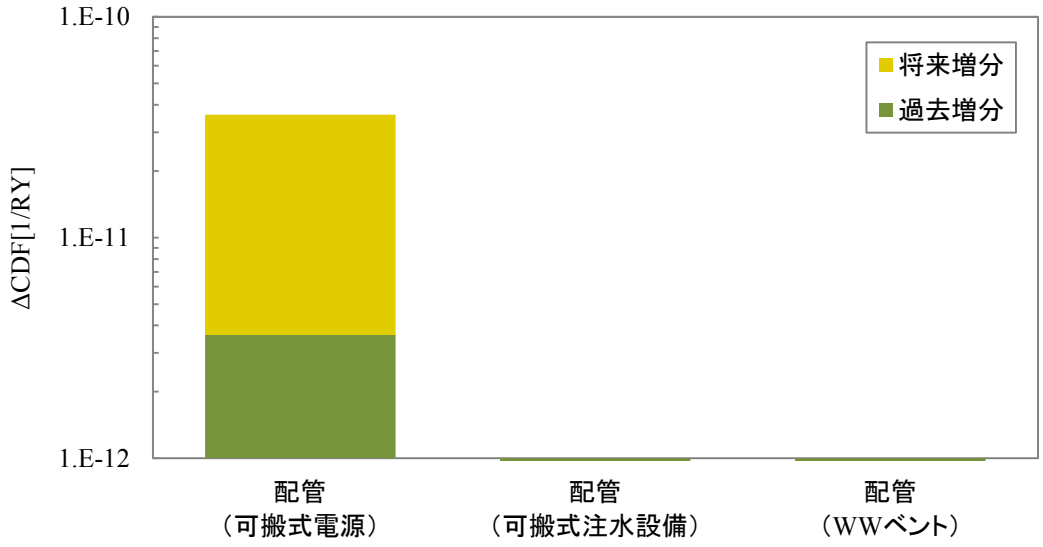


図 5.3.2-1 経年劣化影響評価（配管減肉、SA 対策-Ⅰ）

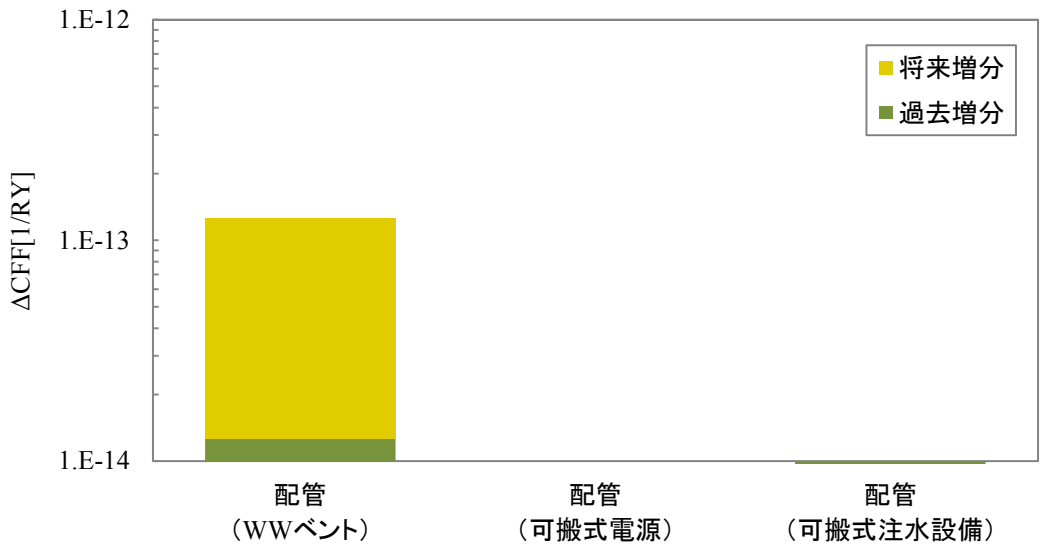


図 5.3.2-2 経年劣化影響評価（配管減肉、SA 対策-Ⅰ/Ⅱ）

参考文献

[1] 東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた東海第二発電所の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）、日本原子力発電株式会社、平成 24 年 8 月

[2] 東海第二発電所　確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について（内部事象出力運転時レベル１ＰＲＡ）、日本原子力発電株式会社、平成 26 年 9 月

[3] 東海第二発電所　確率論的リスク評価（ＰＲＡ）について（内部事象出力運転時レベル１．５ＰＲＡ）、日本原子力発電株式会社、平成 26 年 9 月

6. 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法マニュアルの整備

レジリエンス評価では外力の評価が重要であり、外力を如何に規定するかを明確にしておくことが今後の解析では重要である。またリスク評価では経年プラントの経年による信頼性の低下を如何に定量化するかが重要である。本章では、６．２節で、外力レベルの考え方、複数の外力の重畳効果の考え方を明確にする、と共に 6.3 節で経年化に及ぼす書院氏の影響を評価し、これまでに定量化されている経年化による信頼性の低下（故障率の増大）のうち材料因子の機械強度に係わる因子として流れ加速腐食により故障率の増大を、電気部品の絶縁性の低下による故障率の増大を取り上げ、それぞれ故障率の経年化による増大を数式で表す例を示した。経年化事態の評価は本事業の枠外であるため、個々に示すのはあくまで考え方であるが、本評価法の一部は本プロジェクトの一連の流れの中で過去に検討されたものである。

6.1 信頼性と故障率

6.1.1 設備としての信頼性、故障率

レジリエンス評価およびリスク評価においては、メネージメントフローの各ステップに対応する設備の信頼性、故障率のデータが重要となる。各設備が複数の機器、配管、制御系で構成される場合には、設備全体としての信頼性、故障率は各構成要素の信頼性、故障率を合成することによって評価される。個々の機器の信頼性、故障率を表 6-1 に示す。個々の機器の信頼性と故障率の関係は、

信頼性 F=1-故障率 M

で表される[1]。

表 6-1　個々の機器の信頼性と故障率

基本
信頼性 F＝1-故障率 M

多要素の場合
要素信頼性: $F_i F_i = 1-M_i$
複合信頼性: $F=\Pi_i(F_i)$
各故障率が小さい場合には、近似的に
複合故障率: $M=1-F=1-\Pi_i(F_i)=1-\Pi_i(1-M_i) \sim \Sigma_i(M_i)$
すなわち、要素故障率の和として複合故障率を定義する

6.1.2 多要素から構成される設備としての信頼性、故障率

多要素の場合、信頼性は各構成要素の信頼性の積で表すことができる。各構成要素の信頼性が 1 に近い場合、すなわち故障率が十分に小さい場合には、近似的に設備の故障率各故障率の和として表すことができる。

すなわち、多要素の場合

要素信頼性： $Fi=1-M_i$

複合信頼性： $F=\Pi_i(F_i)$

各故障率が小さい場合には、近似的に

複合故障率： $M=1-F=1-\Pi_i(F_i)=1-\Pi_i(1-M_i) \sim \Sigma_i(M_i)$

すなわち、要素故障率の和として複合故障率を定義する[1]。

6.1.3 経年劣化の影響

設備の信頼性は、経年劣化による低下を考慮する必要がある。また点検、補修、交換といった高経年化対策によって、経年劣化に伴う信頼性の低下を抑制することが可能である。経年化の信頼性への影響評価の具体例については、詳細を、6.3 節に記載する。

6.2 外力の影響評価法

6.2.1 影響評価対象とする外力の種類

個々の機器の信頼性、故障率は，地震その他の外力が付加された状態では、通常時とは異なり一般には信頼性が低下し故障率は増大する可能性がある。この外力負荷下の信頼性、故障率については、信頼性、故障率データベースに基づいて、適切に評価し、採用することが必要となるが、本節ではレジリエンス評価におけるアクシデンタパラメータ（AM パラメータ）である、設備起動及び作動確認時間など所要時間への影響と要求機能充足率への影響を検討する。このうち、外力の所要時間への影響への影響については平成 26 年度の解析にならって、無視することとした。このため、外力の影響は、要求機能充足率への影響のみを検討する[2]。

評価すべき外力としては、基本的には、表 6-2 に示す 8 種を評価の対象とするが、実際には、影響度が特に大きいと考えられる(1)地震、(2)津波及びその組み合わせと、地震時に

発生する内部火災について評価対象とする。

表 6-2　評価すべき外力に対する考え方（１）

1) 評価対象とする外力
(1) 地震　(2) 津波　(3) 竜巻　4) 火山噴火　(5) 内部火災
(6) 溢水　(7) 外部火災　(8) 不法侵入
(1),(2)は単独、複合を評価する。(5)は(1)との重畳の場合のみ評価
26年度成果報告書と同じく、(3)～(8)は単独では評価しない
２） 外力取扱の基本的な考え方
(1)外力による機器・構造の直接的な損傷による機能不全
(2)外力による制御系への影響による間接的な機能不全
(3)外力による損傷による操作のためのアクセスビリティ低下による機能不全

6.2.2　外力の要求機能充足率への影響

外力の影響評価については外力の基準値を設定し、その基準外力を逸脱した場合を、基準外力超とその 2 倍超、3 倍超の３ケースに分け、基準外力以下のケースと合わせて３区分化して評価する。表 6-3 に外力区分の例を示す。基本は 3 区分であるが、組み合わせが複雑になると、さらに個々の外力の組み合わせに基づいて、さらに詳細な区分を準備することができる。

表 6-3　評価すべき外力に対する考え方（２）

評価対象	外力レベル0	外力レベル6	外力レベル11	外力レベル>16
(1) 地震	地震考慮せず	<基準振動x2.0	<基準振動x3.0	>基準振動x4.0
(2) 津波	津波考慮せず	<基準波高x2.0	<基準波高x3.0	>基準波高x4.0
(3) 地震+津波	地震考慮せず	<基準振動x2.0	<基準振動x3.0	>基準振動x4.0
	津波考慮せず	<基準波高x2.0	<基準波高x3.0	>基準波高x4.0
(4) 地震+内部火災	地震考慮せず	<基準振動x2.0	<基準振動x3.0	>基準振動x4.0
	火災考慮せず	< 火災レベル2	<火災レベル3	>火災レベル3
(5) 地震+津波+内部火災	地震考慮せず	<基準振動x2.0	<基準振動x3.0	>基準振動x4.0
	津考慮せず	<基準波高x2.0	<基準波高x3.0	>基準波高x4.0
	火災考慮せず	< 火災レベル2	<火災レベル3>	火災レベル3

火災レベル1：局部的な計装用ケーブル火災
火災レベル2：主配電盤火災
火災レベル3 ：プラント全体にわたる大規模火災

6.2.3 外力の要求機能充足率への影響の具体例

外力レベルを 10 段階余に分けて要求機能充足率への影響を評価した例を表 6-4 に示した。第 5 章のレジリエンス評価では、外力として地震のみを考慮した事例を示した。

表 6-4　外力レベルの分割例

外力レベル	地震	津波	地震＋津波	地震＋内部火災	地震＋津波＋内部火災
0	地震考慮せず	津波考慮せず	地震･津波考慮せず	地震･火災考慮せず	地震･津波･火災考慮せず
1	$<E_1x1.0$	$<E_2x1.0$	$<E_1x1.0$ & $<E_2x1.0$	$<E_1x1.0$ & $<E_{f2}$	$<E_1x1.0$, $<E_2x1.0$ & $<E_{f2}$
2	<E1x1.2	$<E_2x1.2$	$<E_1x1.2$ & $<E_2x1.2$	$<E_1x1.2$ & $<E_{f2}$	$<E_1x1.2$, $<E_2x1.2$ & $<E_{f2}$
3	<E1x1.4	$<E_2x1.4$	$<E_1x1.4$ & $<E_2x1.4$	$<E_1x1.4$ & $<E_{f2}$	$<E_1x1.4$, $<E_2x1.4$ & $<E_{f2}$
4	<E1x1.6	$<E_2x1.6$	$<E_1x1.6$ & $<E_2x1.6$	$<E_1x1.6$ & $<E_{f2}$	$<E_1x1.6$, $<E_2x1.6$ & $<E_{f2}$
5	<E1x1.8	$<E_2x1.8$	$<E_1x1.8$ & $<E_2x1.8$	$<E_1x1.8$ & $<E_{f2}$	$<E_1x1.8$, $<E_2x1.8$ & $<E_{f2}$
6	<E1x2.0	$<E_2x2.0$	$<E_1x2.0$ & $<E_2x2.0$	$<E_1x2.0$ & $<E_{f3}$	$<E_1x2.0$, $<E_2x2.0$ & $<E_{f3}$
7	<E1x2.2	$<E_2x2.2$	$<E_1x2.2$ & $<E_2x2.2$	$<E_1x2.2$ & $<E_{f3}$	$<E_1x2.2$, $<E_2x2.2$ & $<E_{f3}$
8	<E1x2.4	$<E_2x2.4$	$<E_1x2.4$ & $<E_2x2.4$	$<E_1x2.4$ & $<E_{f3}$	$<E_1x2.4$, $<E_2x2.4$ & $<E_{f3}$
9	<E1x2.6	$<E_2x2.6$	$<E_1x2.6$ & $<E_2x2.6$	$<E_1x2.6$ & $<E_{f3}$	$<E_1x2.6$, $<E_2x2.6$ & $<E_{f3}$
10	<E1x2.8	$<E_2x2.8$	$<E_1x2.8$ & $<E_2x2.8$	$<E_1x2.8$ & $<E_{f3}$	$<E_1x2.8$, $<E_2x2.8$ & $<E_{f3}$
11	<E1x3.0	$<E_2x3.0$	$<E_1x3.0$ & $<E_2x3.0$	$<E_1x3.0$ & $>E_{f3}$	$<E_1x3.0$, $<E_2x3.0$ & $<E_{f3}$
12	<E1x3.2	$<E_2x3.2$	$<E_1x3.2$ & $<E_2x3.2$	$<E_1x3.2$ & $>E_{f3}$	$<E_1x3.2$, $<E_2x3.2$ & $<E_{f3}$

* E_1：基準地震動　E_2:基準津波高
E_{f1}：局部的な計装用ケーブル火災　E_{f2}：主配電盤火災　E_{f3} ：プラント全体にわたる大規模

6.3 経年化の影響評価法

機器の経年劣化は、基本的にはバスタブ曲線評価により、初期故障率の増加寿命劣化による末期の故障率の増加として機器ごとに規定されるが、機器の構成要素に分割し、それぞれの故障率を想定すると、論理的に故障率を算定することが可能となる。大きくは構造材の劣化によるものと、電気部品など機能の劣化、電気絶縁特性の劣化によるものに分けることが可能となる[1]。

6.3.1 構造材及び電気部品の経年劣化の設備信頼性に及ぼす影響

各設備の信頼性、故障率とその設備を構成する複数の機器、配管、制御系の信頼性、故障率の相関については、第 6.1.1 項に記載した通りである。

設備を構成する機器、配管、制御系などは、それら本来の信頼性、故障率に加えて、経年劣化による構造材、機能材及び電気部品の信頼性低下を十分に考慮することが求められる。こういった材料系の経年劣化は、検査、点検による状況把握により、信頼性の誤差が低減される。また、構造材、機能材及び電気部品の交換あるいは更新により信頼性が回復する。各構成要素の信頼性、故障率は、本来の要素の持つ信頼性、故障率に加えて、経年劣化による信頼性、故障率を加味して評価する必要がある。
各構成要素の信頼性、故障率 F は以下の相関から評価可能である。

各要素の信頼性 $F_i=F_i^* F_i^{aged}=1-M_i$

ここに、F_i：各要素の信頼性
F_i^*：各要素固有の信頼性
F_i^{aged}：経年劣化による信頼性

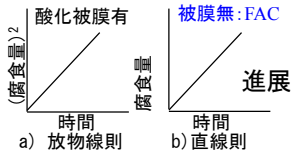
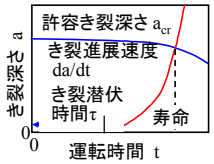
故障率で示すと、
各要素の信頼性 $M_i=M_i^*+M_i^{aged}$
ここに、M_i：各要素の故障率
M_i^*：各要素固有の故障率
M_i^{aged}：経年劣化による故障率

6.3.2 構造材の経年劣化

構造材料の結果機構としては、表 6-5 に示す、流れ加速腐食（FAC、flow accelerated corrosion）による配管減肉損傷、応力腐食割れ（SCC, stress corrosion cracking）による配管の亀裂破断、フレッティングや疲労腐食による配管の亀裂破断などが挙げられる[3]。FAC は主として炭素鋼に見られる現象であるのに対して、SCC と腐食疲労は主としてステンレス鋼に見られる現象で、機構論的にも、SCC と腐食疲労が重畳する現象が見られる可能性があるのに対して、FAC は他の 2 つの機構との重畳は見られない。

3 つの現象は、いずれも現象の進展速度についての解明が進められており、予測モデルに基づいての、損傷量の定量評価が可能である。特に、FAC に関しては本高経年化技術評価高度化事業の一環として、平成 11 年度から 12 年度に、減肉速度のモデル化と検査と予測の融合についての研究が進められた[4]、[5]。このため、高経年化に伴う損傷の予測と検査による損傷確認によるプラント機器の信頼性向上について定量的な評価が可能なレベルにあるものと考える。

表 6-5　配管減肉、SCC、フレッティング疲労等の事象と主要進展予測式

事象	主な対象材料	損傷形態	損傷の発生と進展	要因	予測式、ｺｰﾄﾞ
配管減肉 現象重畳の可能性小	炭素鋼	局所腐食 減肉	流れで加速された腐食減肉  進展：モデル式、予測コードあり	流動 材質 腐食環境	DRAW3-FAC BRT-CICERO
応力腐食割れ 現象重畳の可能性あり	ｽﾃﾝﾚｽ鋼 Ni基合金	き裂	発生：確率的発生 進展：腐食と応力の重畳 現象  潜伏期間の評価：確率論的 （モデル、数式式未提示） 進展：モデル式あり	残留応力 材質 腐食環境	JSMEguideline* P.Fordの式* Shojiの式*
フレッティング疲労	ｽﾃﾝﾚｽ鋼 Ni基合金	き裂	外部応力の繰返しで進展	応力ｻｲｸﾙ 材質 腐食環境	SN曲線*2

3 つの現象ともに、図 6.3.2-1 に示すように、評価の基本は損傷の進展速度を予測し、構造材の損傷許容量に対して損傷は発生するまでの裕度を、確率論的に評価できる点が特徴で、この数値を故障率として定量化することにより、機器本体の故障率を合算して、経年化による故障率の増加、信頼性の低下として、定量化できる[3]。

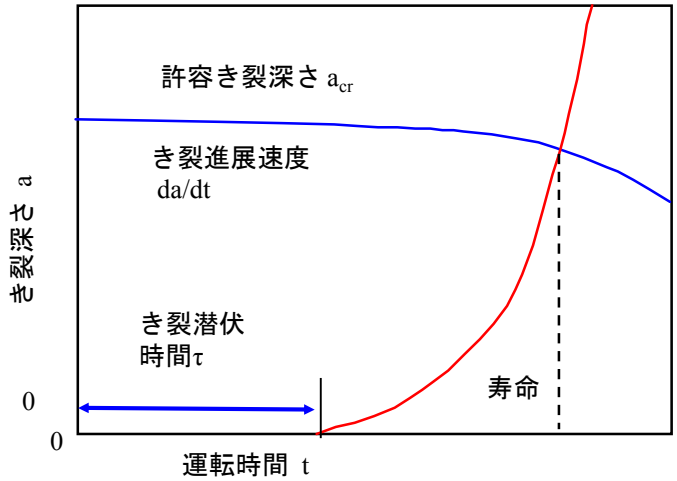


図 6.3.2-1　材料特性の劣化と損傷の進展評価に基づく寿命予測

6.3.3 電気材料の経年劣化

電気材料のうち絶縁材における絶縁特性の劣化については、本高経年化技術評価高度化事業の一環として、平成 11 年度から 14 年度に、絶縁材料の温度および放射線照射劣化についてのサーベイとモデル化が進められた。その成果の例を図 6.3.3-1 に示す。モデル化と検査と予測の融合についての研究が進められた。

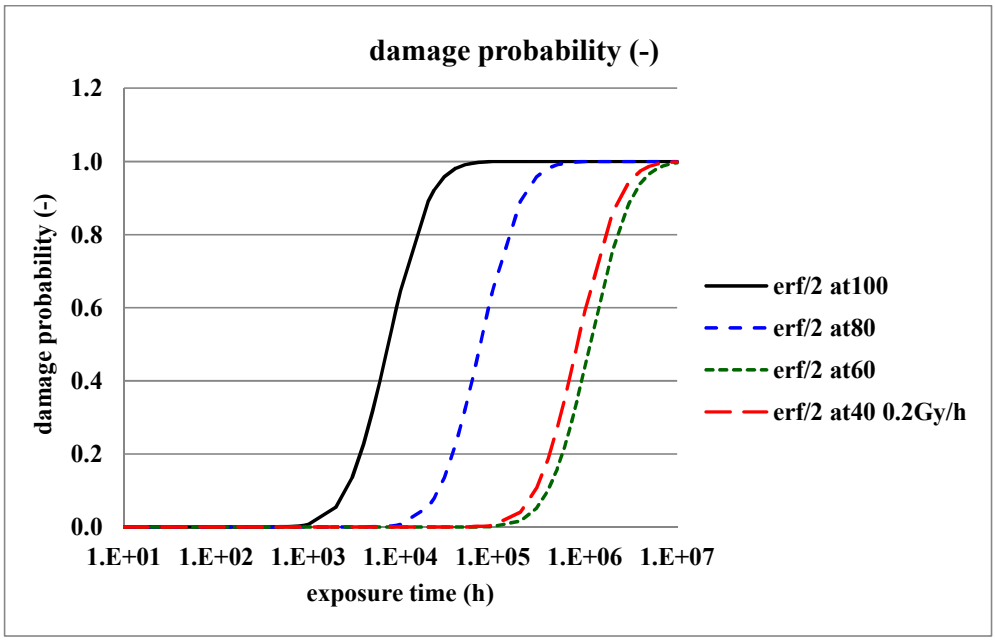


図 6.3.3-1　絶縁材劣化による電気系の信頼性低下

絶縁特性は一般に加速試験でデータが取得される。実機での使用環境に比べ高温かつ高照射雰囲気で劣化データを取得し、このデータを使用条件に戻して、寿命を予測する。こうした評価に基づき、劣化寿命の平均値とその確率分布が求められる。この累積損傷各位率を用いて故障率を算出することができる[6]。

6.3.4 経年劣化評価の事例

流動と腐食の重畳効果は、軽水炉プラントの信頼性および寿命を決定する重要な要素となっている。この重畳効果の代表例として、単相流あるいは気液二相流中の流れ加速型腐食（FAC, flow accelerating corrosion）と蒸気を主とする二相流中の液滴エロージョン（LDI、liquid droplet impingemjent）があげられる。LDI は高流速部では液滴による機械的侵食（LDI (erosion)）が減肉を支配するが、比較的流速が低くなると、腐食（LDI (corrosion)）が減肉を支配する。

実機プラントにおける配管の減肉状況については、これまで、配管肉厚の実測が行われており、実測値に基づいて耐震対策をはじめとする対応評価手法が策定されてきた。しかしながら、耐震などの対応策はプラントごとに異なる点があるため、様々な使用目的に対応可能な標準的な減肉評価および対応策の評価手法の確立が急務となっている。また、配管減肉の実測についても、すべての配管が測定されているわけではないので、実測されない箇所における減肉の状況を把握し、標準手法の策定に反映することが重要である。測定で減肉兆候が把握された場合には、その進展予測も予測グループに与えられた重要な任務である。

このような背景の下で、原子力安全保安院（NISA）の委託事業「配管減肉の減肉箇所および減肉形状に関する解析評価」（平成 18 年－22 年）を実施した。本事業の最終目標は、実機の実測データがない配管系統についても減肉量の三次元評価を行い、「減肉配管の耐震安全性に関する標準評価手法」の妥当性(実測データに基づく減肉量、減肉範囲の仮定等)を確認することにある。そのための第 1 ステップとして、平成 19 年度までは（財）原子力発電技術機構（NUPEC）が開発した三次元の詳細流動解析と腐食解析とを組合せた FAC 解析手法の実用性を実機 BWR のデータとの比較によって確認した。第 2 ステップとして、平成 20 年度以降は、高経年化対策強化基盤事業「配管減肉の評価手法の標準化に関する研究（技術情報基盤の整備等）」の一環として、上記 FAC 解析手法の実用性を実機 PWR のデータとの比較によって確認し、配管減肉評価手法の標準化を目指した。研究方針として、「流動加速腐食(FAC)及び液滴衝撃エロージョン(LDI)を対象として実機の減肉評価が可能な実効性の高い数値解析評価手法を開発する。」という目標を掲げ、「開発する数値解析評価手法には、FAC 及び LDI に関する国内外の最新知見を取り込み、他クラスタの研究成果も集約して、事業全体の成果として活用できる評価システムとして纏める 。」ことを成果目標として研究を推進した。

本事業の成果として、FAC による局所減肉を評価するための 6 ステップの評価手法を開発した（図 6.3.4-1）[7]、[8]。

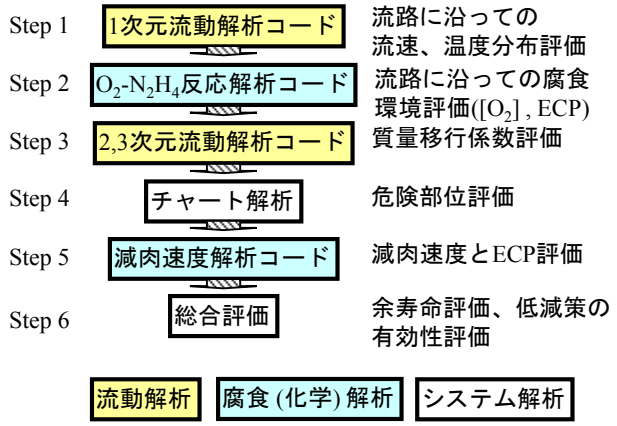


図 6.3.4-1　FAC による減肉速度評価プロセス

現状、寿命予測が進んでいる FAC による配管減肉に関して、経年劣化の統計的な評価例とレジリエンス養家およびリスク評価への適用例を示す。

１）減肉速度と配管破断のリスク

先に図 6.3.2-1 に、損傷の進展速度と損傷許容量から、寿命及び余寿命を求めることを示した。

評価に係わる主要パラメータを図 6.3.4-2 に示す。

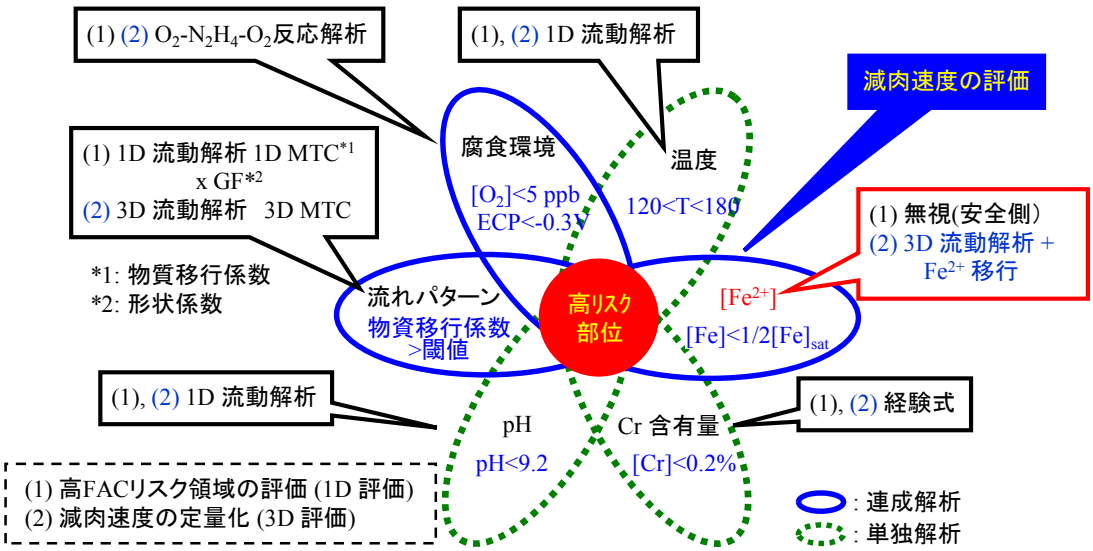


図 6.3.4-2　高 FAC リスク領域の摘出

２）配管減肉速度の評価

配管減肉速度は、構造材、主として炭素鋼を取り巻く腐食環境、（温度、酸素濃度、pH など）、材質、（含有する Cr の濃度など）、加速因子である流れの影響（流速、偏流など）を入力として､静的な電気化学解析と動的な酸化被膜成長解析を得連立させて解析的に求めることができる。

FAC による局所減肉を評価では（図 6.3.4-3 a））、

① 流路に沿っての 1 次元の流動解析により、流れのパターンを取得する。
② 酸素-ヒドラジン反応解析コードを用いて、流路に沿って、酸素濃度などの腐食環境を計算する。
③ 3 次元の CFD コードを駆使して､FAC 評価のために構造材表面の質量移行係数を計算する。
④要パラメータの評価に基づいて、FAC 発生リスクの高い領域を選定する。
⑤ FAC 発生リスクの高い領域を対象に、静的な電気化学解析と動的な酸化皮膜成長解析を組み合わせたモデルにより局所減肉速度を定量する。
⑥ 上記ツールを駆使して、余寿命を評価し、対応策の有効性を評価する。

FAC による減肉速度評価モデルでは、腐食による減肉のモデル化に特徴がある、すなわち、構造材（金属表面）では、主として金属イオンの溶解に伴うアノード電流と水中の酸化種の還元によるカソード電流がバランスして正味の電流が流れない平衡状態を保持している（図 6.3.4-3 b））[9]。アノード反応は電子を金属に放出する反応で、金属から冷却水側に流れるアノード電流の元になる。一方カソード反応では、電子を奪う反応でカソード電流は冷却水側から金属側に流れる。

図の右図では、アノード側の電流を反転させて、アノードとカソード電流を電位の関数として示した。両電流の重なった点が平衡状態を示し、この時の電位が自然電位（腐食電位）であり、この時のアノード電流が金属の溶解電流に対応する。ただし、水素あるいはヒドラジンなどの酸化電流が加わっている場合には､アノード電流としてはすべての合計を全アノード電流として、カソード電流と比較して、腐食電位を求める。またこの際の金属の溶解電流は全アノード電流の内の金属イオンの溶解に伴うアノード電流分だけとなる。

アノード電流は、金属表面に形成された酸化皮膜によって変わる。皮膜が厚くなるとあるいは皮膜の緻密さが増すと、金属イオンの拡散抵抗が大きくなり、同じ電位でも電流が低下する。その結果､カソード電流との交点で求まる腐食電位が高電位側にずれ込むことになる。

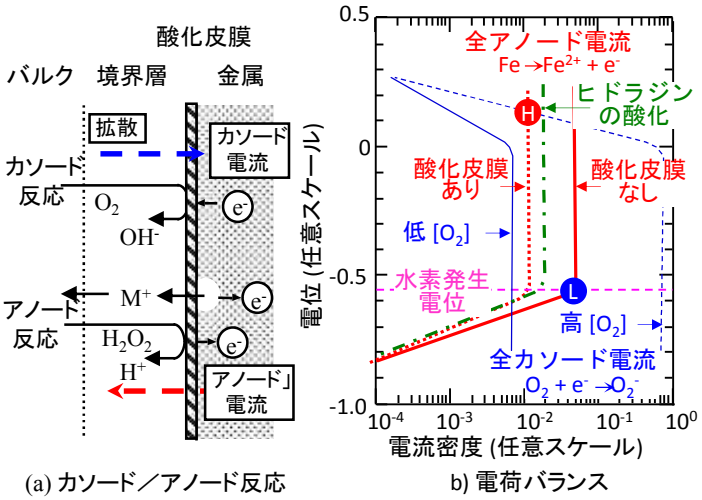


図 6.3.4-3　金属表面での電荷バランスの概念図

流体解析結果を用いて、質量移行係数、濃度境界層厚さを求めると共に、沖合（バルク）の酸化種濃度を用いて濃度境界層を通しての表面部への拡散を計算し、構造材の直接酸化速度、母材および酸化物の溶解速度を計算する。同時に、境界層からバルクへの金属イオンの拡散を計算して、酸化皮膜厚さを求める。数式の詳細は参考文献に記載されているのでここでは省略する。

二層酸化皮膜形成･成長モデルは、これまでにいくつか提示されているがいずれも、内層、外層ともにフラットな酸化物層で構成されるというイメージであるが、炭素鋼あるいはステンレス鋼内面に形成される酸化皮膜を観察すると、特に外層は酸化物粒子の集合で構成されていることが確認されている。特に流速が大きくなった場合、流れによるせん断力で外層がはく離するプロセスを考えると、フラットな酸化物層では、流れとの相互作用評価には十分対応できないものと考え、内層は直接酸化によって形成されるフラットな酸化物層、外層が溶出したイオンが析出してできた粒子よりなる酸化物層とする方が、発展性が大きいと考えた。こうした観察結果に基づいて、図 6.3.4-4 に示す二層酸化皮膜形成成長モデルを提案した。数式の詳細は参考文献に記載されているのでここでは省略する。

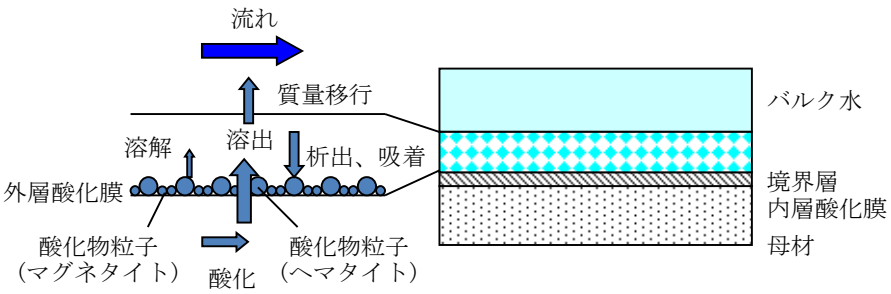


図 6.3.4-4　二層酸化皮膜形成・成長モデル

表 6-6 に電気化学解析と酸化皮膜成長解析 2 つのモデルの結合について示す。

表 6-6　減肉速度の計算

電気化学解析と酸化皮膜成長解析の連成モデル： WATHFAC

サブモデル	電気化学モデル WATHFAC-S (静的モデル)	酸化皮膜成長モデル WATHFAC-D (動的モデル)
入力	温度, $[O_2]$, pH, 質量移行係数 (h_m) 酸化皮膜厚, 酸化物特性（モルフォロジー）	温度 アノード/カソード電流密度 ECP coupling calculation
出力	アノード/カソード電流密度 腐食電位 (ECP)	酸化皮膜厚 酸化物特性 (Fe_2O_3/Fe_3O_4 比)
最終出力	アノード/カソード電流密度 減肉速度	

母材および酸化物の溶解速度は酸化皮膜厚さにより抑制されるため、境界層厚さが酸化種の拡散、金属イオンの拡散を支配し、その結果腐食量全体を支配する。金属の溶解速度は静的な電気化学モデルを用いて酸化種の還元反応によるカソード電流と金属の溶解に伴うアノード電流のバランスから求め、溶解した金属イオンの酸化析出あるいは沖合への拡散に伴う酸化皮膜生成・成長を動的な二層酸化皮膜モデルで計算し、得られた酸化皮膜による溶解抵抗を考慮した電気化学モデルで溶解速度と自然電位（腐食電位 ECP）を求める。電気化学解析と二層酸化皮膜成長解析のカップリング法についても、参考文献に詳しいので、ここでは数式の詳細は省略した。

上記 FAC による局所減肉を評価するための 6 ステップの評価手法について、評価コード体系（図 6.3.4-5）として、Verification and Validation (V&V) 法により、手法の正確さと検証（verification）と精度評価およびコードとしての妥当性確認（validation）を行った[10]。

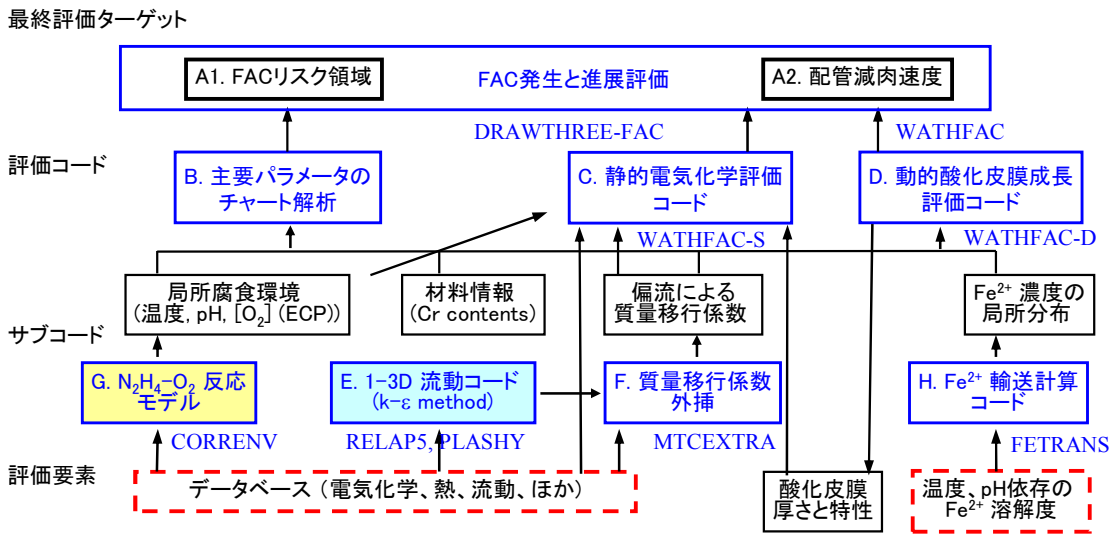


図 6.3.4-5　流れ加速型腐食（FAC）評価コード体系　検証（Verification）と妥当性確認（Validation）

評価コード体系は、6 つの影響因子を決めるための 4 つのサブコードより構成されている。コードの中心は電気化学解析コードと二層酸化皮膜成長解析コードである。すべてのサブコード及びコードの Verification は実施したが、validation については、個別に実施可能なのは、流動コードと N_2H_4-O_2 反応モデルに限られ、残りはシステム全体として、実験室での測定データあるいは実機での減肉速度測定データを用いて行われた。

実機 PWR プラント配管の FAC 減肉測定値を評価し、ファクター２以内の精度で、減肉速度を予測できることを明らかにした（図 6.3.4-6 図 6.3.4-6）[11]、[12]。

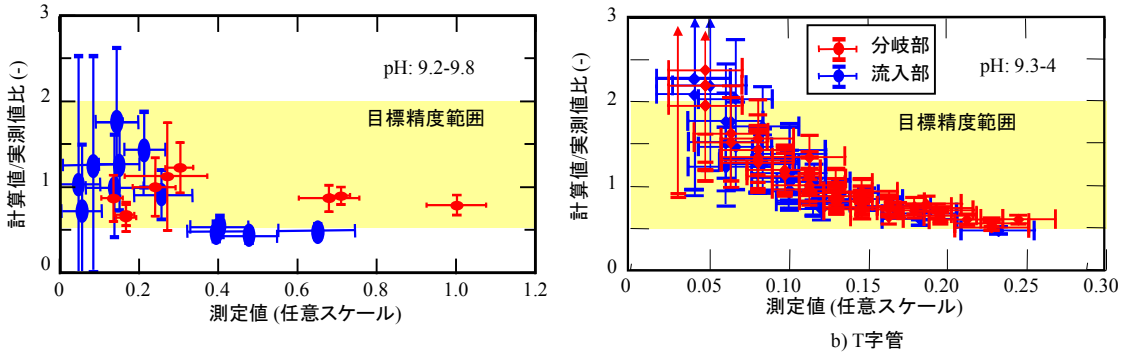


図 6.3.4-6　FAC 減肉解析モデルによる計算値と実測値の比較

米国ＥＰＲＩが開発した CHEKWORKS などの FAC 減肉評価法でよく見られる残存肉厚の予測値と実績値を比較したものが図 6.3.4-7 である[13]。ドラムと配管とで初期肉厚が異なるので、複数群に分かれてプロットされるが、評価された減肉量と測定値から外挿された

減肉量では 10 年間の運転期間を想定しても±20%以内の精度での評価が可能であることが示された[14]。

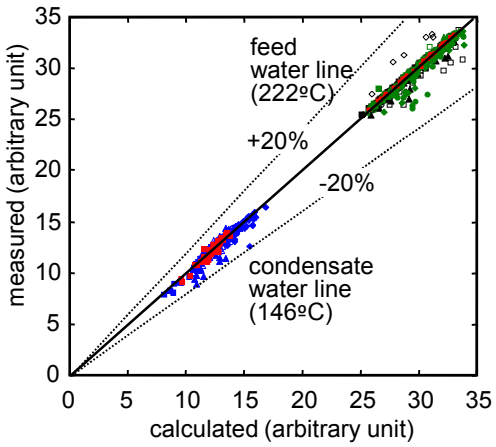


図 6.3.4-7 配管減肉残存厚予測精度

３）1D 減肉速度評価法

6 ステップ FAC 評価モデルを改訂し、最初の 3 ステップで、プラント当該システム全体の FAC による最大減肉速度を評価する。しかしプラント全体を安全系、補機系も含めた大きなスケールで評価するためには、これまでの 3 次元流動計算を含めた評価体制では、計算時間がかかりすぎて、運用に柔軟性がかけるきらいがある。プラントの主要系統全体の評価を 1 次元で行い、3 次元評価の必要な配管系の曲がりほかの形状効果に対して、形状係数を適用する 1 次元評価法を開発した[15]。

6 ステップ FAC 評価モデルを改訂し、最初の 3 ステップで、プラント当該システム全体の FAC による最大減肉速度を評価する。1D FAC コードの計算手順と使用入力を図 6.3.4-8 に示す。

