## 内部事象出力運転時レベル1.5PRAのシーケンス選定における

福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

内部事象出力運転時レベル1.5PRAにおいては、炉心損傷後から格納容器破損 に至るまでの事故シーケンス及び格納容器破損頻度(CFF)を評価している。 この際、雰囲気圧力・温度による静的負荷に対する格納容器耐性として、過温破 損に対して限界温度200℃を、過圧破損に対して限界圧力2Pd(格納容器の最高 使用圧力の2倍、0.853MPa)を判定基準と設定している。

今回のPRAの実施に際して、上記の判定基準を適用するに当たっては、以下 のとおり福島第一原子力発電所事故の知見を考慮している。

1. 福島第一原子力発電所事故による格納容器破損に関する知見

福島第一原子力発電所事故では、1~3号機の格納容器がいずれも事故後の どこかのタイミングで破損に至ったと考えられ、その詳細なメカニズムについ ては、解明に向けた取り組みが進められているところである。

福島第一原子力発電所事故の調査結果は,平成25年12月に第1回進捗報告<sup>[1]</sup>, 平成26年8月に第2回進捗報告<sup>[2]</sup>,平成27年5月に第3回進捗報告<sup>[3]</sup>が行われ ている。ここでは,格納容器破損に係る情報として,漏えい経路,格納容器圧 力挙動及び格納容器温度挙動に着目し,以下のとおり知見を整理した。

(1) 格納容器破損時の漏えい経路

原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず,原子炉建屋オペレーティング フロアの形状が維持されているため,他号機に比べて格納容器からの漏えい 経路が推定しやすい2号機に着目する。2号機では,格納容器圧力の低下が 確認された3月15日の朝方にブローアウトパネルから蒸気が放出されている こと,後日の調査でオペレーティングフロアにおけるシールドプラグ近傍で 高い線量率を観測したことが確認されている。これに加え,過去の試験結果 等から考えられている漏えいポテンシャルの高い箇所を考慮に入れると,格 納容器トップへッドフランジ等のフランジシール部からの漏えいの可能性が ある。

(2) 1 号機の格納容器温度・圧力挙動

1号機のドライウェル圧力は、3月11日23時50分頃に0.6MPa[abs]を、 3月12日2時30分頃に0.84MPa[abs]を計測した後、3月12日14時30分頃 のベント操作による圧力減少まで、0.7MPa[abs]~0.8MPa[abs]程度の圧力で 推移している。この間、注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、溶融炉 心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガス発生等によって、格納容器圧 力は上昇傾向になると想定されるが、測定値からは圧力が一定となる傾向が 示されており、格納容器からの漏えいがあったことが示唆される。

また、 炉心損傷後の格納容器温度の測定データは得られていないものの,

補足 2.1.1.a-1-1

## 1208

事故時に計測されたプラントデータを基に条件を仮定したMAAP解析が実施されており、その中でドライウェル温度も評価されている。1号機のMAAP解析結果からは、格納容器気相漏えいを仮定した3月12日11時46分頃において、ドライウェル温度は約300℃以上となっている。過去の研究によれば、このような過温条件ではガスケットが損傷する可能性があることから、過温によるガスケット損傷により格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。実際に、1号機では格納容器内部調査により格納容器貫通部に設置されていた遮へい用の鉛板が消失していることが確認され、格納容器壁付近で少なくとも鉛の融点(328℃)以上を経験した可能性が検討されている。

(3) 2号機の格納容器温度・圧力挙動

2号機では、原子炉隔離時冷却系運転期間中に格納容器圧力が徐々に上昇 し、原子炉隔離時冷却系停止後、炉心損傷に伴う水素発生や逃がし安全弁の 開放等によると考えられる上昇が、14日20時頃、21時頃、23時頃に観測さ れ、格納容器圧力は0.75MPa[abs]程度にまで至る。その後3月15日7時20 分頃までほぼ一定の圧力で推移している観測結果が得られており、高い圧力 状態が継続していたと考えられる。なお、3月14日13時頃から格納容器圧 力が一時的に低下して再上昇しているが、この圧力低下を格納容器気相漏え いと仮定した場合に、その後の圧力上昇を説明できないことから、MAAP の解析においては、3月15日7時20分頃の格納容器気相漏えいを仮定して いる。この解析結果によれば、仮定した格納容器気相漏えいの前に、ドライ ウェル圧力が0.7MPa[abs]程度になると評価されている。

また、2号機のMAAP解析結果より、格納容器温度は3月13日12時頃 から150℃を上回っており、格納容器気相漏えいを仮定した3月15日7時20 分頃までの長期間にわたって、150℃~175℃程度の高温状態が継続している。 この温度域は、1号機と比較して低くなっているが、シリコンゴム製シール 材にとっては厳しいものとなっており、この間にシール材の高温劣化が進ん でいたと考えられる。

以上より、2号機ではシリコンゴム製シール材が長期間にわたる苛酷事故 環境下への曝露によって劣化したことに加え、ドライウェル圧力が高いレベ ルで推移して、フランジの開口にシール性能が追従できなくなったため、漏 えい経路を形成した可能性がある。

(4) まとめ

格納容器破損に係る福島第一発電所事故の知見を以下にまとめる。

- ・格納容器破損時の漏えい経路に関する知見として、現場の調査結果から、
  格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部から漏えいが発生した可能性がある。
- ・シリコンゴム製のシール材が長時間にわたり苛酷事故環境下に晒されたことで劣化し、格納容器加圧との重畳によって格納容器破損に至った可能性がある。

2. 今回のレベル 1.5 PRAにおける福島第一原子力発電所事故の知見の反映

今回の島根2号炉におけるレベル1.5PRAでは,格納容器の過温破損及び過 圧破損に対する破損判定基準として,重大事故等対策の有効性評価における破 損判定基準と同じ条件(限界温度200℃,限界圧力2Pd)を用いている。

上述のとおり,福島第一原子力発電所事故の知見から,従来から格納容器ト ップフランジ等のシール部に用いられているシリコンゴム製のシール材は,長 時間にわたる苛酷事故環境下への曝露によってシール機能が劣化し,格納容器 加圧との重畳によって格納容器破損に至る可能性がある。しかしながら,島根 2号炉においては,格納容器トップフランジ部等のシール材を改良EPDM材 等に変更して格納容器健全性の評価を実施した結果,事故後7日間にわたり, 限界温度及び限界圧力はそれぞれ200℃,2Pdに対して余裕があることを確認 している。

今回のレベル1.5PRAにおける事故進展解析では,格納容器からの除熱に期待しないため,格納容器破損までの余裕時間は最も長いケースでも約□時間となっている。そのため,レベル1.5PRAの格納容器破損判定条件として200℃,2Pdを適用することは妥当であると考えている。

なお、レベル1.5PRAの観点からは、特に格納容器の限界圧力及び限界温度 が見直された場合、事故進展解析において格納容器破損までの時間や破損モー ドが変化することから、緩和操作に係る余裕時間の見直しが必要となる。しか しながら、今回のPRAはAM策等を考慮しない評価であることから、事故進 展解析によって評価される格納容器破損までの余裕時間が変化した場合でも、 CFFの評価結果に影響はない。

福島第一原子力発電所事故については,格納容器内の状況等,未だ確認が困難な点が多く,未解明な問題がある。一方で,これまでの調査結果等からは,現在レベル 1.5 P R A で考慮しているモード以外で格納容器が破損に至ったとは考えにくい。このことから,事故シーケンスの抽出という観点では現在の P R A でも網羅的な分析となっているものと考える。今後,事故時の格納容器 挙動に関する新たな知見が得られた場合には,その知見を適切に反映していく 予定である。

参考文献

- [1] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第1回進捗報告」平成25年12月13日
- [2] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第2回進捗報告」平成26年8月6日
- [3] 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第3回進捗報告」平成27年5月20日

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

# 島根原子力発電所2号炉 内部事象出力運転時レベル1.5PRA イベントツリー集

○格納容器	イベントツリーの最終状態について	3
○図 1-1	TQUVに対するイベントツリー(1/3)	4
○図 1-2	TQUVに対するイベントツリー(2/3)	5
○図 1-3	TQUVに対するイベントツリー(3/3)	6
○図 2-1	TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(1/3)	7
$\bigcirc \boxtimes 2-2$	TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(2/3)	8
○図 2-3	TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(3/3)	9
○図 3-1	TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(1/3)	10
○図 3-2	TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(2/3)	11
○図 3-3	TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(3/3)	12
○図 4-1	TQUXに対するイベントツリー(1/3)	13
$\bigcirc \boxtimes 4-2$	TQUXに対するイベントツリー(2/3)	14
○図 4-3	TQUXに対するイベントツリー(3/3)	15
$\bigcirc \boxtimes 5-1$	TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(1/3)	16
○図 5-2	TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(2/3)	17
○図 5-3	TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(3/3)	18
○図 6-1	TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー(1/3)	19
$\bigcirc \boxtimes 6-2$	TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー(2/3)	20
○図 6-3	TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー(3/3)	21
$\bigcirc$ $\boxtimes$ 7	長期TBに対するイベントツリー	22
○図8	TBUに対するイベントツリー	23
$\bigcirc \boxtimes 9$	TBPに対するイベントツリー	24
○図 10	TBDに対するイベントツリー	25
○図 11-1	LOCAに対するイベントツリー(1/3)	26
○図 11-2	LOCAに対するイベントツリー(2/3)	27
○図 11-3	LOCAに対するイベントツリー(3/3)	28

# 格納容器イベントツリーの最終状態について

格納容器イベントツリーの最終状態に対して以下のように格納容器破損モードのIDを割り付けた。なお、格納容器加圧破損「FOP」及び格納容器過温破損「FOT」の選定は、事故進展解析結果から決定した。また、格納容器の健全性が維持される事故シーケンス(原子炉圧力容器内で事故収束、格納容器内で事故 収束)についても、格納容器破損モードのIDを割り付けた。

今回のAM策等を考慮しないPRAにおいて発生し得ないシーケンスについて は、ID「OK」を割り付け、当該シーケンスの発生頻度を計算していない。

【PDS#凡例】

T\_:T3A 又は T3B に続くDCH: P C V 破損(格納容器雰囲気直接加熱)FOT:PCV過温破損DCH: P C V 破損(溶融炉心・コンクリート相互作用)FOP:PCV過圧破損FPE:PCV 破損(水蒸気爆発)FCR:PCV 破損(溶融物接触)BYP:格納容器バイパスKV, VV, KP, VP:事象収束事象収束



図 1-1 TQUVに対するイベントツリー(1/3)



図 1-2 TQUVに対するイベントツリー(2/3)



図 1-3 TQUVに対するイベントツリー(3/3)



図 2-1 TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(1/3)



図 2-2 TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(2/3)



図 2-3 TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー(3/3)



図 3-1 TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(1/3)



図 3-2 TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(2/3)



図 3-3 TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー(3/3)



図 4-1 TQUXに対するイベントツリー(1/3)



図 4-2 TQUXに対するイベントツリー(2/3)



図 4-3 TQUXに対するイベントツリー(3/3)



図 5-1 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(1/3)



図 5-2 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(2/3)



図 5-3 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー(3/3)



図 6-1 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー(1/3)



図 6-2 TQUX (区分 2 喪失) に対するイベントツリー(2/3)



図 6-3 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー(3/3)



図7 長期TBに対するイベントツリー

(AM剥ぎ取り評価のため T3A/T3B へ続くシーケンスは無い)



図8 TBUに対するイベントツリー

(AM剥ぎ取り評価のため T3A/T3B へ続くシーケンスは無い)



図9 TBPに対するイベントツリー

(AM剥ぎ取り評価のため T3A/T3B へ続くシーケンスは無い)







図 11-1 LOCAに対するイベントツリー(1/3)



図 11-2 LOCAに対するイベントツリー(2/3)



図 11-3 LOCAに対するイベントツリー(3/3)

### 原子炉圧力容器破損等のMAAP上の判定条件

MAAPコードによる事故進展解析において, 炉心損傷, 炉心溶融, 炉心支持 板破損, 原子炉圧力容器破損の判定条件については, 表1に示す条件を満足する 場合に破損したと判断している。

各項目の判断の根拠については、以下に示すとおりである。

1. 炉心損傷の判断

炉心損傷に至ると評価されている,燃料被覆管の最高温度が1,000Kに到達した時点を炉心損傷開始と判断している。

2. 炉心溶融の判定

炉心構成物質の代表的な共晶温度として,炉心最高温度が2,500Kに到達した時点を溶融開始と判断している。

3. 炉心支持板破損の判断

下部プレナムへのリロケーションの発生を炉心支持板の破損と定義している

- リロケーションの発生は、以下の判断のうちいずれか早い方で判断している。
  - ・炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合
  - ・Larson-Millerのパラメータにより炉心支持板のクリープ破損と判断された 場合
- 4. 原子炉圧力容器破損の判断

貫通部への侵入による貫通部過熱,溶接部過熱による貫通部逸出,金属層に よる過熱,ジェットによる侵食,クリープ破損のうち,最も早い破損モードを 原子炉圧力容器破損と定義している。

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が	炉心損傷が始まる温度
	1,000K 到達	
炉心溶融の判断	炉心最高温度が 2,500K	炉心構成物質の代表的な
	到達	融点
炉心支持板破損の判断	下部プレナムへのリロケ	リロケーション発生の判
	ーション発生時	断として,より早い炉心支
		持板ノードに溶融物が存
		在する場合を設定
原子炉圧力容器破損の判断	CRDチューブ逸出判定	原子炉圧力容器破損モー
	到達	ドのうち,最も早い破損形
		態として, C R D チューブ
		逸出を設定

表1 事故進展解析における各項目の判定条件

#### 内部事象出力運転時レベル1.5PRAにおける物理化学現象の考慮

内部事象出力運転時レベル1.5PRAでは,炉心損傷後に格納容器内で発生する 可能性が考えられている物理化学現象を考慮し,一定の分岐確率を設定している。 今回の評価において,考慮の対象とした物理化学現象を以下に示す。

- ・格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- ・炉外溶融燃料 冷却材相互作用(炉外FCI)
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)

各物理化学現象の分岐確率の算出の流れは、以下のとおりである。

- ・考慮する物理化学現象を主要過程に分解
- ・分解した中で考慮する物理化学現象に影響が大きいと考えられるパラメータ を抽出
- ・抽出したパラメータの不確かさを考慮した上で各物理化学現象の影響の大き さの分布を計算
- ・計算した分布のうち,考慮する物理化学現象による格納容器破損の判定条件 を超える割合(確率)を算出
- ・上記の割合(確率)を内部事象出力運転時レベル1.5PRAの分岐確率に設定

物理化学現象の分岐確率の設定の詳細について、物理化学現象毎に次に示す。

これらの物理現象の評価モデルは、これまでに得られている知見をもとに構築 したものである。一方、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐 確率は、評価の対象とした物理化学現象が不確実さの大きな現象であることを認 識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して設定し たものであり、今回設定した値には依然大きな不確実さを含んでいるものと認識 している。

なお、これら3つの物理現象のヘディングの分岐確率のそれぞれの値の大小は、 有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。 1. 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)

