

## MOX 燃料からの Cs の放出割合について

MOX 燃料からの Cs の放出挙動については、国内では旧原研の VEGA 実験（添付-1）にて調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温状態（約 3,100K）では、燃料ペレットからほぼ全量の Cs が放出されるものとしており、また、ウラン燃料と MOX 燃料の放出割合は差がないとしている<sup>(1)(2)</sup>。VEGA 実験にて得られた、PWR 燃料、BWR 燃料、MOX 燃料（ふげん）に対する、燃料ペレットの温度と Cs 放出割合の関係を図 1 に、各ペレットの試験条件を表 1 に示す<sup>(2)</sup>。

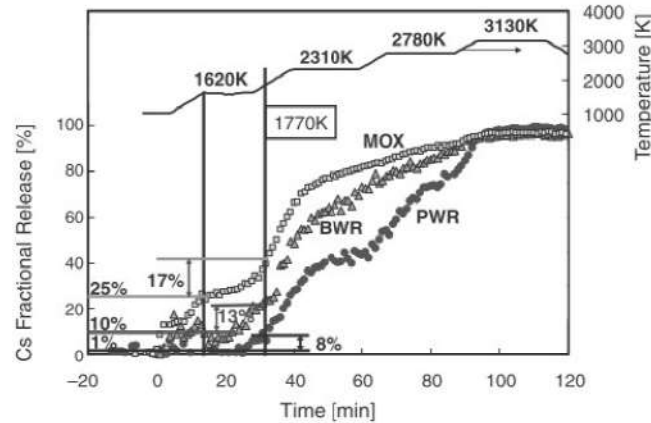


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

図 1 各燃料における Cs の放出挙動

表 1 各燃料ペレットの試験条件

Table 1 Specifications of three types of fuel

	PWR-UO <sub>2</sub>	BWR-UO <sub>2</sub>	ATR-MOX
Pellet diameter <sup>a</sup> [mm]	8.1	10.4	12.4
Density <sup>a</sup> [% Theoretical Density]	95	97	95
Burnup [GWd/t]	47	56	43
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28
Estimated pellet temperature <sup>b</sup> [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20

<sup>a</sup>Nominal values as fabricated

<sup>b</sup>Average temperature during irradiation

この結果を見ると、約 1,800K までの低温領域において、Cs の放出割合の上昇率が、PWR 燃料に比べ、BWR 燃料及び MOX 燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中の Cs が、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs 放出が始まったためであるとされており、この温度領域の Cs 放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度 (Linear heat rate (Average) [kW/m]) については表 1 のとおりであり、PWR 燃料に比べ、MOX 燃料及び BWR 燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX 燃料の放出割合が PWR 燃料よりも大きくなっている。約 1,800K から約 2,800K までの温度領域では、固体内 Cs 拡散に伴う放出が支配的となり、温度上昇に応じて放出割合が増加している。2,800K 以上の高温領域においては、燃料ペレットが泡状化または熔融するため、どの燃料についても Cs の放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量の Cs が放出される結果となっている。

従って、 $UO_2$  燃料と MOX 燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによる Cs 放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Cs の放出割合に違いは見られないという結果が示されている。

ここで、泊発電所 3 号炉における設置変更許可申請書記載の MOX 炉心の場合、平均線出力密度は MOX 燃料も  $UO_2$  燃料も変わりなく、約 17.1 kW/m であるため、MOX 燃料ペレットの温度についてもほぼ  $UO_2$  燃料ペレットと同等と考えられることから、条件の近い VEGA 実験における PWR- $UO_2$  燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA 実験の考察からも、MOX 燃料と  $UO_2$  燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。

一方、NUREG-1465 において、燃料が高温となり熔融に至る過程は Early in-vessel フェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747<sup>(3)</sup>にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器への Cs の放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA 実験と NUREG/CR-5747 は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465 の Early in-vessel フェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、この NUREG/CR-5747 に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1 次冷却系での沈着等が考慮された値となっている。表 2、表 3 に NUREG/CR-5747 における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。

以上のことから、NUREG-1465 に基づいて設定した MOX 燃料からの Cs 放出割合と VEGA 実験における MOX 燃料からの Cs 放出割合は同等と考えられる。



表2 燃料から原子炉容器への放出割合<sup>(2)</sup> (PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	Surry		Zion		Sequoyah		OCONEE	
	TMLB'	S3B	TMLU	S2DCR/S2DCF	S3HF/S3B	S3B1	TMLB'	TMLB'
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.36	0.3
Sr	7x10 <sup>-4</sup>	5x10 <sup>-4</sup>	2x10 <sup>-3</sup>	4x10 <sup>-4</sup>	6x10 <sup>-4</sup>	8x10 <sup>-4</sup>	5x10 <sup>-4</sup>	7x10 <sup>-4</sup>
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 <sup>-3</sup>	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	5x10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	2x10 <sup>-7</sup>	5x10 <sup>-8</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>

表3 燃料から原子炉容器への放出割合<sup>(2)</sup> (PWR、低圧シーケンス)

Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	Surry		Sequoyah		OCONEE
	V	AG	TBA	ACD	S1DCF
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5x10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-3</sup>	2x10 <sup>-3</sup>	10 <sup>-3</sup>	7x10 <sup>-4</sup>
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3x10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	3x10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>
Ce	0	0	0	0	0
La	2x10 <sup>-7</sup>	2x10 <sup>-7</sup>	3x10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>

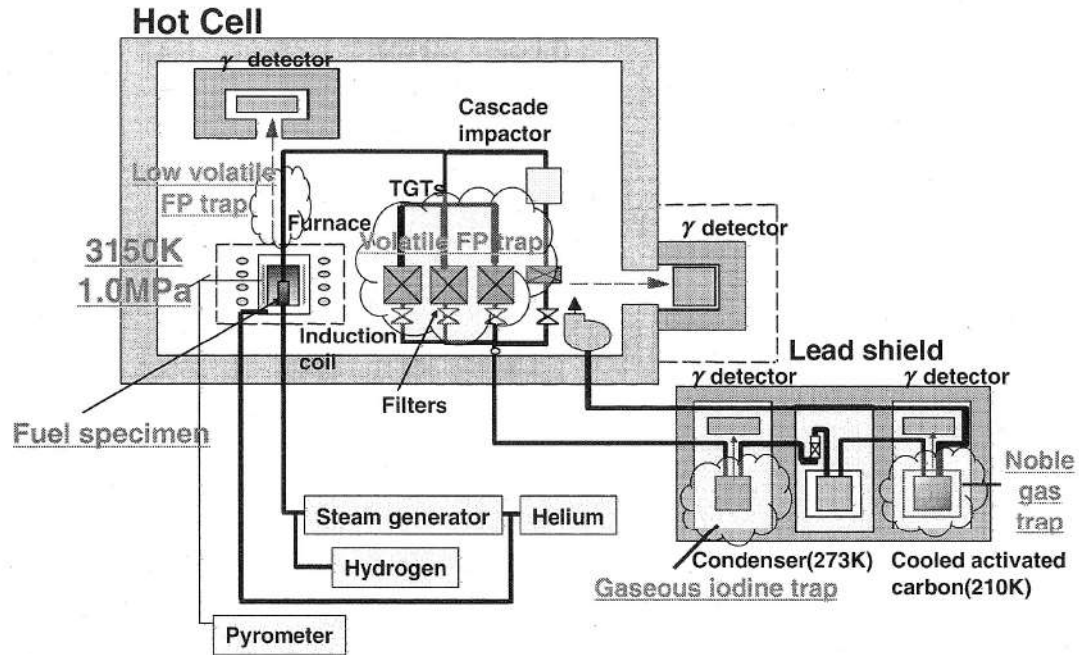
(1)Akihide HIDAHA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)

(2) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO<sub>2</sub> and MOX Fuels under Sever Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)

(3)H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747,USNRC, 1993

VEGA 実験の概要について

実験体系



実験方法

供試体（ペレット）を 2,773K から 3,123K まで加熱し、放出された FP を水蒸気 / He で下流側に送って  $\gamma$  線計測を実施し、FP 放出割合を算定。

燃料の緒元

	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO <sub>2</sub> (PWR) VEGA-3
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05
Pellet height (mm)	13	9.7
Theoretical density (%)	95	95
Density (g/cm <sup>3</sup> )	10.96	10.96
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5
Burn up (GWd/t)	43	47
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9
Initial <sup>235</sup> U enrichment (wt%)	0.7	4.1
<sup>235</sup> U after irradiation (wt%)	0.2	0.6



## 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

## 1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465<sup>1</sup>のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを表 1 に示す。

表 1 NUREG-1465で対象としているシーケンス

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D- $\delta$ S2D- $\beta$	SBLOCA, no ECCS and H <sub>2</sub> combustion SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H <sub>2</sub> burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H <sub>2</sub> or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (2"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について表 2 のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

<sup>1</sup> Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

表 2 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

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

\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

- Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、表3のとおりとなる。

表 3 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	0～約19分	約19分～約1.6時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間



炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202<sup>2</sup>(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第4章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心平均燃焼度50GWd/tを対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、参考1の表6及び表7に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けてい

<sup>2</sup> ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS



る。

なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

### 3.2 Release Fractions<sup>10</sup>

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

<sup>10</sup> The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(Sandia Report SAND2011-0128<sup>3</sup>)

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、参考1の表8及び表9に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。表4にそれらのデータを整理した。

表4 全放出期間での原子炉格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、MOX燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t

<sup>3</sup> Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel



及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、燃料棒最高燃焼度はウラン燃焼で61GWd/t、MOX燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の原子炉格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においてはNUREG-1465の数値を用いた。

## 2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を表 5 に、また、比較方法を図 1 に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器外への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP 解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。

表5 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較※<sup>1</sup>

	希ガス類	ヨウ素類 ※ <sup>2</sup>	Cs類※ <sup>2</sup>	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
MAAPコードによる評価	CV内への放出割合	$9.6 \times 10^{-1}$	$9.2 \times 10^{-1}$	$8.0 \times 10^{-1}$	$3.4 \times 10^{-2}$	$7.2 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$3.9 \times 10^{-4}$
	CV外への放出割合	$3.0 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-7}$	$1.3 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-8}$	$7.4 \times 10^{-9}$
今回の評価	CV内への放出割合	$1.0 \times 10^0$	$7.5 \times 10^{-1}$	$3.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^{-3}$	$5.5 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-3}$
	CV外への放出割合	$1.1 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$1.3 \times 10^{-6}$	$1.4 \times 10^{-6}$	$1.4 \times 10^{-6}$

※<sup>1</sup> 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

※<sup>2</sup> Csのように複数の化学形態 (CsOH、CsIグループ) を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。



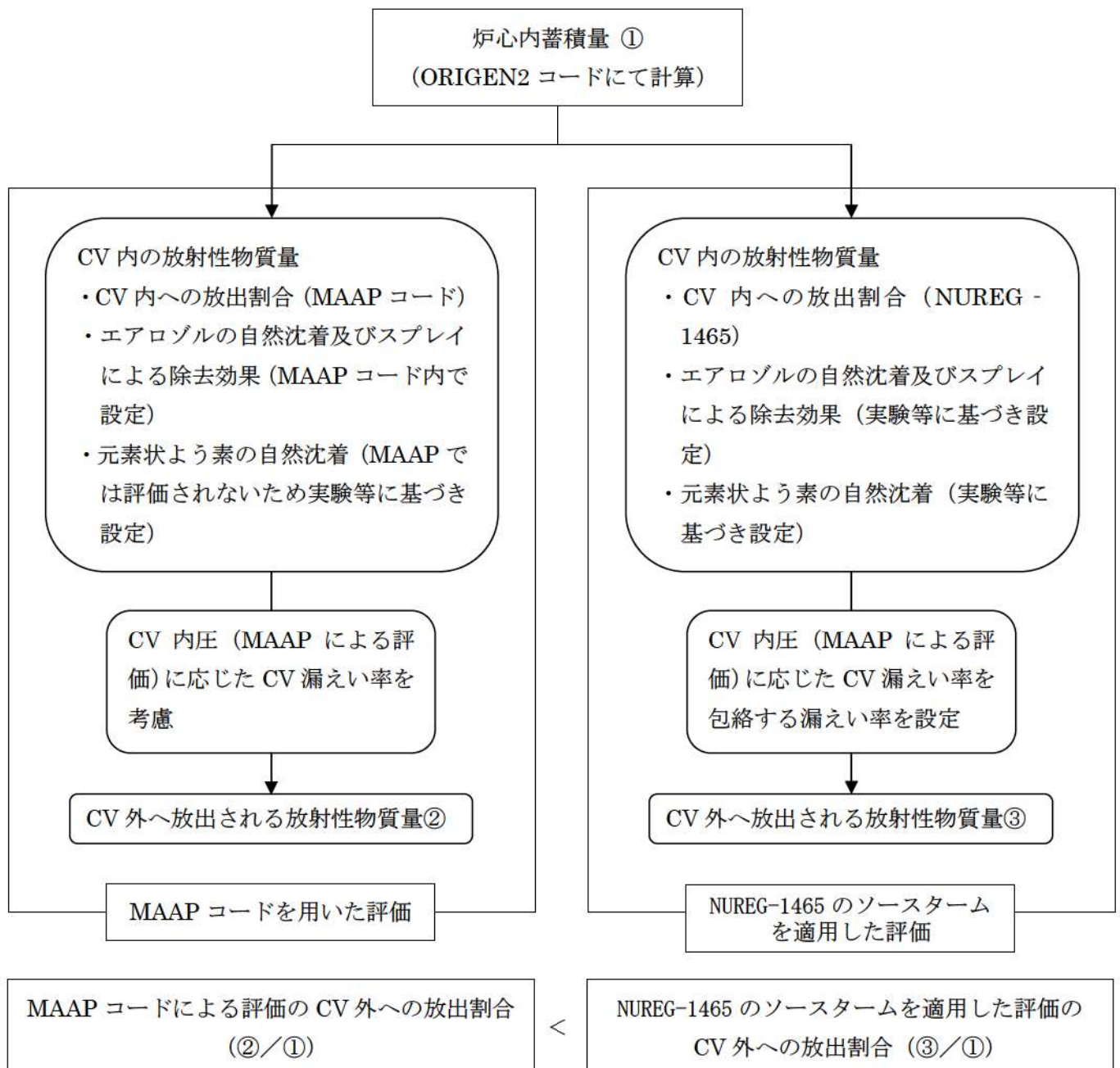


図1 MAAP コードによるソースターム解析をした評価方法と  
本評価による放出量の比較方法

表6 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>2</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; <sup>4</sup> NE (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group <sup>5</sup> )	0; 0; 0 (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

<sup>2</sup>Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

Footnotes to Table 3.1

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HI/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

<sup>5</sup> Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

表7 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出 (MOX燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>2</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR <sup>2</sup> (0.95)	0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE <sup>3</sup> ; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE; NE; NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE; NE; NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.1; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; 0.05; 0.1	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.01	NE; NE; NE; NE; 0
Pu, Zr	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.001	NE; NE; NE; 0.001; 0.001	NE; NE; NE; NE; 0
Np	NE; NE; NE; 0; 0	NE; NE; NE; NE; 0.01	NE; NE; NE; 0.01; 0.02	NE; NE; NE; NE; 0
Lanthanides	NE; NE; NE; 0; 0 (0)	NE; NE; NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE; NE; NE; NE; 0.01 (0.005)	NE; NE; NE; NE; 0 (0)

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

表 8 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.22</b> (0.5)	<b>4.5</b> (1.5)	<b>4.8</b> (2.0)	<b>143</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.017</b> (0.05)	<b>0.94</b> (0.95)	<b>0.011</b> (0)	<b>0.003</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.004</b> (0.05)	<b>0.37</b> (0.35)	<b>0.011</b> (0.25)	<b>0.21</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.003</b> (0.05)	<b>0.23</b> (0.25)	<b>0.02</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	<b>0.006</b> (0)	<b>0.004</b> (0.02)	<b>0.003</b> (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.004</b> (0)	<b>0.30</b> (0.05)	<b>0.003</b> (0.25)	<b>0.10</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.08</b> (0.0025)	<b>0.01</b> (0.0025)	<b>0.03</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.006</b> (0.0025)	<b>[0.0025]</b>	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (2x10 <sup>-7</sup> )	<b>1.3x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (5x10 <sup>-4</sup> )	<b>2.4x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

表 9 SAND2011-0128 における原子炉格納容器への放出（MOX 燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.36</b> (0.50)	<b>4.4</b> (1.3)	<b>6.5</b> (2.0)	<b>16</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.86</b> (0.95)	<b>0.05</b> (0)	<b>0.026</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.48</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.014</b> (0.050)	<b>0.44</b> (0.25)	<b>0.07</b> (0.35)	<b>0.025</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	<b>0.0015</b> (0.020)	<b>0.008</b> (0.1)	<b>9x10<sup>-8</sup></b> (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.014</b> (0)	<b>0.48</b> (0.05)	<b>0.04</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.27</b> (0.0025)	<b>[0.0025]</b>	<b>0.024</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.005</b> (0.0025)	<b>[0.0025]</b>	<b>3 x10<sup>-4</sup></b> (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.1 x10<sup>-7</sup></b> (0.0002)	<b>3 x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.0 x10<sup>-7</sup></b> (0.0005)	<b>5 x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-



## 各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を表 10 に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を表 11 に示す。I-131 等価量換算はハロゲン（ヨウ素類）が約 55%、Ce 類が約 15%、Cs 類が約 12%、La 類が約 12%、その他が約 7% となっており、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算は希ガス類が 91%、ハロゲン（ヨウ素類）が 7%、Cs 類が 2%、その他が約 1% となっている。

なお、MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

表 10 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳  
(I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射能量 <sup>(注1, 2)</sup> (Bq)	寄与割合 (%)
Xe 類	0.0E+00	0
I 類	8.2E+13	55
Cs 類	1.7E+13	12
Te 類	3.8E+12	3
Ba 類	6.1E+12	4
Ru 類	5.9E+11	<1
Ce 類	2.2E+13	15
La 類	1.7E+13	12
合計	1.5E+14	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

表 11 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳  
(ガンマ線エネルギー0.5MeV 換算)

核種グループ	放出放射能量 <sup>(注1、2)</sup> (Bq)	寄与割合 (%)
Xe 類	8.7E+15	91
I 類	6.7E+14	7
Cs 類	1.7E+14	2
Te 類	3.1E+13	<1
Ba 類	1.7E+13	<1
Ru 類	9.9E+11	<1
Ce 類	1.1E+12	<1
La 類	2.9E+12	<1
合計	9.5E+15	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

## 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、NUPEC とする。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成 10 年 3 月）（以下「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度を  $k_g$  とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所 3 号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$$

- $\lambda_d$  : 自然沈着率 (1/s)
- $k_g$  : 重力沈降速度 (m/s)
- $A_f$  : 原子炉格納容器床面積 (m<sup>2</sup>)
- $V_g$  : 原子炉格納容器自由体積 (m<sup>3</sup>)

ここで、 $k_g$  の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$k_g = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

- $r_p$  : エアロゾル半径 (m)
- $\rho_p$  : エアロゾル密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $\rho_g$  : 気体の密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)
- $\mu_g$  : 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を表 1 にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。



表1 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
CV 床面積 (m <sup>2</sup> )	1250	設計値
CV 自由体積 (m <sup>3</sup> )	65500	設計値
エアロゾル半径 $r_p$ (m)	$0.5 \times 10^{-6}$	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 $\rho_p$ (kg/m <sup>3</sup> )	$3.2 \times 10^3$	NUPEC 報告書より
気体の密度 $\rho_g$ (kg/m <sup>3</sup> )	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 $g$ (m/s <sup>2</sup> )	9.8	理科年表より
気体の粘度 $\mu_g$ (Pa・s)	$1.8 \times 10^{-5}$	NUPEC 報告書より

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」 抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス)  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
 CSE A6実験<sup>(3)</sup>の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。  

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left( \frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$$
- ・CsI(エアロゾル)  $1.9 \times 10^{-6}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。  

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m} / \text{s})$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1 / \text{s})$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。

## スプレーによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレーによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレー効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレー効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレー効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。

## 1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレー効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレー領域におけるスプレーによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR、AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2VD}$$

$\lambda_s$  : スプレー除去速度 [ $\text{h}^{-1}$ ]

$h$  : スプレー液滴落下高さ [m]

$V$  : スプレー領域の体積 [ $\text{m}^3$ ]

$F$  : スプレー流量 [ $\text{m}^3/\text{h}$ ]

$E$  : 捕集効率 [-]

$D$  : スプレー液滴直径 [m]

## 2. スプレー効率 (E/D) の設定について

スプレーの効率を表すパラメータとして、単一液滴による除去効率を表すパラメータである捕集効率  $E$  をスプレー液滴直径  $D$  で除した値  $E/D$  が用いられる。一般的にスプレー液滴直径が小さいほど  $E/D$  の値は大きくなる傾向にあり、本設スプレー相当では  $E/D$  は  $10\text{m}^{-1}$  以上確保できるとされている (SRP6.5.2)。ただし、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレーの実施時には  $E/D$  は低下することが考えられる。

今回の評価では、 $E/D$  を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

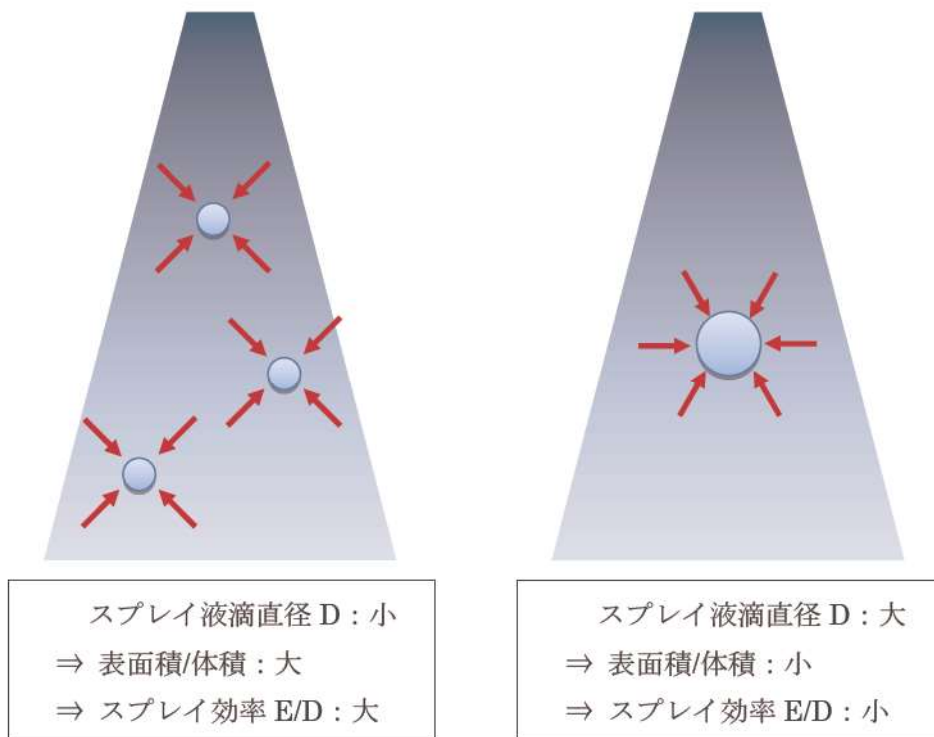


図 スプレー効率について

### (1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成 15 年 3 月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレーの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレー効率（ $E/D$ ）を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレー効果については、エアロゾルの除染係数（ $DF$ ）がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の  $DF$  を「カットオフ  $DF$ 」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ  $DF$  と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では  $DF50$  到達以降は、 $E/D$  を  $1/10$  とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ  $DF50$  を超えた後のスプレー効果については、 $E/D=0.7$  と設定した。



さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465<sup>(1)</sup>から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレーによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレー期間中の予測値よりも大きいことを示している。

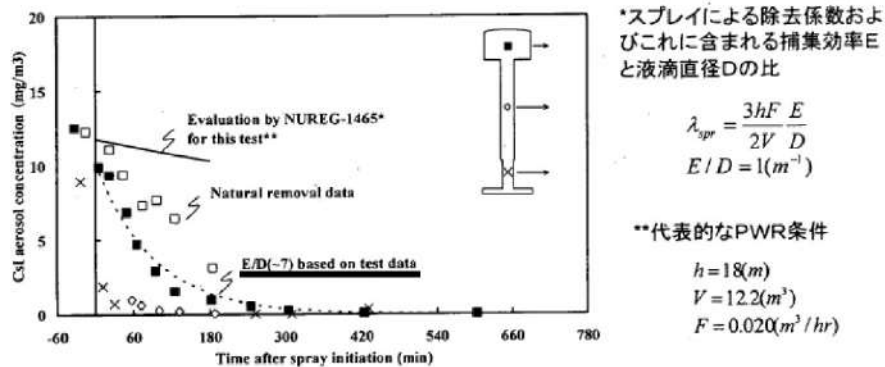


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

## (2) 泊発電所3号炉への適用

泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 [m<sup>-1</sup>]としている。

NUPEC の試験ではPCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレーによる除去効果を確認した結果、スプレー粒径 1.5mm の条件下で、E/D=7 [m<sup>-1</sup>]との結果が得られている。

PCCV プラントと泊発電所3号炉では、シビアアクシデント時の温度や圧力について若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレー効率に与える影響は小さいのに対し、スプレー粒径Dは大きく影響を与えることがわかる（添付1参照）。

よって、NUPEC の試験結果である E/D=7 [m<sup>-1</sup>]を適用するためには、スプレー粒径が 1.5mm を上回らないことを確認する必要がある。

スプレー粒径については、スプレーノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレー粒径 1.5mm 以下を達成するためには、スプレーポンプ流量 100m<sup>3</sup>/h が必要である。今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレー流量 140m<sup>3</sup>/h (> 100m<sup>3</sup>/h)であり、スプレー粒径 1.5mm 以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。

CSE データ ( "Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971 )

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II  
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	a	a	a	a	b	c
Drop MMD, $\mu^d$	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, $\sigma$	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1960	1960	2020	2300
Spray solution	e	e	f	g	f	f

<sup>a</sup>Spraying Systems Co. 3/4 7G3, full cone.

<sup>b</sup>Spraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

<sup>c</sup>Spraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

<sup>d</sup>Mass median diameter.

<sup>e</sup>525 ppm boron as  $H_3BO_3$  in NaOH, pH 9.5.

<sup>f</sup>3000 ppm boron as  $H_3BO_3$  in NaOH, pH 9.5.

<sup>g</sup>3000 ppm boron as  $H_3BO_3$  in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX  
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	$\lambda_s$ Observed, $\text{min}^{-1a}$			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic <sup>b</sup> Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

<sup>a</sup>For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

<sup>b</sup>Includes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4、A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。



## 原子炉格納容器漏えい率の設定について

Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象で使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$$

L: 漏えい率

Ld: 設計漏えい率

ΔP: 原子炉格納容器内外差圧

ρ: 原子炉格納容器内密度

d: 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す

t: 添え字“t”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。



$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[ \begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left( \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \frac{\left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left( \frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

- P: 原子炉格納容器内圧力
- $P_{leak}$ : 漏えい口出口での圧力
- $\rho_{leak}$ : 漏えい口出口での気体密度
- $\mu$ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数
- k: 原子炉格納容器内の気体の比熱比
- $P_{atm}$ : 大気圧

$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left( \left( \frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left( \left( \frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

原子炉格納容器からの漏えい率を図1に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を図2に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最大値約0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/d）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/d一定に設定している。この時、漏えい率0.16%/dに対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、図3に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧力解析結果に対して余裕を見込んでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。

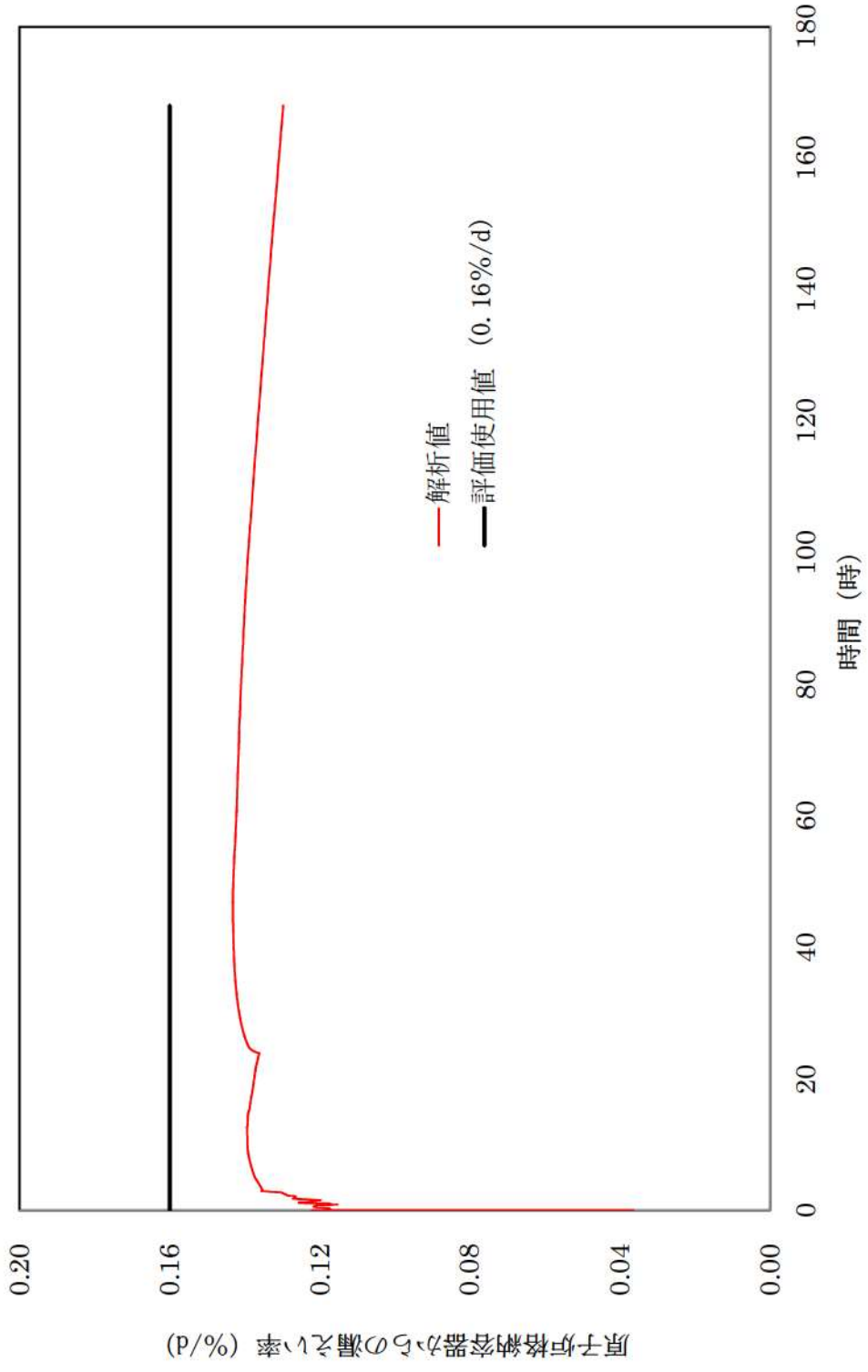
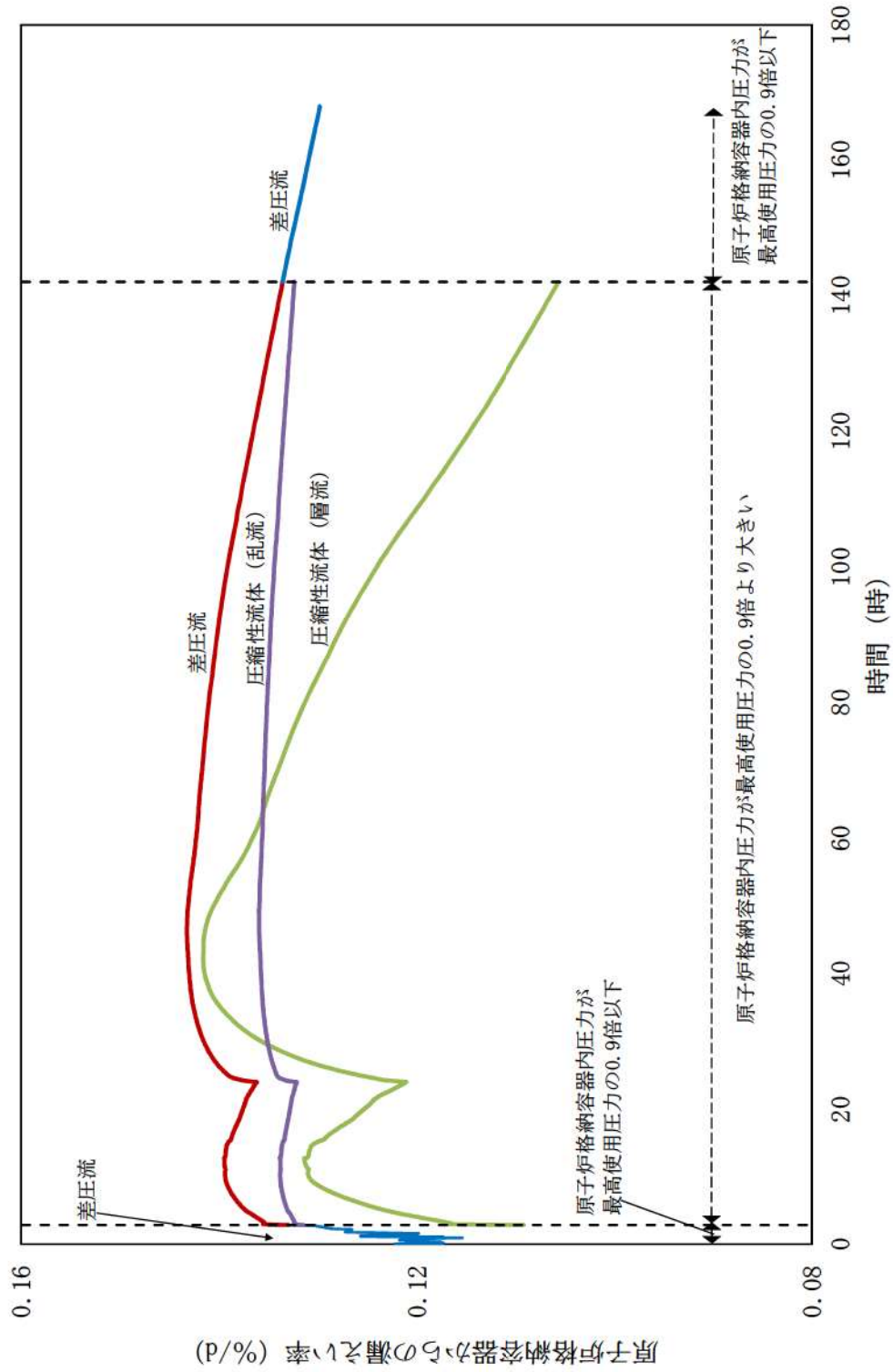


図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を 0.08%/d~0.16%/d に拡大している

図2 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)



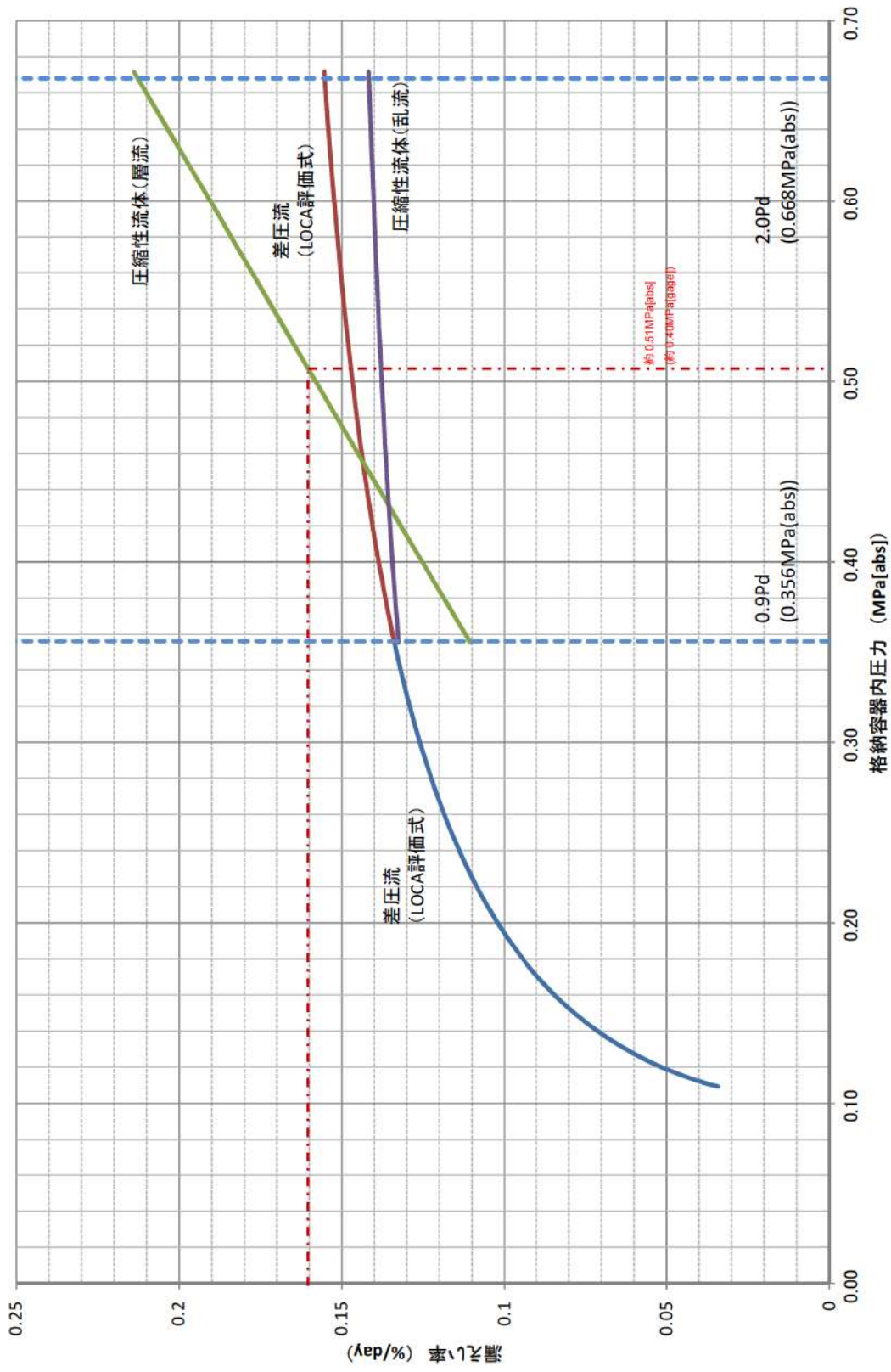


図3 原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

## アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が99.97%以上であることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

## a. 温度及び湿度条件について

放出放射エネルギー評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内温度は最高で120℃程度までの上昇であるため、アニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

## b. 保持容量について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kg/台（6枚）である。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。（表1参照）

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（表2及び図1参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

表1 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約0.9kg
保持容量	約8.9kg

表2 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約2.1E+01 (約2.0E+01)
Cs類	約3.0E+02
Te類	約5.0E+01
Ba類	約2.1E+02
Ru類	約6.9E+02
Ce類	約9.4E+02
La類	約1.0E+03
合計	約3.2E+03



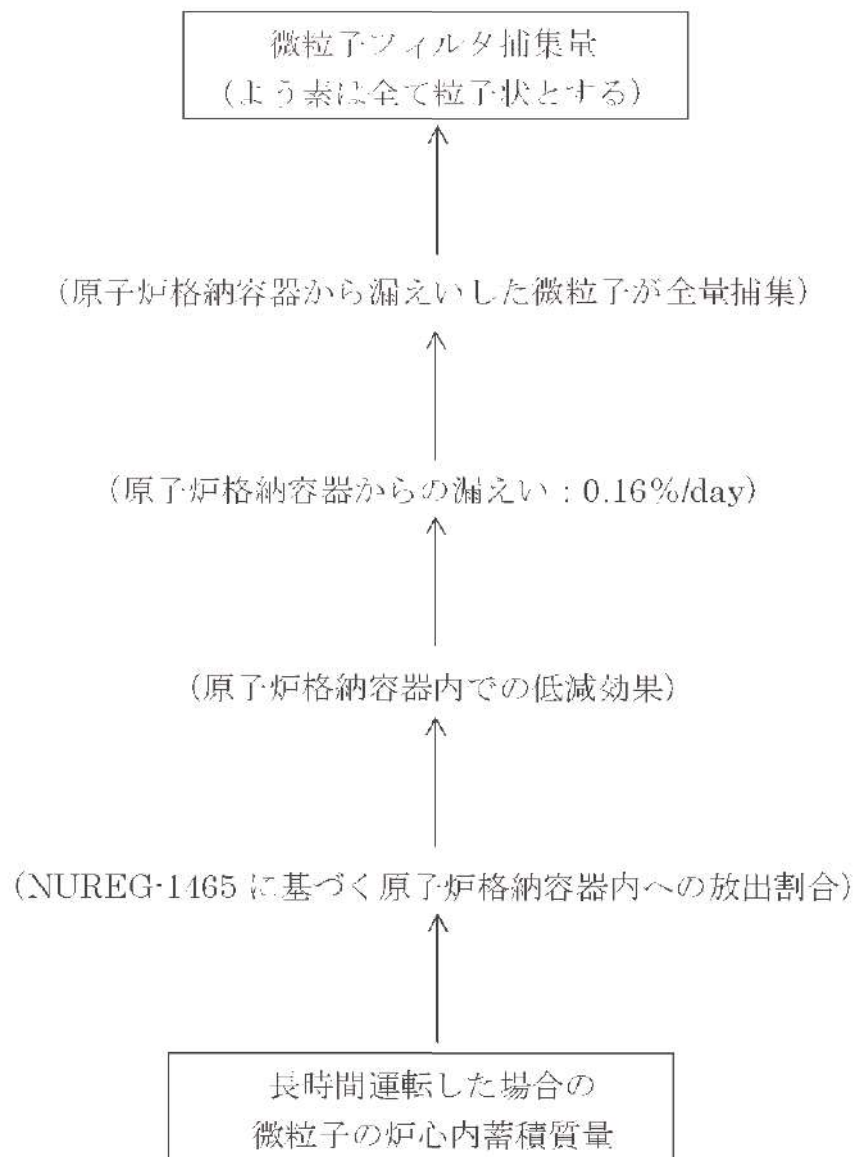
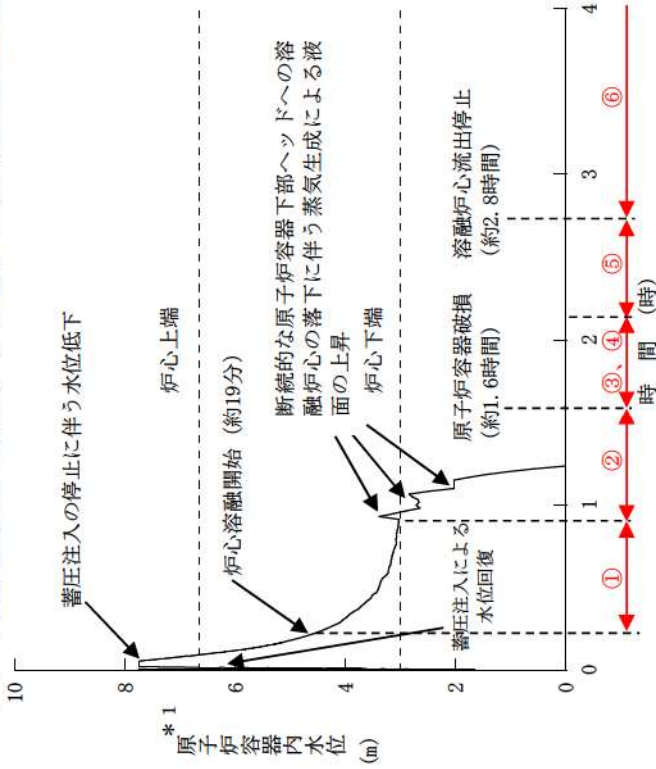


図1 アニユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果に  
おける燃料挙動について

格納容器過圧破損（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）及び格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）の解析結果における燃料挙動について次頁以降に示す。