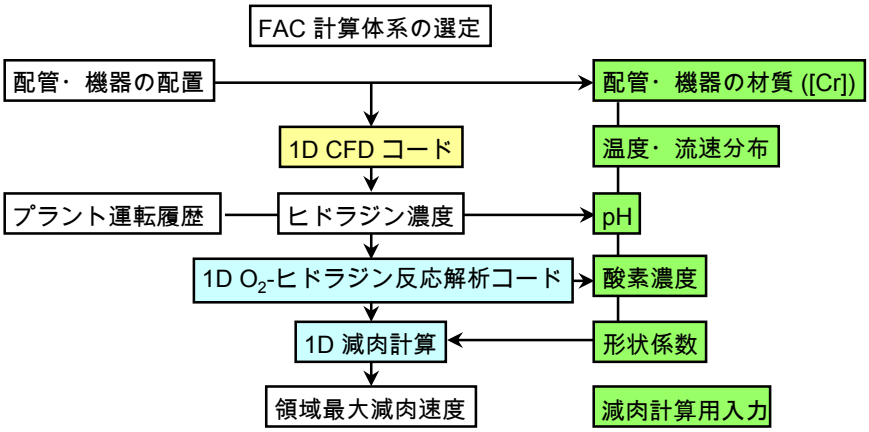


図 6.3.4-8　1D FAC コードの計算手順と主要入力 (DREAM-FAC)

計算にあたっては、機器と同時に配管系についての情報も不可欠で、各機器間の配管の本数、内径、肉厚、材質、および長さの仕様を入力として準備する。これらの情報に基づき、1D システム解析コード RELAP5 を用いて、接液面積、温度分布、流速分布を求める。

1D の流動計算で、複雑な配管形状についての偏流により FAC を計算するための方策として、Keller らが提唱している形状係数（表 6-7）を採用した[16]。形状係数は、減肉速度測定値の実績に立脚した経験的な値で、直管のほか、曲がり部、T 字管、オリフィスその他の様々な形状に対応して、最大減肉速度の重みを与えるもので、ここではまずは 1D 流動評価に基づいて全系統を直管と仮定して 1D の物質移行係数を計算し、曲がり部、T 字管、オリフィスその他の様々な形状部位に対して、その付近の変流に基づく最大物質移行係数を直管の値に該当する形状係数と直管の形状係数の比を乗ずることで近似的に定量化したものである。

表 6-7　Keller の形状係数

流れのパターン				代表流速	k_C
主流のよどみ点		管分岐部		よどみ点上流における流速	1 0.8
二次流れのよどみ点		R/D=0.5	エルボ	流速	0.7
		R/D=1.5			0.4
		R/D=2.5			0.3
		管接続部下流			0.2
渦形成によるよどみ点		オリフィス		流速	0.2
よどみのない場合		直管		流速	0.04

1D の物質移行係数は、温度、レイノルズ数の関数として求める。配管の内径（等価直径）、流速よりレイノルズ数を、冷却水の温度から動粘性係数、拡散係数そしてシュミット数を求める。 計算の簡単化のため、諸定数は温度の関数として以下のように表した[17]。

粘性係数　$\eta=28000/T$　(6.3.4-1)

ここに、η：粘性係数（kg/m/s,μPa s）、T: 温度 (K)

水の密度　$\rho=1050\exp(-0.001T)$　(6.3.4-2)

ここに、ρ： 密度（kg/m^3）

動粘性係数　$\nu=\eta/\rho \times 10^{-6} = 2.67 \times 10^{-5}/T/(\exp(-0.001T))$　(6.3.4-3)

ここに、ν：動粘性係数（m^2/s）

拡散係数　$D=6.33 \times 10^{-8} \times (\exp(-12000/(RT))$　(6.3.4-4)

ここに、D：拡散係数（m^2/s）、R:ガス定数（J/mol/K）

シュミット数　$Sc=\nu/D$　(6.3.4-5)

ここに、Sc：シュミット数（-）

レイノルズ数　$Re=du/\nu$　(6.3.4-6)

ここに、Re：レイノルズ数（-）

質量移行に係わる境界層厚さ　δ

$$1/\delta=0.023/d\ Re^{0.8}Sc^{0.33} \quad (6.3.4\text{-}7)$$

ここに、δ：境界層厚さ（m）

物質移行係数　$h_m=D/\delta$　(6.3.4-8)

ここに、h_m：物質移行係数（m/s）

形状効果を考慮した物質移行係数　h_m^*

$$h_m^*=h_mK_c \quad (6.3.4\text{-}9)$$

ここに、h_m^*：形状効果を考慮した物質移行係数（m/s）、K_c：形状係数 (-)

FAC による減肉速度は、物質移行係数による項、Fe^{2+}の溶解度（温度、pH の関数）による項、鋼材中の Cr 含有率による項、酸素濃度による項そしてバルク水中の Fe^{2+}濃度による項の 5 つの項に分割し、5 つの項の積として求めることとした。このうち、Fe^{2+}濃度による項はの説明にも記したように、現状安全側の係数であるため 1D 評価では考慮せずすべての条件で 1 とした。物質移行係数による項は、図 6.3.4-9 に示すように pH9.2 を基準に物質移行係数の関数として与えた。ただし、pH が 8 を下回ると関数のパターンが pH9.2 の場合と変わってくるため（図 6.3.4-9b））、pH 8 を境にフィッティング定数数を変えた。Fe^{2+}の溶解度（温度、pH の関数）による項は、図 6.3.4-9 c)に示すように温度と溶解度の 2 変数の関数として与えた。鋼材中の Cr 含有率による項は、図 6.3.4-9 d)に示すように Cr 含有率の関数として与えた。酸素濃度による項はやや複雑で、図 6.3.4-9e)に示すように、pH と物質移行係数の関数としてスタイフル酸素濃度（この値を越えると腐食電位がステップ状に増大し、減肉速度が急激に低下する）（$[O_2]_{st}$）を求め、雰囲気の酸素濃度が$[O_2]_{st}$ を超えた場合、0.1 となるようにステップ状の減肉速度抑制効果を与えた。

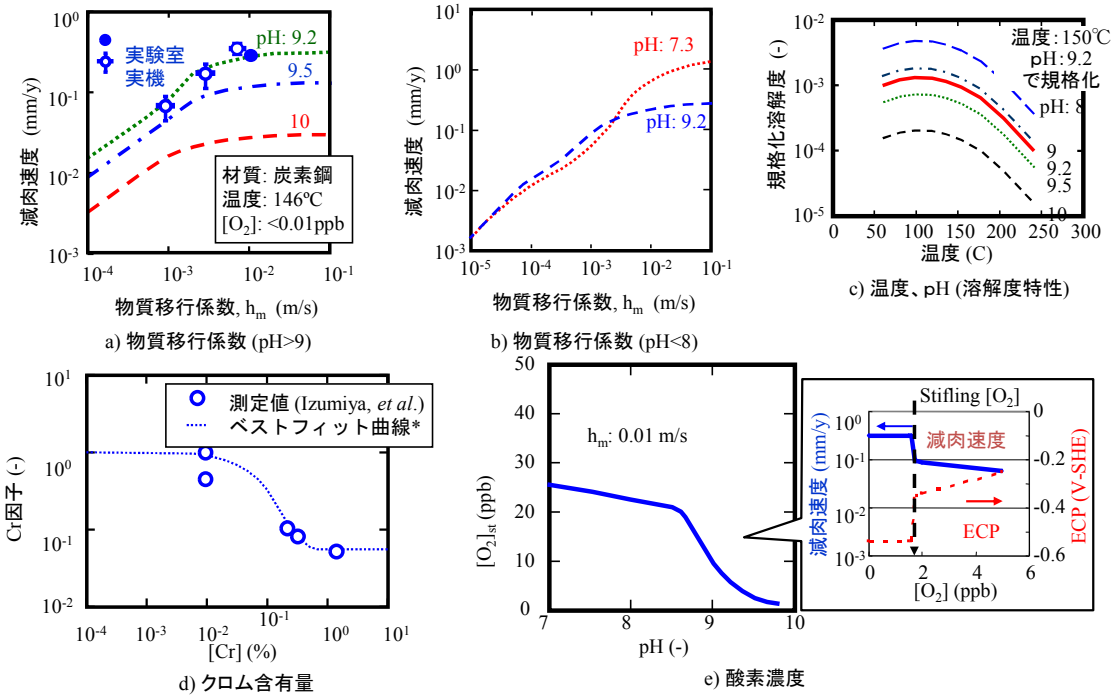


図 6.3.4-9　配管減肉速度と諸因子の相関

物質移行係数による項は、電気化学解析と二層酸化皮膜成長解析を連成させた 3D 減肉速度予測コードを用いて計算した物質移行係数と減肉速度の相関に基づく、以下のフィッティング式で計算する。当初は pH9.2 でのフィッティング式のみを用いていたが、 p H9.2 と中性付近では、

表 6-8b)に示すようにフィティング式のパターンが大きく異なることがわかったため、高 pH と中性領域に 2 分割した。

pH > 8 では、

F_{hm}= 1.17x10^(a_3*(1-EXP(-a_4*(log(h_m)-a_1)))+a_2)

for h_m>5x10^{-4} or h_m<2x10^{-4} (6.3.4-2)

F_{hm} = 1.17x10^(a_1*log(h_m)*log(h_m)+a_2*log(h_m)+a_3)

for h_m>5x10^{-4} > h_m >2x10^{-4} (6.3.4-11)

ここに、F_{hm}：物質移行係数の減肉速度に及ぼす影響度（mm/s）

pH < 8 では、

F_{hm} = 0.22x10^(a_3*(1-EXP(-a_4*(log (h_m)-a_1)))+a_2)

for h_m>2x10^{-3} or h_m<2x10^{-4} (6.3.4-12)

F_{hm} = 0.22x10^(a_1*log(h_m)*log(h_m)+a_2*log(h_m)+a_3)

for h_m>2x10^{-3} > h_m >2x10^{-4} (6.3.4-13)

それぞれの定数 a_1-a_4 は、
表 6-8 に示すとおりである。

表 6-8　物質移行係数と減肉速度の相関フィッティング関数値

a) pH>8

h_m (m/s)	① >5×10^{-4}	② <5×10^{-4} >2×10^{-4}	③ <2×10^{-4}
a_1	-4.8	0.39	-5
a_2	-8.3	3.4	-2.9
a_3	7.7	5.6	2.5
a_4	1.5		0.5

b) pH<8

h_m (m/s)	① >2×10^{-3}	② <2×10^{-3} >2×10^{-4}	③ <2×10^{-4}
a_1	-3.4	0.4	-5
a_2	-2.0	3.4	-2.1
a_3	2.9	5.6	2.1
a_4	1.4		0.5

溶解度のフィッティング関数は以下の通りである[18]。

$$F_s=6.37*\exp\{-0.08*(\phi-6.5)^3\}*10\wedge[0.001*\{1-0.06*(T-105)^2\}] \quad (6.3.4\text{-}14)$$

鋼材中の Cr 含有率による項は、以下のフィティング関数を用いた[19]。

$$F_{Cr}=\{3.3*\exp(-12.0*[Cr])+0.2\}/(3.5) \quad (6.3.4\text{-}15)$$

酸素濃度による項では、pH と物質移行係数の関数としてスタイフル酸素濃度（$[O_2]_{st}$）を求め、雰囲気の酸素濃度が$[O_2]_{st}$ を超えた場合、0.1 となるようにステップ状の減肉速度抑制効果を与えた。

$$[O_2]_{st}=1.5[\{20-2.2(\phi-8.9)\}/[\exp\{5(\phi-8.9)\}+1]+1]/\{1+2(h_m-0.003)^2 \quad (6.3.4\text{-}16)$$

酸素効果の因子は、スタイフル酸素濃度を境に以下の関数で与えた[20]、[21]。

$$F_{ox} = 1 \quad \text{for } [O_2]<[O_2]_{st} \quad \text{or ECP<ECP}_{st} \quad (6.3.4\text{-}17)$$
$$=0.1 \quad \text{for } [O_2]> [O_2]_{st} \quad \text{or ECP>ECP}_{st} \quad (6.3.4\text{-}18)$$

$[Fe^{2+}]$の項は、1D 評価では定量困難である点および基本的に減肉を緩和する項となるため、本近似では常に 1 とする[22]。すなわち、

$$F_{Fe2+} = 1 \quad (6.3.4\text{-}19)$$

本近似解として求まる減肉速度は、6 因子の項の積として以下で求まる。

$$dT_w/dt= F_{hm} F_s F_{Cr} F_{O2} F_{Fe2+} \quad (6.3.4\text{-}20)$$

４） 1 次元減肉速度評価コードの精度および妥当性確認

(a) V&V 法による精度および妥当性確認の進め方

Verification and Validation 法（V&V 法）では、まずコードの正確さを検証（Verification）する。次いで実験値あるいはプラントでの実測値を用いて評価精度の確認と評価結果の妥当性を検証（Validation）する。

(b) コードの正確さを検証（Validation）

コードの正確さを検証のステップにおいては、コードの出力をコードに用いた元の相関データと比較することで正確さの検証を行った（表 6.3.4-4）[3] 。

表 6-9　1D FAC コード各ステップの正確さの実証

計算ステップ	要素 パラメータ	数式	主要結果	正確さの判定
物質移行係数	u (Re), T	$h_m=0.023D/d\ Re^{0.8}Sc^{0.33}$ $h_m^*=h_mK_c$	図6.3.4-9 a) 表 6.3.4-2	確認済 確認済
溶解度 [溶解度因子]	T, pH	$C_s=15.1exp\{-0.08x(f-6.5)^3\}x10^{[0.001x\{1-0.06x(T-105)^2\}]}$	図6.3.4-9 b)	確認済
配管壁 [Cr因子] 減肉速度	[Cr],	$F_{Cr}=(3.3*exp(-12.0*([Cr]))+0.2)/(3.5)$	図 6.3.4-9 c)	確認済
[MTC因子]	h_m, T	pH>8 $F_{hm}= a_0x10^{(a_{13}(1-EXP(a_{14}(log(h_m)+a_{11})))+a_{12})}$ for $h_m>5x10^{-4}$ $F_{hm} = a_0x10^{(a_{21}log(h_m)log(h_m)+a_{22}log(h_m)+a_{23})}$ for $5x10^{-4} > hm > 2x10^{-4}$ $F_{hm}= a_0x10^{(a_{33}(1-EXP(a_{34}(log(h_m)+a_{31})))+a_{32})}$ for $h_m <2x10^{-4}$ pH<8 $F_{hm}= b_0x10^{(b_{13}(1-EXP(b_{14}(log(h_m)+b_{11})))+b_{12})}$ for $h_m>bx10^{-4}$ $F_{hm} = b_0x10^{(b_{21}log(h_m)log(h_m)+b_{22}log(h_m)+b_{23})}$ for $2x10^{-3} > hm > 2x10^{-4}$ $F_{hm}= b_0x10^{(b_{33}(1-EXP(b_{34}(log(h_m)+b_{31})))+b_{32})}$ for $h_m <2x10^{-4}$	図 6.3.4-9 d)	確認済
[酸素因子] [Fe因子]	$[O_2]$, [Fe]	F_{ox}=1 for $[O_2]<[O_2]_{st}$ F_{ox}=0.1 for $[O_2]>[O_2]_{st}$	図 6.3.4-9 e)	確認済

本評価法による、減肉速度予測精度は、実測値で確認され、先に示したファクター2 以内にあくことが確認されている（図 6.3.4-10）。また 3D と 1D の評価誤差については、図 6.3.4-11 に示した。本評価では、検査した 1 年後の残存厚さ予測値と実測値の間では、図 6.3.4-7 に示すように、20%以内の精度が確認されている。

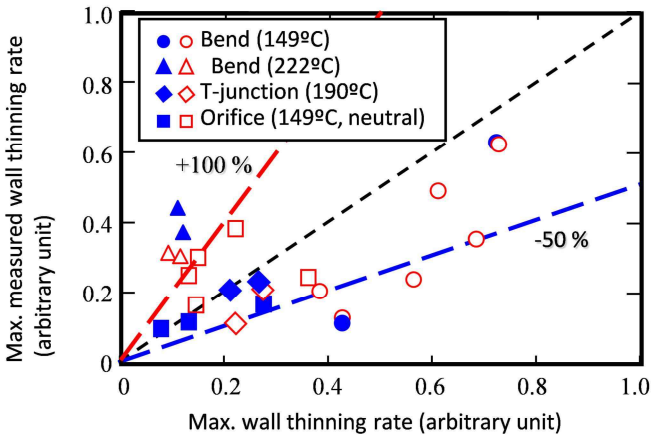


図 6.3.4-10　配管減肉速度の妥当性評価

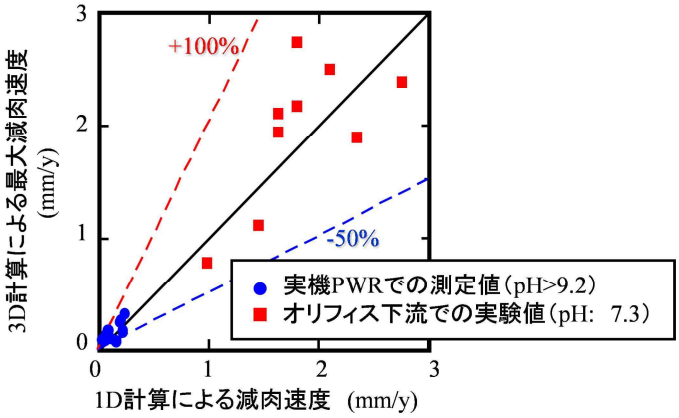


図 6.3.4-11　1D モデルと 3 モデルの減肉速度評価結果の比較

５）余寿命評価法

FAC リスクは FAC による配管破断の発生確率と破断による影響の大きさ(損傷スケール)の積として定義する。損傷スケールとしては、当面は破断による噴出蒸気量を一つの目安に、配管断面積と水のエンタルピーの積として定義した。これらの定義は、システム安全評価における安全指標の設定に係るため、「安全指標検討会」からの指示に従いフレキシブルに対応する所存であるが、現在まで明確な指示はなされていない。損傷スケールは評価対象配管が決まると容易に評価可能である。難しいのは配管破断の発生確率である。**図 6.3.4-12** に配管破断にいたる減肉速度と当該部位の配管厚さの限界値の関係を示す。

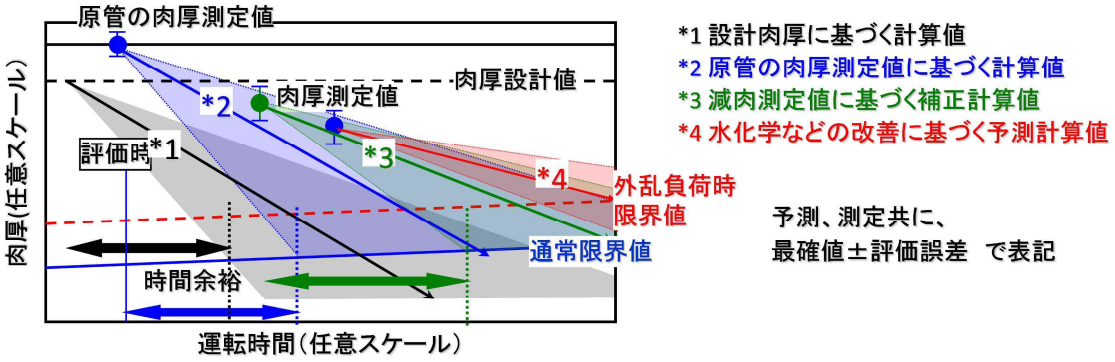


図 6.3.4-12　FAC による減肉と配管破断寿命

誤差を含んだ減肉速度を、誤差を含んだ残存厚さ、誤差を含んだ最小許容厚さを用いて、数式として示すと以下のようになる。

初期厚さは、測定誤差をガウシアン分布で表すと、次式で求められる（図 6.3.4-13a)） [3]

$$f\{T_{Wo})\}=1/(2\pi\sigma_{TWo}{}^{2})^{1/2}\exp[-\{\log(T_{Wo})-\log(T_{Wo}{}^{*})\}^{2}/(2\sigma_{TWo}{}^{2})] \qquad (6.3.4\text{-}21)$$

σ_{TWo}: deviation of measurement value, 0.0005 mm

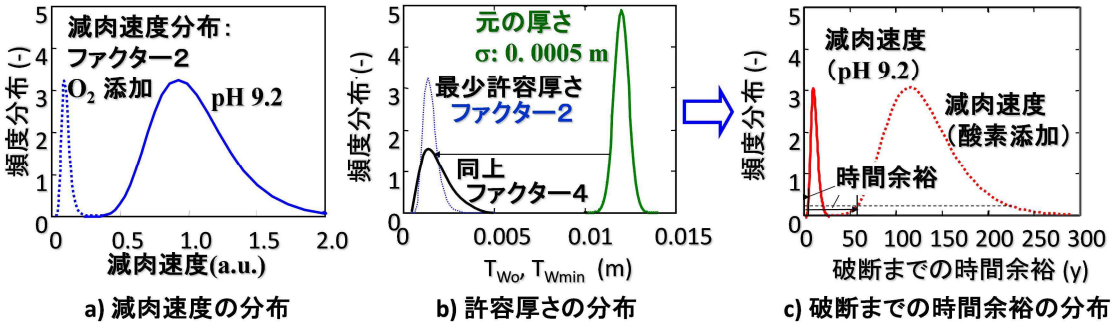


図 6.3.4-13　FAC による配管破断確率評価プロセス

配管の残存厚さは減肉速度が求まるとその時間積分で求められる。初期値の肉厚は設計地と測定値で若干異なり、一般に安全を見込んで設計値より厚めに施工される。減肉速度の評価においては、減肉速度評価の誤差、ファクター２を見込んで評価幅を考慮することが必要になる。適宜実施される配管の肉厚測定により残存厚さの評価値は校正される。また、水化学条件の変更に伴い、減肉速度も適宜修正される。こうして求めた残存厚さに対して、配管の最小許容肉厚は、材質配管内径、内圧、温度の関数で求められる。ASME の基準では、最小許容厚さは、求められた厚さに対して安全係数 4 を乗ずることが要求されている。

一定圧力 P、一定温度（400℃以下）での引張強さ S_u と最小限界厚さ T_{min} は、修正 Lame の式で以下のように求めることができる[24]、[25]。

$$S_u=P[1/2(d_{out}/T_{Wmin})-0.4k] \quad (6.3.4\text{-}22)$$
$$T_{Wmin}=Pd_{out}/(2S_u+2kP)) \quad (6.3.4\text{-}23)$$

ASME で要求するファクター４の安全係数を以下の確率分布であらわし、ピークの 2 シグマに達したとき、限界になるものと考える（図 6.3.4-13a)）。

$$f\{T_{Wmin})\}=1/(2\pi\sigma_{TWmin}{}^2)^{1/2}\exp[-\{\log(T_{Wmin})-\log(T_{Wmin}*)\}^2/(2\sigma_{TWmin}{}^2)] \quad (6.3.4\text{-}24)$$

$$\sigma_{TWmin}=\log(4)/2.7=0.245$$

初期厚さと最小限界厚さの差は次式で表される。

$$T_{Wm}=T_{Wo}-T_{Wmin} \quad (6.3.4\text{-}25)$$

減肉速度のファター2 の誤差をガウシアン分布で表すと減肉速度の確率分布は、次式で求められる（図 6.3.4-13 b)）。

$$f\{da/dt\}=1/(2\pi\sigma^2)^{1/2}\exp[-\{\log(da/dt)-\log(m)\}^2/(2\sigma^2)] \quad (6.3.4\text{-}26)$$

$$\sigma=\log(2)/2.7=0.122$$

破断に至るまでの時間は上記残存厚さと最小限界厚さを減肉速度で除したものである。

$$t_m=T_{Wm}/(da/dt) \quad (6.3.4\text{-}27)$$

この結果破断時間の確率分布は、以下の相関で表すことができる（図 6.3.4-13 c)）。

$$f(t_m)=T_{mo}/(da/dt)(\sigma/\sigma_{TWo})\exp[-\{\log(T_{Wo})-\log(T_{Wo}*)\}^2/(2\sigma_{TWo}{}^2)+\{\log(da/dt)-\log(m)\}^2/(2\sigma^2)]$$

$$-T_{Wmin}/(da/dt)(\sigma/\sigma_{TW}{}^{\square})\exp[-\{\log(T_{Wmin})-\log(T_{Wmin}*)\}^2/(2\sigma_{TW}{}^2)$$
$$+\{\log(da/dt)-\log(m)\}^2/(2\sigma^2)] \quad (6.3.4\text{-}28)$$

$$F(t_m)=\iint f(t_m)dT_{Wmin}dT_{Wo} \quad \text{for } da/dt=tm/(T_{wo}-T_{Wmin}) \quad (6.3.4\text{-}29)$$

２シグマでの評価を考え、ピークの５％に至る時間をもって、破断時間と考えた。

こうして求めたプラント A（図 6.3.4-14）についての、破断までの時間と損傷スケールをそれぞれ図 6.3.4-15 に示す。

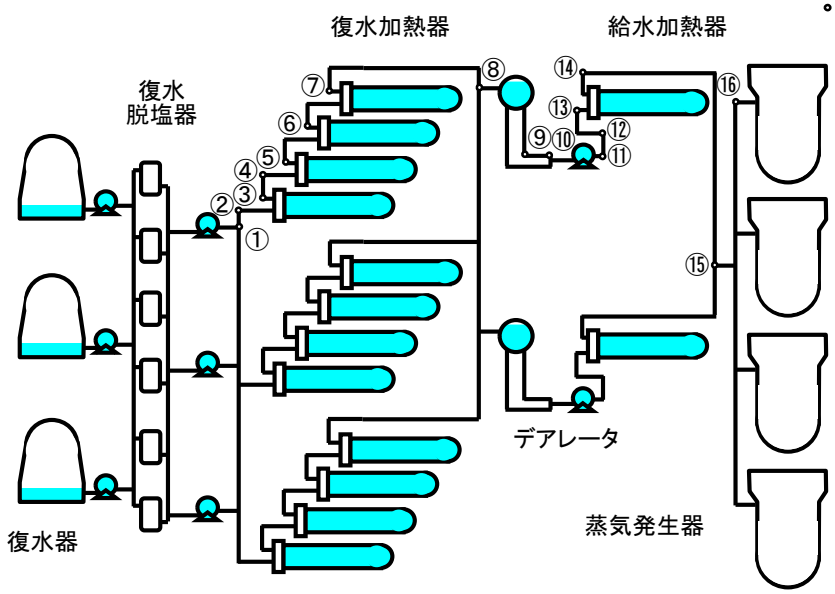


図 6.3.4-14　計算体系： PWR 給･復水系（プラント A）

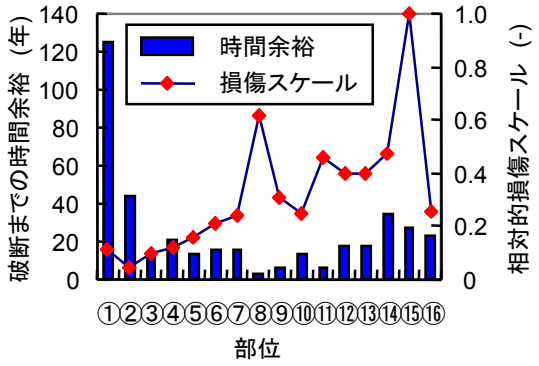


図 6.3.4-15　破断までの時間余裕と損傷スケール

破断までの時間と損傷スケールの相関を図示したのが、図 6.3.4-16 である。破断に至る時間が短く､損傷スケールの大きなものが､早々リスクが大きく､図に示した赤枠の部分が、FAC リスクが大きく、検査対象として選定されるべき部位にあたる。

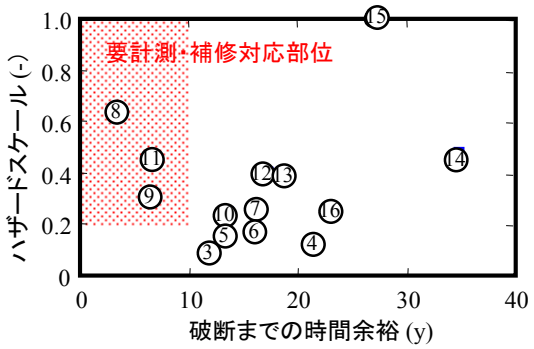


図 6.3.4-16　時間余裕とハザードスケール

要素事象の発生確率は、単なる確率分布よりも累積発生確率で求めておいた方、伝達評価が容易になるものと拝察されるため、図 6.3.4-17 に示すように、すべて累積確率として規定する[3]。図 6.3.4-17 の例では、図 6.3.4-16 に示した損傷確率が大きく、損傷スケールの大きな 2 部位、すなわち Location⑧および Location⑮について、pH 9.2 で運転を継続した場合、pH を 9.5 あるいは 10 として運転した場合の累積損傷確率を示した。また、仮に pH 10 で運転した場合であっても、地震他の外乱が付与される（最小限界厚さが 2 倍になった場合には損傷確率が大きくなる）。この傾向は、両部位に共通であるが、Location⑧の方が顕著で、Location⑮ではもともと損傷スケールは大きいが、確率自体が小さいため、pH を 9.2 から 9.5 に増大させることにより、損傷発生の確率が大幅に軽減される[3]。

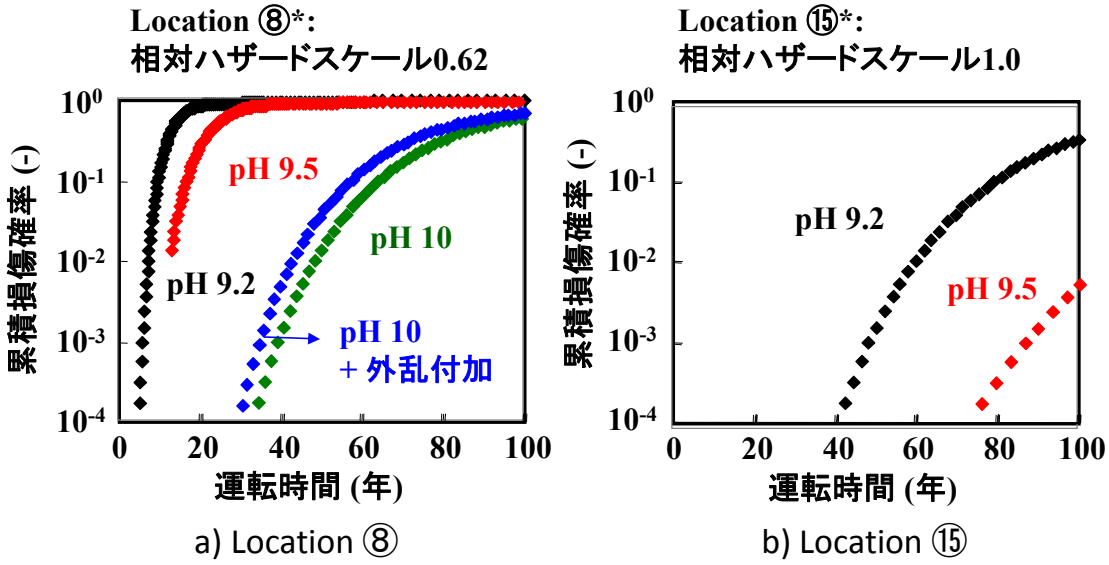
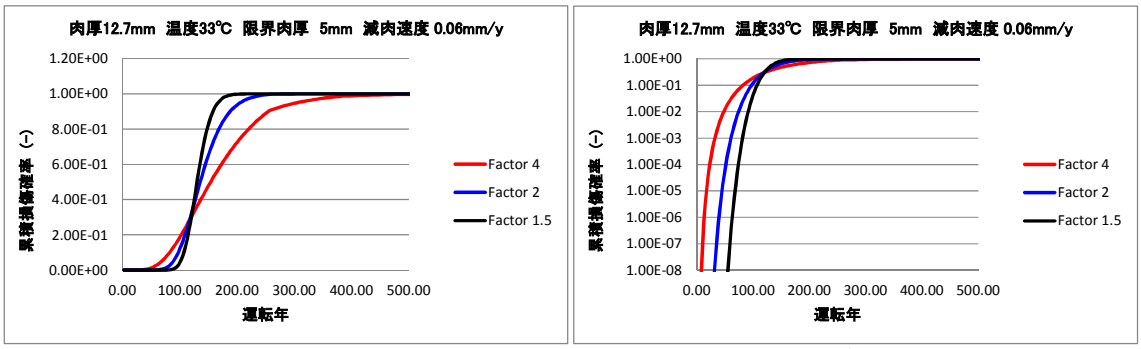


図 6.3.4-17　FAC による配管破断累積確率評価

６）故障率（破損率）の点検・保守による改善と外力による影響

PWR では、1 次系、2 次系共に冷却水の pH を適正に制御して、腐食を抑制しているが、BWR では一般に冷却水の pH は中性である。給水系ほかの主要部位では適切な酸素濃度制御を行っているが、補機系では必ずしもその限りではない。ここでは、BWR の安全系、補機系でも給、復水系と同じく十分な酸素濃度制御を行っているものとして評価する。

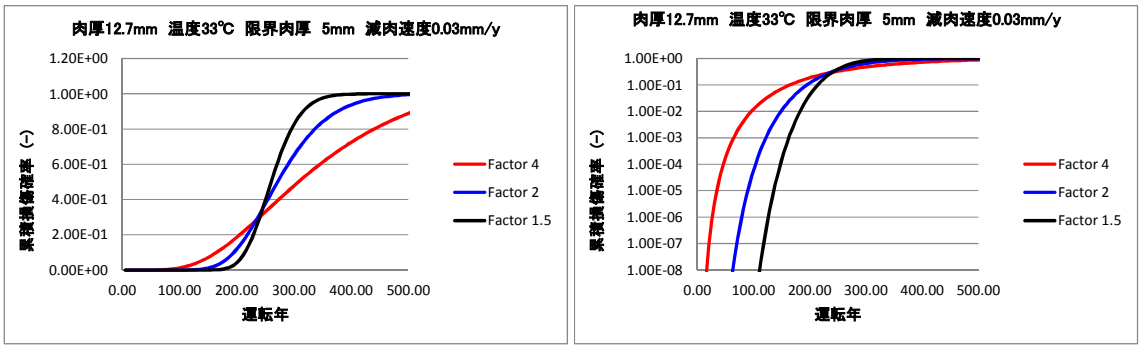
減肉速度が 0.06mm/y の場合、通常では評価誤差はファクター２以内にある。図 6.3.4-18 に配管減肉損傷率に及ぼす減肉速度予測精度の影響を示す。適切な水質管理が施されていない場合には、評価精度が低下し、例えばファクター４にまで拡大する可能性がある。一方、適切に検査することにより、たとえ当該部位の検査が直接行われなかった場合でも、評価精度が向上する。たとえば抜取検査により、評価精度がファクター２~ファクター1.5 に改善すると、累積確率は平均寿命付近で急速に立ち上がる。この結果、寿命中の損傷率（故障率）が改善される。経年化により累積運転時間が増すと仮に英金寿命を越えなくとも、損傷率（故障率）の増大は避けられないが、点検・検査・保守日常のマネージメントの徹底により、損傷率（故障率）の増大は軽減する。



a) 実数表記　　b) 対数表記

図 6.3.4-18　配管減肉損傷率に及ぼす減肉速度予測精度の影響（１）

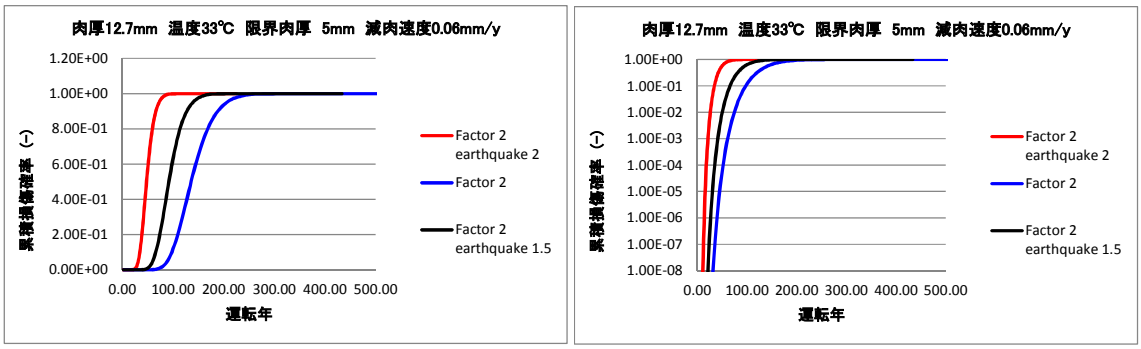
水質管理の改善等により、減肉速度が 0.03mm/y に低減した場合についても考え方は同じである。図 6.3.4-19 に配管減肉損傷率に及ぼす減肉速度予測精度の影響を示す。原子炉寿命中の損傷率（故障率）は低下するが、水化学管理が常に徹底していない場合には、評価精度が低下し、水化学管理の徹底と適切、検査点検により、評価精度が向上する。



a) 実数表記　　b) 対数表記

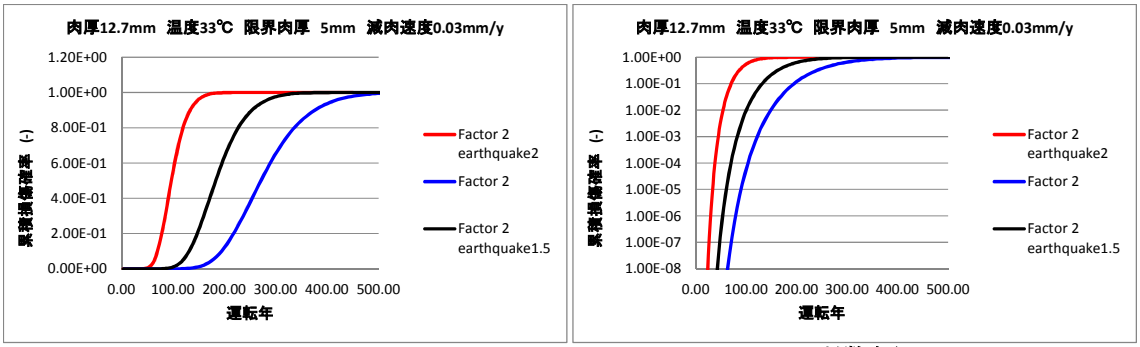
図 6.3.4-19　配管減肉損傷率に及ぼす減肉速度予測精度の影響（２）

地震等の外力が付加された場合には、ファクターの安全係数を見込む限界厚さも裕度が低下し、図 6.3.4-20 および図 6.3.4-21 に示すように、寿命中であっても、損傷率（故障率）は低下する。



a) 実数表記　　b) 対数表記

図 6.3.4-20　配管減肉損傷率に及ぼす外力の影響（１）



a) 実数表記　　b) 対数表記

図 6.3.4-21　配管減肉損傷率に及ぼす外力の影響（２）

７）応力腐食割れ

応力腐食割れによる亀裂発生の潜伏期間評価及び亀裂進展速度評価については様々な評価式が提示されている[26], [27], [28]。

照射効果を含めた亀裂発生の潜伏期間評価及び亀裂進展速度評価については、藤森らが P.Ford のモデルを改良した評価式を提示している[27],[29]。図 6.3.4-22 に藤森らの論文にある代表的な亀裂進展速度測定値を示す。亀裂発生の潜伏期間としては UT などの検出にかかる最小亀裂 50μm に達するまでの時間と定義されている。

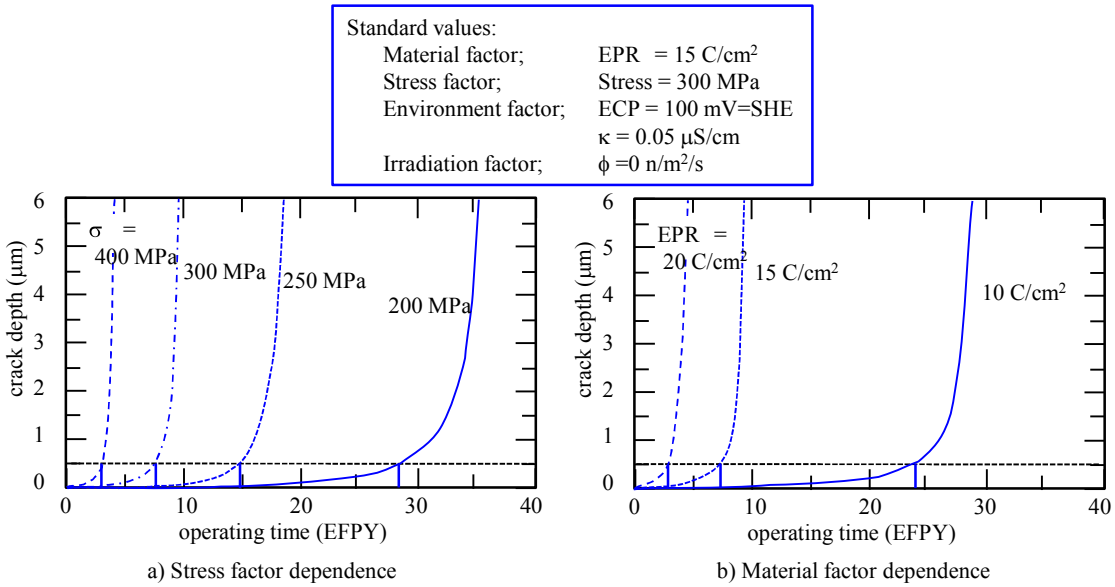


図 6.3.4-22　亀裂進展と潜伏期間

藤森の経験式では、亀裂の潜伏時間を以下の様に定義している[29]。

亀裂潜伏期間＝加速条件での亀裂潜伏期間 x F 値

F 値＝$\tau_{材料因子}$ x $\tau_{応力因子}$ x $\tau_{環境因子}$

加速条件での亀裂潜伏期間については CBB（クレビスベント試験）での
に示す実験結果より求めている。

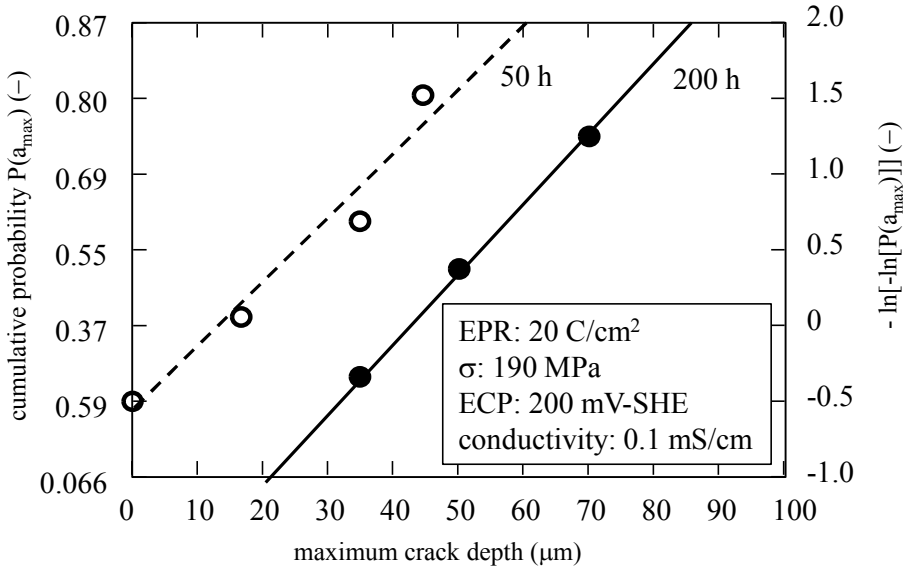


図 6.3.4-23　亀裂潜伏期間

材料因子については、仕様材料の EPR 測定値を適用する。応力及び環境に関する潜伏期間要素 $\tau_{応力因子}$、$\tau_{環境因子}$を図 6.3.4-24 に示す。