- 1. 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
- (1) 事象の概要

格納容器直接加熱(DCH; Direct Containment Heating)は原子炉圧力容器 下部プレナムに形成された炉心溶融物が高圧の一次系の蒸気の圧力によって, 原子炉圧力容器下部の破損部分から原子炉圧力容器下部ペデスタル(以下「ペ デスタル」という。)内に放出され(HPME; High Pressure Melt Ejection), 更に蒸気流によって液滴状態となって格納容器内に放出,この際,雰囲気ガス 中の水蒸気との金属-水反応による水素と熱の発生,溶融物液滴から格納容器 内ガスへの熱伝達による加熱等によって,格納容器内圧力が上昇する現象であ る。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

本現象は、シビアアクシデント時に格納容器破損に至る可能性のある現象として、米国原子力規制委員会(NRC)の確率論的安全評価報告書NUREG -1150<sup>[1]</sup>にて新たに考慮されたものである。

これまでの実験,解析に基づき,DCH現象は原子炉のシビアアクシデント 時において考慮すべき重要な現象であるとの認識に変わりはないが,その発生 確率は極めて低く,仮に起こったとしても格納容器内圧は限界圧力以下で収ま るであろうことが実験,解析コードによる予測により確認されているので<sup>[2]</sup>,D CHによって格納容器の破損に至る可能性は事実上排除し得るとの認識が一般 的となりつつある。

また、DCHの前提となる溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が 1次冷却系外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値(2 MPa[gage]以下)があり、原子炉圧力容器を減圧させることにより、溶融炉心の 飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている<sup>[3]</sup>。

(3) 今回のPRAにおける扱い

BWRプラントは、原子炉圧力容器内に気相部が存在し、逃し安全弁を解放 することで容易に、HPME/DCHの発生可能性のある圧力以下(2 MPa[gage]以下)まで減圧することができる(その効果は重大事故対策の有効性 評価において別途説明)。このため、BWRにおいては、DCH現象が発生する 可能性は極めて低いが、リスクを抽出する目的で実施されるPRAにおいては、 原子炉減圧に失敗したパスも考えられることから、今回、島根2号炉の内的事 象出力運転時レベル 1.5PRAのイベントツリーでは、DCHについての分岐 (ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方を図1に示す。

DCHに影響するパラメータを選定するとともに,各パラメータの分布を決定し,これらのパラメータの組み合わせ条件による格納容器ピーク圧力をMA APコードのDCHモデルにより求め,各パラメータを変数とした相関式を作成する。この相関式から格納容器ピーク圧力を求め,ピーク圧力に対する格納
容器破損頻度(格納容器フラジリティ)の関係から,格納容器破損確率を求めている。詳細については(4)に示す。

なお、DCH現象に対する格納容器破損確率評価では、DCHが発生する事 故シナリオを想定する必要があり、原子炉圧力容器の高圧破損が生じるシーケ ンスを選定する。DCHが発生する可能性がある高圧破損シーケンスは、事故 後早期に破損するもの(短期DCH)と、後期に破損するもの(長期DCH) に分類でき、それぞれ、TQUXシーケンス、長期TBシーケンスで代表させ ている。

- (4) DCHによる分岐確率の算出の考え方
  - DCHに影響するパラメータの選定

これまでの知見により、DCH現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・溶融物の放出
- ・液滴の発生
- ・液滴の移行
- ・格納容器雰囲気との相互作用による圧力上昇

これらの各過程に対する現状の知見及びDCH現象に支配的なパラメータ について、以下に整理する。

a. 溶融物の放出

DCHにおいて,まず重要な粗過程は,炉心溶融物の圧力容器からの放 出過程である。炉心溶融の進展により,溶融した炉心は炉心支持板破損に 伴い下部プレナムへ移動する。

DCHが発生するためには,原子炉圧力容器が高圧状態であり,かつ, 溶融物が堆積している領域において原子炉圧力容器破損が起こる(HPM E)必要がある。事象発生後,RPV注水に失敗した場合,全炉心が溶融 し,下部プレナム内へデブリが移動する。

BWRでは、この領域に制御棒駆動機構ハウジング、中性子東モニタハ ウジング及びドレンラインがあり、これら貫通配管の逸出や破損がまず想 定される。これらの配管が逸出若しくは破損した場合、下部プレナム内の 溶融物は、ペデスタル床に堆積すると考えられる。また、原子炉圧力容器 の破損モードとしては、貫通配管の逸出・破損以外に、下部ヘッド連続部 位のクリープ破断も考えられ、この場合も、溶融物はペデスタル内へ移行 すると考えられる。

下部プレナム内に存在する溶融コリウム量は、ペデスタル内に流出する 溶融炉心量となるため、溶融物のペデスタル内への放出挙動は、原子炉圧 力容器破損時に下部プレナム内に存在する溶融コリウム量が影響し、その 不確かさは大きいと考えられる。

補足 2.1.1.f-1-4

### 1244

b. 液滴の発生

ペデスタル内に放出された炉心溶融物は、ペデスタルの床にプール状又 は液膜状となって存在していると考えられ、そこへ原子炉圧力容器破損口 からの高速蒸気流が通過することにより気液界面において激しい波立ちが 起こり炉心溶融物の一部が液滴となって蒸気流中に浮遊して流れる。この 現象はエントレインメント現象と呼ばれている。

液滴の発生については, R P V からのブローダウンガス流量及びその継 続時間により影響を受けるが,ここでは,保守的に,落下した炉心溶融物 全量が液滴になることを想定する。ただし,ドライウェルへの液滴移行量 については,ガス流速による液滴発生率の違いを考慮して評価する.

c. 液滴の移行

液滴状態となった炉心溶融物は蒸気流と共に流動して行くが、その過程 で蒸気流とは異なった様々な挙動をする。DCHが発生するためには、微 粒子化したデブリがペデスタル開口部に到達し、かつ付着することなく、 ドライウェル空間へ移行する必要がある。

BWRのペデスタル構造において、粒子化したデブリが開口部よりドラ イウェルへ移行するためには、同じ空間において、原子炉圧力容器からキ ャビティ床方向に流れる高圧蒸気流とは逆方向の流速場が必要であり、か つ、粒子が開口部に向かって運動する必要がある。Mark-I改型格納 容器のように、粒子が発生するペデスタル床面とペデスタル開口部の間に レベル差が存在する場合、エントレインメントされた粒子は移動の過程で 運動方向を変える必要があるため、ドライウェル空間に移行しにくい(図 2)。

液滴の移行挙動は、RPVからのブローダウンガス流量及びその継続時 間により影響を受ける。RPVからのブローダウンガス流量及びその継続 時間はRPV破損面積に影響を受け、その不確かさは大きいと考えられる。 また、ドライウェルへの粒子化デブリの移行割合はDCH現象の程度に直 接的に影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

d. 格納容器直接加熱による圧力上昇

ドライウェルへ移行した浮遊コリウム粒子はドライウェル雰囲気と熱 的・化学的相互作用を行い,格納容器雰囲気を直接加熱し,水素発生及び 格納容器圧力上昇を引き起こす。なお,加熱を引き起こす主な原因は,高 温の微粒子から雰囲気ガスへの伝熱によるものである。

DCH時の格納容器ピーク圧力は,原子炉圧力容器破損時の格納容器圧 力と,熱的・化学的相互作用による圧力上昇,及びサプレッション・プー ルへのベントクリアリングによる圧力抑制効果により決まる。

R P V 破損時点での格納容器圧力及びドライウェル雰囲気との熱的・化

学的相互作用による圧力上昇は原子炉圧力容器破損時点での炉内ジルコニ ウム酸化割合が影響し、その不確かさは大きいと考えられる。炉内ジルコ ニウム酸化割合が高いと、その時点で発生している水素量が多く、RPV 破損時点のドライウェル圧力は高い。一方、炉内ジルコニウム酸化割合が 低いと、格納容器雰囲気との相互作用により発生する水素量が多くなるた め、DCH発生時の圧力上昇幅が大きくなる。

以上に述べたDCH現象の主要過程の知見から,DCH現象に関する不確 実パラメータとして,次のパラメータを選定し確率分布を与えるものとした。

- ・In-Vessel での Zr 酸化割合
- ・原子炉圧力容器破損面積
- ・下部プレナム内溶融炉心割合
- ・ドライウェルへの粒子化コリウム移行割合
- ② 各パラメータへの確率分布の設定 各パラメータへの確率分布の設定の考え方は表1の通りである。各パラメ ータの不確実さを考慮して分布を設定した。

## ③ 格納容器ピーク圧力評価

本評価では、支配パラメータ条件における格納容器ピーク圧力の相関式を 設定している。相関式の設定にあたっては、格納容器ピーク圧力をMAAP コードのDCHモデルを使用して以下のように評価する。

- ・DCH時の水-金属反応に影響するドライウェルの雰囲気条件(水蒸気量) を設定するため、RPV破損までのドライウェル雰囲気条件はMAAPコ ードにより評価する。
- ・パラメータ値(In-Vessel での Zr 酸化割合, R P V破損面積, 下部プレナ ム溶融炉心割合, ドライウェルへの粒子化デブリ移行割合)を変化させ, MAAPコードのDCHモデルを用いてR P V破損後の格納容器圧力上昇 分を計算する。
- ・ R P V 破損前の格納容器圧力に D C H による 圧力上昇分を加えて格納容器 ピーク 圧力を求める。

支配パラメータと格納容器圧力ピークの相関式を構築するために,支配パ ラメータの組み合わせを変化させて感度解析を実施した。その結果から,以 下のことが言える。

・In-Vessel での Zr 酸化割合は、水素発生による加圧により圧力容器破損前の圧力に影響し、線形の関係がある。また、Zr 酸化割合は、DCH時の加

## 1246

圧量に対しては、評価範囲では殆ど感度がない。

- ・圧力容器破損面積については、DCH時の加圧量に対してほぼ指数関数近 似が可能である。
- ・下部プレナム内の溶融炉心割合にドライウェルへの粒子化デブリ移行割合
   を乗じた、全炉心量に対するドライウェル空間へのデブリ移行割合は、D
   CH時の加圧量に対してほぼ指数関数近似が可能である。

以上の分析より,圧力容器破損前の格納容器圧力(P<sub>0</sub>)は,In-Vesselでの Zr酸化割合(X)の1次式で表し,また,DCH時の加圧量( $\Delta$ P)は,圧力 容器破損面積(A)と下部プレナム内の溶融炉心割合にドライウェルへの粒子 化デブリ移行割合を乗じた全炉心に対する移行割合(F)により, $c_1 \times A^{c_2} \times F^{c_3}(c_1, c_2, c_3$ は定数)の関数形で近似した。最小自乗法によるフィッティング計算を 行い,係数 $c_1, c_2, c_3$ を求めた。その結果,TQUXシーケンス(短期DCH) 及び長期TBシーケンス(長期DCH)におけるDCH時の格納容器ピーク 圧力は,次式で表される。



- 但し、X: In-vessel での Zr 酸化割合(-)、A: 圧力容器破損面積(m<sup>2</sup>)、F:
   下部プレナム内溶融炉心割合にドライウェルへの粒子化デブリ移行
   割合を乗じた割合(-)
- ④ 格納容器フラジリティ

格納容器圧力と格納容器破損確率の相関(格納容器フラジリティ)は、過 去の格納容器耐性評価で得られた代表的Mark-I改良型格納容器の耐性 評価線図において、破損限界圧力の下限値 をフラジリティ曲 線での 破損確率値と仮定し、材料強度とモデル化の不確かさを考慮して、 標準偏差が 「<sup>41</sup>の対数正規分布を仮定して設定した(図3)。(格納容器温 度による格納容器破損の可能性については補足説明資料 2.1.1.f-1 補足 1 参照)

⑤ DCHによる格納容器破損確率

支配パラメータとDCH時の格納容器ピーク圧力の相関式及び格納容器フ ラジリティに基づき、支配パラメータをモンテカルロサンプリングしてDC Hによる格納容器破損確率を評価した。

評価の結果, DCHによる格納容器破損確率(平均値)は, TQUXシー ケンス(早期DCH)では , 長期TBシーケンス(長期DCH) では である(表2)。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 補足 2.1.1.f-1-7 参考文献

- [1] USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants", Final Summary Report, NUREG-1150(1990)
- [2] 日本原子力学会,「原子炉格納容器信頼性実証試験に関する調査報告書」(1994)
- [3] (財)原子力安全研究協会,「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計における シビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」(1999)
- [4] L.G.Greimann, et al., "Reliability Analysis of Steel Containment Strength", NUREG/CR-2442, 1982.
- [5] F. T. Harper et al., "Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters", NUREG/CR-4551, SAND86-1309, Vol. 2, Rev. 1, Part2, February 1991.

設定の考え方 設定値 支配パラメータ ・既往のPRA (NUREG/CR-分布形:三角分布 4551) における複数の専門家評価結果 炉内での 最小值:0.01 の平均値を元に設定。 Zr 酸化割合 [-] 最尤值:0.24 ・最小値はDBA LOCAの上限値を 最大值:0.53 設定。 ・最小値として、溶融物落下早期に下 部ヘッドが破損したとして設定。 分布形:三角分布 ・最尤値として、MAAPの解析結果 下部プレナム内 最小值:0.1 溶融炉心割合 から原子炉圧力容器破損直前の溶融 最尤值: [-] 物割合である %を設定。 最大值: 1.0 ・最大値として、全量の溶融物が落下 するとして設定。 ・最小値は、下部ヘッドに接続されて いる中で最も細い計装配管相当を想 分布形:三角分布 最小值:0.002 m<sup>2</sup> 定。 RPV破損面積 最尤值: m<sup>2</sup> ・最尤値は、MAAP解析に基づき  $[m^2]$ 最大值: 2.0 m<sup>2</sup> 設定。 ・最大値はクリープ破損相当<sup>[5]</sup>を設定。 ・ 粒子化デブリがドライウェルへ移行  $F_{ent}$  : する割合(F<sub>frag</sub>)は、ペデスタル床上の溶融デブリがガス流によりエント 1.0  $F_{pd-out}$  : レインされる割合 (F<sub>ent</sub>), エントレイ ·様分布 ンされた粒子がペデスタル内から開 分布形: 粒子化デブリの 口部へ流出する割合 (F<sub>nd-out</sub>), ペデス 下限值: ドライウェルへ タル開口部で付着しない割合 上限値 の移行割合\* [-] (F<sub>no-impact</sub>)を考慮し、以下の式で評 価。 F<sub>no-impact</sub> : 分布形:一様分布 F<sub>frag</sub>=F<sub>ent</sub>×F<sub>pd-out</sub>×F<sub>no-impact</sub> ・F<sub>pd-out</sub>やF<sub>no-impact</sub>は,気流解析結果(S 下限值:0.8

表1 DCH評価の支配パラメータ

※:ドライウェルへの粒子化デブリ移行割合は、F<sub>ent</sub>について保守的な設定としているほか、F<sub>pd-out</sub>について は島根2号炉とペデスタル構造が類似しているMarkーⅡ型格納容器に対するSTAR-CDを用い た気流解析結果において、ペデスタル開口部への粒子化デブリの移行は確認されなかったものの、保守的 に確率分布を設定している。F<sub>no-impact</sub>については、ペデスタル開口部の構造が類似しているMark-I 型格納容器の評価結果を参照し、工学的判断により上記の設定とした。