1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動



添 7. 2. 1. 1. 13-2

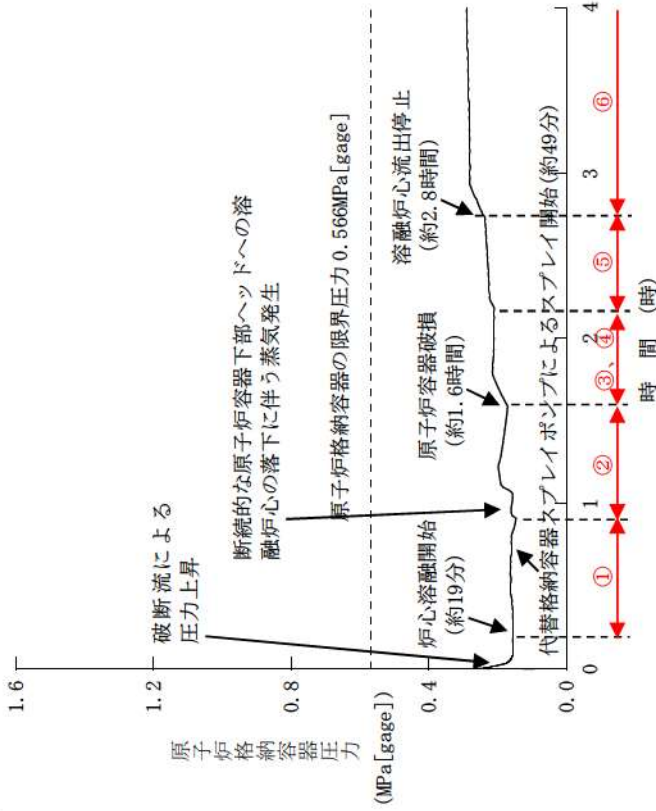


図 2 原子炉格納容器圧力の推移

図 1 原子炉容器内水位の推移

\* 1 : 1 次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

<p>① 中央部分から炉心溶融が始まり、クラスタの形成・消滅を繰り返しながら、下方向・横方向にリロケーションが起る。溶融部上の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p>	<p>② 炉心溶融が進行し、炉心支持板の隙間から下部ブレナムへの落下が始まる。落下する溶融炉心の表面は水との反応によりエントレイン*2され、大部分は下部ブレナムに堆積し、溶融プールを形成する。</p>	<p>③ 原子炉容器の破損により原子炉下部キャビティへの落下が開始される。落下するデブリの表面はエントレイン*2され、残りは原子炉下部キャビティ床面に堆積する。</p>	<p>④ 溶融炉心は計装案内管より低い下部ブレナム部分に堆積し、残りはキャビティ床に平板状に堆積し、溶融プールを形成する。</p>	<p>⑤ 下部ブレナム底部の破損が発生し、原子炉下部キャビティ床面への落下量が増加する。</p>	<p>⑥ 最終的に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下する。</p>
---	--	--	---	--	---------------------------------------

\* 2 : 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと



2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動

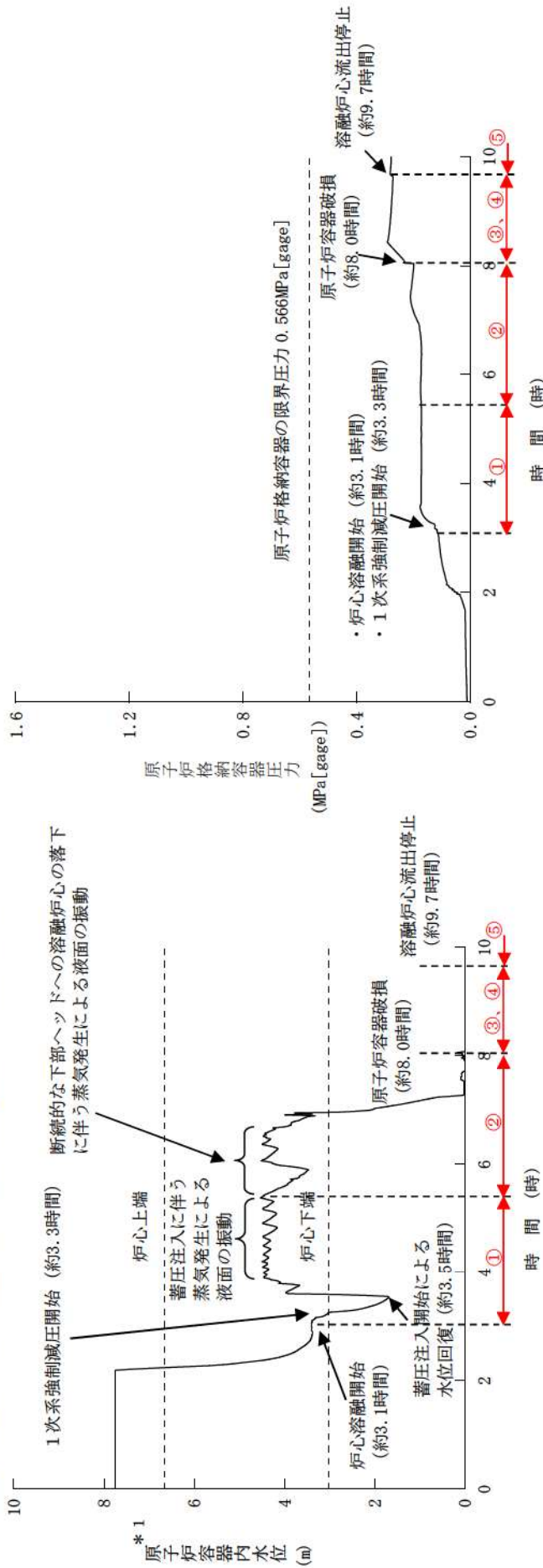


図3 原子炉容器内水位の推移

\* 1 : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図4 原子炉格納容器圧力の推移

<p>① 中央部分から炉心溶融が始まり、クラストの形成・消滅を繰り返しながら、下方向・横方向にリロケーションが起こる。溶融部上部の非溶融部も徐々に下部へ移動する。</p>	<p>② 炉心溶融が進行し、炉心支持板の隙間から下部プレナムへの落下が開始する。落下する溶融炉心の表面は水との反応によりエントレイン*2され、大部分は下部プレナムに堆積し、溶融プールの形成する。</p>	<p>③ 原子炉容器の破損により原子炉下部キャビティへのデブリが落下する。落下するデブリの表面はエントレイン*2され、残りは原子炉下部キャビティ床面に堆積する。</p>	<p>④ 溶融炉心は計装案内管より低い下部プレナム部分に堆積し、残りは原子炉下部キャビティ床面に平板状に堆積し、溶融プールの形成する。</p>	<p>⑤ 下部プレナムの破損が生じることはなく、最終的には下部プレナム及び原子炉下部キャビティに堆積した状態となる。</p>
---	---	--	---	--

\* 2 : 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと

### 3. MAAP 上の燃料のリロケーションモデルについて

MAAP の溶融燃料挙動モデルについては、TMI 事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、泊 3 号炉についても適用できる。

MAAP では、炉心を R-Z の 2 次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。

まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は膜流及び管流として計算される。膜流は、円柱状の燃料棒の外側の膜状の流れであり、溶融炉心の膜流の厚さ・膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。管流の場合は、当該ノードの溶融炉心の縦方向の厚さ、溶融炉心の密度、重力加速度によりリロケーション量を計算する。

次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、溶融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。

リロケーション後は、各ノードについて溶融デブリ、冷却材や周囲の構造物及び気体との熱伝達、炉心デブリの酸化反応熱など、質量及びエネルギーバランス計算を行う。ここで、溶融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。

溶融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の溶融炉心の堆積厚さから計算する。落下する溶融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。

さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の解析結果における燃料挙動について、以下に示す。



#### 4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について

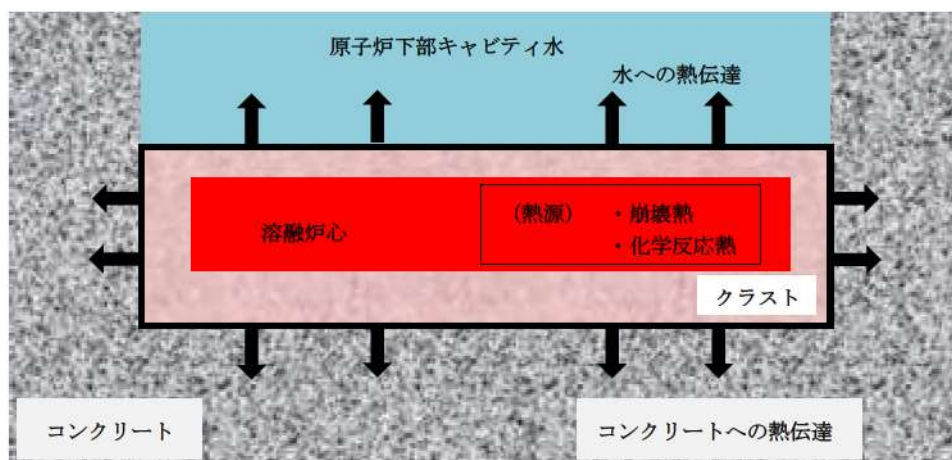
下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融デブリは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。

溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。

溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式である Kutateladze 相関式（係数は SWISS 実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE 実験及び SURC 実験に基づく値を使用している。

このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。

ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達がわずかであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が優位となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。



(参考) 溶融炉心の熱伝達イメージ図



## 5. 原子炉容器に残存した溶融燃料の冷却について

格納容器過圧破損事象、格納容器過温破損事象の両評価事故シーケンスともに、事象発生後、炉心溶融に至り、炉内の溶融燃料は下部プレナムへ落下し、さらに、原子炉容器破損後には破損口を通じて原子炉下部キャビティへ落下する。溶融燃料の多くは原子炉容器破損後に原子炉下部キャビティへ落下するものの、過温破損事象に見られるように、一部の溶融燃料はクラスト状となり下部プレナムにとどまる場合がある。

今回の解析においては、両シーケンスとも1次冷却材の原子炉格納容器内への放出に伴い原子炉格納容器圧力が上昇するが、いずれも炉心溶融開始後30分の時点から開始する代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び24時間後から開始する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度が過度に上昇することなく抑制される。以下では、溶融炉心の移行挙動に応じた原子炉格納容器冷却の状況を、溶融燃料が原子炉容器内に保持される傾向にある過温破損事象シーケンスについて示す。

### (1) 溶融炉心の移行挙動

図5～7の過温破損シーケンスにおける溶融炉心量推移の解析結果について示すとおり、溶融燃料は炉心部から下部プレナムへ順次移行し、原子炉容器破損後原子炉下部キャビティへ落下している。

また、過温破損事象シーケンスの解析結果では、図6に示すとおり、事象後期においても一部の溶融燃料がクラストとして下部プレナム部に残存しているが、その量は全溶融デブリの約2%とわずかである。

### (2) 溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器の状況

#### ・溶融燃料が原子炉容器内に保持されている期間

炉心部或いは下部プレナムにおける溶融燃料と冷却材との接触により発生する飽和蒸気、及び過熱蒸気が原子炉格納容器内に放出される。これにより、原子炉格納容器圧力は上昇するが、原子炉格納容器内雰囲気はスプレイにより飽和状態が維持される。

#### ・原子炉容器破損(溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティへ落下)後

溶融燃料が下部プレナムから原子炉下部キャビティへ落下すれば、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに形成された水プールにおいて溶融炉心は冷却される。このため、原子炉下部キャビティの雰囲気は飽和蒸気状態となっている。

原子炉下部キャビティ水位の原子炉容器下部への到達までの間は、原子炉下部キャビティにおいて発生した飽和蒸気が原子炉容器破損口から流入し、原子炉容器内の構造物によるヒートシンク除熱と相まって原子炉容器内の溶融燃料は冷却される(図9,10)。この際に過熱蒸気が発生するが、原子炉格納容器はスプレイにより原子炉格納容器雰囲気は飽和状態が維持される

(図 11)。

また、原子炉下部キャビティの水位が原子炉容器下部に到達（図 8）することにより、炉内の残存デブリは直接キャビティ水により冷却され、原子炉容器内の溶融炉心により発生する蒸気は飽和蒸気となる。その後は、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力の上昇が抑制されることを確認している。

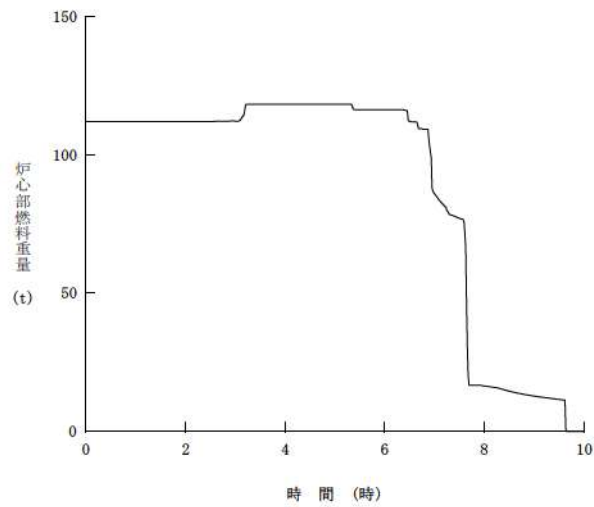


図5 炉心部燃料重量の変化 (格納容器過温破損)

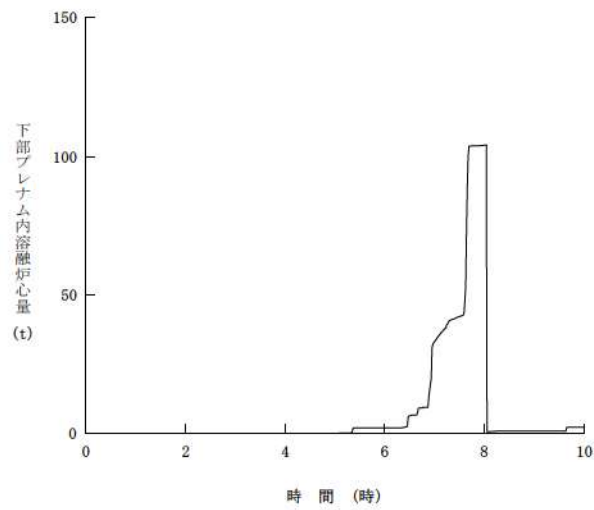


図6 下部プレナム内容融炉心量の変化 (格納容器過温破損)

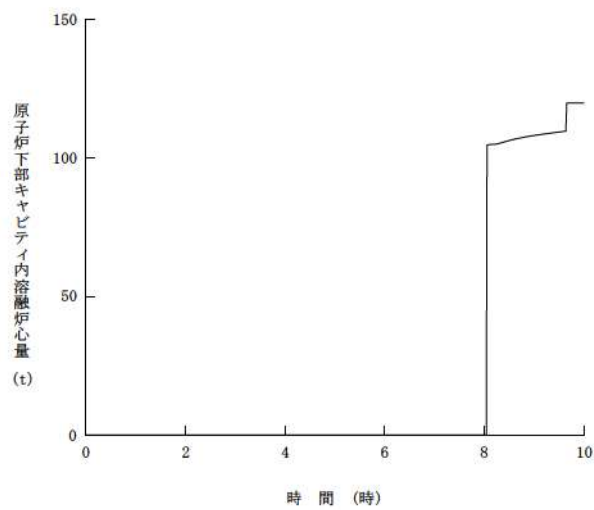


図7 原子炉下部キャビティ内容融炉心量の変化 (格納容器過温破損)



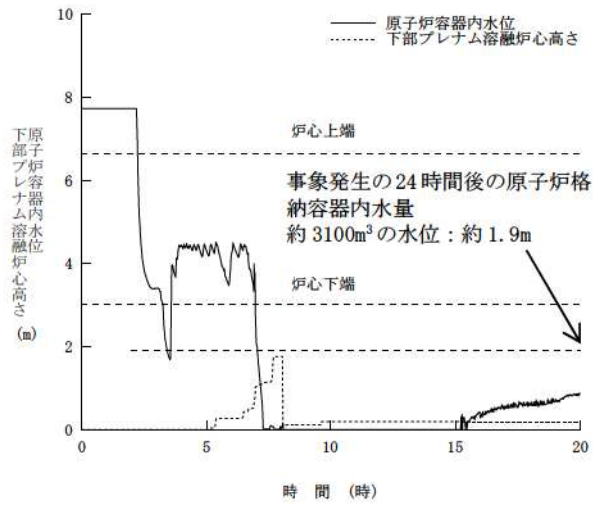


図8 原子炉容器内水位と下部プレナム溶融炉心高さの関係（格納容器過温破損）

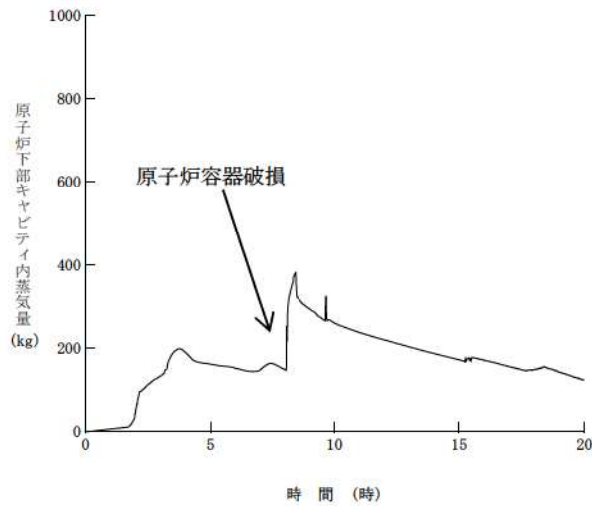


図9 原子炉下部キャビティ内蒸気量の推移（格納容器過温破損）

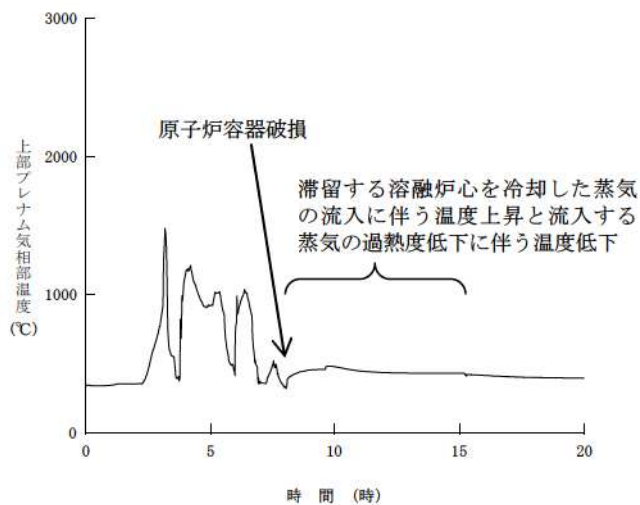


図10 上部プレナム気相部温度（格納容器過温破損）

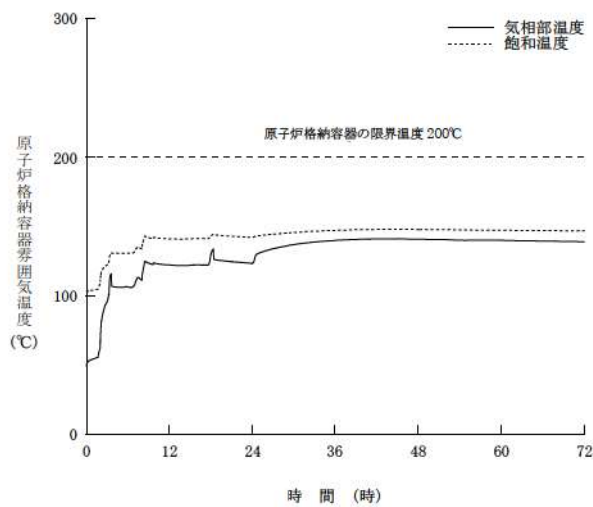


図 11 原子炉格納容器雰囲気温度の飽和温度との比較 (格納容器過温破損)

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードにおける評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

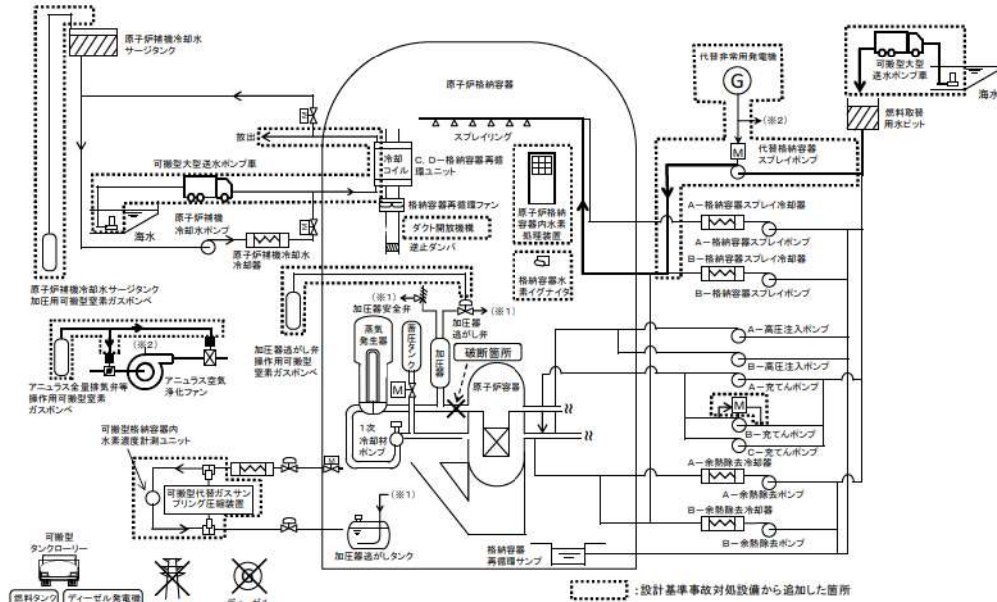


図 1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替格納容器スプレイ）

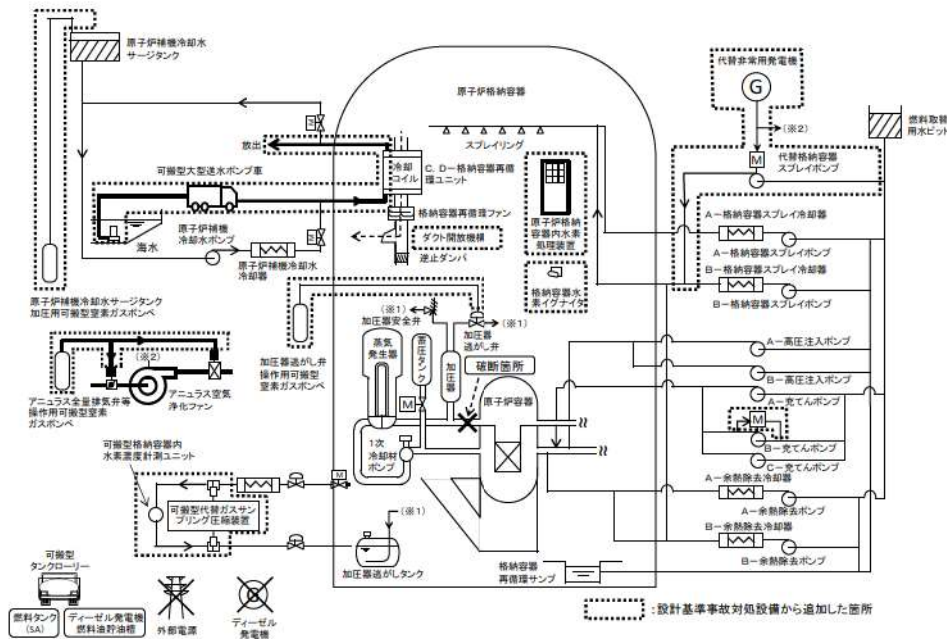


図 2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（格納容器内自然対流冷却）



## Cs-137 放出量評価の評価期間について

事故後 7 日間の Cs-137 放出量の推移を図 1 に示す。事故後 78 分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137 の放出率は大きく低下する。

Cs-137 の放出量評価について、事故後 7 日以降の影響を確認するために、事故後 30 日間及び 100 日間の放出量を評価した結果は表 1 のとおりである。評価期間 30 日の Cs-137 の放出量は評価期間 7 日の結果に比べ約 8 % の増加であり、評価期間 100 日としても評価期間 7 日の放出量に比べ約 8 % の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図 2 に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として 7 日まで 0.16%/d、7 日以降を 0.135%/d 一定として評価した。

また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み 0.16%/d で一定としていることから、これを図 3 に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表 2 に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後 7 日間の Cs-137 放出量は約 15% 低減する結果となった。

以上の通り、Cs-137 放出量は、事故発生から 7 日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137 放出量を評価する期間を 7 日とすることは妥当であると考えられる。

表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて

評価期間	Cs-137 放出量 〔 ～7日：0.16%/d一定 7日以降：0.135%/d一定 〕
7日（申請評価）	約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBq
30日	約 $5.5 \times 10^{-1}$ TBq (約 1.08 倍) *1
100日	約 $5.5 \times 10^{-1}$ TBq (約 1.08 倍) *1

\*1：かっこ内は評価期間7日との比較結果を示す。

表2 Cs-137の放出放射エネルギー（7日間積算）

漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/d一定 (申請評価)	比(①/②)
Cs-137 放出量	約 $4.3 \times 10^{-1}$ TBq	約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBq	0.85

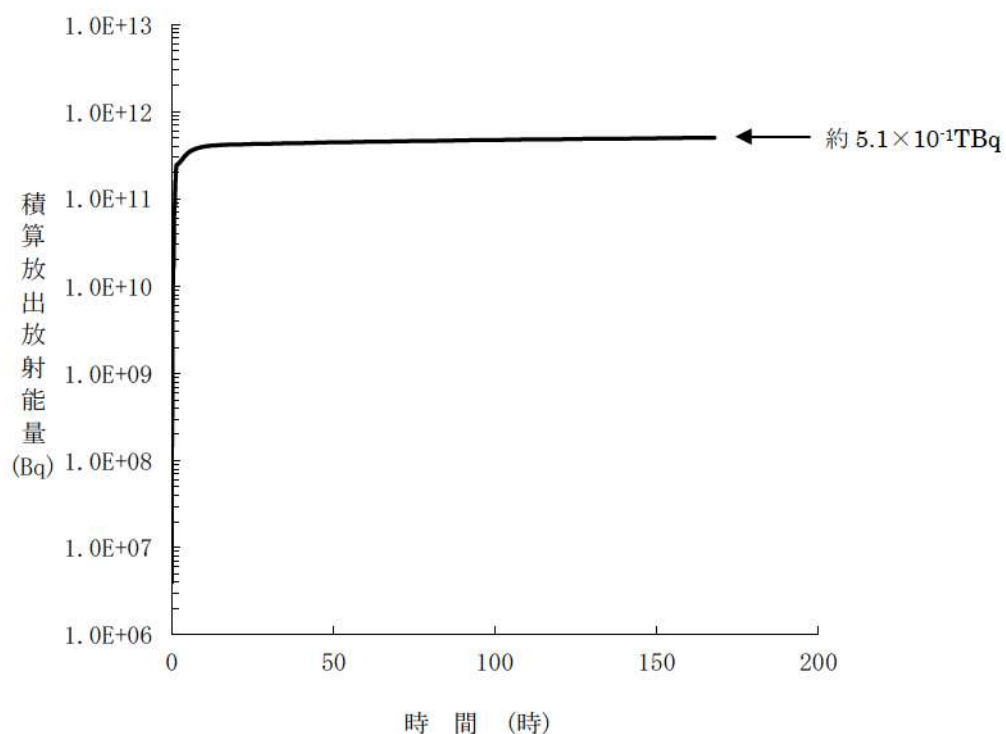


図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移（7日間(168時間)）

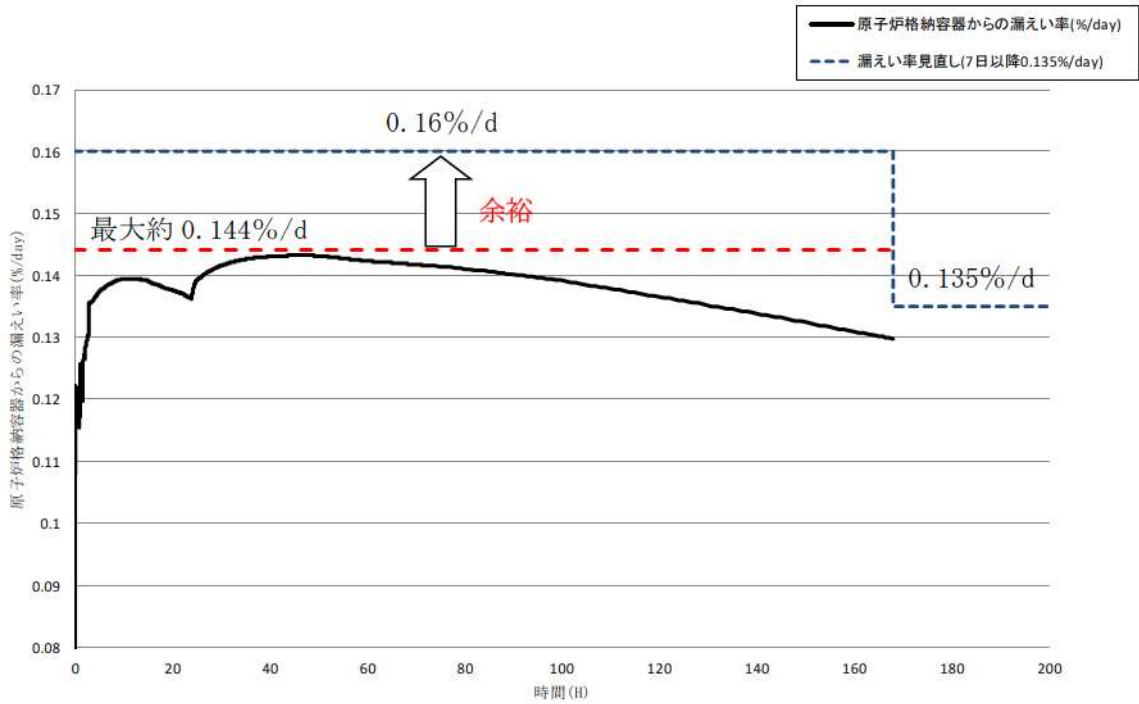


図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)

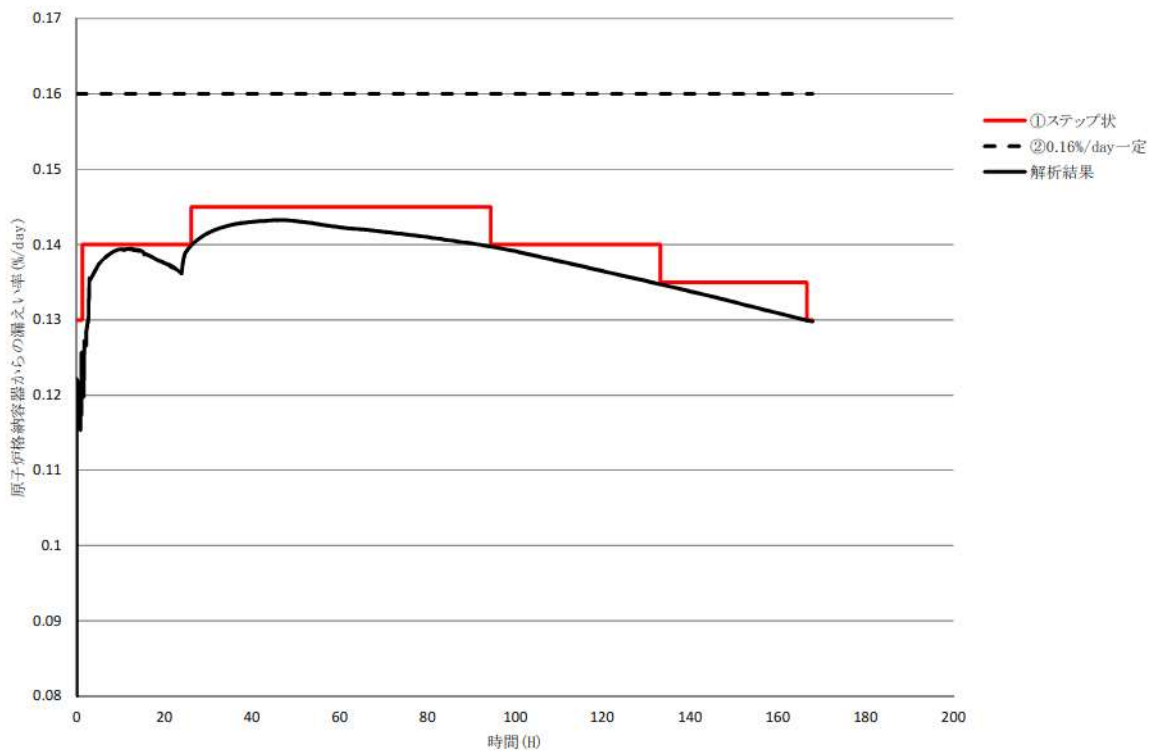


図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)



原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理に伴う発熱に対する  
原子炉格納容器圧力及び温度への影響について

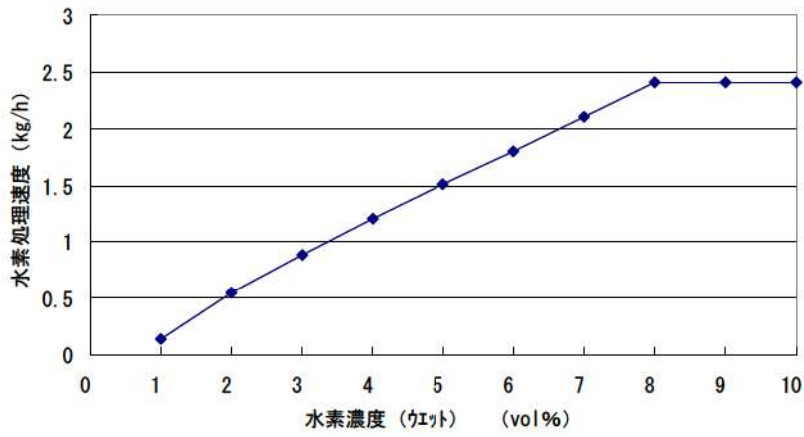
原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度 $\alpha$  [g/s]とすると、水素分子量は2.01588[g/mol]、水素再結合による発熱量は286[kJ/mol-H<sub>2</sub>]となることから、原子炉格納容器内のPAR 5個分による水素処理に伴う発熱量は、以下の通りである。

$$\text{発熱量} = 5 \text{ 個} \times \alpha \text{ g/s} \times 286 \text{ kJ/mol} \div 2.01588 \text{ g/mol} \quad \text{①}$$

水素発生観点から厳しい事故シーケンスと考えられる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故（格納容器スプレイ成功）」において、全炉心内のZrの75%が水と反応した場合におけるPAR 5個設置時の水素処理速度の推移を図2に示す。また、図2から①式に基づき算出したPAR 5個からの発熱量の推移を図3に示す。また、PAR 5個の水素処理による発熱と崩壊熱との比較を図4に示す。

上記のシナリオでは、事故の約2.9時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR 5個の水素処理の発熱量は約497kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約50時間後においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%程度となる。

有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR 5個による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.205MPa（格納容器過圧破損）、約44℃（格納容器過温破損）が、主として崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.004MPa[gage]、原子炉格納容器雰囲気温度の増分は約0.9℃となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す。



原子炉格納容器内水素処理装置 1 個の水素除去性能 (圧力1.5bar)

図 1 PARの水素処理性能

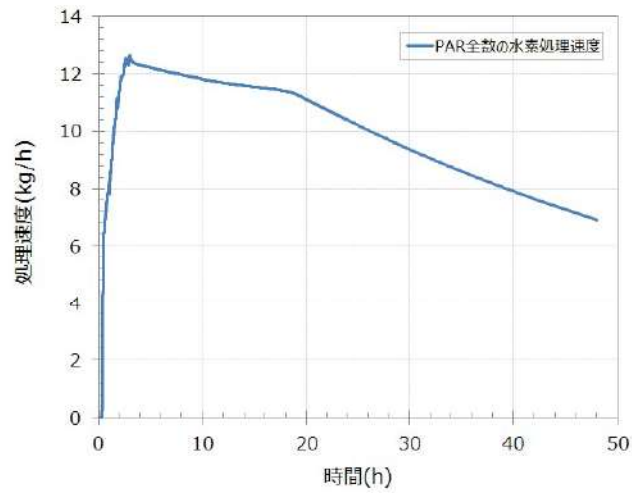


図 2 PAR 5 個による水素処理速度の推移

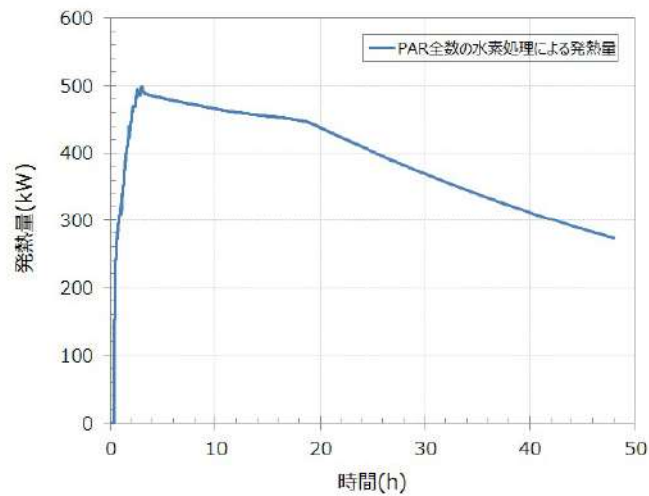


図 3 PAR 5 個の水素処理による発熱量の推移

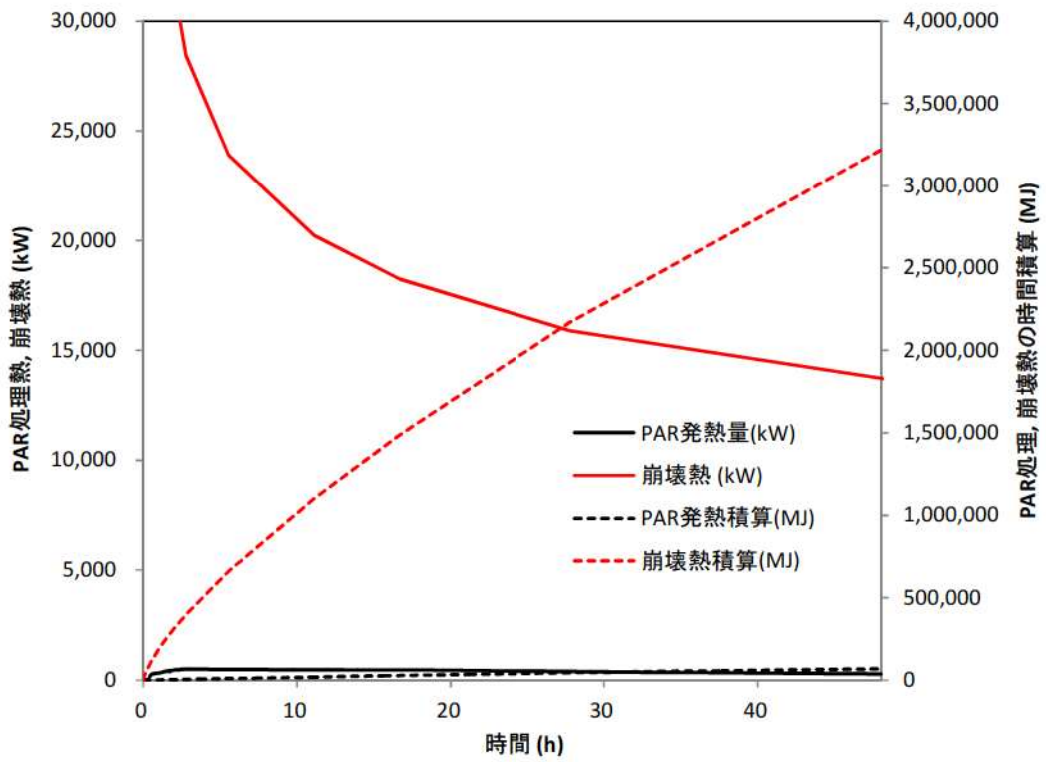


図4 PAR 5個の水素処理発熱と崩壊熱の比較



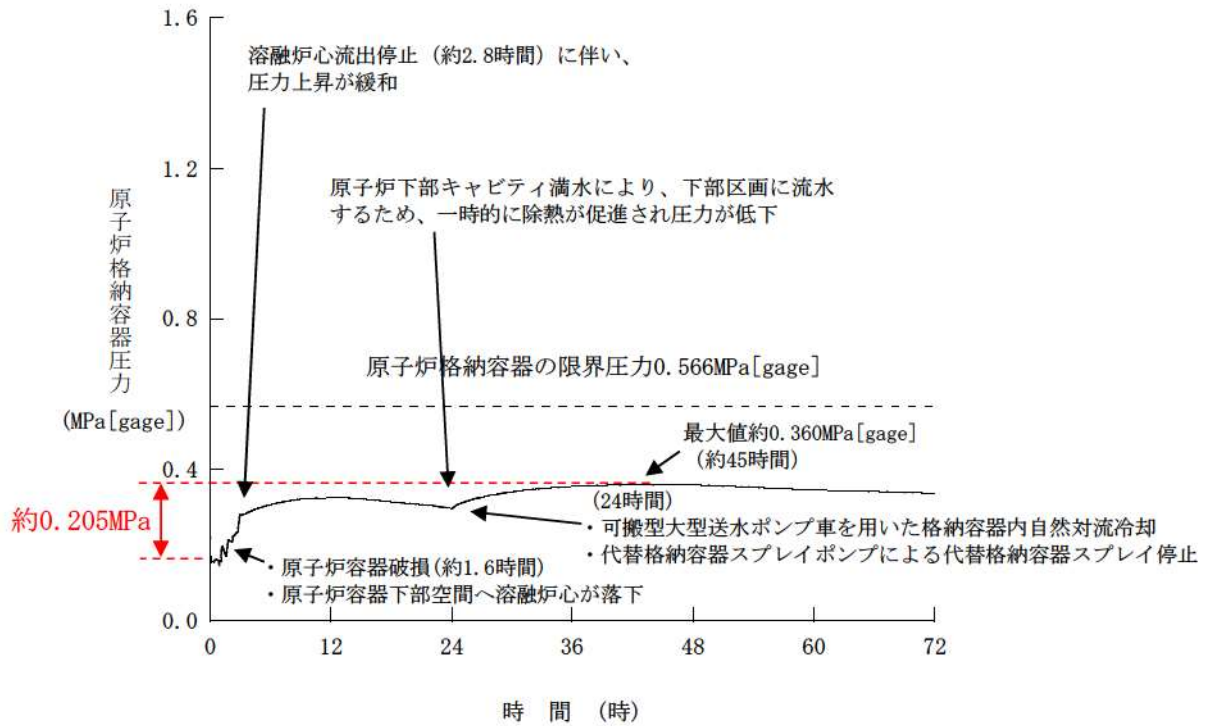


図5 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器過圧破損)

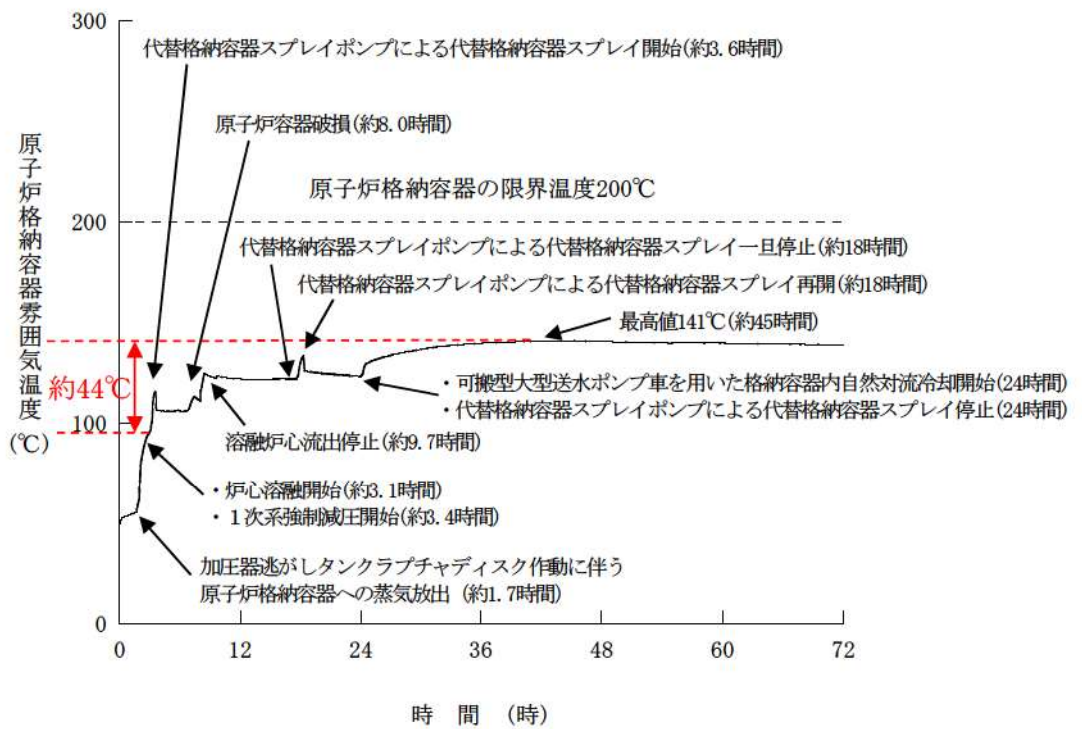


図6 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器過温破損)

## 安定状態について

格納容器過圧破損（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定状態の確立について

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の 24 時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の  
原子炉格納容器圧力及び温度への影響について

1. はじめに

格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価した。

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
基本 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最確 値
	溶融炉心の拡 がり面積	キャビティ 床面積の 1 / 1	キャビティ区画床全面と する
	Kutataladze 係 数	0.1 (0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	水による冷却を伴ったデ ブリとコンクリートの相 互作用に関する実験に基 づく値
感度 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最大 値
	溶融炉心の拡 がり面積	キャビティ床面積の約 1 / 10 か ら落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などによ り冷却が進む
	Kutataladze 係 数	溶融物存在時 0.1 (0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) 全体固化時 0.0625 (0.5MW/m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125MW/m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	CCI 実験、SSWICS 実験に 基づく熱流束を設定

(注) 大気圧条件

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



## 2. 影響評価

評価の結果、感度ケースではコンクリート侵食は約 18cm となり、基本ケース及び感度ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図 1 及び図 2 に示す。

感度ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、溶融炉心が十分に冷却されるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、感度ケースでは、溶融炉心からの熱移行が基本ケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器雰囲気温度 200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度ケースにおいても水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で 1 vol%程度にとどまる。

以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時に、溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