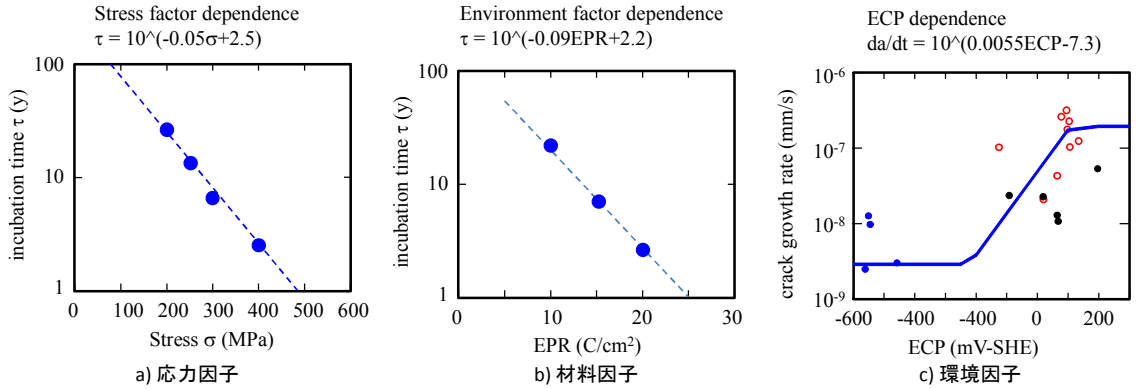


図 6.3.4-24　亀裂潜伏期間と進展速度

亀裂進展速度については、図 6.3.4-24 のｃ）に示す。詳細には

Crack growth rate

$da/dt=A\ n^{3.6}\ (de_{ct}/dt)$

$n=f_4(EPR,ECP,k,f,t)$

$de_{ct}/dt=CK^4$

$C=f_5(s_y,f,t)$

$K=f_6(a,G,s_y,f,t)$

$$EPR_{eff}=EPR_0+f_9(C_{Cr})$$
$$C_{Cr}=C_{Cr0}\ x\ \{1-f_7(f)xf_8(f,t)\}$$

を用いることができる。上記式の 1 次近似式は

$$da/dt= 1010\text{^}(0.0055ECP-7.3)//(F_{str}\ xF_{mat})$$

で表記できる。

SCC に関しては,上記はあくまで 1 例を示したもので、実際には各機関から出された経験式、相関に基づいて適正に評価することが必要である。

８）電気部材の経年劣化

平成 11 年度から 14 年度に、絶縁材料の温度および放射線照射劣化についてのサーベイとモデル化が進められた。その成果に基づいて、機器の使用環境での劣化による損傷率（故障率）を図 6.3.4-25 に示す。点検による評価精度の向上により、寿命予測の信頼性が向上する。

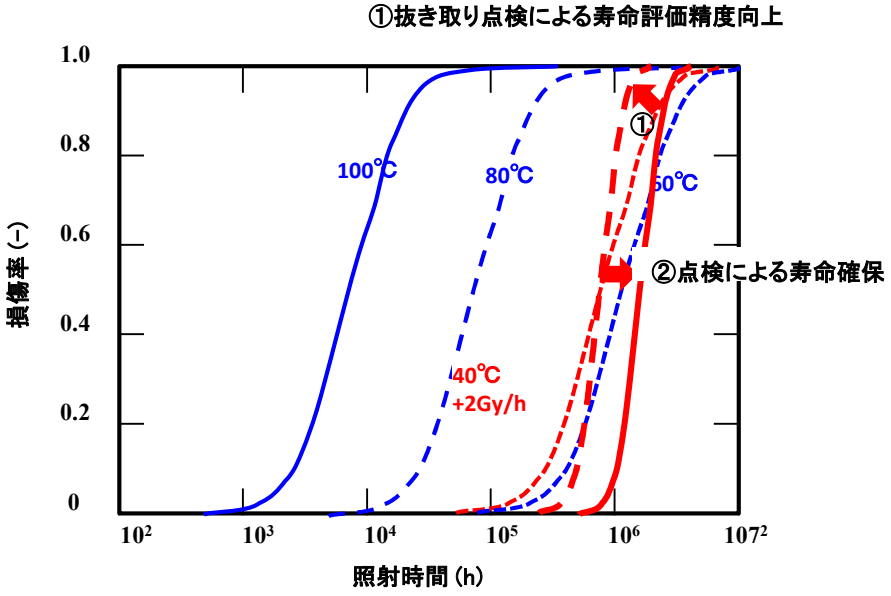


図 6.3.4-25　絶縁材劣化による電気系の信頼性低下

平成 11 年度から 14 年度に、絶縁材料の温度および放射線照射劣化についてのサーベイとモデル化の成果として求められた、損傷率（故障率）と信頼性を図 6.3.4-26 に示す。

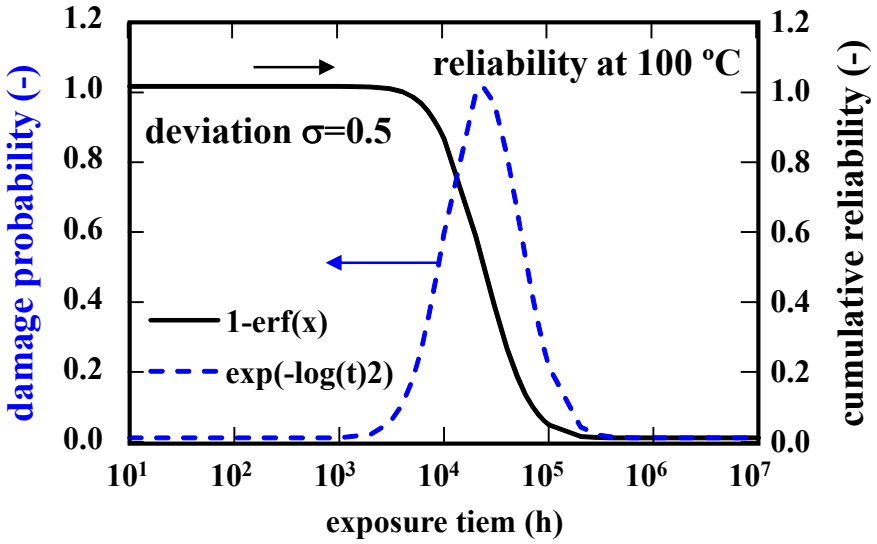


図 6.3.4-26　絶縁材劣化による信頼性低下

信頼性の対数偏差は、実験上では 0.5 付近であるが、材料毎のばらつきを考慮すると、対数偏差は 1.0 程度まで広がる可能性がある。図 6.3.4-27 に故障率の対数偏差依存性を示す。

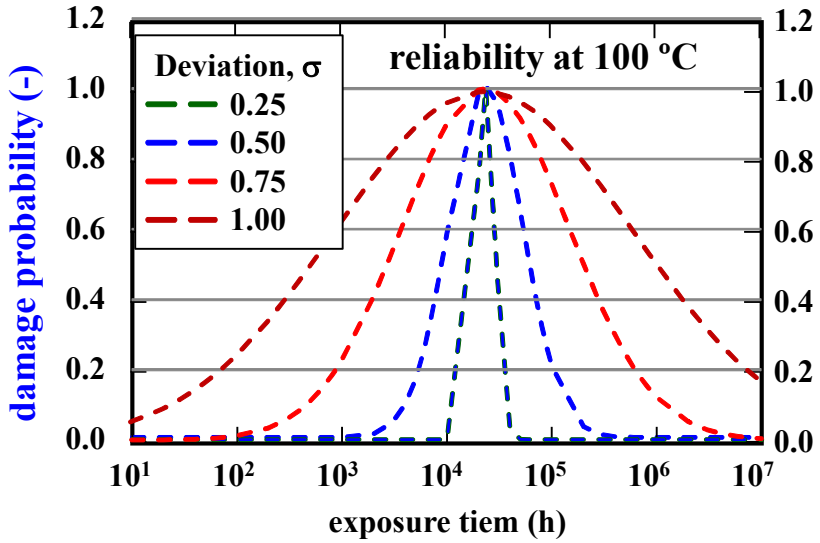


図 6.3.4-27　絶縁材劣化による損傷関数

電気部材の使用条件として、加速実験条件の 100℃から 80℃、60℃、40℃に下げると故障率は長時間側にシフトする。40℃では照射条件として 0.2Gy/h を想定しても、その影響は軽微である（図 6.3.4-28）。

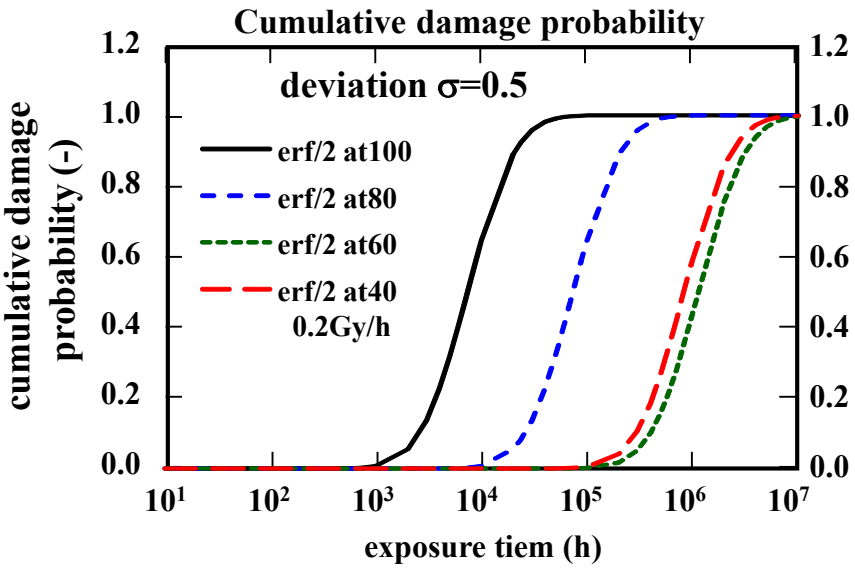


図 6.3.4-28　絶縁材劣化による電気系の故障率

40℃で照射条件として 0.2Gy/h を想定した場合、故障率の対数偏差を基準の 0.5 から 1.0 まで増大した場合、また検査点検による信頼性向上に伴い 0.25 に低減した場合の信頼性曲線を

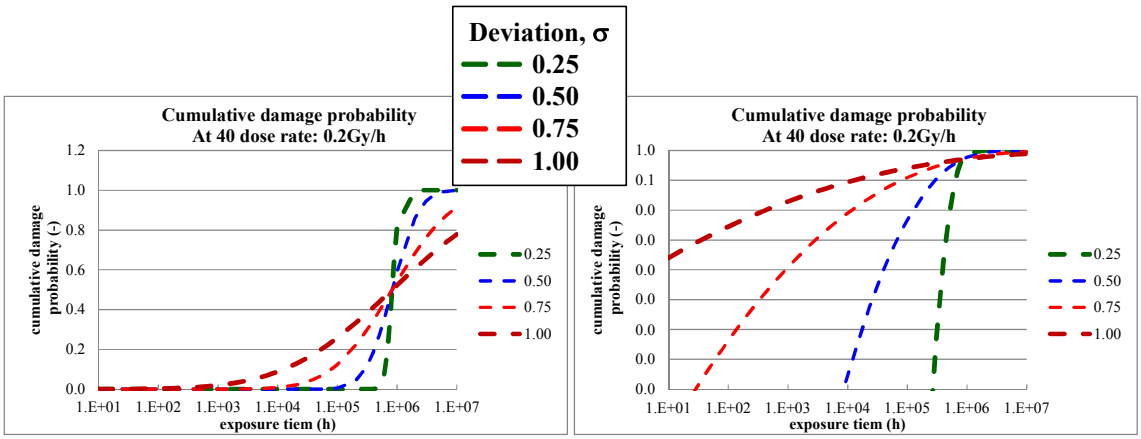
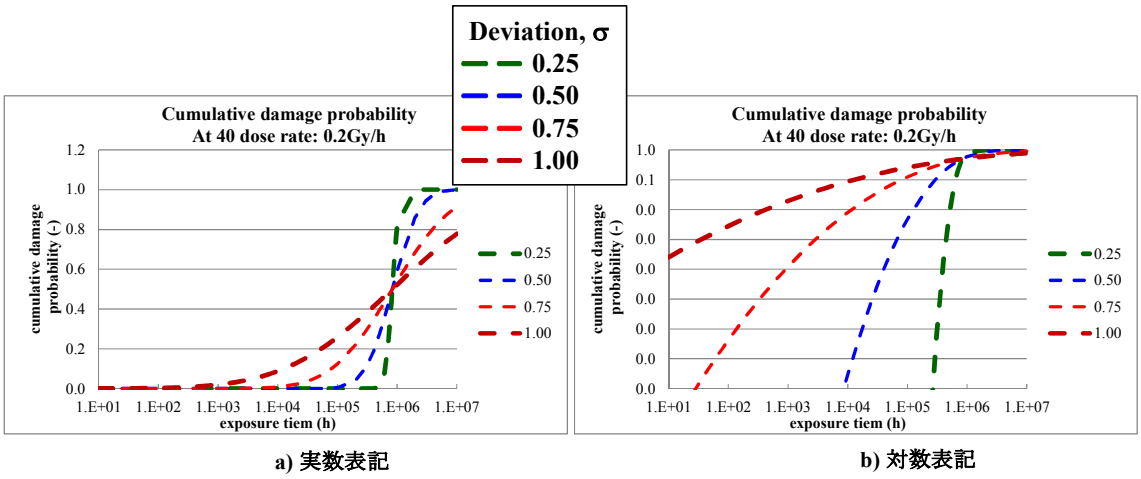


図 6.3.4-29 に示す。このような相関を用いて、各設備のうち電機部品の信頼性を評価する。

S



a) 実数表記　　b) 対数表記

図 6.3.4-29　絶縁材劣化による電気系の故障率

８）経年劣化評価手法のまとめ

配管減肉、SCC、および絶縁材の経年劣化評価について記述したが、このうち配管減肉については、評価手法の V&V を行い、一定の評価を得た評価手法であるが、SCC 及び電気部品の劣化については、改めて評価の妥当性の検討が必要と考える。

また、本事業では目標が、深層防護レベル４の安全裕度確保のために注目すべき機器・設備を抽出する手法としての両評価ソフトの有効性を確認することであるが、経年プラントに関しては、運転中のプラントの安全裕度の評価（システム安全評価）が重要であり、今回提示した経年化に伴う機器・設備の故障率の評価手法は、システム安全評価にとっても重要と考える。今回は、配管減肉による配管を中心として機器・設備の故障率の増大（信頼性の低下）と電気部品の絶縁機能の低下による機器・設備の故障率の増大（信頼性の低下）について議論したが、応力腐食割れ、腐食疲労といった多の材料の劣化機構、光ケーブルなど機能税材料の劣化機構を加えて、幅広く経年化による故障率の増大（信頼性の低下）について議論し、定量的な評価法をまとめることが運転中の経年プラントの信頼性向上、安全裕度の確保のために望ましい。

参考文献

[1] 日本機械学会編「機械工学便覧」，丸善（株）（1993 年）、 A7 編システム工学 p130

[2] 平成２６年度高経年化技術評価高度化事業（経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究）成果報告書（概要版） 平成２７年３月　（株）三菱総合研究所

[3] H. Suzuki, S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, S. Koikari, K. Hasegawa, F. Kojima, S. Koshizuka and D. H. Lister, “RISK EVALUATION OF FLOWACCELERATED CORROSION BASED

ON ONE-DIMENSIONAL FAC CODE", *Nucl. Technol.* **183**, 194 (2013).

[4] 平成２３年度高経年化技術評価高度化事業（配管減肉予測手法の高度化研究）成果報告書　平成２4 年２月（株）三菱総合研究所

[5] 平成２４年度高経年化技術評価高度化事業（配管減肉予測手法の高度化研究）成果報告書　平成２5 年２月（株）三菱総合研究所

[6] 原子力発電所のケーブル経年化評価ガイド、(独)原子力安全基盤機構、JNES-RE-2013-2049

[7] S. Uchida, M. Naitoh, Y. Uehara, H. Okada, N. Hiranuma, W. Sugino, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Evaluation Methods for Corrosion Damage of Components in Cooling Systems of Nuclear Power Plants by Coupling Analysis of Corrosion and Flow Dynamics (III), Evaluation of Pipe Wall Thinning Rate with the Coupled Model of Static Electrochemical Analysis and Dynamic Double Oxide Layer Analysis", *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46** [1], 31-40 (2009).

[8] H. Okada, S. Uchida, M. Naitoh, J. Xiong and S. Koshizuka, "Evaluation Methods for Corrosion Damage of Components in Cooling Systems of Nuclear Power Plants by Coupling Analysis of Corrosion and Flow Dynamics (V), Flow Accelerated Corrosion under Single- and Two- Phase Flow Conditions", *J. Nucl. Sci. Technol*., **48** [1], 65-75 (2011).

[9] S. Uchida, M. Naitoh, Y. Uehara, H. Okada, S. Koshizuka and D. H. Lister, " Evaluation of Wall Thinning Rate due to Flow Accelerated Corrosion with the Coupled Models of Electrochemical - Analysis and Double Oxide Layer Analysis", Proc. 14th Int Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Virginia Beach, VA, Aug. 22-27, 2009, ANS, 2009 (in CD).

[10] Performance Test Codes Standards Committee, "Guide for Verification and Validation in Computational Solid Mechanics", *ASME V&V* 10-2006

[11] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, T. Ohira, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Evaluation of FAC Simulation Code Based on Verification and Validation", *Power Plant Chemistry,* **12** (9), 550 (2010).

[12] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, T. Ohira, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Verification and Validation of Evaluation Procedures for Local Wall Thinning due to Flow Accelerated Corrosion and Liquid Droplet Impingement", *Nucl. Technol.,* **178**, 280 (2012).

[13] V. K. Chexal, R. B. Dooley, D. P. Munson and R. M. Tilley, "Control of Flow-Accelerated Corrosion in Fossil, Co-Generation and Industrial Steam Plants", 529, *IWC-97-57* (1997).

[14] M. Naitoh, S. Uchida, H. Okada and S. Koshizuka, "Validation of Code System DRAWTHREE-FAC for Evaluation of Wall Thinning due to Flow Accelerated Corrosion by PWR Feed Water Piping Analysis", Proceedings of the ASME 2011 Pressure Vessel & Piping Division Conference, PVP2011, July 17-21, 2011, Baltimore, Maryland, USA, PVP2011-57120 (2011)

[15] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, H. Suzuki, T. Ohira, S. Koshizuka and D. H. Lister," Determination of Wall Thinning Rates and High-Risk Zones for Local Wall Thinning due to

Flow-Accelerated Corrosion"、 Proc. Nuclear Plant Chemistry Conference 2012, NPC 2012, September 23-27, 2012, Paris, France, SFEN (2012) (in CD)。

[16] Von H. Keller, "Erosion Korrosion on Nassddamfturbine", *VGB Kraftwerkstechnik*, 54, Heft5, May (1974)

[17] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, H. Suzuki, S. Koikari, S. Koshizuka and D. H. Lister, "DETERMINATION PROCEDURES OF HIGH RISK ZONES FOR LOCAL WALL THINNING DUE TO FLOW-ACCELERATED CORROSION", *Nucl. Technol.* **180**, 65 (2012).

[18] R. P. Tremaine and J. C. LeBlanc, "The solubility of magnetite and the hydrolysis and oxidation of Fe^{2+} in water to 300ºC", *J. Solution Chemistry*, **9**, 415 (1980).

[19] M. Izumiya, A. Minato, F. Hataya, K. Ohsumi, Y. Ohshima, S. Ueda, ''Corrosion and/or erosion in BWR plants and their countermeasures,'' Proc. Int. Symp. on Water Chemistry and Corrosion Problems in Nuclear Reactor Systems and Components, IAEA-SM-264/4 (1983).

[20] M. Naitoh, S. Uchida, H. Okada, Y. Uehara and S. Koshizuka, "Evaluation of Wall Thinning Rate due to Flow Accelerated Corrosion with the Coupled Models of Electrochemical Analysis and Double Oxide Layer Analysis", *Proc. PVP2009 2009 ASME Pressure Vessel and Piping Division Conference,* PVP2009-77583, July 26-30, 2009, Prague, Czech Republic (2009).

[21] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, T. Ohira, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Application of Coupled Electrochemistry and Oxide Layer Growth Models to Water Chemistry Improvement against Flow Accelerated Corrosion in the PWR Secondary System", *Corrosion 2011*, Paper No. 11239, Houston, TX, Mar. 14-17, 2011, NACE, 2011 (in CD).

[22] S. Uchida, M.Naitoh, H. Okada, H. Suzuki, S. Koikari, S. Koshizuka and D. H. Lister, " The Effects of Ferrous Ion Transport in Bulk Water on FAC Rate", Power Plant Chemistry, 13 (10), 572-581 (2011)

[23] H. Suzuki, S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, S. Koikari, K. Hasegawa, F. Kojima, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Risk Evaluation of Flow-Accelerated Corrosion Based on One-Dimensional FAC Code", *Nucl. Technol.*, (2013), in press (MS#12-129).

[24] American Society of Mechanical Engineers, Boiler and Pressure Vessel Code, Section, I, Rules for Construction of Power Boiler, July (2007).

[25] K. Hasegawa and K. Shibata, "Pressure Blow Out Assessment for Class 1 Piping with Local Wall Thinning", *Proceedings of the 2006ASME Pressure Vessel & Piping Division Conference*, PVP2006, PVP2006-ICPVT11-93122, July 24-27, 2006, Vancouver, Canada, American Society of Mechanical Engineers (2006).

[26] 高経年化対策強化基盤整備事業 応力腐食割れ検討会 SCC メカニズム解明ロードマップ策定検討タスクフォース 「軽水炉構造材料の応力腐食割れ（SCC）メカニズム解明-研究課題およびロードマップ」(2012).

[27] F. P. Ford, D. F. Taylor, P. L. Andresen and R. G. Ballinger., "Corrosion-Assisted Cracking of Stainless and Low- Alloy Steels in LWR Environments", *EPRI NP-5064M Project 2006-6 Final Report*, February (1987).

[28] T. Shoji, S. Suzuki and R. G. Ballinger, "Theoretical Prediction of SCC Growth Behavior", *Proc. Seventh*

[29] H. Fujimori, S. Uchida, E. Ibe, J. Kuniya, M. Hayashi, M. Fuse and K. Yamauchi, "A Procedure for Evaluating Residual Life of Major Components in Light Water Reactors", *Proc. of 7th Int. Symp.*

Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Breckenridge, CO., National Association of Corrosion Engineers, ISBN:1-87791, (1995), 959-970.

7. 事業成果のまとめと隘路事項

7.1 事業成果のまとめ

委託事業として、実施した内容及び成果を以下にまとめる。

7.1.1 事業目的

本事業の目的は、運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの健全性評価をより確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る評価手法の導入や評価精度の改善を図るものである。

7.1.2 事業項目

高経年化技術評価書の審査を高度化するために、経年プラントの健全性を評価する総合的な安全評価手法の検討を進めた。特に、実用的な総合的安全評価手法とその適用法を提示した。

具体的には、以下の項目について実施した。

(1) 加圧水型原子力発電所に対する感度解析結果の整理
(2) 沸騰水型原子力発電所に対する感度解析及び感度解析結果の整理
(3) 経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法マニュアルの整備
(4) 事業進捗の管理と成果報告の実施

7.1.3 事業実施体制

本事業は、エネルギー総合工学研究所が受託機関となり、業務を遂行した。

7.1.4 実施スケジュール

委託期間：平成 27 年 4 月 13 日から、平成 28 年 2 月 15 日まで

7.1.5 実施概要

（1）加圧水型原子力発電所に対する感度解析結果の整理

平成２６年度の成果である加圧水型原子力発電所（PWR）に対して経年プラントの深層防護レベル４層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出した結果及び同評価結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステム安全に及ぼす影響について、高経年化技術評価における経年劣化事象との関係を整理した。この際、経年化に伴う設備機器の信頼性低下の評価がエンジニアリングファクターとして規定されている点に、評価者の属人性が強く出る可能性のある点を危惧した。

沸騰水型原子力発電所（BWR）の評価では、経年化をモデル計算によって求め、透明性、再現性のある手法を採用することを提案し、その評価事例を示した。この手法は、PWR にも適用が容易であり、PWR と BWR を同一レベルで評価可能であることを示した。

（２）沸騰水型原子力発電所に対する感度解析及び感度解析結果の整理

BWR－５の全電源喪失を事例に、事故時のマネージメントフローを作成し、経年化の影響評価を加味して、深層防護レベル４層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出した結果及び同解析結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステム安全に及ぼす影響を評価し、本評価手法の有効性を実証した。高経年化に関しては、配管減肉と絶縁材の特性劣化について、論理的に機器、設備の経年化が信頼性に及ぼす影響を求める手法を提示して、過酷事故時の安全裕度技術評価における経年劣化事象との関係を明確にした。

（３）経年プラント全体を体系的に捉えた安全裕度の評価手法マニュアルの整備

本報告書は、PWR と BWR の双方について、設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル４層を考慮した評価指標及び評価手法の使用マニュアルとして作成したものである。マニュアル作成に当たっては、定期的な進捗状況報告会他で、作業進展の各段階において、委託元と連携を深め、評価手法の使い勝手の向上と必要な入力データ確保についての情報の共有化を図った。

本マニュアル作成と併せて、特に EXCEL で作成されていたレジリエンス指標評価コードについて、VBA を用いてソフトの透明化、安定化を図った。加えて、ソフトの V&V 評価を行い、ソフトの妥当性を明確にした。事例評価【解析事例集】として、３ループ型 PWR プラントと BWR-5 に対する評価をまとめた。

（４）平成 27 年度の成果の総括

上記（１）－（３）により、事業目的とした「運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの健全性評価をより確かなものとするため、高経年化技術評価に対する最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る評価手法を導入すると共に、評価精度の改善を図ることができた。なお、リスク評価では、本来確率的に分布のある故障率の中央値を用いて評価しているが、経年化評価に用いた手法を適用することで、故障率の確率分布の影響も評価できる見通しを得ている。

7.1.6 事業進捗の管理と成果報告の実施

以下に示すように、1～2 ヶ月毎に、定期的な進捗状況報告会を持って、作業進展の各段階において、委託元と連携を深め、評価手法の使い勝手の向上と必要な入力データ確保についての情報の共有化を図った。

2015 年 4 月 28 日（火）実施計画についての詳細説明会
2015 年 5 月 28 日（木）　第 1 回進捗状況報告会
2015 年 7 月 13 日（金）　第２回進捗状況報告会
2015 年 8 月 24 日（月）　第３回進捗状況報告会
2015 年 10 月 26 日（月）　中間報告会（都合 6 回の進捗状況報告会と同じ位置づけであるが、受託期間の中間部にあたり、中間報告会と称した）
2015 年 11 月 27 日（金）　第４回進捗状況報告会
2015 年 12 月 25 日（金）　第５回進捗状況報告会
2016 年 1 月 29 日（金）　第６回進捗状況報告会
2016 年 2 月 10 日（水）　最終報告会

7.2 隘路事項

本委託事業を通して、重大な隘路事故はなかったが、今後、本評価法を用いて、高経年化技術評価書の審査を高度化するという初期の大目標に適合させるためには、まだいくつかの課題があるものと考える。

（1）評価のためのデータの確保

設備機器の信頼性データの確保、操作時間、目標能力など、評価に必要なデータは膨大であるが、各事業者が新基準適合審査で提出している資料からだけですべてのデータを入手することは難しかった。このため、一部のデータは、エンジニアリングデータとして、プラントに関する従来知見他から整備せざるを得なかった。

① 特に,リスク評価のためのデータはNUCIAやJANSIのデータベース他からの入手が有効であったが、今後とも、可能な限り最新のデータを確保することが必須である。

② レジリエンス指標評価のための、機器、設備準備の時間など、プラント固有のデータの確保が必須である。

（2）高経年化技術評価書の審査の高度化への対応

本委託事業では、経年プラントの深層防護レベル４層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出した結果及び同評価結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステム安全に及ぼす影響について評価したが、高経年化技術評価ではレベル３層以下の安全裕度の評価が求められる。プラントのシステム安全に対して、クリティカルな機器、システムの抽出と安全裕度の定量化が必要である。今回有効性を評価した評価手法及び経年化評価手法は、レベル４層対応に対して有効であることが実証できたが、使用するデータを整備し、事故進展シナリヲを厳選することで、レベル３層以下のシステム安全評価にも適用できる可能性が示された。特に、経年化の係わる劣化事象のモデル化、その評価手法への取込を進めることにより,早い時期にレベル３層以下のシステム安全評価に適用することが可能となるものと考える。

8. 結論

8.1 結論

本プロジェクトでは、平成 26 年度までに、設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル 4 層を考慮した評価指標及び評価手法がほぼ確立された。評価指標しては、事故時における安全設備によるプラントの安全機能回復の信頼度を、回復の程度と回復の早さの両面で評価できる簡易的な指標としてレジリエンス指標とレジリエンス指標に基づいて重要と指摘された機器、設備に対して、過酷事故対策に安全裕度を確率論的信頼度として定量評価できるリスク指標の 2 本立てとなっている。特に、平成 26 年度は、加圧水型原子力発電所に対して経年プラントの深層防護レベル 4 層の安全裕度確保のための注目すべき設備・機器を定量的に抽出した結果及び同評価結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステム安全に及ぼす影響評価がなされた。

平成 27 年度は、5 年にわたる本プロジェクトの最終年度として、既開発の評価手法をより信頼性の高い、かつトレーサブルな計算コードとして確立すると共に、運転開始後 30 年を超えて運転する経年プラントの健全性評価をより確かなものとするため、高経年化技術評価に対して最新知見を取り入れて、材料の経年劣化進展に伴う安全裕度の低下に係る評価手法の導入や評価精度の改善を図った。さらに、平成 26 年度の加圧水型原子力発電所に関する評価結果を再評価し、評価手法として改善すべき点を摘出し、評価手法の一層の高度化と使い勝手の向上を図った。

特に、レジリエンス指標評価手法に関しては、従来 EXCEL ソフトで作成された数式を直接 EXCEL シートに記載する手法であった点を改め、すべての入出力を VBA（Visual Basic for Applications）を用いて制御し、FORTRAN で記述された計算コードの場合と同様に、ECXCEL シートには入力条件のみを記載し、演算は VBA で制御された EXCEL のワークシートを用いて実施、計算結果は EXCEL シートに記載することで、計算式、及び計算プロセスの見える化を徹底した。

レジリエンス指標評価コードでは、主要演算には EXCEL ソフトを使用するが、ソフトユーズがエクセルの中味に手を入れることなく評価が実施できるようにすることで、ソフトとしての正確性を担保（verification）することができ、計算結果がこれまでの評価結果を一致することを確認して、ソフトとしての妥当性を確認（validation）することができた。レジリエンス指標評価コードにおいて、最も間違い、誤認が生じやすい事故マネージメントフローの作成とそのフローから事故マネージメントシーケンスを作成するプロセスに計算機によるチェック機能を付加し、ソフトの誤使用を排除できたことで、一応本ソフトに関しては V&V(Verification & validation)ができたものと判断した。

今年度は、沸騰水型原子力発電所の評価結果を加え、深層防護レベル 4 層を考慮した評価指標及び評価手法の使い勝手の向上と入力の整備法の整理、並びに材料の経年劣化などプラントの経年対応と様々な外力レベルに対して評価ツールの使用方法など、一連の流れをまとめたマニュアルを整備した。BWR-5 に例をとって、事故マネージメントフロー作成法の具体例を示し、2 つの評価指標による深層防護レベル 4 層を考慮したプラント安全裕度評価の有効性を実証することができた。特に、先行するレジリエンス指標評価に基づ

きリスク指標評価を実施することで､深層防護 4 層を考慮した安全裕度が評価できることが確認できた。

本委託事業の主要な成果を以下に列記する。

(1) レジリエンス指標評価のソフトを VBA 化

計算式、及び計算プロセスの見える化を徹底し、V&V 法を適用して、ソフトの正確さと妥当性を確保した

(2) レジリエンス指標評価とリスク指標評価の 2 本立ての評価手法の確立

レジリエンス指標評価とリスク指標評価の 2 本立ての評価手法により､設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル４層を考慮した評価指標及び評価手法を確立した。

(3) レジリエンス指標評価とリスク指標評価の 2 本立ての評価手法の有効性実証

3 ループ型 PWR と BWR-5 を事例に、上記レジリエンス指標評価とリスク指標評価の 2 本立ての評価手法による深層防護レベル４層を考慮した安全裕度評価が可能であることを実証した。

(4) 経年化事象のモデル化による経年プラントの安全裕度評価の有効性実証

配管減肉と絶縁材の経年/照射劣化をモデル化し、経年化に信頼度の低下（故障率の増大）並びに点検、交換による信頼性の回復、外力による信頼性の低下といった、経年化に係わる要素機器、設備の影響を上記評価手法で定量化できることを実証した。

(5)評価手法使用マニュアルの整備

評価ソフトの使用マニュアルに加えて、評価のための入力の準備法、考え方などの盛り込んだ使用マニュアルを作成した。また、経年化により部材の劣化評価法のモデルについても現状のモデルについてマニュアルに盛り込んだ。

8.2 今後の展開

本委託事業の成果は、今後以下のように展開可能である

(1) 評価入力データの確保

本評価手法は､新基準適合のための設計基準事象を超えるシナリオを想定した深層防護レベル４層を考慮した評価指標及び評価手法として適用できることが示された｡今後共に､継続的に、評価のための入力データの確保が必要である。

(2) システム安全評価への適用

本委託事業では、経年プラントの深層防護レベル４層の安全裕度として注目すべき設備・機器を定量的に抽出した結果及び同評価結果による個々の設備・機器の安全裕度の低下がプラントのシステム安全に及ぼす影響について評価したが､高経年化技術評価ではレベル３層以下の安全裕度の評価が求められる｡今回開発された評価手法では、入力を変えるだけで、運転中の経年プラントのシステム安全に対して、クリティカルな機器、システムの抽出と安全裕度の定量化が可能である。このためには、経年化主要事象のモデル化、数値化が必須で、本手法と経年化事象のモデルが対になり、レベル３層以下のシステム安

全評価に適用することが可能となるものと考える。

9. 記号、略語の説明

表 9-1 に、本研究に関連する略語一覧を示す。

表 9-1　略語一覧

略語	英語	日本語
AM	Accident Management	過酷事故対策
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型軽水炉
CCF	Common Cause Failure	共通原因故障
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CFD	Computational Fluid Dynamics	数値流体力学
CFF	Containment Failure Frequency	格納容器機能喪失頻度
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
FAC	Flow Accelerated Corrosion	流れ加速型腐食
FV	Fussell-Vesely	ファッセル・ベズレイ重要度
HPCI	High Pressure Coolant Injection	高圧炉心注入系
HPCS	High Pressure Core Spray	高圧炉心スプレイ系
HPSI	High Pressure Safety Injection	高圧安全注入系
JANSI	Japan Nuclear Safety Institute	原子力安全推進協会（の略称）
LPCI	Low Pressure Coolant Injection	低圧炉心注入系
LPCS	Low Pressure Core Spray	低圧炉心スプレイ系
NUCIA	NUClear Information Archives	原子炉施設情報公開ライブラリ
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RAW	Risk Achievement Worth	リスク増加価値
RCP	Reactor Coolant Pump	一次冷却材ポンプ
RCW	Reactor Cooling Water system	原子炉補機冷却水系

RWST	Refueling Water Storage Tank	燃料取替用水タンク
SA	Severe Accident	シビアアクシデント、過酷事故
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
THERP	Technique for Human Error Rate Prediction	THERP 手法
V&V	Verification and Validation	本来は、ASME が規定している計算機ソフトの正確さ、妥当性のチェック方法。本報告書では、簡易的な V&V を実施。正確性のチェックは最も誤解を生じやすいMFからシーケンス表を作成するプロセスを計算機で自動的にチェックする手法を採用する以外は、経験的な正確性評価を行うことにした。妥当性の評価は、平成 26 年度の結果に基づき、平成 27 年度の解析で同じ結果を得ていることを確認することで実施した。

原子力規制庁　御中

付録１

平成２７年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（経年プラントの総合的な安全評価手法に関する研究））事業

レジリエンス指標評価ツール

マニュアル

平成２８年２月

一般財団法人 エネルギー総合工学研究所

本報告書は、原子力規制委員会　原子力規制庁の委託事業「平成２７年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化(経年プラントの総合的な安全評価手法に関する研究)）事業」として実施された研究の成果物である。

目　次

1. 概要 1

2. 使用方法 2

2.1 使用推奨環境 2

2.2 データ管理 2

3. レジリエンス指標評価ツールのVBA化 3

3.1 「平成２６年度高経年化技術評価高度化事業」におけるレジリエンス指標試計算ツールとの差異 3

4. プログラムの主な機能 6

4.1 AMフローの作成 6

4.2 プログラムで用いた評価手法 8

4.2.1 各AM構成項目おける所要時間、要求機能充足率および生起確率の設定 9

4.2.2 各AMシーケンス全体の所要時間、要求機能充足率および生起確率の評価(並列関係） 11

4.2.3 AMシーケンス全体の所要時間、要求機能充足率および生起確率の評価（直列関係） 14

4.2.4 各AMシーケンス全体の成否の判定 17

4.2.5 外力レベルHにおける条件付き成功確率 18

4.2.6 外力レベルHにおけるFV相当値、RAW相当値の評価 19

4.3 並列関係の取りまとめ処理 24

5. 使用手順 31

5.1 ファイルの起動 31

5.2 入力シートの作成 32

5.3 入力の設定 34

5.3.1 AMフロー図の記入 34

5.3.2 AMシーケンスの設定 35

5.3.3 取りまとめを行う直列処理および並列処理の設定 37

5.3.4 AMパラメータの設定 39

5.3.5 非許容領域の設定 41

5.3.6 外力レベルの設定 42

5.4 プログラムの実行および結果 43

5.5 【参考】Excel 2010 で別のブックからコピーしたイメージを含むブックを保存する際の不具合について 47

6. 解析結果 50

6.1 加圧水型原子力発電所に対する安全性評価 50
6.1.1 PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオ 50
6.1.2 PWR 全交流電源喪失シナリオ 54
6.2 沸騰水型原子力発電所に対する安全性評価 58
6.2.1 BWR5 における全電源喪失シナリオ１（WWベント失敗でPCV損傷） 58
6.2.2 BWR5 における全電源喪失シナリオ２（フィルターベント失敗でPCV損傷）. 64

1. 概要

本マニュアルはレジリエンス指標計算ツール（以後、本ツール）の使用方法および本ツールの算出内容を記載したものである。

本ツールは Microsoft Excel 2010 にて作成されたファイルである。利用の際には、ファイルをコピーすればよく、特段のインストール作業は不要である。異なる解析ケースを保存・管理する場合には、ファイル名を変更して保存・管理する。

2. 使用方法

2.1 使用推奨環境

Microsoft Excel 2010（以後、Excel と呼ぶ）

2.2 データ管理

本ツールは、マクロを実行する毎に、既に作成された入力値やグラフの書かれたシートを削除し、新規にシートやグラフが作成される。
そのため、既に作成済みのデータを削除したくない場合は、本システムのコピーや名前を付けて保存を行い、複製を作成して、ケース毎に別ファイルとして管理する必要がある。

3. レジリエンス指標評価ツールの VBA 化

3.1 「平成２６年度高経年化技術評価高度化事業」におけるレジリエンス指標試計算ツールとの差異

平成 26 年度版「レジリエンス指標試計算ツール」と平成 27 年度版「レジリエンス指標評価ツール」との違いを**表 3.1-1** に示す。ここでは、平成 26 年度版の問題点を表の左側に、それに対する平成 27 年度版の改善策を表の右側に示した。平成 26 年度版では、入力データを設定した後に Excel シートに計算式を設定しなければならなどの理由から、評価実施者による評価結果の差異（ユーザー依存性）が発生する可能性がある。