上限值:1.0

衣乙	DCNによる俗約	谷砧恢頂唯平
	短期DCH	長期DCH
	(TQUX)	(長期TB)
サンプル数		
平均值		

表2 DCHによる格納容器破損確率

TAR-CD)を基に設定。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足 2.1.1.f-1-9



※ドライウェルピーク圧力はMAAPの解析結果から相関式を作成。

図1 格納容器雰囲気直接加熱(DCH)による 格納容器破損確率評価の枠組み



炉心溶融物液滴の移動経路 X 2

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 補足 2.1.1.f-1-11

# 図3 格納容器フラジリティ

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 補足 2.1.1.f-1-12

2. 炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)

- 2. 炉外溶融燃料-冷却材相互作用(炉外FCI)
- (1) 事象の概要

溶融燃料が炉外の水プールに落下すると,溶融燃料によるジェットから分裂 した溶融燃料の粒子(以下「溶融デブリ」という。)と水が混合し粗混合状態が 形成される。このとき,溶融デブリの周囲では膜沸騰が形成され,溶融デブリ と水は直接的には接触していないため,蒸気発生は比較的緩やかである。ここ で,溶融デブリの膜沸騰に対して何らかの外乱が加わると,蒸気膜が崩壊し, 溶融デブリと水が直接接触する(トリガリング)。溶融デブリと水が直接接触し, 急速な伝熱及び蒸気発生に伴う圧力波が発生すると,発生した圧力波によって 溶融デブリはさらに微細化され,更なる伝熱及び蒸気発生の促進が起こる。こ のとき発生する圧力波が周囲に伝播することで更なるトリガリングを生じ,大 規模な蒸気発生と衝撃波の発生に至る。発生した衝撃波が冷却材中を伝播し, 格納容器の壁面に作用すると,格納容器壁面にひずみが生じる可能性がある。 さらに,ひずみが大きい場合には,格納容器破損に至る可能性がある。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

水蒸気爆発の研究は 1950 年代に始まり, 1960 年代には原子炉施設における水 蒸気爆発の事例が発端となり,原子炉の安全性に関連して精力的に行われるよ うになった。1970 年代には,数 kg から数十 kg 規模の溶融物を用いた大規模な 実験的研究が始まり,機構に関するモデルが発達した。1975 年には, Board ら によって,水蒸気爆発が以下に示すような4段階の素過程から成るという,い わゆる熱的デトネーションモデルと呼ばれているモデルが提唱された(図1)。

- 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心(デブリジェット)が 冷却水中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性によ り細粒化して水中に分散する(エントレイン)。細粒化した溶融炉心(以下 「デブリ粒子」という。)は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との 混合状態となる(粗混合)。
- ② さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が 不安定化し(トリガリング)、デブリ粒子と冷却水が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却水の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な 蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却水の接触を 促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生す る。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張 により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。水蒸気爆 発が発生するためには、トリガリングが生じる必要があり、さらにデブリ 粒子と冷却水の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。また、 水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇(圧力ス パイク)が発生する。

炉外FCIに関して、上記のモデルに基づき、国内外で実験的研究と解析モ デル開発が実施されており、これらの知見を基に実機の炉外FCI発生時の発 生荷重と格納容器破損確率の評価がなされている。先行研究例(AP600<sup>[1]</sup>, System80+<sup>[2][3][4]</sup>, ABWR<sup>[5][6]</sup>, Forsmark3<sup>[7]</sup>, Beznau<sup>[8]</sup>)<sup>[9]</sup>について、炉外FCIに よる発生エネルギー評価モデル、流動解析モデル、構造応答モデル及び壁耐力 モデルをまとめたものを表1に示す。

炉内FCI研究も含め、FCIによる格納容器破損確率を評価している先行 研究例では、以下のようにFCI現象を扱っている。

- ・Beznau 炉外FCI評価(Zuchuat ら)<sup>[8]</sup>では、TEXASコードによって炉外F CIにおける発生圧力を直接評価している。また、炉外FCIによる格納容 器破損確率を、炉外FCIによるペデスタル破損確率、ペデスタル破損時の SGサポート破損確率、SGサポート破損時の格納容器破損確率の3つに分 けて評価している。
- ・Sizewell B 炉内FC I 評価(Turland ら)<sup>[10]</sup>では、トリガリング時に爆発に 寄与する溶融デブリの割合と機械的エネルギー変換効率を与えている。
- ・ PWR大型ドライPCCV評価(Theofanous ら)<sup>[11]</sup>では,粗混合状態にある 溶融デブリのエネルギーと機械的エネルギー変換効率を与えている。

また,国内においてはJASMINコード(水蒸気爆発解析)及びAUTO DYN-2D(構造物応答解析)を用いて原子炉圧力容器外水蒸気爆発が発生 した条件における格納容器破損確率を評価した例がある<sup>[12]</sup>。

以上のように、これまでに実施された格納容器破損確率の評価においては、 FCIに寄与する溶融デブリ量及び機械的エネルギー変換効率を与えて、 FCIにより発生するエネルギーを評価する手法と、TEXASコード等の FCI解析コードによりFCIによる発生エネルギーを直接評価する手法が用いられている。

また,FCIに関しては多数の実験が実施されている。実機において想定される溶融物(UO<sub>2</sub>混合物)を用いた実験としては,FARO試験,KROTOS試験,COTELS 試験等が実施されている。これらの実験からは、以下に示す知見が得られている。

- ・U02 混合物を用いた実験では、外部トリガなしでは水蒸気爆発は発生していない。U02 混合物では一般に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されると考えられている。
- ・外部トリガを与えた場合においては、UO2 混合物の溶融物量が少ない KROTOS 試験では水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系に近い 大規模試験である FARO 試験、COTELS 試験では、水蒸気爆発は発生していない。
- ・実機条件では溶融物が落下する水プールの水深が実験条件よりも深くなる可

能性があるが,水深が深いことにより,溶融物粒子が底部に到達するまでの 沈降時間が長くなり,溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため,溶 融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する 可能性がある。

上記の試験から得られた知見及び試験条件と実機条件の検討より,実機においては,格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性 は十分に小さいと考えられる。

(3) 今回のPRAにおける扱い

炉外FCIは、水中に落下した溶融デブリの内、FCIに寄与する溶融デブ リが持つエネルギーが機械的エネルギーに変換され、格納容器壁面に作用する ことにより、格納容器壁面にひずみが生じ、格納容器破損に至る事象である。 今回、島根2号炉の内部事象出力運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、 炉外FCIについて分岐(ヘディング)を設定している。

分岐確率の算出の考え方を図2に示す。炉外FCIに影響する不確実パラメ ータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し、炉外FCIにより発生す る機械的エネルギーを評価する。さらに、炉外FCIにより発生した機械的エ ネルギーと格納容器破損確率の相関(ペデスタル側面フラジリティ)を設定し、 これらの関係から炉外FCIによる格納容器破損確率を求めている。評価の詳 細は(4)に示す。

なお、今回の評価では重大事故等対策に期待しないため、炉外FCIを考慮 するシナリオは、RPV破損後にペデスタル内へ落下した溶融デブリへの注水 に成功する場合であり、ペデスタル事前水張りを行うシナリオは考慮しない。 ペデスタル内へ落下した溶融デブリへ注水する場合は、溶融デブリが水プール に落下する場合に比べて粗混合が起こりにくくなると考えられており、水蒸気 爆発の発生確率は下がるものと考えられるが、保守的に溶融デブリが水プール へ落下する場合の分岐確率を適用している。

- (4) FCIによる分岐確率の算出の考え方
  - ① FCIに影響するパラメータの選定 溶融デブリと冷却材の接触から水蒸気爆発発生までの一連の現象を説明す るモデルとして、熱的デトネーションモデルが提唱されている。当該モデル においては、FCIを以下の4つの素過程段階に分けている。
    - ·初期粗混合状態
    - ・自発的あるいは外部トリガ
    - ・急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播
    - ・膨張による機械的エネルギーの放出

これらの各過程に対する現状の知見及びFCI現象に影響するパラメータ について、以下に整理する。

a. 初期粗混合状態

炉外FCIにおいては,溶融デブリが水中に落下した直後や,溶融デブ リが床面に到達し,注水した時点等で溶融デブリが微細化するトリガリン グが発生し,溶融デブリの熱エネルギーを瞬時に放出し,水蒸気爆発に至 る。このトリガリングに寄与する溶融デブリの量を粗混合量と呼んでおり, 水蒸気爆発の規模を規定すると考えられている。

これまでの水蒸気爆発に関する研究からは、粗混合量の定量化には至っていないものの、粗混合量にはRPV破損までの溶融デブリの量やRPV 破損後に放出される溶融デブリの特性が影響すると考えられている。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

・RPV破損前に下部プレナムに落下する溶融デブリ量

炉心損傷進展挙動に応じて下部プレナムに落下する炉心溶融量が異なる ため,不確かさ幅を有すると考えられる。

• R P V 破損後に放出される溶融デブリの特性(流量,組成)

溶融デブリの細粒化量に影響し,原子炉圧力容器破損モード(核計装管 や制御棒案内管の貫通部破損,下部ヘッドのクリープ破損等)や原子炉圧 力容器破損時の原子炉圧力により決まる。本パラメータは,「FCIに寄与 する溶融デブリ落下量」に影響するため,このパラメータの不確かさに含 めて評価する。

・プール水中における粗混合領域

落下した溶融デブリのジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まる。ジェットから離脱した場合,熱伝達によって固化することで, 粗混合量は減少する。本パラメータは,「FCIに寄与する溶融デブリ落下 量」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

FCIに寄与する溶融デブリ落下量

FCIに寄与する溶融デブリ量は、トリガリングが発生するタイミングの違いにより異なり、不確かさ幅を有すると考えられる。

b. 自発的あるいは外部トリガ

水プールへ落下して粗混合状態にある溶融デブリは、トリガリングが発 生することでFCIに至る。これまでに実施されたFCI実験による知見 から、この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

溶融デブリの過熱度

過熱度が小さい場合,溶融デブリ周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が 固化温度以下に低下してトリガリングが起きないと考えられている。本パ ラメータは,「トリガリング発生有無」に影響するため,このパラメータの 不確かさに含めて評価する。

・プール水温

飽和水の場合には自発的トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。本パラメータは、「トリガリング発生有無」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

・トリガリング発生有無

トリガリングには多数の因子が寄与しており、不確かさ幅を有する。

c. 急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播及び膨張による機械的エネ ルギーの放出

トリガリング発生後は、冷却材と溶融デブリが直接接触し、高温伝熱・ 沸騰、高温融体の細粒化が高速に進み(伝播)、系全体に広がる(膨張)す ることで、溶融デブリの熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。 炉外FCIで発生する機械的エネルギーの大きさは、溶融デブリの熱エネ ルギーと、機械的エネルギー変換効率によって決まる。

溶融デブリの熱エネルギーは, FCIに寄与する溶融デブリ落下量と, 溶融デブリの単位質量あたりの内部エネルギーとで決まる。溶融デブリの 内部エネルギーは,溶融炉心における金属の酸化割合等の性状に依存し, 不確かさ幅を有する。

炉外FCI発生時の機械的エネルギーへの変換効率は、実機の溶融デブ リに近い材料を用いた実験においては、全溶融デブリの保有熱エネルギー の1%以下となっている(KROTOS 実験)。これまでの実験等による知見から、 機械的エネルギー変換効率は、トリガリングのタイミング、溶融デブリの 組成、粗混合領域のボイド率等に依存することが分かっているが、現象論 的な不確かさがある。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

トリガリングのタイミング

トリガリングのタイミングが早い場合,粗混合状態を形成して水蒸気爆 発に寄与する溶融デブリの量が少ないために発生エネルギーは小さくなる。 タイミングが遅い場合,細粒化した溶融デブリの固化が進むうえ,冷却材 ボイド率が高まり機械的エネルギーが低下する。トリガリングのタイミン グについては,現象論的な不確かさを有すると考えられる。本パラメータ は,「FCIに寄与する溶融デブリ落下量」及び「機械的エネルギー変換効 率」に影響するため,それらのパラメータの不確かさに含めて評価する。

・溶融デブリの内部エネルギー

内部エネルギーが高いほど,発生する機械的エネルギーが増大する。溶 融デブリの内部エネルギーは,溶融デブリの金属の酸化割合等の性状に依 存する。溶融デブリの組成について,主に燃料(U02),被覆管(Zr),制御 棒(B4C/SUS),チャンネルボックス(Zr),圧力容器下部ヘッド内構造材(主 にSUS)の混合物であり,溶融デブリ中金属の酸化割合は,事故シナリオに 大きく依存し,不確かさ幅を有すると考えられる。

・粗混合領域のボイド率

ボイド率が高いと、水の運動エネルギーが蒸気相に吸収されてしまうた め、エネルギー変換効率が低下する。粗混合領域のボイド率は、反応の過 程に依存すると考えられるが、その過程には不確かさが存在する。本パラ メータは、「機械的エネルギー変換効率」に影響するため、このパラメータ の不確かさに含めて評価する。

機械的エネルギー変換効率

炉外FCI発生時の機械的エネルギーへの変換には多数の因子が寄与しており,不確かさ幅を有する。

以上に述べた F C I 現象の主要過程の知見から, F C I に関する支配パ ラメータとして, 次のパラメータを選定するものとした。

・炉心溶融量

- ・FCIに寄与する溶融デブリ落下量
- ・トリガリング発生有無
- ・溶融デブリ内部エネルギー

・機械的エネルギー変換効率

② 各パラメータの設定

①で選定した支配パラメータに対して、以下のとおり分布を設定した。

a. 炉心溶融量

炉心溶融量は, RPV破損時点でのRPV内デブリのうち, 温度が融点 以上であり溶融状態にあるものとして定義される。

b. FCIに寄与する溶融デブリ落下量(粗混合量)

粗混合量については、これまでの水蒸気爆発に対する研究から、その定量化には至っていない。しかし、米国で開発されたTEXASコードによると、最初の約 秒間に落下した溶融デブリにより水蒸気爆発が発生していることから、本評価では簡略化して最初の 秒間の溶融デブリ落下量を 粗混合量として代表させ、粗混合量を求める評価式を設定した。なお、溶融デブリ落下量はMAAP解析により評価しており、FCIが特に問題となる でRPV注水に失敗した場合を想定して、

RPVの破断口は	とした。	解析結果より,	粗混合量
の評価式を以下のとおり設定した。	_		

c. トリガリング発生有無

トリガリングが発生するとFCIに至るため、求めたFCIによる発生 エネルギーを使用することとし、トリガリングが発生しない場合には FCIに至らないため、FCIによる発生エネルギーは0とする。このト リガリング発生確率は、UO<sub>2</sub>混合物を用いた既往研究(外部トリガー無し) では水蒸気爆発がほとんど確認されていないことから、トリガリング発生 確率(水蒸気爆発の発生確率)を 0.1 と仮定し、その分布は二項分布で表 す。なお、サブクール度が小さい状態では、プールが飽和状態となること からボイドが生じやすくなり、衝撃波の伝播が生じない条件となる。その ため、低サブクール条件の試験結果を除外し、保守的に高サブクール条件 に対するトリガリング発生確率を求めている。