以 上

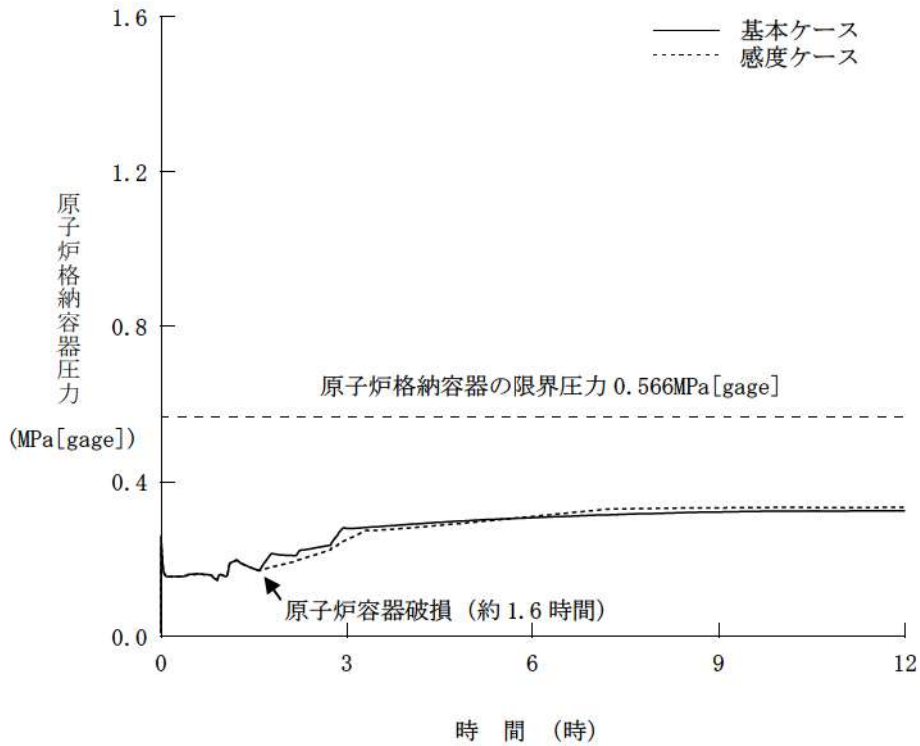


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

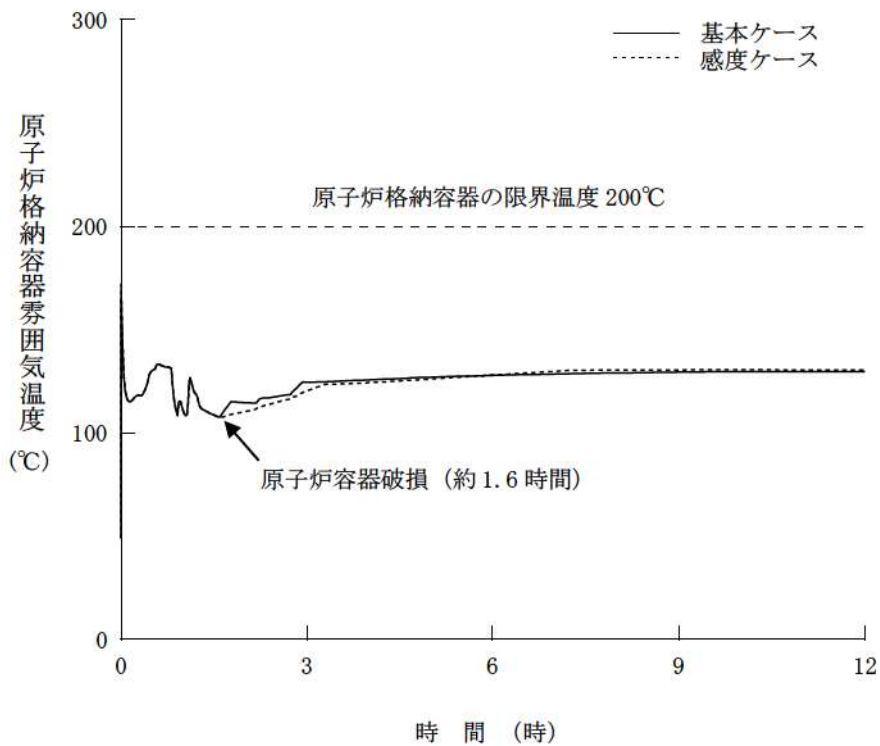


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)



## 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

一方、Excess LOCAについては、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。

- ・ RCS高温側配管  
事象初期の原子炉格納容器内圧の上昇が厳しくなる。
- ・ RCS低温側配管  
蓄圧注入系も含めてECCS注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。
- ・ 原子炉容器下部  
炉内で冷却水が保持できず、ECCS注水も無効となり、炉心損傷が早まる。

以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excess LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について、大破断LOCAで講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCAにおける挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。

- ・ RCS高温側配管：高温側配管全ループ破断
- ・ RCS低温側配管：低温側配管全ループ破断
- ・ 原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

なお、ここで扱うExcess LOCAは、LOCAの発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）」については、建屋・構造物の損壊によりExcess LOCAが発生することも考えられ、大破断LOCAで講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。



## 1. 感度解析結果について

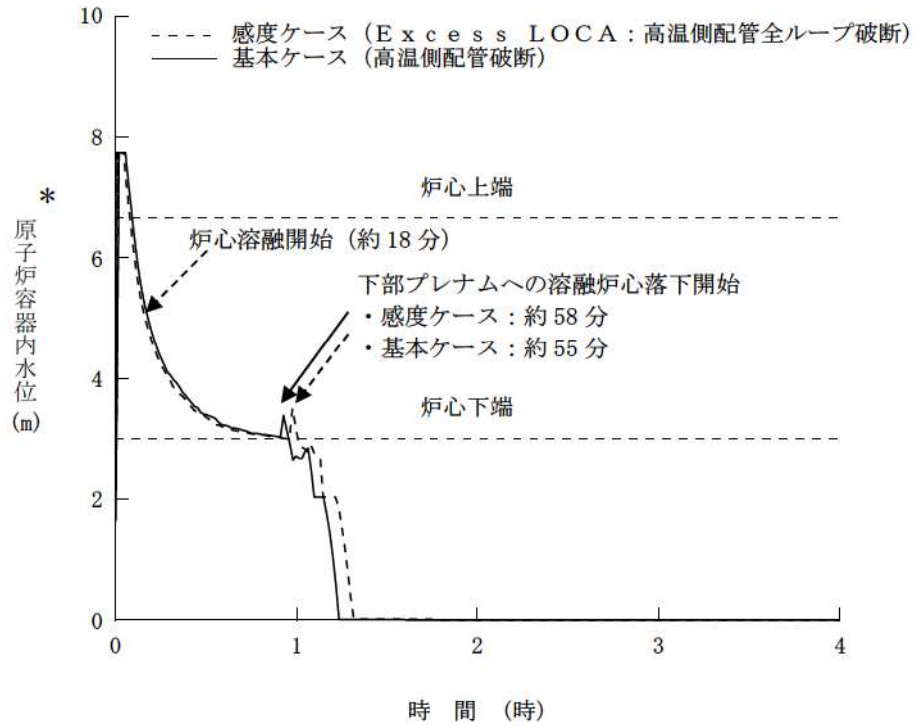
Excess LOCAの想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャビティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。

なお、代替格納容器スプレイ開始時刻については、Excess LOCAの場合も大破断LOCAと同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約49分とした。

### 【RCS高温側配管破断の場合】(図1～図5)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間(数十秒以内)に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCAの方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。

原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量にもほとんど差が無いため、有意なベースマット侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。



\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図1 原子炉容器内水位の推移  
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

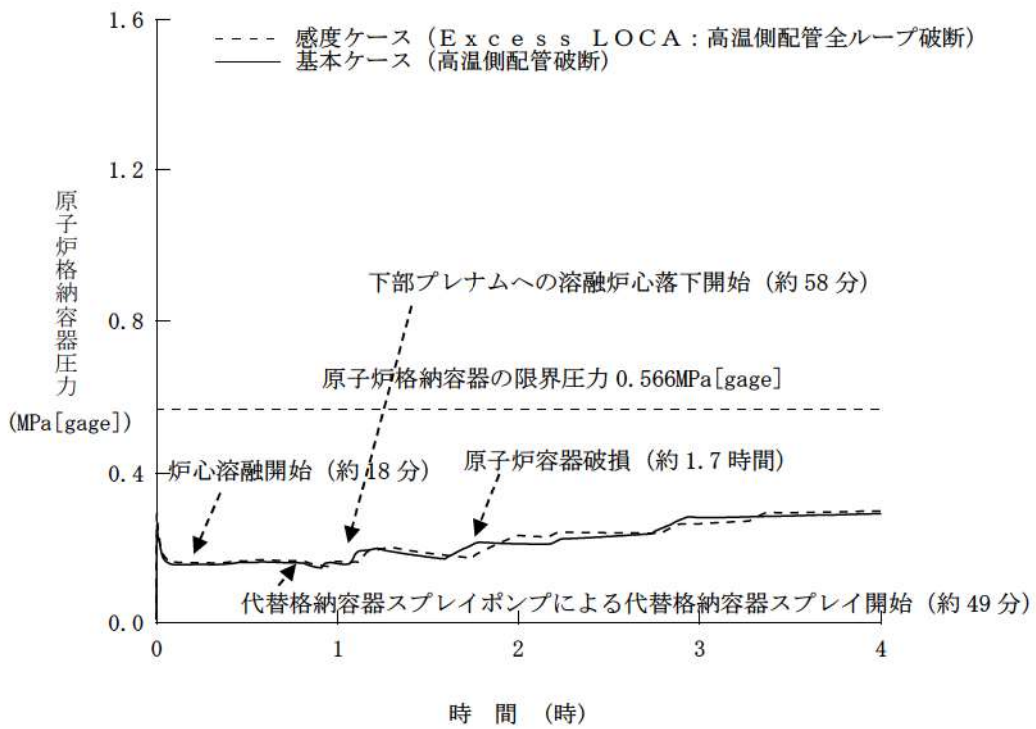


図2 原子炉格納容器圧力の推移  
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

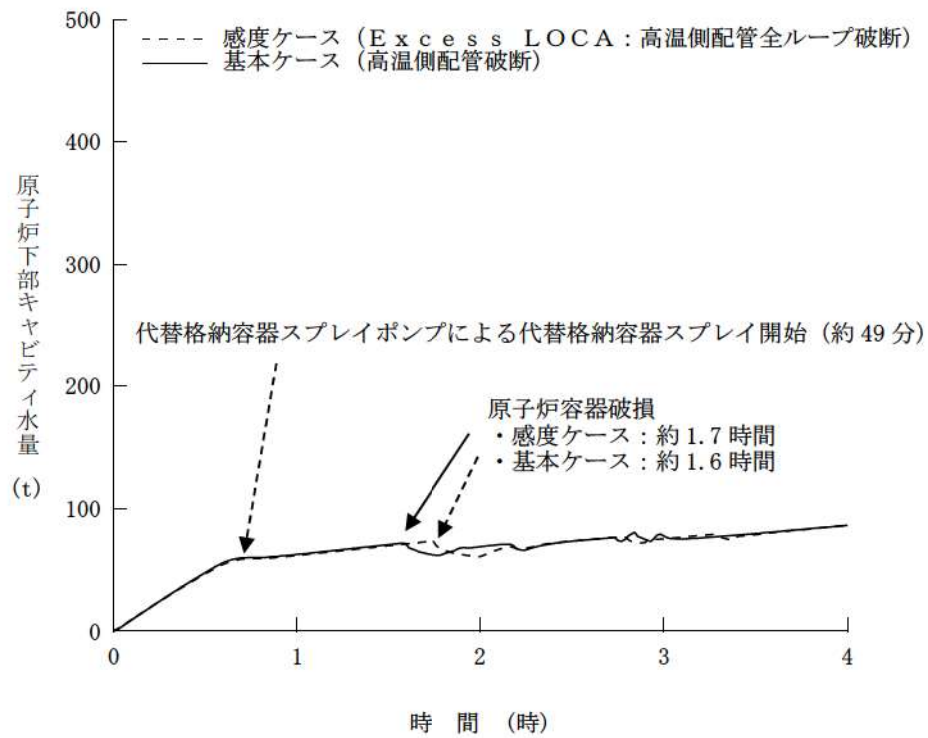


図3 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

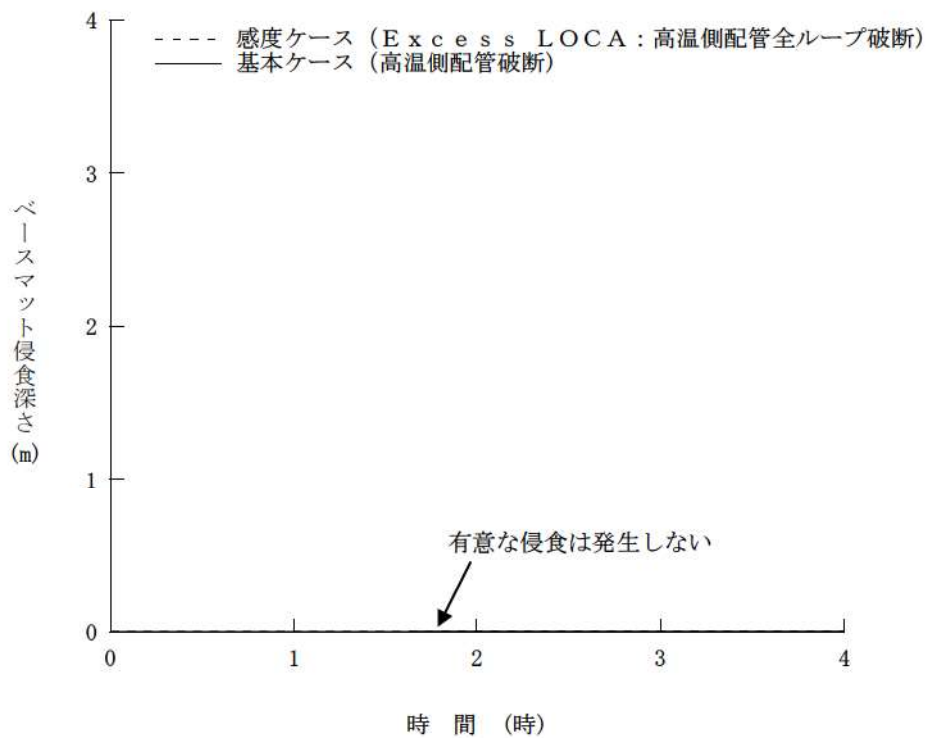


図4 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



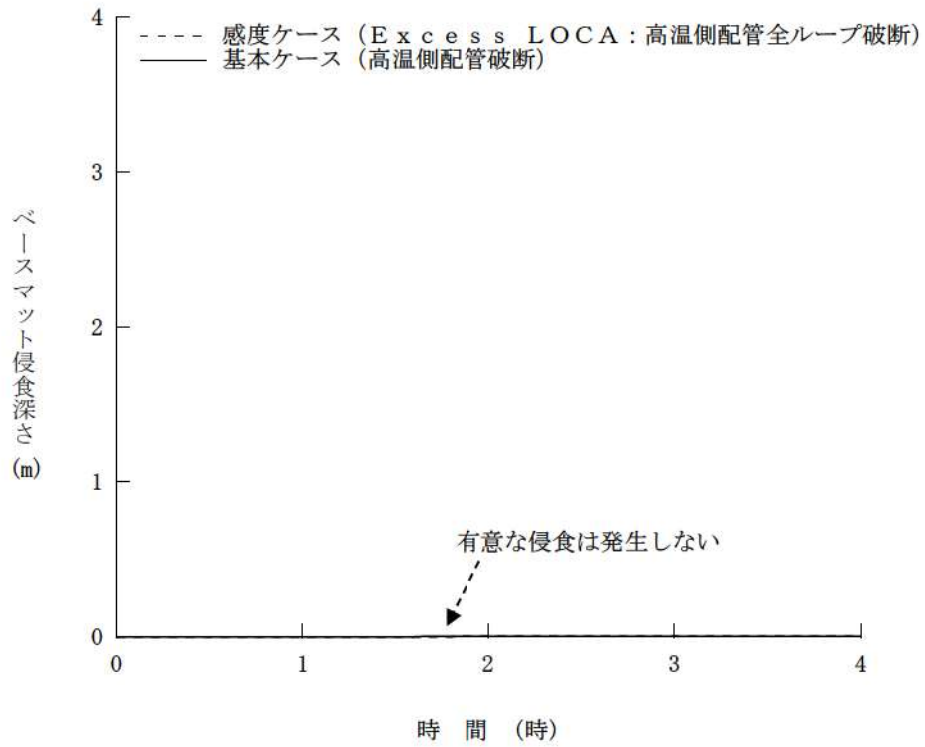
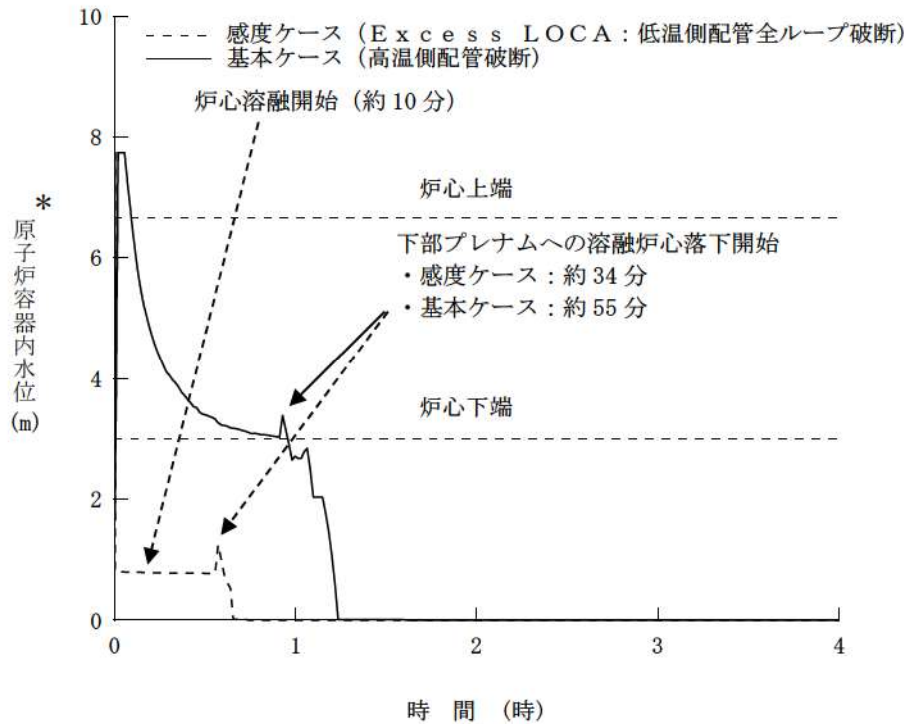


図5 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移  
（高温側配管全ループ破断時の影響確認）

**【RCS低温側配管破断の場合】（図6～図10）**

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。

原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断LOCAにおいては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCAの場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このためExcess LOCAの方が炉心溶融は約9分、原子炉容器破損は約50分早まる。一方、Excess LOCAでは蓄圧注入水が原子炉格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断LOCAと同様に有意なベースマット侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。



\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図6 原子炉容器内水位の推移  
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

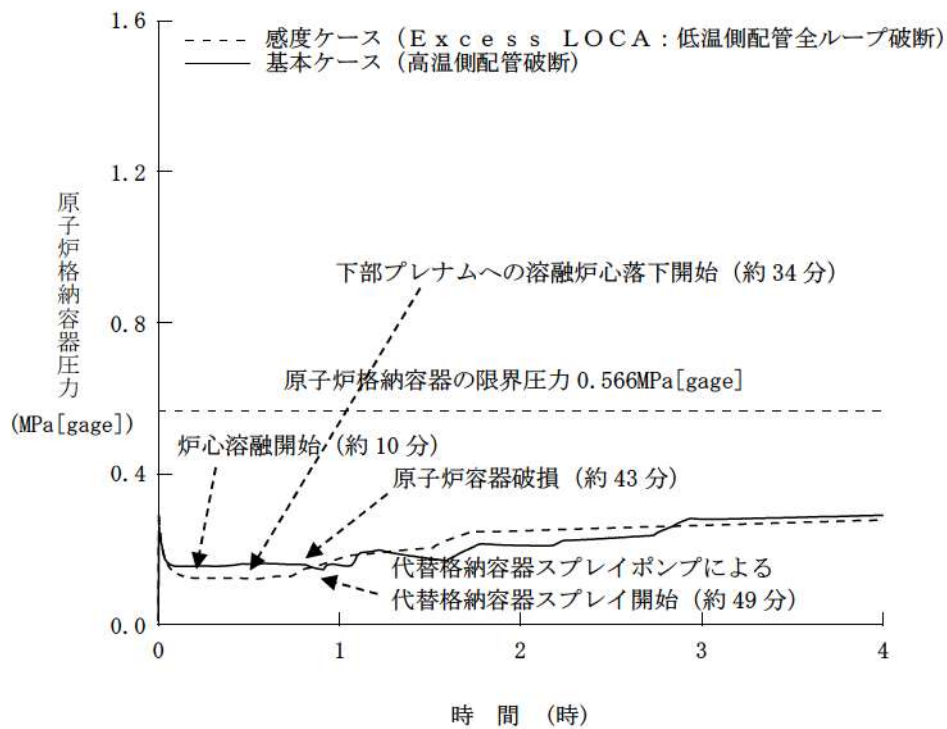


図7 原子炉格納容器圧力の推移  
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



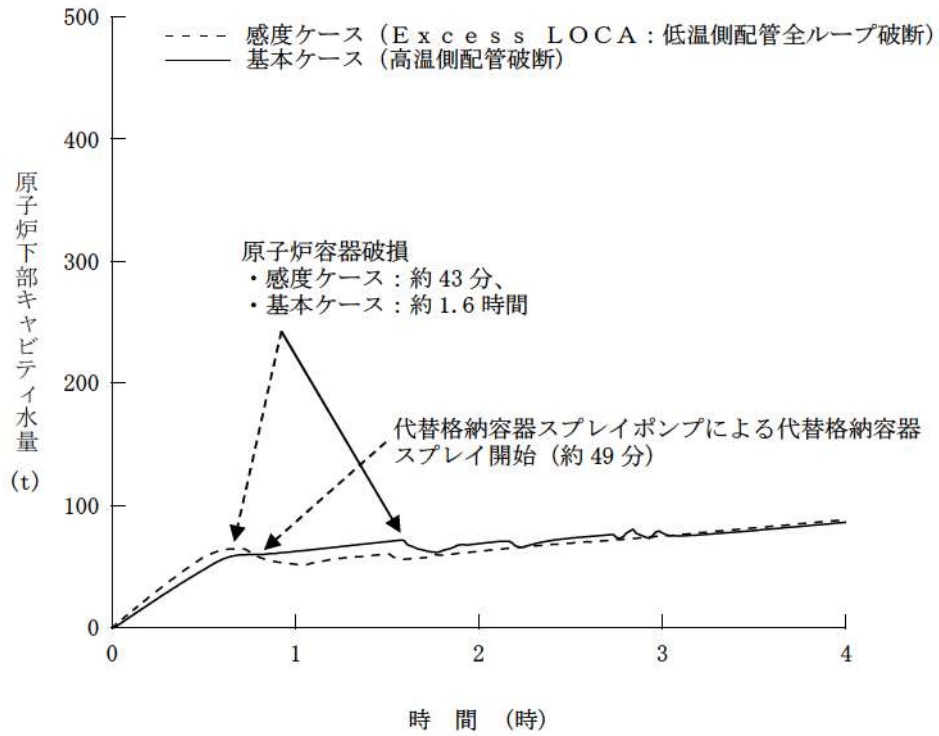


図8 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

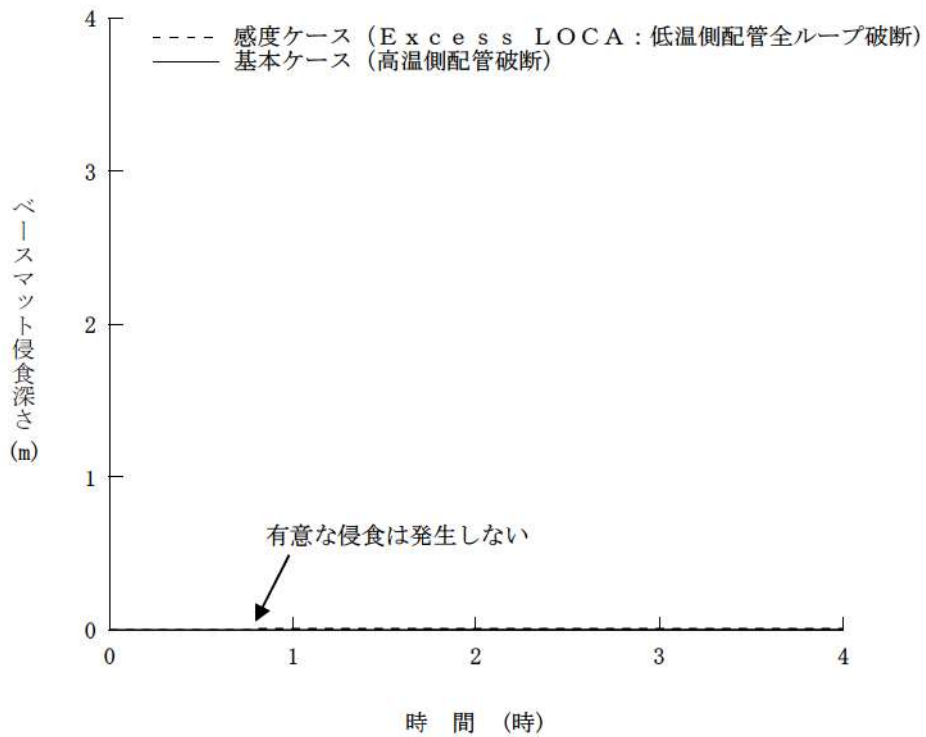


図9 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

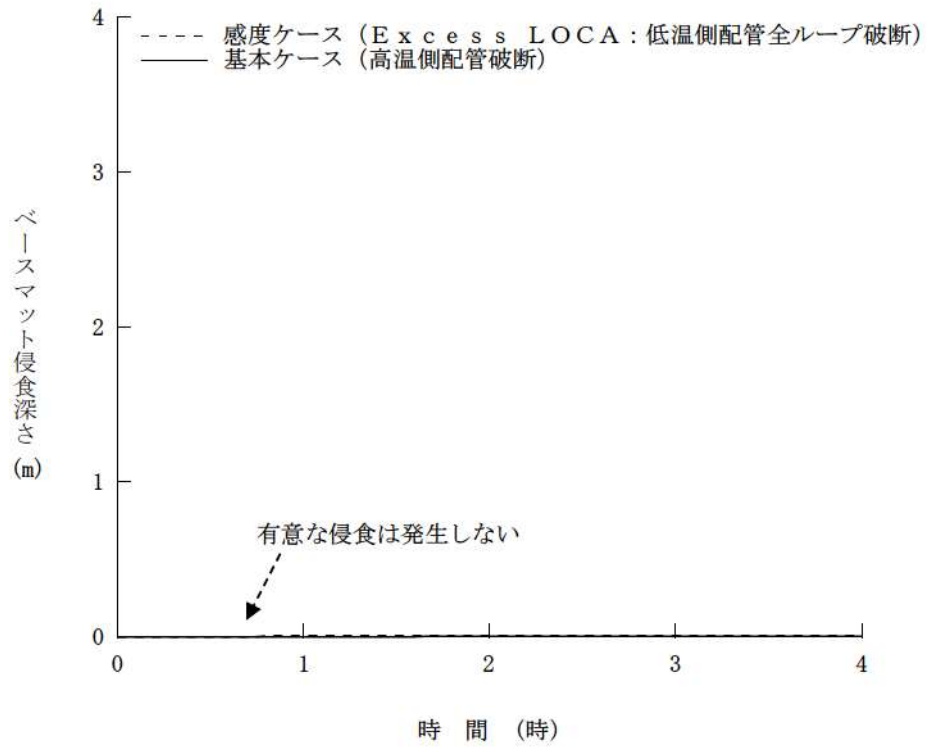


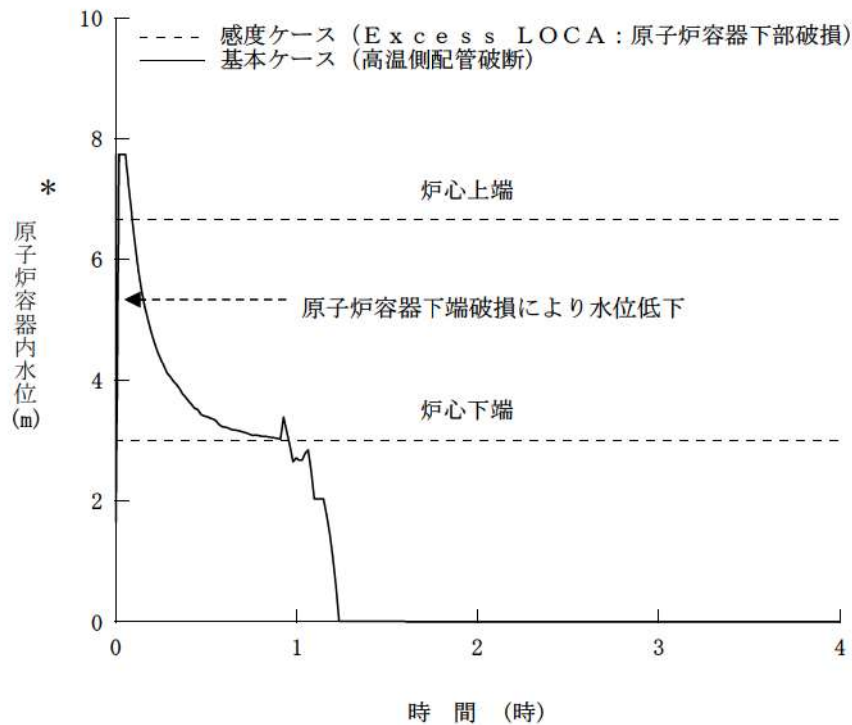
図10 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移  
 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）

#### 【原子炉容器下部破損の場合】（図11～図15）

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。

その理由は、大破断LOCAにおいてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCAの場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。このため、炉心熔融開始時間は低温側配管破断のExcess LOCAよりも約8分早まっている。Excess LOCAでは原子炉容器下部が破損しているため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約50分早まり、事象発生から約35分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約35分）では十分な量の水が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCAの場合であってもベースマットが侵食されることはない。また、熔融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。





\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

図 11 原子炉容器内水位の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

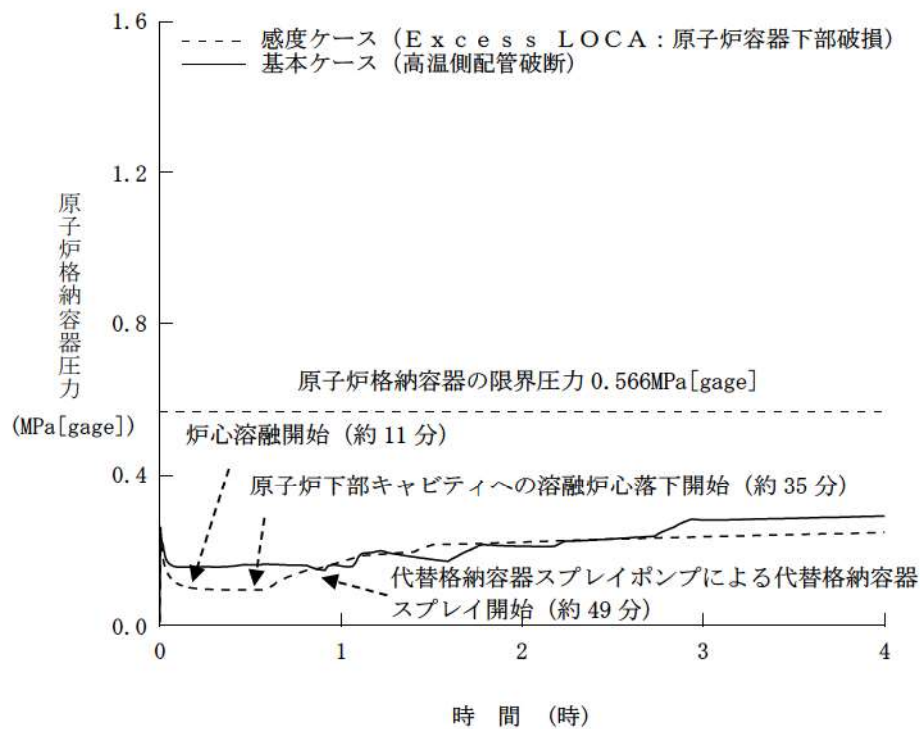


図 12 原子炉格納容器圧力の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

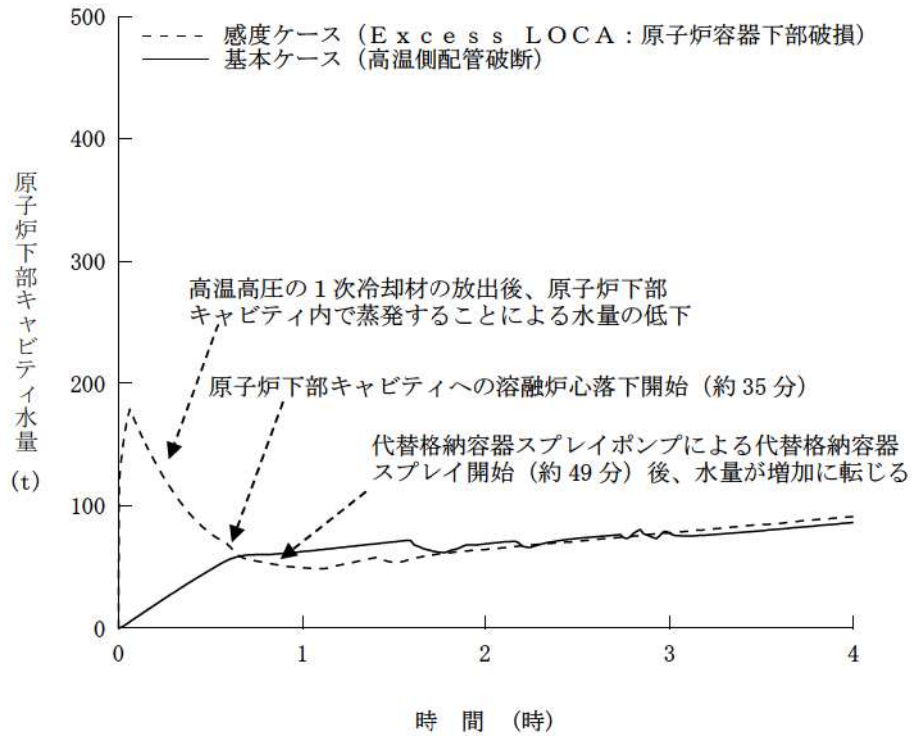


図 13 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

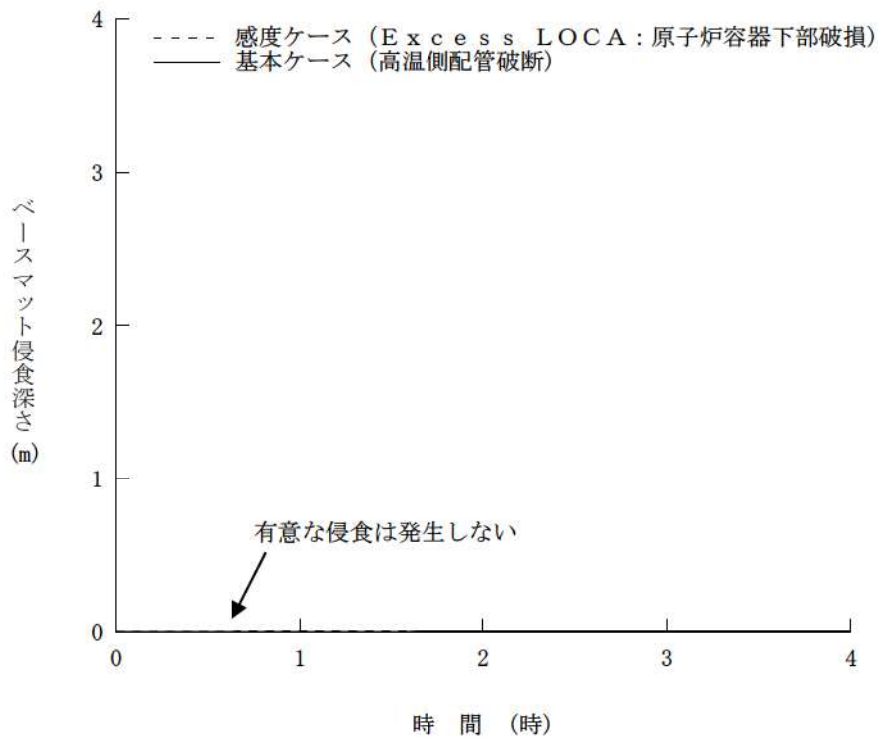


図 14 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)

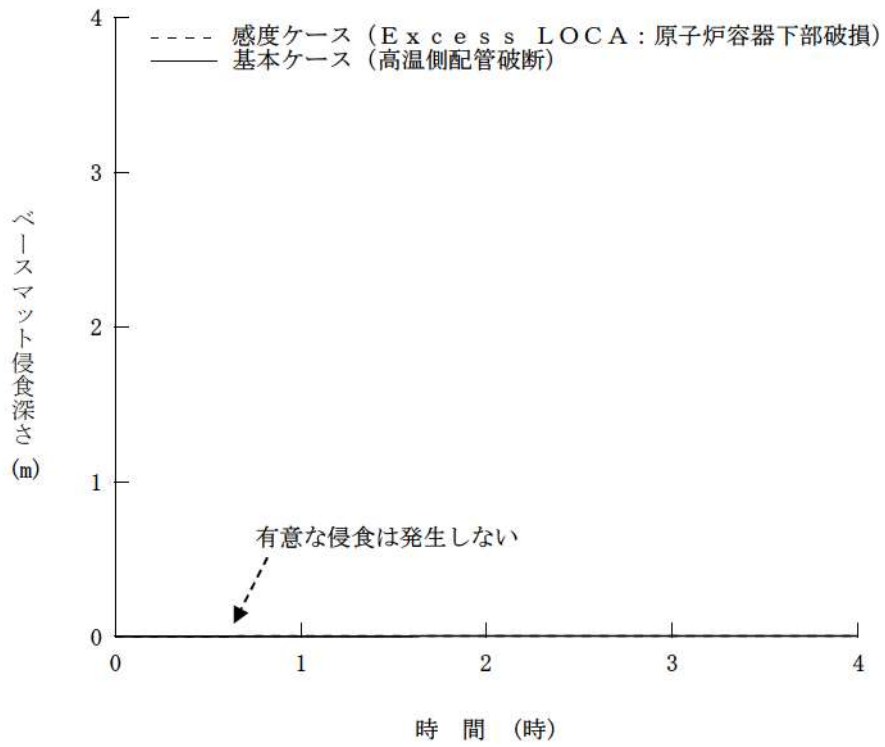


図 15 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



## 2. 水素燃焼に関する考察

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。

Excess LOCAの想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。

水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断LOCAとExcess LOCAで水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合を想定した評価においても、原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる13vol%に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置により処理できる。

以上から、Excess LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

## 3. まとめ

感度解析結果から、大破断LOCA起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcess LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

以 上

## 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の 水素濃度に対する影響について

### 1. はじめに

原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットの除熱性能は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、ドライ換算で 13vol% の水素が原子炉格納容器内に存在する場合の感度解析を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。

### 2. 影響評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。

ドライ換算で、13vol% の水素が原子炉格納容器内に存在する場合、原子炉格納容器圧力を約 0.011MPa の範囲で高めに評価し、原子炉格納容器雰囲気温度は 1℃未満の上昇幅である。従って、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa [gage] 及び限界温度 200℃に対して十分余裕があるため、水素濃度による不確かさを考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

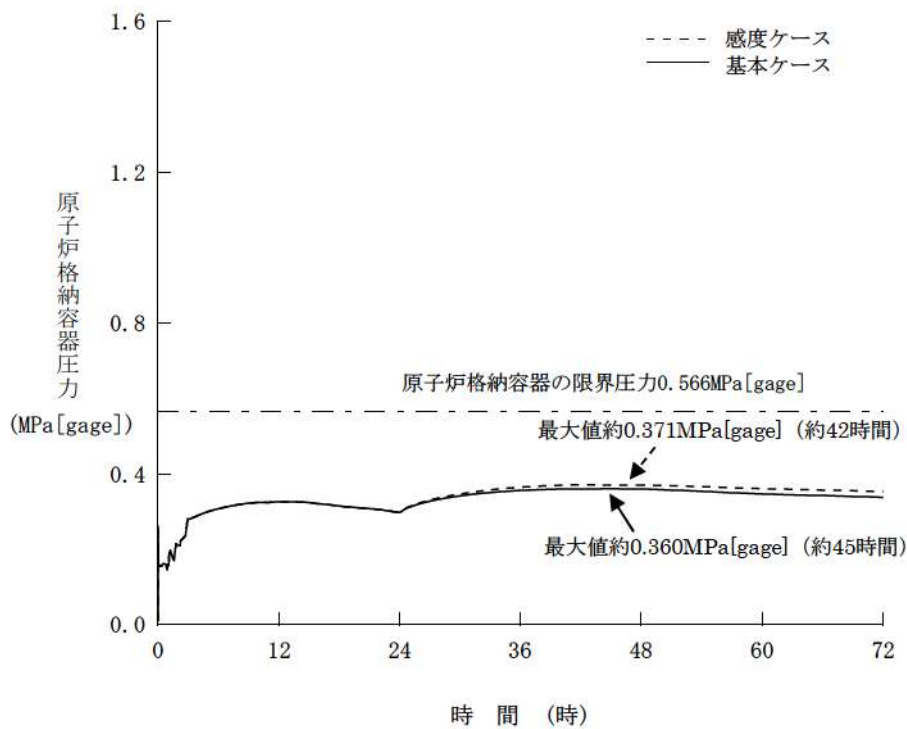


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)

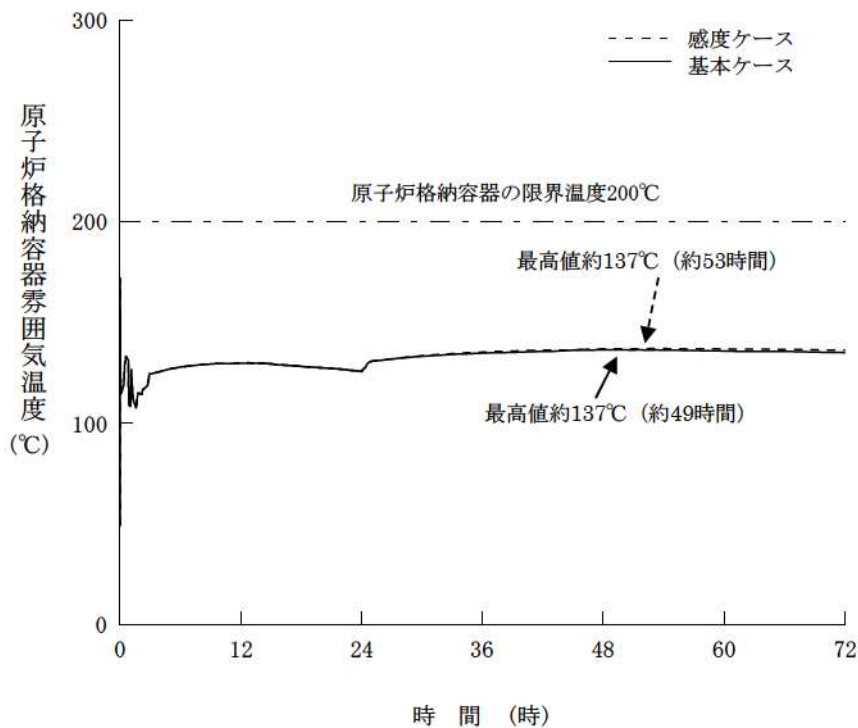


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



## 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の 感度解析について

### 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間

【事象発生+49分（炉心溶融開始19分+30分）】

⇒【事象発生+60分】

### 2. 影響確認

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図1～図6から、以下のことを確認した。

- ・図1及び図2の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。
- ・図3～図6の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低く推移するが、原子炉容器破損時点までに十分な水量が確保されることから、溶融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマットは侵食されない。

### 3. 結論

2. を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度ケースの主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース
解析コード	MAAP	←
炉心熱出力（初期）	100%（2,652MWt）×1.02	←
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2°C	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage]（最低保持圧力）	←
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基（最低保有水量）	←
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	炉心溶融開始の30分 （事象発生約49分後）	事象発生約60分後
代替格納容器スプレイポンプ停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100°C～約155°C、約3.6MW～約6.5MW）	←
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	←
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	←
原子炉容器破損	事象発生から約1.6時間後	←
原子炉格納容器最高圧力	約0.360MPa [gage]	約0.361MPa [gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.5m	約1.4m