表 3.1-1　レジリエンス指標計算ツール」平成 26 年度版と平成 27 年度版との差異

内容	平成 26 年度版（問題点）	平成 27 年度版（改善策）
① AM 構成項目およびシーケンス数の設定	AM 策数は 2、AM 構成項目数は 10、シーケンス数は 40 を設定数の上限とする。シーケンス数を 40 よりも大きくしたい場合は、Excel シート上で行の挿入、計算式の設定を行う必要がある。	AM 構成項目数は 20、シーケンス数は 200 を設定数の上限とする。（5.2 節参照） AM 策の入力は廃止した。
② 入出力および中間計算データシート	入力を設定したシートに中間計算データおよび計算結果が出力される。	入力を設定したシートとは別のシートに中間計算データおよび計算結果が出力される。（5.4 節参照）
③ 総所要時間の計算	**図 3.1-1** に示す通り、AM 構成項目別の所要時間 T から各 AM 策の総所要時間 T を算出する条件式を Excel シートに設定する必要がある。	計算機能の VBA 化により、ユーザーが計算式を設定することなく自動的に計算される。
④ 要求機能充足率の計算	**図 3.1-2** に示す通り、AM 構成項目別の要求機能充足率 L_i から各 AM 策の要求機能充足率 L_(AM*) を算出する条件式を Excel シートに設定する必要がある。	計算機能の VBA 化により、ユーザーが計算式を設定することなく自動的に計算される。
⑤ 生起確率の計算	**図 3.1-3** に示す通り、各 AM 構成項目別の実行成功確率or失敗確率から、各 AM 策の生起確率を算出する条件式を Excel シートに設定する必要がある。	計算機能の VBA 化により、ユーザーが計算式を設定することなく自動的に計算される。
⑥ 並列処理機能	シナリオごとにユーザーが並列処理用の計算式を作成し、Excel シー	並列の範囲を指定してプログラムを実行することにより、自動的に

内容	平成 26 年度版（問題点）	平成 27 年度版（改善策）
	トに設定する必要がある。	計算される。 （4.2.2 および 5.3.3 参照）
⑦ 各外力レベル値の条件付き回復成功確率の計算	ユーザーが手動で外力レベル値を変更し、複数の外力レベル値の計算を行う必要がある。	外力レベル値の範囲とステップ幅を指定してプログラムを実行することにより、各外力レベル値の条件付き回復成功確率が自動的に計算される。 （5.3.6 項参照）

平成 27 年度版では、計算機能のVBA化により、入力データを設定した後に実行ボタンを押下するだけで自動的に計算結果が出力されるようにした。ユーザー依存性の発生を抑制するために、平成 26 年度に開発した「レジリエンス指標試計算ツール」のVBA化と共通入力データの固定化によるソフトの安定化を図り、さらにV&V評価[1]を実施して、評価ソフトの透明性とトレーサビリティを確保した。



図 3.1-1　平成 26 年度版　総所要時間 T の算出表（例）

[1] Verification and Validation 法:まずコードの正確さを検証し、次いで実験値またはプラントでの実測値を用いて評価精度の確認と評価結果の妥当性を検証する手法。



図 3.1-2　平成 26 年度版　各 AM 策の要求機能充足率L_{AM*}の算出表（例）



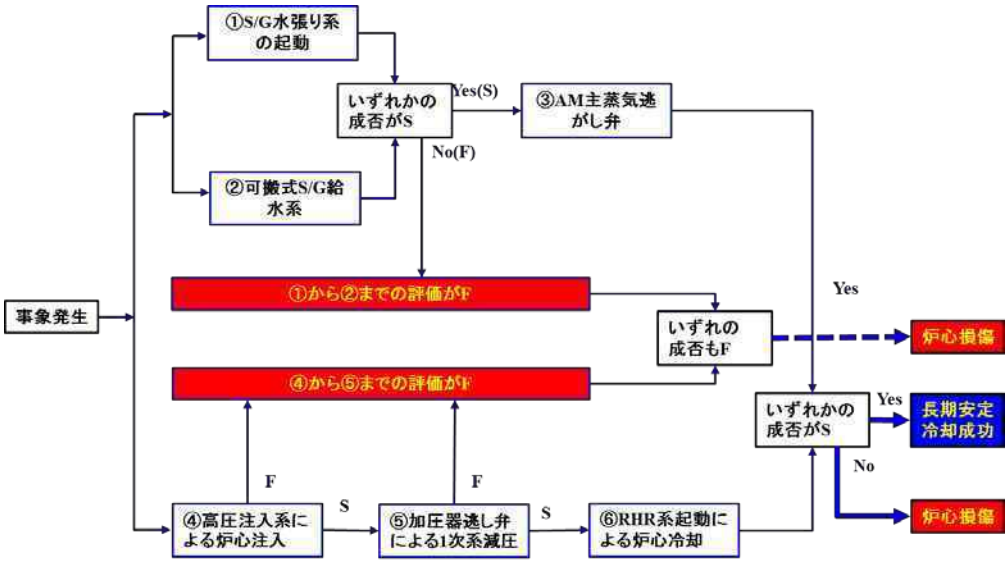
図 3.1-3　平成 26 年度版　生起確率の算出表（例）

4. プログラムの主な機能

4.1 AM フローの作成

本ツールを使用する前に、事故シナリオ等によるプラントの損傷状況の設定を行い、AM フロー図を作成する。以後、ここで作成した AM フロー図を参照しつつ、数値や文字列の入力、計算条件の設定を行う。

AM フローの作成例として、PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失のマネージメントフローを**図 4.1-1** に示す。このときの AM シーケンスの設定例を**図 4.1-2** に示す。この場合、図 4.1-1 の①～⑥が図 4.1-2 の AM 構成項目 No. 1 ～ 6 に対応している。「①S/G 水張り系の起動」と「②可搬式 S/G 給水系」は同時に実行されることを想定している。さらに、「①S/G 水張り系の起動」～「③AM 主蒸気逃がし弁」と「④高圧注入系による炉心注入」～「⑥RHR 系起動による炉心冷却」が同時に実行されることを想定している。



PWR 2次冷却系からの除熱機能喪失のマネージメントフロー

図 4.1-1　AM フローの作成例

評価するAM構成項目数	6										
評価するシーケンスの数	28										
AM構成項目No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
シーケンスNo.	事象発生	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却				
1		S	S	S	S	S	S				S: 成功
2		S	S	S	S	S	F				F: 失敗
3		S	S	S	S	F					
4		S	S	S	F						
5		S	S	F	S	S	S				
6		S	S	F	S	S	F				
7		S	S	F	S	F					
8		S	S	F	F						
9		S	F	S	S	S	S				
10		S	F	S	S	S	F				
11		S	F	S	S	F					
12		S	F	S	F						
13		S	F	F	S	S	S				
14		S	F	F	S	S	F				
15		S	F	F	S	F					
16		S	F	F	F						
17		F	S	S	S	S	S				
18		F	S	S	S	S	F				
19		F	S	S	S	F					
20		F	S	S	F						
21		F	S	F	S	S	S				
22		F	S	F	S	S	F				
23		F	S	F	S	F					
24		F	S	F	F						
25		F	F		S	S	S				
26		F	F		S	S	F				
27		F	F		S	F					
28		F	F		F						
29											
30											
31											
32											
33											
34											
35											
36											
37											
38											
39											
40											

図 4.1-2　AM シーケンスの設定例（PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失）

4.2 プログラムで用いた評価手法

VBA 化したレジリエンス指標評価ツールのプログラム内での主な処理の流れを**図 4.2-1** に示す。図 4.2-1 に示す通り、(1)～(6)の処理を外力レベルステップの数だけ繰り返し、各外力レベル値での条件付き成功確率、FV 相当値および RAW 相当値を求める。

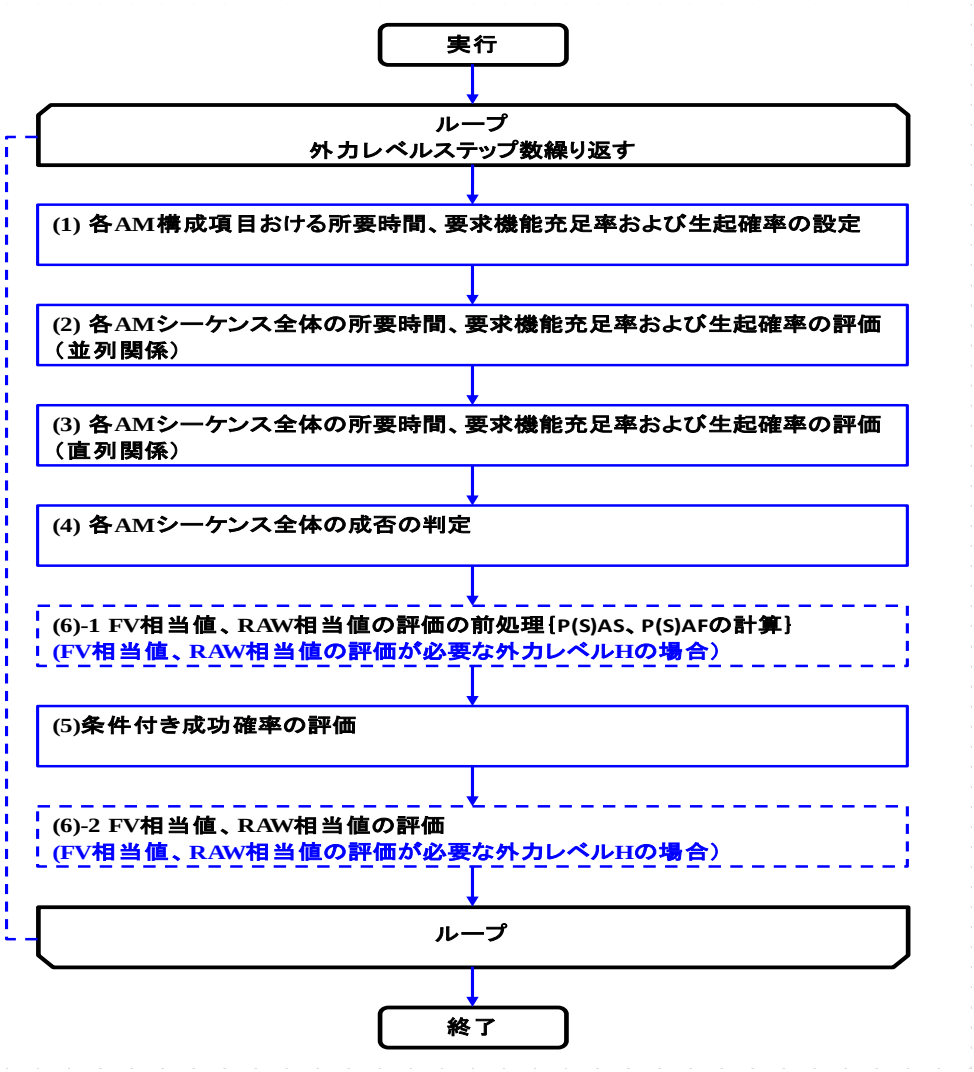


図 4.2-1 プログラム内での主な処理の流れ

平成 27 年度改訂版「レジリエンス指標評価ツール」の特徴の一つは、演算用 Excel シートには一切手を加えることなく、評価対象としたマネージメントフローに対応した演算が行えるようにした点である。このため、平成 26 年度版では Excel シート毎に演算式を異にしていた AM 構成要素が直列の場合と並列の場合を、入力で分け、並列の場合をプロセスで直列化することで、単一つの演算式で評価できるようにした。

(1)～(6)の処理の内容を以下に示す。

4.2.1 各 AM 構成項目おける所要時間、要求機能充足率および生起確率の設定

本ツールでは、各 AM 構成項目の所要時間 T_i、要求機能充足率 L_i および生起確率（成功確率または失敗確率）X_i を、外力レベル H の階段関数（区間数最大 4）とする。解析に必要な外力レベルのしきい値、及び各区間における所要時間、要求機能充足率の値を入力で設定する。

入力パラメータの設定記入例を**図 4.2-2** に示す。外力レベルしきい値のタイプ別要求機能充足率の変化例を**図 4.2-3** に示す。入力された外力レベルのしきい値のタイプに応じで次の通り自動的に出力される。

タイプ：C1=C2=C3→”A”
C2=C3→”B”
else→”C”

各 AM 構成項目おける所要時間 T_i、要求機能充足率 L_i および生起確率 X_i は、外力レベル H と図 4.2-2 の値から次の通り設定される。

① 所要時間 T_i（min）

所要時間T_iは起動するまでの時間T_aと成立性確認時間T_bの合計値とする。

・外力レベル H が 0≦H≦C1 の場合
$T_i=T_a1+T_b1$
・外力レベル H が C1<H≦C2 の場合
$T_i=T_a2+T_b2$
・外力レベル H が C2<H≦C3 の場合
$T_i=T_a3+T_b3$
・外力レベル H が C3<H の場合
$T_i=T_a3+T_b3$

② 要求機能充足率 L_i

各 AM 構成項目ついて、最低安全機能レベルに対する当該項目の有する機能レベルの比（すなわち、最低安全機能レベルに対する裕度）を成否の入力に応じて次の通り設定する。

A) 成否の入力が”S”の AM 構成項目
・外力レベル H が 0≦H≦C1 の場合
L_i= L1
・外力レベル H が C1<H≦C2 の場合
L_i= L2
・外力レベル H が C2<H≦C3 の場合
L_i= L3
・外力レベル H が C3<H の場合
L_i= 0

B) 成否の入力が”F”の AM 構成項目

要求機能充足率 L_i は計算されない（L_i= 0 とみなす）。

③ 生起確率（成功確率または失敗確率）X_i

経年化起因機能喪失確率（M）から成否の入力に応じて、次の通り生起確率 X_i を設定する。

A) 成否の入力が”S”の AM 構成項目（成功確率）

次の通り、生起確率 X_i を求める。これを成功確率とする。

X_i=1-M

B) 成否の入力が”F”の AM 構成項目（失敗確率）

次の通り、生起確率 X_i を求める。これを失敗確率とする。

X_i=M

(2:入力) AMパラメータの設定												
評価する所要時間の最大値		T_{max}	60									
	AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却				
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	2.40	20.00	7.33	5.01	3.05	2.62				
		C2	2.40	20.00	7.33	10.20	6.53	6.89				
		C3	2.40	20.00	7.33	10.20	10.00	6.89				
	起動するまでの時間 (min)	T_a1	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
		T_a2	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
		T_a3	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00				
	成立性確認時間 (min)	T_h1	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00				
		T_h2	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00				
		T_h3	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00				
	要求機能充足率	L1	1.07	1.07	1.80	2.00	3.00	2.00				
		L2	1.07	1.07	1.80	1.00	2.00	1.00				
		L3	1.07	1.07	1.80	1.00	1.00	1.00				
	タイプ		A	A	A	B	C	B	A	A	A	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	4.30E-06	4.30E-06	1.50E-06	1.85E-11	3.38E-18	1.00E+00				
※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率												

タイプ：C1=C2=C3→”A”

C2=C3→”B”

else→”C”

図 4.2-2 入力パラメータの設定 記入例

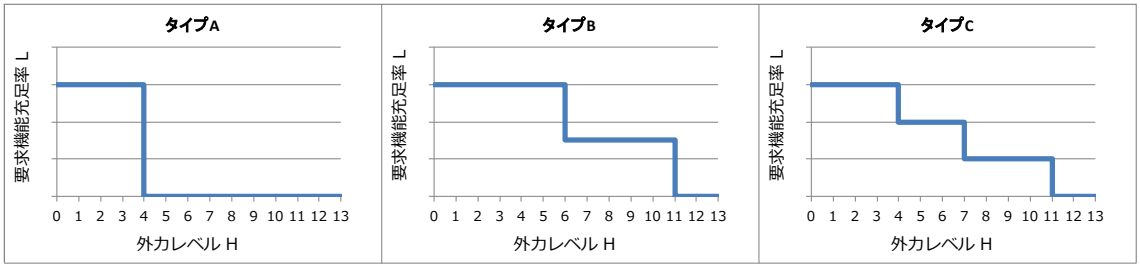


図 4.2-3 要求機能充足率の変化例（外力レベルしきい値のタイプ別）

4.2.2 各 AM シーケンス全体の所要時間、要求機能充足率および生起確率の評価(並列関係)

本ツールでは、複数の AM 構成項目が同時に実行される場合に、この部分を並列関係と呼ぶこととする。並列関係部分を一つの処理として置き換えたのち、4.2.3 項において直列関係の一項目として扱い AM シーケンス全体の評価を行う。並列関係部分内に直列関係部分が含まれる場合には、この部分を一つの処理として置き換えたのち、並列関係の処理を行う。なお、評価するシナリオに並列関係部分が含まれない場合には並列関係の処理は行われない。

並列関係部の所要時間と要求機能充足率の計算方法は以下の通りとする。

A) 所要時間 T_ip（min）

並列関係部各 AM 構成項目のうち、成否に”S”または”F”と入力されている項目の所要時間 T_i を比較する。所要時間 T_i のうちの最大値を、この部分全体の所要時間 T_ip とする。

B) 要求機能充足率 L_ip

並列関係部各 AM 構成項目のうち、成否に”S”と入力されている項目の要求機能充足率 L_i の合計値を、この部分全体の要求機能充足率 L_ip とする。

C) AM シーケンス全体の生起確率 X_ip

成否の入力が”S”または”F”の各 AM 構成項目の生起確率（成功確率または失敗確率）X_i の積とする。

並列関係例のフローチャートを**図 4.2-4** および**図 4.2-5** に示す。

（例 1）では、①と②が同時に実行される。この部分を一つの処理（P）と考え、①と②のうち“S”となる項目が一つ以上あればこの部分の成否は“S”とし、すべて“F”であればこの部分の成否は“F”とする。その後は、直列関係と同様に AM シーケンス全体の評価を行う。

（例２）では、①～②と③が同時に実行される。この場合まず Step2 の通り、①と②の直列関係を一つの処理（E）と考え、①と②の両方が“S”となる場合にこの部分の成否は“S”とし、それ以外であればこの部分の成否は“F”とする。次に Step3 の通り、（E）と③の並列処理を行い、（E）と③うち“S”となる項目が一つ以上あればこの部分の成否は“S”とし、すべて“F”であればこの部分の成否は“F”とする。

※直列関係の処理方法は「4.2.3AM シーケンス全体の所要時間、要求機能充足率および生起確率の評価（直列関係）」に示す。

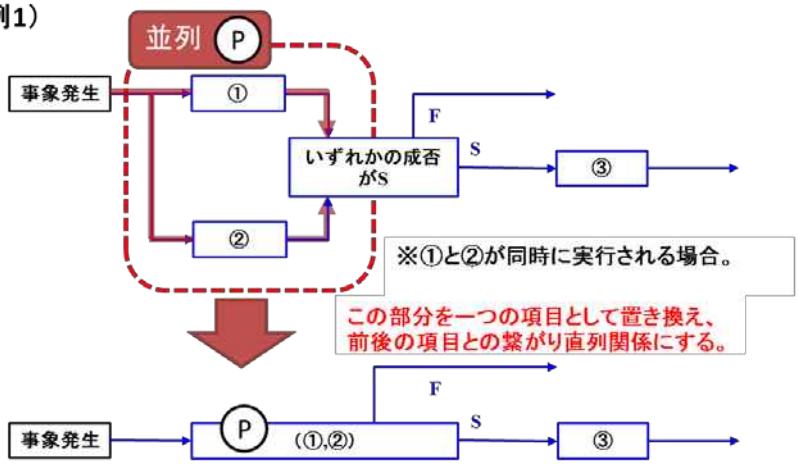
並列関係　2つ以上の項目が同時に実行される部分を並列関係とする。

並列関係部全体の所要時間Tip（min）
成否に”S”または”F”と入力されている項目の所要時間Tiのうちの最大値

並列関係部全体の要求機能充足率Lip
成否に”S”と入力されている項目の要求機能充足率Liの合計値

AMシーケンス全体の生起確率Xip
成否の入力が”S”または”F”の各AM構成項目の生起確率Xiの積

（例1）

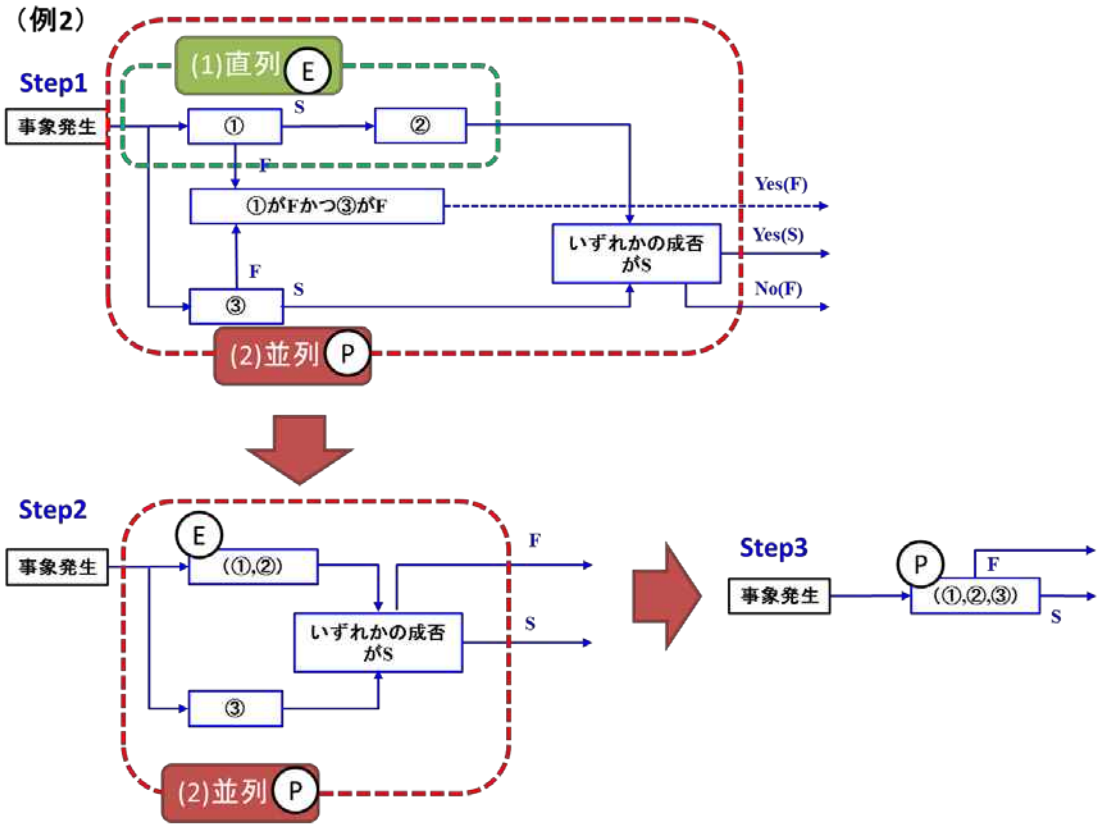


（ケース1）	①	②	並行関係全体
成否	S	S	S
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Tip=max(Ti1,Ti2)
要求機能充足率	Li1	Li2	Lip=Li1+Li2
生起確率	Xi1	Xi2	Xip=Xi1*Xi2

（ケース2）	①	②	並行関係全体
成否	S	F	S
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Tip=max(Ti1,Ti2)
要求機能充足率	Li1	Li2	Lip=Li1
生起確率	Xi1	Xi2	Xip=Xi1*Xi2

（ケース3）	①	②	並行関係全体
成否	F	F	F
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Tip=max(Ti1,Ti2)
要求機能充足率	Li1	Li2	Lip=0
生起確率	Xi1	Xi2	Xip=Xi1*Xi2

図 4.2-4　並列関係例のフローチャート(1/2)



（ケース1）	①	②	③	直列（E）	並列(P)
成否	S	S	S	S	S
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	Tie=Ti1+Ti2	Tip=max (Tie,Ti3)
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	Lie=min(Li1,Li2)	Tip=Lie+Li3
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	Xie=Xi1*Xi2	Xip=Xie*Xi3

（ケース2）	①	②	③	直列（E）	並列(P)
成否	S	F	S	F	S
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	Tie=Ti1+Ti2	Tip=max (Tie,Ti3)
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	Lie=0	Tip=Li3
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	Xie=Xi1*Xi2	Xip=Xie*Xi3

（ケース3）	①	②	③	直列（E）	並列(P)
成否	S	F	F	F	F
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	Tie=Ti1+Ti2	Tip=max (Tie,Ti3)
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	Lie=0	Tip=0
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	Xie=Xi1*Xi2	Xip=Xie*Xi3

図 4.2-5　並列関係例のフローチャート(2/2)

4.2.3　AM シーケンス全体の所要時間、要求機能充足率および生起確率の評価（直列関係）

AM 構成項目を一つずつ順に項目をたどる部分を直列関係とする。直列関係例のフローチャートを**図 4.2-6** および**図 4.2-7** に示す。AM 構成項目が直列に処理される場合、各シーケンスの所要時間および要求機能充足率は次に示す通り計算される。

並列関係部分または並列関係部分に含まれる直列関係部分については、4.2.2 でそれらの部分を一つの処理として置き換えたのち直列関係の一項目として扱い、AM シーケンス全体の評価を行う。

A)　AM シーケンス全体の所要時間 T（min）

1)　成否に”S”または”F”と入力されている各 AM 構成項目の所要時間 T_i の合計値とする。

B)　AM シーケンス全体の要求機能充足率 L

1)　全体の要求機能充足率は、成否が”S”と入力されている項目の要求機能充足率 L_i うちの最小値とする。

2)　途中で"F"となる項目がある場合はそれまでの機能は無いものと考え、ここまでの L は 0 とする。次の事象から終点までの要求機能充足率最小値を AM シーケンス全体の要求機能充足率 L とする。

C)　AM シーケンス全体の生起確率 X

1)　成否の入力が”S”または”F”の各 AM 構成項目の生起確率（成功確率または失敗確率）X_i の積とする。

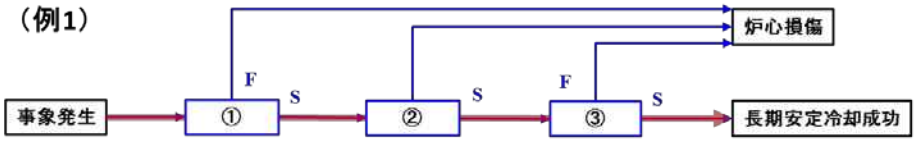
直列関係　一つずつ順に項目をたどる部分を直列関係とする。

AMシーケンス全体の所要時間T（min）
(1)　成否に"S"または"F"と入力されている各AM構成項目の所要時間Tiの合計値とする。

AMシーケンス全体の要求機能充足率L
(1)　成否が"S"と入力されている項目の要求機能充足率Liのうちの最小値とする。
(2)　途中で"F"となる項目がある場合はそれまでの機能は無いものと考え、次の事象から終点までの最小値とする。

AMシーケンス全体の生起確率X
(1)　成否の入力が"S"または"F"の各AM構成項目の生起確率Xiの積

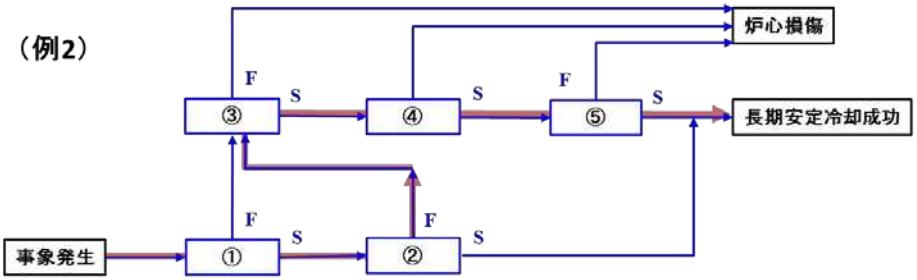
（例1）



	①	②	③	AMシーケンス全体
成否	S	S	S	S（T≦Tcr ∩ L≧Lcr の場合）
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	T=Ti1+Ti2+Ti3
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	L=min(Li1,Li2,Li3)
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	X=Xi1*Xi2*Xi3

T：所要時間
Tcr：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

（例2）



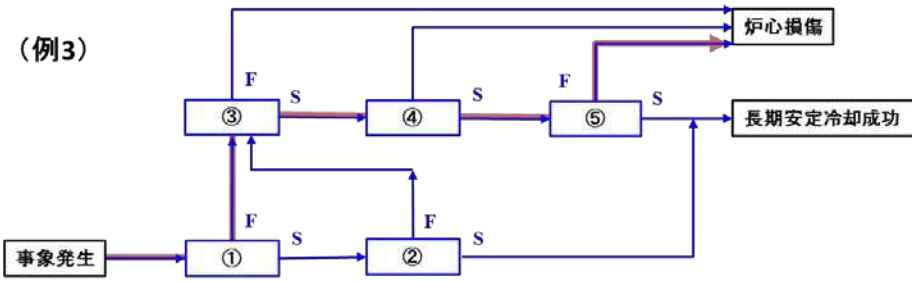
	①	②	③	④	⑤	AMシーケンス全体
成否	S	F	S	S	S	S（T≦Tcr ∩ L≧Lcr の場合）
所要時間（min）	Ti1	Ti2	Ti3	Ti4	Ti5	T=Ti1+Ti2+Ti3+Ti4+Ti5
要求機能充足率	Li1	Li2	Li3	Li4	Li5	L=min(Li3,Li4,Li5)
生起確率	Xi1	Xi2	Xi3	Xi4	Xi5	X=Xi1*Xi2*Xi3*Xi4*Xi5

この部分はL=0

T：所要時間
Tcr：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

この場合、①,②の機能は無いものとみなし、③～⑤の最小値をAMシーケンス全体要求機能充足率とする。

図 4.2-6　直列関係例のフローチャート(1/2)



	①	②	③	④	⑤	AMシーケンス全体
成否	F		S	S	F	F
所要時間（min）	Ti1		Ti3	Ti4	Ti5	T=Ti1+Ti3+Ti4+Ti5
要求機能充足率	Li1		Li3	Li4	Li5	L=0
生起確率	Xi1		Xi3	Xi4	Xi5	X=Xi1*Xi3*Xi4*Xi5

この場合、⑤が"F"のため①～⑤の機能は無いものとみなし、要求機能充足率は0とする。

図 4.2-7　直列関係例のフローチャート(2/2)

4.2.4 各 AM シーケンス全体の成否の判定

AM シーケンス全体の所要時間 T および要求機能充足率 L から、各 AM シーケンス全体の成否を判定する。AM シーケンス全体の成否の判定方法を**図 4.2-8** および以下に示す。

T≦Tcr ∩ L≧Lcr が　　真ならば成功（S）
　　偽ならば失敗（F）

T：所要時間
Tcr　：所要時間クライテリア
L：要求機能充足率
Lcr：機能回復クライテリア

ここで、成功（S）と判定された AM シーケンス生起確率 X を成功確率とする。失敗（F）と判定された AM シーケンス生起確率 X を失敗確率とする。

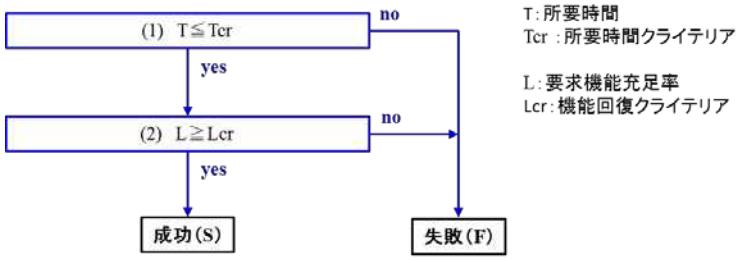


図 4.2-8　各 AM シーケンス全体の成否の判定方法

4.2.5 外力レベル H における条件付き成功確率

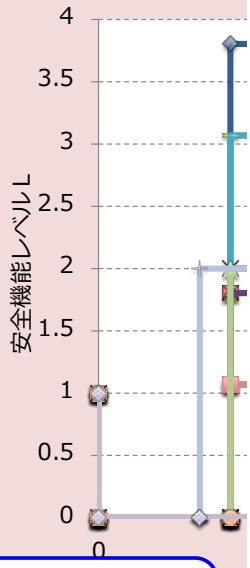
外力レベル H における条件付き成功確率の出力例（外力レベル H は 0）を**図 4.2-9** に示す。条件付き成功確率は回復成否が"S"となる AM シーケンスの生起確率の合計値とする。なお、図 4.2-9 のような各シーケンスの解析結果は最終外力レベルステップの結果のみ表示される。

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値HでのAM特性　外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	
21	0.00E+00	13	2	S	0.9999985
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					



P(S): 成功確率
回復成否が"S"となるAMシーケンスの生起確率の合計値

図 4.2-9　外力レベル H における条件付き成功確率の出力例（外力レベル H が 0 の場合）

4.2.6 外力レベル H における FV 相当値、RAW 相当値の評価

FV 相当値、RAW 相当値の計算式を以下に示す。

A) FV 相当値

各機器（AM 構成項目）について、FV 相当値を以下の通り求める。

$P(F)=1- P(S)$

$P(F)^{A}_{S} =1- P(S)^{A}_{S}$

$FV=(P(F)-P(F)^{A}_{S})/P(F)$

$P(S)$：成功確率

$P(F)$：リスク指標（炉心損傷頻度等）

$P(S)^{A}_{S}$：機器Aの故障確率を 0 とした時の成功確率

$P(F)^{A}_{S}$：機器Aの故障確率を 0 とした時のリスク指標

B) RAW 相当値

各機器（AM 構成項目）について、RAW 相当値を以下の通り求める。

$P(F)^{A}_{F} =1- P(S)^{A}_{F}$

$RAW=P(F)^{A}_{F}/P(F)$

$P(S)^{A}_{F}$：機器Aの故障確率を 1 とした時の成功確率

$P(F)^{A}_{F}$：機器Aの故障確率を 1 とした時のリスク指標

プログラム内での FV 相当値および RAW 相当値の計算方法の流れを**図 4.2-10～図 4.2-13** および以下に示す。

① 一つの機器Aの故障確率を 0（成功確率を 1）に置き換えて求めた条件付き成功確率を $P(S)^{A}_{S}$とする。図 4.2-10 では、「①S/G水張り系の起動」についての$P(S)^{A}_{S}$値の求め方を示した。

② 一つの機器Aの故障確率を 1（成功確率を 0）に置き換えて求めた条件付き成功確率を $P(S)^{A}_{F}$とする。図 4.2-11 では、「①S/G水張り系の起動」についての$P(S)^{A}_{F}$値の求め方を示した。

③ AM構成項目No.1 の場合と同様に、No.2 以降の各AM構成項目について、図 4.2-12 の通り$P(S)^{A}_{S}$および$P(S)^{A}_{F}$を求める。

④ 各AM構成項目の$P(S)^{A}_{S}$、$P(S)^{A}_{F}$および成功確率P(S)から上記の式に従い、図 4.2-13 の通りFV相当値およびRAW相当値を求める。

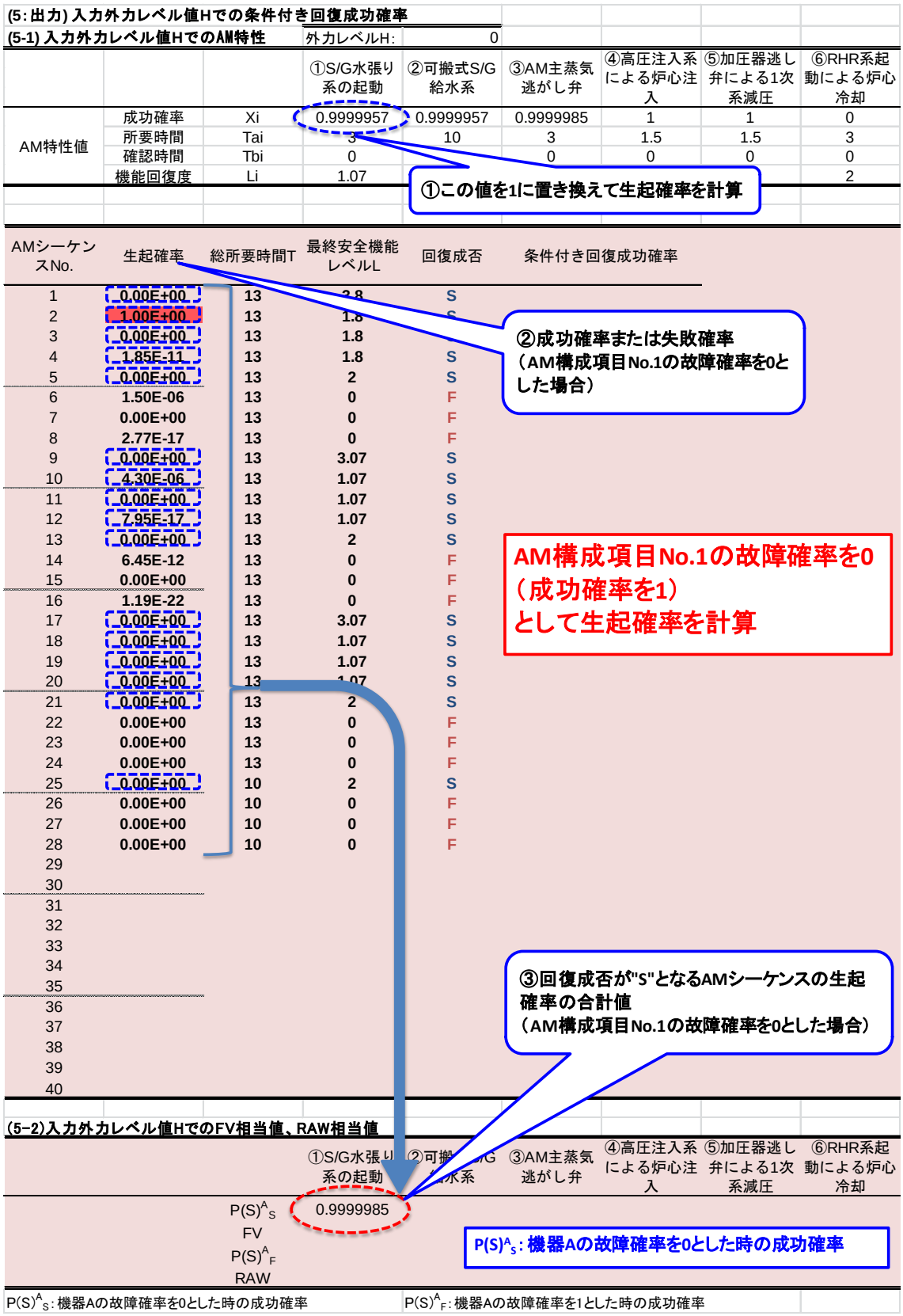


図 4.2-10　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（１）

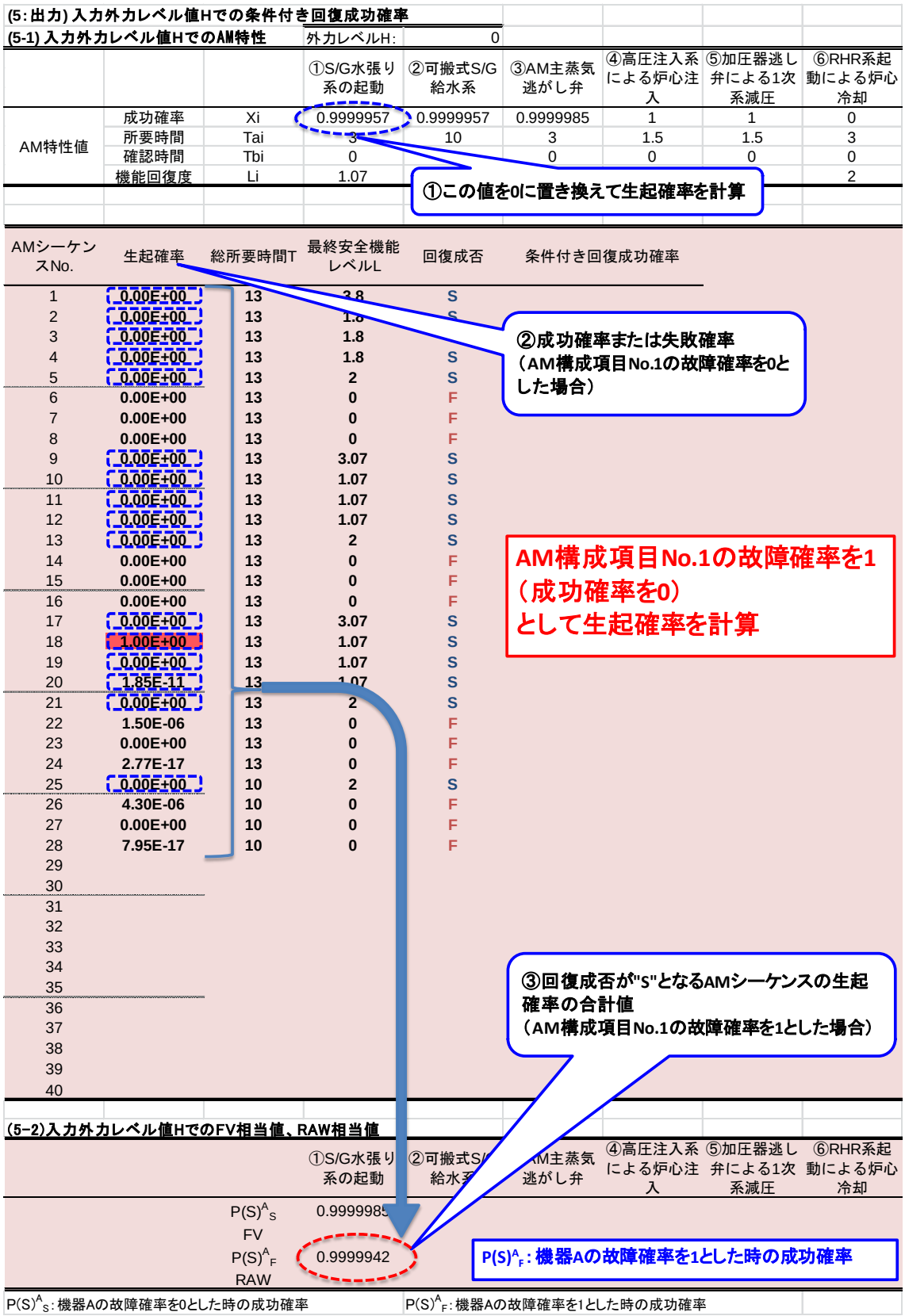


図 4.2-11　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（２）

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値HでのAM特性　外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	
21	0.00E+00	13	2	S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