> 本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 補足 2.1.1.f-1-20

<sup>1260</sup> 

d. 溶融デブリ内部エネルギー

溶融デブリの組成を表すパラメータとして未酸化 Zr 割合を考慮する。Zr 酸化割合が異なると、単位質量あたりの保有熱エネルギーが異なり、 1.3MJ/kg ( 酸化) ~1.5MJ/kg ( 酸化) となることが分かっている ため、Zr 酸化割合について、確率分布を作成した。なお、確率分布の作成 においては、コリウムの組成、融点、過熱度等の不確かさを考慮している。 e. 機械的エネルギー変換効率

機械的エネルギー変換効率は、組成やトリガリングのタイミング等に依存すると考えられるが、本評価では簡素化して、実験<sup>[13]</sup>における知見に基づいて、変換効率の最小値、最尤値及び最大値を設定し、三角分布を仮定している。具体的には、実験データの分析の結果、全実験をプロットすると変換効率 にピークがあること及びメディアンが変換効率 程度であることから、変換効率の最尤値を1%とする。また、変換効率の最小値・最大値についても、それぞれ、実験データから変換効率最小値を0.2%、変換効率最大値を3%と設定する。

以上に述べた各パラメータへの確率分布の設定の考え方を表2に示す。

③ ペデスタル側面フラジリティ

FCIによって発生する機械的エネルギーにより格納容器が破損する確率 を評価するため、ペデスタル側面フラジリティを設定した。ペデスタル側面 フラジリティ(破損確率)は、AUTODYN-2Dコードで評価した結果 から求めたフラジリティを使用した。図3にペデスタル側面のフラジリティ 曲線を示す。(ペデスタルフラジリティの設定の詳細は補足説明資料 2.1.1.f -1 補足2参照)

 ・ 炉外FCIによる格納容器破損確率の評価

支配パラメータ及びペデスタル側面フラジリティを基にモンテカルロ・サンプリングを実施し、水蒸気爆発あり(トリガリング有り)の条件付きペデスタル破損確率を求めた。また、ペデスタル破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定することにより、炉外FCI(水蒸気爆発)による格納容器破損確率を評価した。

評価の結果, 炉外FCIによる格納容器破損確率(平均値)は, である(表3)。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

参考文献

- [1] Westinghouse, "AP600 Probabilistic Risk Assessment", Rev.13, 1998
- [2] ABBCE, System80+ SSAR-DC, section 19.11.
- [3] NUREG-1462, "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System 80+ Design Docket No. 52-002", Aug. 1994
- [4] ERI/NRC 94-201, "Analysis of Ex-Vessel Steam Explosions for the Combustion Engineering System 80+," Mar. 1994.
- [5] GE, ABWR SSAR, section 19E.2.
- [6] NUREG-1503, "Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the Advanced Boiling Water Reactor Design", Jul. 1994.
- [7] H. Almstrom, et al., "Significance of fluid-structure interaction phenomena for containment response to ex-vessel steam explosions", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- [8] O.Zuchuat, et al., "Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for SWISS Nuclear Power Plants", OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- [9] 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」 財団法 人原子力安全研究協会 平成 13 年 7 月
- [10] B.D.Turland, et al., "Quantification of the probability of containment failure caused by an in-vessel steam explosion for the Sizewell B PWR", Nuclear Engineering and Design 155 (1995) pp. 445-458.
- [11] T.G. Theofanous, W. W. Yuen, "The probability of alpha mode containment failure", Nuclear Engineering and Design 155 (1995), pp. 459-473.
- [12] 森山他,「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の 評価」, JAEA-Research 2007-072, 2007
- [13] NUREG/CR-6623, "Vapor Explosions in a One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts"
- [14] NUREG/CR-3407, "Light Water Reactor Safety Research Program, Semiannual Report, April to September 1982"
- [15] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions", JAERI-Conf 2000-015, 2000

-	発生エネルギーモデル	流動解析モデル	構造解析モデル	壁耐力モデル
(1) 米国AP 6 0 0 W社SSAR <sup>[1]</sup>	TEXAS-Ⅳコードによる解析。炉容器破損モードとして大規模破損と局所破損を対象に、トリガリングのタイミングの影響も調べた。大規模破損では床でのトリガリングで最大圧力1700ka、壁でのトリガリングで最大圧力 300ka。	TEXAS-IVコードにより蒸気 爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力を算出。三角波を仮定した ダイナミックロードファクタ (DLF) の最大値 (1.5) で圧力負荷を補正して, 壁健全性を判断。キ ャビティ壁耐力の具体的数値は記載ないが, 大規模 破損の場合 (45MPa), 壁は破損する結果となった。
(2) 米国 System80+ C E 社S S A R <sup>[2]</sup>	3通りの評価を実施。 $(DHenry による評価:相互作用領域での発生圧力が壁までに減衰する効果を考慮して、壁負荷を算出した結果、圧力ビーグは 500psi。(3)Moody による評価: A B WR と同様の手法であり、急速蒸気生成モデルによる評価結果から、コリウム量 2.5ton で 60psi。(3)TN T 火薬等価評価: エネルギー変換効率から発生エネルギーを求め、TN T 爆発衝撃の式を利用して算出した結果、コリウム量 60,0001bm で 9psi-5。$	流動角幹庁 たし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき,矩形波/三角波 を仮定したダイナミックロードファクタから,動的 耐力を算出(矩形波の結果のみ記載あり)。動的耐力 は,受け材で 930psi (DLF=2,15),壁で 288psi (DLF=0,90)。
(3) 米国 System80+ NRC FSER <sup>[3,4]</sup>	TEXASコードによる解析。ベースケースに直径3 cmの計装用案拘管 1本破損を想定し,パラメータ解析ケースとして貫通部破損数 (1 ~ 8), 溶融物温度 (100K おき), 水深 (3 通 9) を解析している。ベースケー スでの衝撃力は受け材に 7.0kPa-s, 壁に 2.9kPa-s。最大のケースで, 受 け材で 61kPa-s, 壁で 25kPa-s。	TEXASコードにより蒸気爆発 から一貫して解析。	動的構造解析なし。	ペデスタル壁の耐力評価はABB-CEの評価を参照している。
(4) 米国ABWR GE社SSAR <sup>[5]</sup>	Moody の式から, 粒径 3.6mm のコリウム粒子から飽和水への熟伝達によって生成される蒸気生成速度を算出。これを Kayleigh の気泡方程式に代入して, 気泡の最大圧力を算出し, これが壁に加わる負荷としている。	流動興好なし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波を仮定し たダイナミックロードファクタから動的耐力を算 出。ペデスタル壁の耐力評価はDLF=1.0の場合, 8.5kPa-s。衝撃力に対する壁の耐力を評価し、それ が発生するのに必要なコリウム量を評価している。
(5) 米国ABWR NRC FSER <sup>[6]</sup>	TEXAS-IIコードによる解析。MAAP解析結果に基づく初期条件 を保守的条件としてコリウム量 540kg/s, BWRSAR解析結果に基づ く初期条件のベストエスティメイト条件としてコリウム流量 16. 7kg/s を与える。保守的条件で 1.6MPa, ベストエスティメイト条件で 1.1MPa の圧力となった。	TEXAS-Ⅱコードにより蒸気 爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波を仮定し たダイナミックロードファクタから、動的耐力を算 出。ペデスタル壁の耐力評価は延性比 1.6 の場合、 3.7kPa-s。
(6) スウェーデン For smark3 BWR評価 <sup>[1]</sup>	蒸気爆発を簡易的に一つの高圧気泡(半径 1 m,密度 100kg/m <sup>3</sup> ,圧力 50MPa, 温度 1,100k) が膨張することによりモデル化。この条件は水蒸気爆発解 析コード(PM-ALPHA, ESPROSE.m)による詳細解析結果 とフィッティングすることで決められた。	DYNA-2Dによる流体ー構造 一貫解析。円筒形体系水プール(深 さ7m, 半径 12m), 半径 6m にペデ スタル壁あり。気泡の急速膨張に よる圧力波の伝播とスラグ(水領 域) 移動を評価。	DYNA-2Dによる流体ー構造 一貫解析。2次元軸対称モデル、 プール底板は剛板,壁底部は移動 可。壁弾性係数 48,000mPa,降伏 応力 23.4MPa。壁の変形量を評価。	壁の耐力評価並びに破損判定は実施されていない。
(7) スイズ Beznau W社 PWR 評価 <sup>[8]</sup>	一次元工EXASコードによる解析。解析体系は断面積1㎡,セル高さ 0.25m,セル数 30 にて水ブールと気相部を模擬。初期条件や解析モデル の不確実さを定量化(確率分布化)している。炉容器破損モードは貫通 部破損を前提として 1~10 本を一様確率で与える。比較用に二次元FC 1 コードによる解析も実施。	TEXASコードにより蒸気爆発 から一貫して解析。	動的構造解析なし。	いくつかの代表的な負荷に対して、動的構造解析を 実施している。格納容器破損確率を、「炉外FCIに よるペデスタル破損確率」×「ペデスタル破損時の SGサポート破損確率」×「SGサポート破損時の 格納容器破損確率」として算出している。

表1 炉外FCI先行研究例の整理[9]

<sup>1263</sup> 

表 2	各パラ	メータ	設定の考	え方
-----	-----	-----	------	----

パラメータ	設定値	設定の考え方
炉心溶融量 (t)	分布:三角分布 最小: 最尤: 最大:	<ul> <li>MAAPの解析結果から、RPV破損直前のデブリ 量 に対し、下部プレナムにおける炉心溶</li> <li>融割合として以下を設定。</li> <li>・溶融割合の最小値は溶融物落下早期にRPV破損 することを想定して を設定。</li> <li>・溶融割合の最尤値はMAAPによる計算値の を設定。</li> <li>・溶融割合の最大値は を設定。</li> </ul>
F C I に寄 与する溶融 デブリ落下 量	炉心溶融量と粗 混合量の相関式 から算出	MAAPの解析結果に基づき、FCIに寄与する溶 融デブリ落下量(粗混合量)を求める以下の相関式 を設定。
溶融デブリ 内部エネル ギー (MJ/kg)	分布:三角分布 最小値:1.3 最尤値:1.4 最大値:1.5	<ul> <li>溶融物 (UO<sub>2</sub>, ZrO<sub>2</sub>, Zr, SUS) について, Zr の酸化</li> <li>割合が</li> <li>である場合の内部エネルギ</li> <li>一をそれぞれ設定</li> <li>最小値: 1.3 MJ/kg (Zr 酸化割合)</li> <li>最大値: 1.4 MJ/kg (Zr 酸化割合)</li> <li>し、</li> </ul>
機械エネル ギー変換効 率	分布:三角分布 最小值:0.002 最尤值:0.01 最大值:0.03	既往のFCI試験結果 <sup>[13]</sup> を踏まえて設定。 試験結果より,変換効率の発生頻度のピークが に存在することから,最尤値として 0.01 を設定。最小値は試験結果の下限値として 0.002 を設定。最大値は試験結果の上限値として 0.03 を設定。
トリガリン グ発生有無	発生頻度 0.1 の 二項分布	既往のFCI試験結果 <sup>[13][14][15]</sup> を踏まえて設定。衝撃 波の発生が生じにくい低サブクール条件を除外し, 高サブクール条件でのFCI発生頻度から0.1を設 定。

## 表3 炉外FCIによる格納容器破損確率

	評価結果
サンプル数	
平均值	

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図1 熱的デトネーションモデルの概念



図2 FCIによる格納容器破損確率評価の枠組み

図3 ペデスタル側面フラジリティ (AUTODYN-2Dによる評価結果)

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)

- 3. 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)
- (1) 事象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)は、シビアアクシデントにおいて、炉心損傷後に溶融炉心がRPV下部ヘッドを溶融貫通し、PCVのペデスタルの床面に落下した際、高温の溶融炉心からの熱の移行によりペデスタルのコンクリートが熱せられ、分解・侵食される事象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が溶融炉心内を通 過する際,未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性 ガスが発生する。これらのガス発生による格納容器内の加圧が格納容器の閉じ 込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また、コンクリートの侵食が継続し、ペデスタルの床面を溶融貫通した場合、 放射性物質の地中放出が起きる可能性や、側面の著しい侵食によりRPVの支 持機能が失われ、格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

MCCIに関する過去の実験を表1に示す。また, MCCIの主要過程に関 する主な知見を以下に示す。

- ・種々の冷却水無しの場合のMCCI試験より、コンクリート侵食の速度は10~20cm/h程度である。
- ・注水を伴ったMCCI実験(SWISS実験,WETCOR実験,MACE 実験,COTELS実験)のうち、コンクリートと接触している部分のコリ ウムが注水により最終的に固化し、コンクリートの侵食が停止した試験結果 はCOTELS試験のみである。SWISS試験,WETCOR試験やMA CE試験ではコリウム上面のみならず側面にも強固なクラストが形成されコ リウム内への冷却水の侵入を妨げた。
- ・塊状のコリウムの冷却性については、堆積厚さに依存するとともにコリウム
   上部のハードクラスト形成の有無に起因して伝熱条件に大きな不確定性が存在する。
- ・溶融物の拡がりの実験や解析が行われ、水がないドライ状態では水がある場合に比べて溶融物が均一に広がる。
- ・水中に溶融炉心が落下すると大部分が粒子化してデブリベッドを形成する。
- ・粒子化が完全には進まず一部が塊状に堆積した場合でも、コンクリート床面に密着することなく侵食は起きていない。
- ・水プール中のデブリベッドの高さが不均一な場合でも、ベッド内部での沸騰
   により粒子が吹き上げられて自然と平坦化する。
- ・デブリベッドのドライアウト熱流束は粒子径・ポロシティ・ベッド高さが影響する。

(3) 今回のPRAにおける扱い

今回,島根2号炉の内部事象運転時レベル 1.5PRAのイベントツリーでは, デブリ冷却失敗(MCCIによる格納容器破損)についての分岐(ヘディング) を設定している。この分岐確率の算出の考え方を図1に示す。本評価では,M CCIに影響するパラメータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し, パラメータ組み合わせ条件によるデブリ除熱量とペデスタル壁横方向浸食量の 相関式を作成した。この相関式を用いてペデスタル壁横方向浸食量を算出し, 浸食量が許容値を超える場合,MCCIによる格納容器破損に至ると判定する。 各パラメータをモンテカルロサンプリングしてデブリ除熱量を評価し,上記の 関係から判定結果を集約することで,MCCIによる格納容器破損の分岐確率 を算出した。評価の詳細は(4)に示す。

- (4) MCCIによる分岐確率の算出の考え方
  - MCCIに影響するパラメータの選定

これまでの知見により, MCCI現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・溶融炉心の落下
- ・溶融物落下時の水中での粒子化
- ・溶融炉心の拡がり
- ・コリウムベッドの冷却