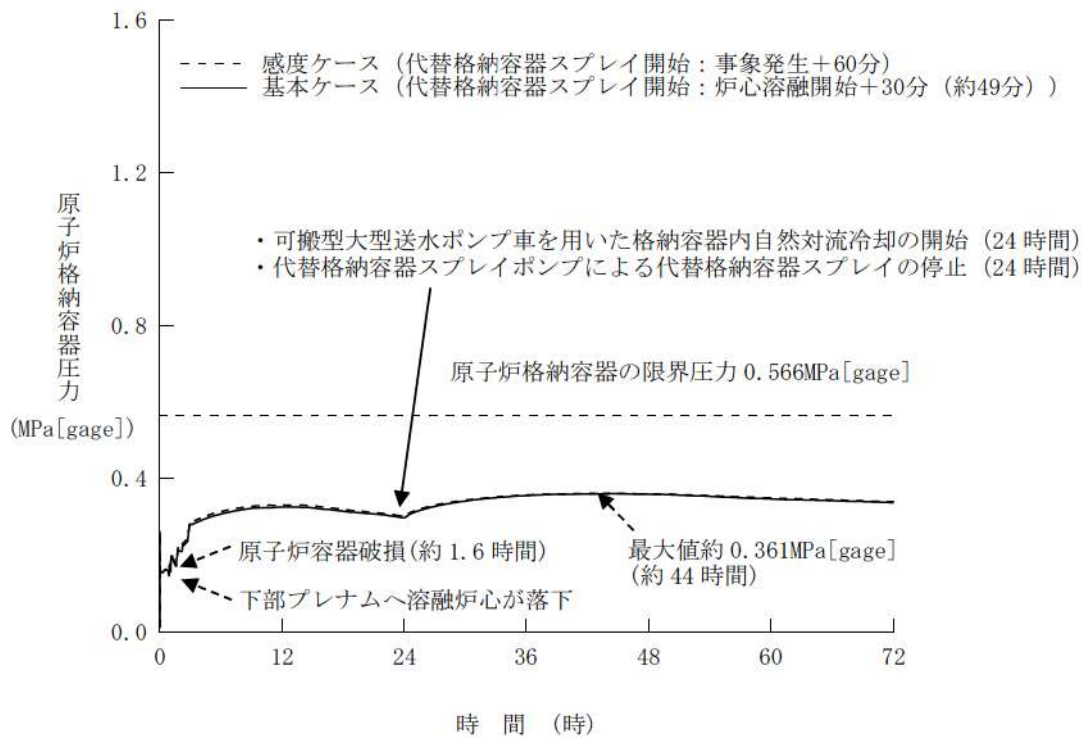


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

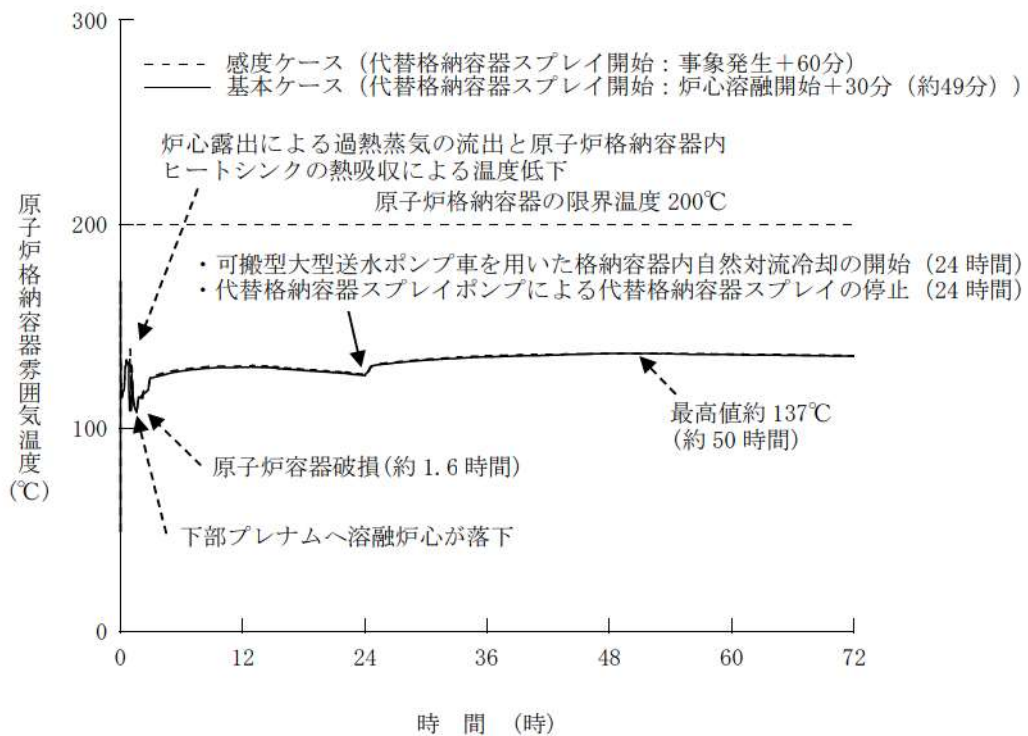


図2 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



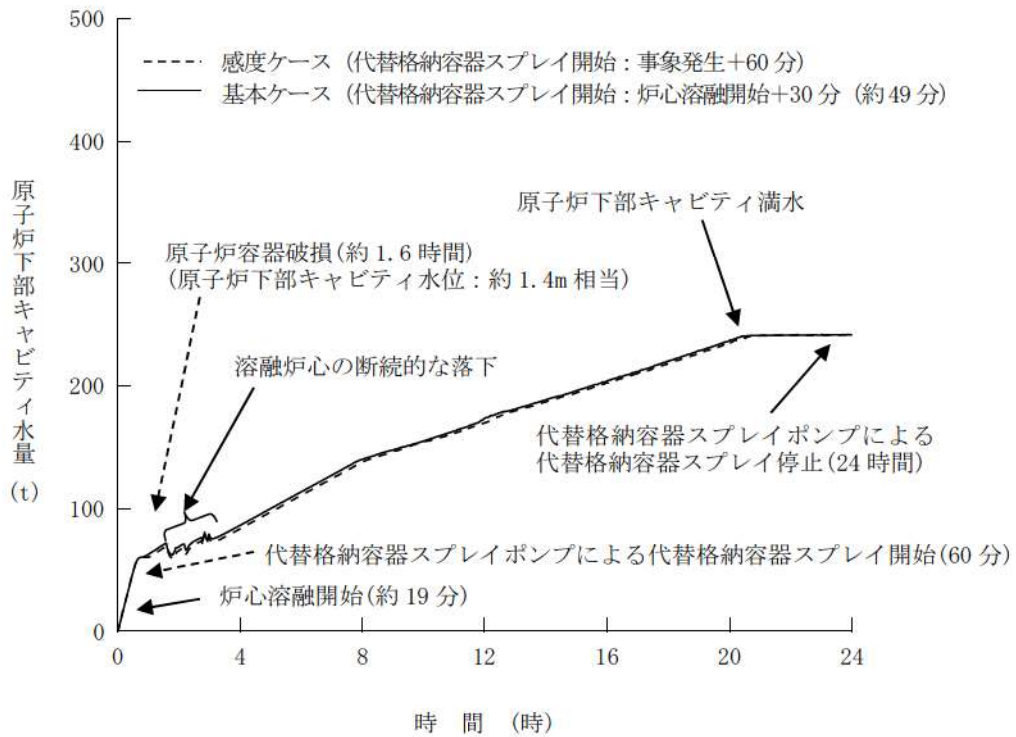


図3 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

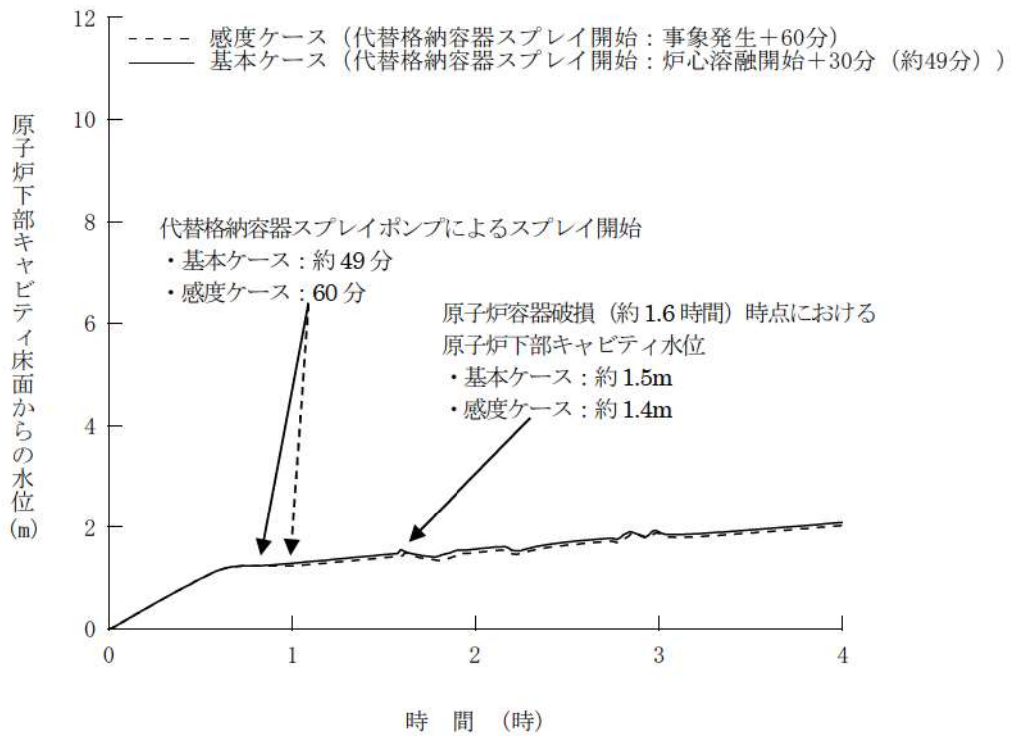


図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

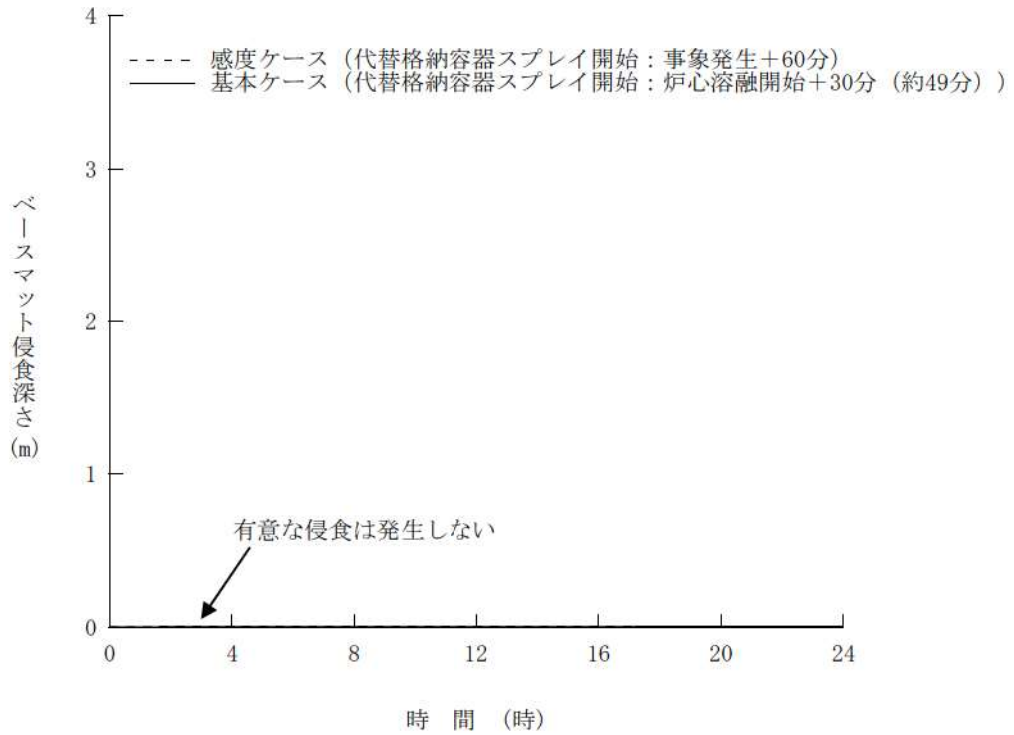


図5 ベースマット侵食深さ (床面) の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

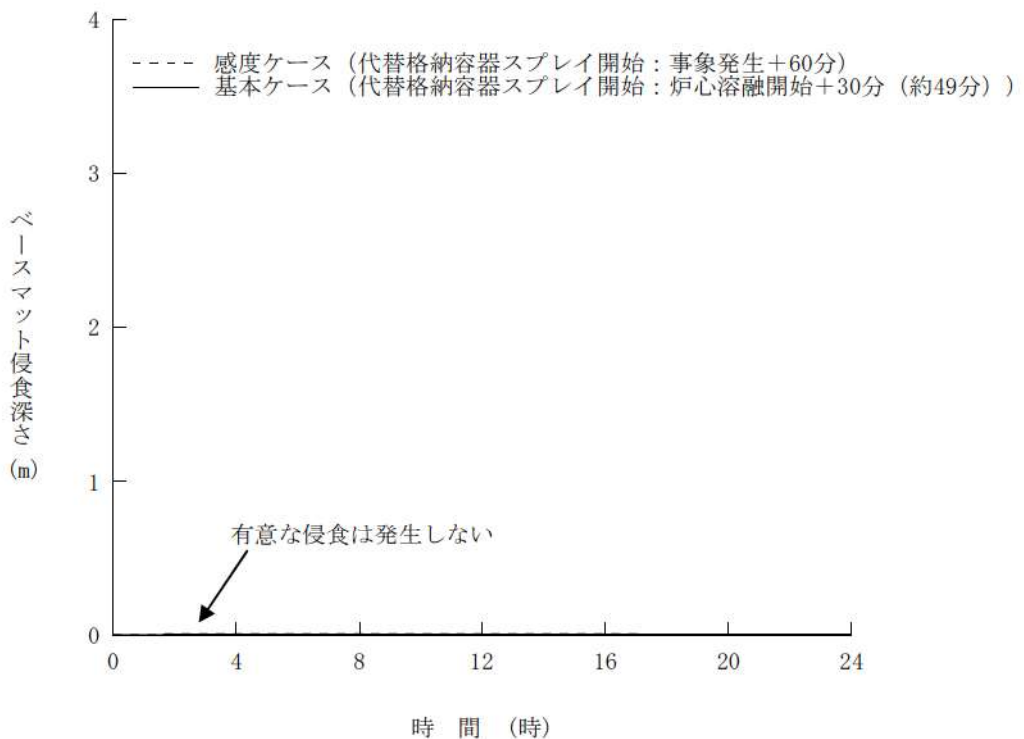


図6 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移  
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

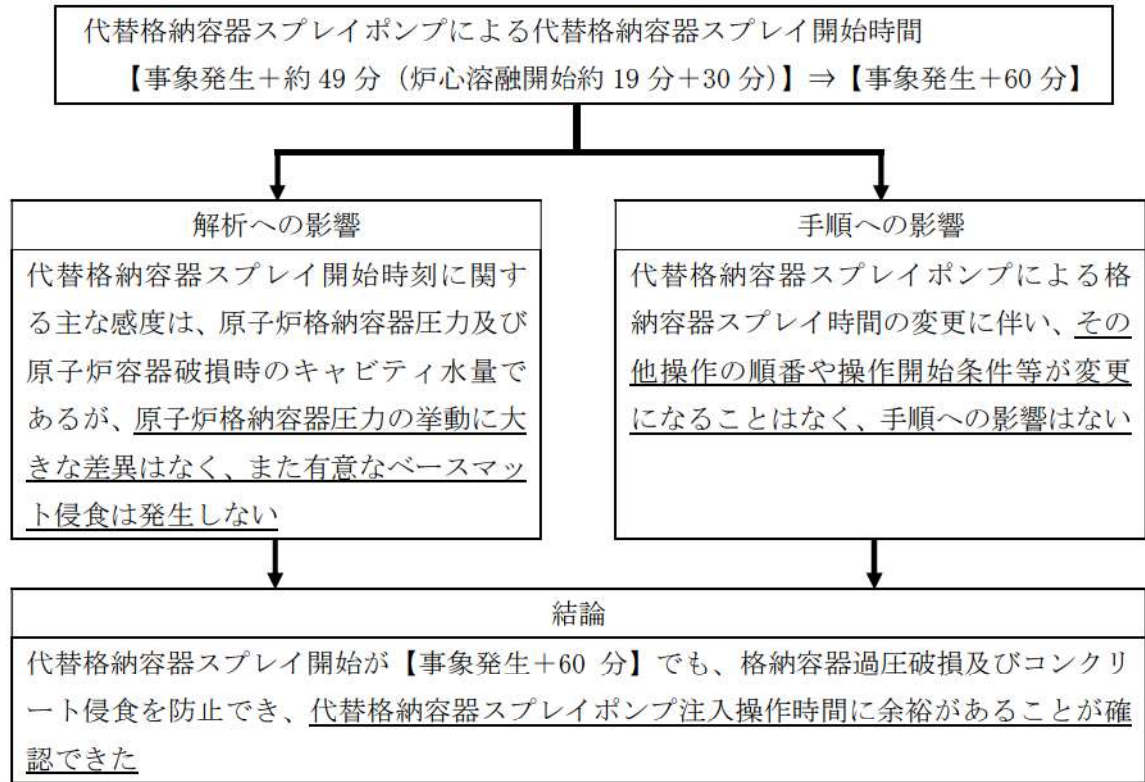


図7 感度ケースの解析、手順への影響確認結果



格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について

## 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過圧破損」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、事象発生後の 24 時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。

## 2. 影響確認

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生後の 24 時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が  $6,100\text{m}^3$  以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が  $6,100\text{m}^3$  に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17 時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

- ・原子炉格納容器注水量： $6,100[\text{m}^3]$
- ・1次冷却系体積： $380[\text{m}^3]$   
蒸気発生器施栓率 0% の体積  $280\text{m}^3$  に蓄圧タンク保有水量 3 基分約  $93\text{m}^3$  を加え、 $10\text{m}^3$  単位で切上げた体積
- ・代替格納容器スプレイ容量： $140[\text{m}^3/\text{h}]$
- ・代替格納容器スプレイポンプ起動： $0.8[\text{時間}]$ （=約 49 分）
- ・24 時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量  
 $(24[\text{時間}] - 0.8[\text{時間}]) \times 140[\text{m}^3/\text{h}] = 3,248[\text{m}^3]$
- ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕  
 $(6,100[\text{m}^3] - 380[\text{m}^3] - 3,248[\text{m}^3]) / 140[\text{m}^3/\text{h}] = \underline{\text{約 } 17.6[\text{時間}]}$

以上

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響		
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。		
		燃料棒内温度変化	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約30秒早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
		燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	
		燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	
		燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	
	原子炉格納容器	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出され水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出され水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
			気液分離 (炉心水位)・対向流	OTMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心溶融時間に対する感度が小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	
		区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器熱水力モデル)	OTMI事故解析及びCSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：+数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下率動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また、CSTF実験解析の結果から、自然循環及び強制対流での混合挙動は、ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的に良好に模擬できており、温度低下率動も、構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの、全体的に良く一致している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
			スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。
			格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル	・格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ・水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。
水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。			



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・リロケーションの進捗が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし、「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キヤビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	1次系内PP挙動	PP挙動モデル	<p>PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価し、燃料棒破損後のPP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料棒被覆管破裂後のPP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと推定される。炉心損傷後の1次系内PP挙動を操作開始の起点として推定している運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料棒被覆管破裂後のPP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと推定される。実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと推定される。</p>



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ri cou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に因って格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外への溶融燃料-冷却材相互作用」の現象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉容器外 FCI に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外への溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外への溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器外 FCI に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外への溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外への溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		OACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート浸食挙動について妥当に評価できることを確認。 OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Ri cou-Spalding のエントレインメント係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水-溶融炉心間の熱伝達係数	感度解析より、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施した。 この場合、コンクリート浸食が約 18cm となり、非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート浸食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート浸食に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で約 1 vol% に留まる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力 (0.56 MPa [gage]) 及び限界温度 200℃ に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート浸食量への感度が小さいことが確認されているが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	PP 挙動モデル	ABCVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器内 PP 挙動に係る PP 挙動モデルは、ABCVE 実験解析により、エアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器内 PP 挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器内 PP 挙動に係る PP 挙動モデルは、ABCVE 実験解析により、エアロソール沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652 MWt) ×1.02	100%(2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、崩壊熱及び炉心保有熱が小さくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	15.41MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期の1次冷却材温度が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており、初期の1次冷却材温度が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	装荷炉心毎	17×17 型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッドポンプによる代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレッド実施) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなくなり、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件



表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (2 / 3)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の 完全両端破断	-	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイトの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約 49 分後に代替格納容器スプレイトを開始したとしても、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいこと、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・ 1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・ 1 次冷却材低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下端における破損 (開口面積：高温側配管両端破断相当) その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかずであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいことを確認した。
		安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイト開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から徹底的に条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能の喪失を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生率の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生率は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと評価項目となるパラメータと与える影響 (3 / 3)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間よりわずかに早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生の60秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、運転員等完了した段階でスプレイ実施)に変わりはないことから、運転員等完了した段階で与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、運転員等完了した段階でスプレイ実施)に変わりはないことから、運転員等完了した段階で与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3基合計)	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。
	4.04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約4.4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミングが早くなり炉心損傷開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点に操作開始する代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施)に変わりはないことから、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器圧力の最大値は約45時間後であり、初期の注入のタイミングが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基あたり) (最低保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基あたり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施)に変わりはないことから、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器圧力の最大値は約45時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間と与える影響はない。
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約4.4MW～約7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フィルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合は感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかにあり、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フィルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合は感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかにあり、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイター	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターについては期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果を期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作時間と与える影響はない。運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果を期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作時間と与える影響はない。運転員等操作は、運転員等操作時間と与える影響はない。











表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (3 / 3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確か		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間 に与える影響	評価項目となる パラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の 操作開始時間	解析上の 条件設定の 考え方					
アニュウラス 空気浄化系 (B-アニアニ ウラス空気 浄化ファン) の起動 操作条件	運転員等操作 時間として、 60分を想定し て設定。	運転員等操作 時間として、 60分後	【認知】 中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受 電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能 (全交流動力電源喪失) と判断する。 これによりB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動準備を開始する手順としている。よって 解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。 【要員配置】 B-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、現場にてB-アニアニウラス空気浄化系の空気 作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び試料採取室排気系ダンパ閉処置を行う運転員 (現 場) 及び災害対策要員と、中央制御室にてB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作を行 う運転員が配置されている。本操作を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員は、B-アニア ニウラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び試料採取室排気系ダンパ 閉処置を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運 転員はB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作を行っている期間、他の作業を担ってい ない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び 試料採取室排気系ダンパ閉処置は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動 可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アグセス ルール上にアグセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器 による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び 試料採取室排気系ダンパ閉処置は、手動ハンドル等による簡易な操作のため、操作開始時 間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作は、中央制御室の操作器 による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施するB-アニアニウラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び 試料採取室排気系ダンパ閉処置時に、当該操作に対応する運転員 (現場) 及び災害対策要 員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施するB-アニアニウラス空気浄化ファンの起動操作時に、当該操作に対応す る運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、B-アニアニウラス空気浄化 系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給及び試料採取室排気系ダンパ閉処置は、手動 ハンドル等による簡易な操作であることから該操作は起こりにくく、該操作等により操作 時間が長くなる可能性は低い。 中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作な ため、該操作は起こりにくく、該操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	全交流動力電源喪失 の認知時間、B-ア ニウラス空気浄化 ファンの起動準備は、 時間余裕を含めて設 定されていることか ら、その後に行うB -アニアニウラス空 気浄化ファンの起 動操作は解析上の 開始時間よりも早 まる可能性がある。 また、アグセス 設定よりも早まる 可能性がある。そ のため、運転員等 操作時間に対する 余裕は大きくなる。 この操作を行 う運転員等は、他 の運転員等との 操作との重複が ないことから、 操作開始時間 が早まっても、 他の運転員等の 操作時間に対する 影響はない。	アニュウラス空気浄化系 の空気作動弁及びびダン パへの代替空気供給が 早くなる場合、アニュウ ラス圧達成までの時間 が短くなり、放出放射能 量が減少する。したがっ て、評価項目となるパラ メータに与える影響は 小さい。	アニュウラス空気浄化系の 起動操作は、解析上の Cs-137の総放出量が約 5.1×10 <sup>4</sup> TBqであり、10分 〜20分の操作遅れに対し て放出放射能量は約10% 〜30%の増加に留まるこ とから、100TBqに對して 余裕を確保できるため、 80分以上の時間余裕があ る。	中央制御室における操 作のため、シミュレータ にて訓練実績を取得。訓 練では、中央制御室で実 施するB-アニアニウラス 空気浄化ファン起動操 作は所要時間5分を想 定しているところ、訓練 実績は2分。 現場で実施するB-ア ニウラス空気浄化系の 空気作動弁及びびダン パへの代替空気供給は20 分を想定していること から、訓練実績は15分。 現場で実施する試料採 取室排気系ダンパ閉処 置は30分を想定してい る。訓練実績は23 分。 想定で意図している運 転操作が実施可能なこ とを確認した。

水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）

評価事故シーケンス【大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m<sup>3</sup>（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：140m<sup>3</sup>/h

事象発生後約 49 分（0.81 時間）以降運転

○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価）

燃料取替用水ピット水量 1,700m<sup>3</sup> ÷ 代替格納容器スプレイ流量 140m<sup>3</sup>/h

+ 0.81 時間 = 事象発生後約 12.9 時間

< 補給可能時間 >

可搬型大型送水ポンプ車による補給開始可能時間：事象発生後の 10.9 時間後

○水源評価結果

燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

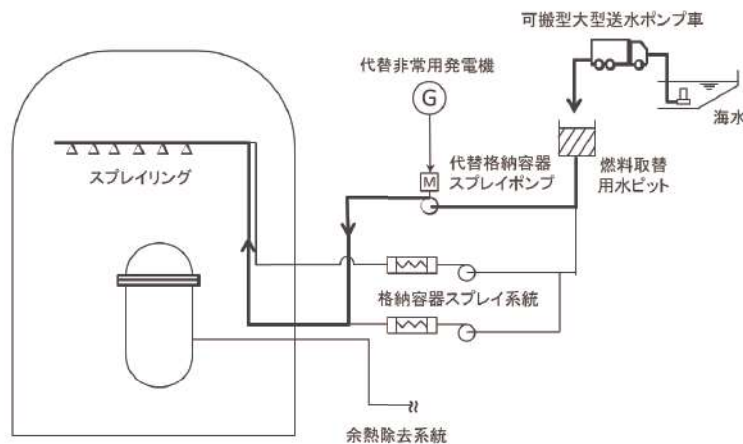


図 1 概略系統図



## 2. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後 7 日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2 台起動 (代替非常用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約 411L/h× 2 台×24h× 7 日間=約 138, 096L=約 138. 1kL
		緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各 1 台の計 2 台) 起動 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約 (57. 1L/h× 1 台+57. 1L/h× 1 台)×24h× 7 日間 =約 19, 185. 6L=約 19. 2kL
		<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h× 1 台×24h× 7 日間=約 12, 432L=約 12. 5kL
		<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1 台起動 (可搬型大型送水ポンプ車 100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h× 1 台×24h× 7 日間=約 12, 432L=約 12. 5kL
合計	7 日間で消費する軽油量の合計 約 182. 3kL	
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約 540kL) 及び燃料タンク (SA) (約 50kL) の合計約 590kL にて、7 日間は十分に対応可能	

### 3. 電源に関する評価 代替非常用発電機の負荷

#### 評価事故シナジェンス【大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】

表 主要負荷リスト

負荷名称	負荷容量
充電器 (A, B)	113kW
計表用電源 (安全系) (A, B, C, D)	113kW
	22kW (A 充電器を含む)
	22kW (B 充電器を含む)
	22kW (A 充電器を含む)
	22kW (B 充電器を含む)
代替格納容器スプレイポンプ	200kW
アニュラス空気浄化ファン	39kW
中央制御室給気ファン	21kW
中央制御室循環ファン	13kW
中央制御室非常用循環ファン	5 kW
中央制御室照明等	23kW
中央制御室非常用循環フィルター用電気ヒータ	13kW
CY水素濃度計電源盤	6 kW
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ <sup>#1</sup>	7 kW
合計 (連続負荷)	553kW
(最大負荷)	657kW

\*1：事故シナジェンス上の最大負荷としては考慮していないが、代替非常用発電機の出力決定に際しては最大負荷に含める。

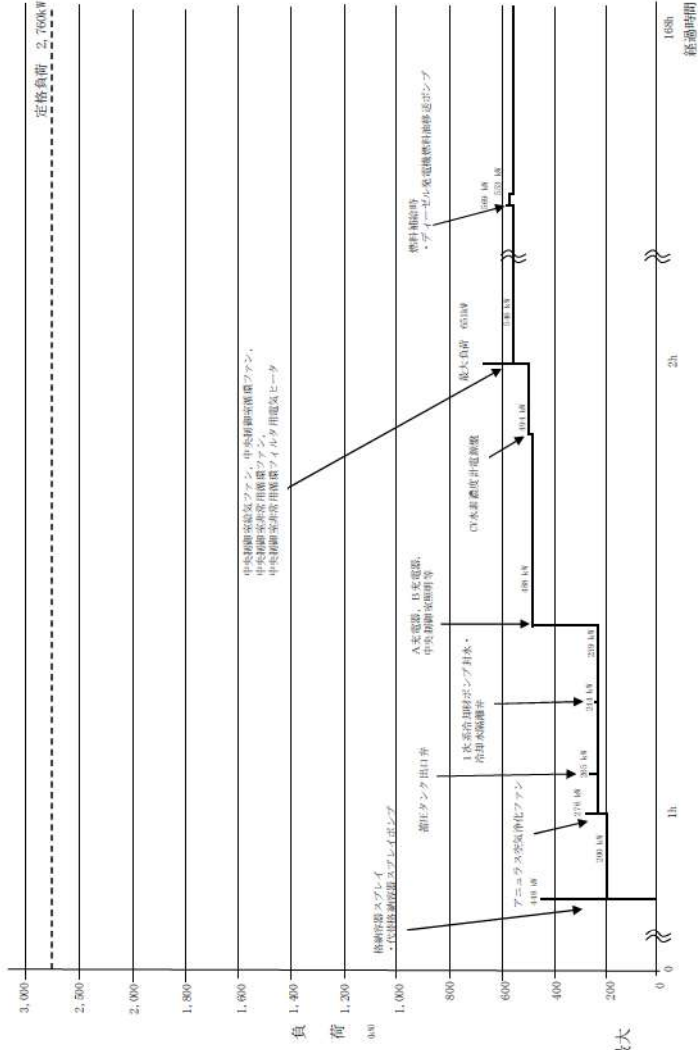


図 負荷積算イメージ

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721T r. 11. 0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.2.1.2 格納容器過温破損

令和5年10月  
北海道電力株式会社



設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
- 7.2 重大事故
- 7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

### 添付資料 目次

- 添付資料7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

## 7.2.1.2 格納容器過温破損

### 7.2.1.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

#### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。

#### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過温により原子炉格納容器の破損に至る。したがって、本格納容器破損モードでは、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器冷却、また、C、D-格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損を防止する。また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに加圧器逃



がし弁の開操作によって1次冷却系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替



格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.2.1表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.2.3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

#### a. 事象の発生及び対応処置

LOCA，過渡事象，全交流動力電源喪失等が発生し，原子炉自動停止，非常用炉心冷却設備作動信号，格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば，原子炉トリップ，安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能，補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば，事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は，出力領域中性子束等である。

#### b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し，ディーゼル発電機が起動失敗することにより，すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0 V」を示したことを確認し，全交流動力電源喪失の判断を行う。また，蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

#### c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し，早期の電源回復不能と判断した場合には，全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機，代替格納容器スプレイポンプ，B-充てんポンプ（自己冷却），加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給，格納容器内自然対流冷却，中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また，安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し，その



後，代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば，代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより，代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇，格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

(添付資料7.1.2.2)

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば，補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は，補助給水流量等である。

f. 低圧注入系，高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において，非常用炉心冷却設備作動信号の発信，低圧注入流量，高圧注入流量等の指示により，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し，格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要



な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

#### g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

#### h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$ mSv/h以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

#### i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$ mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。

なお、1次冷却材圧力が高圧時に炉心損傷の兆候を確認すれば、常時監視する運転員を配置し、炉心出口温度及び原子炉

格納容器内の放射線量率の傾向を把握する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

（添付資料7.2.1.1.1）

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料52-7, 52-9）

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

（添付資料7.2.1.1.2）

l. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制



減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

#### m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切



り替え，以降，原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は，燃料取替用水ピット水位等である。

(添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時，アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として，現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い，B－アニュラス空気浄化ファンを起動する。また，中央制御室の作業環境確保のため，現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い，中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C，D－格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し，格納容器内自然対流冷却を行う。

また，全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は，可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水により，格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は，格納容器内温度等である。

## 7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

### (1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については，「6.2 評価対象の整

理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、原子炉容器破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T\*\*」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故



- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温破損に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化



- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・スプレイ冷却
- ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位、燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

(添付資料7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）の量は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

## (2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.2.1.2.1)

### a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、外部電源が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が機能喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$  (6.6gpm) とし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm (約0.07インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。

(添付資料7.1.2.10, 7.2.1.2.2)

(e) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮するも



のとする。なお、MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(b) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

(c) 加圧器逃がし弁

1次冷却系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。

(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/hとする。

(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイ

タ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように，原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが，原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」にて考慮する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として，「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は，操作等の時間を考慮して，炉心溶融開始の10分後に開始する。

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは，現場操作に必要な移動，操作等の時間を考慮して，炉心溶融開始の30分後に開始する。また，格納容器再循環サンプル水位80%到達（原子炉格納容器保有水量2,270m<sup>3</sup>相当），かつ，原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し，原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開する。その後，格納容器内自然対流冷却開始に伴い，事象発生の24時間後に停止する。

(c) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は，現場操作に必要な移動，操作等の時間を考慮して，事象発生の24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図及び第



7.2.1.2.5図に、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.2.6図及び第7.2.1.2.7図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.2.8図から第7.2.1.2.11図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が動作する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

(添付資料7.2.1.1.5)

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の30分後、事象発生の約3.6時間後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

(添付資料7.2.1.1.13)

事象発生の約18時間後に代替格納容器スプレイを停止することで、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、事象発生の約18時間後から代替格納容器スプレイを再開するこ



とで低下に転じる。

その後、事象発生後の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生後の約45時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シナリオでは1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいはRCPシール部からのシールリークのみを想定していることから、1次冷却材が高温となり、原子炉容器蓋フランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次冷却材の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。

(添付資料7.2.1.2.2, 7.2.1.2.3, 7.2.1.2.4)

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.2.8図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生後の約45時間後に最大値約0.347MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.1.2.9図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生後の約45時間後に最高値約141℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.2.10図に示すとおり，全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.02MPa[abs]である。また，全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を，原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は，炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって，水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値及び温度の最高値は，原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃を超えない。

（添付資料7.2.1.1.16）

本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)，(2)及び(7)の評価項目について，対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち，可燃性ガスの蓄積については，ジルコニウム－水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても，原子炉格納容器が過温破損に至らないことをもって，その影響について確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については，本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く，事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し，環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目については，本評価事故シーケンスと「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容



器雰囲気直接加熱」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」にて評価項目を満足することを確認している。

第7.2.1.2.8図及び第7.2.1.2.9図に示すとおり、事象発生の約45時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.2.5)

#### 7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、

炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心



の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子



炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬



性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、



炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧及びスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器

圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃，約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析の結果を第7.2.1.2.12図及び第7.2.1.2.13図に示す。その結果、事象発生後の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するが、原子炉格納容器



圧力及び温度の上昇はわずかであり，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.1.4.7, 7.2.1.1.20)

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。

##### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作は，解析上の加圧器逃がし弁の開操作として炉心溶融開始の10分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，実際の操作においては，炉心損傷の判断後，準備が完了した段階で実施することとなっているため，操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお，この操作を行う運転員等は，他の操作との重複がないことから，操作開始時間が早まっても，他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件の代替格納容器スプレイの開始操作は，解析上のスプレイ開始時間として炉心溶融開始の30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，実際の操作においては，炉心損傷の判断後，準備が完了した段階で実施することとなっているため，操作開始が早まる可能性があるこ



とから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件の代替格納容器スプレイの再開操作は、解析上の操作開始時間として原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、原子炉格納容器最高使用圧力到達の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操作開始時間として事象発生の24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始操作は、事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定されており、格納容器内自然対流冷却の開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.2.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となる



パラメータに与える影響は小さい。

操作条件の原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.1.2.14図及び第7.2.1.2.15図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧



力0.566MPa [gage] 及び限界温度200°C に対して十分余裕があるため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.2.6)

操作条件の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m<sup>3</sup>以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m<sup>3</sup>に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生の24時間後から20時間以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.2.7)

#### (4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価

大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全溶融炉心の15%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全溶融炉心の15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際

には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。

(添付資料7.2.1.2.8, 7.2.1.2.9)

#### (5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.2.10)

### 7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。



## (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

### a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ（140m<sup>3</sup>/h）については、燃料取替用水ピットを水源とし、水量1,700m<sup>3</sup>の使用が可能であることから、事象発生約3.6時間後から約15.7時間後までのスプレイ継続が可能である。また、事象発生約12.9時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

### b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続には約138.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注



水及び燃料取替用水ピットへの海水補給については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。

#### c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）未滿となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料7.2.1.2.11）

#### 7.2.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、原子炉格納容器内の雰囲気温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、安定状態に向けた対策としてC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

なお、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、溶融炉心によるコン



クリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及びC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効である。



第7.2.1.2.1表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（1/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動信号, 格納容器スプレッド信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入及び格納容器スプレッドの作動状況を確認する。その後, 低圧注入系及び高圧注入系の動作不能, 補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば, 事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul>	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し, 全交流動力電源喪失の判断を行う。また, 蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	蓄電池（非常用）*	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレッドポンプ, B-1充てんポンプ（自己冷却）, 加圧器逃がし弁及びエアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給, 格納容器内自然対流冷却, 中央制御室非常用循環系ダンプの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> <li>・ 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯槽* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー	—

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.1.2.1表 「零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（2/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</li> </ul>	—	—	加圧器水位* 1次冷却材圧力（広域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内低レンジエリアモニタ（低レンジ）* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）*
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</li> </ul>	【タービン動補給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	—	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*
f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</li> </ul>	—	—	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用）* 格納容器内温度*
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度指示が 350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</li> </ul>	格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 代替非常用発電機 デイジーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク（SA）	可搬型格納容器内水素濃度計 測ユニット 可搬型ガスサンプ用冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプ用リング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計 測ユニット 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）  
 □：有効性評価上考慮しない操作



第7.2.1.2.1表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（3/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*</li> </ul>
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</li> <li>1次冷却材圧力が高圧時に炉心損傷の兆候を確認すれば、常時監視する運転員を配置し、炉心出口温度及び格納容器内の放射線量の傾向を把握する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）*</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）*</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）*</li> </ul>
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイター温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</li> </ul>	格納容器水素イグナイター 格納容器水素イグナイター温度監視装置 原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 代替非常用発電機 デイジーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム—水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。</li> </ul>	代替非常用発電機 デイジーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー	格納容器内水素濃度 アニュラス水素濃度（可搬型）

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
：有効性評価上考慮しない操作



第7.2.1.2.1表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（4/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
		1. 1次冷却系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa [gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。</li> <li>なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</li> </ul>	加圧器逃がし弁*
m. 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</li> <li>格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</li> <li>なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</li> </ul>	—	加圧器逃がし弁操作用バッテリー	—
		代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取替用水ピット水位* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位
		燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* B-充てんポンプ* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取替用水ピット水位*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.2.1表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（5/5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備
n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給（窒素ポンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファーンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	B-アニュラス空気浄化ファーン* B-アニュラス空気浄化フィルタユニット* 中央制御室給気ファーン* 中央制御室循環ファーン* 中央制御室非常用循環ファーン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室非常用循環フィルタユニット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンベ 可搬型タンクローリー
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	C、D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの



第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 （初期）	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 （初期）	$15.41 + 0.2\text{MPa} [\text{gage}]$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 （初期）	$306.6 + 2.2^{\circ}\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	50t（1基当たり）	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件



第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故）（2/3）

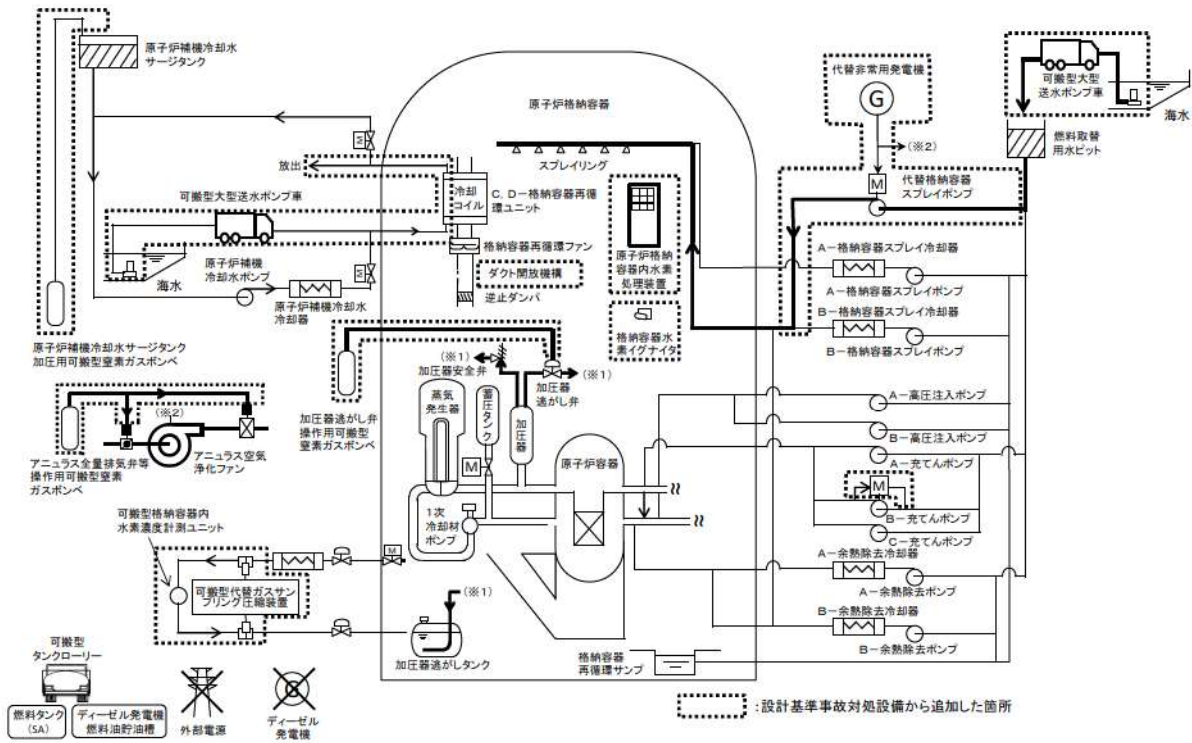
項目		条件設定の考え方	
主要解析条件		条件設定の考え方	
起因事象	外部電源喪失	起因事象として，外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に 対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
RCPシール部からの漏えい 率（初期）	定格圧力において 約1.5m <sup>3</sup> /h (6.6gpm) （1台当たり）相当となる 口径約0.2cm（約0.07インチ） （1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮 定）	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり，外部電源なしを想定。	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で，水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお，水の放射線分解等による水素発生量は少なく，影響が軽微であることから考慮していない。	

事故条件

第7.2.1.2.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/3）

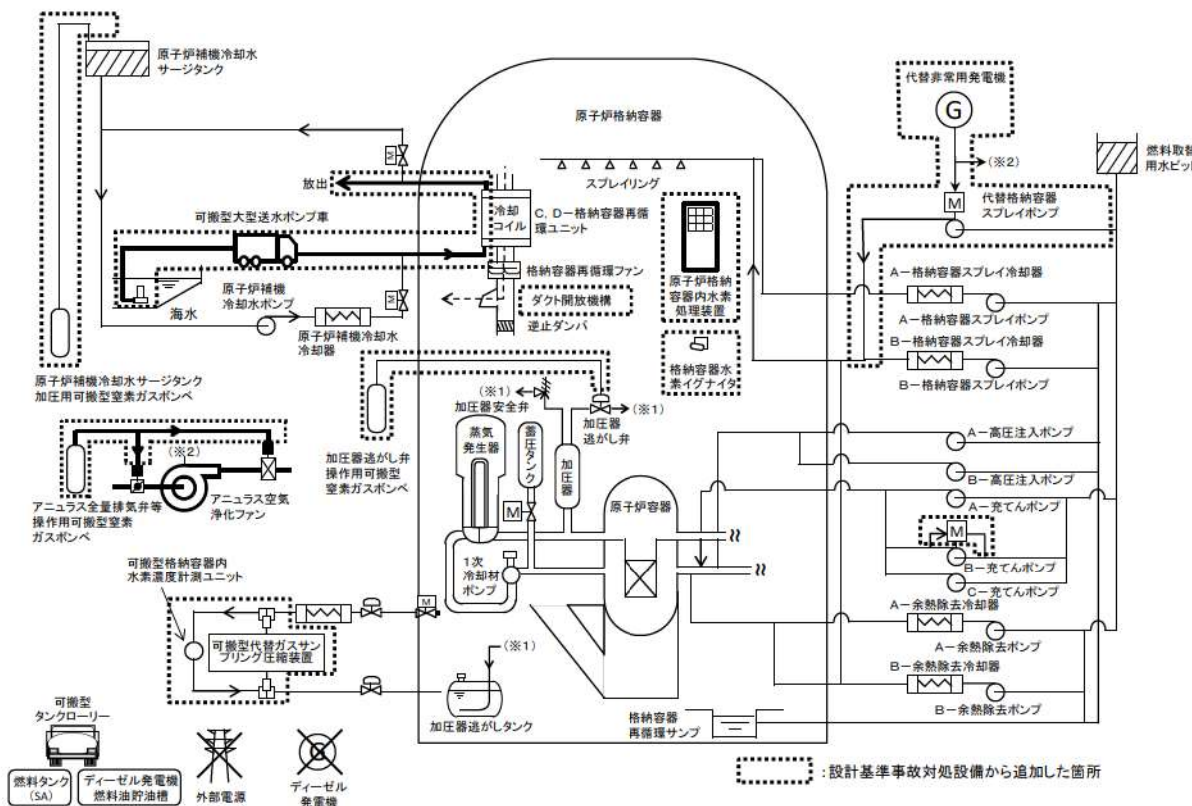
項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関する機器条件	原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	
	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	
	加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	
	格納容器再循環ユニット	1 基当たりの除熱特性(100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW) 2 基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	
	重大事故等対策に関する操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦停止	格納容器再循環サンプ水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,270m <sup>3</sup> 相当) + 原子炉格納容器最高使用圧力未滿	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
停止		事象発生後の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。	
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。		