AM構成項目No.1の場合と同様に、No.2以降の各AM構成項目についてP(S)$^{A}_{S}$およびP(S)$^{A}_{F}$を求める。

(5-2)入力外力レベル値HでのFV相当値、RAW相当値

		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
	P(S)$^{A}_{S}$	0.9999985	0.9999985	1	0.9999985	0.9999985	1
FV							
	P(S)$^{A}_{F}$	0.9999942	0.9999942	0	0.9999985	0.9999985	0.9999985
RAW							

P(S)$^{A}_{S}$:機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　　P(S)$^{A}_{F}$:機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 4.2-12　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（３）

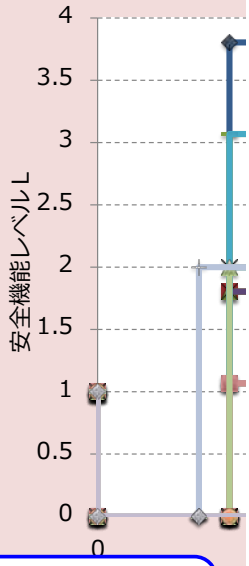
(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値HでのAM特性　外力レベルH: 0

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.9999957	0.9999957	0.9999985	1	1	0
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	1.07	1.07	1.8	2	3	2

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17				S	
18				S	
19				S	
20				S	
21				S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
40					

P(S)、$P(S)^A_S$、$P(S)^A_F$から、FVおよびRAWを求める。



0.9999985

P(S):成功確率
回復成否が"S"となるAMシーケンスの生起確率の合計値

$P(F)=1-P(S)$
$P(F)^A_S=1-P(S)^A_S$
$FV=(P(F)-P(F)^A_S)/P(F)$
P(S):成功確率
P(F):リスク指標(炉心損傷頻度等)
$P(S)^A_S$:機器Aの故障確率を0とした時の成功確率
$P(F)^A_F$:機器Aの故障確率を0とした時のリスク指標
$P(F)^A_F=1-P(S)^A_F$
$RAW=P(F)^A_F/P(F)$
$P(S)^A_S$:機器Aの故障確率を0とした時の成功確率
$P(S)^A_F$:機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

(5-2)入力外力レベル値HでのFV相当値、RAW相当値

	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
$P(S)^A_S$	0.9999985	0.9999985	1	0.9999985	0.9999985	1
FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
$P(S)^A_F$	0.9999942	0.9999942	0	0.9999985	0.9999985	0.9999985
RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1

$P(S)^A_S$:機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　　$P(S)^A_F$:機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 4.2-13　FV 相当値および RAW 相当値の計算方法（4）

4.3 並列関係の取りまとめ処理

本ツールのプログラムのうち､並列関係の取りまとめ処理を行うサブプロシージャについて、プログラムの内での処理の流を以下に示す。

(1) サブプロシージャ CalculationIntermediate3（所要時間の計算）

所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れを**図 4.3-1～図 4.3-3** に示す。シーケンス毎に各 AM 構成項目の値を設定した所要時間テーブルを作成し、並列または直列の処理で各 AM 構成項目の所要時間および成否をを書き換えた後、各シーケンス全体の所要時間を求める流れになっている。

(2) サブプロシージャ CalculationIntermediate4（機能充足率の計算）

機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れを**図 4.3-4～図 4.3-6** に示す。シーケンス毎に各 AM 構成項目の値を設定した機能回復率テーブルを作成し、並列または直列の処理で各 AM 構成項目の機能回復率および成否をを書き換えた後、各シーケンス全体の所要時間を求める流れになっている。

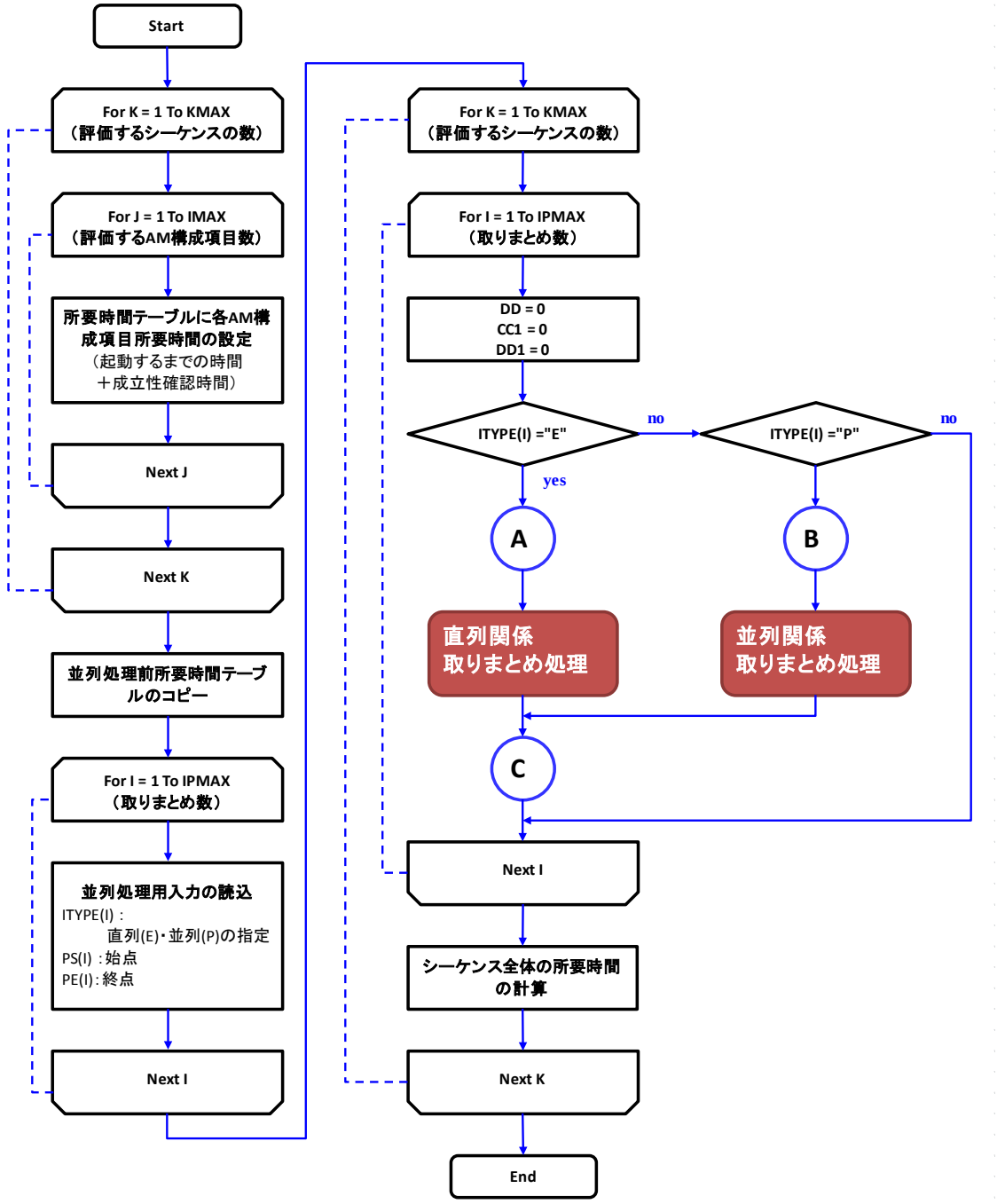


図 4.3-1　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（1/3）

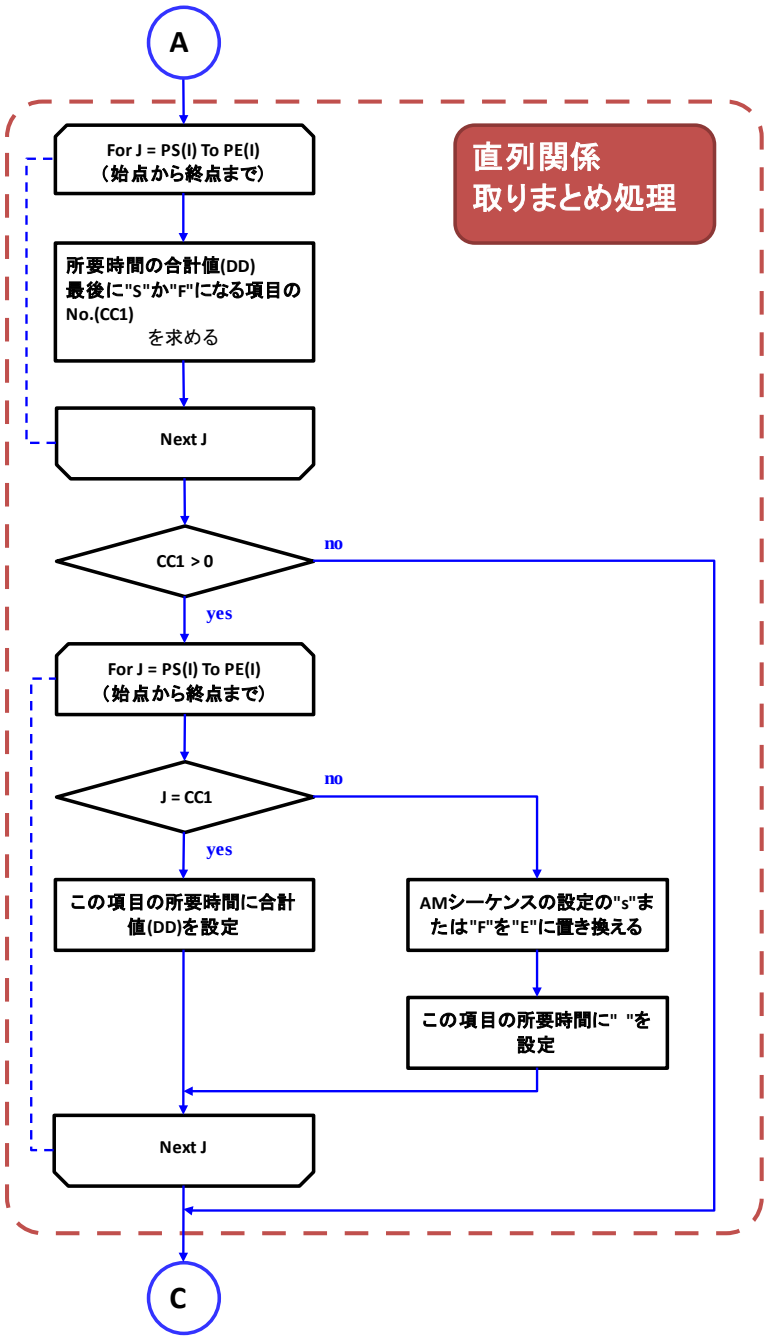


図 4.3-2　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（2/3）

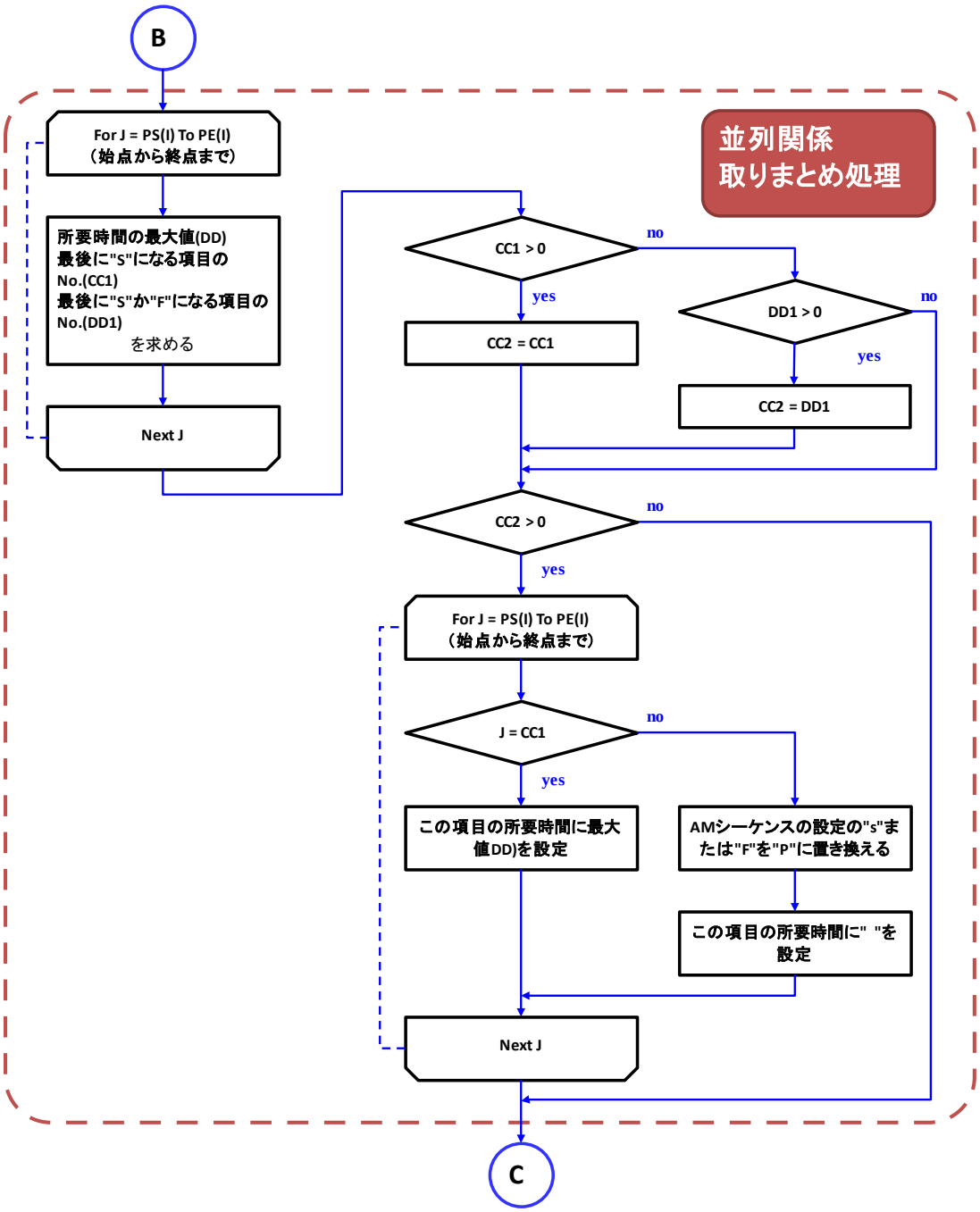


図 4.3-3　所要時間の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate3 での処理の流れ（3/3）

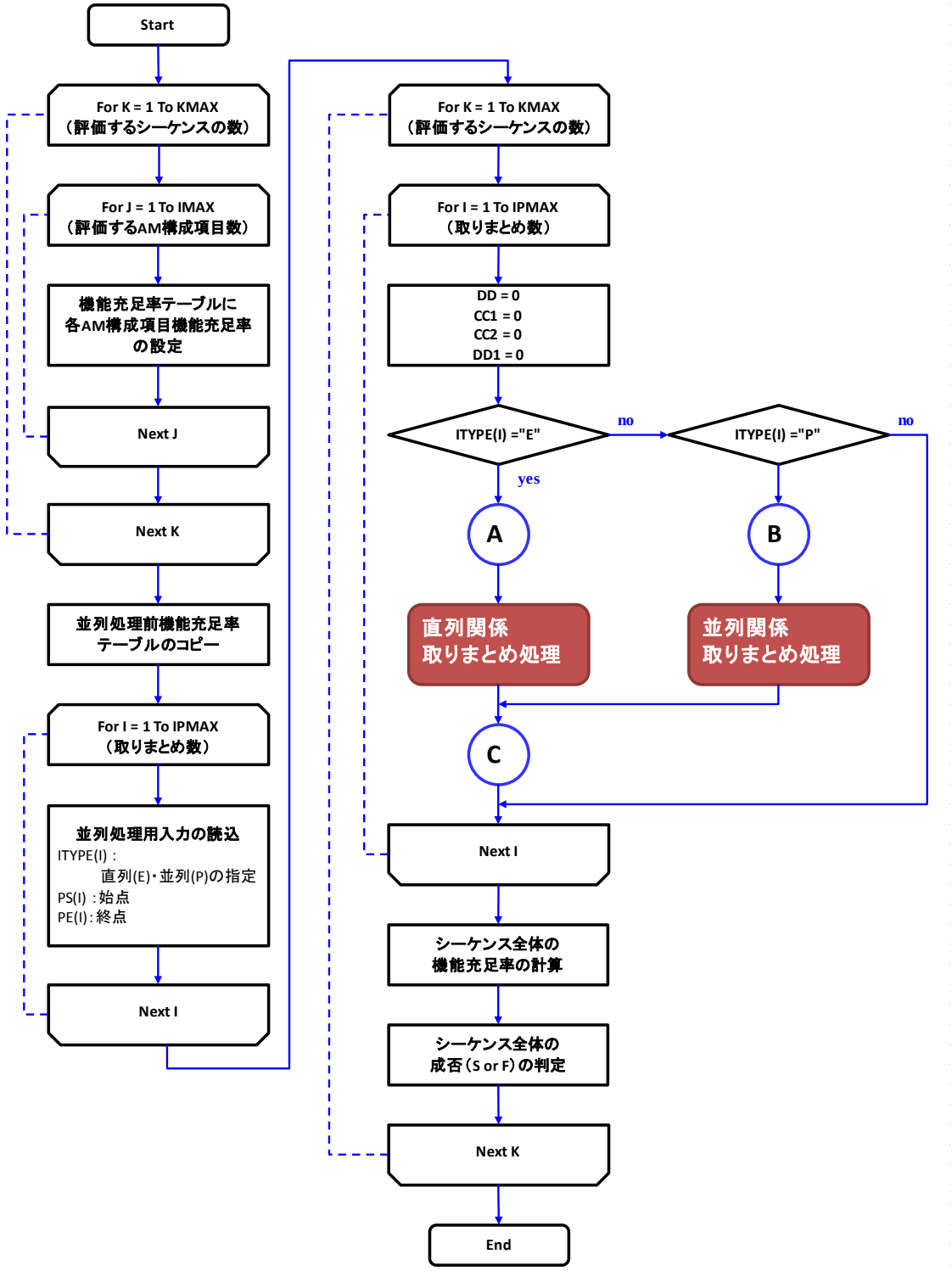


図 4.3-4　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（1/3）

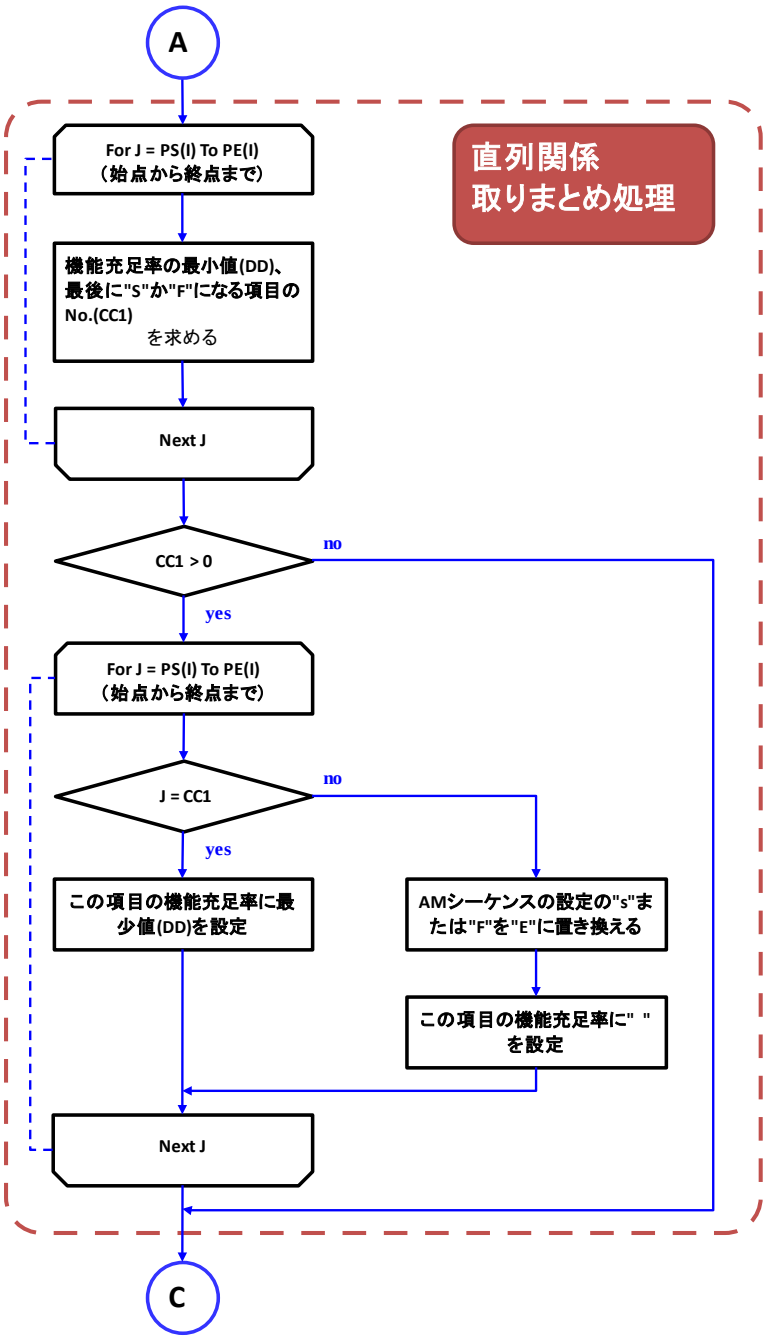


図 4.3-5　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（2/3）

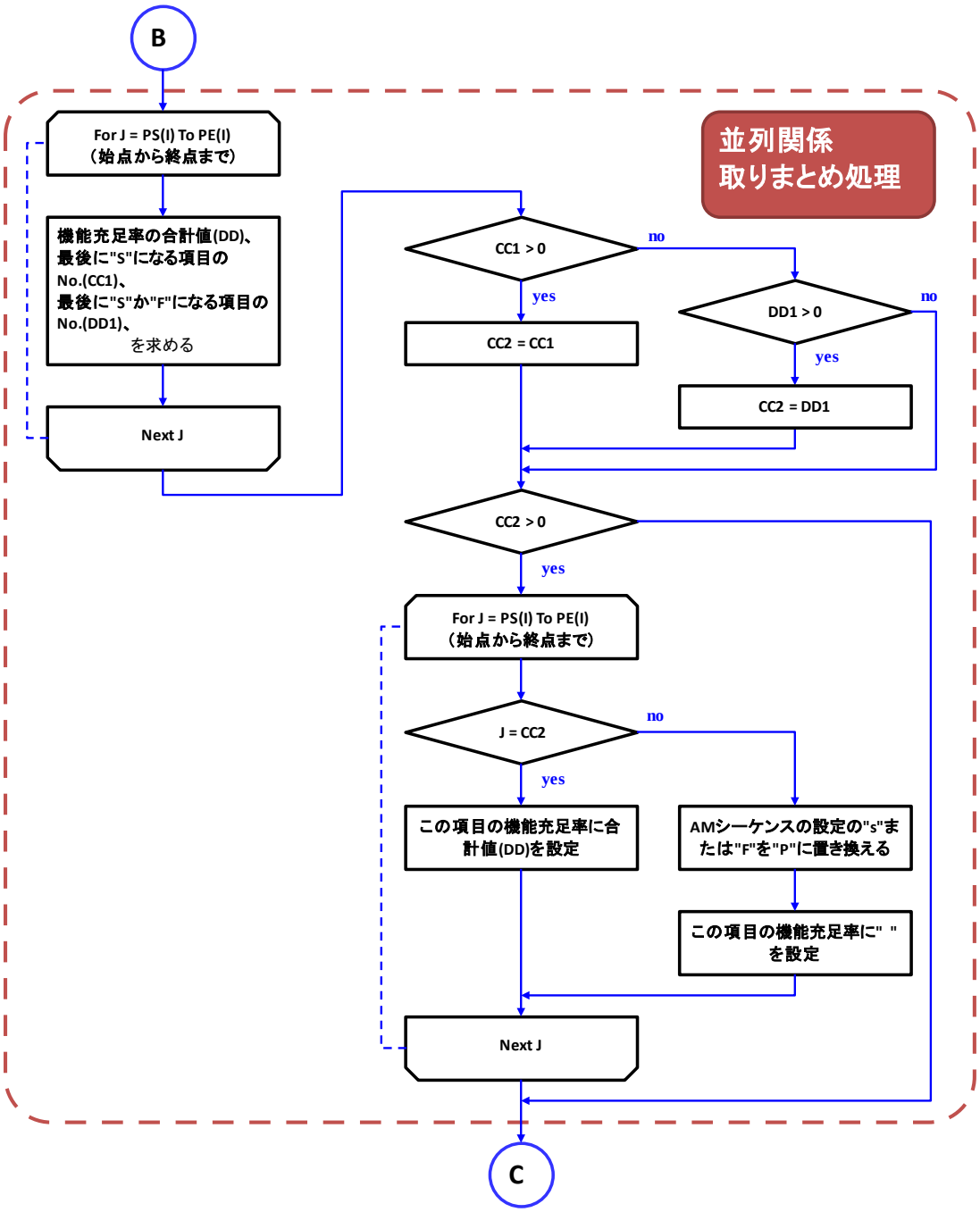


図 4.3-6　機能充足率の計算を行うサブプロシージャ CalculationIntermediate4 での処理の流れ（3/3）

5. 使用手順

本ツールは、評価するシナリオにつき 1 シートを使用する。新たなシナリオについての評価手順は、簡単に示すと次の通りである。

(1) 入力シート作成」シートの入力欄（青色セル）に必要なパラメータを記入し、「データ入力シート作成」ボタンを押下する。

(2) 「input」シートが作成される。

(3) 「input」シートの入力欄（青色セル）に評価したいシナリオの条件を記入し、「実行」ボタンを押下する。

(4) 「output」シートに評価結果が出力される。

本ツールの使用手順の詳細を 5.1 節～5.4 節に示す。

5.1 ファイルの起動

本ツールを起動させる。**図 5.1-1** に示す「セキュリティの警告」が表示された場合は、「コンテンツの有効化」ボタンを押下する。

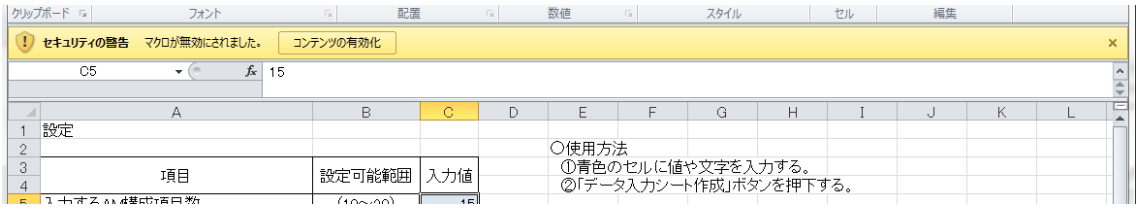


図 5.1-1　起動時のセキュリティ警告

5.2 入力シートの作成

入力例を**図 5.2-1** に示す。

(1) 「入力シート作成」シートを選択し、入力欄（青色のセル）に「入力する AM 構成項目数」、「入力するシーケンス数」および「入力する AM 構成項目取りまとめの数」を入力シートとして必要な数を入力する。

(2) 「データ入力シート作成」ボタンを押下**図 5.2-2** の確認メッセージボックスが表示されるので「OK」ボタンを押下する。

(3) **図 5.2-3** に示す通り「input」シートが作成される。(1)で指定した数の AM 構成項目、シーケンスおよび AM 構成項目取りまとめの指定が「input」シートで入力できるようになる。
各入力値の設定可能範囲を以下に示す。

（設定可能範囲）
・入力する AM 構成項目数　　：10～20
・入力するシーケンス数　　：40～200
・入力する AM 構成項目取りまとめの数　　：10～20

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	設定									
2					○使用方法					
3	項目	設定可能範囲	入力値		①青色のセルに値や文字を入力する。					
4					②「データ入力シート作成」ボタンを押下する。					
5	入力するAM構成項目数	(10～20)	10							
6	入力するシーケンス数	(40～200)	40		データ入力シート作成					
7	入力するAM構成項目取りまとめの数	(10～20)	10							
8										
9										
10										
11										
12										
13										

図 5.2-1 「入力シート作成」シート　記入例



図 5.2-2 「データ入力シート作成」ボタン押下後の確認メッセージ



図 5.2-3 「input」シート　表示例

5.3 入力の設定

４．２．で作成した「input」シートに、入力の設定を行う。「5.3.1　AM フロー図の記入」を除き、入力は青色のセルの入力欄にのみ入力する。

5.3.1 AM フロー図の記入

本ツールを使用する前に、事故シナリオ等によるプラントの損傷状況の設定を行い、AM フロー図を作成し Excel シート上に記入する（**図 5.3-1**）。以後、ここで作成した AM フロー図を参照しつつ、数値や文字列の入力、条件式の設定を行う。必ずしも Excel シート上に作成する必要はないが、指標算出条件の管理の観点からは、フロー図をシート上に保存することが望ましい。

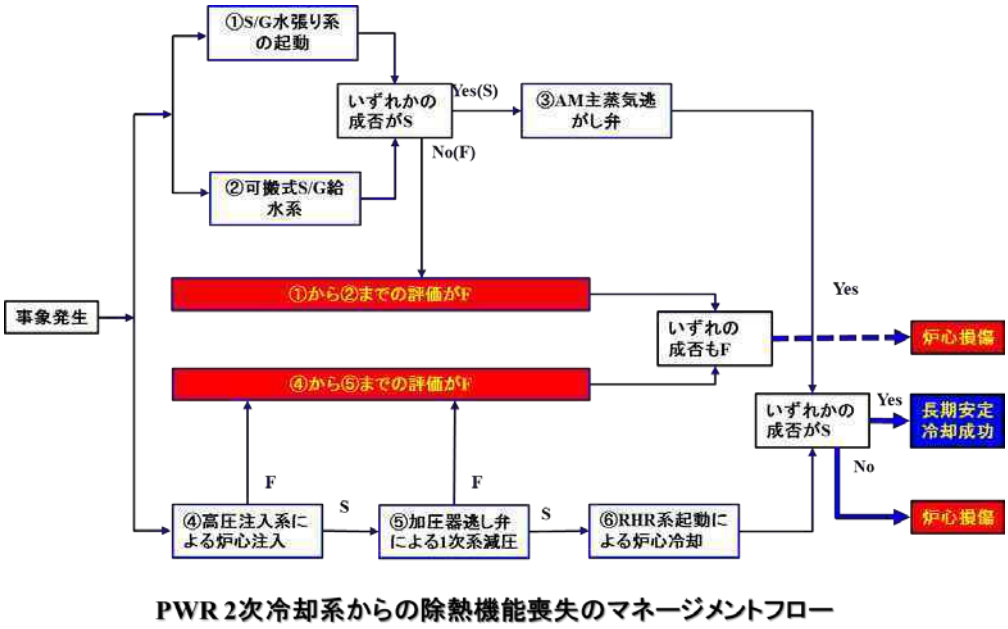


図 5.3-1　AM フロー図例

5.3.2 AM シーケンスの設定

5.3.1 項で作成した AM フロー図を基に、AM シーケンスの設定を行う。AM シーケンスの設定記入例を**図 5.3-2** に示す。AM シーケンスの設定項目および内容を**表 5.3-1** に示す。表 5.3-1 の番号は図 5.3-2 の 1-1～1-4 に示す入力に対応する。

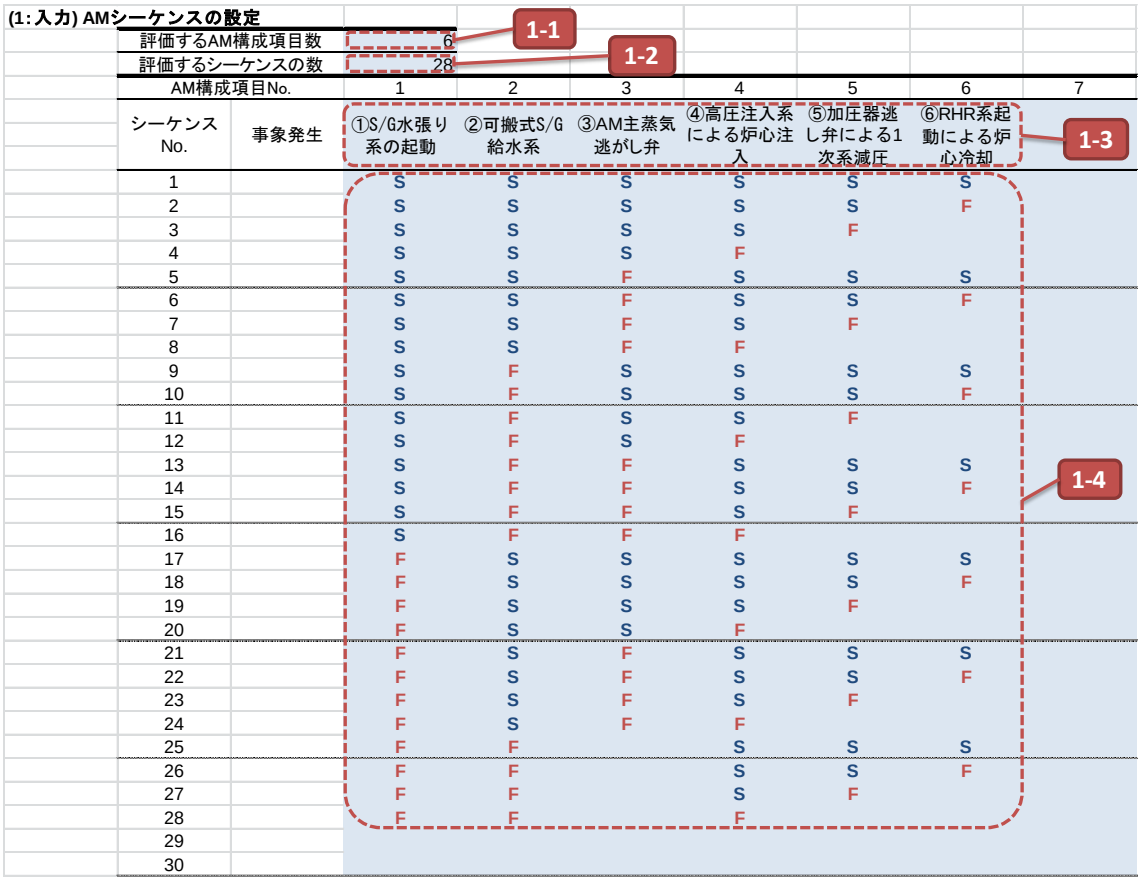


図 5.3-2　AM シーケンスの設定　記入例

表 5.3-1　AM シーケンスの設定項目および内容

番号	項目名	データ型	内容
(1-1)	評価する AM 構成項目数	正の整数 [半角数字]	評価する AM 構成項目数を入力する。ここで、入力シート作成の際に指定した「入力する AM 構成項目数」より大きな値を指定した場合には、入力シート作成で指定された値に置き換えて計算される。
(1-2)	評価するシーケンス数	正の整数 [半角数字]	評価するシーケンス数を入力する。ここで、入力シート作成の際に指定した「入力するシーケンス数」より大きな値を指定した場合には、入力シート作成で指定された値に置き換えて計算される。
(1-3)	AM 構成項目名	文字列 [半角 or 全角]	AM 構成項目名を入力する。ここでは、上流側の項目を先に入力する。
(1-4)	実行成否	文字列 [半角英大文字]	シーケンス毎に、各 AM 構成項目が実行成功ならば”S”、実行失敗ならば”F” を入力する。空欄または”S”、” F” 以外の値を入力した場合は、その AM 構成項目は計算上考慮しない。なお、1 番目 の AM 構成項目を空欄または”S”、” F” 以外の値とした場合には、そのシーケンスの生起確率は 0 となり、条件付き回復成功確率の計算には考慮されない。

5.3.3 取りまとめを行う直列処理および並列処理の設定

ここでは、並列関係とそこに含まれる直列関係を入力で指定する。

並列関係例を**図 5.3-3** に示す。直列・並列関係の設定記入例を**図 5.3-4** に示す。取りまとめを行う直列処理および並列処理の設定項目および内容を**表 5.3-2** に示す。

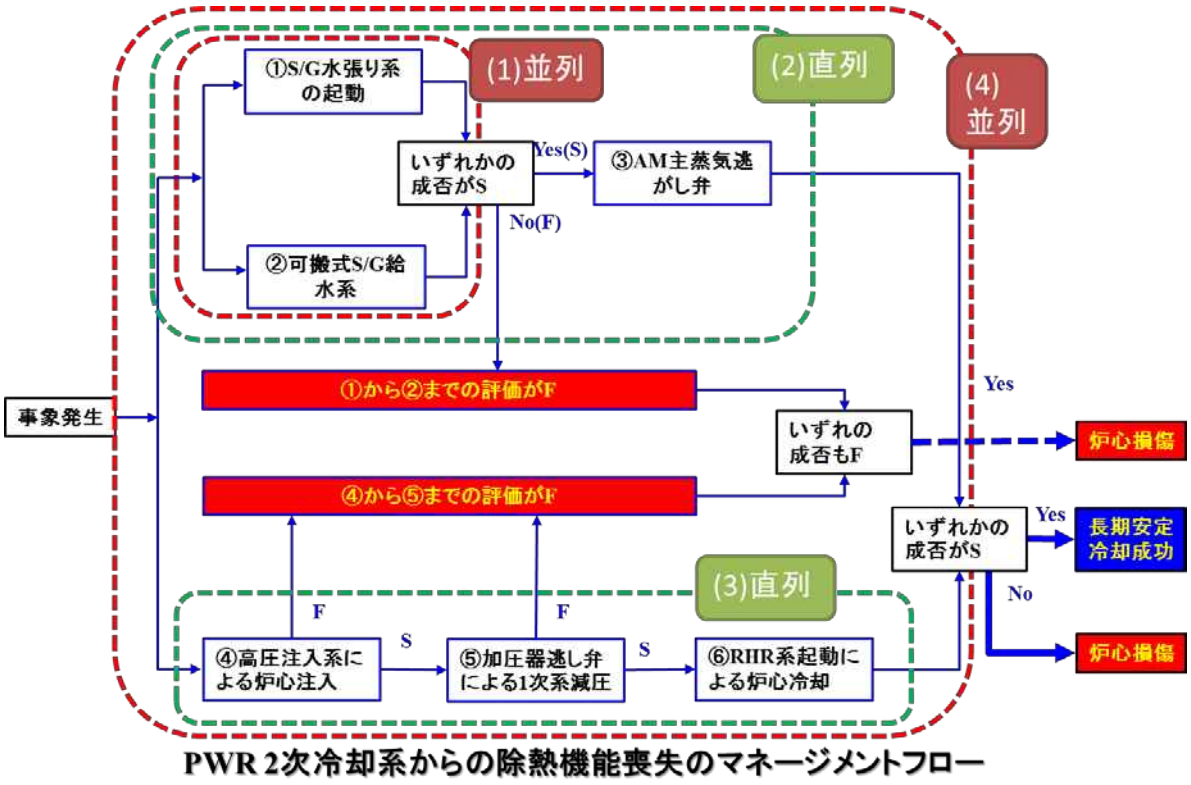


図 5.3-3　並列関係例

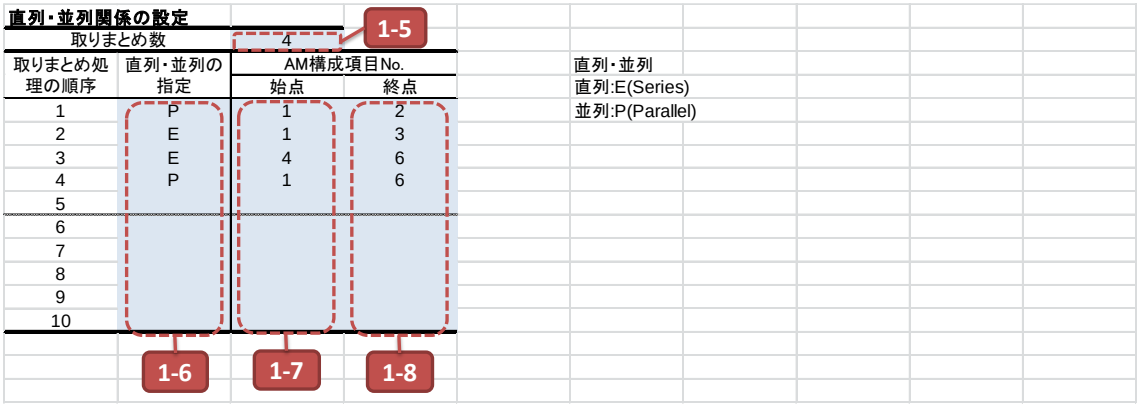


図 5.3-4　直列・並列関係の設定　記入例

表 5.3-2　取りまとめを行う直列処理および並列処理の設定項目および内容

番号	項目名	データ型	内容
(1-5)	取りまとめ数	整数(≧0) [半角数字]	直列または並列を一つにまとめる部分の数を入力する。
(1-6)	直列・並列の指定	文字列 [半角英大文字]	まとめる部分が直列ならば”E”、並列ならば”P”と入力する。空欄または”E”、”P” 以外の値を入力した場合は、この部分の入力は計算上考慮されない。
(1-7)	始点の AM 構成項目 No.	正の整数 [半角数字]	(1-5)で指定した数だけ、並列処理の始点と終点入力する。
(1-8)	終点の AM 構成項目 No.	正の整数 [半角数字]	

5.3.4 AM パラメータの設定

入力パラメータの設定記入例を**図 5.3-5** に示す。AM パラメータの設定項目および内容を**表 5.3-3** に入力する。外力レベルのしきい値、及び各区間における所要時間、成立性確認時間、要求機能充足率の値を設定する。図 5.3-5 の AM パラメータタイプは次の通り自動的に表示される。

○自動算出項目

タイプ：

・C1=C2=C3→”A”

・C2=C3→”B”

・else→”C”