これらの各過程に対する現状の知見及びMCCI現象に支配的なパラメー タについて、以下に整理する。

a. 溶融炉心の落下

MCCIが発生するのは、原子炉圧力容器への注水に失敗又は遅延し、 溶融炉心が原子炉圧力容器下部を溶融貫通して格納容器床面に落下する場 合である。このときの溶融物落下量により、床上のコリウム堆積高さが決 まり、堆積高さはコリウムの冷却性に直接影響する。溶融物落下量は炉心 損傷進展挙動に応じて異なるため、不確かさを有すると考えられる。

また、溶融炉心落下時の水プールの存在により溶融炉心の粒子化が促進 されコリウムが冷却され易くなるため、水張り操作と溶融物落下のタイミ ングもコリウム冷却性に影響する。なお、今回のPRAではAM策等を考 慮しないため、溶融物落下前のペデスタル事前水張りには期待していない。

原子炉圧力容器破損時に,原子炉圧力が高圧の場合と低圧の場合が考え られるが,高圧の場合は低圧の場合より炉心溶融物が広範囲に飛散し床上 の溶融デブリ堆積高さが小さくなるため,MCCIの影響は小さいと考え られる。従って,ここでは溶融デブリ堆積高さが大きくなる低圧シーケン スを選定する。 b. 溶融物落下時の水中での粒子化(ペデスタル水張り時)

ペデスタル事前水張りに成功している場合,ペデスタル内に落下した溶 融炉心は,水プール中を落下する際に,一部は粒子化して水中にエントレ インされ,残りは床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレ インされたデブリ粒子は,水中を浮遊しながら水へ膜沸騰による熱伝達が 行われて冷却され,クエンチし,溶融プール上に堆積し,粒子状ベッドを 形成する。

今回のPRAではペデスタル事前水張りを考慮しないため、落下した溶 融物は全て塊状のコリウムになると仮定する。

c. 溶融炉心の拡がり

ペデスタル内へ落下した溶融物は、ペデスタル床面上に広がり、コンク リートと接触する。MCCIを停止するためには、落下した溶融物を冷却 することにより、侵食限界に至る前にコリウムと接しているコンクリート 温度を溶融温度(約1,500K)以下にすることが必要となる。

このとき,溶融炉心の拡がり面積により冷却すべき熱流束が決定される。 拡がりが小さい場合には,冷却すべき熱流束が大きくなり冷却が不十分と なる可能性がある。しかし,この場合でも再過熱・再溶融して再び拡がる 可能性もある。また,ドライな床上の方がウェットな床よりも拡がり易い 傾向がある。以上に述べたとおり,溶融炉心の拡がり挙動は不確かさを有 すると考えられる。

なお,島根2号炉の場合,横方向のコンクリート侵食による原子炉圧力 容器支持機能の喪失が支配的な格納容器の破損モードとなるため,保守的 に落下した溶融デブリが床面に均一に広がるとして評価を実施する。

d. コリウムベッドの冷却

ペデスタル床に堆積した溶融炉心は,崩壊熱や化学反応熱により発熱し ているが,水やコンクリートへの伝熱により徐々に冷却され,溶融炉心温 度が固化温度を下回ると固化する。溶融炉心の冷却の過程では,中心に溶 融プール(液相),外周部にクラスト(固相)が形成される。

コリウムベッドの冷却性(熱伝達の律速条件)は粒子状の部分と塊状の 部分で異なる。粒子状コリウムの冷却性は、粒子径やポロシティに依存す る。塊状コリウムの冷却性は、内部に水が浸入するか否かに大きく依存す る。クラック等により水が浸入する場合には、コリウム冷却は水力学的制 限(対向流制限)あるいは膜沸騰(蒸気膜)による沸騰熱伝達が律速にな ると考えられる。水の浸入のないハードクラストが形成される場合には、 クラストの熱伝導が律束になり、この場合にはコリウム冷却性が最も悪く なると考えられる。以上に述べたとおり、コリウムベッドの冷却過程は不 確かさを有しており、コリウムから水プールへのドライアウト熱流束を不 確実パラメータとして選定する。

今回のPRAではペデスタル事前水張りを考慮しないため、落下した溶 融デブリ上面へ注水した場合のクラスト浸水によるドライアウト熱流束を 選定する。

以上に述べたMCCI現象の主要過程の知見から,MCCI現象に関する 不確実パラメータとして,次のパラメータを選定し確率分布を与えることと した。

・溶融炉心落下量

・溶融炉心拡がり面積

・クラスト浸水によるドライアウト熱流束(デブリ落下後に注水する場合)

② 各パラメータへの確率分布の設定
 各パラメータへの確率分布の設定の考え方は表2の通り。各パラメータの
 不確実さを考慮して分布を設定した。

③ デブリからの除熱量とペデスタル壁横方向浸食量の関係 MAAPを用いた感度解析により、「\_\_\_\_\_の除熱量とペデス タル壁横方向浸食量の相関式」及び「\_\_\_\_\_の除熱量とペデスタ ル壁横方向浸食量の相関式」を作成した(図2)。サンプリングしたデブリ落 下量に対するペデスタル壁横方向の侵食量は、\_\_\_\_\_ によって求める。

④ MCCIによる格納容器破損確率の評価

支配パラメータのモンテカルロサンプリングの結果として得られたデブリ
からの除熱量の確率分布から、図2の相関式を用いてペデスタル壁横方向湯
食量の確率分布を評価した。横方向浸食量が許容値(
)を超える場合,格納容器破損と判定し,半
定結果を集約することでMCCIによる格納容器破損確率を評価した。
評価の結果, MCCIによる格納容器破損確率(平均値)は,で
ある(表3)。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

参考文献

- [1] M. T.Farmer, et, al, . OECD MCCI Project Final Report. 2006. OECD/MCCI-2005-TR06
- [2] M. T. Farmer, et, al, . OECD MCCI Project Category 4 Integral Test to Validate Severe Accident Codes:Core-Concrete Interaction Test Six (CCI-6) Final Report Rev1. 2010. OECD/MCCI-2010-TR04

		長1 MCCI時のテフ	7 リ 冷却性に関する既行	王の試験及び王な知見	
	溪	SHISS-2	WETCOR-1	MACE NO	MACE M3b
<b>体</b> 系	<ul> <li>4.10. 5m</li> <li>4.10. 5m</li> <li>35.844h</li> <li>1.4</li> <li>1.50.000</li> <li>1.350.000</li> <li>ブラントの19(1)</li> </ul>	a 21.6cm	4 33cm 4 33cm 19cm 19cm 19cm	30cm×130cm 30cm×130cm 2094+	120cm×120cm
洛融物 (初期条件)	(ABWR 1350MMe,100%戸心、 全Zr 20%政化の場合)	金属	酸化物	PMRコリウム (Zr 70%酸化)	100% 酸化化物 コリウム
質量	~310 ton	44.2 kg	. 34.1 kg	130 kg	1800 kg
成分	UO2 :55 W/o ZrO2 : 7 W/o Zr :21 W/o 33-0-17 W/o	ステンレススティール	AI <sub>2</sub> 03:76.8 w/o Ca0 :16.9 w/o Si02 : 4 w/o others	U02 :56 w/o Zr02:11 w/o Zr : 4 w/o Si0-: 3 w/o	UO <sub>2</sub> :56.9 w/o ZrO <sub>2</sub> :29.1 w/o others
ē 章	~2500 K	~1900 K	1850 K	Ca0 : 3 w/o Conc:23 w/o ~2000 K	2500 K
コンクリート種類	玄武岩系	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)	石灰岩系(Limestone/Common Sand)
形状	2次元	1次元	1次元	2次元	1次元
装熱密度	・0.23 W/g UO2 (1% 熱出力・1.1 W/cm <sup>3</sup> melt として)・0.44 MM/m <sup>2</sup>	• 1.5~1.7 W/g • 10.2~11.5 W/cm <sup>3</sup> • 1.5~ 1.7 №/m <sup>2</sup>	- 0.30 %/g - 0.61 %/cm <sup>3</sup> - 0.12 MM/m <sup>2</sup>	• 0.35 %/g UO <sub>2</sub> • 1.9 %/cm <sup>3</sup> meit • 0.28 MM/m <sup>2</sup>	• 0.3 W/g UO <sub>2</sub> • 1.1 W/cm <sup>3</sup> meit • 0.21 MN/m <sup>2</sup>
主な殆見	1	<ul> <li>・デブリ上部に安定クラスト形成</li> <li>・漫倉遠度:27cm/hr</li> <li>・漫倉道でおよそ18cm)</li> <li>・水ブールへの熟述束:</li> <li>~0.8 LW/m<sup>2</sup>(平均)</li> </ul>	<ul> <li>・デブリ上部に安定クラスト形成</li> <li>・浸食速度:6~11 cm/hr</li> <li>(30分間でおよそ3~6cm)</li> <li>・水ブールへの熟達束:</li> <li>0.52 MM/m<sup>2</sup>(猿酷時)</li> <li>0.25 or 0.20 MM/m<sup>2</sup>(猿固後)</li> </ul>	<ul> <li>デブリ上船に安定クラスト形成</li> <li>浸食速度:8~11 cm/hr</li> <li>(70分間でおよそ11cm)</li> <li>水ブールへの熱流東:</li> <li>3.5 MM/m<sup>2</sup>(注水初期),</li> <li>0.6 MM/m<sup>2</sup>(二、35分まで)から</li> <li>0.15MM/m<sup>2</sup>(試験終了)まで減少</li> <li>回期的なメルトブールスウェル,</li> </ul>	<ul> <li>・デブリ上島に安定クラスト形成</li> <li>・浸食速度:6時間でおよそ30cm</li> <li>・水ブールへの熱流束:</li> <li>4.9 MW/m<sup>2</sup>(注水直後)</li> <li>0.6 MW/m<sup>2</sup>(行調20分間)から</li> <li>0.24MM/m<sup>2</sup>まで急減、その後</li> <li>~3hr 70.085MM/m<sup>2</sup>まで低下</li> </ul>
参考文献		NUREG/CR-4727	NUREG/CR-5907	2nd DECD (NEA) CSNI Specialist NIA. on NCCI	(日本原子力研究所設による速報)

パラメータ	設定値	設定の考え方
溶融炉心落下量	分布:一様分布 上限値: 下限値:	<ul> <li>MAAP解析によると全炉</li> <li>心の がペデスタル</li> <li>内に落下するが, </li> <li>落下まで想定し設定。</li> </ul>
溶融炉心広がり面積	ペデスタル床面に均一に 広がると仮定	Mark-I改良型の格納 容器では横方向の侵食が格 納容器破損を支配するた め,落下した溶融デブリが ペデスタル床面に広がるケ ースを設定。
水プールへの ドライアウト熱流束	分布:三角分布 最小値: 最尤値: 最大値: MW/m <sup>2</sup> MW/m <sup>2</sup>	OECD/MCCI試験のC CI試験の結果 <sup>[1][2]</sup> を元に設 定。 国内で使用されているコン クリート(珪酸岩系,玄武岩 系)に近い組成のコンクリー ト溶融を伴う体系の試験結 果から,最小値WW/m <sup>2</sup> , 最大値MW/m <sup>2</sup> を設定。 最尤値は珪酸岩系コンクリ ートにおいて早期注水した 場合の値(MW/m <sup>2</sup> )を設 定。

表2 各パラメータの設定の考え方

## 表3 MCCIによる格納容器破損確率

	評価結果
サンプル数	
平均值	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



※:本評価では、初期水張り有の場合は考慮しない

図1 MCCIによる格納容器破損確率評価の枠組み

図2 デブリからの除熱量とペデスタル壁横方向浸食量の関係



#### 格納容器雰囲気直接加熱発生時の格納容器への温度負荷

島根2号炉の内部事象出力運転時レベル1.5PRAでは,DCHによる格納容器 内の圧力上昇を格納容器フラジリティ曲線に照らしてDCHによる格納容器破損 頻度を評価している。このとき、格納容器への温度負荷を考慮していない。

本評価では,原子炉圧力容器が高圧破損し,DCHが発生した場合について, 原子炉圧力容器の破損時の格納容器への温度負荷を確認した。

#### 1. 評価条件

TQUXによって炉心損傷に至り、その後の減圧に失敗する事故シーケンス について評価した。評価条件を表1に示す。

### 2. 評価結果

評価結果を図1及び図2に示す。

DCH発生時には、格納容器内雰囲気の温度・圧力が急激に上昇した後、格納容器壁面温度は遅れて上昇することから、原子炉圧力容器高圧破損直後であっても、気相部温度と比較して壁面温度の上昇は緩やかであり、限界温度(200℃)に対して余裕があることが確認できる。このことから、仮にDCHによって更に急激な格納容器の温度上昇が生じても格納容器の壁面温度が短時間で限界温度に到達することはなく、また、DCHによって格納容器に大きな負荷が生じた場合、格納容器は先に圧力によって破損に至るものと考えられる。

このため、DCHによる格納容器破損頻度の評価においては、格納容器への 圧力負荷に着目して評価することで問題ないと考える。

3. その他の影響

高圧状態の原子炉圧力容器から溶融炉心が噴出された場合,高温の溶融炉心が壁面に付着し,格納容器を加熱することで格納容器破損に至る可能性も考えられるが,溶融炉心の噴出先はペデスタル内であるため,原子炉格納容器のバウンダリに接触することはなく,ペデスタル内からドライウェルへの流路もCRD搬出入口に限定されるため,溶融炉心がドライウェル壁面に付着して加熱によって格納容器破損に至る可能性は小さいものと考える。

補足 2.1.1.f-1 補足 1-1 **1278** 

パラメータ	評価条件	備考
対象シーケンス	TQUX	炉心損傷後の減圧失敗
炉内ジルコニウム 酸化割合		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値と同等の値
RPV破損面積		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値の約2倍
ペデスタル内に落下する 溶融炉心の割合		不確かさ確率分布(三角分布) の最尤値と同等の値
ドライウェルへの粒子化 デブリ移行割合		不確かさ確率分布(三角分布) の上限値よりも大きい保守的 な値

表1 DCH評価条件



図1 ドライウェル圧力



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。	
補足 2.1.1.f-1 補足	1-2
# <u>炉外FCIによる格納容器破損確率評価におけるペデスタルフラジリティの</u> 評価方法

炉外FCIにおけるペデスタルフラジリティは、「補足説明資料2.1.1.f-1 内 部事象出力運転時レベル1.5PRAにおける物理化学現象の考慮について」に記載 のとおり、AUTODYN-2DコードによりFCI発生時の機械エネルギーに より鉄筋に発生する塑性歪みを評価し、塑性歪みの評価結果からペデスタル破損 確率に変換し、ペデスタル破損時の機械的エネルギーに対する三角分布を仮定す ることでペデスタルフラジリティを設定している。

以下では、AUTODYNコードの概要、AUTODYNコードによる解析条件及び結果並びにペデスタル破損確率の評価方法について記載する。

1. AUTODYNコードの概要

AUTODYNコードは、Century Dynamics 社が開発した有限要素解析による動的連続体非線形相互作用解析コードで、時間とともに接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能である。