第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」  
の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）

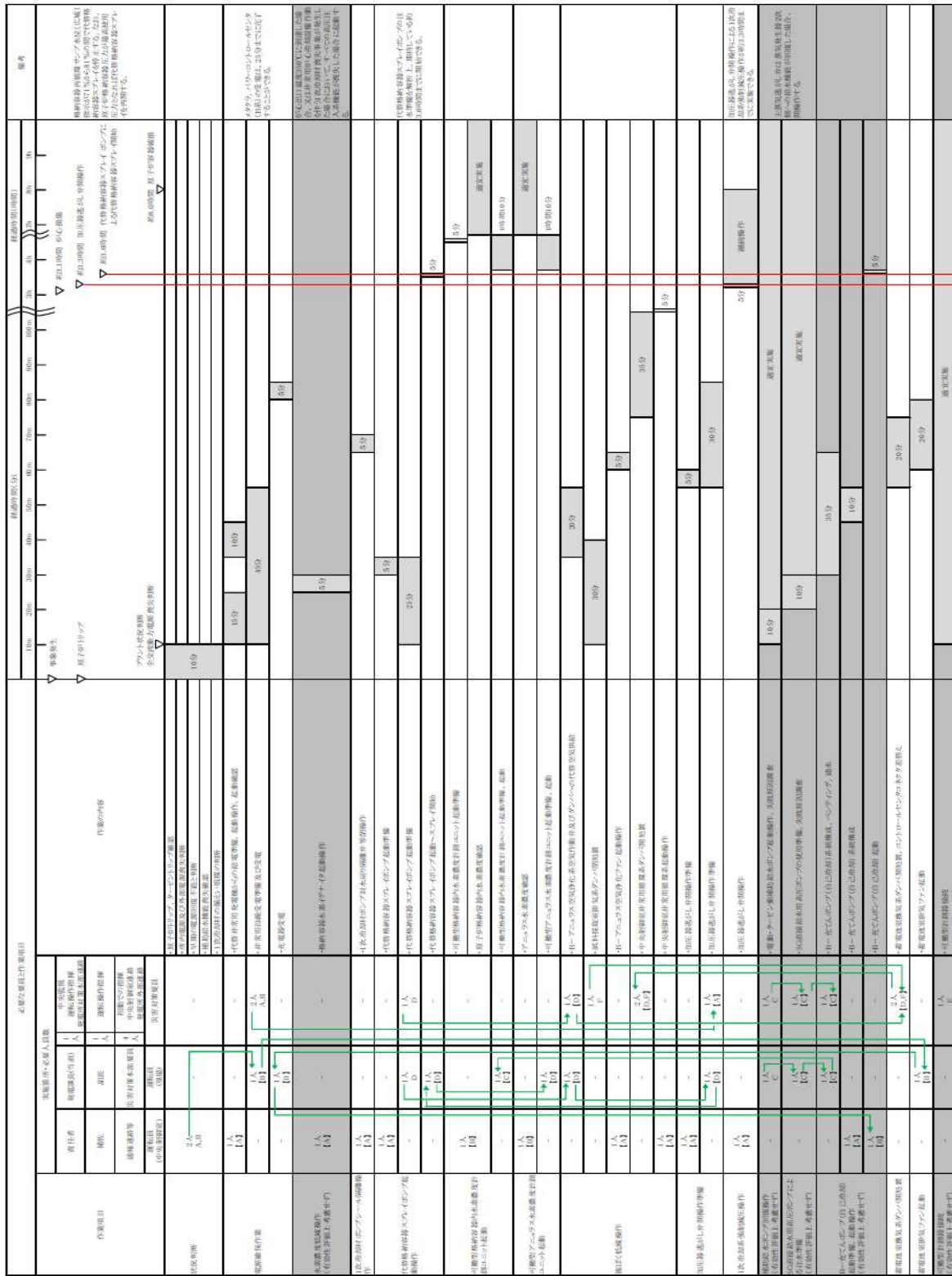
（1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレー）



第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」  
の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）（格納容器内自然対流冷却）



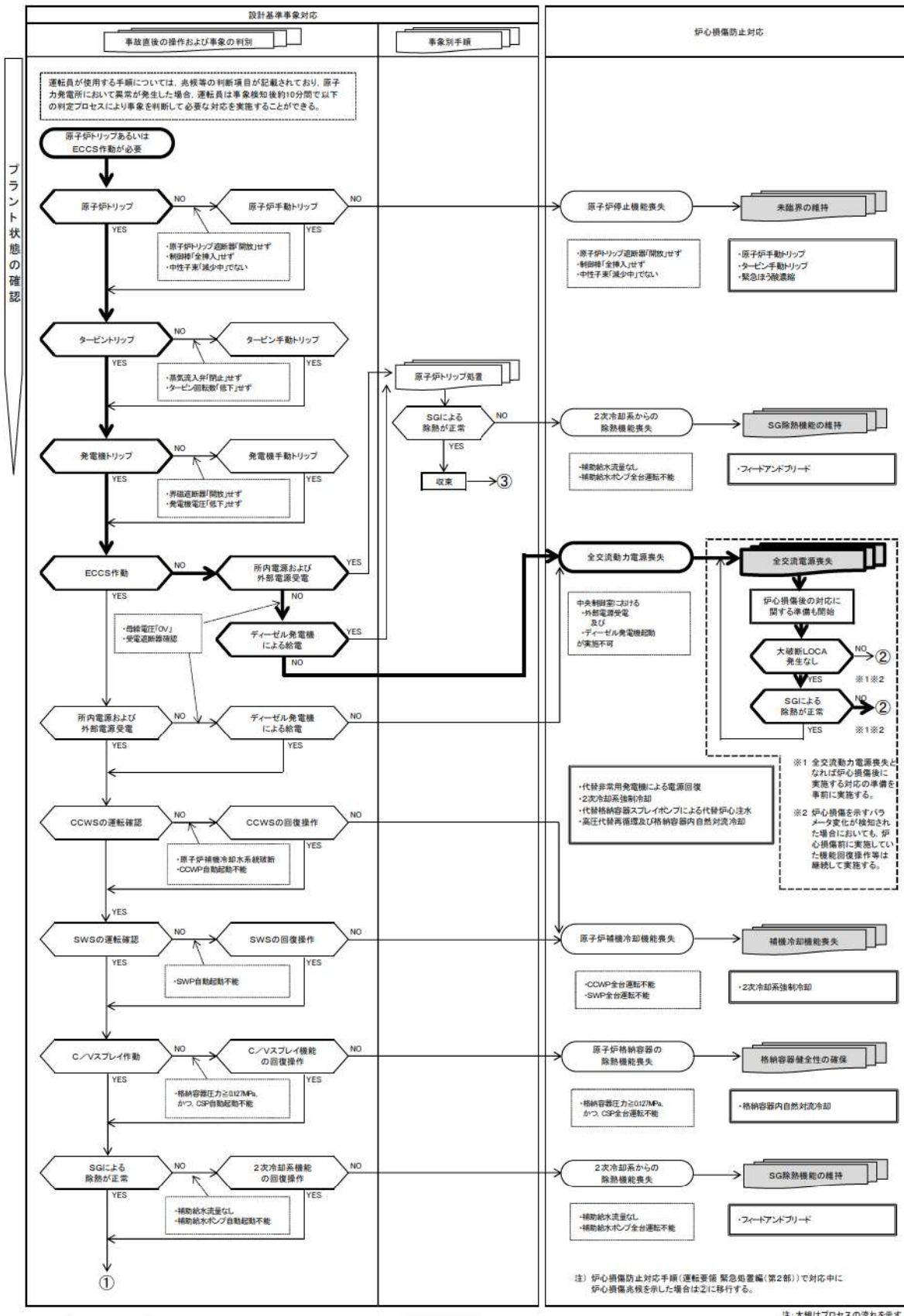




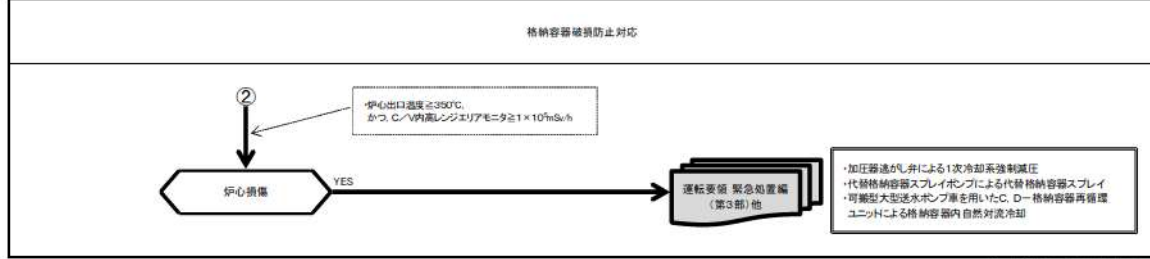
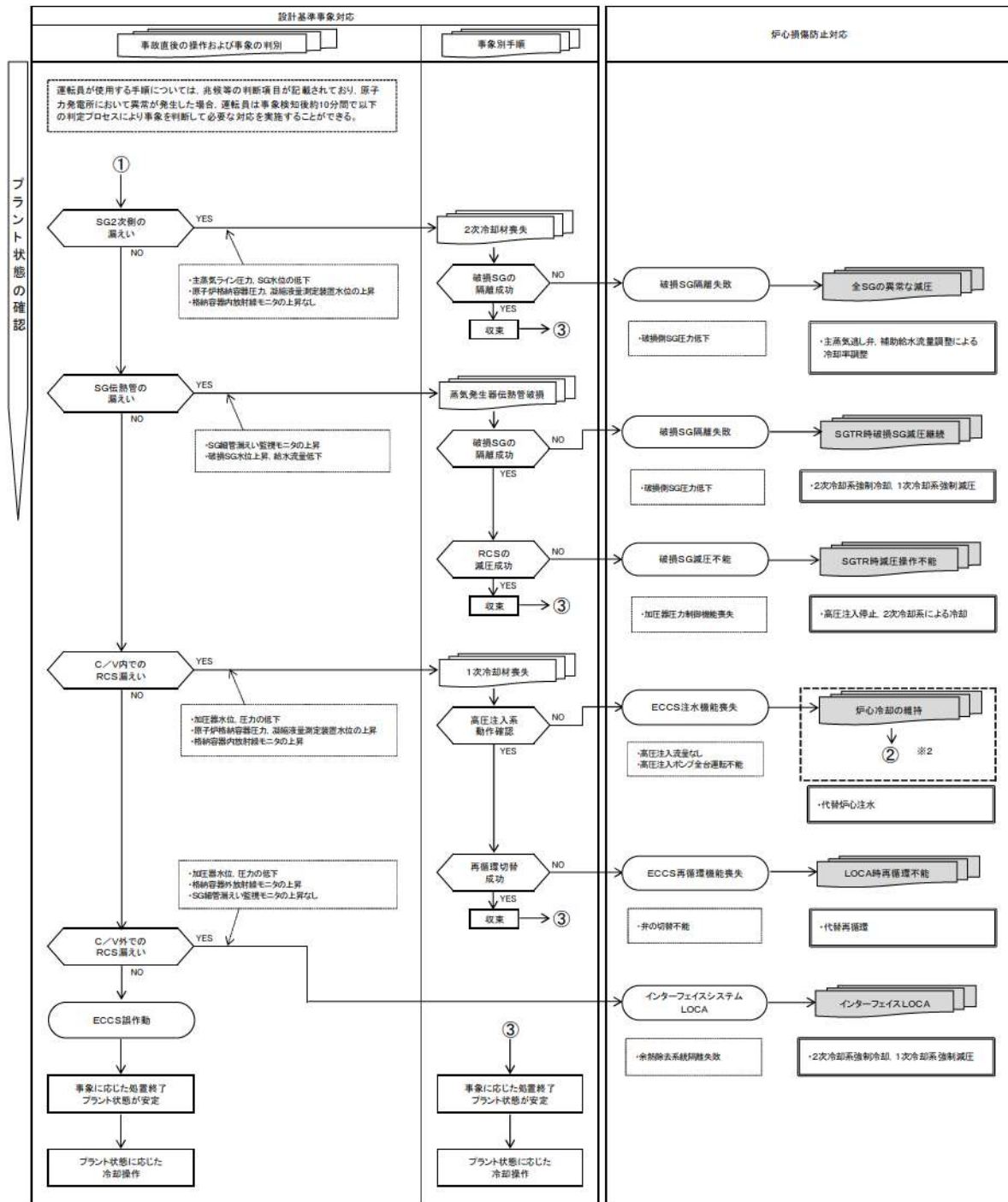
第 7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）





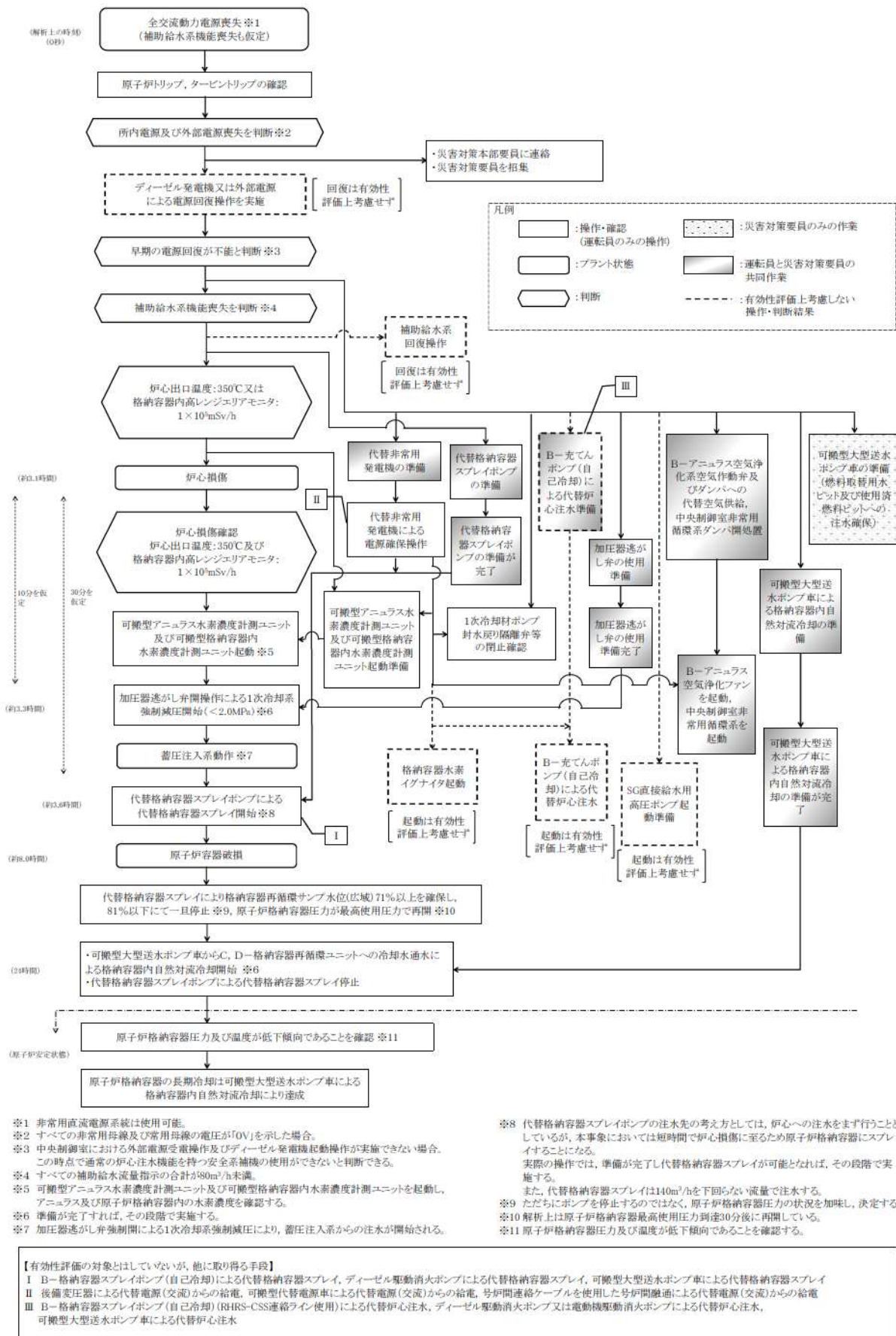


第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（判定プロセス）  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1 / 2）



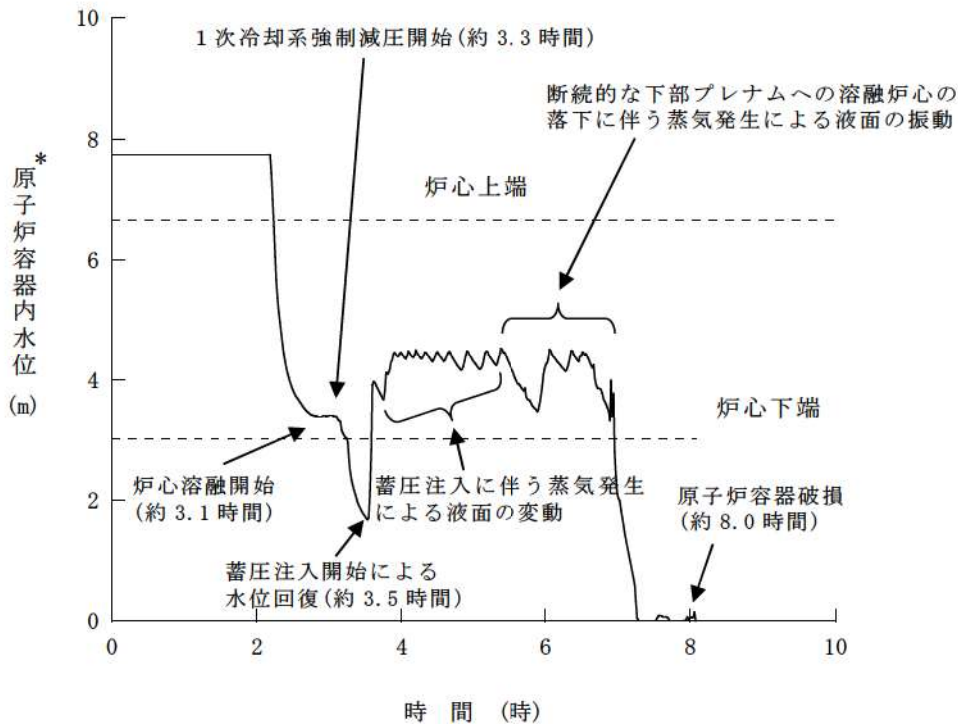
注: 太線はプロセスの流れを示す  
 凡例: [Symbol] 設計基準事象対応手順(運転要領 緊急処置編(第1部)) [Symbol] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順(運転要領 緊急処置編(第2部)及び緊急処置編(第3部))

第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)の事象進展(判定プロセス)  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/2)



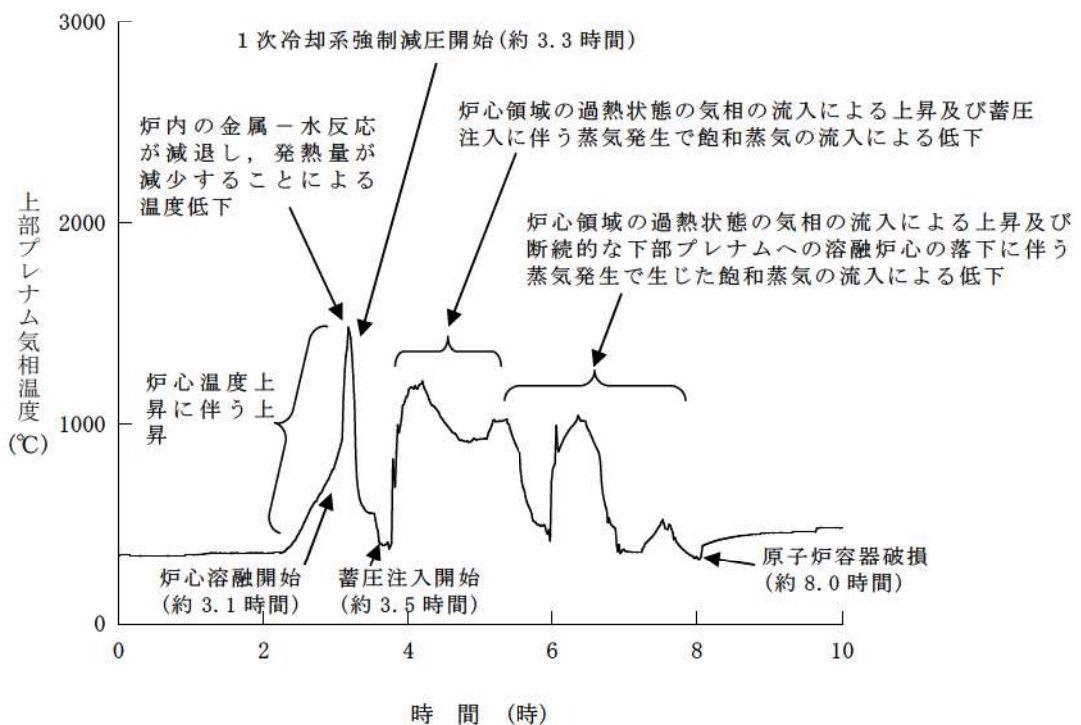
第 7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）



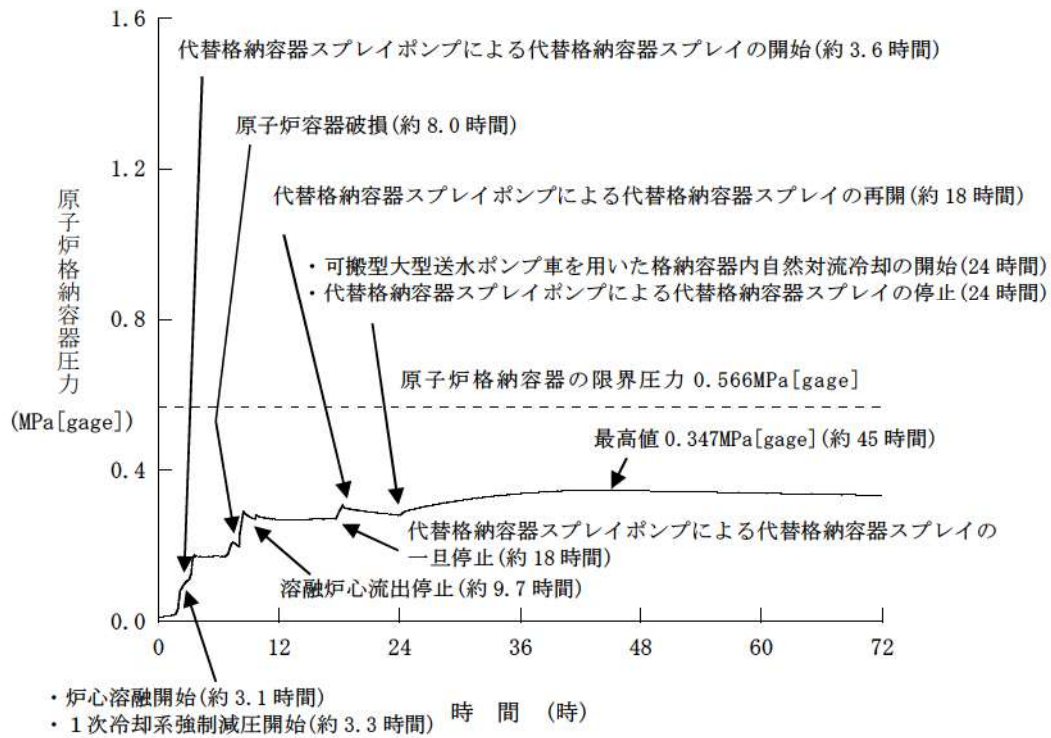


\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

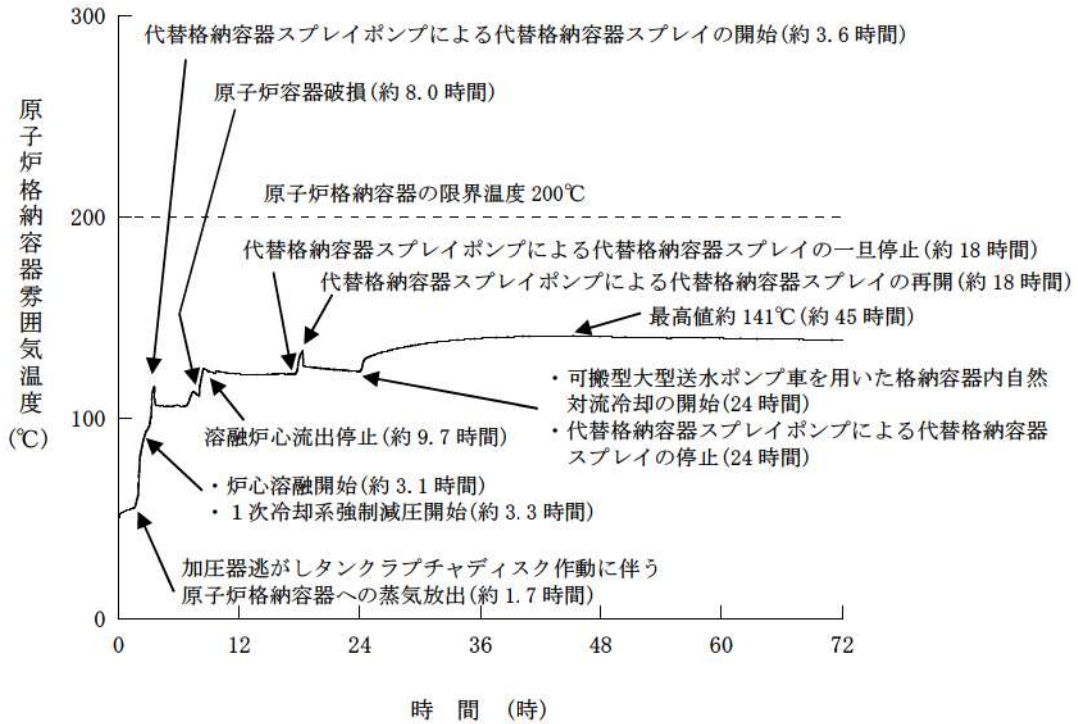
第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移



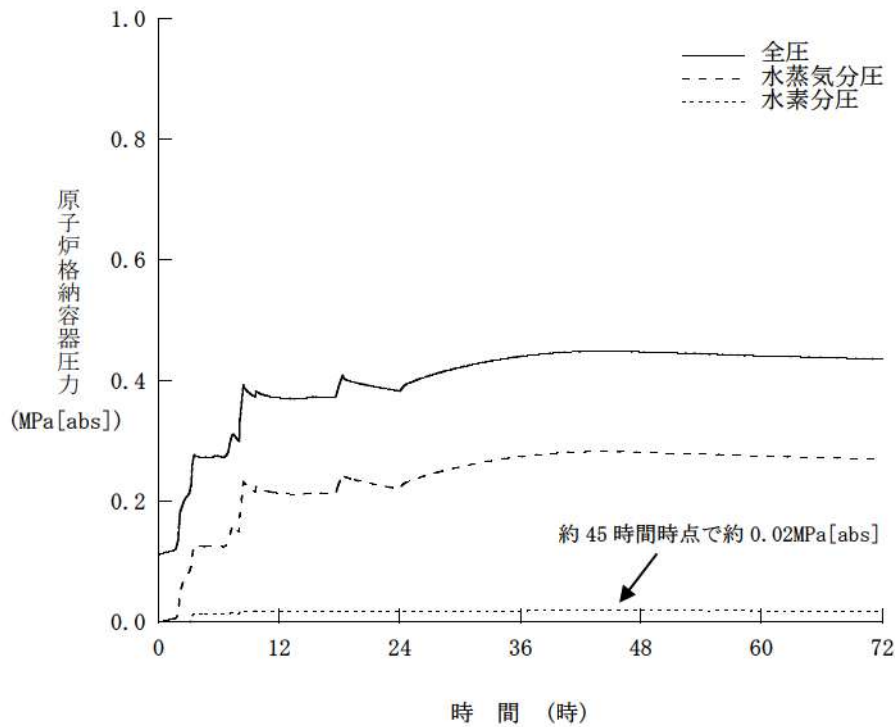
第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移



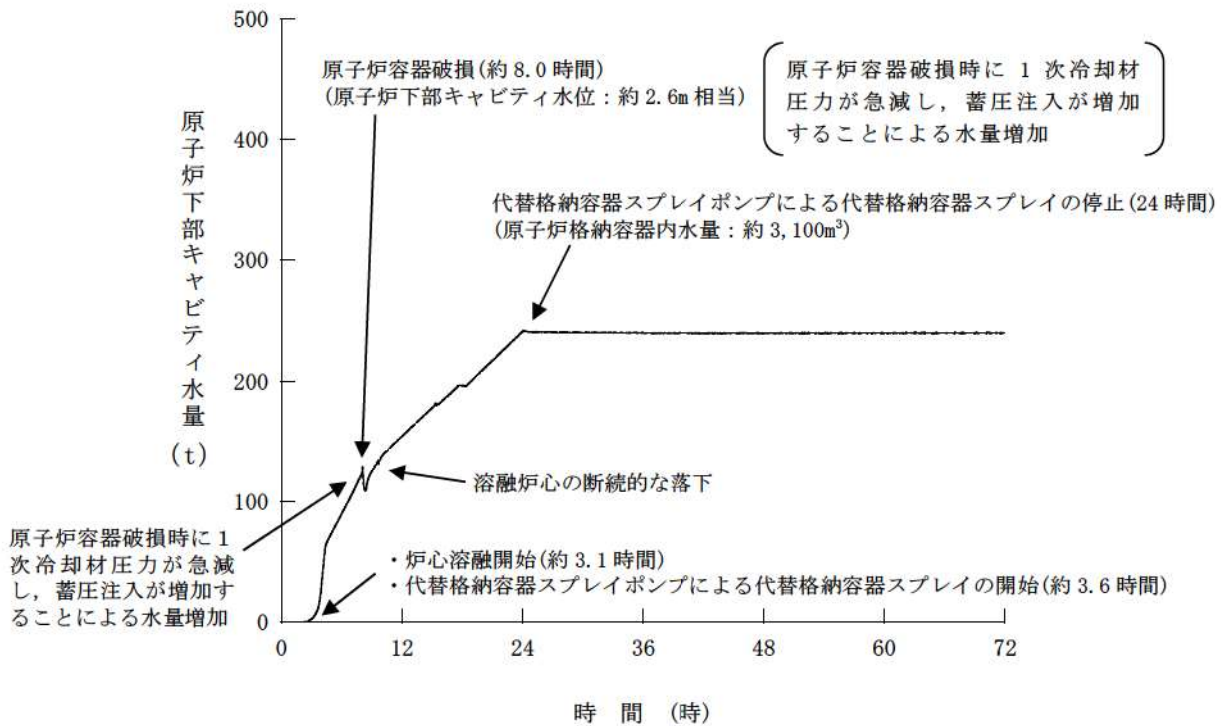
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

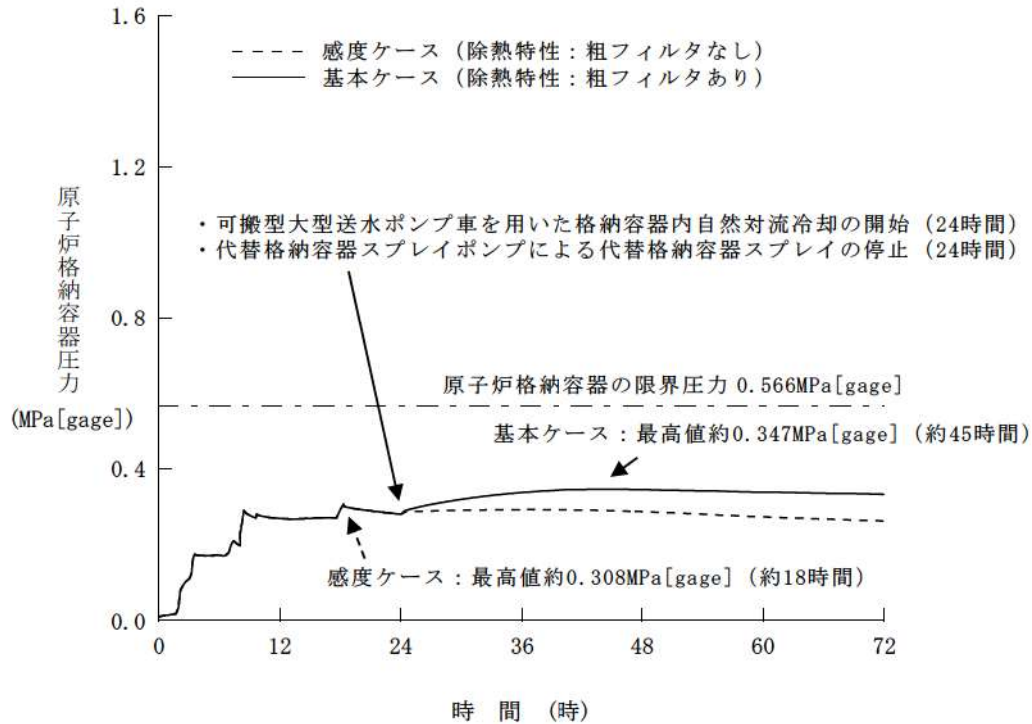


第 7. 2. 1. 2. 10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧  
(絶対圧) の推移

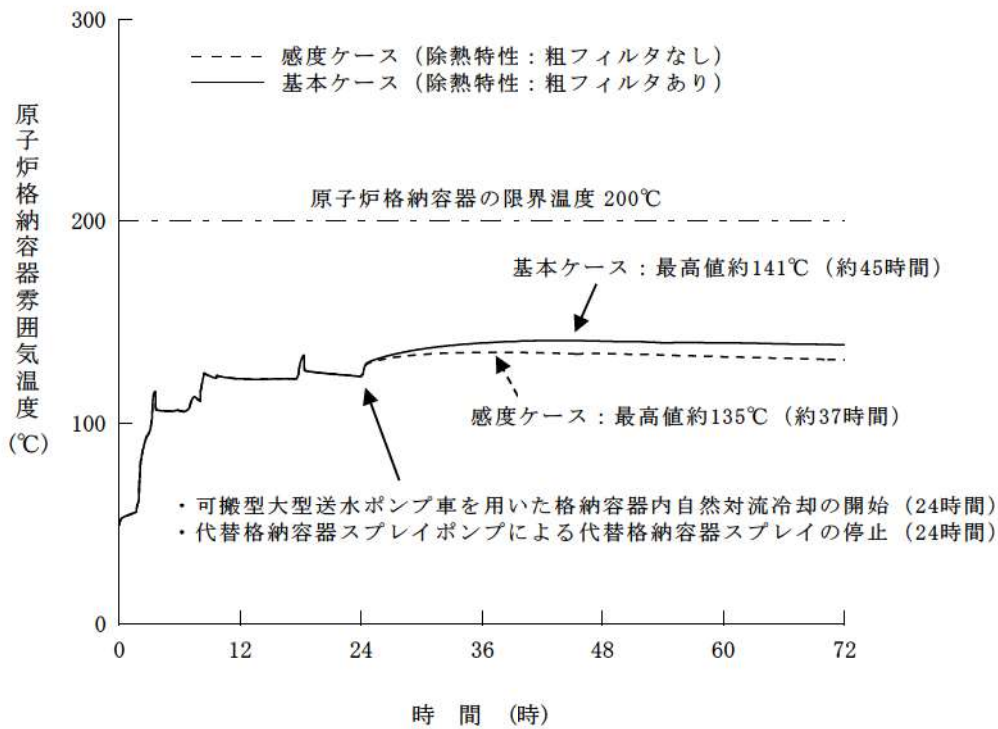


第 7. 2. 1. 2. 11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移

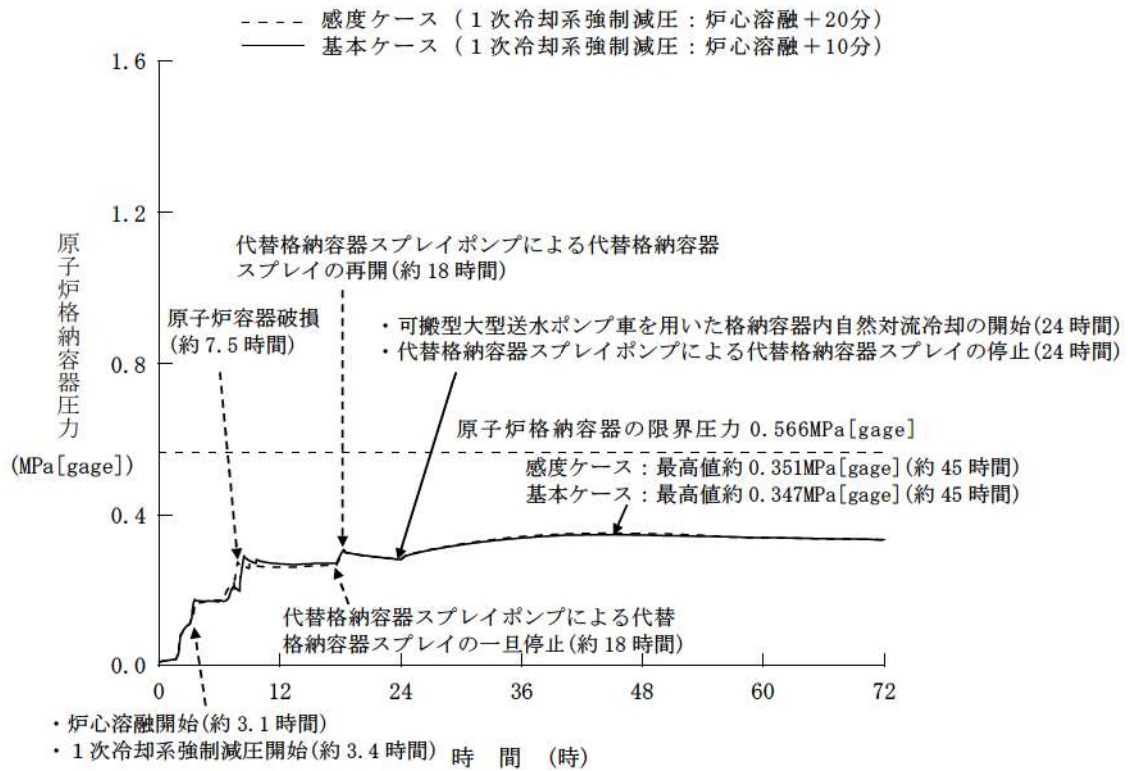




第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

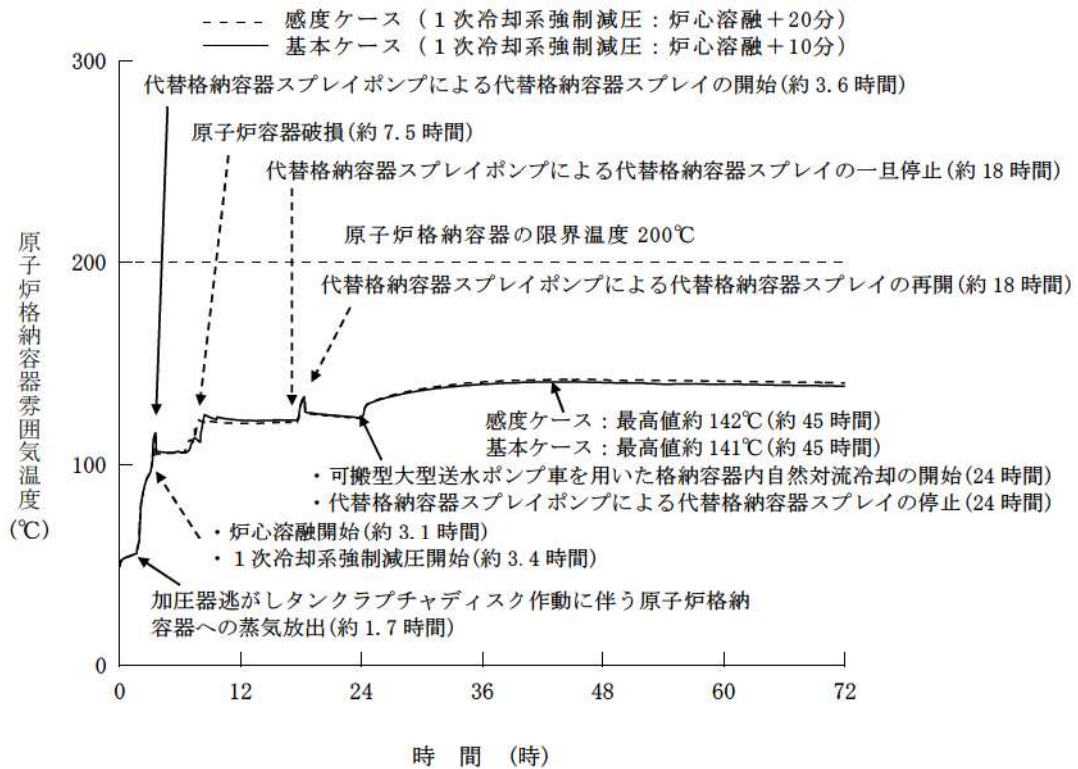


第 7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)



第 7.2.1.2.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）  
及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 1 に示す。



表1 システム熱水力解析用データ  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)  
 及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備 1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答遅れ	65%定格点 1.8秒	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 1次冷却材ポンプからの漏えい 率 (定格圧力時) 2) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 3) 加圧器逃がし弁 i 開操作開始条件 ii 個数 iii 容量 4) 代替格納容器スプレイポンプ i 開始条件 ii 台数 iii 容量 iv 一旦停止条件 v 間欠運転条件 vi 完全停止条件 5) 格納容器再循環ユニット i 開始条件 ii 台数	約 1.5m <sup>3</sup> /h (6.6gpm) (1台当たり) 3基 (1ループ当たり1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) 炉心溶融開始から10分後 2個 95t/h (1個当たり) 炉心溶融開始から30分後 1台 140m <sup>3</sup> /h (1)原子炉格納容器内保有水量が 2,270m <sup>3</sup> に到達 (2)原子炉格納容器圧力が最高使 用圧力 (0.283MPa[gage]) 未満 (1)原子炉格納容器圧力が最高使 用圧力 (0.283MPa[gage]) に到 達してから30分後 (2)原子炉格納容器圧力 0.233MPa[gage]まで低下で停止 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後 2台	実機評価値と同程度の値 設計値 最低保持圧力 最低保有水量 運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作条件 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方

「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について

#### 1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下、「DCH」という。）」では、原子炉格納容器内温度の静的負荷や1次冷却材圧力を厳しく評価するため、全交流動力電源喪失に蒸気発生器2次側への補助給水失敗を重畳させた評価事故シーケンスを選定している。

全交流動力電源喪失と補助給水失敗が発生すると、蒸気発生器からの除熱が低下することで1次冷却材圧力が上昇を開始するが、加圧器安全弁の開放及び閉止により圧力上昇は抑制され、高圧状態が維持される。その後、加圧器安全弁及び1次冷却材ポンプ（以下、「RCP」という。）シール部からの冷却材流出により原子炉容器内水位は低下し、その結果、炉心露出に至り、炉心で発生する蒸気は炉心露出部で過熱され、1,000℃を上回る高温過熱蒸気が上部プレナム、高温側配管、加圧器、蒸気発生器、クロスオーバ配管、RCP及び低温側配管に流入する可能性がある（図1参照）。しかし、本評価事故シーケンスでは、DCH対策における有効性評価の観点から、1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、「RCPB」という。）からの漏えいを少なくなるよう、RCPシールからシールリークのみの漏えいを想定している。