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値		T_{max}	60						
	AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7
			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却	
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	2.40	20.00	7.33	5.01	3.05	2.62	
		C2	2.40	20.00	7.33	10.20	6.53	6.89	
		C3	2.40	20.00	7.33	10.20	10.00	6.89	
	起動するまでの時間 (min)	T_a1	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00	
		T_a2	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00	
		T_a3	3.00	10.00	3.00	1.50	1.50	3.00	
	成立性確認時間 (min)	T_b1	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	
		T_b2	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	
		T_b3	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	
	要求機能充足率	L1	1.07	1.07	1.80	2.00	3.00	2.00	
		L2	1.07	1.07	1.80	1.00	2.00	1.00	
		L3	1.07	1.07	1.80	1.00	1.00	1.00	
	タイプ		A	A	A	B	C	B	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	4.30E-06	4.30E-06	1.50E-06	1.85E-11	3.38E-18	1.00E+00	

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

2-1 2-2 2-3 2-4 2-5 2-6

図 5.3-5　入力パラメータの設定　記入例

表 5.3-3　AM パラメータの設定項目および内容

番号	項目名	データ型	内容
(2-1)	評価する所要時間の最大値(T_{max})	実数(>0) [半角数字]	ここでは 5.3.5 項の(3-1)に示す所要時間クライテリアTcr以上の値を入力する。それ以外の値が入力された場合には、TcrがT_{max}の値になる。
(2-2	外力レベル H のしきい値(C1,C2,C3)	実数(>0) [半角数字]	例えば機器フラジリティデータ等を参照し､各項目の機能喪失等のしきい値を設定する。
(2-3)	所要時間 (T_a1,T_a2,T_a3) (min)	実数(≧0) [半角数字]	T_a1、T_a2、T_a3 は、それぞれ外力レベルHが 0≦H≦C1、C1<H≦C2、C2<H≦C3 での値である。C3<Hでの所用時間は評価する所要時間の最大値T_{max}となる。
(2-4)	成立性確認時間 (T_b1,T_b2,T_b3) (min)	実数(≧0) [半角数字]	T_b1、T_b2、T_b3 は、それぞれ外力レベルHが 0≦H≦C1、C1<H≦C2、C2<H≦C3 での値である。C3<Hでの所用時間は評価する所要時間の最大値T_{max}となる。
(2-5)	要求機能充足率 (L1,L2,L3)	実数(>0) [半角数字]	各項目について､最低安全機能レベルに対する当該項目の有する機能レベルの比（すなわち、最低安全機能レベルに対する裕度）を設定する。L1、L2、L3 は、それぞれ外力レベル H が 0≦H≦C1､C1<H≦C2､C2<H≦C3 での値である。C3<H では 0 としている。
(2-6)	経年化起因機能喪失確率(M)	実数 (0 以上 1 以下) [半角数字]	例えば保全指標値を用いることができる。

5.3.5 非許容領域の設定

非許容領域の設定記入例を**図 4.3.6** に示す。非許容領域の設定項目および内容を**表 4.3.4** に示す。

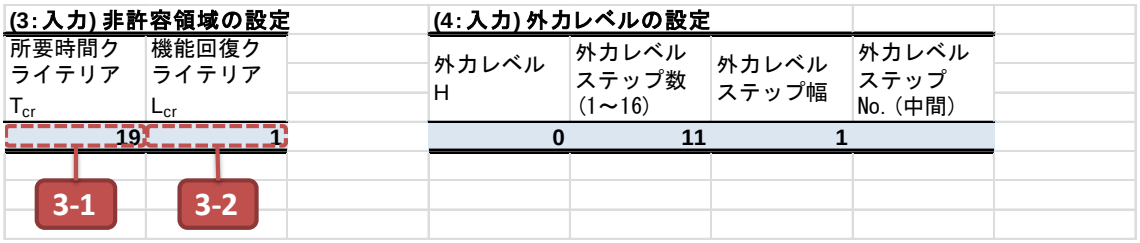


図 5.3-6　非許容領域の設定　記入例

表 5.3-4　非許容領域の設定項目および内容

番号	項目名	データ型	内容
(3-1)	所要時間クライテリア Tcr	実数(>0) [半角数字]	許容される所要時間の上限を指定する。
(3-2	機能回復クライテリア Lcr	実数(>0) [半角数字]	許容される機能の下限値を指定する。

5.3.6 外力レベルの設定

外力レベルの設定記入例を**図 5.3-7** に示す。外力レベルの設定項目および内容を**表 5.3-5** に示す。外力レベル H（4-1）を初期値、外力レベルステップ幅（4-3）を外力レベルの差分として、外力レベルステップ数（4-2）分の条件付き回復成功確率を出力する。FV 相当値および RAW 相当値は、初期ステップ、最終ステップおよび（4-4）で指定したステップについて出力される。

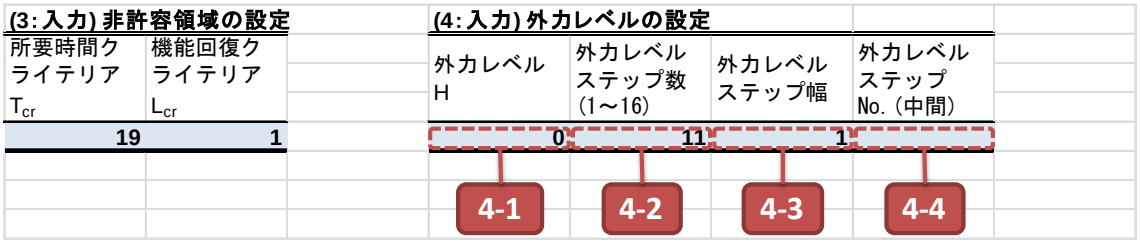


図 5.3-7　外力レベルの設定　記入例

表 5.3-5　外力レベルの設定項目および内容

番号	項目名	データ型	内容
(4-1)	外力レベル H	実数(≧0) [半角]	外力レベルの初期値を入力する。
(4-2)	外力レベルステップ数	正の整数 （1～16） [半角]	条件付き回復成功確率が出力される外力レベルステップ数を 1～16 の範囲で入力する。
(4-3)	外力レベルステップ幅	実数(0>) [半角]	外力レベルステップ幅を入力する。
(4-4)	外力レベル ステップ No. (中間)	正の整数 [半角]	最初と最後の外力レベルステップ以外で FV 相当値,RAW 相当値を出力する外力レベルステップを指定する。この入力を省略した場合、またはこの入力に無効な値を指定した場合には、真ん中のステップの値が出力される。

5.4 プログラムの実行および結果

5.3 節の通り入力データの設定を行い、**図 5.4-1** に示す「input」シート左上の実行ボタンを押下することにより計算が開始され、**図 5.4-2** のように評価結果シートが作成される。ここで作成されるシートは**表 5.4-1** の通り、評価結果のまとめ「output」シートのほか 5 枚の中間計算シートである。

このうち、「output」シートに出力される外力レベル値 H での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値出力例を**図 5.4-3** に示す。ここでは、最終ステップの外力レベル値 H での計算結果のみ出力される。

各外力レベル値での条件付き回復成功確率出力例を**図 5.4-4** に示す。FV 相当値、RAW 相当値の出力例を**図 5.4-5** に示す。条件付き回復成功確率については、全外力レベルステップでの計算結果が出力される。FV 相当値および RAW 相当値は、初期ステップ、最終ステップおよび中間の 1 ステップについて出力される。

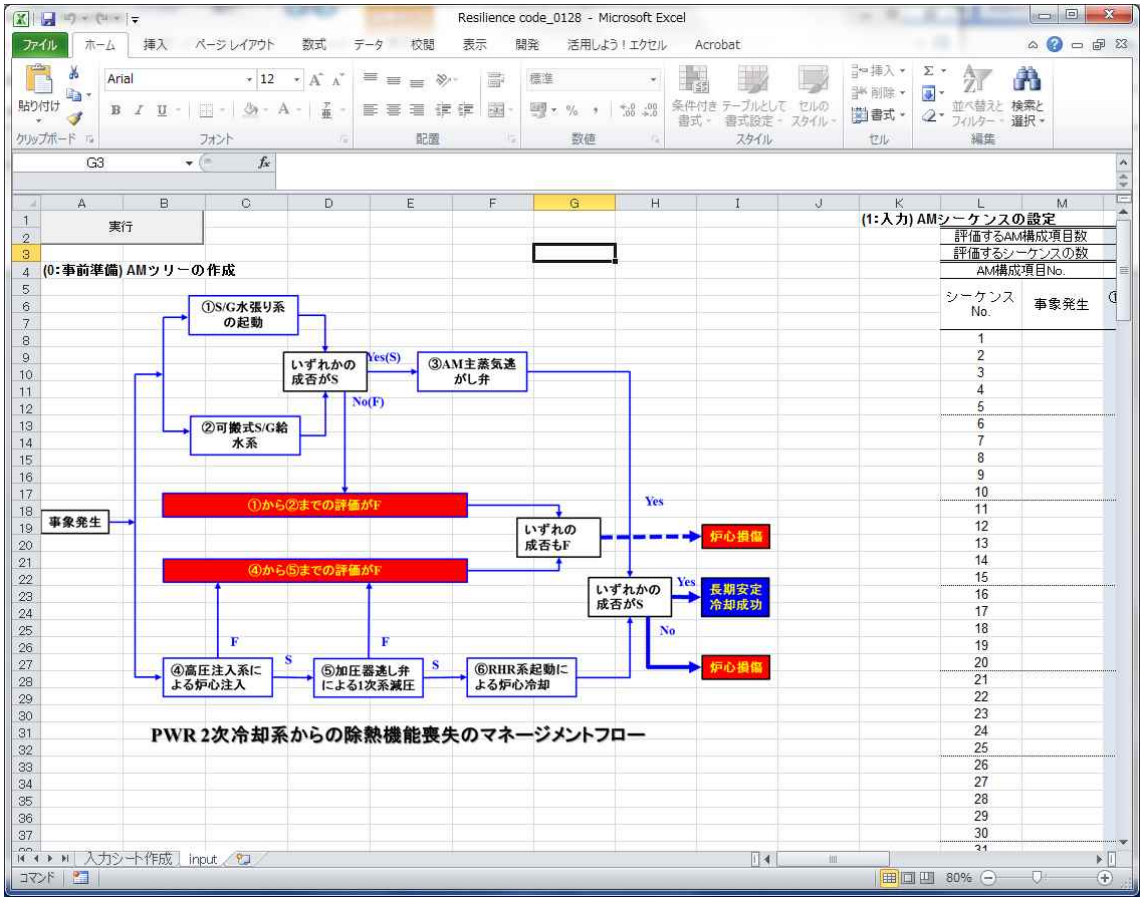


図 5.4-1　「input」シート実行ボタン

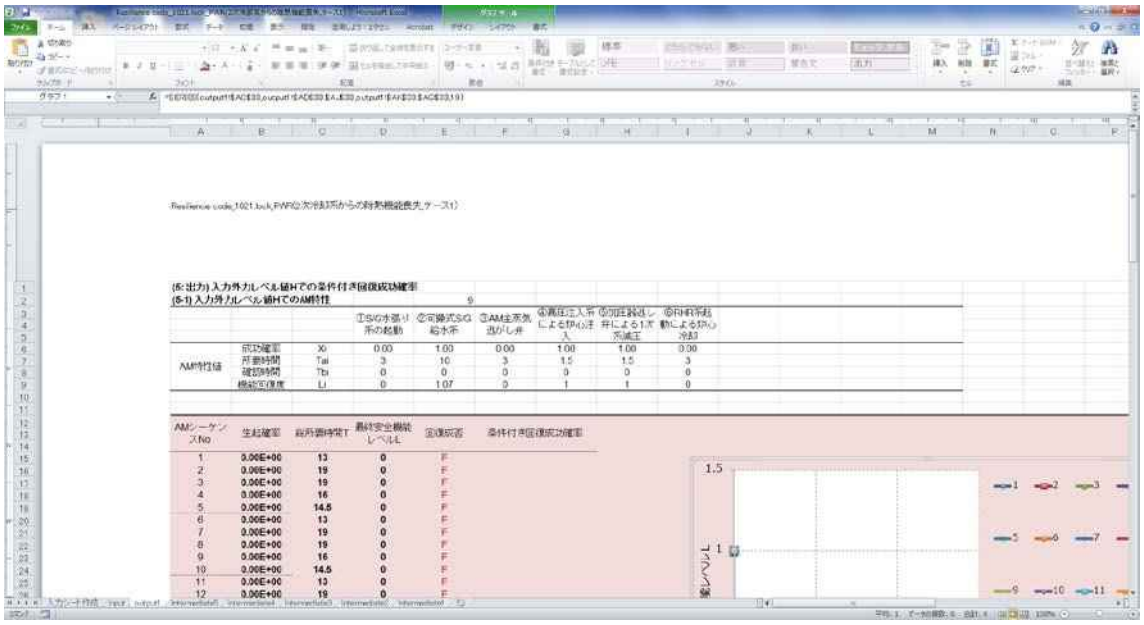


図 5.4-2　評価結果シート出力例

表 5.4-1　プログラムの実行後作成されるシート一覧

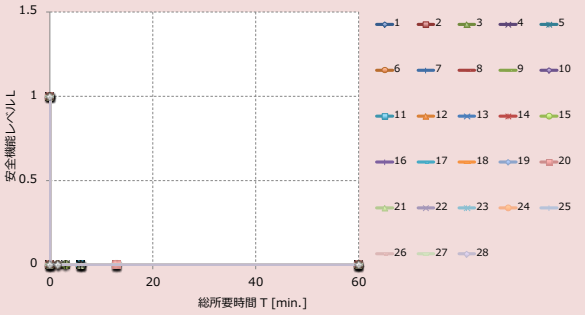
シート名	内容
output	評価結果のまとめ
Intermediate1	各 AM 構成項目についての所要時間、成功確率、機能回復度と外力レベルとの関係
Intermediate2	中間計算ファイル（生起確率）
Intermediate3	中間計算ファイル（所要時間）
Intermediate4	中間計算ファイル（機能充足率）
Intermediate5	中間計算ファイル（許容／非許容領域の判定）

(5:出力) 入力外力レベル値Hでの条件付き回復成功確率

(5-1) 入力外力レベル値Hでの AM特性　外力レベルH: 10

			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
AM特性値	成功確率	Xi	0.00	1.00	0.00	1.00	1.00	0.00
	所要時間	Tai	3	10	3	1.5	1.5	3
	確認時間	Tbi	0	0	0	0	0	0
	機能回復度	Li	0	1.07	0	1	1	0

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	6	0	F	
2	0.00E+00	13	0	F	
3	0.00E+00	13	0	F	
4	0.00E+00	13	0	F	
5	0.00E+00	6	0	F	
6	0.00E+00	6	0	F	
7	0.00E+00	3	0	F	
8	0.00E+00	1.5	0	F	
9	0.00E+00	6	0	F	
10	0.00E+00	6	0	F	
11	0.00E+00	6	0	F	
12	0.00E+00	6	0	F	
13	0.00E+00	6	0	F	
14	0.00E+00	6	0	F	
15	0.00E+00	3	0	F	
16	0.00E+00	1.5	0	F	
17	0.00E+00	6	0	F	
18	0.00E+00	13	0	F	
19	0.00E+00	13	0	F	
20	0.00E+00	13	0	F	
21	0.00E+00	6	0	F	0.000000
22	1.00E+00	6	0	F	
23	0.00E+00	3	0	F	
24	1.85E-11	1.5	0	F	
25	0.00E+00	6	0	F	
26	4.30E-06	6	0	F	
27	0.00E+00	3	0	F	
28	7.95E-17	1.5	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					



(5-2)入力外力レベル値HでのFV相当値、RAW相当値

		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
	(S^A_{s1})	0	0	0	0	0	0
	FV	0	0	0	0	0	0
	(S^A_{f1})	0	0	0	0	0	0
	RAW	1	1	1	1	1	1

S^A_s: 機器Aの故障確率を0とした時の成功確率　S^A_f: 機器Aの故障確率を1とした時の成功確率

図 5.4-3　外力レベル値 H での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値　出力例

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	0.999998	0.999998	0.999998	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.000000	0.000000	0.000000

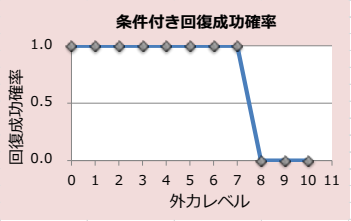


図 5.4-4　各外力レベル値での条件付き回復成功確率　出力例

各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
1	0	FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
		RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1
6	5	FV	0	0.74137902	0.25861987	0	0	1
		RAW	1	172413.985	172413.985	1	1	1
11	10	FV	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1



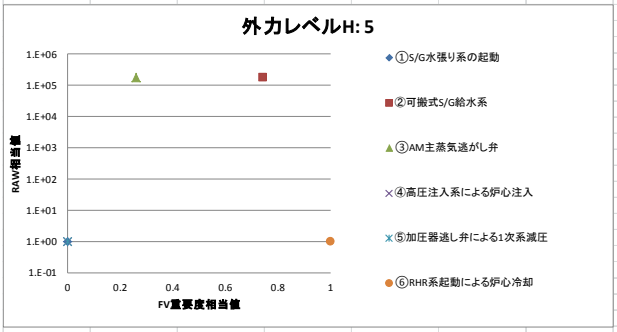




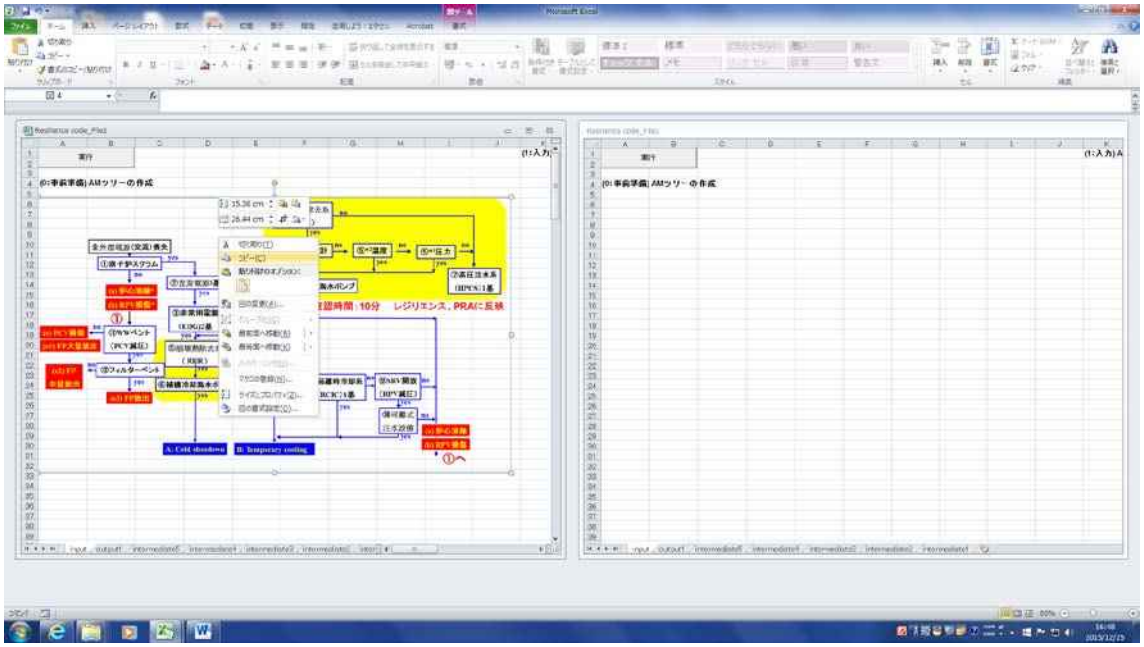
図 5.4-5　各外力レベル値での FV 相当値、RAW 相当値　出力例

5.5 【参考】Excel 2010 で別のブックからコピーしたイメージを含むブックを保存する際の不具合について

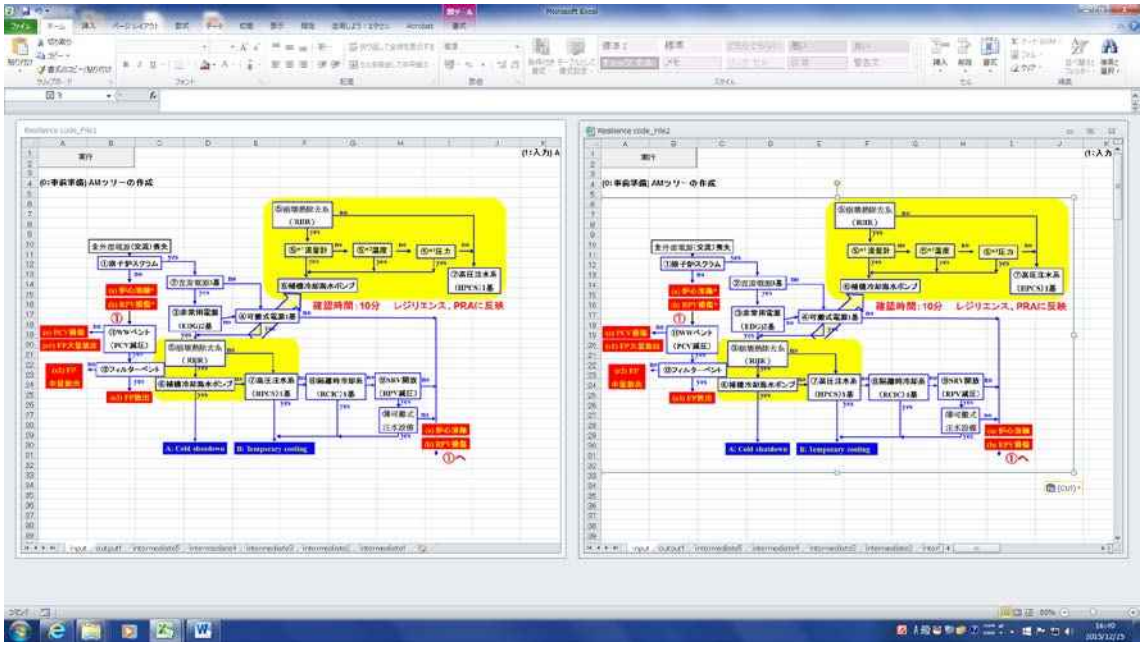
a.現象

Excel 2010 において、以下の不具合が発生することがあります。

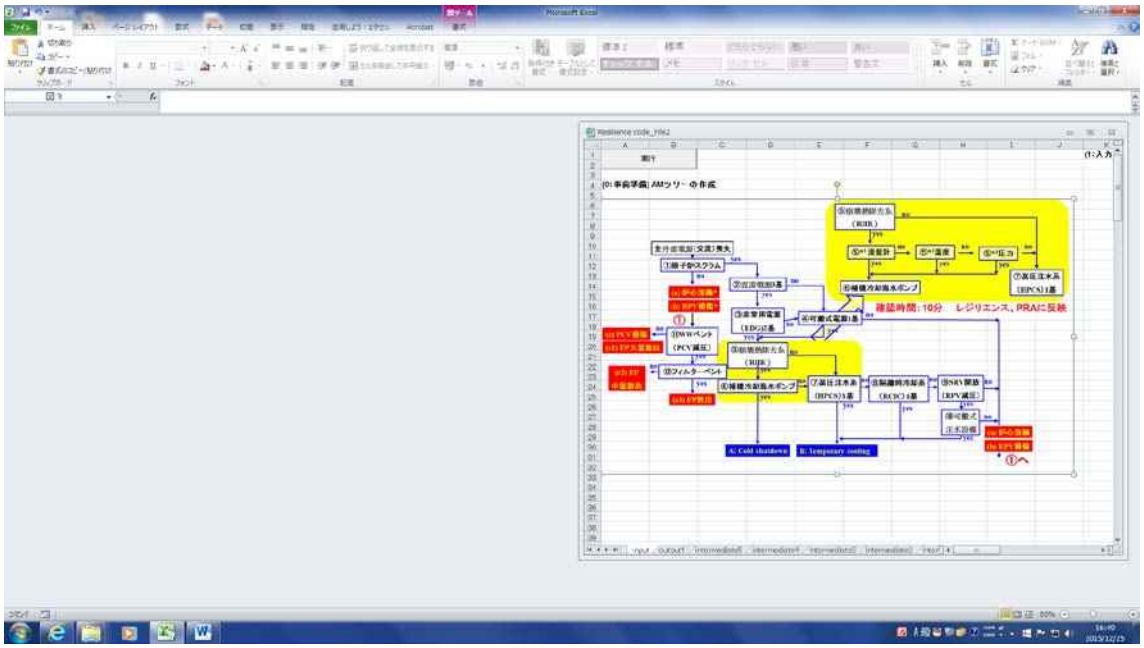
① すでに保存済みの Excel 2010 ブック (画面左) でイメージをコピーします。



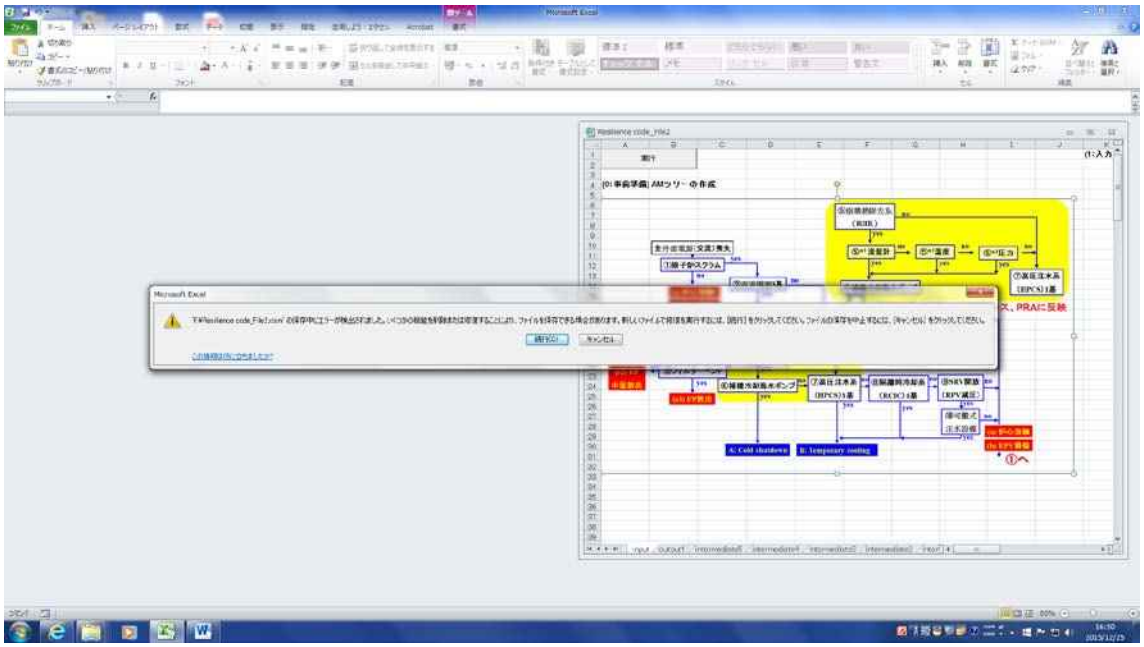
② 別のブック (画面右) に画像を貼り付けます。



③ 最初のブック(画面左)を閉じる。



④ ペーストした画像が含まれるブックを保存しようとする次のエラーメッセージが表示され、ブックを保存することはできなくなります。



'[パス ¥ ファイル名]' を保存中にエラーが検出されました。Microsoft Excel を削除するか、いくつかの機能を修復してファイルを保存することがあります。新しいファイルで、修復を行うには、[続行] をクリックします。ファイルの保存をキャンセルするには、[キャンセ

ル] をクリックします。



b.解決方法

この問題は、一つの Excel ブックから画像イメージをコピーして別の Excel ブックに貼り付けた後、コピー先のブックを保存する前にコピー元のブックを閉じると発生することがあります。このような処理を行う場合、コピー先のブックを保存してから、コピー元のブックを閉じるようにしてください。

また、上記のようなエラーが発生した場合、画像イメージを削除したあと再度ブックを保存すれば、画像イメージ以外のデータは保存できます。

＜参照サイト＞

Microsoft サポート：

「Excel 2010 で別のブックからコピーしたイメージを含むブックを保存することはできません。」

https://support.microsoft.com/ja-jp/kb/2597034

6. 解析結果

6.1 加圧水型原子力発電所に対する安全性評価

6.1.1 PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオ

PWR における 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオにおいて、長期安定冷却が成功する確率についての解析を行った。この時のマネージメントフローを**図 6.1-1** に示す。入力データを**図 6.1-2** 示す。

外力レベル 0 でのレジリエンス指標評価結果を**図 6.1-3** に示す。各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.1-4** に示す。外力レベルが 0、5 および 10 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.1-5**～**図 6.1-7** に示す。

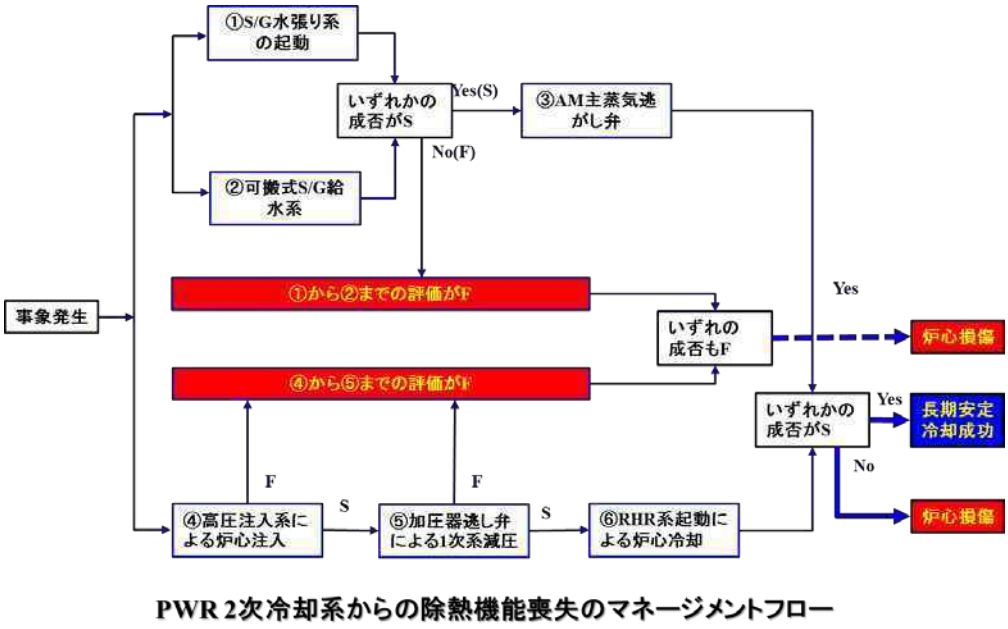


図 6.1-1　PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失マネージメントフロー

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	6
評価するシーケンスの数	28

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
シーケンスNo.	事象発生	①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却					
1		S	S	S	S	S	S					S: 成功
2		S	S	S	S	S	F					F: 失敗
3		S	S	S	S	F						
4		S	S	S	F							
5		S	S	F	S	S	S					
6		S	S	F	S	S	F					
7		S	S	F	S	F						
8		S	S	F	F							
9		S	F	S	S	S	S					
10		S	F	S	S	S	F					
11		S	F	S	S	F						
12		S	F	S	F							
13		S	F	F	S	S	S					
14		S	F	F	S	S	F					
15		S	F	F	S	F						
16		S	F	F	F							
17		F	S	S	S	S	S					
18		F	S	S	S	S	F					
19		F	S	S	S	F						
20		F	S	S	F							
21		F	S	F	S	S	S					
22		F	S	F	S	S	F					
23		F	S	F	S	F						
24		F	S	F	F							
25		F	F		S	S	S					
26		F	F		S	S	F					
27		F	F		S	F						
28		F	F		F							
29												
30												
31												
32												
33												
34												
35												
36												
37												
38												
39												
40												

直列・並列関係の設定

取りまとめ数		4	
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No. 始点	終点
1	P	1	2
2	E	1	3
3	E	4	6
4	P	1	6
5			
6			
7			
8			
9			
10			

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値	T_{max}	60

AM構成項目No.			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
			①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却					
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	2.4	20	7.33	5.01	3.05	2.62					・AMパラメータの与え方
		C2	2.4	20	7.33	10.2	6.53	6.89					α={C, T, L}
		C3	2.4	20	7.33	10.2	10	6.89					タイプA: α1=α2=α3
	起動するまでの時間 (min)	T_a1	3	10	3	1.5	1.5	3					タイプB: α1<α2=α3
		T_a2	3	10	3	1.5	1.5	3					タイプC: α1<α2<α3
		T_a3	3	10	3	1.5	1.5	3					
	成立性確認時間 (min)	T_h1	0	0	0	0	0	0					
		T_h2	0	0	0	0	0	0					
		T_h3	0	0	0	0	0	0					
	要求機能充足率	L1	1.07	1.07	1.8	2	3	2					
		L2	1.07	1.07	1.8	1	2	1					
		L3	1.07	1.07	1.8	1	1	1					
	タイプ		A	A	A	B	C	B	A	A	A	A	
経年化起因機能喪失確率 (※)		M	4.30E-06	4.30E-06	1.50E-06	1.85E-11	3.38E-18	1.00E+00					

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
19	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数 (1～16)	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.(中間)
0	11	1	

図 6.1-2　PWR 2 次冷却系からの除熱機能喪失シナリオ入力データ

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	0.00E+00	13	3.8	S	
2	1.00E+00	13	1.8	S	
3	0.00E+00	13	1.8	S	
4	1.85E-11	13	1.8	S	
5	0.00E+00	13	2	S	
6	1.50E-06	13	0	F	
7	0.00E+00	13	0	F	
8	2.77E-17	13	0	F	
9	0.00E+00	13	3.07	S	
10	4.30E-06	13	1.07	S	
11	0.00E+00	13	1.07	S	
12	7.95E-17	13	1.07	S	
13	0.00E+00	13	2	S	
14	6.45E-12	13	0	F	
15	0.00E+00	13	0	F	
16	1.19E-22	13	0	F	
17	0.00E+00	13	3.07	S	
18	4.30E-06	13	1.07	S	
19	0.00E+00	13	1.07	S	
20	7.95E-17	13	1.07	S	0.9999985
21	0.00E+00	13	2	S	
22	6.45E-12	13	0	F	
23	0.00E+00	13	0	F	
24	1.19E-22	13	0	F	
25	0.00E+00	10	2	S	
26	1.85E-11	10	0	F	
27	0.00E+00	10	0	F	
28	3.42E-22	10	0	F	
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

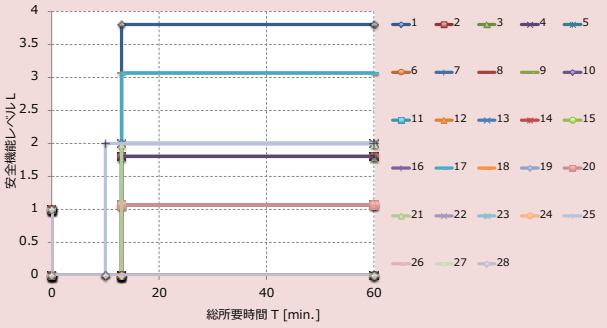
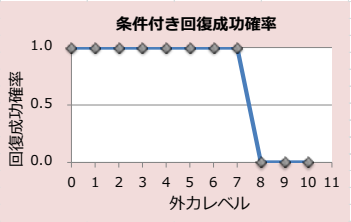


図 6.1-3　外力レベル０でのレジリエンス指標評価結果
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	0.999998	0.999998	0.999998	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.999994	0.000000	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①S/G水張り系の起動	②可搬式S/G給水系	③AM主蒸気逃がし弁	④高圧注入系による炉心注入	⑤加圧器逃し弁による1次系減圧	⑥RHR系起動による炉心冷却
1	0	FV	1.2326E-05	1.2326E-05	0.99998767	0	0	1
		RAW	3.8666147	3.8666147	666658.449	1	1	1
6	5	FV	0	0.74137902	0.25861987	0	0	1
		RAW	1	172413.985	172413.985	1	1	1
11	10	FV	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1

図 6.1-4　各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）



図 6.1-5　外力レベル０での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）



図 6.1-6　外力レベル４での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）



図 6.1-7　外力レベル１０での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR,2 次冷却系からの除熱機能喪失）

6.1.2 PWR 全交流電源喪失シナリオ

PWR における全交流電源喪失シナリオにおいて、長期安定冷却が成功する確率についての解析を行った。この時のマネージメントフローを**図 6.1-8** に示す。入力データを**図 6.1-9** 示す。

外力レベル 0 でのレジリエンス指標評価結果を**図 6.1-10** に示す。各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.1-11** に示す。外力レベルが 0、0.5 および 5 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.1-12**～**図 6.1-14** に示す。

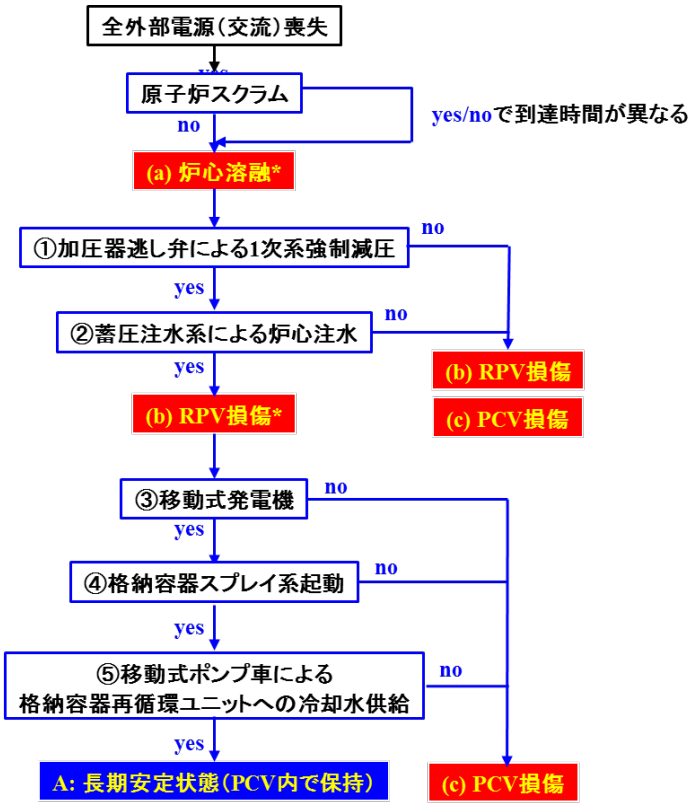


図 6.1-8　PWR 全交流電源喪失マネージメントフロー

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	5
評価するシーケンスの数	6

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
シーケンスNo.	事象発生	加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給						
1		S	S	S	S	S						S: 成功
2		S	S	S	S	F						F: 失敗
3		S	S	S	F							
4		S	S	F								
5		S	F									
6		F										
7												
8												
9												
10												

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値 T_{max} 1500

AM構成項目No.			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
			加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給						
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	3.05	5.3	20	1.55	20						・AMパラメータの与え方
		C2	6.53	5.3	20	4.17	20						α={C, T, L}
		C3	10	5.3	20	4.17	20						タイプA: α1=α2=α3
	起動するまでの時間 (min)	T_a1	15	0	10	45	1095						タイプB: α1<α2=α3
		T_a2	15	0	10	45	1095						タイプC: α1<α2<α3
		T_a3	15	0	10	45	1095						
	成立性確認時間 (min)	T_b1	0	0	0	0	0						
		T_b2	0	0	0	0	0						
		T_b3	0	0	0	0	0						
	要求機能充足率	L1	3	1	1	2	1						
		L2	2	1	1	1	1						
		L3	1	1	1	1	1						
	タイプ		C	A	A	B	A	A	A	A	A	A	
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.38E-18	1.30E-05	1.90E-03	1.85E-11	4.30E-06						

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1430	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数（1～16）	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.（中間）
0	11	0.5	

図 6.1-9　PWR 全交流電源喪失シナリオ入力データ（2/2）

AMシーケンスNo.	生起確率	総所要時間T	最終安全機能レベルL	回復成否	条件付き回復成功確率
1	9.98E-01	1165	1	S	
2	4.29E-06	1165	0	F	
3	1.85E-11	70	0	F	
4	1.90E-03	25	0	F	
5	1.30E-05	15	0	F	
6	0.00E+00	15	0	F	
7					
8					
9					
10					
11					
12					
13					
14					
15					
16					
17					
18					
19					
20					
21					0.9980827
22					
23					
24					
25					
26					
27					
28					
29					
30					
31					
32					
33					
34					
35					
36					
37					
38					
39					
40					

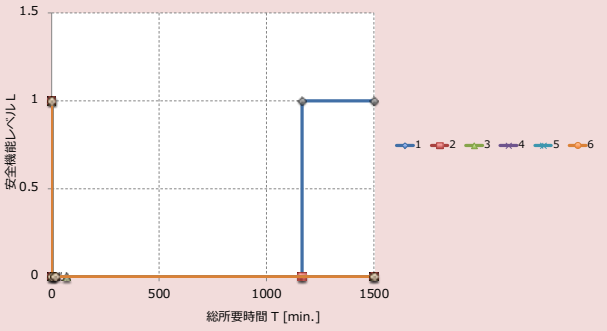
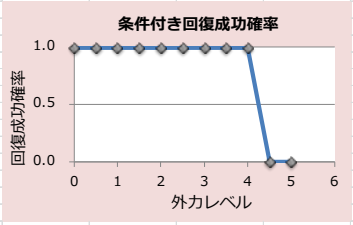


図 6.1-10　外力レベル０でのレジリエンス指標評価結果
（PWR，全交流電源喪失）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5
条件付き回復成功確率	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.998083	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		加圧器逃し弁による1次系減圧	蓄圧注入系による炉心注入	移動式発電機	格納容器スプレイ系起動	移動式ポンプ車による冷却水供給
1	0	FV	0	0.00676757	0.99097676	9.6255E-09	0.00223849
		RAW	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739
6	2.5	FV	0	0.00676757	0.99097676	9.6255E-09	0.00223849
		RAW	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739	521.575739
11	5	FV	0	0	0	0.99808273	0
		RAW	1	1	1	1	1