2. AUTODYNコードによる解析条件

AUTODYNコードを用いた評価モデル概念図を図1に示す。体系は、島根2号炉(BWR-5, Mark-I改良型格納容器)を対象としており、解析範囲は圧力波の伝播による構造物への影響を考慮して、原子炉圧力容器下面からペデスタル床部までの空間部、その間のペデスタル側壁及びペデスタル床とした。

解析では、ペデスタル内のプール水中で水蒸気爆発による圧力波がプール水 液相部又は蒸気相部を伝播した結果、構造物に生じる荷重・変形の評価を行う。

また, FCIによる圧力源にはGASBAGモデル(水プール中の点に高圧 気泡を置き,この気泡の膨張によって所定の仕事をさせるモデル)を使用した。

- 3. AUTODYNコードによる解析結果及びペデスタル破損確率の評価結果
- ①ペデスタルが破損する塑性歪みについては、ASMEの基準より鋼板の最大 引張強さに対応する相当塑性歪みを ○%とし、多軸効果、不確定要素(係数
   ○)を考慮した塑性歪み(○%)とする。AUTODYNによる解析結果 より、鉄筋の塑性歪み約 ○%を発生させるのに必要な機械エネルギーは
   ○MJであり、この場合ペデスタルが破損するとして三角分布の最大値に設 定した。
- ②機械エネルギー MJにより鉄筋に発生する塑性歪みは約 %であった。破損確率が(鋼板に生じる相当塑性歪み) / (最大引張り強さ時の相当塑性歪み) に比例すると仮定し、機械エネルギー MJを最尤値に設定した。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 補足 2.1.1.f-1 補足 2-1

- ③機械エネルギーが ∭Jの場合は鉄筋に塑性歪みが生じないため, ∭MJを三角 分布の最小値に設定した。
- ④ペデスタル破損時の機械的エネルギーに対する三角分布から累積のペデスタル破損確率分布を求め、ペデスタルフラジリティを設定した(補足説明資料
   2.1.1.f-1 図3)。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

図1 AUTODYN-2Dで用いる評価モデル(島根2号炉)



#### 炉心注水による原子炉圧力容器破損回避の不確かさ

島根2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、下部プレナムにおける原子 炉圧力容器内溶融物保持(In-Vessel Retention, IVR)を考慮していない。

今回のPRAではAM策等を考慮していないため、炉心損傷後に期待できる RPV注水機能は低圧ECCSのみとなる。格納容器イベントツリー上では RPV破損のヘディングを設定している(図1)が、ECCSは設計基準事故に おいて十分炉心損傷を防止できる機能を有していることを考慮し、低圧ECCS による原子炉圧力容器内注水が成功した場合、RPV破損に至らない(RPV破 損確率が0)と設定している。ここでは、RPV破損の分岐確率を設定するにあ たって、今回のPRAで想定される炉心損傷後のRPV注水に成功するシナリオ を整理した結果を示す。

1. 炉心損傷後のRPV注水に成功するシナリオについて

今回のレベル 1.5 P R Aで炉心損傷後の R P V 注水に期待できるシナリオは, T Q U X シーケンスで炉心損傷後の減圧に成功し,低圧 E C C S による注水に 成功する場合のみとなる。このシーケンスでは,損傷炉心への注水開始のタイ ミングが減圧に成功するタイミングに依存する。ここで,TQU X シーケンス では事象発生 後までの減圧失敗によって炉心損傷に至るとしているが,炉 心損傷後の手動減圧は,事象発生 後までを仮定している。MAA P コー ドによる事故進展解析において,事象発生 後に減圧を開始し,低圧 E C C S (L P C I 1 台)による R P V 注水に成功した場合の炉心の状態図(事 象発生 10 時間後)を図 2 に示す。

図2に示すとおり、炉心損傷後のRPV注水に期待するシナリオでは、炉心 損傷には至るものの、炉心崩壊が無く、溶融プールは形成されない。したがっ て、炉心支持板崩壊前に十分余裕を持って炉心損傷の進展を止めることが可能 な範囲であるため、低圧ECCSによる注水が成功した場合のRPV破損確率 を0に設定していることは妥当である。

2. 不確かさを考慮した感度解析

今回のPRAで考慮している炉心損傷後のRPV注水によるRPV破損回避 は、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション前に炉心損傷の進展が停止す ることを想定しており、比較的不確実さが小さい領域の現象であると考えられ る。しかしながら、事象進展や損傷炉心の冷却性には不確実さがあることを踏 まえ、低圧ECCSによる炉心損傷後のRPV注水に成功した場合でも、必ず RPV破損に至る(RPV破損の分岐確率が1)と仮定して感度解析を実施し た(表1及び図3)。その結果、RPV破損の分岐確率が格納容器破損頻度全 体に与える影響は小さいことが確認され,また,格納容器破損モード毎に多少 の増減はあるが,全体的な傾向は変わらないことを確認した。 感度解析結果(RPV破損確率の影響)

表1

		1 1 1 1 1 1 1 1 1	ベースケース(ケ	$(-\varkappa 1)$	感度解析(ケー	・ス 2 )
格納容器	破損モード	エにおチョつ プラント損傷状態	格納容器破損頻度 ( <i>入</i> 炉年)	寄与割合 (%)	格納容器破損頻度 ( <i>入</i> 炉年)	寄与割合 (%)
雰囲気圧力・温度 トマ # 64.4.4.4.4	ぎた 過圧破損	ΜT	6. 2E-06	約 100	6. 2E-06	約 100
よる群的頃何(MR 容器過圧・過温破	オポリート 損) 過温破損	長期TB	2.8E-09	<0. 1	2. 9E-09	<0. 1
格納容器雰	囲気直接加熱	長期TB	5.9E-17	<0. 1	5.9E-17	<0.1
水蒸	気爆発	TQUX TQUV	2. 3E-13	<0. 1	4. 6E–13	<0. 1
く 日・ う 置	クリート相互作用	TQUX TQUV	2. 5E-09	<0. 1	4. 9E-09	<0. 1
早期近 (未臨界失)	動圧破損 敗時の過圧)	TC	6. 4E-10	<0. 1	6. 4E-10	<0.1
格納容器	格納容器 隔離失敗	長期TB TQUX TQUV	5. 5E-11	<0.1	5. 5E-11	<0.1
バイバス	インターフェイス システムLOCA	インターフェイス システムLOCA	3. 3E-09	<0. 1	3. 3E-09	<0. 1
	合計		6. 2E–06	100	6. 2E–06	100

補足 2.1.1.f-2-3 **1285** 



図1 格納容器イベントツリー(1/3)



図1 格納容器イベントツリー(2/3)



図1 格納容器イベントツリー(3/3)

			径方向。	ノード(中央·	→外周)			
		1	2	3	4	5		
	13	1	1	1	1	1		
	12	1	1	1	1	1	1	
	11	1	1	1	1	1		1
単十	10	1	1	1	1	1		1
書	9	1	1	1	1	1		嶡
万向	8	1	1	1	1	1		料
⊢] ∕	7	1	1	1	1	1		域
	6	1	1	1	1	1		1
ו ג״	5	1	1	1	1	1		1
Г	4	1	1	1	1	1		1
	3	1	1	1	1	1		7
	2	1	1	1	1	1		
	1	1	1	1	1	1		

(事象発生10時間後)

- 0:燃料なし(崩落)
  1:通常燃料
  2:燃料破損(燃料棒形状維持)
  3:溶融燃料により燃料棒外径が増加
  4:燃料棒外径増加に伴う流路閉塞
  5:溶融燃料プールを形成
- 図2
   炉心の状態図(TQUXシーケンスにおいて事象発生
   に減圧を開

   始し,低圧ECCSによるRPV注水に成功した場合)

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足 2.1.1.f-2-6



က X

補足 2.1.1.f-2-7 1289

#### 格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応

内部事象レベル 1.5 P R A において,格納容器隔離失敗として参考としている NUREGの想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定並びに格納容器隔離失敗事 象への対応について以下にまとめる。

- 1. 格納容器隔離失敗の分岐確率の設定について
- (1) 分岐確率の設定根拠について

レベル 1.5 P R Aにおける格納容器隔離失敗の分岐確率については, NUREG/CR-4220<sup>[1]</sup>を基に 5.0E-03 と設定している。NUREG/CR -4220 では,米国のLER (Licensee Event Report) (1965 年~1984 年分) を分析し,格納容器からの大規模漏えいが生じた事象4件を抽出して,この 発生件数を運転炉年 (740 炉年)で除すことにより,格納容器隔離失敗の発生 頻度 (5.0E-03/炉年)を算出している。なお,抽出された4件は表1に示す とおりである。

上記の4件以外にも、エアロックドア開放に関する事象が75件発生しているが、これらの事象は数時間以内の短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

表1 大規模漏えいに至る事象

出展:NUREG/CR-4220 (Reliability Analysis of Containment Isolation System)

(2) 島根2号炉において想定される格納容器隔離失敗(漏えい経路)

島根2号炉における格納容器からの漏えい経路は,機械的破損及び人的過 誤による隔離機能喪失であり,以下に示すとおりである。

- a. 機械的な破損による隔離失敗
- (a) アクセス部からの漏えい

ドライウェル上ぶた,機器搬入用ハッチ,所員用エア・ロック等のア クセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には,格納容器内雰 囲気が漏えいする可能性がある。

(b) 格納容器バウンダリからの漏えい 格納容器スプレイ配管,窒素ガス制御系,可燃性ガス濃度制御系等は 格納容器内雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損している 場合には、格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

- (c) 格納容器貫通部からの漏えい
   格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格
   納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。
- b. 人的過誤による弁・フランジの復旧忘れ
- (a) 漏えい試験配管からの漏えい
   定期点検時の格納容器漏えい試験の後に、試験配管隔離弁の復旧忘れ
   等がある場合には、格納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。

表1に抽出された大規模漏えい事象は、いずれもPWRで発生した事象で あるが、島根2号炉において想定される上記の漏えい経路は、NUREG/ CR-4220 で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の 発生確率としてLERに基づく値を使用することとした。

なお,島根2号炉(BWR)においては出力運転中に格納容器雰囲気を窒 素置換しており,現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視し ていることから,仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合,速 やかに検知できる可能性が高いと考える。

(3) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

今回のレベル 1.5PRAでは、1984 年までのデータを用いたNUREG/ CR-4220(1985年)に基づいた隔離失敗確率を用いている。それ以降の隔 離失敗に関連する情報として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク 影響評価の報告書<sup>[2]</sup>(以下「EPRI報告書」という。)がある。

EPRI報告書では、2007年までの米国におけるILRT(Integrated Leak Rate Test:全体格納容器漏えい試験)の実績 217 件が整理されている。この うち、大規模漏えいに至る事象としては保守的に設計漏えい率の 35 倍を基準 としているが、その発生実績は0件となっている。

EPRI報告書では、大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除 することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに 至る事象発生実績0件(計算上0.5件としている)をILRT試験数217件 で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023(0.5/217=0.0023)となる。この値 は、NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗の5.0E-03より も小さい値となっており、EPRI報告書の結果を考慮しても、NUREG /CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

2. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には, 炉心損傷の時点で格納容器の隔離に失敗してい る場合や, 原子炉圧力容器に繋がる高圧配管が格納容器外で破断した後に炉心 損傷に至る場合,低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合 (インターフェイスシステムLOCA)が含まれている。

PRAでは、炉心損傷の時点で格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗(漏えい)箇所を設定しているものでは無いが、万一、炉心損傷の時点で格納容器の隔離に失敗していた場合には、隔離失敗(漏えい)箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万 一の重大事故発生時に格納容器の隔離に失敗していることの無いよう、格納容 器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては 重大事故等対処設備や日常の格納容器の圧力監視等で対応している。

また, 炉心損傷の時点で格納容器の空間部に繋がる配管が格納容器外で破断 した場合には, 破断箇所の隔離を試みることとなる。

原子炉圧力容器に繋がる配管が格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場 合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、インターフェイスシス テムLOCAを除いてPRA上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた 場合には、破断箇所の隔離、原子炉圧力容器の急速減圧等、インターフェイス システムLOCAの場合と同様の対応をとることとなる。

参考文献

- [1] U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-4220, "Reliability Analysis of Containment Isolation Systems", 1985
- [2] EPRI, "Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals Revision 2-A of 1009325", 2008

- 2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 2.1 高圧·低圧注水機能喪失
- 2.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡 事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」、②「過渡事象+圧力バウンダ リ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却 失敗」、③「手動停止+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」、④「手動停止 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗 +低圧炉心冷却失敗」、⑤「サポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷 却失敗」及び⑥「サポート系喪失+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、運転時の異常な 過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失 し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。こ のため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内 の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない 場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低 圧注水機能喪失を想定することから、あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩 壊熱除去機能喪失等を想定する。

本事故シーケンスグループは,原子炉圧力容器内への高圧・低圧注水機能を 喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このた め,重大事故等対策の有効性評価には,高圧・低圧注水機能に対する重大事故 等対処設備に期待することが考えられる。

ここで、高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状況を想定すると、事象発生 後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合 よりも、高圧注水に期待せず、原子炉を減圧し、低圧注水に移行して炉心損傷 を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減 少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考え られる。このことから、本事故シーケンスグループにおいては、高圧注水機能 に期待せず、原子炉の減圧後、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する対策の 有効性を評価することとする。なお、高圧・低圧注水機能喪失が生じ、重大事 故等対処設備の高圧注水機能に期待する事故シーケンスとしては、全交流動力 電源喪失時の原子炉隔離時冷却系喪失があり、「2.3.2 全交流動力電源喪失

(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」において主に高圧原子炉代 替注水系の有効性を確認している。

したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作に より原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により炉 心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレ イ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器除熱を実施する。

### (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」における機能喪失に対 して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、 初期の対策として低圧原子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし 安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、自動減 圧機能付き逃がし安全弁を開維持することで、低圧原子炉代替注水系(常設) による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、 安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉 格納容器冷却手段、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段 を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.1.1-1(1)図から第2.1.1-1(3)図に、手順の概要を第2.1.1-2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操作手順の関係を第 2.1.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員 28 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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転員 3名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員は 5名,復旧班要員は 18 名である。必要な要員と作業項目について第 2.1.1-3 図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,28名で対処可能で ある。

a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり,運転時の異常な過渡変化又は 設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

b. 高圧·低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し続け,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動及び手動起動に失敗する。その後,高圧炉 心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の 手動起動にも失敗し全て機能喪失していることを確認する。

高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの 出口流量等である。

c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

高圧・低圧注水機能喪失を確認後,低圧原子炉代替注水系(常設)による 原子炉注水の準備として,中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電 源設備を起動しSA低圧母線に給電後,低圧原子炉代替注水ポンプを起動す る。また,原子炉注水に必要な電動弁(A-RHR注水弁及びFLSR注水 隔離弁)が開動作可能であることを確認する。