本資料では、高温過熱蒸気下におけるRCPBの健全性を現実的に評価した上で、漏えいが事象進展に与える影響について確認した。

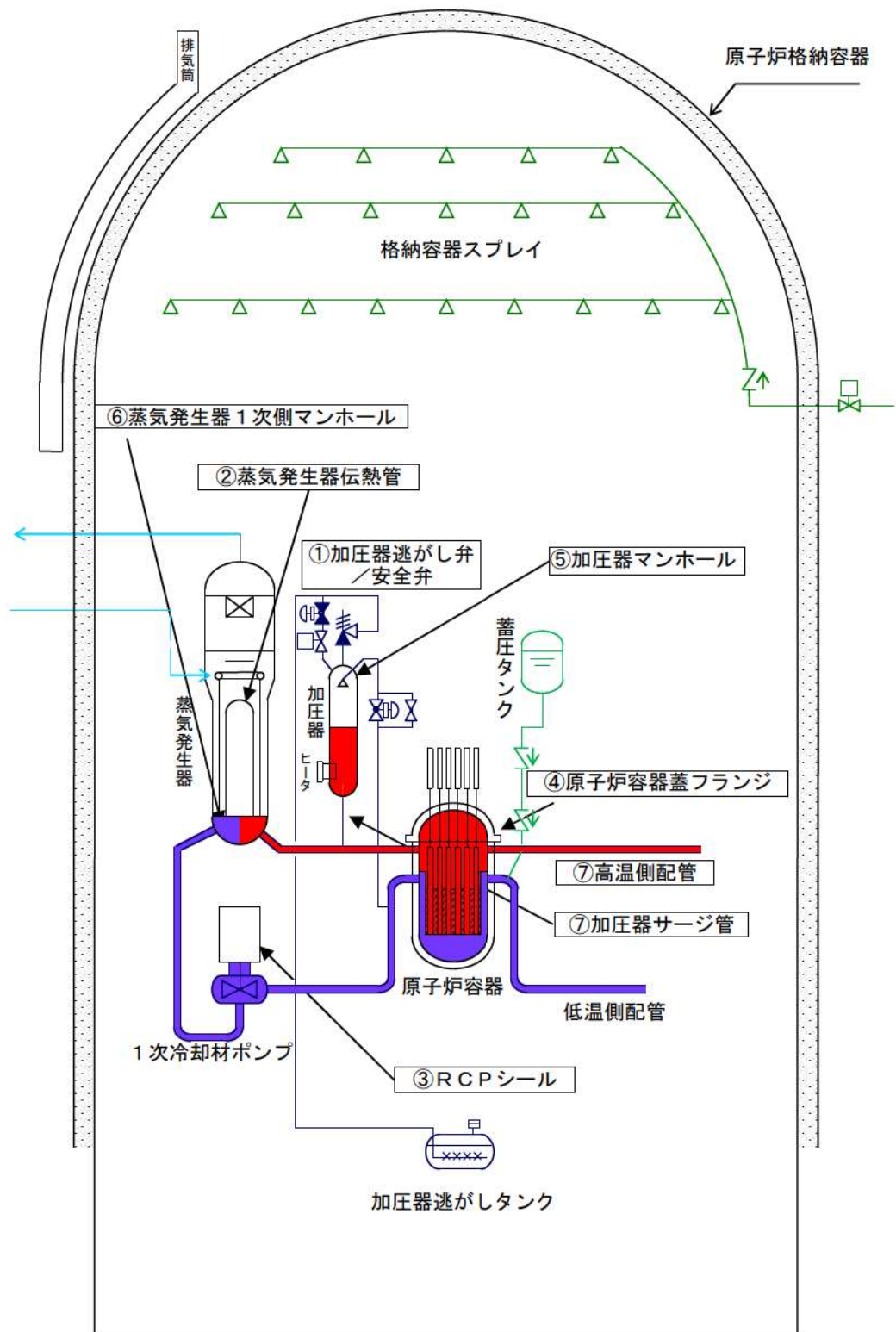


図1 概略系統図



## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性評価

1次冷却材圧力を高く保持することとした当該シーケンスにおける原子炉各部の冷却材並びに構造材の温度変化を図2-1～図2-4に示す。これらの評価に基づき、原子炉各部位及び機器健全性評価結果を以下にまとめる。

### (1) 評価対象部位等の抽出の考え方

RCPBの健全性評価にあたって、その健全性の検討が必要と考えられる部位及び機器等を以下のとおり抽出した。

#### a. 加圧器逃がし弁及び安全弁

当該シーケンスでは、加圧器安全弁による1次冷却材圧力上昇の抑制、加圧器逃がし弁の強制開放による1次冷却系減圧操作がアクシデントマネジメント策となることから、弁機能が保持される必要がある。

#### b. 蒸気発生器伝熱管

「炉心損傷防止対策」において格納容器バイパスに対する有効性評価が実施されているが、過熱蒸気が蒸気発生器伝熱管に流入して高温クリープによる損傷が生じる可能性がある。

#### c. RCP シール

前述の通り、当該シーケンスでは1次冷却材圧力を高く評価するようRCPシールLOCAではなくシールリークの発生を想定しているが、当該シーケンスでは1次冷却材の圧力及び温度が高くなることから、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。

#### d. その他

過熱蒸気によるRCPB機能の喪失として、過熱蒸気により構造材温度が上昇することによる接続部のボルトの締付荷重の低下、また、過熱蒸気によるシール材の損傷が挙げられる。また、1次冷却系と原子炉格納容器系の圧力差が配管にかかる応力となることから、構造材が高温化することによるクリープ破損の発生も想定される。

ここでは、加圧器逃がし弁の強制開放による1次冷却系減圧がなされるまでに、過熱蒸気が侵入する以下の部位及び機器を評価対象として抽出する。

- (1) 原子炉容器上部領域
- (2) 高温側配管
- (3) 加圧器
- (4) 加圧器マンホール

(5) 蒸気発生器 1 次側マンホール

また、高温クリープによる損傷の観点から、以下を評価対象として抽出する。

(6) 高温側配管

(7) 加圧器サージ管

## (2) 評価対象部位等の抽出結果

(1) に基づき、1 次冷却材圧力が高く保持された場合を想定して、RCPB 健全性評価が必要な部位及び機器の抽出を行った。評価の対象として抽出した部位及び機器は以下の通りである。

①加圧器逃がし弁及び安全弁 (a. 及び d. (3) より)

②蒸気発生器伝熱管 (b. より)

③RCP シール (c. より)

④原子炉容器蓋フランジ (d. (1) より)

⑤加圧器マンホール (d. (4) より)

⑥蒸気発生器 1 次側マンホール (d. (5) より)

⑦高温側配管及び加圧器サージ管 (d. (2), (6) 及び (7) より)

高温側配管と加圧器サージ管について、炉心上部プレナムから高温蒸気が直接流入して熱的に厳しい条件となること、また、これら配管の破断が原子炉格納容器応答に与える影響は定性的に同じとなることから、ここでは高温側配管を代表させる。

## (3) 漏えい評価

1 次冷却材圧力が高く保持された当該シーケンスの過渡応答図を図 2-1 ~ 2-4 に示し、これらの図から抽出した部位及び機器からの漏えい評価を以下のとおり行った。

### ①加圧器逃がし弁及び安全弁

事故発生後、加圧器安全弁が作動している事故後の約 3.3 時間までは、加圧器の流体温度、構造材温度 (図 2-4) は約 350°C に留まり、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度 (360°C) を下回ることから、加圧器逃がし弁及び安全弁は圧力上昇を抑制する機能を保持する。

その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて 1 次冷却系減圧が開始すると同時に、加圧器内の過熱蒸気流量が増加し、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。加圧器の蒸気温度及び構造材温度は最大で約 920°C、約 860°C に至るが、別紙 1 に示すとおり流路閉塞はなく流路は



わずかに広がる方向であること、フェイルクローズによる閉止の懸念はないことから、事象進展に影響を与えることはない。

### ②蒸気発生器伝熱管

加圧器逃がし弁と同様に、事故発生後、しばらくは蒸気発生器伝熱管の蒸気温度及び構造材温度は約 350℃程度に留まる（図 2-4）。事故進展とともに原子炉容器内水位が低下すると、上部プレナムと蒸気発生器入口プレナム、もしくは出口プレナムとの間に蒸気対流が発生し、伝熱管の温度が上昇する。

海外の知見<sup>\*</sup>を参照すると、炉心溶融後にクリーブ破損によって蒸気発生器伝熱管が破損に至る（TI-SGTR）には、2次冷却系が低圧となる必要があるなど極めて限定的な条件を満たす場合に発生しうる事象であることが解析的に確認されている。当該シーケンスでは、主蒸気安全弁の作動により蒸気発生器2次冷却系の健全性は保たれ、2次冷却系が著しく減圧することはないことから、TI-SGTR が発生することはない、事象進展に影響を与えることはない。

※：「NUREG/CR-6995 SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluation of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR」

### ③RCP シール

事故発生後、全交流動力電源喪失に伴う原子炉補機冷却機能喪失により、1次冷却材及び構造材温度は約 350℃以上に至り、原子炉容器内水位の低下により蒸気が流入すると冷却材及び構造材温度は更に上昇する（図 2-3）。RCP シールの耐環境性試験にて 290℃までの健全性は確認されているが、350℃の温度条件下においてはシールが損傷して LOCA 相当の冷却材漏えいが生じると想定される。

### ④原子炉容器蓋フランジ

事故発生後、炉心露出により蒸気は著しく過熱され、事故後の約 3.1 時間で上部プレナムに流入する蒸気温度は 1,000℃を上回る状態になる。また、原子炉容器蓋の構造材温度も上昇して 400℃を上回る状態となる（図 2-1 及び図 2-2）。

原子炉容器蓋フランジは上部プレナムの上部に位置し、スタッドボルトにより締付けられ、原子炉容器シール材により冷却材の漏えいを防止している。構造材温度が上昇して 400℃を超えると原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下することから漏えいが生じるが、原子



炉容器スタッドボルトにかかる引張応力（443MPa<sup>\*1</sup>）は降伏応力（642MPa<sup>\*2</sup>）を下回ることから、原子炉容器スタッドボルトは弾性変形範囲にとどまり、破損することはない。

なお、原子炉容器シール材の最高使用温度が 550℃であり、前述の蒸気及び構造材温度から原子炉容器シール材も損傷するものと考えられるが、原子炉容器シール材自体は、原子炉容器蓋に形成されている溝の中で、その形状を維持することから、原子炉容器シール材自体に過度の変形及び損傷は発生しないと考えられる。

※1：圧力を原子炉容器の最高使用圧力と仮定、原子炉容器蓋が押し上げられる荷重が全てボルトに作用すると仮定

※2：原子炉容器スタッドボルトの温度は 500℃以下になると想定されるが、保守的に原子炉容器スタッドボルトの温度を、ASME に記載されているボルト用合金鋼の最高温度 525℃と仮定

#### ⑤加圧器マンホール

加圧器の流体及び構造材温度の推移は①で述べた通りである。加圧器逃がし弁の強制開放までは約 350℃に留まり、この温度ではボルト締付荷重の低下が原因で、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケットの最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

（図 2-4）

なお、加圧器逃がし弁強制開放後の加圧器内の蒸気及び構造材温度の上昇により、加圧器マンホールからの漏えいが想定される。しかし、加圧器内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、シール材の損傷により想定される加圧器マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、加圧器マンホールからの流出は小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

#### ⑥蒸気発生器 1 次側マンホール

蒸気発生器の流体及び構造材温度の推移は②で述べた通りである。上部プレナムと蒸気発生器プレナム間の対流による影響による温度上昇が生じるまでの温度は約 350℃に留まり、同温度ではマンホールボルトの締付荷重が低下し、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケット最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

事故発生後の約 2.3 時間で蒸気発生器 1 次側の蒸気及び構造材温度が上昇を開始するが、その温度上昇は限定的で、また、加圧器逃がし弁強制開放により一時的に上昇も抑制される。その後、蒸気流れによ

り緩やかに温度が上昇して構造材温度は約 460℃まで達するが、1次冷却系内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、ボルト締付荷重の低下により想定される蒸気発生器1次側マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、蒸気発生器1次側マンホールの漏えいは小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑦高温側配管及び加圧器サージ管

蒸気発生器伝熱管と同様に、事故後の約 2.3 時間までの1次冷却材及び構造材温度は約 350℃に留まるが、上部プレナムと蒸気発生器入口及び出口プレナム間の自然対流が発生すると温度上昇が開始する(図2-1及び図2-2)。事故の約 3.3 時間で加圧器逃がし弁強制開放により一時的に蒸気及び構造材温度が増加するため、漏えいが生じる可能性がある。

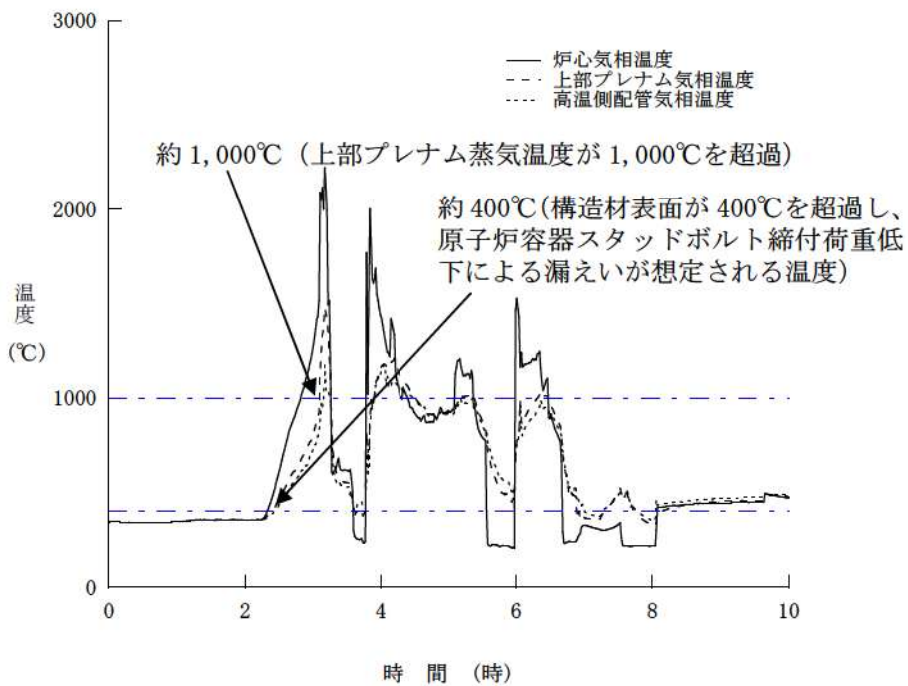


図 2-1 炉心、上部プレナム及び高温側配管の流体温度

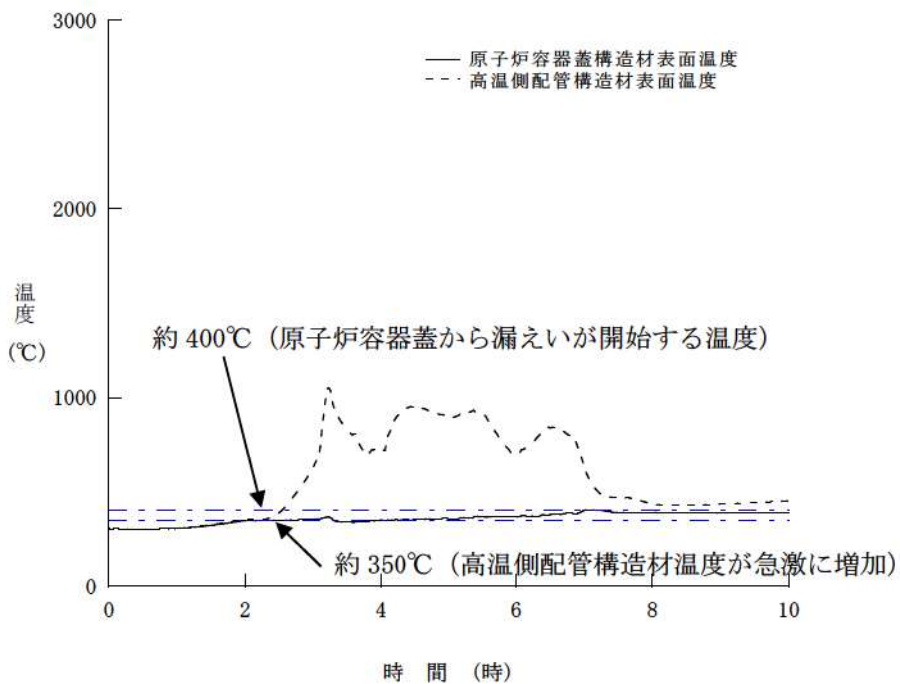


図 2-2 原子炉容器蓋及び高温側配管の構造材温度



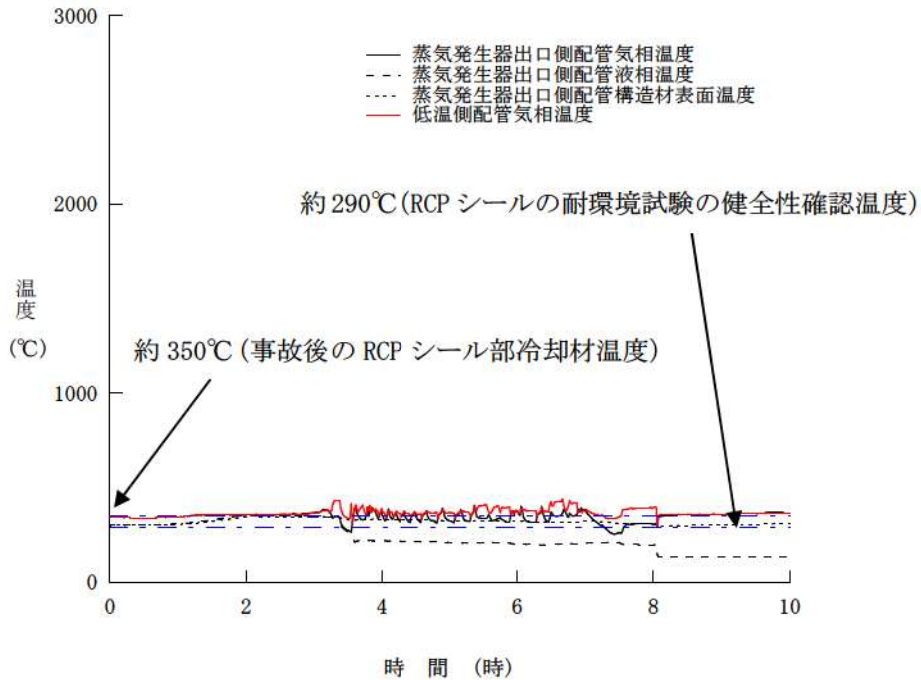


図 2 - 3 蒸気発生器出口側配管及び低温側配管の流体・構造材温度

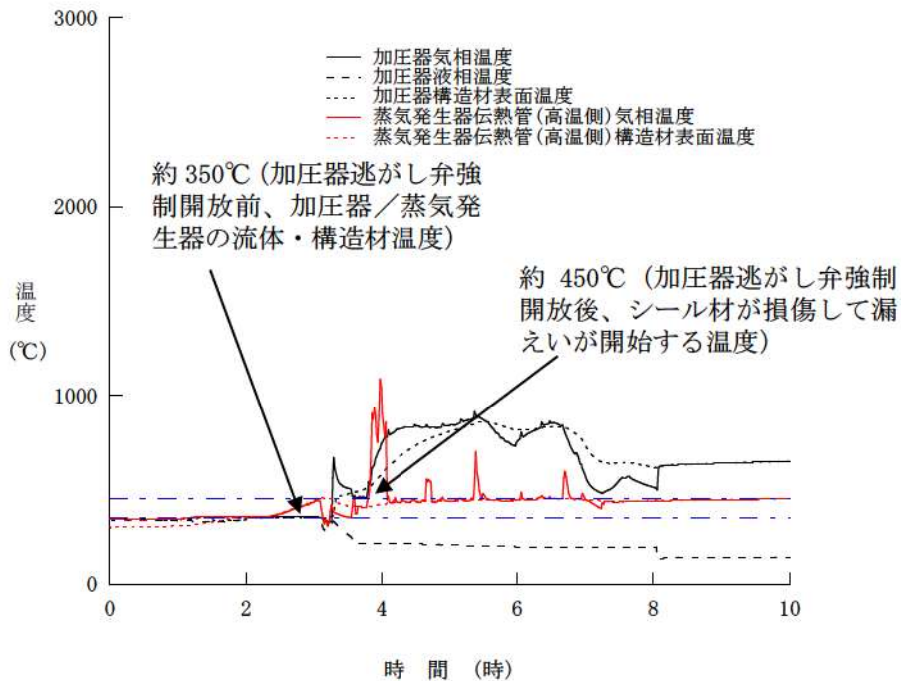


図 2 - 4 加圧器及び蒸気発生器の流体・構造材温度

### 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが事象進展に与える影響

#### (1) 事象進展に与える影響評価

前章で評価したとおり、全交流動力電源喪失+補助給水失敗時に想定される RCPB 各部で漏えいが想定される部位及び機器は以下の3つである。

- ・ RCP シール
- ・ 原子炉容器蓋フランジ
- ・ 高温側配管

全交流動力電源喪失+補助給水失敗が発生した場合、現実的にはまず RCP シール LOCA が発生する。

運転員は2次冷却系からの冷却を試みるが、補助給水失敗が重畳することから、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様、フィードアンドブリードを実施することとなる。

そこで、当該シーケンスにおいて RCP シールから約  $99\text{m}^3/\text{h}$  (泊3号炉のシール LOCA 時の漏えい量) の漏えいが発生し、フィードアンドブリードを実施した場合の1次冷却材圧力、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度の推移を、基本ケースと比較して図3-1～3に示す。

基本ケースでは1次冷却材圧力が高いことから炉心損傷を防止できるアクシデントマネジメント策がなく、炉心損傷を防止することは困難である。しかし、事故発生後の RCP シールからの漏えい (約  $99\text{m}^3/\text{h}$ ) により1次冷却系の減圧が進み、その後、1次冷却材圧力の低下に伴う RCP 漏えい流量の低下と蒸気発生器からの除熱低下により1次冷却材圧力は再び上昇するものの、事象発生90分後にB-充てんポンプ (自己冷却) による炉心注水が可能となり、フィードアンドブリードが開始されると、1次冷却系の減温減圧が速やかに進み、結果として、炉心損傷には至らない。また、原子炉容器蓋フランジや高温側配管から漏えいすることはない。

事故直後の RCP シール LOCA により、基本ケースと比較して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が進む。最高使用圧力到達後の30分以降から代替格納容器スプレイによる格納容器冷却、また、事象発生24時間以降の格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は低く抑えられ、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 ( $0.566\text{MPa}[\text{gage}]$ ) 及び  $200^\circ\text{C}$  を下回る。これら一連の操作は、「全交流動力電源喪失」時の操作と同様である。

以上のことから、当該シーケンスでは現実的な漏えいとしてまず RCP



シール LOCA が発生するが、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様の操作を実施することで、結果として炉心損傷に至ることはなかった。

## (2) 原子炉容器蓋フランジのみ漏えいした場合の影響評価

(1) に示すように、当該シーケンスで現実的な RCPB からの漏えいを想定した場合、RCP シール LOCA の発生により 1 次冷却材圧力が低下し、結果として炉心損傷を防止できたが、仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジのみから漏えいが発生した場合の感度を確認した。評価結果を図 3-4～6 に示す。

原子炉容器蓋フランジ漏えいは、原子炉容器シール材の片面が全周に渡り損傷した場合の漏えい面積に相当する 2 インチ口径相当を想定することとし、上部プレナム温度が 400℃を超過した段階で、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下して 1 次冷却材の漏えいが生じるものとした。なお、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下し、原子炉容器シール部からの漏えいが発生したとしても、原子炉容器スタッドボルトは破損することはないと見られ、弾性変形範囲にとどまると考えられることから、大きなギャップは発生せず、また、漏えいが発生する事で原子炉容器内の圧力は低下し、必要締付荷重が低下してシール性が回復すると考えられることから、漏えい量や時間は限定される。

原子炉容器蓋フランジの漏えいが 2 インチ口径相当で生じ、さらに加圧器逃がし弁の強制開放による減圧を実施することで、基本ケースよりも減圧が早くなり蓄圧注入も早まるため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器底部の破損も遅れる。また、漏えい開始時に原子炉格納容器雰囲気温度が一時的に上昇するものの、原子炉容器蓋フランジからの漏えいが原子炉格納容器圧力に与える影響は軽微であり、その結果原子炉格納容器圧力及び温度の最大値は基本ケースより低い値となり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200℃を下回る。

以上のことから、当該シーケンスにより仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジシールからの 2 インチ口径相当の漏えいが発生したとしても、事象進展の推移が基本ケースと大きく変わることはないことから、運転員操作に影響を及ぼすことはない。



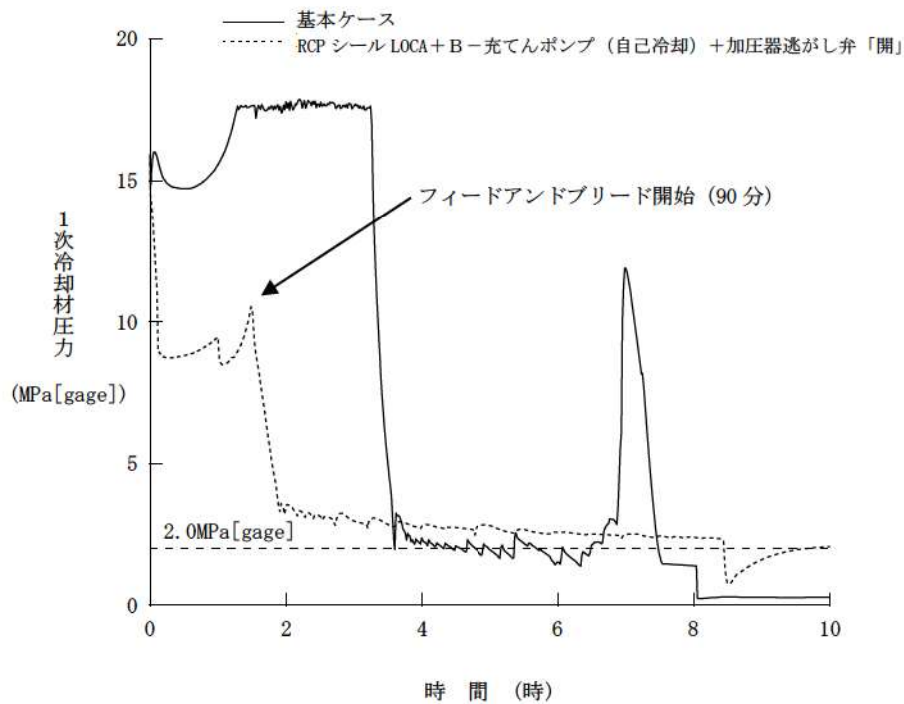


図 3-1 1次冷却材圧力  
(RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) + フィードアンドブリード)

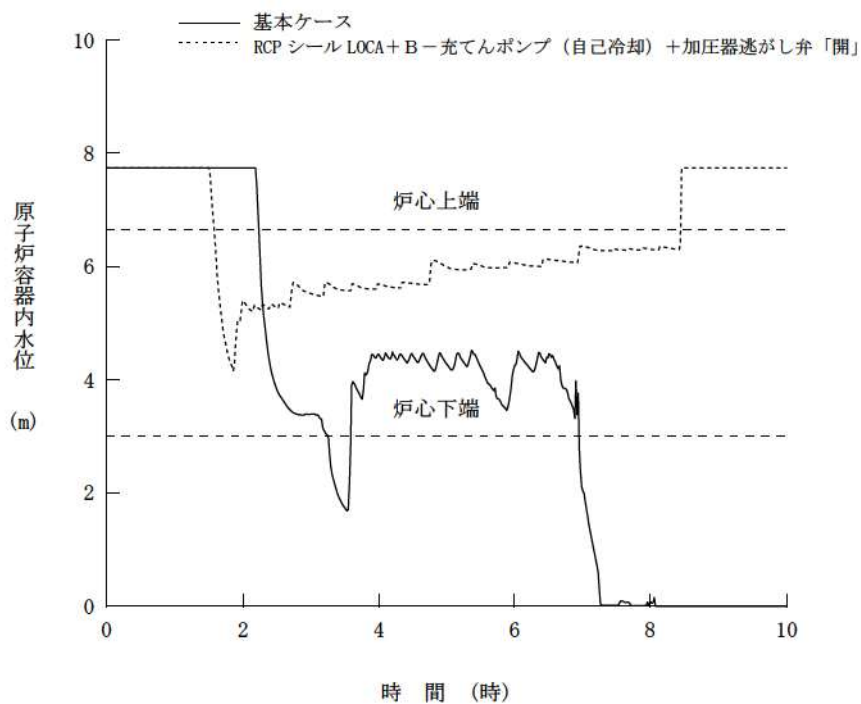


図 3-2 原子炉容器内水位  
(RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) + フィードアンドブリード)

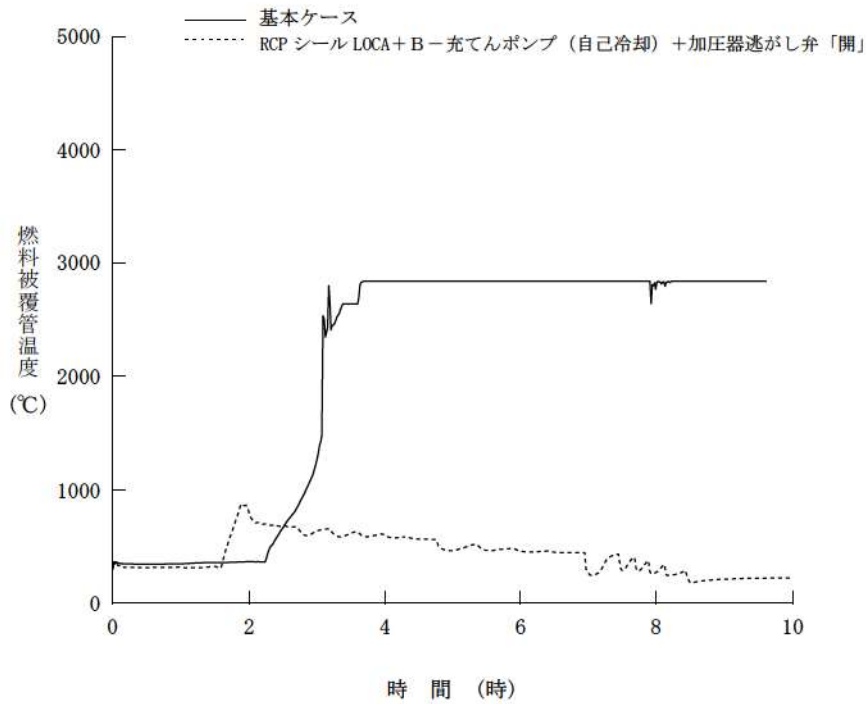


図3-3 燃料被覆管温度  
 (RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) +フィードアンドブリード)

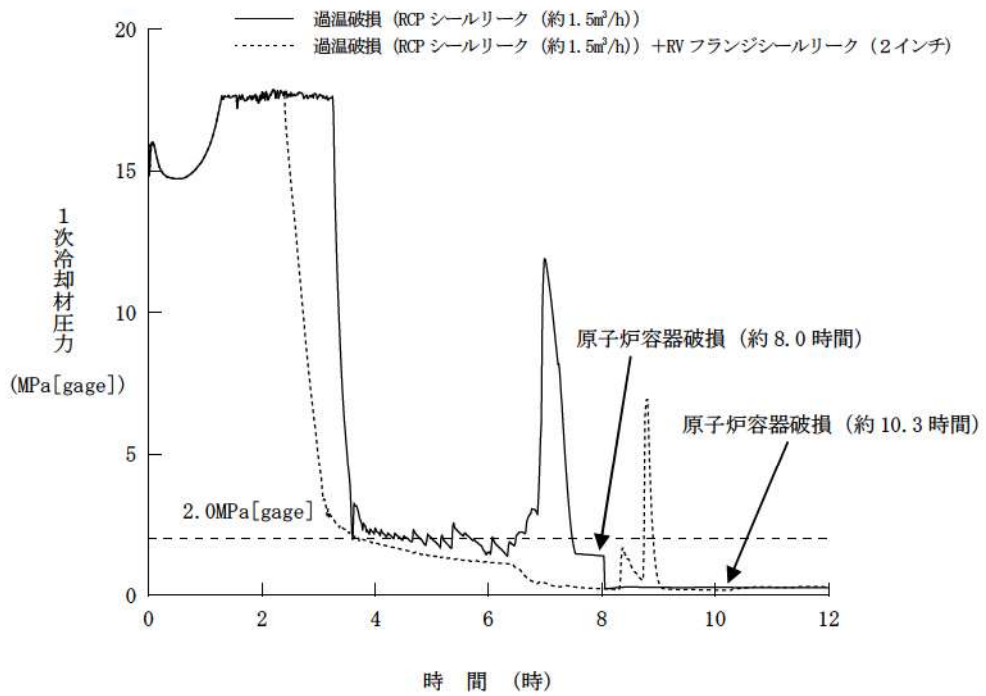


図3-4 1次冷却材圧力  
 (RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

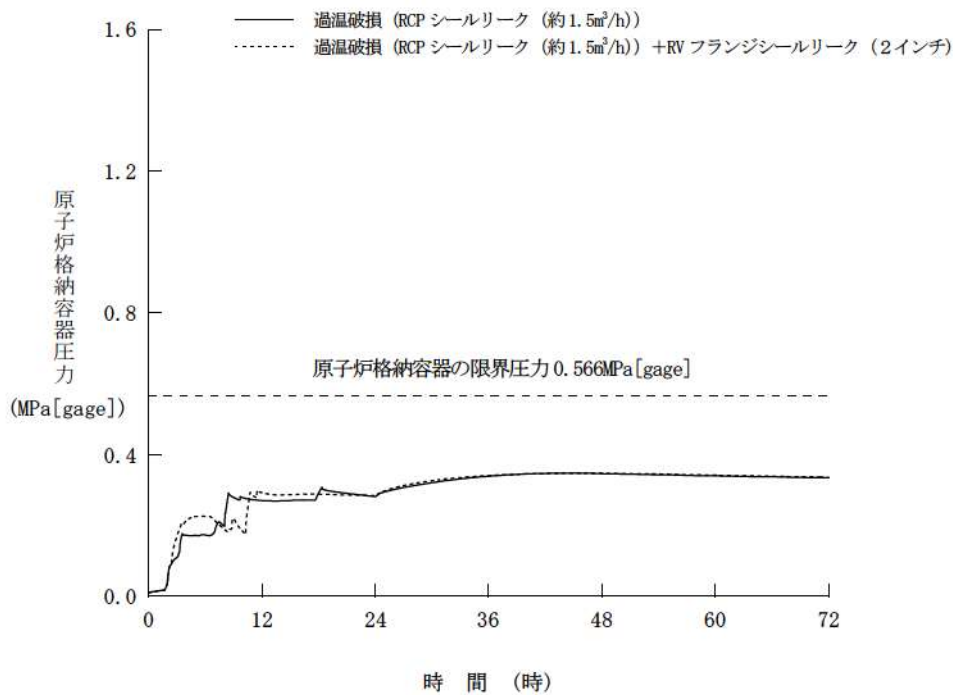


図 3-5 原子炉格納容器圧力  
(RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

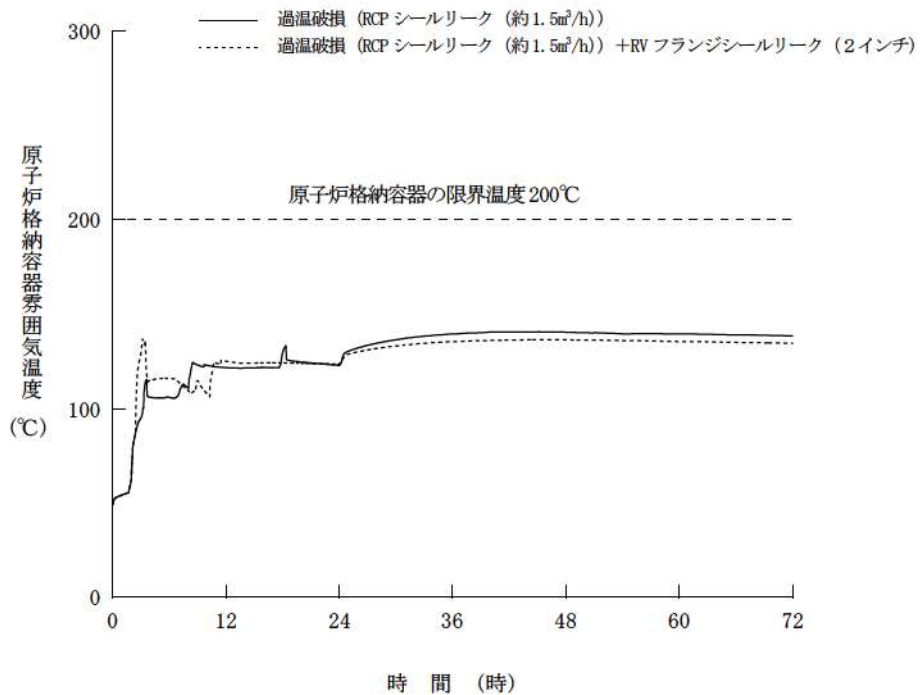


図 3-6 原子炉格納容器雰囲気温度  
(RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))



## 1 次冷却系強制減圧における高温蒸気の加圧器逃がし弁への影響について

加圧器逃がし弁に 1,000℃以上の高温蒸気が流入する場合の影響について、下記の通り整理する。

### (1) 上部プレナム気相温度および加圧器逃がし弁の温度について

全交流電源喪失+補助給水失敗シーケンスにおける原子炉容器上部プレナム気相温度の推移を別図 1 に示す。

1 次冷却系強制減圧操作実施中は、原子炉容器内の高温蒸気が加圧器へ流入し、加圧器逃がし弁を経由して原子炉格納容器へ放出されるが、この期間中は加圧器逃がし弁の耐圧部材が加熱され 1,000℃程度まで上昇すると考えられる。

### (2) 加圧器逃がし弁を用いた 1 次冷却系強制減圧への影響について

加圧器逃がし弁へ高温蒸気が流入した場合、弁の流路閉塞またはフェイルクローズによる閉止の二つの懸念が考えられるため、それらの影響に対する考察を行った。

#### a. 流路閉塞に対する影響考察

加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合には、高温条件下において部材の引っ張り強さが低下するため、1 次冷却材圧力により発生する応力により部材が変形等することによる流路閉塞の可能性がある。また、部材の温度が融点を超えるような場合にも、弁の形状を維持することができず、流路閉塞の可能性がある。

このため、加圧器逃がし弁の高温時の材料特性および発生応力に対する検討を行った。結果を別表 1 に示す。

別表 1 より、耐圧部材は高温でクリープ変形等が生じる可能性はあるが、弁の駆動部材である弁棒に発生する応力は、材料の引張強さよりも小さく、かつ材料の融点以下であるため、加圧器逃がし弁の流路閉塞の観点で問題はないと考える。

## b. フェイルクローズに対する影響考察

加圧器逃がし弁はフェイルクローズ構造であり、その駆動部にはダイヤフラム（EPDM）が使用されている。また、加圧器逃がし弁には作動に影響する付属品として電磁弁、エアフィルタ及びケーブルが設置されている。これらが熱により損傷した場合には、制御用空気または窒素の供給不良や漏えいなどにより閉止する可能性がある。

このため、以下のとおり影響評価を行った結果、加圧器逃がし弁のフェイルクローズの観点で問題ないと考える。また、原子炉容器破損が生じることで熱源の多くは原子炉容器外に流出し、加圧器構造材表面温度は低下傾向となると考えられることから、加圧器逃がし弁の開機能は維持可能と考えられる。

### （a）加圧器逃がし弁

概略の温度評価による影響確認を行った。評価結果および評価モデルの概念図を別図2に示す。

弁棒は、フレーム下部と比べ熱伝導率が小さく、熱伝導しにくい形状（断面積に対する周長の比が大きい）ことから、別図2に示すようにフレーム下部に比べ、弁棒の温度が低い値となっている。

また、別図2より、駆動部は高温蒸気が直接接触する耐圧部材から約700mm離れており、かつ途中の構造材も熱伝導しにくい構造となっていることにより、駆動部の温度は約130～140℃にとどまる結果となった。この温度はLOCA設計仕様であるダイヤフラムの試験検証温度（約150℃）よりも低い温度であるため、熱影響によりフェイルクローズに至ることは無いと考えられる。さらに、過去の試験においてゴムシート（EPDM）を組み込んだバタフライ弁が300℃の耐環境性試験において漏えいしないことが報告されており、実力上は更に余裕があると考えられる。



(b) その他の付属品

加圧器逃がし弁の作動に影響する付属品として、別図3に示すように電磁弁、エアフィルタ及びケーブルがあるが、以下のとおり、これら付属品が熱影響により機能喪失することはない。なお、加圧器逃がし弁の付属品として、リミットスイッチもあるが、リミットスイッチは弁の開閉表示を示すための付属品であり、作動に影響するものではないが、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

i) 電磁弁、エアフィルタ

電磁弁、エアフィルタは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されているが、この取付け位置のフレーム部温度は、別図2より約 170℃程度である。

電磁弁は、最高温度約 200℃の試験温度で健全性を確認している。

エアフィルタについては、同じフィルタ及びシール材を使用したフィルタ付き減圧弁にて最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってこれら付属品が熱影響により機能喪失することはない。

ii) ケーブル

ケーブルは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されている電磁弁に接続されており、ケーブル温度を安全側に電磁弁の取付け位置のフレーム部温度とすると、別図2より約 170℃である。

ケーブルは、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってケーブルが熱影響により機能喪失することはない。

以上



別表 1 加圧器逃がし弁の主要部材料特性

	部位	材料	材料特性		発生応力 (MPa)
			引張強さ (MPa) 内部流体温度 1,000℃時 (最高温度)	融点 (℃)	
耐圧部材	弁箱	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁ふた	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁体	SUS316L	約 158 (注2)	約 1,400	—
駆動部材	弁棒	SUS630	約 130 (注1)	約 1,400	50 (注4)

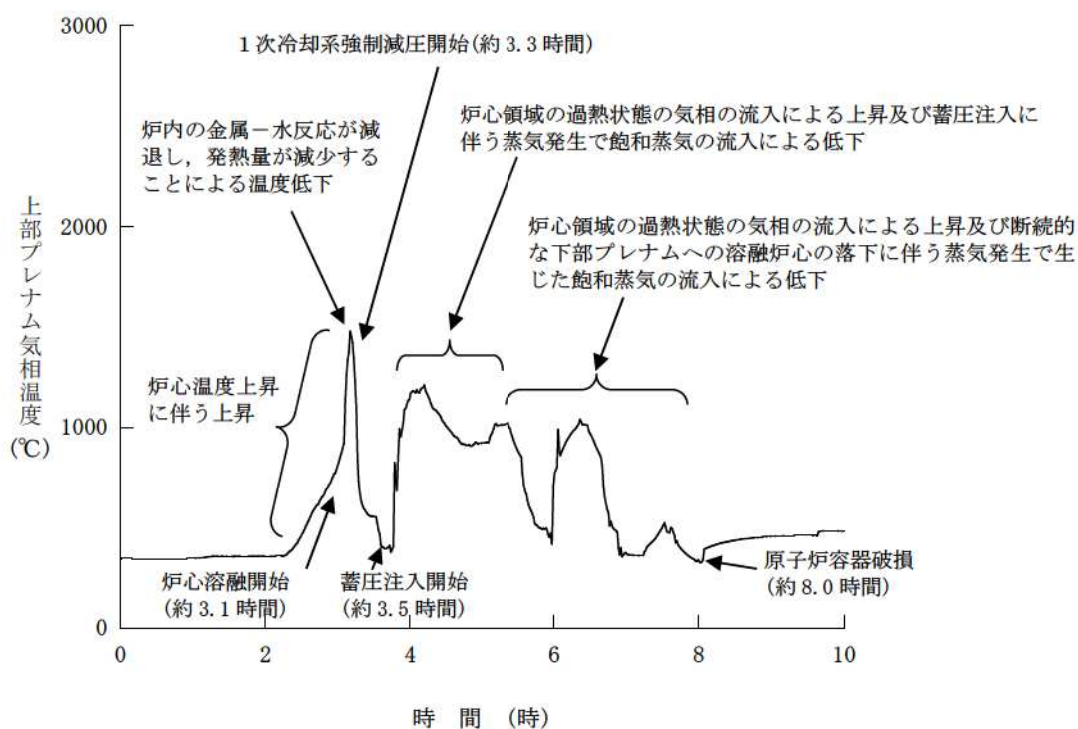
(注1) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