図 6.1-11　各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値
（PWR，全交流電源喪失）



図 6.1-12　外力レベル 0 での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR，全交流電源喪失）



図 6.1-13　外力レベル２．５での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR，全交流電源喪失）



図 6.1-14　外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値
（PWR，全交流電源喪失）

6.2.1 BWR5 における全電源喪失シナリオ１（WW ベント失敗で PCV 損傷）

BWR5 において「⑪WW ベント」失敗で PCV 損傷となる、全電源喪失時のシナリオ１のマネージメントフローを**図 6.2-1** に示す。シナリオ１について PCV 損傷を起こさずに収束する確率について解析を行った。具体的には、「⑪WW ベント」が成功し PCV 損傷が起きない、またはそれよりも安全側で終息する確率についての解析を行った。この時の入力データを**図 6.2-2** に示す。

外力レベル 0 でのレジリエンス指標評価結果を**図 6.2-3** に示す。各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.2-4** に示す。外力レベルが 0 および 5 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.2-5** および**図 6.2-6** に示す。

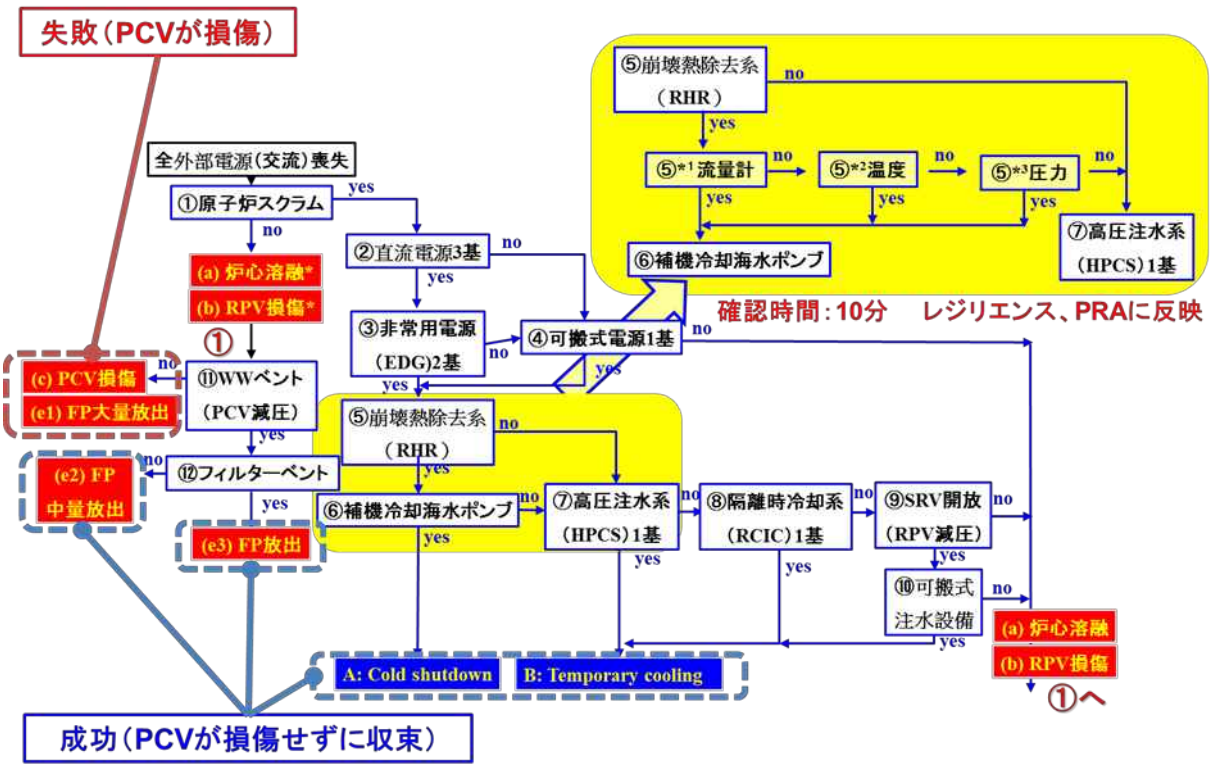
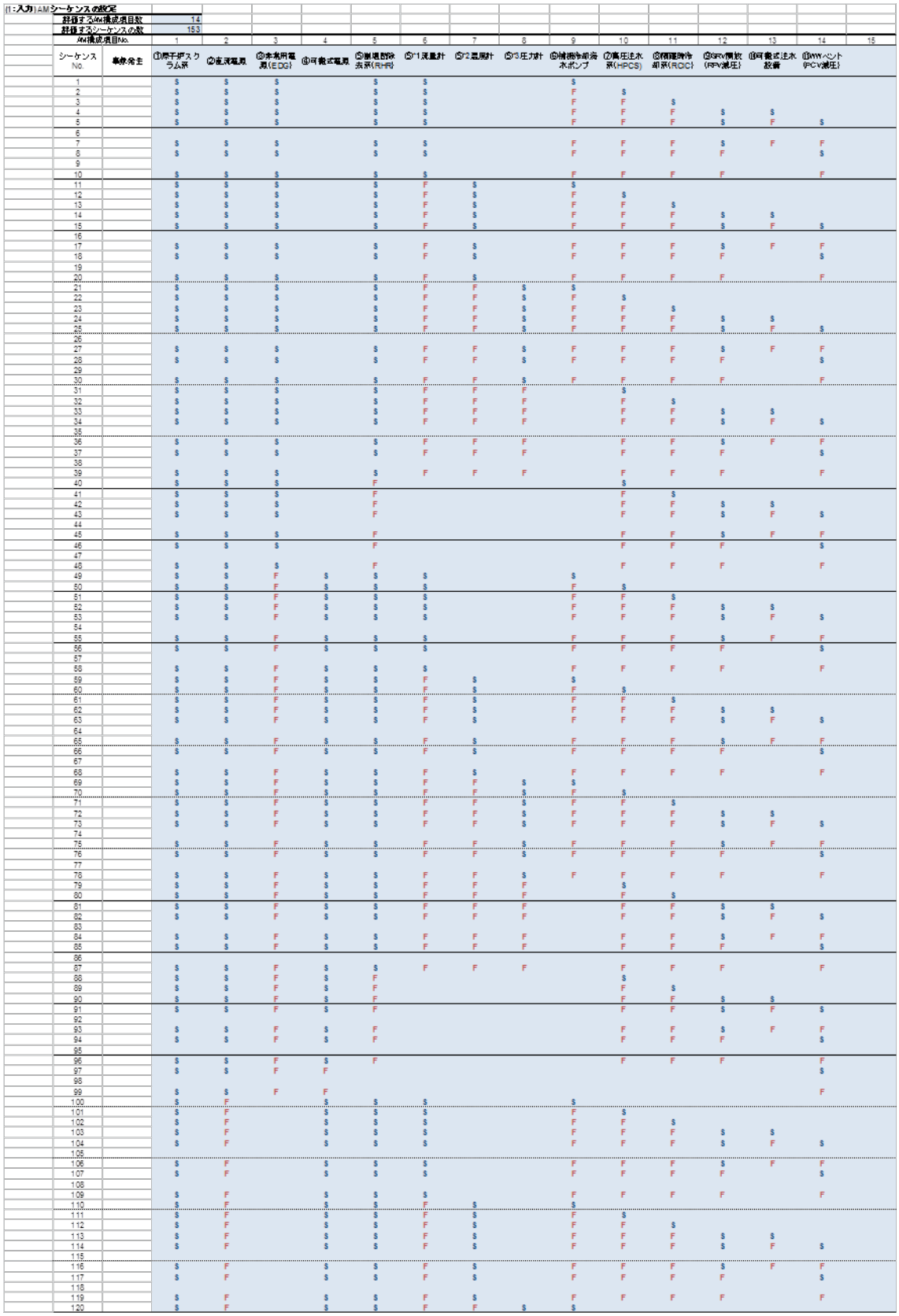


図 6.2-1　BWR5 における全電源喪失時のシナリオ１　マネージメントフロー

（WW ベント失敗で PCV 損傷）



(I:入力) AM シーケンスの設定																
評価するAM構成項目数		14														
評価するシーケンスの数		153														
AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
シーケンスNo.	事故発生	①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源(EDG)	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系(RHR)	⑥1流量計	⑦2流量計	⑧3圧力計	⑨補機冷却海水ポンプ	⑩高圧注水系(HPCS)	⑪隔離時冷却系(RCIC)	⑫SRV開放(RPV減圧)	⑬可搬式注水設備	⑭WWベント(PCV減圧)	
1		$	$	$		$	$			$						
2		$	$	$		$	$			F	$					
3		$	$	$		$	$			F	F	$				
4		$	$	$		$	$			F	F	F	$	$		
5		$	$	$		$	$			F	F	F	$	F	$	
6																
7		$	$	$		$	$			F	F	F	$	F	F	
8		$	$	$		$	$			F	F	F	F		$	
9																
10		$	$	$		$	$			F	F	F	F		F	
11		$	$	$		$	F	$		$						
12		$	$	$		$	F	$		F	$					
13		$	$	$		$	F	$		F	F	$				
14		$	$	$		$	F	$		F	F	F	$	$		
15		$	$	$		$	F	$		F	F	F	$	F	$	
16																
17		$	$	$		$	F	$		F	F	F	$	F	F	
18		$	$	$		$	F	$		F	F	F	F		$	
19																
20		$	$	$		$	F	$		F	F	F	F		F	
21		$	$	$		$	F	F	$	$						
22		$	$	$		$	F	F	$	F	$					
23		$	$	$		$	F	F	$	F	F	$				
24		$	$	$		$	F	F	$	F	F	F	$	$		
25		$	$	$		$	F	F	$	F	F	F	$	F	$	
26																
27		$	$	$		$	F	F	$	F	F	F	$	F	F	
28		$	$	$		$	F	F	$	F	F	F	F		$	
29																
30		$	$	$		$	F	F	$	F	F	F	F		F	
31		$	$	$		$	F	F	F		$					
32		$	$	$		$	F	F	F		F	$				
33		$	$	$		$	F	F	F		F	F	$	$		
34		$	$	$		$	F	F	F		F	F	$	F	$	
35																
36		$	$	$		$	F	F	F		F	F	$	F	F	
37		$	$	$		$	F	F	F		F	F	F		$	
38																
39		$	$	$		$	F	F	F		F	F	F		F	
40		$	$	$		F					$					
41		$	$	$		F					F	$				
42		$	$	$		F					F	F	$	$		
43		$	$	$		F					F	F	$	F	$	
44																
45		$	$	$		F					F	F	$	F	F	
46		$	$	$		F					F	F	F		$	
47																
48		$	$	$		F					F	F	F		F	
49		$	$	F	$	$	$			$						
50		$	$	F	$	$	$			F	$					
51		$	$	F	$	$	$			F	F	$				
52		$	$	F	$	$	$			F	F	F	$	$		
53		$	$	F	$	$	$			F	F	F	$	F	$	
54																
55		$	$	F	$	$	$			F	F	F	$	F	F	
56		$	$	F	$	$	$			F	F	F	F		$	
57																
58		$	$	F	$	$	$			F	F	F	F		F	
59		$	$	F	$	$	F	$		$						
60		$	$	F	$	$	F	$		F	$					
61		$	$	F	$	$	F	$		F	F	$				
62		$	$	F	$	$	F	$		F	F	F	$	$		
63		$	$	F	$	$	F	$		F	F	F	$	F	$	
64																
65		$	$	F	$	$	F	$		F	F	F	$	F	F	
66		$	$	F	$	$	F	$		F	F	F	F		$	
67																
68		$	$	F	$	$	F	$		F	F	F	F		F	
69		$	$	F	$	$	F	F	$	$						
70		$	$	F	$	$	F	F	$	F	$					
71		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	$				
72		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	F	$	$		
73		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	F	$	F	$	
74																
75		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	F	$	F	F	
76		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	F	F		$	
77																
78		$	$	F	$	$	F	F	$	F	F	F	F		F	
79		$	$	F	$	$	F	F	F		$					
80		$	$	F	$	$	F	F	F		F	$				
81		$	$	F	$	$	F	F	F		F	F	$	$		
82		$	$	F	$	$	F	F	F		F	F	$	F	$	
83																
84		$	$	F	$	$	F	F	F		F	F	$	F	F	
85		$	$	F	$	$	F	F	F		F	F	F		$	
86																
87		$	$	F	$	$	F	F	F		F	F	F		F	
88		$	$	F	$	F					$					
89		$	$	F	$	F					F	$				
90		$	$	F	$	F					F	F	$	$		
91		$	$	F	$	F					F	F	$	F	$	
92																
93		$	$	F	$	F					F	F	$	F	F	
94		$	$	F	$	F					F	F	F		$	
95																
96		$	$	F	$	F					F	F	F		F	
97		$	$	F	F										$	
98																
99		$	$	F	F										F	
100		$	F		$	$	$			$						
101		$	F		$	$	$			F	$					
102		$	F		$	$	$			F	F	$				
103		$	F		$	$	$			F	F	F	$	$		
104		$	F		$	$	$			F	F	F	$	F	$	
105																
106		$	F		$	$	$			F	F	F	$	F	F	
107		$	F		$	$	$			F	F	F	F		$	
108																
109		$	F		$	$	$			F	F	F	F		F	
110		$	F		$	$	F	$		$						
111		$	F		$	$	F	$		F	$					
112		$	F		$	$	F	$		F	F	$				
113		$	F		$	$	F	$		F	F	F	$	$		
114		$	F		$	$	F	$		F	F	F	$	F	$	
115																
116		$	F		$	$	F	$		F	F	F	$	F	F	
117		$	F		$	$	F	$		F	F	F	F		$	
118																
119		$	F		$	$	F	$		F	F	F	F		F	
120		$	F		$	$	F	F	$	$						

図 6.2-2　BWR5 における全電源喪失シナリオ 1
（WW ベント失敗で PCV 損傷）入力データ（1/2）

121			S	F		S	S	F	F	S	F	S							
122			S	F		S	S	F	F	S	F	F	S						
123			S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	S				
124			S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S			
125																			
126			S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F			
127			S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S			
128																			
129			S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		F			
130			S	F		S	S	F	F	F		S							
131			S	F		S	S	F	F	F		F	S						
132			S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	S				
133			S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S			
134																			
135			S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	F			
136			S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S			
137																			
138			S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		F			
139			S	F		S	F					S							
140			S	F		S	F					F	S						
141			S	F		S	F					F	F	S	S				
142			S	F		S	F					F	F	S	F	S			
143																			
144			S	F		S	F					F	F	S	F	F			
145			S	F		S	F					F	F	F		S			
146																			
147			S	F		S	F					F	F	F		F			
148			S	F		F										S			
149																			
150			S	F		F										F			
151			F													S			
152																			
153			F													F			
154																			
155																			
156																			
157																			
158																			
159																			
160																			

直列・並列関係の設定

取りまとめ数		0		
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No.		
		始点	終点	
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				
9				
10				

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値	T_{max}	1500

	AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
			①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*１流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）	⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）	
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	2.14	2.14	22.2	1.09	1.09	1.09	1.09	1.09	5.4	5.4	1.09	22.2	5.4	
		C2	5.4	4.58	4.58	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4	5.4	2.93	22.2	5.4	
		C3	5.4	7.03	7.03	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4	5.4	2.93	22.2	5.4	
	起動するまでの時間（min）	T_{s1}	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	
		T_{s2}	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	
		T_{s3}	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	
	成立性確認時間（min）	T_{c1}	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	
		T_{c2}	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	
		T_{c3}	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	
	要求機能充足率	L1	10	3	3	1	2	2	2	2	2	1	1	2	1	1	
		L2	0	2	2	0	1	1	1	1	1	0	0	1	0	0	
		L3	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
	タイプ		A	C	C	A	B	B	B	B	B	A	A	B	A	A	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.00E-08	5.90E-07	8.00E-06	1.90E-03	3.80E-06	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	2.60E-06	3.80E-06	3.80E-06	7.70E-06	4.30E-06	1.20E-06	

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1440	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数（1～16）	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.（中間）
0	11	1	

図 6.2-2　BWR5 における全電源喪失シナリオ 1
（WW ベント失敗で PCV 損傷）入力データ（2/2）

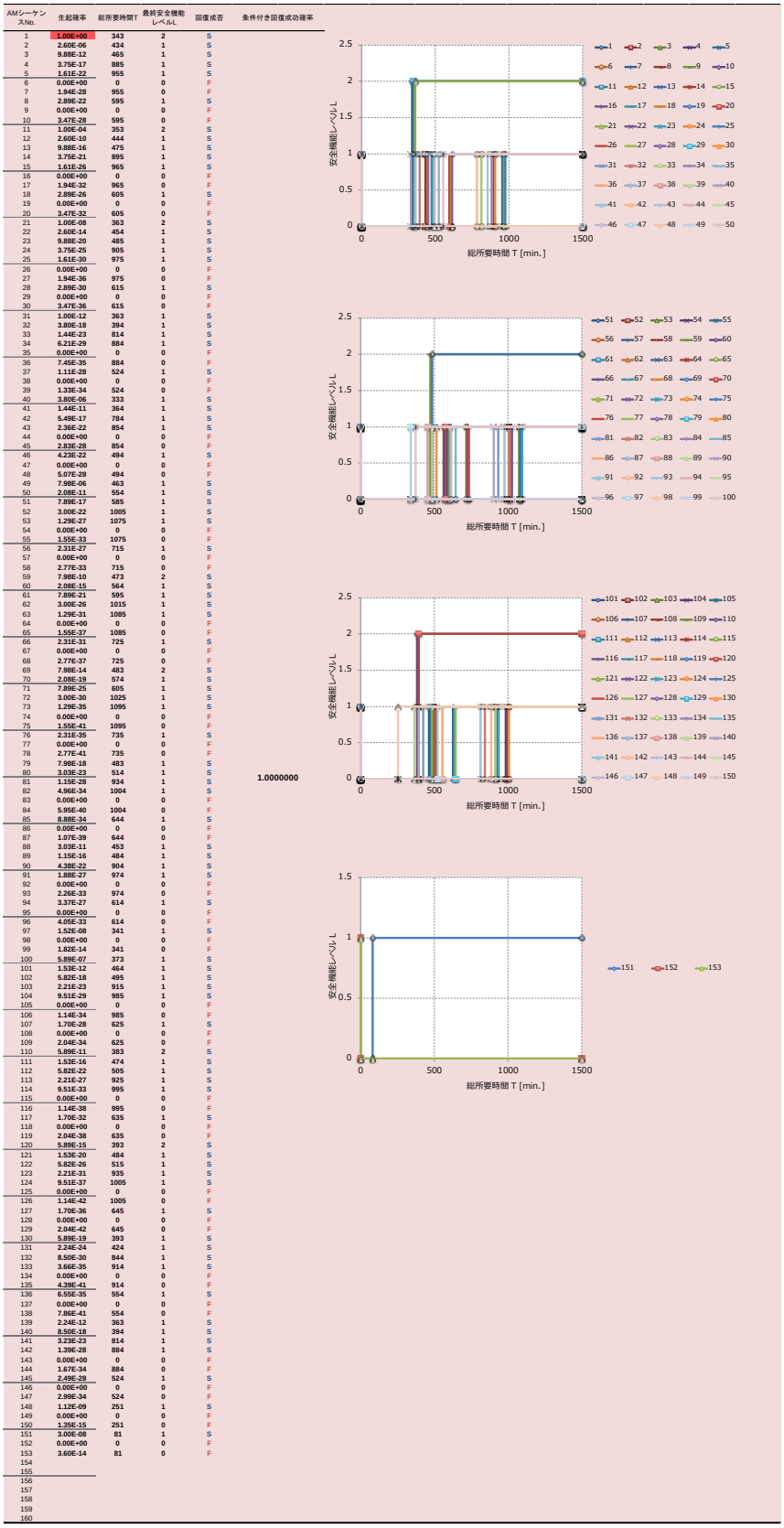
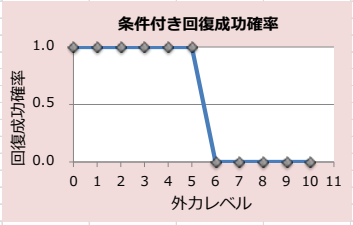


図 6.2-3　外力レベル０でのレジリエンス指標評価結果
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*1 流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）
1	0	FV	0.64670659	0.0259481	0.32135729	0.35129741	0	0	0	0	-0.00199601	-0.00199601
		RAW	21574130	40991.495	40991.499	185.97006	0.99800399	1	1	1	1	0.99800399
6	5	FV	0.648	0.024	0.328	0.354	0	0	0	0	0	0
		RAW	21617278.2	41073.476	41073.476	186.34	1	1	1	1	1	83.146
11	10	FV	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

外力レベルステップNo.	外力レベルH		⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）
1	0	FV	0.00199601	0	0	1
		RAW	0.99800399	1	1	832779.226
6	5	FV	-0.002	0	0	1
		RAW	83.146	1	1	834704.91
11	10	FV	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1

図 6.2-4　各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）



図 6.2-5　外力レベル０での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）



図 6.2-6　外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ１：WW ベント失敗で PCV 損傷）

6.2.2　BWR5 における全電源喪失シナリオ２（フィルターベント失敗で PCV 損傷）

BWR5 において「⑫フィルターベント」失敗で PCV 損傷となる、全電源喪失時のシナリオ２のマネージメントフローを**図 6.2-7** に示す。シナリオ２について PCV 損傷を起こさずに収束する確率について解析を行った。具体的には、「⑫フィルターベント」が成功し PCV 損傷が起きない、またはそれよりも安全側で終息する確率についての解析を行った。この時の入力データを**図 6.2-8** に示す。

外力レベル 0 でのレジリエンス指標評価結果を**図 6.2-9** に示す。各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.2-10** に示す。外力レベルが 0 および 5 の場合の FV 相当値、RAW 相当値を**図 6.2-11** および**図 6.2-12** に示す。

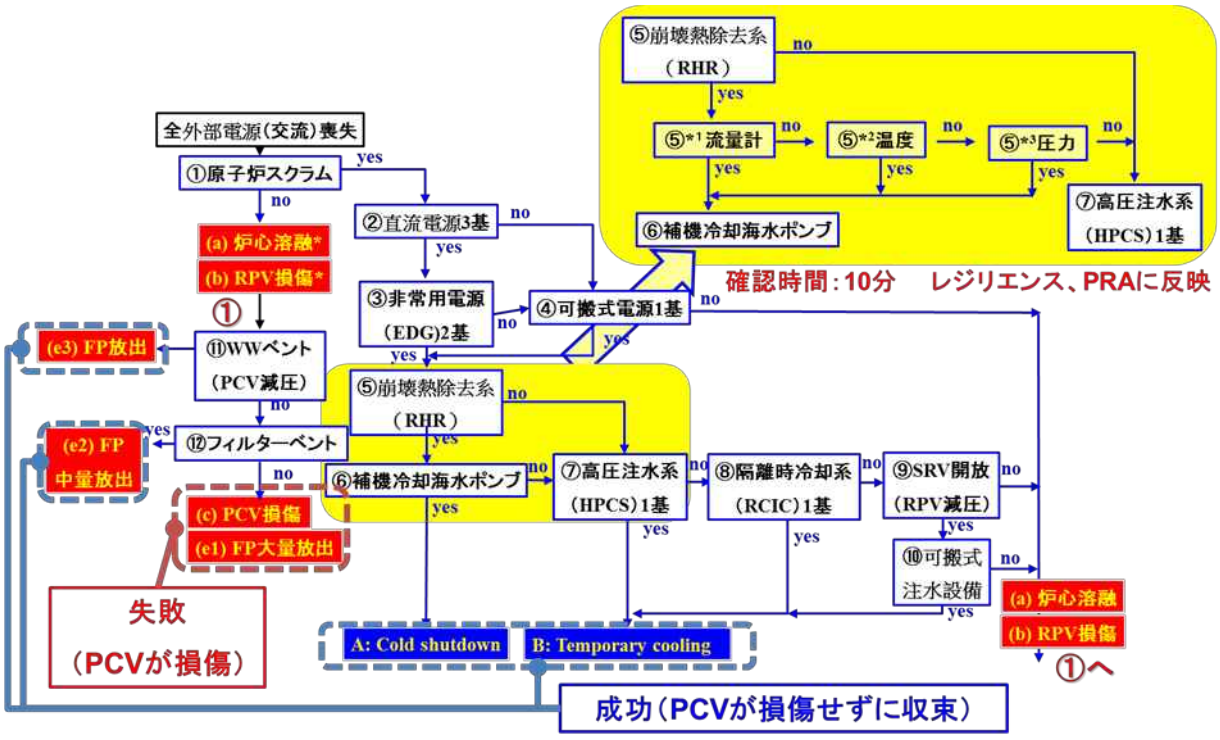


図 6.2-7　BWR5 における全電源喪失時のシナリオ２　マネージメントフロー
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）

(1:入力) AMシーケンスの設定

評価するAM構成項目数	15
評価するシーケンスの数	153

AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
シーケンスNo.	事象発生	①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源(EDG)	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系(RHR)	⑤*1流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系(HPCS)	⑧隔離時冷却系(RCIC)	⑨SRV開放(RPV減圧)	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント(PCV減圧)	⑫フィルターベント
1		S	S	S		S	S			S						
2		S	S	S		S	S			F	S					
3		S	S	S		S	S			F	F	S				
4		S	S	S		S	S			F	F	F	S	S		
5		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	S	S
6		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	S	F
7		S	S	S		S	S			F	F	F	S	F	F	
8		S	S	S		S	S			F	F	F	F		S	S
9		S	S	S		S	S			F	F	F	F		S	F
10		S	S	S		S	S			F	F	F	F		F	
11		S	S	S		S	F	S		S						
12		S	S	S		S	F	S		F	S					
13		S	S	S		S	F	S		F	F	S				
14		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	S		
15		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
16		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
17		S	S	S		S	F	S		F	F	F	S	F	F	
18		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		S	S
19		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		S	F
20		S	S	S		S	F	S		F	F	F	F		F	
21		S	S	S		S	F	F	S	S						
22		S	S	S		S	F	F	S	F	S					
23		S	S	S		S	F	F	S	F	F	S				
24		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	S		
25		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S
26		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F
27		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
28		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		S	S
29		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		S	F
30		S	S	S		S	F	F	S	F	F	F	F		F	
31		S	S	S		S	F	F	F		S					
32		S	S	S		S	F	F	F		F	S				
33		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	S		
34		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	S	S
35		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	S	F
36		S	S	S		S	F	F	F		F	F	S	F	F	
37		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		S	S
38		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		S	F
39		S	S	S		S	F	F	F		F	F	F		F	
40		S	S	S		F					S					
41		S	S	S		F					F	S				
42		S	S	S		F					F	F	S	S		
43		S	S	S		F					F	F	S	F	S	S
44		S	S	S		F					F	F	S	F	S	F
45		S	S	S		F					F	F	S	F	F	
46		S	S	S		F					F	F	F		S	S
47		S	S	S		F					F	F	F		S	F
48		S	S	S		F					F	F	F		F	
49		S	S	F	S	S	S			S						
50		S	S	F	S	S	S			F	S					
51		S	S	F	S	S	S			F	F	S				
52		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	S		
53		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	S	S
54		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	S	F
55		S	S	F	S	S	S			F	F	F	S	F	F	
56		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		S	S
57		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		S	F
58		S	S	F	S	S	S			F	F	F	F		F	
59		S	S	F	S	S	F	S		S						
60		S	S	F	S	S	F	S		F	S					
61		S	S	F	S	S	F	S		F	F	S				
62		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	S		
63		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
64		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
65		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	S	F	F	
66		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		S	S
67		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		S	F
68		S	S	F	S	S	F	S		F	F	F	F		F	
69		S	S	F	S	S	F	F	S	S						
70		S	S	F	S	S	F	F	S	F	S					
71		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	S				
72		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	S		
73		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S
74		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F
75		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F	
76		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	S
77		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	F
78		S	S	F	S	S	F	F	S	F	F	F	F		F	
79		S	S	F	S	S	F	F	F		S					
80		S	S	F	S	S	F	F	F		F	S				
81		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	S		
82		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	S
83		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	F
84		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	S	F	F	
85		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		S	S
86		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		S	F
87		S	S	F	S	S	F	F	F		F	F	F		F	
88		S	S	F	S	F					S					
89		S	S	F	S	F					F	S				
90		S	S	F	S	F					F	F	S	S		
91		S	S	F	S	F					F	F	S	F	S	S
92		S	S	F	S	F					F	F	S	F	S	F
93		S	S	F	S	F					F	F	S	F	F	
94		S	S	F	S	F					F	F	F		S	S
95		S	S	F	S	F					F	F	F		S	F
96		S	S	F	S	F					F	F	F		F	
97		S	S	F	F										S	S
98		S	S	F	F										S	F
99		S	S	F	F										F	
100		S	F		S	S	S			S						
101		S	F		S	S	S			F	S					
102		S	F		S	S	S			F	F	S				
103		S	F		S	S	S			F	F	F	S	S		
104		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	S	S
105		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	S	F
106		S	F		S	S	S			F	F	F	S	F	F	
107		S	F		S	S	S			F	F	F	F		S	S
108		S	F		S	S	S			F	F	F	F		S	F
109		S	F		S	S	S			F	F	F	F		F	
110		S	F		S	S	F	S		S						
111		S	F		S	S	F	S		F	S					
112		S	F		S	S	F	S		F	F	S				
113		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	S		
114		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	S
115		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	S	F
116		S	F		S	S	F	S		F	F	F	S	F	F	
117		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		S	S
118		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		S	F
119		S	F		S	S	F	S		F	F	F	F		F	
120		S	F		S	S	F	F	S	S						

図 6.2-8　BWR5 における全電源喪失シナリオ２
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）入力データ（1/2）

	121		S	F		S	S	F	F	S	F	S							
	122		S	F		S	S	F	F	S	F	F	S						
	123		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	S				
	124		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	S		
	125		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	S	F		
	126		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	S	F	F			
	127		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	S		
	128		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		S	F		
	129		S	F		S	S	F	F	S	F	F	F	F		F			
	130		S	F		S	S	F	F	F		S							
	131		S	F		S	S	F	F	F		F	S						
	132		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	S				
	133		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	S		
	134		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	S	F		
	135		S	F		S	S	F	F	F		F	F	S	F	F			
	136		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S	S		
	137		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		S	F		
	138		S	F		S	S	F	F	F		F	F	F		F			
	139		S	F		S	F					S							
	140		S	F		S	F					F	S						
	141		S	F		S	F					F	F	S	S				
	142		S	F		S	F					F	F	S	F	S	S		
	143		S	F		S	F					F	F	S	F	S	F		
	144		S	F		S	F					F	F	S	F	F			
	145		S	F		S	F					F	F	F		S	S		
	146		S	F		S	F					F	F	F		S	F		
	147		S	F		S	F					F	F	F		F			
	148		S	F		F										S	S		
	149		S	F		F										S	F		
	150		S	F		F										F			
	151		F													S	S		
	152		F													S	F		
	153		F													F			
	154																		
	155																		
	156																		
	157																		
	158																		
	159																		
	160																		

直列・並列関係の設定

取りまとめ数		0	
取りまとめ処理の順序	直列・並列の指定	AM構成項目No.	
		始点	終点
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			

直列・並列
直列:E(Series)
並列:P(Parallel)

(2:入力) AMパラメータの設定

評価する所要時間の最大値	T_{max}	1500

	AM構成項目No.		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
			①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*１流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）	⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪ﾍﾞﾝﾄ（PCV減圧）	⑫フィルターベント
AMパラメータ	外力レベルしきい値	C1	5.4	2.14	2.14	22.2	1.09	1.09	1.09	1.09	1.09	5.4	5.4	1.09	22.2	5.4	5.4
		C2	5.4	4.58	4.58	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4	5.4	2.93	22.2	5.4	5.4
		C3	5.4	7.03	7.03	22.2	2.93	2.93	2.93	2.93	2.93	5.4	5.4	2.93	22.2	5.4	5.4
	起動するまでの時間（min）	T_a1	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	10
		T_a2	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	10
		T_a3	1	10	10	60	1	0	0	0	1	1	1	30	60	10	10
	成立性確認時間（min）	T_p1	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	60
		T_p2	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	60
		T_p3	10	40	80	60	90	10	10	10	90	90	30	30	300	60	60
	要求機能充足率	L1	10	3	3	1	2	2	2	2	2	1	1	2	1	1	1
		L2	0	2	2	0	1	1	1	1	1	0	0	1	0	0	0
		L3	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	タイプ		A	C	C	A	B	B	B	B	B	A	A	B	A	A	A
経年化起因機能喪失確率（※）		M	3.00E-08	5.90E-07	8.00E-06	1.90E-03	3.80E-06	1.00E-04	1.00E-04	1.00E-04	2.60E-06	3.80E-06	3.80E-06	7.70E-06	4.30E-06	1.20E-06	5.30E-07

※評価対象時点における、経年化に起因する当該機能喪失確率

(3:入力) 非許容領域の設定

所要時間クライテリア T_{cr}	機能回復クライテリア L_{cr}
1440	1

(4:入力) 外力レベルの設定

外力レベルH	外力レベルステップ数（1～16）	外力レベルステップ幅	外力レベルステップNo.（中間）
0	11	1	

図 6.2-8　BWR5 における全電源喪失シナリオ２
（フィルターベント失敗で PCV 損傷）入力データ（1/2）

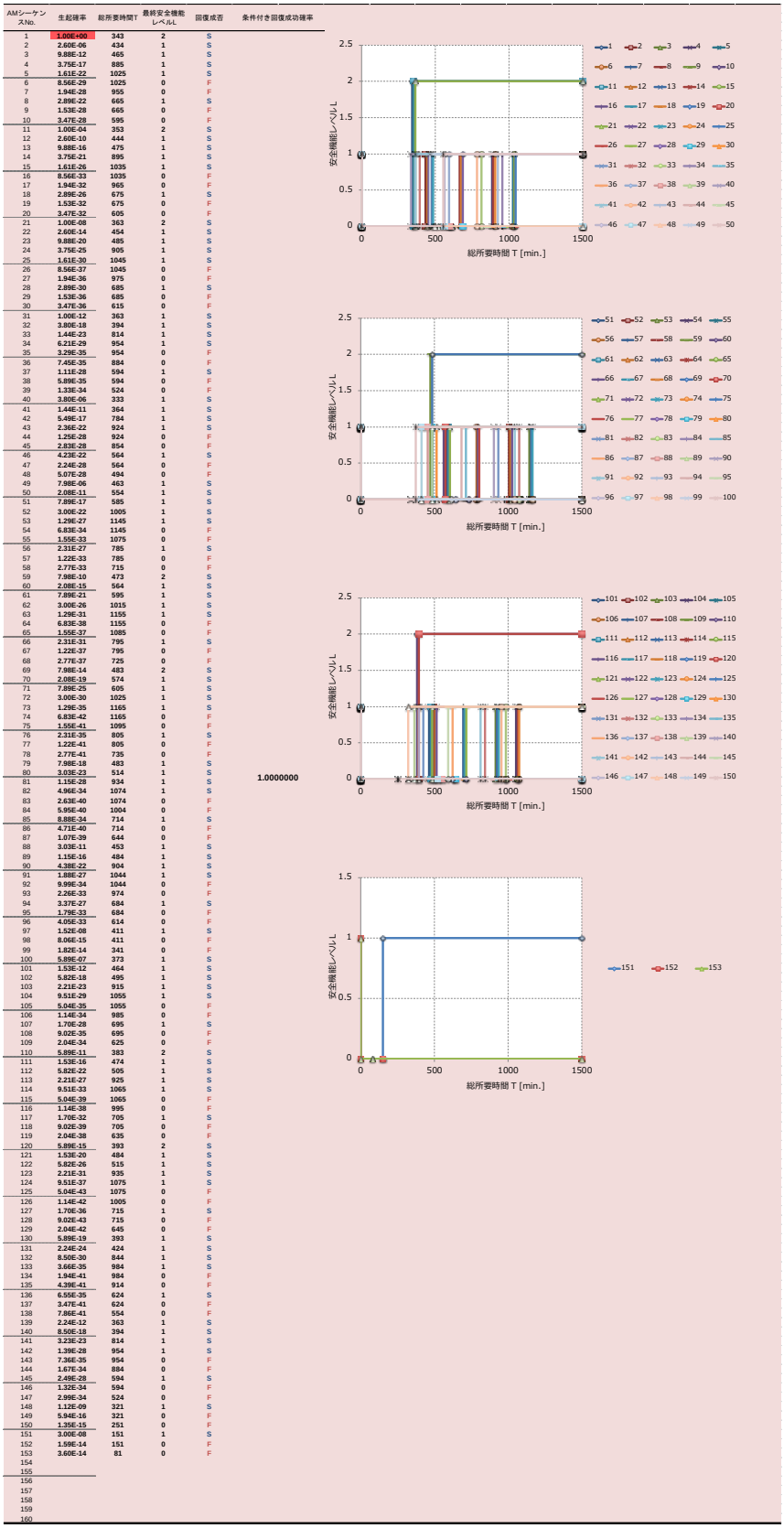
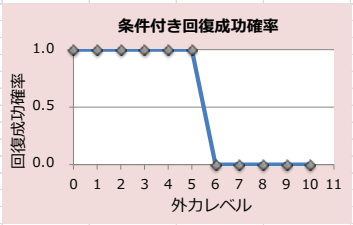


図 6.2-9　外力レベル０でのレジリエンス指標評価結果
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

(6) 各外力レベル値における条件付き回復成功確率

外力レベルH	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
条件付き回復成功確率	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	1.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000	0.000000



各外力レベル値におけるFV相当値、RAW相当値

外力レベルステップNo.	外力レベルH		①原子炉スクラム系	②直流電源	③非常用電源（EDG）	④可搬式電源	⑤崩壊熱除去系（RHR）	⑤*1 流量計	⑤*2温度計	⑤*3圧力計	⑥補機冷却海水ポンプ	⑦高圧注水系（HPCS）
1	0	FV	0.64632455	0.02496533	0.32316227	0.35090153	0	0	0	0	-0.00138696	-0.00138696
		RAW	21612273.2	41063.9681	41063.9695	186.29681	0.99861304	1	1	1	1	0.99861304
6	5	FV	0.64722222	0.02361111	0.32777778	0.35277778	0	0	0	0	0	0
		RAW	21642290.3	41121	41120.9986	186.554167	1	1	1	1	1	83.2402778
11	10	FV	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1

外力レベルステップNo.	外力レベルH		⑧隔離時冷却系（RCIC）	⑨SRV開放（RPV減圧）	⑩可搬式注水設備	⑪WWベント（PCV減圧）	⑫フィルターベント
1	0	FV	0.00138696	0	0	0.69348128	0.30513176
		RAW	0.99861304	1	1	578671.834	578671.834
6	5	FV	-0.00138889	0	0	0.69444444	0.30555556
		RAW	83.2402778	1	1	579656.188	579656.188
11	10	FV	0	0	0	0	0
		RAW	1	1	1	1	1

図 6.2-10　各外力レベル値での条件付き回復成功確率、FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）



図 6.2-11　外力レベル０での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）



図 6.2-12　外力レベル５での FV 相当値、RAW 相当値
（シナリオ２：フィルターベント失敗で PCV 損傷）

原子力規制庁　御中

付録２

平成２７年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化（経年プラントの総合的な安全評価手法に関する研究））事業

イベントツリー評価用ツール

マニュアル

平成２８年２月

一般財団法人 エネルギー総合工学研究所

本報告書は、原子力規制委員会　原子力規制庁の委託事業「平成２７年度原子力施設等防災対策等委託費（高経年化技術評価高度化(経年プラントの総合的な安全評価手法に関する研究)）事業」として実施された研究の成果物である。

目　　次

1. イベントツリー評価 ..... 付 2-1
2. イベントツリー作成ツールの概要 ..... 付 2-2
3. インストール ..... 付 2-2
3.1. 動作環境 ..... 付 2-2
4. イベントツリーの作成 ..... 付 2-3
4.1. 概要 ..... 付 2-3
4.2. データ入力 ..... 付 2-3
4.2.1. データ入力項目 ..... 付 2-4
4.2.2. イベントツリー展開パラメータ ..... 付 2-6
4.2.3. ボタン操作 ..... 付 2-7
4.3. イベントツリーの計算機能 ..... 付 2-8
4.3.1. ツリー図の説明 ..... 付 2-8
4.3.2. 分岐確率のデフォルト値の変更 ..... 付 2-9
4.3.3. 起因事象を除く事象のある特定の分岐点での分岐確率の変更 ..... 付 2-12
4.3.4. 頻度値の強調 ..... 付 2-13
4.3.5. シーケンス検索 ..... 付 2-15

1. イベントツリー評価

PRA など原子力プラントの安全評価のためには、非常に多数の可能な事故の発展過程を記述する必要がある。対象とするプラントが複雑であると、事故シーケンスのリストアップのための系統的な方法が必要となり、そのために通常イベントツリー解析手法が用いられる。

図 1-1 に示したのは、レベル 1PRA におけるイベントツリーの例である。種々の起因事象に応じて必要とされる安全系も異なっている。このため、事故シーケンスを系統的に定義するためには、起因事象ごとにイベントツリーを作成することが重要である。