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、中央制

## 1294

御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を手動開 操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA), 原子炉圧力である。

d. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が低圧原子炉代替 注水系(常設)の系統圧力を下回ると,原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な 計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),代替注水流量(常 設)等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

e. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため,格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇 する。格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気 温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器 代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を実施する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認する ために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)、サプレッション・チ ェンバ圧力(SA)、格納容器代替スプレイ流量等である。

f. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として,NG C非常用ガス処理入口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サプレッション・プール水位が,通常水位+約1.3mに到達した場合,中 央制御室からの遠隔操作により格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器冷却を停止する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却の停止後, NGC N2 トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操 作することで,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施 する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために 必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)等である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施している間 に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は,格納容器雰 囲気放射線モニタ(ドライウェル)等である。

サプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラ インが水没しないことを確認するために必要な計装設備は,サプレッショ ン・プール水位(SA)である。

以降, 炉心冷却は, 低圧原子炉代替注水系(常設)による注水により継続 的に行い, また, 原子炉格納容器除熱は, 格納容器フィルタベント系により 継続的に行う。

> 2. 1-3 **1295**

- 2.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,過渡事象(原子炉 水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし,逃がし安 全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の全喪失) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器 における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液界 面の熱伝達,スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって,こ れらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コ ードSAFER,シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧 力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器気相部温度(以下 「格納容器温度」という。)等の過渡応答を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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2.1.2 -1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の 解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系,低圧 注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード) の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源なしの場合は、対策の成立性、必要燃料量の観点で厳しくなる ことから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電 機及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。

また,原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の 低下が大きくなることで,炉心の冷却の観点で厳しくなり,外部電源があ る場合を包含する条件として,再循環ポンプトリップは,原子炉水位低(レ ベル2)信号にて発生するものとする。

## 1296

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
- (b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし,容量として,1個当たり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (c) 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧後に,200m<sup>3</sup>/h(原子炉 圧力1.00MPa[gage]において)にて原子炉注水し,その後は炉心を冠水維 持するように注水する。
- (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/hにて 原子炉格納容器内にスプレイする。
- (e) 格納容器フィルタベント系 格納容器フィルタベント系により,格納容器圧力427kPa[gage]における 最大排出流量9.8kg/sに対して,格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格 納容器除熱を実施する。
- 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,「1.3.5 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) 常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系(常設)起動及び中央制御室における系統構成は、高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、事象判断の時間を考慮して、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は20分間とする。
- (b) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低 圧原子炉代替注水系(常設)の準備時間を考慮して、事象発生から30分後 に開始する。
- (c) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお,格納容器 スプレイは,サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した 場合に停止する。
- (d) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から10分後に実施する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)<sup>\*\*</sup>,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量,原子炉圧力容 器内の保有水量の推移を第2.1.2-1(1)図から第2.1.2-1(6)図に,燃料被覆管 温度,燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数,燃料被覆管の最高 温度発生位置におけるボイド率,平均出力燃料集合体のボイド率,炉心下部プ レナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆 管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.1.2-1(7)図から第2.1.2 -1(12)図に,格納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プール水位及 び水温度の推移を第2.1.2-1(13)図から第2.1.2-1(16)図に示す。

- ※ 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示 す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示し ているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運 転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域) の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を 併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子 炉水位計(燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド 内を計測している。
- a. 事象進展

給水流量の全喪失後,原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベ ル3)信号が発生して原子炉がスクラムするが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し,その後,高圧炉心スプレイ系,低圧 炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の起動にも失敗する。 再循環ポンプについては,原子炉水位低(レベル2)で2台全てトリップ する。主蒸気隔離弁は,原子炉水位低(レベル2)で全閉する。

事象発生から30分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能 付き逃がし安全弁6個を手動開することで,原子炉急速減圧を実施し,原子 炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。な お,事象発生から30分までにドライウェル圧力高信号に至らないため,逃が し安全弁の自動減圧機能は作動しない。

原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し,燃料棒有効長頂部を下回るが,低圧原子炉代替注水系(常設)による 注水が開始されると原子炉水位が回復し,炉心は再冠水する。

燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により, 原子炉水位が低下し,炉心が露出することから上昇する。その結果,燃料被 覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。

その後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により、燃料の 露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド 率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱 伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。

平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子 炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。崩壊熱除去機能を喪失してい るため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内 に流入することで,格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため,格 納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フ ィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約30時間経過した時点で実施する。なお,原子炉格納容器除熱 時のサプレッション・プール水位は,真空破壊弁(約5.3m)及びベントラ イン(約9.1m)に対して,低く推移するため,真空破壊弁の健全性は維持 される。

> 2. 1-6 **1298**

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は,第2.1.2-1(7)図に示すとおり,原子炉水位が 回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇 し,約509℃に到達するが,1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は, 平均出力燃料集合体にて発生している。また,燃料被覆管の酸化量は酸化反 応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり,15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.1.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により,約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器 除熱を行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大 値は,それぞれ約384kPa[gage]及び約153℃に抑えられ,原子炉格納容器の 限界圧力及び限界温度を下回る。

第2.1.2-1(2)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(常設)による注 水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が継持される。その後は、約30時間 後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始すること で安定状態が確立し、また、安定状態を推持できる。

(添付資料2.1.1)

格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効 線量の評価結果は、事象発生から格納容器フィルタベント系の使用までの時 間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水 機能喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSvを下回ることから、周辺 の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリス クを与えないことについて、対策の有効性を確認した。

2.1.3 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。

高圧・低圧注水機能喪失では、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功す るが、低圧注水機能が喪失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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作開始)、 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器 フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。

## 1299

- (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本重要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、 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから,解析結果は燃料 棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって,実際の燃料棒 表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが,操作手順(速や かに注水手段を準備すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度を操作開始 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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操作手 順(速やかに注水手段を準備すること)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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できていることから, 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格 納容器代替スプレイ系(可搬型)及び格納容器フィルタベント系によるベン ト操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領 域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CS **TF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと** 良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧 力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型) 及び格納容器フィルタベント系によるベント操作に係る運転員等操作時間 に与える影響は小さい。

(添付資料 2.1.2)

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表面熱伝達の不確かさとして,実験解析では熱伝達モ デルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し,有効性評価解析でも燃 料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管 の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに対

## 1300

する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水カモデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できているため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにお いては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.1.2)

- (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2.1.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力 及び温度の上昇が遅くなるが,操作手順(速やかに注水手段を準備するこ と)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については,対策の成立性,必要燃料量の観 点から厳しい外部電源がない状態を設定している。なお,外部電源がある 場合は外部電源により電源が供給されるため,低圧原子炉代替注水系(常 設)の起動操作時間は早まる可能性があり,原子炉への注水開始時間も早 まることから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉 水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水継持可能な注水量に制御 するが,注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作時間に与え る影響はない。

(添付資料 2.1.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力 及び温度の上昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベ ントにより抑制されることから,評価項目となるパラメータに与える影響 はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、対策の成立性、必要燃料量の観 点から厳しい外部電源がない状態を設定しているが、炉心冷却上厳しくす る観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低 (レベル2)の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるよ うに外部電源がある状態を包含する条件を設定している。仮に事象発生と 同時に再循環ポンプがトリップする条件を設定した場合は、原子炉水位の 低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラ メータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉 水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕 は大きくなる。

(添付資料 2.1.2)

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

操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉 急速減圧操作開始)は,解析上の操作開始時間として事象発生から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,高圧・低圧注水 機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧原子炉代替注水系(常設)による 原子炉注水準備の操作時間は,時間余裕を含めて設定していることから, その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも早ま る可能性があり,原子炉への注水開始時間も早まることから,運転員等操 作時間に与える影響も小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力が384kPa[gage]到達 時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力 の上昇は緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である 格納容器圧力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,操 作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作開始時間に与え る影響は小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室の運 転員とは別に現場操作を行う要員を配置しており,他の操作との重複もな いことから,他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位 +約1.3mに到達から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、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの 操作実施基準(サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m)に到達す るのは、事象発生の約 30 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格 納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また, 格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実 熊の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与え る影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただ し、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対 応するため,90分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納 容器の限界圧力は 853kPa[gage]であることから, 原子炉格納容器の健全性 という点では問題とはならない。当該操作は,解析コード及び解析条件(操 作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、 中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操 作に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗し た場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影 響はない。

(添付資料 2.1.2)

- (b) 評価項目となるパラメータに与える影響
  - 操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉 急速減圧操作開始)は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操 作開始時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、その場合には燃 料被覆管温度は解析結果よりも低くなることから、評価項目となるパラメ ータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力の上昇は 緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である格納容器 圧力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,実態の操作 開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上 の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、 現場操作にて対応するため、90分程度操作開始時間が遅れる可能性がある。 格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は 384kPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を 与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は853kPa[gage]であることから、原 子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。

(添付資料 2.1.2)

(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。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急 速減圧操作を含む。)については、事象発生から50分後(操作開始時間20分 程度の遅れ)までに低圧原子炉代替注水系(常設)による注水のための原子炉 減圧が開始できれば、燃料被覆管の破裂及び炉心の著しい損傷は発生せず、評 価項目を満足することから時間余裕がある。格納容器ベント時の敷地境界での 実効線量は燃料被覆管の破裂が発生しないことから、「2.1.2 炉心損傷防止対 策の有効性評価(3)有効性評価の結果」と同等となり、5mSvを下回る。

また,第2.1.3-1(1)図から第2.1.3-1(3)図に示すとおり,事象発生から 約60分後(操作開始時間30分程度の遅れ)までに低圧原子炉代替注水系(常 設)による注水のための原子炉減圧が開始できれば,一部の燃料被覆管に破裂 が発生するが,燃料被覆管の最高温度は約902℃となり1,200℃以下となるこ とから,炉心の著しい損傷は発生せず,評価項目を満足する。サプレッション・ チェンバのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系による格納容 器ベント時の敷地境界での実効線量は約4.8×10<sup>-2</sup>mSvであり5mSvを下回る。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操 作については,格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約22時間あ り,準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約30時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は384kPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」にお

いても事象発生約35時間後であり、約5時間の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(添付資料 2.1.2, 2.1.3, 3.1.3.8)

(4) 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,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。

- 2.1.4 必要な要員及び資源の評価
  - (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において,重大事故等 対策時における必要な要員は,「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 28 名である。「6.2 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 る緊急時対策要員の45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において,必要な水源, 燃料及び電源は,「6.1(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

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,7日間の対応を考慮すると,合計約3,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として,低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより,必要な水源は確保可能である。また,事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽(西)の水を,大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで,低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

(添付資料2.1.4)

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この 使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、 7日間の運転継続が可能である。

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については,事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機等を最大負荷で運転した場合,運転継続に約700m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び 格納容器スプレイについては,保守的に事象発生直後からの大量送水車の運 転を想定すると,7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約 711m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を 保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等に よる電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容 器スプレイについて、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について,7日間の運転継続が可能である。

(添付資料 2.1.5)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し,非常用ディーゼル発電機等及び常 設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必 要な負荷は,非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから,非常用 ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

常設代替交流電源設備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354kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,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 2.1.6)

2.1.5 結論

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」では、高圧注水機能が喪 失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することで、原子炉水位 の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンス グループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期 の対策として低圧原子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁 による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」の重要事故シーケンス「過 渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について 有効性評価を行った。

上記の場合においても、自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧、低 圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納 容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,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,格納容器フィルタベント系の使用による敷地境界での実効線量は,周辺 の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

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

## 1306

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,緊急時対策要員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,低圧原子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし 安全弁による原子炉注水,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱 等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であること が確認でき,事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対して有効 である。



第2.1.1-1(1)図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)





第2.1.1-1(2)図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.1.1-1(3)図 「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



		・「「「「」」」を発音を語っています。「「」」」で「「」」」で、「」」)で、「フ/M)・優先③:耐圧強化スソトラインによる格ဆ容器スソト(W/W)・優先④:耐圧強化スソトラインによる格ဆ容器スソト(D/W)
格勢容器ペント 停止染件不成立 <sup>8,16</sup> Ves	4 御客報ペント停止	※15: サプレッション・プール水位(SA)により確認する。 ※16: 格納容器ペント実施時に,残留熟除去承又は残留熟代替除去系による格納容器除熟が可能であること及び水素・酸素 ※16: 格納容器ペント実施時に,残留熟除主承くは残留熟代替除去系による格納容器除熟が可能であること及び水素・酸素 ※17: 施能提長したいるのの意素ガスページを実施する。 ※17: 機能要失した制命の値目手段として,除熟手段である残留熟除去系の値目手順を整備しており,原子炉補機淹水ボンプ ※17: 地能の子供出している。 ※17: 地能の子供出している。 ※17: 地能の子供している。 ※17: 地能型熱交機器,可搬型ボンプ等を用いた格納容器除熱を実施することも可能である。
低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉水位を維持し、格納容 器ペントによる格納容器圧力の低下傾向を確認する。また機能喪失 している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉圧力容器は残留熟除 去素(原子炉停止時冷却モード)により冷温停止状態へ、格納容器 ペントは残留熟除去系又は残留熱代替除去系による格納容器の除熟 が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることを確認 し停止する。 <sup>stil</sup>		<ul> <li>【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】</li> <li>【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】</li> <li>1:低圧原子炉代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。 注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系(可報型)による代替注水も実施可能である。</li> <li>注水開始時間は遅くなるが、低圧原子が代替注水系(可報型)による代替注水も実施可能である。</li> <li>症がし酸な子がしての読量は確保できないが制御体駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水が継続していることを 確認する。また、追加酸助の準備も開始する。炉心損傷防止としての流量は確保できないがほう酸水注入系による 原子炉圧水が可能である。</li> <li>1:逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。</li> <li>こ.逃びし安全弁の作動に必要な密素ガスが喪失している場合は、塗素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による 窒素ガスの供給を行う。</li> <li>二 格納容器代替スプレイ系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。</li> <li>ご 格納容器代替スプレイ系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。</li> <li>ご 満量は少ないが、復水輸送系,消火系による格納容器スプレイも実施可能である。</li> </ul>