(注2) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

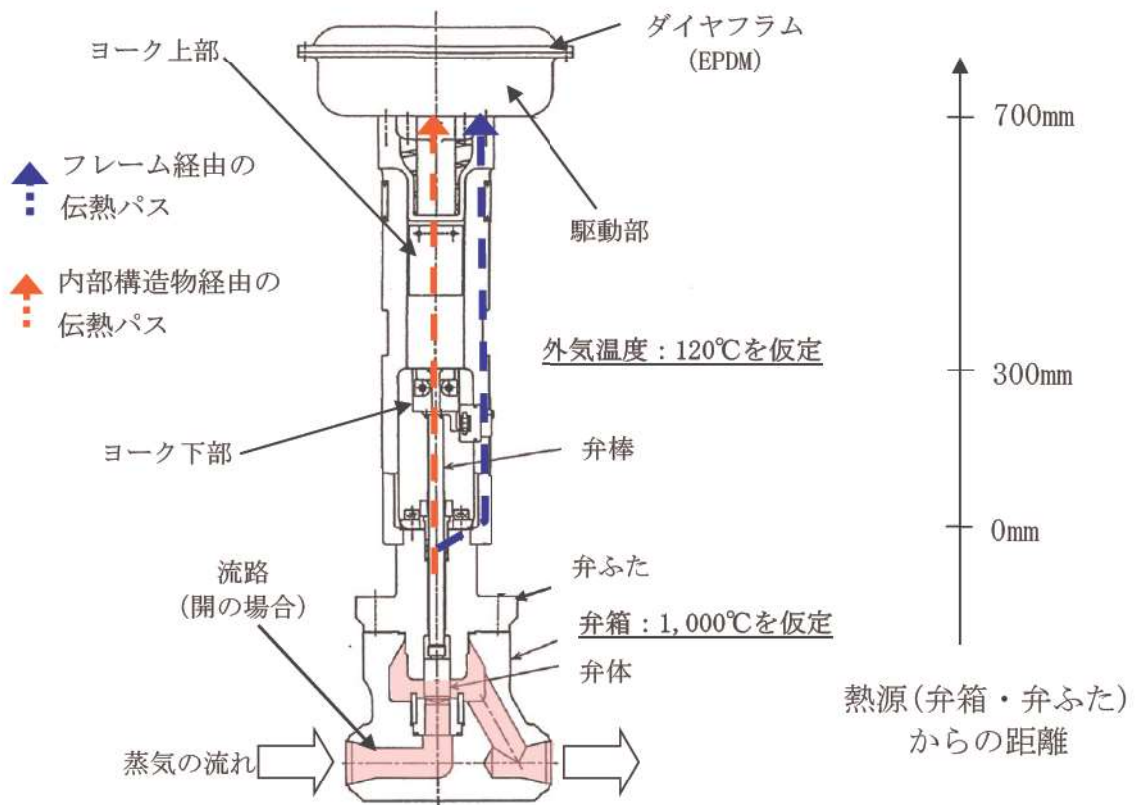
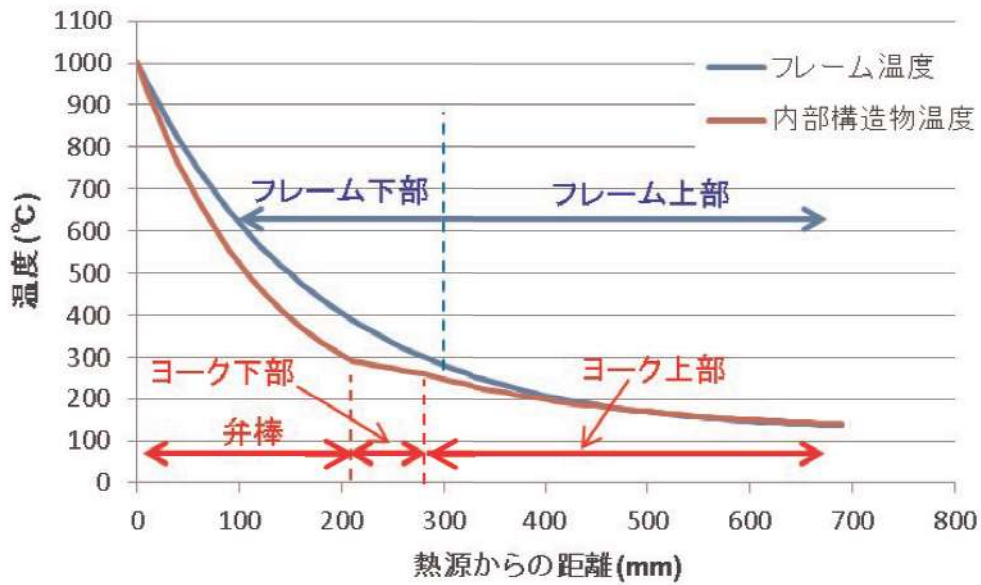
温度は 1,000℃のデータがないため約 800℃の値とする。なお、SUS316L は弁体の材料であり、開放状態時には応力は発生せず、1,000℃時のデータは不要。

(注3) 設計・建設規格 解説 VVB-1 式より内圧 17.16MPa 時に弁箱材料に発生する応力を算出

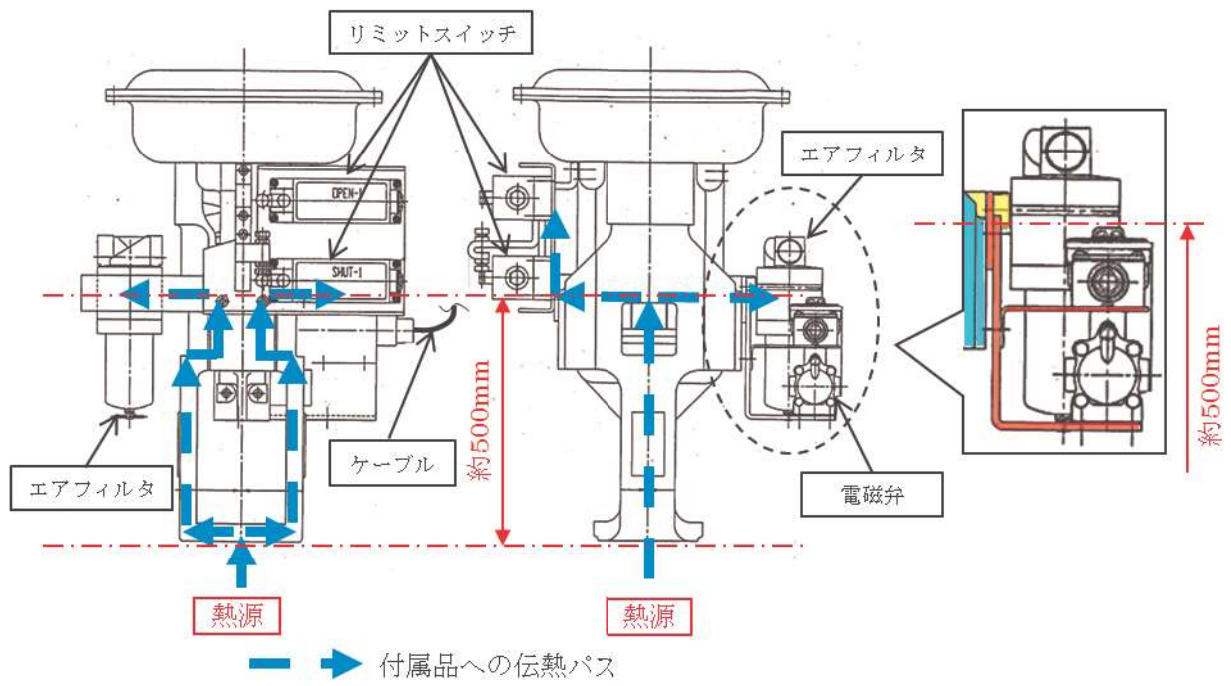
(注4) メーカー設計値より弁開時に弁棒に発生する応力を算出



別図 1 上部プレナム気相温度の推移 (MAAP)



別図2 温度評価結果及び評価モデルの概念図



別図3 加圧器逃がし弁周りの付属品について



## 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて

有効性評価における加圧器逃がしタンク及び加圧器逃がしタンクラプチャディスクの解析上の取り扱いについては、下記のとおりである。

## 1. M-RELAP5 における取り扱いについて

M-RELAP5 においては加圧器逃がしタンク及びラプチャディスクについては模擬していない。なお、1次冷却材圧力が加圧器逃がし弁の設定圧力に到達した場合又は加圧器逃がし弁を強制開放した場合においては、加圧器逃がし弁を開放し1次冷却材は系外（原子炉格納容器内）に放出されると模擬している。

〔理由〕

炉心損傷防止対策に係る有効性評価にのみ使用しており、加圧器逃がし弁からの放出流は臨界流（Henry-Fauske のモデルで模擬）であり、背圧（原子炉格納容器内圧）の影響を受けないため、模擬をしていない。

## 2. MAAP における取り扱いについて

MAAP においては加圧器逃がしタンクはノードの一つとして模擬している。

また、加圧器逃がしタンクラプチャディスクについては、格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用するため、実現象と同様に、加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と原子炉格納容器最下階領域圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差（約 0.7MPa）に到達した際に、ラプチャディスクが破裂し、原子炉格納容器圧力との差圧で原子炉格納容器最下階領域へ蒸気が放出されると模擬している。

〔理由〕

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用しており、加圧器逃がしタンクからの放出流は、1次冷却材の放出パスとして計算する必要がある。また、原子炉格納容器に放出される水素及び核分裂生成物の計算も並行して行うため、模擬している。

以 上

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードにおける評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

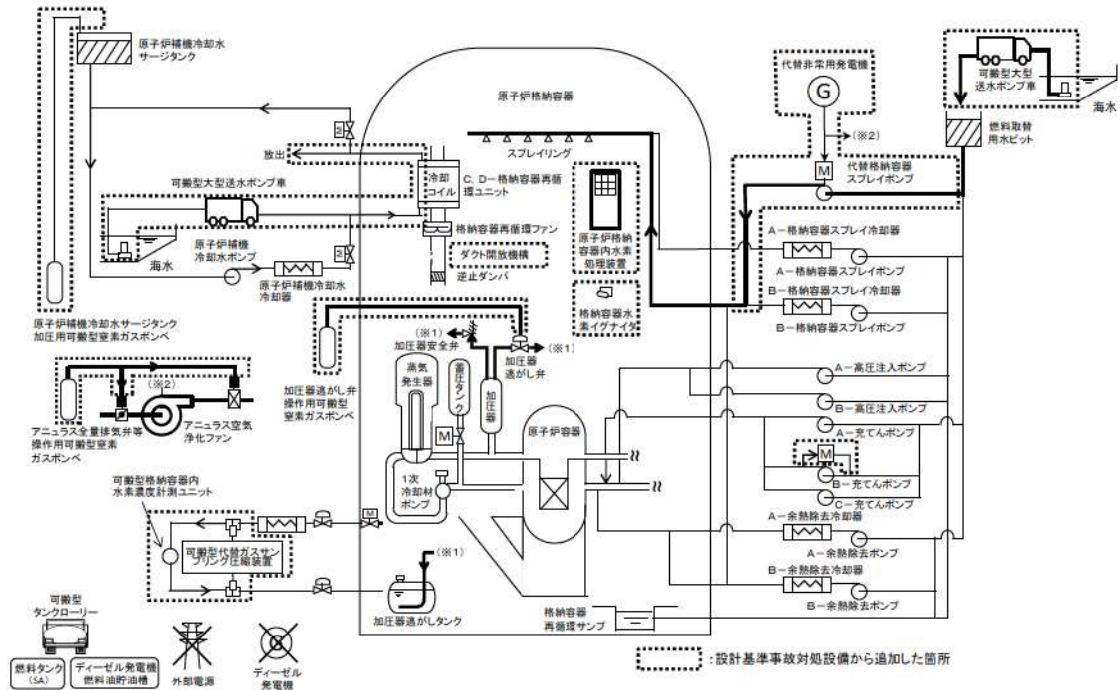


図1 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）  
（1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレイ）

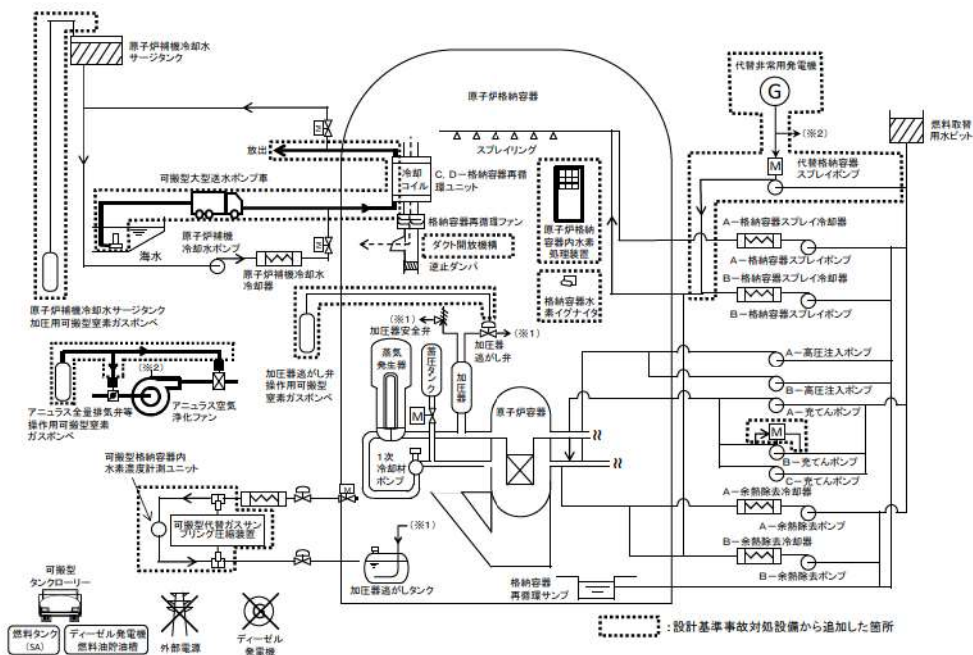


図2 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）（格納容器内自然対流冷却）



## 安定状態について

格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

原子炉安定状態の確立について

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

代替格納容器スプレイを継続し、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することで原子炉格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、原子炉格納容器の安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。



## 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧時間の感度解析について

## 1. 感度ケース 1

## (1) はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」における評価事故シーケンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、炉心溶融後の加圧器逃がし弁開操作までの時間が遅れ、高圧状態が長く維持された場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 1：加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+20 分】

## (2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表 1 に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図 1～図 4 から、以下のことを確認した。

- ・ 図 1 及び図 2 の結果から、1 次冷却系強制減圧開始が遅くなるため、原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回り、また、上部プレナム気相温度に対する影響は軽微である。
- ・ 図 3 及び図 4 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

## (3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 5 に示すが、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度ケース1の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース1	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m <sup>3</sup> /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> （1基当たり） （最低保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から20分後（事象発生から約3.4時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.7時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約7.5時間後	

\*：感度ケース1は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が遅れることにより「蓄圧注入開始」も遅れ、溶融炉心の冷却効果が低下したため、「原子炉容器破損」までの時間が早まる





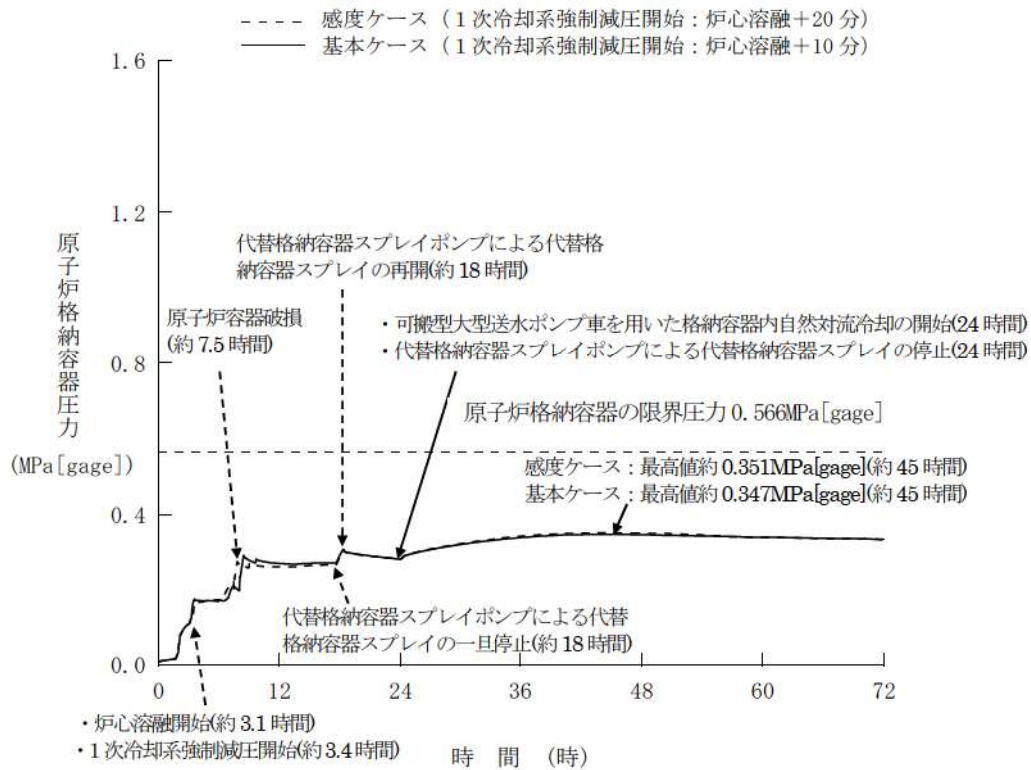


図3 原子炉格納容器圧力の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

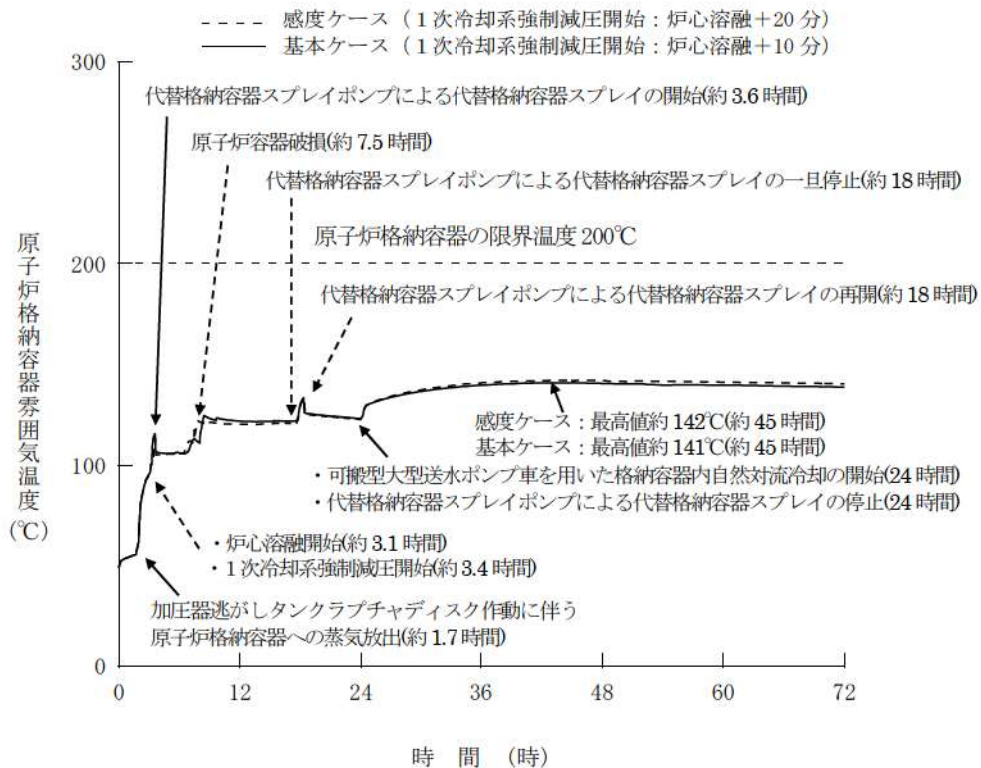


図4 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

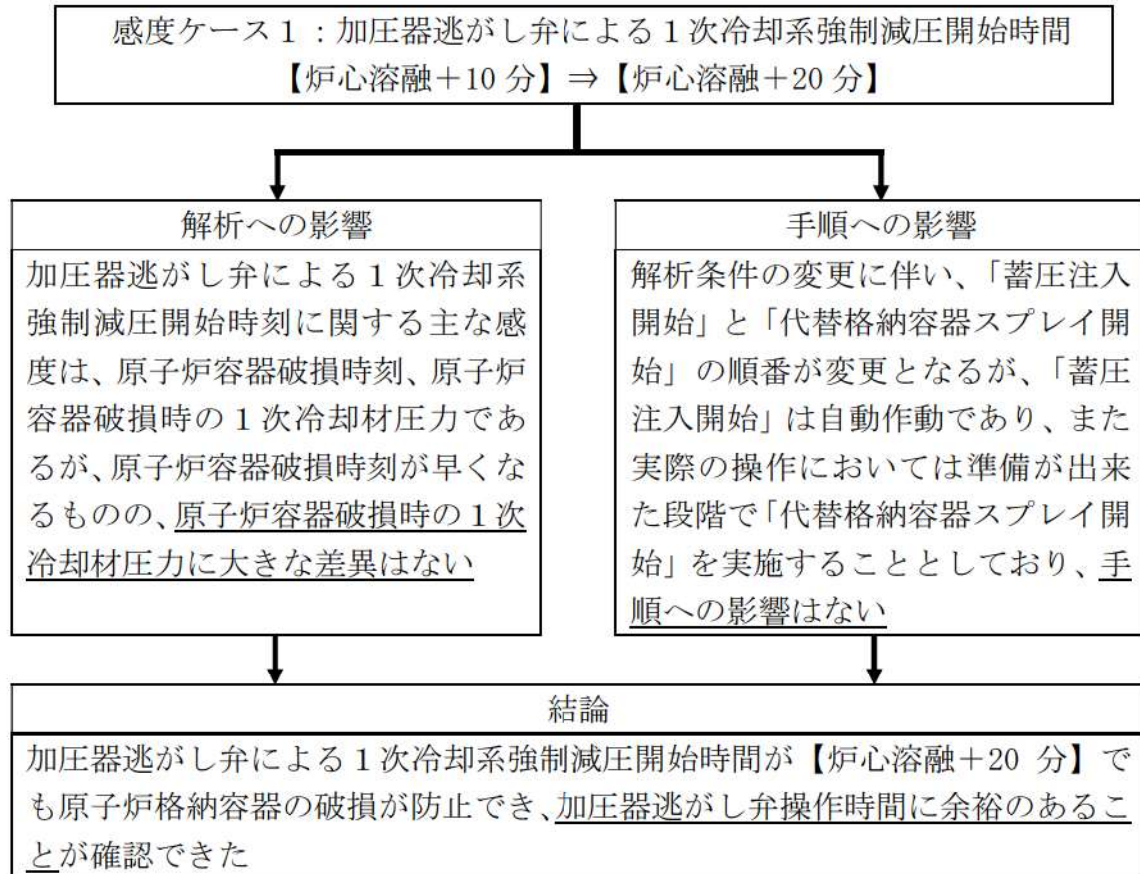


図 5 感度ケース 1 の解析、手順への影響確認結果

## 2. 感度ケース 2

### (1) はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」における評価事故シーケンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、実操作では炉心溶融後速やかに加圧器逃がし弁操作を実施することから、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 2：加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+0 分】

### (2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表 2 に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図 6～図 9 から、以下のことを確認した。

- ・図 6 及び図 7 の結果から、1 次冷却系強制減圧開始が早くなるため、炉心溶融進展が遅れて原子炉容器破損時刻が遅くなり、また、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。加圧器逃がし弁の強制開放時刻が早まることから、弁開放時の 1 次冷却系からの放出冷却材の温度は低く、また、上部プレナム気相温度も低下傾向となる。
- ・図 8 及び図 9 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

### (3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 10 に示すが、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度が確認できた。



表2 基本ケースと感度ケース2の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース2	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m <sup>3</sup> /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノイド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> （1基当たり） （最低保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から0分後 （事象発生から約3.1時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	ジルコニウム-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.4時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約8.6時間後	

\*：感度ケース2は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が早くなることにより「蓄圧注入開始」も早まり、溶融炉心の冷却効果が増加したため、「原子炉容器破損」までの時間が遅くなる

加圧器逃がしタンクラプチャディスク作動に伴う  
原子炉格納容器への蒸気放出(約1.7時間)

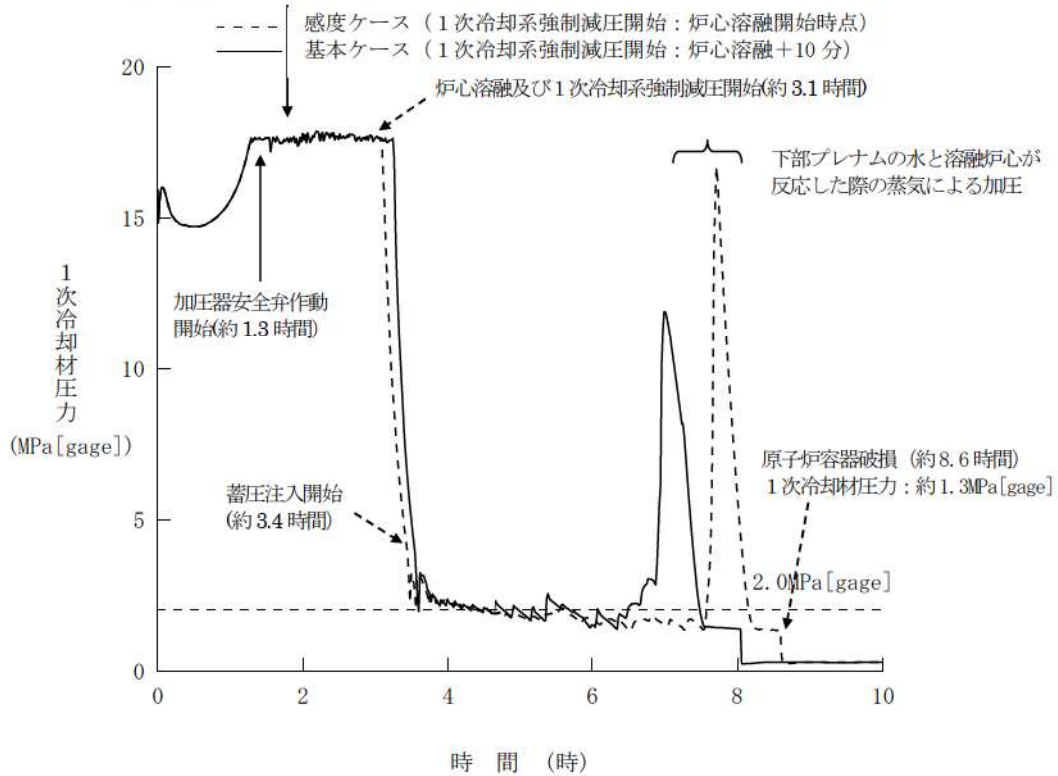


図6 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

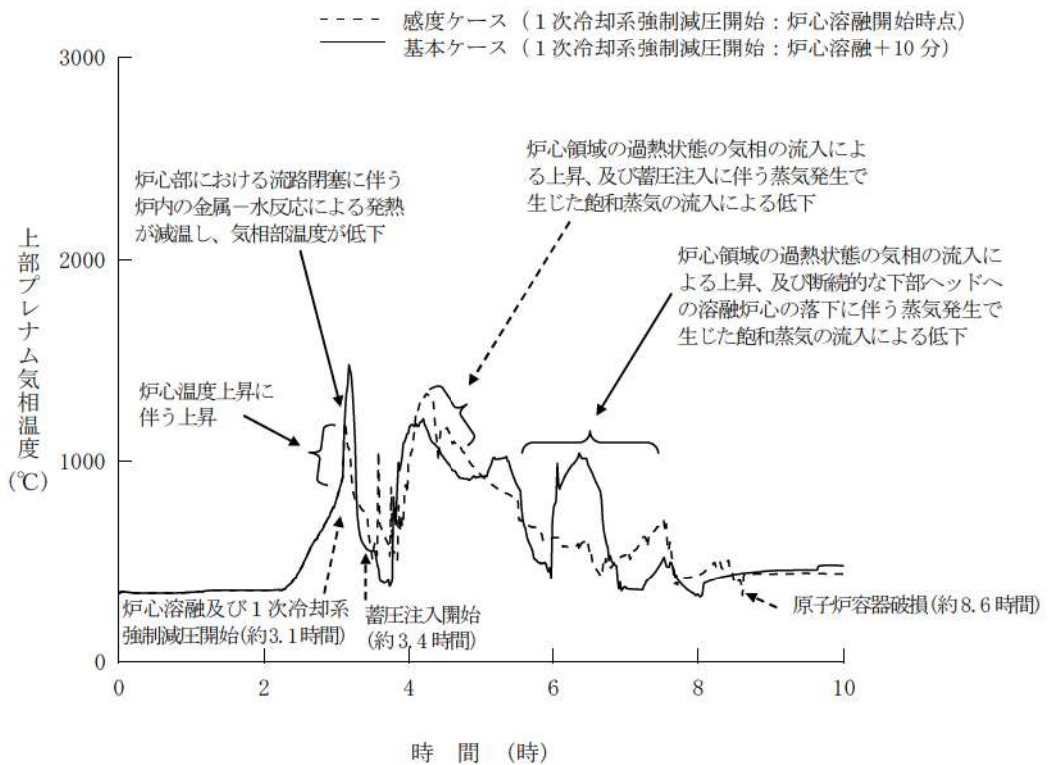


図7 上部プレナム気相温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

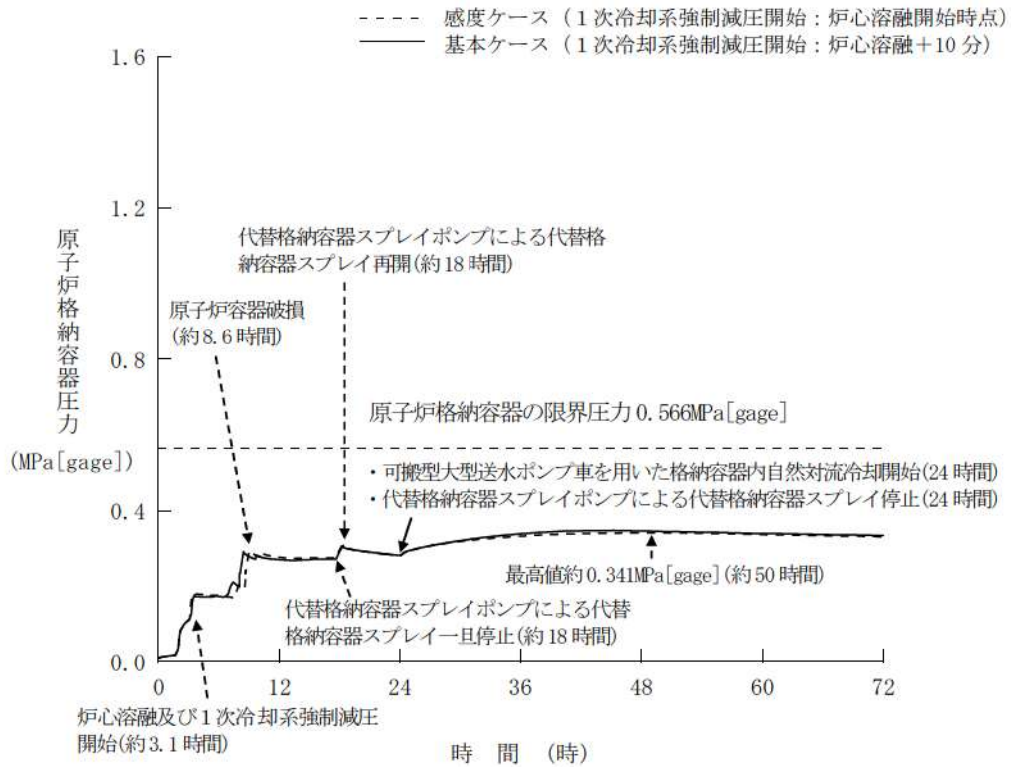


図8 原子炉格納容器圧力の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

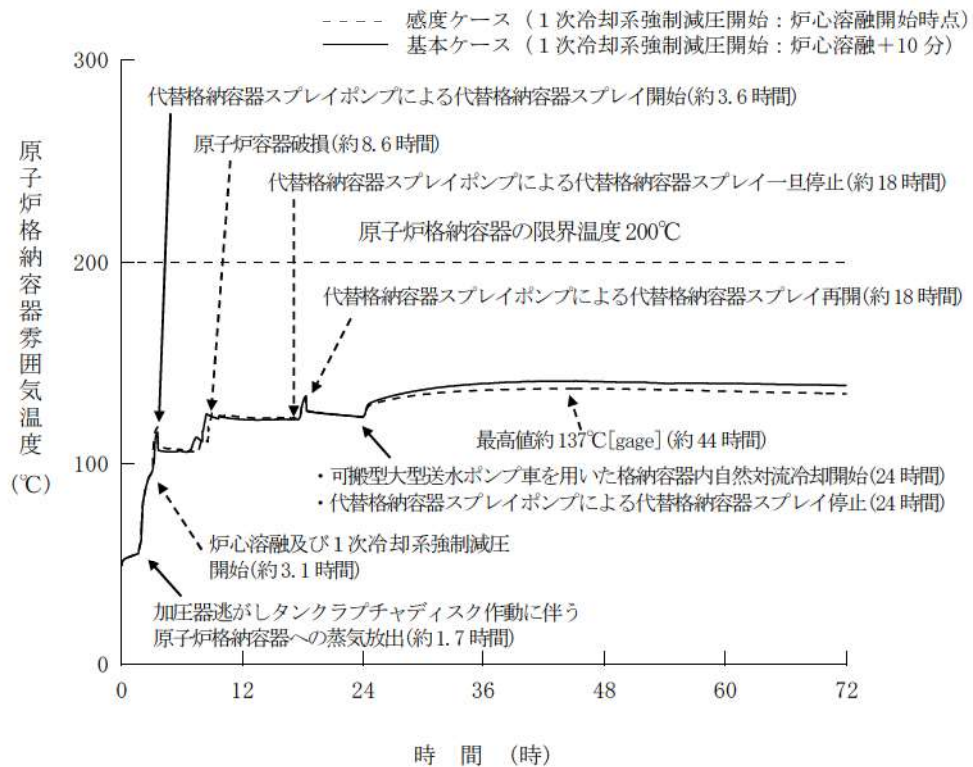


図9 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



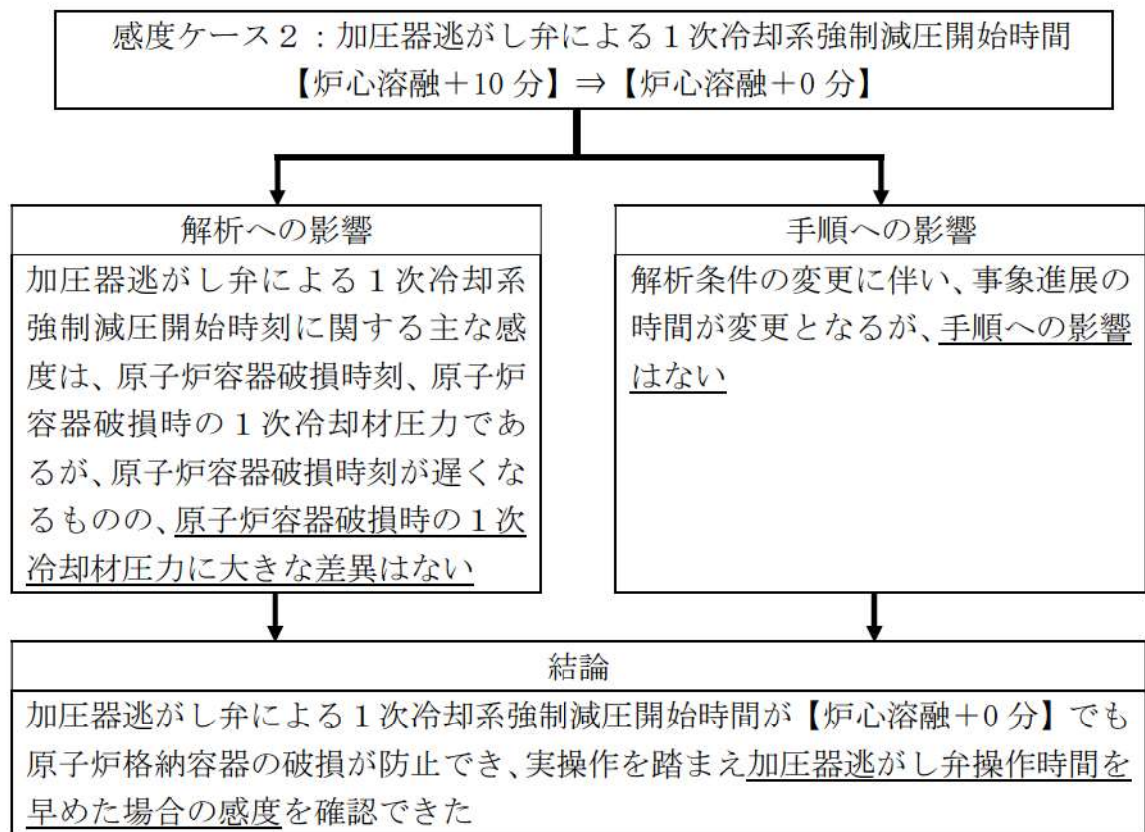


図 10 感度ケース 2 の解析、手順への影響確認結果

格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について

## 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。

## 2. 影響確認

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生から24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m<sup>3</sup>以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が6,100m<sup>3</sup>に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、20時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

- ・原子炉格納容器注水量：6,100[m<sup>3</sup>]
- ・1次冷却系体積：380[m<sup>3</sup>]  
蒸気発生器施栓率0%の体積280m<sup>3</sup>に蓄圧タンク保有水量3基分約93m<sup>3</sup>を加え、10m<sup>3</sup>単位で切上げた体積
- ・代替格納容器スプレイ容量：140[m<sup>3</sup>/h]
- ・代替格納容器スプレイポンプ起動：3.6[時間]
- ・24時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量  
(24[時間]－3.6[時間])×140[m<sup>3</sup>/h]=2,856[m<sup>3</sup>]
- ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕  
(6,100[m<sup>3</sup>]－380[m<sup>3</sup>]－2,856[m<sup>3</sup>])／140[m<sup>3</sup>/h]=約20.4[時間]

以上



## 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について

## 1. はじめに

原子炉格納容器（以下、「CV」という。）破損の事故シナリオにおいては、炉心損傷後、熔融炉心は原子炉下部プレナムへ落下し、さらに原子炉容器破損後に破損口を通じて大部分が原子炉下部キャビティへ落下し、以降は原子炉下部キャビティ水により継続的に冷却される。

炉心部に残存する損傷燃料（以下、「残存デブリ」という。）がある状況を想定した場合、その量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部プレナムに熔融落下するため、残存デブリの量はわずかであると考えられる。

有効性評価の格納容器過圧破損シナリオ（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）については、事象進展が早く、事象発生後約 19 分で炉心損傷し、熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティへ落下する。一方で、格納容器過温破損シナリオ（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）は、格納容器過圧破損シナリオと比較して事象進展が遅いため、熔融炉心が落下する時点における崩壊熱が相対的に低く、また、格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティ水位が高い状態である。

このため、格納容器過温破損シナリオの方が、熔融炉心が炉内に残存しやすい傾向であると言えるが、解析の結果、残存デブリの量は全熔融炉心の 0.1% 未満と非常に少なく、原子炉下部プレナムに残存する熔融炉心の量も約 2% 程度であり、残る全量は原子炉下部キャビティに落下している。

これらの結果から、残存デブリが大量に残ることは考えにくいですが、以下においては炉心部に大量の残存デブリが存在すると仮定し、その冷却手段としての CV 内への注水による炉心冠水手順及びその成立性について整理した。

## 2. 事象発生時の対応の基本的な考え方

炉心損傷後のプラント挙動については不確定性が非常に大きいことから、あらかじめ定められた運転員の対応操作を除き、原則として対応操作は原子力災害対策本部における総合的な検討に基づいて対応方針が決定される。

対応操作の決定に当たっては、運転員からのプラント状況連絡や原子力災害対策本部が収集した情報等をもとに、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づき、操作に伴う負の影響と操作の有効性、必要度を総合的に検討する。

CV スプレイについては、CV 内水位上昇に伴う重要計測器の水没等の負の影響が考えられる場合であっても、CV スプレイの必要性がそれを上回ると判断される場合には操作実施可能としている。



したがって、CV 内の過熱状態が想定される今回のようなケースにおいては、CVの健全性確保のため必要性が高いものとしてCVスプレイを行う判断がなされるものと考えられる。

なお、後述のように炉心発熱有効長の中心高さ (T.P. 19.3m) よりも上方の位置までCV注水を行うことにより、残存デブリの冷却性が確保できると考えられる。従って、運用管理上の上限レベルとしては、残存デブリを十分に冷却しつつ、重要計測器の水没を防止する観点から、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下の水位である T.P. 20.7m に設定する。また、当該水位を検知するための水位計を設置する。

### 3. 具体的に想定される対応手順

CV 圧力、温度が上昇傾向にある時の冷却手順は、以下のとおりとなる。

- ①格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイ停止後、格納容器スプレイ再循環への切り替えを試みる。
- ②格納容器スプレイ再循環運転ができない場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に切り替える。  
また、大量の残存デブリがある場合の操作手順は概ね以下のとおりとなる。
- ③格納容器内自然対流冷却によっても CV 圧力及び温度等の指示値により CV 内が過熱状態であると判断される場合、想定される原因の一つとして炉内に熔融炉心が残存している状態を考慮して、CV 内注水を再開する。
- ④CV への過剰な注水を防止しつつ、炉心冷却が確保できる高さに設置した水位計位置 (T.P. 20.7m: CV 注水制限量約 6,100m<sup>3</sup>) まで水位が上昇した場合、注水を停止する (CV の冷却は格納容器内自然対流冷却による)。

### 4. 対応手順の成立性

#### (1) 残存デブリの冷却性

##### a. 残存デブリの冷却メカニズムについて

残存デブリの冷却は以下のとおり、放射伝熱並びに蒸気及び原子炉下部キャビティ水による直接冷却により行われる。

原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティ水に熔融炉心が落下すると原子炉下部キャビティは大量の蒸気で満たされる。この蒸気は、原子炉容器外周を伝わることで残存デブリのヒートシンクとなる原子炉容器や炉内構造物を冷却するとともに、破損口から原子炉容器内へ流入する蒸気が残存デブリを直接冷却する。

また、CV スプレイ等により原子炉下部キャビティ水位が原子炉容器下部に到達すれば、原子炉容器破断口から原子炉下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入する。この流入水とそれに起因する発生蒸気により原子炉下部プレ



ナムに残存する溶融炉心は直接冷却される。たとえ、原子炉容器破断口がデブリにより閉塞した場合又はそれにより一時的に原子炉容器内圧力が上昇した場合でも、デブリの溶融落下又は加圧器逃がし弁開放操作等により原子炉下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入すると考えられる。

一方、TMI 事故のように、炉心溶融するものの、原子炉容器が破損しない事象においては、炉心注水により冷却継続が可能である。なお、原子炉容器が破損するものの、破損口が閉塞する場合においても同様に炉心注水が成立する。

#### b. 残存デブリによる CV への影響

残存デブリが炉心部に残留する場合においても CV 内全体の発熱量は変わらないが、前述のとおり残存デブリからの放射伝熱によって原子炉容器壁面は加熱され、CV への熱放散により CV 内が過熱蒸気雰囲気になる可能性がある。

過熱蒸気雰囲気となることで格納容器再循環ユニットによる除熱性能が低下する懸念があるため、残存デブリ量と CV 内雰囲気の飽和度について別紙 1 のとおり検討した。

検討においては、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させ、冠水した残存デブリにより水蒸気が発生し、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が水蒸気の過熱に寄与するものとした。評価の結果、炉心発熱有効長の中心高さより上部の残存デブリが全炉心の 15%以下(全炉心の 85%以上が冠水)となる状況であれば、CV 内雰囲気は過熱状態にはならないと考えられるが、この量の残存デブリが炉心上部に残存する可能性は極めて低いことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで冷却性は確保できる。CV 内を冠水させた状態(評価上の仮定)を図 1 に示す。

なお、本検討結果は保守的に露出した残存デブリの崩壊熱が損失なく水蒸気を過熱する条件を用いているが、実際の蒸気流を考慮すると、原子炉容器からの放散熱により加熱された蒸気は原子炉容器外周を上昇し、ループ室に移動した後、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気と合流した後に上部ドーム部に移動する。したがって、炉心部の残存デブリが局所的な過熱蒸気が発生させたとしても、上部ドーム部における蒸気の状態に大きく影響するものではない。

さらに、炉心が冠水している状態における CV 内水位は、格納容器再循環ユニットの下端近傍まで到達していることから、格納容器再循環ユニット近傍において過熱蒸気雰囲気になることは考えられず、格納容器再循環ユニットの除熱性能への影響はない。

また、残存デブリがあり、原子炉容器からの発熱量が増加する場合でも溶融炉心全体の発熱量は変わらないことから、CV 全体に必要な除熱量も同様に変わらない。

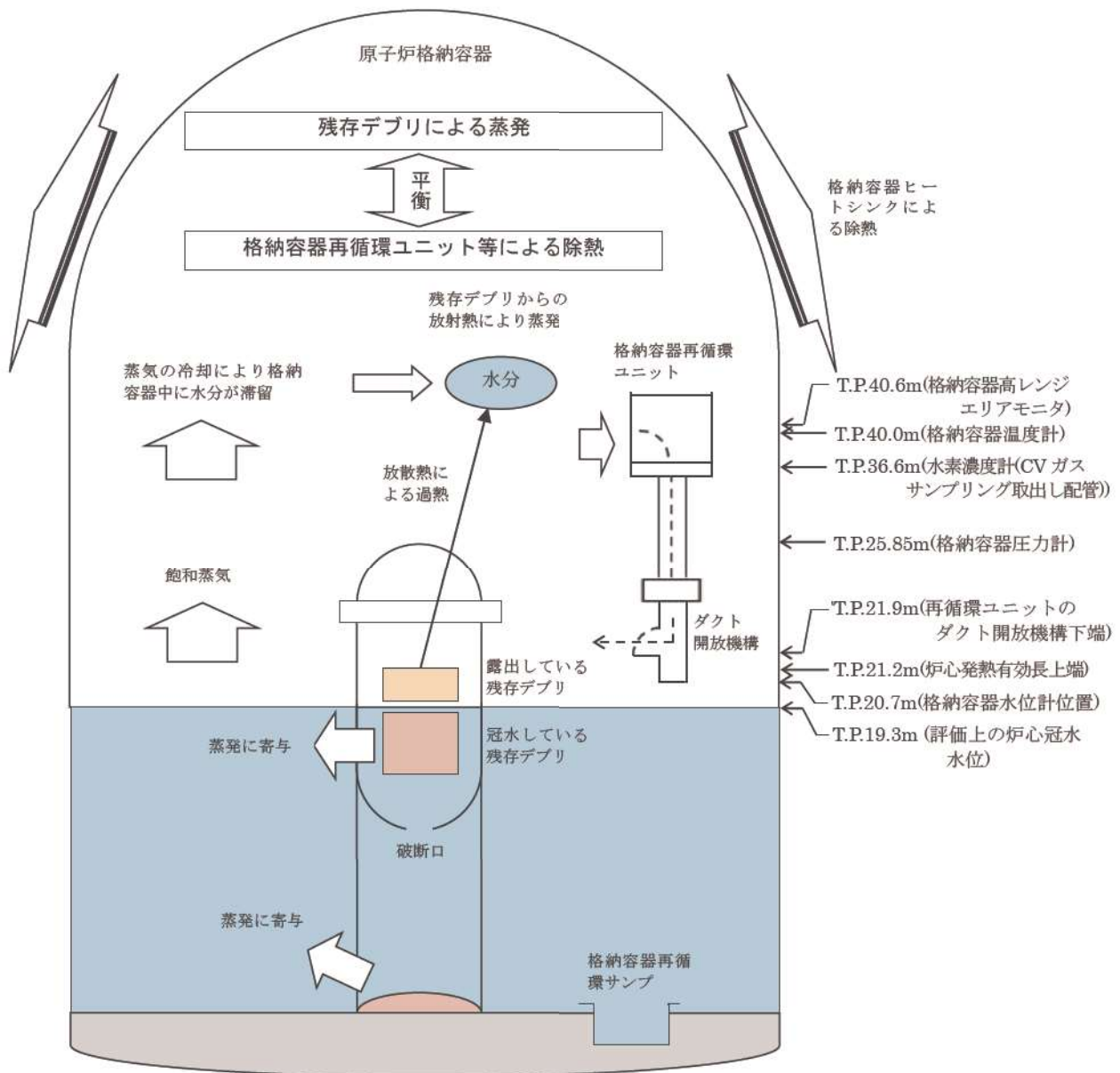


図1 原子炉格納容器内への注水による炉心冠水状態（評価上の仮定）



## (2) 冷却操作実施時に想定される設備への影響

残存デブリの冷却のため CV 内注水を実施した場合に考えられる影響と評価を次頁の表のとおり整理した。

### a. 臨界性

冠水している残存デブリについては、冠水させている水が、ほう酸水と海水の混合したものであり、高温で密度が小さく、また、海水にもほう素濃度換算で 200ppm 程度の中性子吸収効果が見込まれるため、臨界に至る可能性は低い。