ある起因事象に対して n 個のシステムが用意されていると、各システムの成功・失敗の組合せにより、2^n 個の事故シーケンスが考えられる。

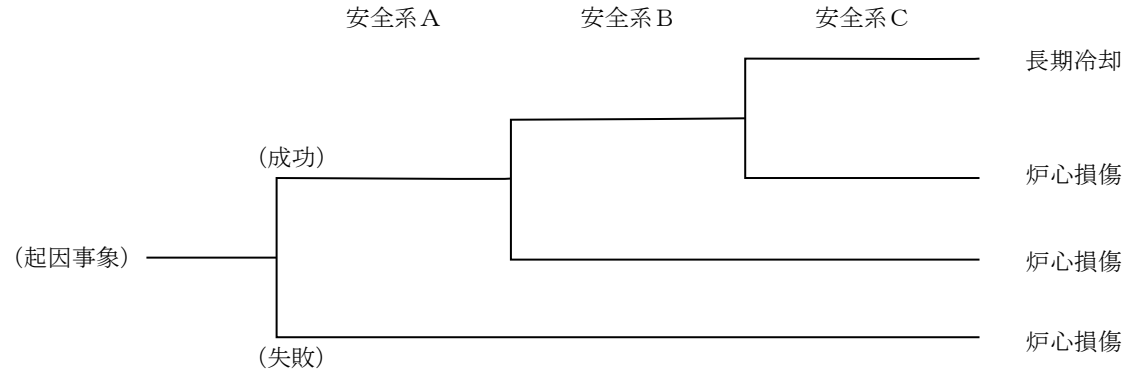


図 1-1 レベル 1PRA におけるイベントツリーの例

本ツールは、このイベントツリー図を作成する作業を助勢するツールである。通常は、システム間の従属性を考えることにより不要な分岐は省略できるが、本ツールではすべての分岐は省略できない。

2. イベントツリー作成ツールの概要

本ツールは、Excel のシート上でイベントツリー図を描画し、Excel の計算機能を利用して、事故発生の確率的リスク評価を行うことを目的としている。

イベントツリーは二分木で表現され、起因事象を除く全事象で成功および失敗の分岐がある。各事象での分岐確率をユーザが設定することで、事故シーケンスごとの発生頻度を計算することができる。分岐確率はある事象で設定することも、特定の二分木上の特定の分岐についてだけでも設定できる。

ユーザの入力の手間をできるだけ少なくするため、デフォルト値を入力するシートがあり、その入力に従ってイベントツリーが展開される。

3. インストール

3.1. 動作環境

Excel 2007/2010/2013 が必要である。Mac 環境での動作については未確認である。

4. イベントツリーの作成

4. 1. 概要

作業の流れを図 4-1 に示す。このツールでは、入力用データシートにイベントツリー図を作成するために必要なデータを入力し、マクロを利用してイベントツリー図を展開する。マクロは入力シート上のボタンに登録されている。ユーザそのボタンをマウスでクリックするだけで、イベントツリー図を作成できる。イベントツリーは二分木として描かれる。ユーザは分岐点での分岐確率を変更でき、事故の事象の発生頻度が直ちに再計算され、その結果を図上で確認することができる。

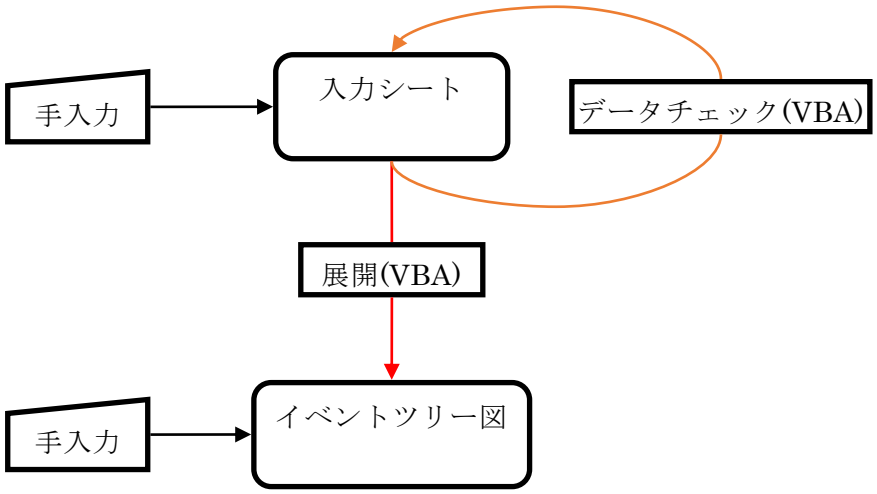


図 4-1　イベントツリー図作成の作業の流れ

角丸四角はデータ入力およびイベントツリー図用の作業シートである。ユーザは両方のシートにデータを入力できる。四角は VBA で組まれた Excel のマクロである。データチェックを選ぶと、入力データの検査が行われ、修正可能なデータは修正値に変更される。展開を選ぶと、データチェックの場合と同様の検査および修正を行ったあと、可能であればイベンツリー図が展開される。

4. 2. データ入力

イベントツリー作成ツールを起動すると、図 4-2 に示す入力用シートが現れる。シートの三つ

の部分に分かれている。左側で事象総数、および各事象の名称、記号、分岐確率(成功または失敗)を入力する。中央部で、イベントツリー図を展開するシート名の入力、および展開のためオプション選択を行う。右側に操作ボタンが並んでいる。ユーザは淡緑色のセル内にデータを入力することができる。

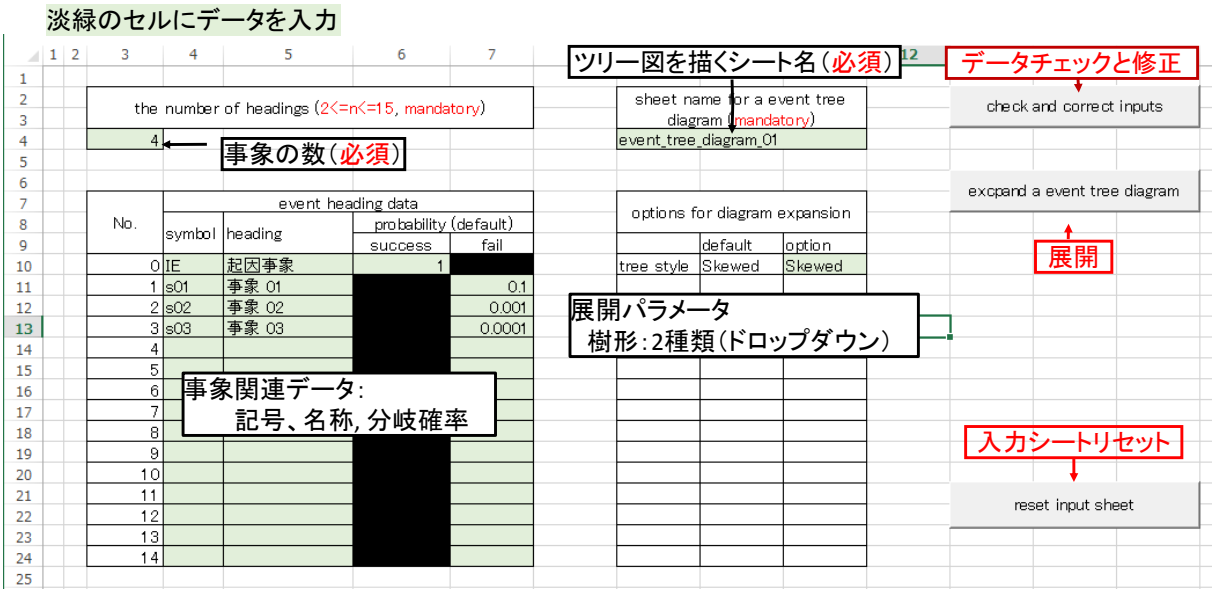


図 4-2　データ入力シート

図中で示すように三つの部分に分かれている。左側はヘディング関連データの入力部、中央はイベントツリー図展開パラメータ入力部、右側は操作ボタンである。

4. 2. 1. データ入力項目

(1) 事象関連データ

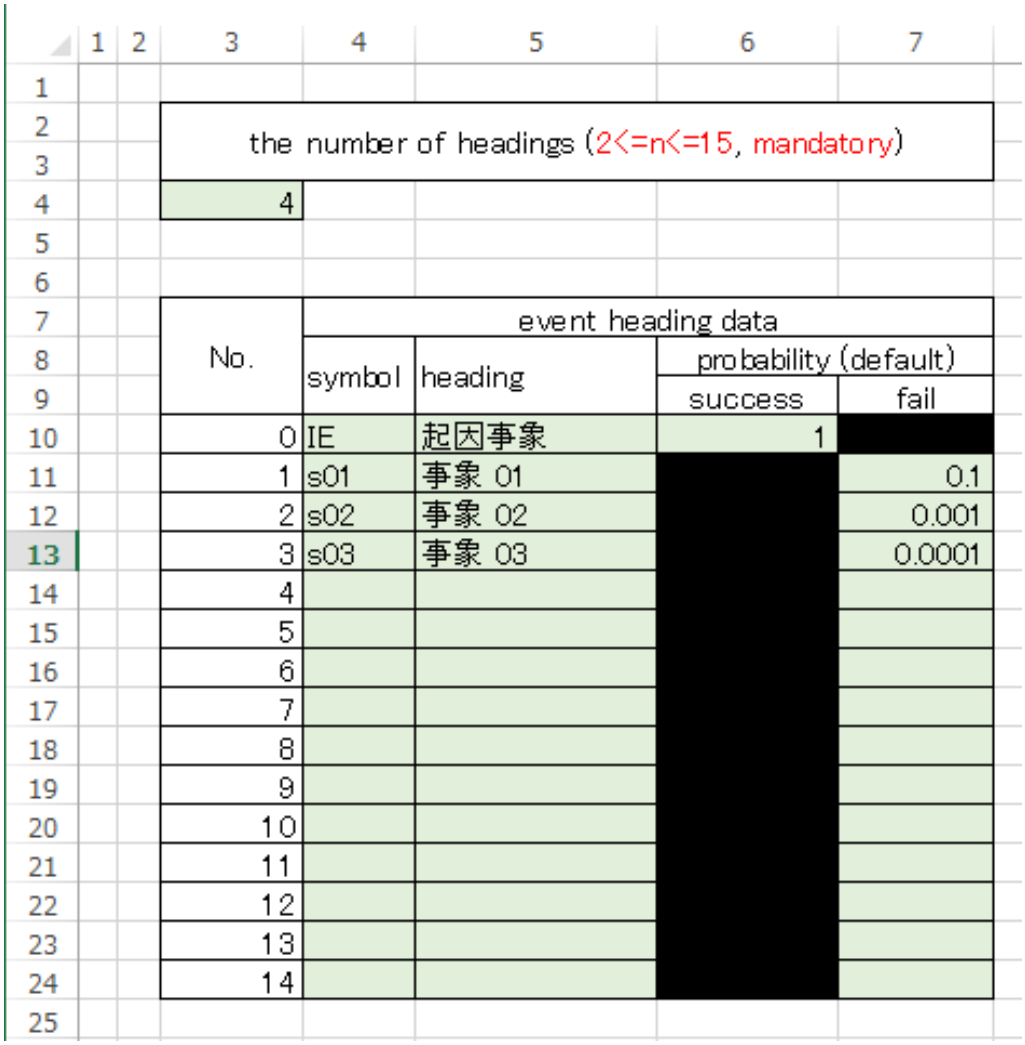
図 4-3 にイベントツリー図の heading 関連のデータ入力項目を示す。

① 事象総数（the number of headings）

上の欄に事象の総数(起因事象を含む)を入力する。このデータは必須である。2 以上 15 以下の自然数を入力しなければならない。

その下の２つの表は各事象データ(名称、対応する記号、二分木上のデフォルト分岐確率)を入力する。これらのデータは、展開されたイベントツリー図上でも入力できるため、必ずしもここ

で入力する必要はない。



	1	2	3	4	5	6	7
1							
2			the number of headings (2<=n<=15, mandatory)				
3							
4			4				
5							
6							
7			No.	event heading data			
8				symbol	heading	probability (default)	
9						success	fail
10			0	IE	起因事象	1	
11			1	s01	事象 01		0.1
12			2	s02	事象 02		0.001
13			3	s03	事象 03		0.0001
14			4				
15			5				
16			6				
17			7				
18			8				
19			9				
20			10				
21			11				
22			12				
23			13				
24			14				
25							

図 4-3　ヘディング関連データ入力部の詳細

最上位部は事象の総数(起因事象を含む)の入力、中断の表は事象データ(事象記号、事象名、分岐確率)入力、最下部は頻度値強調範囲指定。

② 事象データ(event heading data)

中段の表の一番上の行は起因事象となる。以下順に事象名と事象記号を入力する。事象名また

は事象記号として相応しくないものが入力された場合、それは空文字列を入力したとみなされる。各事象の分岐確率については成功または失敗の欄がある。起因事象については成功確率を入力し、他の事象については失敗確率を入力する。

4. 2. 2. イベントツリー展開パラメータ

図 4-4 にイベントツリー図展開パラメータの入力表を示す。

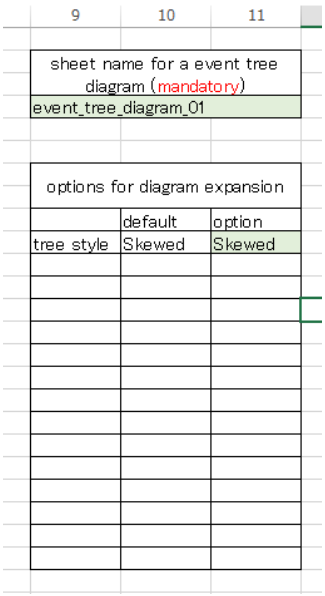


図 4-4　展開パラメータ入力部

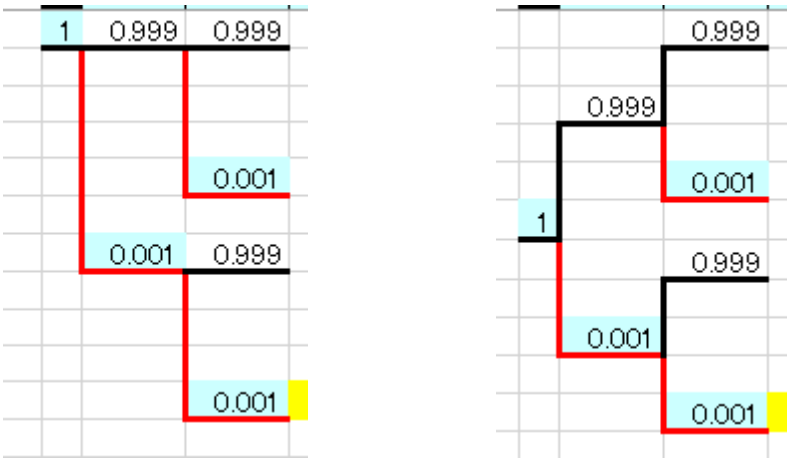
(1) シート名(sheet name for expanding a diagram)

中央上部にはイベントツリー図を展開するシートの名前を入力する。このデータは必須である。空白の場合または文字列ではないものが入力されている場合、内部で生成する名前(event_tree_diagram_番号)が使用される。そうでない場合、入力されたシート名が既存のシート名と重複するか否かが調べられる。重複する場合、イベントツリー図は展開されない。

(2) 展開パラメータ(options for diagram expansion)

イベントツリー図を展開するためのオプションを指定する。

オプション tree style（樹形）はイベントツリー図の樹形の変えるオプションである。セルを選択(マウスでクリック)すると、ドロップダウンリストで選択肢が表示され、2 通りの樹形が選択できる。一つ目は Skewed で、成功分岐は水平に、失敗分岐のみ下方に分岐線で描かれる、いわゆるクラスター型描画であり、これがデフォルト値である。もう一つ選択肢は Balanced である。これは、イベントツリーの成功分岐は上方に、失敗分岐は下方に伸ばして描かれる、いわゆるトーナメント型描画である。この２つのオプションにより描かれるツリーの各要素は同一である。



Skewed　　Balanced

図 4-5　樹形(tree style)オプション

左が Skewed、右が Balanced である。デフォルトは Skewed である。

4. 2. 3. ボタン操作

(1) データ入力シートのリセット

図 4-2 の右下のリセットボタンをクリックすると、入力シートはリセットされる。ほとんどのデータは削除され、デフォルト値があるデータはその値に設定し直される。

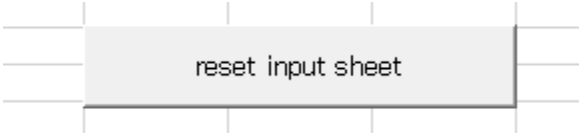


図 4-6　入力シートのリセットボタン

(2) 入力データの妥当性の検査

図 4-2 の右上のボタンをクリックすると、入力データのチェックと修正が実行される。

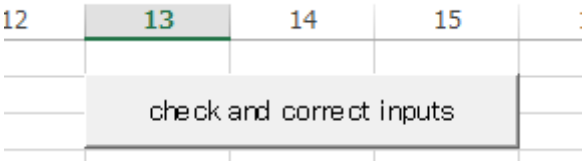


図 4-7　入力データのチェックと修正

(3) イベントツリーの展開

イベントツリー図の展開は､図 4-2 の上から二つ目のボタンをクリックすることで実行される。

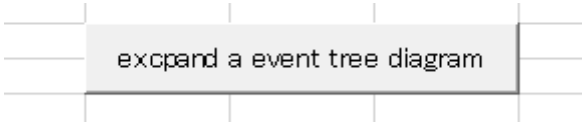


図 4-8　イベントツリー展開ボタン

4. 3. イベントツリーの計算機能

4. 3. 1. ツリー図の説明

図 4-9 に展開されたイベントツリー図を示す。シートの上部にユーザが入力したヘディングデータと定型のヘディングデータが表示される。各事象の分岐確率は、事象名の下に並んでいる。上が成功分岐の確率で、下が失敗分岐の確率である。起因事象の以外の成功確率値はユーザが入力した失敗分岐確率値から計算される。

ヘディング関連データの下には、事象の位置に合わせて(Skewed スタイルの)樹形図（2 分木）が罫線で描かれている。各事象の成功分岐と失敗分岐がそれぞれ黒線と赤線で描かれている。また図中に書かれた数字は分岐確率である。これらの数値は、ユーザが入力したデータと一致している。

頻度、番号、事故シーケンスおよびコメントの各欄は定型のヘディングである。

頻度は、起因事象から最後の事象にいたる分岐経路上の確率の積である。

番号は、全ての場合分けにつけた通し番号である。

事故シーケンスは、起因事象から最後の事象までの二分木上で、失敗分岐を通った事象の記号を連結したものである。

分岐シーケンスは、起因事象から最後の事象までの各事象で、通った分岐が成功か失敗かを記号（s または f）の列で表したものである。

ユーザは背景が水色のセルのデータを変更できる。その他のセルのデータは変更できない。

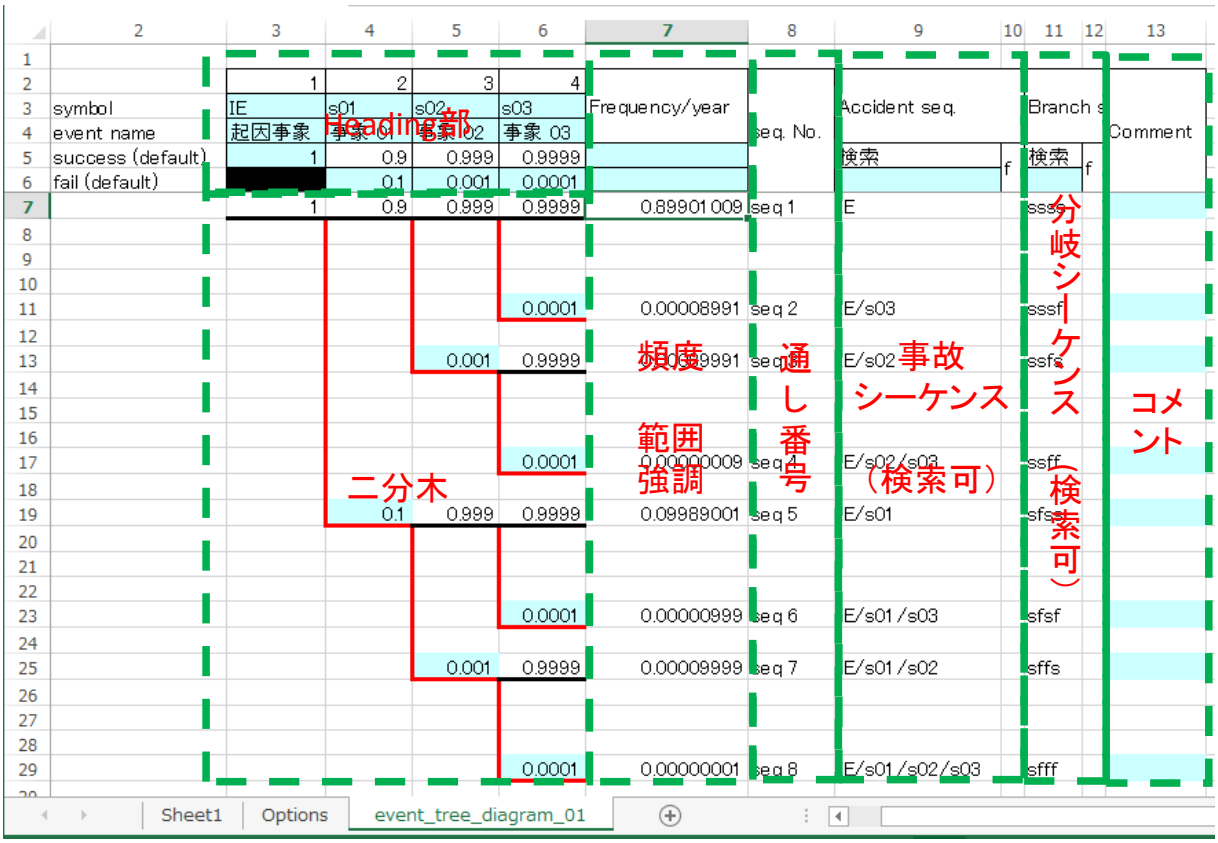


図 4-9　展開直後のイベントツリー

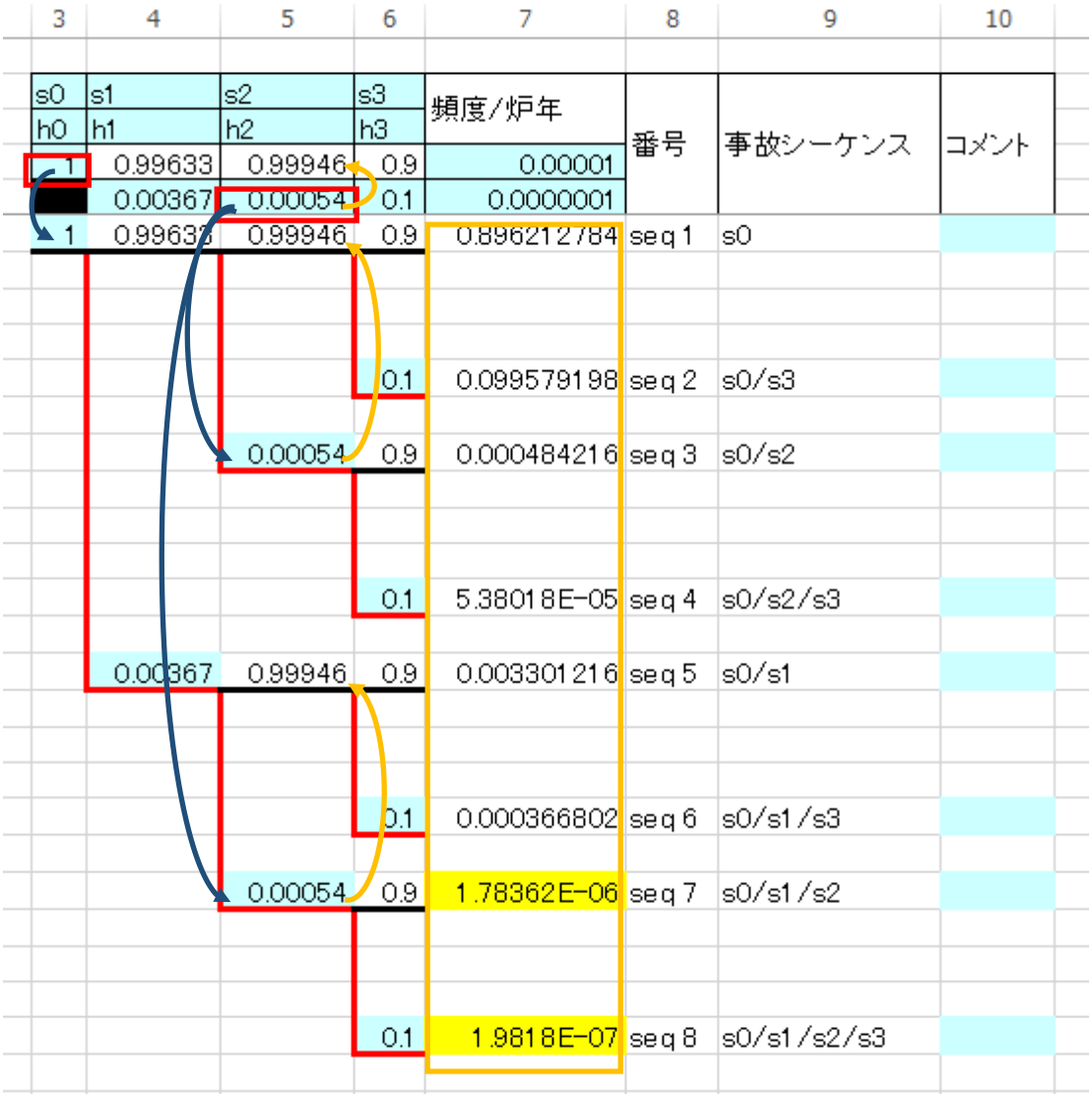
4. 3. 2. 分岐確率のデフォルト値の変更

事象名の下のセルで各事象の分岐確率のデフォルト値を表示・入力するセルである。事象名の直下の各セルは分岐の成功確率を、その下の各セルは失敗確率を表示・入力する。起因事象については成功確率を入力できる。成功確率は 2 分木の根(root)の確率に直ちに反映される。起因事象の失敗確率を入力しても無視される。起因事象を除く他の事象については、失敗確率を入力でき

る。これらの事象の成功確率は失敗確率から自動で計算される。また、入力された失敗確率は、その事象のすべての失敗分岐上に表示される確率に直ちに反映され、その事象のすべての成功分岐上に表示されている確率は、対になる失敗分岐上の確率から再計算される。起因事象や他の事象の確率を入力すると、全ての頻度値も直ちに再計算される。



イベントツリー図上での分岐確率デフォルト値の入力するセルの位置



デフォルト値の変更による再計算

図 4-10　分岐確率のデフォルト値の変更と再計算

デフォルト値の変更による再計算の処理を説明する。ある事象の分岐確率のデフォルト値を変更すると、ツリー上の全ての失敗分岐確率に反映され（青線）、全ての対になる成功分岐の確率が再計算される（橙線）。また全頻度値（橙四角）も再計算される。

4. 3. 3. 起因事象を除く事象のある特定の分岐点での分岐確率の変更

2 分木上で起因事象以外の事象のある特定の分岐の確率を変えることができる。その際、失敗分岐確率を変更する。すると対なる成功分岐の確率および関連するすべての頻度値が再計算される。図 4-11 は、失敗分岐の確率をデフォルト値から別の値に変更したときの様子を示している。入力された値から対になる成功分岐の確率が計算される。さらに、関連するすべての頻度値が再計算される。

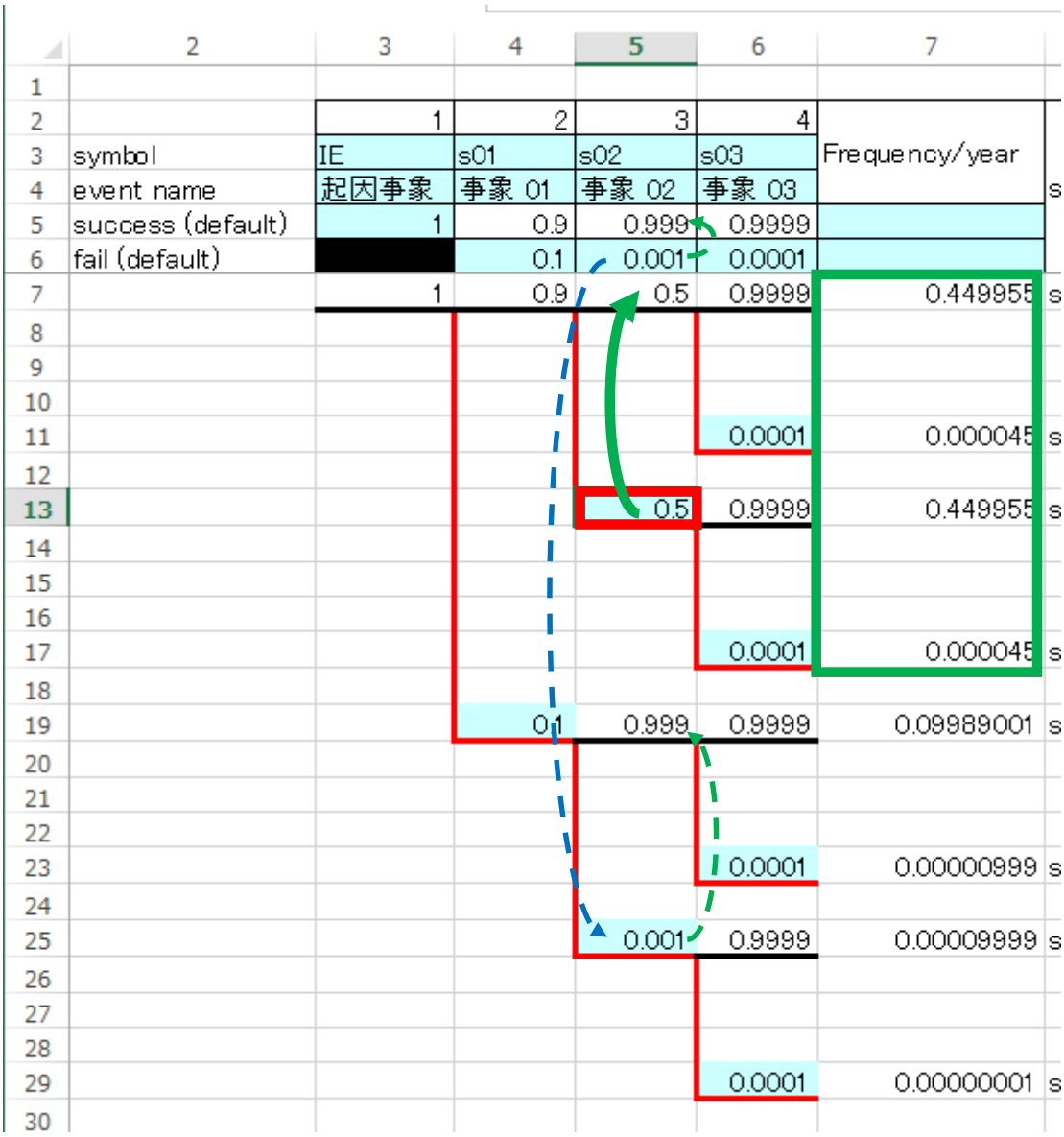


図 4-11　特定の分岐上での分岐確率の変更と再計算

4. 3. 4. 頻度値の強調

頻度欄タイトルの直下の 2 つのセルに頻度値を強調する範囲を入力することができる。頻度の強調範囲が正常にされていれば、図 4-12 に示すように、頻度値のセルの背景が黄色(YELLOW)となって強調される。上限値を U と、下限値を L とすると、次の関係式が成立していなければならない。

$$0 \leq L < U \leq 1$$

この関係が満たされないとき、図 4-13 のように、数値が赤字で表示され、ユーザに修正を促す。

強調表示をしないときは上限値と下限値を消す。

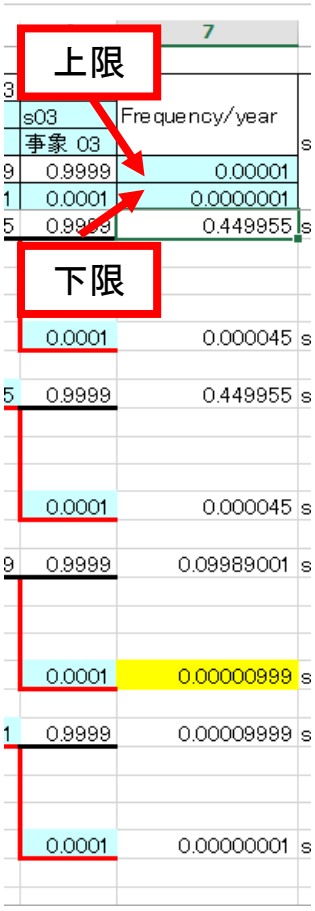


図 4-12　頻度値強調範囲の指定



範囲外



大小関係

図 4-13　範囲指定のエラー

左は範囲外エラー、右は大小関係エラーを表す。

4. 3. 5. シーケンス検索

(1) 事故シーケンス検索

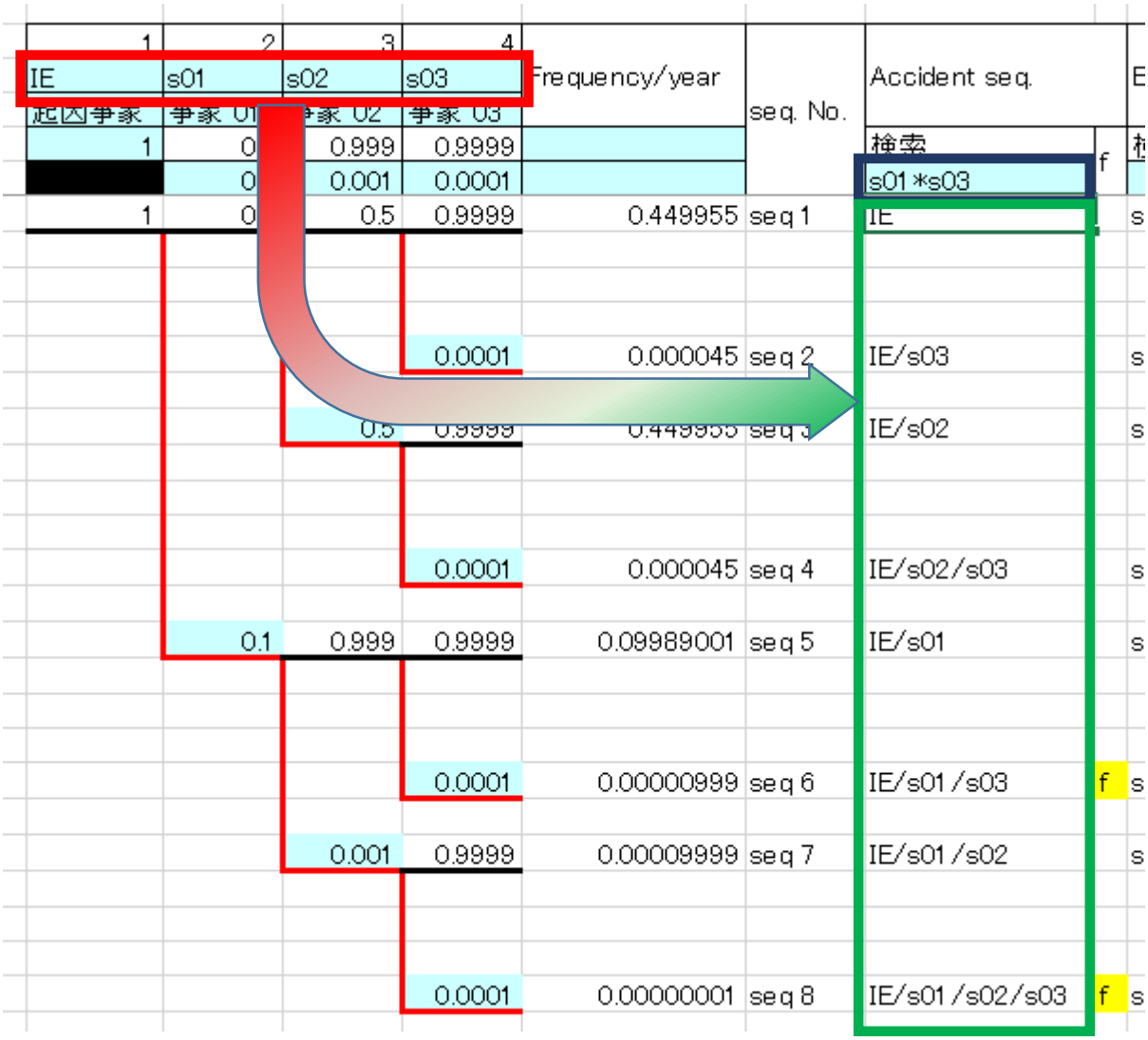


図 4-14　事故シーケンス検索のイメージ

- 事故シーケンス（□）
  - 事象記号（□）から生成
  - 起因事象記号で始まる
  - ある事象の失敗分岐を通る、その事象記号を追加

- WinNuPRA と同じ定義
- 事象記号を変更➔シーケンスも追随

➢ 検索

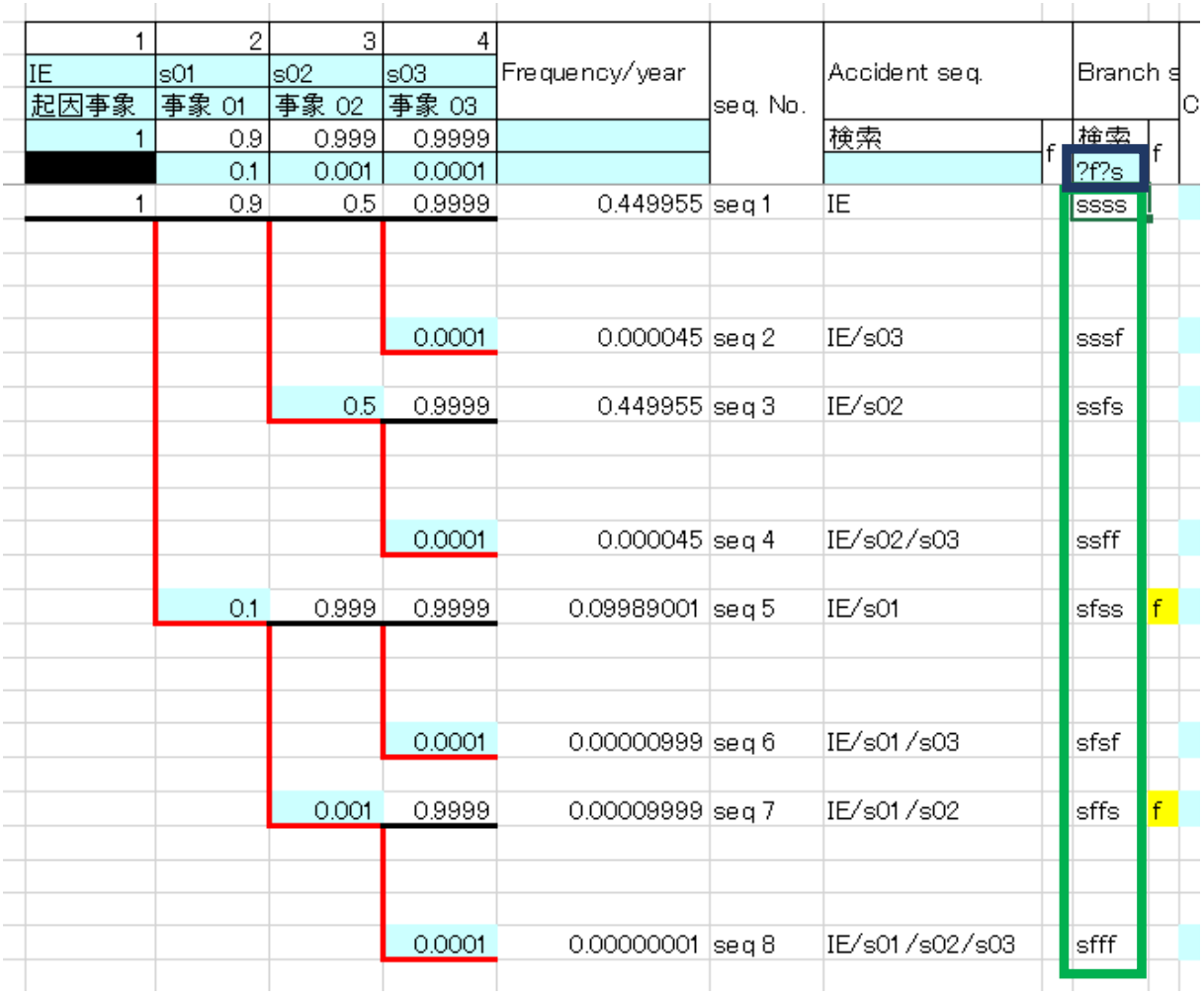
- 検索用セルに（□）検索パターンを入力
- ワイルドカード＊使用可能。任意の文字列に一致
- 例 s01*s03

  パターン中の事象記号：

  記号の出現順序は Heading 部での順序と一致
- 検出の強調

  f の欄に f(found)、およびセルを黄色

(2) 分岐シーケンス検索



1	2	3	4	Frequency/year	seq. No.	Accident seq.		Branch s		C
IE	s01	s02	s03							
起因事象	事象 01	事象 02	事象 03							
1	0.9	0.999	0.9999			検索	f	検索	f	
	0.1	0.001	0.0001					?f?s		
1	0.9	0.5	0.9999	0.449955	seq 1	IE		ssss		
			0.0001	0.000045	seq 2	IE/s03		sssf		
		0.5	0.9999	0.449955	seq 3	IE/s02		ssfs		
			0.0001	0.000045	seq 4	IE/s02/s03		ssff		
	0.1	0.999	0.9999	0.09989001	seq 5	IE/s01		sfss	f	
			0.0001	0.00000999	seq 6	IE/s01/s03		sfsf		
		0.001	0.9999	0.00009999	seq 7	IE/s01/s02		sffs	f	
			0.0001	0.00000001	seq 8	IE/s01/s02/s03		sfff		

図 4-15　分岐シーケンス検索のイメージ

- 分岐シーケンス（□）
  - 分岐のパターンを文字（s/f）で表現
  - s で始まる（理由：起因事象）
  - 事象ごとに分岐

    成功なら s、失敗なら f を追加

- 検索
  - 検索セル（□）にパターン文字列
  - s, f, ?（ワイルドカード）が使用可能

    ?は任意の一文字に一致
  - パターンは?の数が大事
  - 例　?f?s　または sf?s

    一番目（起因事象）は s または?

    2 番目の事象で失敗，4 番目の事象で成功
  - 検出の強調

    f の欄に f（found）、セルの背景黄色