露出している残存デブリについては、残存デブリ中に冷却材が侵入し、中性子の最適減速条件が成立する場合は、臨界に至ることが考えられるが、その可能性は低いものとする。

しかしながら、無制御な臨界状態に至る事を避けるため、注水にあたっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心の臨界状態は、モニタリングポスト、CV 内サンプリングによる核分裂性希ガス濃度の測定等により行うこととなる。

b. 冠水による設備の影響

	対象物	考えられる影響	評価
1	CV 水位計	水位計の設置位置以上の水位となった場合、水位監視不能となる。	水位計の検出部は、CV 注水を行う上限レベルを直接検知する機能であるため、冠水による影響はない。仮に水位計が使用できない場合は、注水量を注水量積算、注水流量及び燃料取替用水ピット水位の変化により管理する。
2	CV 圧力計	水没した場合、CV 圧力監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
3	CV 温度計	水没した場合、CV 温度監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
4	CV 水素濃度計 (格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管)	水没した場合、水素濃度計測が不能となる。	格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管は十分な高所にあり水没しない。
5	CV 内高レンジエリアモニタ	水没した場合、放射線量監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
6	CV 構造的健全性	大量の水を注入した状態でのバウンダリ機能、耐震性に影響が生じる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 注入量の増加により CV バウンダリに水頭圧が加わるが、0.03MPa 程度であり問題とはならない。</li> <li>・ 長期的にはペネトレーション部のシール機能への影響が懸念されるが、当該冷却操作実施可否の判断材料として考慮する必要はない。</li> <li>・ 大量の水を注水した状態での耐震性評価を行い、問題ないことを確認している。(別紙2参照)</li> </ul>
7	CV 再循環ユニット	ダクト開放機構部が水没した場合、CV の除熱が不能となる。	格納容器注水の運用管理上の上限レベルは、CV 再循環ユニットのダクト開放機構下端から 1.2m 下であるため、冷却機能に影響はない。

補足：CV 水位計の設置位置

炉心発熱有効長の中心高さ (T.P. 19.3m) よりも上方の位置まで冠水を行うことにより残存デブリの冷却性が確保できると考えられるため、CV 水位計は、運用管理上の上限レベルとして炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下の水位である T.P. 20.7m に設置する。

なお、原子炉格納容器耐震性評価については炉心発熱有効長上端が水没する水位で確認しており、CV 水位計位置から当該位置に達するまでには、代替格納容器スプレイポンプ (仕様：140m<sup>3</sup>/h) で3時間程度の余裕がある。

## 5. まとめ

以上のとおり、炉内に大量の炉心デブリが残存することを想定し、残存デブリの冷却性及び冷却操作による設備への影響の観点で検討を行った結果、CV内注水により CV 健全性が確保できることを確認した。

以 上



## 残存デブリの冷却性の評価

炉心損傷後、残存デブリが大量に存在することは考えにくいですが、仮に存在したとしても、原子炉下部キャビティ水による冠水及びヒートシンクや格納容器内自然対流冷却による CV 内の冷却により、CV 除熱が維持されることを検討評価した。

### 1. 評価概要

原子炉容器破損後、原子炉下部プレナム及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は最下部の原子炉下部キャビティへ流入した水により冷却され、大量の飽和蒸気を発生させる。発生した飽和蒸気は、原子炉下部キャビティから上昇し、CV 内のヒートシンク及び格納容器再循環ユニットにより冷却・混合され、水分を含んだ湿り蒸気となり、蒸気分圧の低下を伴いながら、CV 上部へ移流する。

また、格納容器過圧破損シーケンスのように破断口がある場合には、炉心部で発生した蒸気の挙動は原子炉下部キャビティから発生する蒸気と同様となる。

CV 内の局所における過熱度を評価することは難しいが、CV 全体挙動を考えると、格納容器再循環ユニット等の冷却によって CV 上部区画気相の温度では 8°C 程度\*の差が生じていることから、この温度差に伴う飽和蒸気密度差に相当する水分量が CV 内に滞留していることになる。

※ 格納容器過温破損シーケンスにおいて、スプレイ時点以降で原子炉下部キャビティ区画と CV 上部区画との温度差が最小となる値

したがって、仮に残存デブリの崩壊熱の全エネルギーが水蒸気の過熱に寄与すると保守的に仮定したとしても、崩壊熱が水分の蒸散熱を下回る場合は CV 雰囲気は過熱状態にはならないと考えられる。

### 2. 評価における想定

- ・ 炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させるものとする。その状態で一部の残存デブリが水面から露出し、崩壊熱により CV 雰囲気を過熱させるものとする。
- ・ 燃料は最も高温である中心部から溶け始め、上部が中心部に溶け込むように崩壊しながら溶融が進むと考えられることから、燃料上部の一部が下部プレナムに溶融落下し、原子炉容器を破損させた状態を想定する。
- ・ 核分裂生成物を多く含む発熱密度の高い領域は、自身の溶融により下部に流下すると考えられるが、保守的に残存デブリの発熱密度は均一と仮定する。

- ・ 原子炉容器は破損しているものと仮定し、破損口から CV スプレイ水が流入することにより、炉心は冠水する。
- ・ 保守的に少なめの水分発生量とするため、格納容器過温破損シーケンスにおいて、CV スプレイ停止以降で原子炉下部キャビティ区画と CV 上部区画との温度差が小さい時点（温度差：約 8℃）の各飽和蒸気密度を代表とする。
- ・ 過熱蒸気の除熱源として、原子炉容器及び炉内構造物を介した原子炉下部キャビティ水による冷却等があるが、ここでは保守的に考慮しない。

### 3. 評価内容

原子炉容器破損後において、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気が CV 上部ドーム部に達するまでに凝縮され発生する水分量を、それぞれの区画における飽和蒸気密度から求め、その水分の蒸散熱に相当する熱量と露出した残存デブリからの発生熱（崩壊熱）とを比較する。

原子炉下部キャビティの飽和蒸気が CV 上部区画間に移流する間において、凝縮して水分となる割合（水分発生割合）を以下の式により求める。

$$F_{\text{mist}} = (\rho_{\text{st, gen}} - \rho_{\text{st, CV}}) / \rho_{\text{st, gen}} \quad \dots \dots (1)$$

$F_{\text{mist}}$  : 水分発生割合 = 0.18 (—)

$\rho_{\text{st, gen}}$  : 原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気密度 = 2.44 (kg/m<sup>3</sup>)

$\rho_{\text{st, CV}}$  : 格納容器上部ドーム部における飽和蒸気密度 = 2.00 (kg/m<sup>3</sup>)

原子炉下部キャビティや炉心部内で冠水した箇所からの蒸気発生速度に水分発生割合を乗じ、水分の生成量  $V_{\text{mist}}$  を求める。

$$V_{\text{mist}} = Q_s \cdot \alpha / h_{\text{fg}} \cdot F_{\text{mist}} \quad \dots \dots (2)$$

$Q_s$  : 残存デブリの崩壊熱 (kW)

$\alpha$  : 冠水している残存デブリの割合 (—)

$h_{\text{fg}}$  : 蒸発潜熱 (kJ/kg) (=2,119 kJ/kg)

発生した水分を全て蒸発させるのに必要なエネルギー  $Q_{\text{Vmist}}$  は、以下のとおりである。

$$Q_{\text{Vmist}} = V_{\text{mist}} \cdot h_{\text{fg}} = 0.18 \alpha \cdot Q_s \quad \dots \dots (3)$$

これより、発生した水分を蒸発させるのに必要なエネルギー  $Q_{\text{Vmist}}$  と、露出した残存デブリの崩壊熱  $Q_{\text{sh}}$  が等しくなる ( $Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}}$ ) 場合の冠水割合  $\alpha$  を算出する。

$$Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}} (=Q_s (1 - \alpha))$$

$$\alpha = 0.85 \quad \dots \dots (4)$$

(4)式より、露出した残存デブリが全溶解炉心の 15%以下であれば、その崩壊



熱はCV内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回るため、CV内は過熱雰囲気にはならないと考えられる。

なお、評価で仮定したように全溶融炉心の15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、冷却性は確保できるものとする。

以 上



泊 3 号機 格納容器内冠水時の耐震性評価について

炉内残存溶融デブリの冷却を目的として格納容器内冠水操作を行った場合を想定し、格納容器の耐震性評価を実施した。

(1) 評価条件

- ・水位は格納容器炉心発熱有効長上端が水没する T.P. 21.172m とする。
- ・耐震性評価に用いる地震力と他の事象の組み合わせについては、「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組み合わせ」の考え方に従い、検討した。図 1 の通り⑤重大事故後の格納容器内温度・圧力と基準地震動 Sd による地震荷重との組み合わせと⑥大気圧相当と基準地震動 Ss による地震荷重の組み合わせが考えられるが、より厳しい⑤の条件での評価を行った。

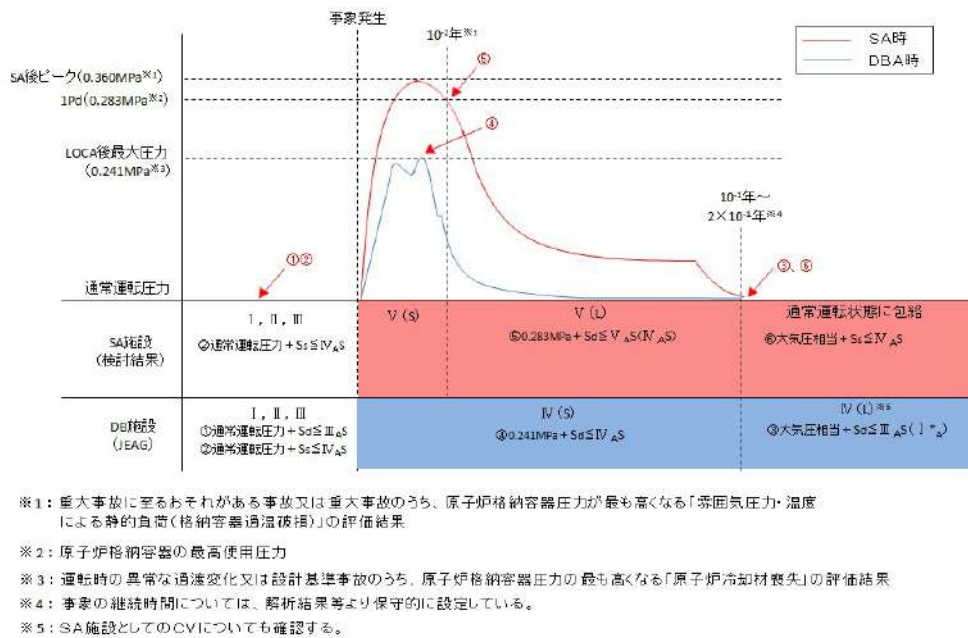


図 1 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する CV の許容応力状態の比較 (概念図)

耐震性評価にて考慮する荷重は以下の通りとした。

- ① 自重 (ポーラクレーン重量含む)
- ② 格納容器内圧 (最高使用圧力)
- ③ 地震荷重 (Sd)
- ④ 格納容器内の水による荷重 (水頭圧+地震時)

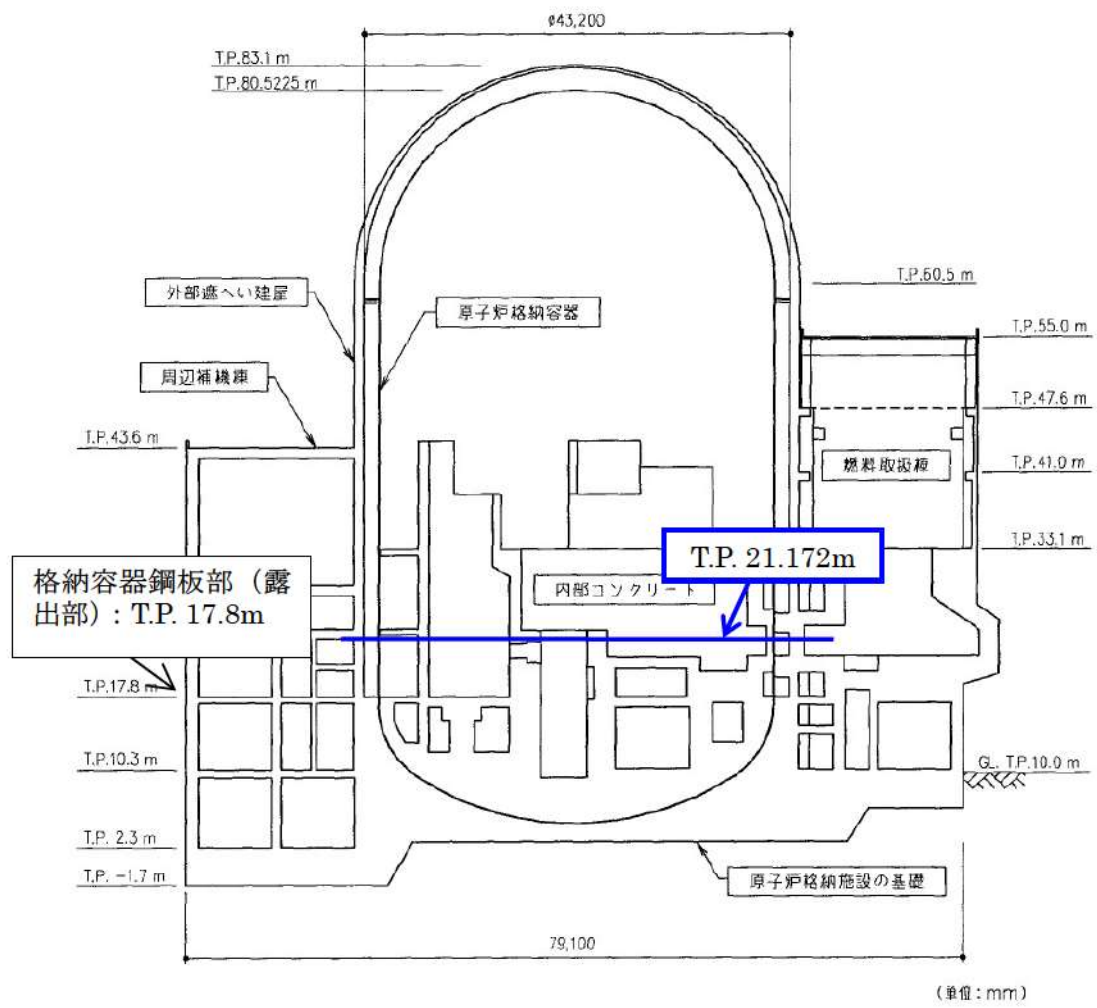


図2 原子炉格納容器断面図

(2) 格納容器内の水による荷重

格納容器内に溜まった水が、基準地震動  $S_d$  により格納容器脚部へ作用する場合の荷重を検討した。

荷重 ( $F$ ) は、水頭圧 ( $F_g$ ) に加え、円筒容器に水が溜まった状態でスロッシングした場合の荷重 ( $F_{sd}$ ) を算定する。

・算定条件及び検討結果

格納容器内の諸元及び入力条件を表 1 に示す。設計確認用の荷重条件は、保守的に格納容器を矩形として簡略化した形状について、Housner の理論の矩形タンクの式により算出する。Housner の理論式については添付に示す。

なお、水深については再下階の床面 (T.P. 17.8m) から T.P. 21.172m まで水が満ちているものと考えて評価を実施する。実際は内部コンクリートによる障害物があるため、動圧は低減されるものと考えられるが、保守的に無いものとして算定した。算定結果を図 4 に示す。

表 1 容器諸元及び入力条件

水深 (m)	平面形状 (m)	スロッシング周期 (sec)	衝撃圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )	揺動圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )
3.37	40 (直径)	約 14 秒	3.8 (質点 IC46)	0.98 注

注) 保守的に 5 秒の応答加速度とした

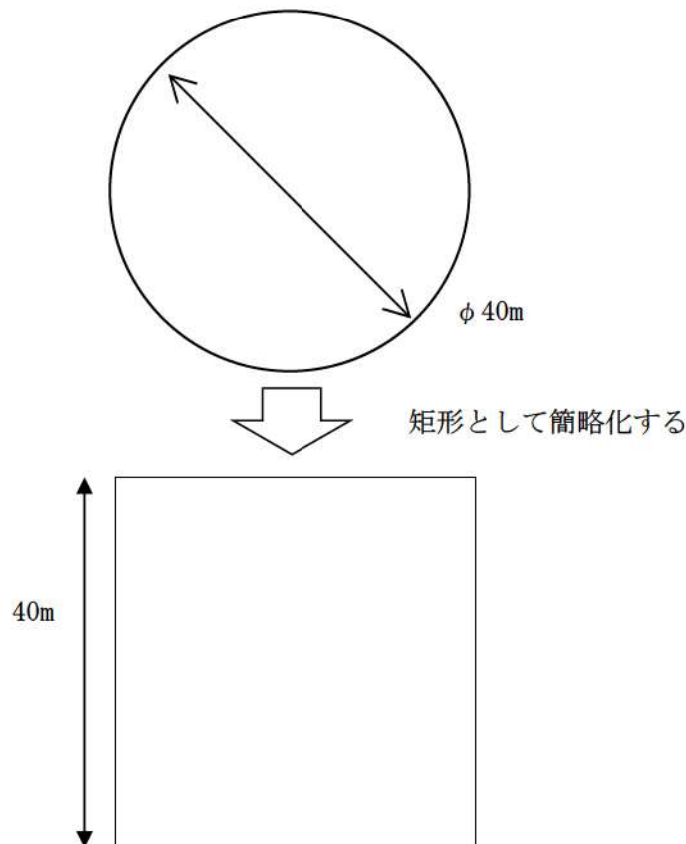


図 3 格納容器内スロッシング荷重算出用概略図



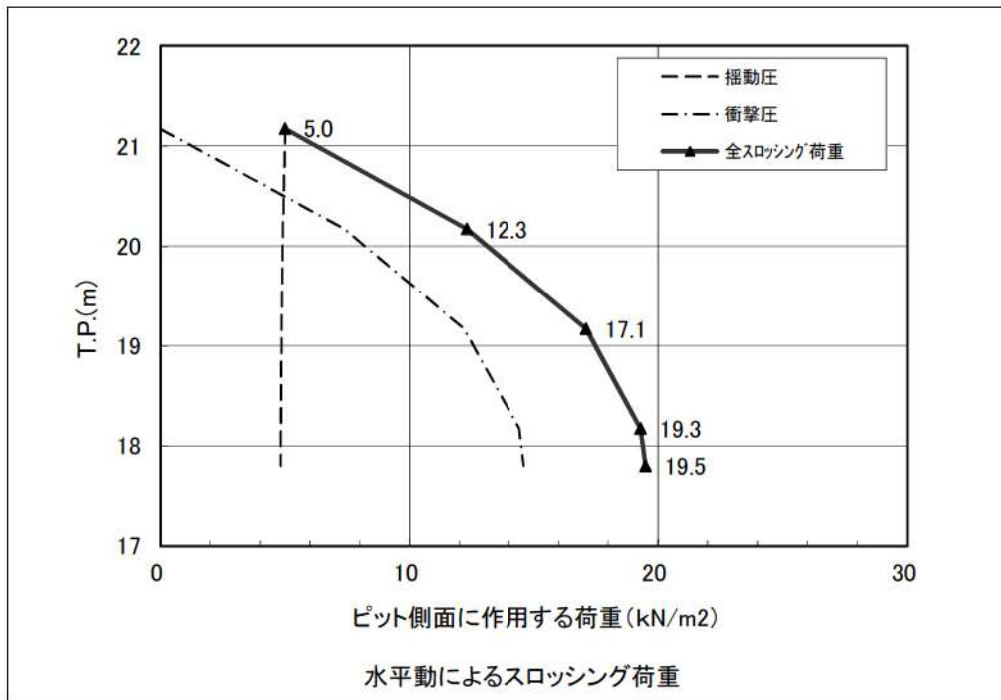


図4 Sd地震動における水平動によるスロッシング荷重

$$F_g = 1 \times 10^3 (\text{kg/m}^3) \times 9.80665 (\text{m/s}^2) \times 3.37 (\text{m}) \approx 0.034 (\text{MPa}) \quad (\text{水頭圧})$$

$$F_{Sd} = 19.5 (\text{kN/m}^2) \approx 0.020 (\text{MPa}) \quad (\text{スロッシング荷重})$$

$$F = F_g + F_{Sd} = 0.054 (\text{MPa})$$

(3) 格納容器本体への影響評価

重大事故後（格納容器内圧  $1P_d:0.283\text{MPa}$  の状態）に格納容器脚部へ作用する（1）に示した荷重に対し、格納容器の応力評価を実施した。

「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601・補-1984）の第2種容器の許容応力状態  $IV_A S$  の値を用いる。算出温度は  $132^\circ\text{C}$ （最高使用温度）とする。概略評価の位置づけとして、評価応力は一次一般膜応力とする。

表2 荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界（許容応力状態 $IV_A S$ ）	
① 自重（ポーラクレーン重量含む） ② 格納容器内圧（最高使用圧力） ③ 地震荷重（ $S_d$ ） ④ 格納容器内の水による荷重（水頭圧+地震時）	温度 ( $^\circ\text{C}$ )	一次一般膜 応力強さ ( $\text{MPa}$ )
		$S_y$
	132	234*

※設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）による。

表3に示すとおり、発生する応力強さは基準値を満足する。

表 3 応力強さの評価結果

地震ケース	自重+CV内圧 <sup>注1)</sup>			地震 <sup>注2)</sup>			水圧(地震分含む) <sup>注3)</sup> 注4)			合計		
	一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ		
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$
S <sub>d</sub>	-69.3	127.6	-58.3	-30.4	0	30.4	-24.4	24.4	0	-125	152	-28
応力強さの限界												S <sub>y</sub> = 234

注 1) CV内圧は最高使用圧力としている。

注 2) 金ヶ崎の S<sub>d</sub>地震動による結果

注 3) S<sub>d</sub>地震水平動により CV脚部(T.P. 17.8m)のスロッシング荷重が、冠水深さに一様に作用するとして応力を算出。

注 4) 水圧により生じる応力各成分は次の通り。  $\sigma_x = -0.1\text{MPa}$ ,  $\sigma_y = 24.3\text{MPa}$ ,  $\sigma_z = -0.1\text{MPa}$



## 添付

### 1. 動水圧算出式

動水圧の算出には、Housner の矩形タンクの式を用いる。本計算式は動水圧を衝撃圧 (Impulsive Pressure) と揺動圧 (Convective Pressure) に分けて求める。以下に計算式を示す。

#### (1) 衝撃圧 (Impulsive Pressure)

自由水と固定水に分けて計算を行う。(ただし、 $h < 1.5L$  の場合は全て自由水として計算を行う。)

##### (i) 自由水 ( $y < 1.5L$ )

$$P_I = \gamma A_0 h \sqrt{3} \left\{ \frac{y}{h} - \frac{1}{2} \left( \frac{y}{h} \right)^2 \right\} \tanh \left( \frac{\sqrt{3}L}{h} \right) \quad (1)$$

##### (ii) 固定水 ( $1.5L \leq y \leq h$ )

$$P_I = \gamma A_0 L \quad (2)$$

$P_I$  : 衝撃圧 (Impulsive Pressure) [ $\text{N}/\text{m}^2$ ]

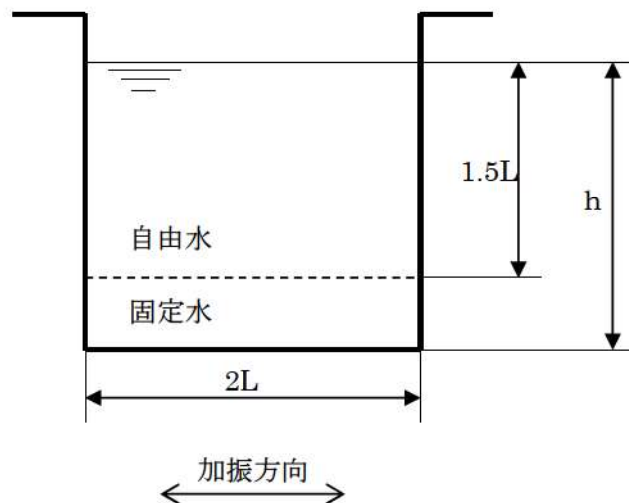
$\gamma$  : 液体 (水) の比重量 [ $\text{kg}/\text{m}^3$ ]

$A_0$  : 入力 (床) 加速度 [ $\text{m}/\text{s}^2$ ]

$h$  : 水深 [m] ( $h > 1.5L$  の細長いピットの場合  $h = 1.5L$ )

$y$  : 水面からの深さ [m]

$L$  : ピットの加震方向の長さの  $1/2$  [m]



(2) 揺動圧 (Convective Pressure)

揺動圧の計算は、 $h$  の値にかかわらず“全深さ”を基として計算を行う。

$$P_c = \gamma \frac{L^2}{3} \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{\cosh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h-y}{L}\right)}{\sinh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right)} \omega^2 \theta_h \sin(\omega t) \quad (3)$$

$$\omega^2 = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{g}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (4)$$

$$\theta_h = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{S_D}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (5)$$

$P_c$  : 揺動圧 (Convective Pressure) [ $\text{N}/\text{m}^2$ ]

$\omega$  : ピット水の固有円振動数 [ $\text{rad}/\text{s}$ ]

$\theta_h$  : ピット水の自由振角度 [—]

$S_D$  :  $\omega$  における変位応答スペクトル値 [ $\text{m}$ ]

cf.  $S_D \doteq S_V / \omega \doteq S_A / \omega^2$

$S_V$  : 速度応答スペクトル値 [ $\text{m}/\text{s}$ ]

$S_A$  : 加速度応答スペクトル値 [ $\text{m}/\text{s}^2$ ]

### 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について

原子炉格納容器冠水操作を含む溶融炉心の冷却手段のうちからいずれかを選択する際には、溶融炉心の状態、原子炉容器破損の有無及び操作実施時に予想される「負の影響」が主な判断材料となる。

ここではそれらに着目して、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づく影響緩和操作選択の考え方について別紙のとおり整理した。

考え方は別紙のとおりであるが、実際に炉心損傷度合、崩壊炉心の位置、冷却状態及び影響緩和操作に伴う負の影響等を精度よく把握することは困難であり、原子力災害対策本部は限られた情報を元に総合的な検討を行い、時間の制約下で事象の局面に応じた手段を選択することになる。

これらの判断能力を高めるためには、災害対策本部要員の力量を向上させることが有効であることから、シビアアクシデントに関する教育・訓練を充実させていくこととする。

以 上


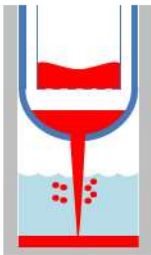
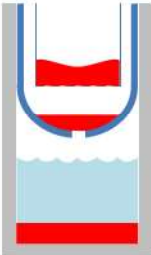


## 炉心損傷後の操作の判断について

## 1. 炉心損傷後の原子炉の挙動

炉心損傷後の事象進展と事象把握のための判断材料は下表のとおり整理した。

表1 事象進展の内容及びその判断材料

事象	事象進展の内容及びその判断材料
炉心損傷	(判断基準) <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度：350℃</li> <li>格納容器内エアモニタ：<math>1 \times 10^5 \text{mSv/h}</math></li> </ul>
下部プレナムへの 溶融落下 	溶融デブリが落下し、下部プレナムの冷却水と反応する。1次冷却系に破損口がある場合は、発生した蒸気が原子炉格納容器の圧力上昇に寄与する。また、1次冷却系に破損口がない場合(1次冷却材圧力が高い事象)は、発生蒸気により1次冷却材圧力が上昇する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器圧力の上昇(1次冷却系の破損口がある場合)</li> <li>1次冷却材圧力の上昇(1次冷却系の破損口がない場合)</li> </ul> <b>【参考】</b> 1次冷却系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、1次冷却材圧力が約10MPa程度一時的に上昇。
原子炉容器破損及び下部キャビティへの溶融落下 	原子炉容器が破損し、破損口から水素及び水蒸気が放出するとともに、溶融デブリがキャビティ水中に溶融落下することでキャビティ水の沸騰が生じる。また、1次冷却系に破断口がない場合は、原子炉容器破損後、1次冷却材圧力が急激に低下する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器圧力・温度上昇</li> <li>水素濃度の上昇</li> <li>1次冷却材圧力急減(1次冷却系の破損口がない場合)</li> </ul> <b>【参考】</b> 1次冷却系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、原子炉容器破損後1次冷却材圧力が約1.4MPaから約0.3MPaまで低下。
炉心部に大量の溶融デブリが残存 	大量の残存溶融デブリが原子炉格納容器を過熱蒸気雰囲気にし、格納容器再循環ユニットの除熱性能を低下させる可能性がある。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に溶融デブリが残存している可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器圧力と温度から過熱状態を確認</li> <li>(原子炉格納容器圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過</li> <li>(原子炉格納容器圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下*</li> </ul>

※ 「格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差」

格納容器再循環ユニットは、過熱蒸気雰囲気では除熱性能が低下することが考えられる。格納容器再循環ユニットの除熱性能は130℃の飽和蒸気条件下において、約5.5MW/台であるため、冷却水流量82m<sup>3</sup>/h/台及び比熱1cal/cm<sup>3</sup>/℃とすると、冷却水出入口温度差は約60℃となる。

$$5.5 \text{MW/台} \div 82 \text{m}^3/\text{h/台} \div 1 \text{cal/cm}^3/\text{℃} = \text{約}60\text{℃}$$



## 2. 溶融炉心の冷却手段と操作実施の判断材料

### (1) 炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水の考え方

炉心損傷後は事故時影響の緩和、すなわち、周辺環境へのFP放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持することが最も重要であるため、炉心注水よりも格納容器スプレイを優先して実施する。

一方で、原子炉容器破損前であれば、炉心注水により原子炉容器破損を防止することで、溶融炉心の分散やコンクリート侵食の発生を未然に防止することができる。

炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水について、下表のとおり整理した。

表2 炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水の考え方

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
炉心損傷後、原子炉容器破損前の炉心注水  (通常、低温側配管からの注入となるが、原子炉容器破損後であれば低温側配管からの注入水は、炉心部をバイパスすることが考えられるため、高温側配管から注入する等の措置を検討する)	[正]溶融デブリの冷却 [正]蒸気発生抑制による原子炉格納容器減温・減圧 [負]急速蒸気生成による原子炉格納容器圧力スパイク [負]水素生成 [負]炉心注水が途中で停止した場合、その後に大量のデブリが残存する可能性あり	著しい炉心損傷 <sup>※1</sup> に至っていない場合は、解析結果から原子炉容器破損防止に成功する可能性が高いため、格納容器スプレイに支障を与えない <sup>※2</sup> ことを確認した上で炉心注水を行う。  著しい炉心損傷に至っている場合は、事象進展を把握しながら、正負の影響を考慮した総合的な判断のもとに炉心注水の是非を決定する。

※1 解析結果をもとに炉心損傷後1時間を「著しい炉心損傷」を判断する目安としている。(今回の有効性評価において最も事象進展の早い格納容器過圧破損シーケンスでは、事象発生後約19分で炉心溶融し、その後約1時間で原子炉容器破損に至る。)ただし、1.章に示すとおり、事象進展が遅く、炉心損傷後1時間以上経過しても下部プレナム部への溶融落下が発生していないと考えられる場合等は「著しい炉心損傷」に至っていないものと判断する。

※2 代替格納容器スプレイポンプの水源は格納容器スプレイと同じ燃料取替用水ピットであるため、炉心注水する場合は、燃料取替用水ピットの残量及び補給水量を考慮して、炉心注水を判断することになる。

(2) 原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水及び炉心注水の考え方

原子炉格納容器への注入制限量（約6, 100m<sup>3</sup>）に達し、格納容器スプレイ等を停止した後、格納容器再循環ユニットによる冷却によっても、原子炉格納容器が過熱状態であると判断される場合、以下のとおり操作による正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断のもと、原子炉格納容器への注水又は炉心注水の是非を決定することとなる。

表3 原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水及び炉心注水の考え方

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
①原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水	[正] 溶融デブリの冷却 [正] 原子炉格納容器過熱抑制による原子炉格納容器減温・減圧 [負] 急速蒸気生成による原子炉格納容器圧力スパイク [負] 水素生成 [負] 再臨界 [負] 水没による設備影響	事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に溶融デブリが残存している可能性があることを念頭に、以下の様な原子炉格納容器が過熱状態であることを判断し、正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。 <原子炉格納容器過熱状態の判断> ・原子炉格納容器内圧力と温度から過熱状態を確認 ・(原子炉格納容器内圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過 ・(原子炉格納容器内圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下
②原子炉容器破損後の炉心注水		①の原子炉格納容器内への注水操作を実施したとしても原子炉格納容器が過熱状態にある場合は原子炉容器が破損していない場合又は破損口が閉塞している場合が想定される。この場合においても同様に正負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	燃料棒内温度変化		○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約14分早まる	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る再現性が確認されており、炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップモデルは、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融開始に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態は炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の10分前後に開始するものとして、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイ操作による影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る再現性が確認されており、炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップモデルは、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融開始のリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部プレナムへから原子炉容器破損まで約5時間あり、原子炉容器破損時点から炉心下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)				
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
1次冷却系	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	気液分離 (炉心水位)・対向流					
	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル)	-	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。	
ECOS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)		入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る1次冷却系モデル(加圧器モデル)は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	加圧器における冷却材放出に係る1次冷却系モデル(加圧器モデル)は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが有効性評価の結果に与える影響はない。
		蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位はほぼ適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位をほぼ適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	2次側水位変化・ ドライアウト	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位はほぼ適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位をほぼ適正に評価し、2次冷却系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		原子炉格納容器モデル	MB-2 実験解析より、ダウンカム水位、伝熱部コアプス水位をほぼ適正に評価。液相放出がある場合、伝熱部コアプス水位を低めに評価。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数度高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数度高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉格納容器	区画間・区画内の 流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	○HDR 実験解析及びCSIT 実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数度高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなるが、操作手順(原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数度高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなる。メータに対する余裕は大きくなる。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル	・格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ・水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃未満の範囲で高めに評価。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることかから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることかから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約26分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に由来する再現実性において、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に由来する再現実性において、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に由来する再現実性において、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故に由来する再現実性において、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。</p>
	原子炉容器破損、溶融	原子炉容器破損モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。</p>
	1次系内PP挙動	PP挙動モデル	<p>PHEBUS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価される燃料破損後のPP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなるかと考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることを確認しているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものとなり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなるかと考えられる。したがって、運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早期に評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はない。</p>





表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間と与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件)		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響		評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件				
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MWt) × 1.02	100% (2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、崩壊熱及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21 MPa [gage]	15.41 MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 ± 2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。よって、最確条件に対する余裕が大きくなる。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m³	66,000m³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和され、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。</li> </ul>		
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (6.6gpm) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間に与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はほとんどない。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8 秒)	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8 秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷開始又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入タイミングが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心損傷は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 3.6MW～約 6.5MW)	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 4.4MW～約 7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度を実施した結果、事象発生後の 24 時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイター	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるよう、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイターの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1 / 3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件							
加圧器逃がし弁開	解析上の操作開始時間の10分後	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能 (全交流動力電源喪失) と判断、及び補助給水系の機能喪失を判断した場合、加圧器逃がし弁開操作の準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】</p> <p>加圧器逃がし弁の開操作は、現場にて加圧器逃がし弁開操作の準備を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員と、中央制御室にて加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員 (現場) 及び災害対策要員は、加圧器逃がし弁開操作の準備を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>現場で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備は、中央制御室から機器操作場所まで通常9分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>現場で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備は、手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作の有無】</p> <p>現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備時に、当該操作に対応する運転員 (現場) 及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備及び開操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、加圧器逃がし弁開操作の準備は手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>加圧器逃がし弁の開操作は、炉心損傷熱を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなる。炉心損傷開始が遅くなるが、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認してお</p>	<p>加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧力(0.566MPa[gage])及び限界温度 200℃に対して十分余裕があるため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。(添付資料7.2.1.2.6)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。加圧器逃がし弁の開操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は1分。現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は30分を想定しているところ、訓練実績は21分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>	



表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (2 / 3)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	解析上の操作開始時間	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作に必要となる移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	操作の不確かさ要因	実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間も、他の運転員等の操作時間と与える影響はない。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	-	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分、現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	
	操作条件	炉心溶融開始の30分後(事象発生後49分後)	現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して与える影響はない。また、アクセススルット上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に対する影響はない。	【認知】 中央制御盤にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼルの発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電流喪失)と判断、及び1次冷却材喪失事象が発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下していることを判断した場合、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	-	中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分、現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	
代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの再開	解析上の操作開始時間	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの再開操作に必要となる移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	操作の不確かさ要因	実際の操作においては、原子炉格納容器最高使用圧力到達の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間も、他の運転員等の操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器最高使用圧力到達後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間も、他の運転員等の操作時間と与える影響はない。	-	現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの再開操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの再開操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの再開	解析上の操作開始時間	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	操作の不確かさ要因	実際の操作においては、原子炉格納容器最高使用圧力到達の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間も、他の運転員等の操作時間と与える影響はない。	原子炉格納容器最高使用圧力到達後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。また、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間も、他の運転員等の操作時間と与える影響はない。	-	現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの再開操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの再開操作は、炉心損傷を最優先条件とした場合、解析条件で設定している炉心損傷熱より小さい炉心損傷熱となるため、炉心損傷熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。





水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）

評価事故シーケンス【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m<sup>3</sup>（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：140m<sup>3</sup>/h 事象発生後約 3.6 時間以降運転

○時間評価（燃料取替用水ピット水が枯渇するまでの時間評価）

燃料取替用水ピット水量 1,700m<sup>3</sup> ÷ 代替格納容器スプレイ流量 140m<sup>3</sup>/h  
 + 3.6 時間 = 約 15.7 時間

< 補給可能時間 >

可搬型大型送水ポンプ車による補給可能開始時間：事象発生後の 12.9 時間

○水源評価結果

燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

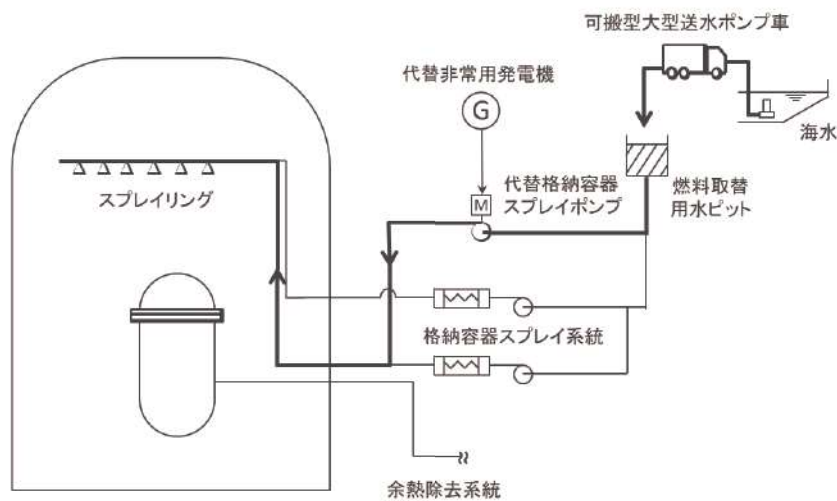


図 1 概略系統図



## 2. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約 411 L/h×2台×24h×7日間=約 138,096L=約 138.1kL
		緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台)起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間 =約 19,185.6L=約 19.2kL
		<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1台×24h×7日間=約 12,432L=約 12.5kL
		<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h×1台×24h×7日間=約 12,432L=約 12.5kL
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約 182.3kL	
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約 540kL)及び燃料タンク(SA)(約 50kL)の合計約 590kLにて、7日間は十分に対応可能	

### 3. 電源に関する評価 代替非常用発電機の負荷

【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

表 主要負荷リスト

負荷名称	負荷容量
充電器 (A, B)	113kW
	113kW
計装用電源 (安全系)	22kW (A 充電器を含む)
(A, B, C, D)	22kW (B 充電器を含む)
	22kW (A 充電器を含む)
	22kW (B 充電器を含む)
代替格納容器スプレイポンプ	200kW
アニュラス空気浄化ファン	39kW
中央制御室給気ファン	21kW
中央制御室循環ファン	13kW
中央制御室非常用循環ファン	5 kW
中央制御室照明等	23kW
中央制御室非常用循環ファン用電気ヒータ	13kW
CV水素濃度計電源盤	6 kW
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ <sup>*1</sup>	7kW
合計 (連続負荷)	553kW
(最大負荷)	788kW

\*1: 事故シナリオ上の最大負荷としては考慮してないが、代替非常用発電機の出力決定に際しては最大負荷に含める。

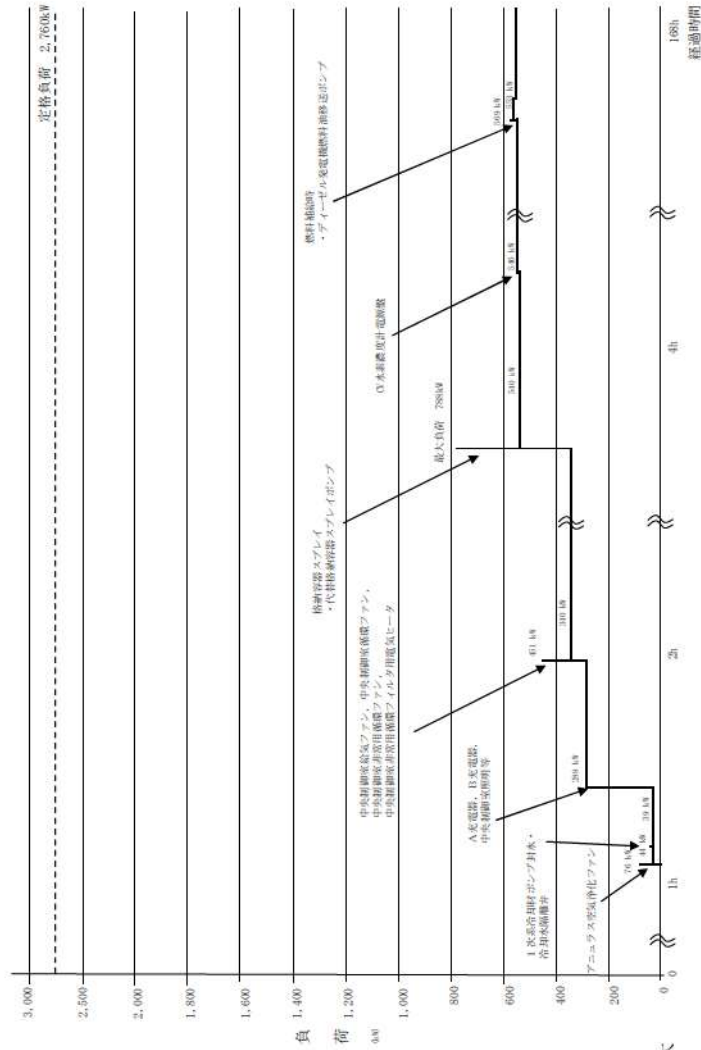


図 負荷積算イメージ

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE722 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

令和5年10月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
  - 7.2. 重大事故
    - 7.2.2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### 添付資料 目次

- 添付資料7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料7.2.2.5 原子炉容器の破損位置について

## 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### 7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

#### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，SED，TEI，TED，SEI，TEW，SLW，SLI及びSEWがある。

#### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気及び水素の急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁の開操作により1次冷却系の減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。また，その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから，代替格納容器スプレイポンプ及びC，D－格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気を冷

却及び除熱し，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため，代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。さらに，原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理，低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して，1次冷却材圧力が高い状況で原子炉容器が破損し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して，原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から，原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備する。

また，その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から，代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策



を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

## 7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

### (1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T\*\*」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故