「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要

第2.1.1-2 図

高圧・低圧注水機能喪失

r																					
							経過時 10 20	f間(分 30	1) 40 50 60 1	2	3 4 5	6 15	経過時間 16 17	18 18 21	22 23	24 ) 29	30 31	32	経過時間( 5 6	(日) 7	備考
	T					- 	1 I			<u> </u>										1	
		実施箇所	<ul> <li>必要人員数</li> </ul>	¢			、元上 ・炉スクラム 91秒	(荷紙)(	Log(2)												
	責任者 当直長 1人 中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		V #32	▽ プラント# ▽ 100 mm	大況判断														
4. 他 百日	长福水	不早到官	1.4	運動的合作的			v 10分 mi √ 約1	15分 原	: 爪吨原設備による粘电 〔子炉水位低(レベル1日	I)											※シュラウドカッカに甘べく時間
fwTF-4g 日	10.14-10	日田町大	17	運動採行指揮	強任の内容		7	√ 約24	4分 原子炉水位低(レー 20分 原子炉水位低(レー	ジレ1)											※フェノリド日小世に至うく时间
	通報連絡等を行 要員	) 道 指 示 有 一 道 絡 責 任者 道 終 責 任 者	1人	初動での指揮 発電所内外連絡				Ţ	30方 原于户志速减庄 7 約32分 原子炉水位燃	料棒有効長頂	部到達※		▶ 約16時間 棺	納容器圧力245	ikPa[gage]到達						
	運転員	運行(12)=1	転員	復旧班要員				7	✓約33分 低圧原子炉( √約46分 月	、替注水系(常 子炉水位燃料	常設) 原子炉注水開始  棒有効長頂部回復※				▶ 約22時間 格	納容器圧力38	4kPa[gage]到達	問 サプレッジ	ション・ブール水位	立	
	(中央制御室)	(J	nt (ag )		- 机勾雷驱应上端羽												-	通常水位-	+約1.3m到達		
					/ 「印/电/時以入外)。10 	-											_				
					*** / / / / / / / / / / / / / / / / / /	-															
						-	<u> </u>														
					<ul> <li>         ・</li></ul>	-		-							-						
Julia Jerra Mari Mari-	1人				・ 丹畑東小ノノドリツノ螺蕊	10/5		_													
4人7元+91 <b>8</b> 1	А		_		<ul> <li>         ・ 土蒸风隔離井至閉螺誌/述かし女王井による原十炉圧力制御螺誌              アニュービアを対応したでは、ホームでの          </li> </ul>	10 55		_													
					·	-		_													
					<ul> <li>         ・ 高圧炉心スプレイ系機能要失確認         </li> </ul>			_									_				
					• 高圧原子炉代替注水系起動操作																解析上考慮せず
					<ul> <li>・ 残留熱除去系,低圧炉心スプレイ系機能喪失確認</li> </ul>								_		_		-				
sterrer bit erriste i de sterite de					<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> <li>約4. 作して、F.2とEE#性や出る。本EEによって、イス</li> </ul>			_													解析上考慮せず
高庄,復旧操作 調查,復旧操作	-		_	-	<ul> <li>・ 縮木・ 復木糸、原十伊南離時 (市均糸、高庄炉心スノレイ糸、 残留熱除去系,低圧炉心スプレイ系、機能回復</li> </ul>																料析上考慮せう 対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備起動操 作	(1 <u>X</u> ) A		_	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>		10分	_	_						_		_				
原子炉急速減圧操作	(1人) A		_	-	<ul> <li>自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個 手動開放操作</li> </ul>		_	10	0分												
低圧原子炉代替注水系 (常設)起動操作	(1人) A		-	-	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(常設)起動/運転確認/系統構成</li> </ul>		10	分													
低圧原子炉代替注水系 (常設)注水操作	(1人) A		_	-	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(常設)注水弁操作</li> </ul>				原	子炉水位を	レベル3~レベル8で維持										
	_		_	14人	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		10分														
輪谷貯水槽(西)から低圧 原子炉代替注水槽への補給	_		_	a~n	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備 (大量送水車配置,ホース展張・接統)</li> </ul>				2時間10分												
	_		_	→ (2人) a, b	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給</li> </ul>								j	適宜到施							
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	(1人) A		_	-	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成									105	6						
格納容器代替スプレイ系	_		-	→ (2人) a, b	・ 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) スプレイ弁操作 (現場)										適宜実施						
(可搬型) スプレイ操作	(1人) A		_	-	• 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作										適宜実施						
原子炉满水操作	(1人) A		_	-	<ul> <li>・低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水流量の増加</li> </ul>	格納容 原子炉	幕居力が3841 「への注水流量	kPa[gag kを増や	ge]に到達後,原子炉 やして原子炉水位をでき	各納容器空間 きるだけ高く	]部への熱放出を防止する   維持する	らため,									解析上考慮せず
	(1人) A		_	-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>								10分								
	2,		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>								10分									
			-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>	1時間20分							解析上考慮せず									
格納容器ベント準備操作	_		_	24	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>								10分								
	_		_	0, p	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>								2時間								解析上考慮せず
	_		_	(2人)	<ul> <li>可搬式室素供給装置準備</li> </ul>								2時間								解析上考慮せず
	(1人)		_	c, u	<ul> <li>・ 格納容器ベント操作 (NGC N2トーラス出口隔離弁操作)</li> </ul>												10分				
格納容器ベント操作	A 	• (2	2人)	_	<ul> <li>格納容器ペント操作(NGC N2トーラス出口隔離弁操作)</li> </ul>						遠隔操作に失敗した場合	うは,現場操作に	こて格納容器フィルタ	ベント系による	る格納容器除熱を行う	)。	1時間30	分			解析上考慮せず
	_				<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		10分				操作は、現場への移動を 具体的な操作方法は、過	と含め,約14分後 遠隔手動弁操作機	&から開始可能である 幾構により、原子炉建	5。(操作完了) 物付属棟内から	は約1時間30分後) ら操作を行う。		ſ				
燃料補給準備			_	2人	- ディーゼル検診院護力シンカホトカシンカロニリーの結め				2時間30公		<u> </u>										タンクローリ残量に応じて適宜
an an 42 45 45 46 18- 38-			_	q, r	、」 ことがは17月1日、ノマンがウンマンレニンへの用格 、 上島学士士、の体体				, (n) v0 y)				100 peter star, 24-					<u></u>			ディーゼル燃料貯蔵タンクから補給
燃料 袖 縦 作 莱	(1人)		_		<ul> <li>・ 天国达水単への補紹</li> <li>・ 次国达水単への補紹</li> </ul>		<ul> <li>・燃料ブー。</li> </ul>	ル冷却:	水ポンプを再起動し燃	料ブールの)	冷却を再開する。		週且実施								解析上考慮せず
燃料プール冷却 再開	A 1 Å	5	 2人	- 18 Å	<ul> <li>         ・ 燃料フール帝知系冉起勤         </li> </ul>		・必要に応	じてス	キマサージタンクへの	補給を実施	する。		適宜実施								然料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	A	H	3, C	a~r																	

() 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.1.1-3 図 「高圧・低圧注水機能喪失」の作業と所要時間



第2.1.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移<sup>\*\*2</sup>

※1 SAFERでは、炉心シュラウド内側を下から炉心下部プレナム、炉心、炉心上部プレナムの領域に分け水位を計算している。ここでは炉心上部プレナムについては下限の水位(ノード内水位なしの状態)、平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナムについては、上限の水位(ノード内の満水状態)が示されている。例えば、炉心上部プレナムの水位を「下限の水位」と表現しているのは、その領域の冷却材が完全になくなった状態を示し、炉心部または平均出力燃料集合体と炉心下部プレナムの水位を「上限の水位」と表現しているのは、各々の領域が満水となっている状態を示している。

なお、図の点線は炉心上部プレナム、実線は平均出力燃料集合体、一点破線は炉心下部プレナムのそれぞれの領域の推移を示す。

※2 シュラウド内外水位はボイドを含む二相水位を示しており、二相水位評価の範囲としてボイド率を0.9と制限している。(蒸気単相を 仮定している蒸気ドームを除く各領域では、水と蒸気の質量及び二相混合相のボイド率が計算され、二相混合体積から二相水位を求めて いる。ボイド率1.0となるまで二相混合体積を計算し続けると、水がほぼない状態でも、二相混合体積(水位)として扱われるため水位 を高めに評価することとなる。)

※3 平均出力燃料集合体とは、「炉心の平均的な出力を設定した燃料集合体」を言う。(解析コード(SAFERコード))

※4 有効燃料棒頂部及び有効燃料棒底部にあたる位置を図に破線で示す。

1-21
 1313



第2.1.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.1.2-1(4)図 注水流量の推移

2. 1–22 **1314** 



第2.1.2-1(5)図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第2.1.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移


第2.1.2-1(8)図 燃料被覆管の最高温度発生位置における 熱伝達係数の推移



第2.1.2-1(10)図 平均出力燃料集合体のボイド率の推移\* ※平均出力燃料集合体内に水位があることから、二相水位以下のボイド率を示している。



第2.1.2-1(11)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移

※1 炉心下部プレナム水位形成により水位以下の体積が減少していること、及び炉心下部プレナムでの ボイド上昇が抑えられたことから、ボイド率が相対的に増加している。

※2 炉心下部プレナム部ではCCFL(気液対向流制限)が発生しており、炉心部からの原子炉冷却材 の落下が断続的に繰り返されるためボイド率が増減する。



第2.1.2-1(12)図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度 と燃料被覆管の円周方向の応力の関係



第2.1.2-1(13)図 格納容器圧力の推移



原子炉減圧に伴い、原子炉内の蒸気が流入することによる温度上昇

第2.1.2-1(14)図 格納容器温度の推移



第2.1.2-1(15)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.1.2-1(16)図 サプレッション・プール水温度の推移

2. 1–29 **1321** 



第2.1.3-1(2)図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.1.3-1(3)図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける 燃料被覆管温度の推移

	HE		重大事故等对処設(	##
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子炉ス クラム確認	原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり, 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 が発生して原子炉がスクラムしたことを確 認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タン ク】	Ι	平均出力領域計装
高圧 • 低圧注水機能喪失確認	各ポンプの起動失敗又は各ポンプの出口流 量の指示が上昇しないことにより高圧・低圧 注水機能喪失を確認する。	1	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】
高圧原子炉代替注水系による 原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後,高圧原子炉代替注 水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量
逃がし安全弁による原子炉急 速減圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後,低圧原子炉 代替注水系(常設)を起動し,中央制御室に て自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を全 開し,原子炉急速減圧を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全 弁	1	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力
			〕 : [ ]	<ul><li>③大事故等対処設備(設計基準拡張)</li><li>■ 有効性評価上考慮しない操作</li></ul>

「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策について(1/3) 第2.1.1-1表

	Н П		重大事故等対処設修	備
判断及い操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 低圧原子炉代替注水系(常設)の系統圧力を 下回ると原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。原子炉水位は原子炉水位低(レ ベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間 で維持する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(SA) 原子炉压力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 代替注水流量(常設) 低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器 冷却	格納容器圧力が 384kPal [gage]に到達した場合,格納容器代替スプレイ系 (可搬型) により原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器圧力が 334kPal [gage]まで降下した場合,又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合は,格納容器器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器	ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (SA)
			■:【】 】	<ul><li> <li></li></li></ul>

「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/3) 第2.1.1-1表

2. 1–33 **1325** 

「高圧・低圧注水機能喪失」の重大事故等対策について(3/3) 第2.1.1-1表

				圧力 (SA)	位 (SA)	Ŕ			Ŕ	<i>み</i> (バ)	K (×	K X	タ バ 「 「 振
	重大事故等対処設備	可搬型設備							I	I		I	
重大事故等対処設備 可搬型設備		常設設備							フィルタベント系	フィルタベント糸	フィルタベント染	フィルタベント糸	フィルタベント染
重大事故等対処設備           常設設備         可搬型設備			が 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、										
重大事故等対処設備           常設設備         可搬型設備	围 日 日	于順				よー主 午班内に出土 キョー・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・		T. 3mに判選しに物官,恰酌谷硌ノイルタン	- ^ / をごてと 国人 后支 全代 国际 葬 * 伊持 子	ント系による原子炉格納容器除熱を実施す	ント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	ント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	ント系による原子炉格納容器除熱を実施する。
手順         重順         重大事故等対処設備           サプレッション・プール水位が通常水位+約         常設設備         可搬型設備           1 3mに到達した場合         核納容器フィルネベ	제 바라 가 한 사람 가는	刊町及い操作					1.17、2.2、1日15年	<b>冷熱谷格ノムブダンノア米に</b>	トス 百 7 戸 4 全人 10 2 4	よる原子炉格納容器除熱	よる原子炉格納容器除熱	よる原子炉格納容器除熱	よる原子炉格納容器除熱

	第 2.1.2-	1表 主要解析条件 (高圧・低)	王注水機能喪失) (1/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	角杯コード	原子炉侧:SAFER 格納容器侧:MAAP	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9 °C	熱平衡計算による値
初期条件	燃料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等 であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡される こと、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9 ×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し,代表的に9 ×9燃料(A型)を設定
	燃料棒最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値(高出力燃料集合体)
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (然焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し,10%の保守性を考慮
	格納容器空間容積 (ドライウェル)	7, $900m^3$	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除い た値)を設定
	格納容器空間容積 (サプレッション・チェ)	空間部:4,700 <sup>m3</sup> 运行部:6,000-3	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物 の中はすがいませい。まれか
		狄叉个目音\5 : 2, 800m <sup>5</sup>	<i>い</i> )体積をぼいた個)を設定
	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサプレ ッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値

2. 1–35 **1327** 

	第 2.1.2	-1 表 主要解析条件(高圧・低	注注水機能喪失)(2/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	<i>山水ハー</i> て・く = ぐゃイプせ	3.61m(通常運転水位)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定
ļ	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
创期冬	格納容器圧力	5. 0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
ΨΨ	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	35°C	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえ て設定
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系 の機能喪失を,低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留 熱除去系(低圧注水モード)の機能喪失を設定
<u>+</u>	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は,対策の成立性,必要燃料量の観点で厳し くなることから,外部電源なしを設定 また,原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり,外 部電源がある場合を包含する条件として,再循環ポンプトリップ は,原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする

2. 1–36 **1328** 

	第 2.1.2	-1表 主要解析条件(高圧・低圧注	主水機能喪失) (3/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05 秒)	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
		逃がし弁機能	
		7.58MPa[gage] $\times$ 2 ( $\mathbb{B}$ , 367t/h/{ $\mathbb{B}}$	
		7.65MPa[gage] $\times$ 3 ( $\mathbb{B}$ , 370t/h/ $\mathbb{B}$	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		7.72MPa[gage] $\times$ 3 ( $\mathbb{B}$ , 373t/h/{ $\mathbb{B}}$	
₩		7.79MPa[gage] $\times$ 4 ( $\mathbb{B}$ , 377t/h/{ $\mathbb{B}}$	
∦ +		自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個	
〈事	逃がし安全弁	を開することによる原子炉急速減圧 (原子程圧かと跳びし安全#1個当たりの蒸気産量の関係)	
払			
等対			逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関 係から設定
策に		10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00 (10,00))))))))))))))))))))))))))))))))))	
×		0 2 4 0 8 10 周子部(用力) 2044(Ana))	
漸			低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定
fr N		تا ( ۲۰۰۱، ۱۰۵ مرامین از ۲۰۰۰ مراسم) مار (۲۰۰۰ مرام) مرام (۲۰۰۰ مرام) مرام (۲۰۰۰ مرام) مرام (۲۰۰۰ مرام) مرام (۲۰	
9 鰲	低圧原子炉代替注水系(常設)	- Zoom / II (I: Down a lgage) (Ling / Ling / Lin	((und)=00)
器		持可能な注水量に制御	10 10 10 10
条丛			
-			KRB: UNN
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120m³/h にて原子炉格納容器内ヘスプ レイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,設 定
		格納容器圧力 427kPa[gage]における最	
	格納容器フィルタベント系	大排出流量 9.8kg/s に対して,格納容 器隔離 4.5 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	格納容器フィルタベント系の設計値として設定
		珊瑚細川 e エ別球 I C とがり % I E M J T 器除熱	

<sup>2. 1–37</sup> **1329** 

注水機能喪失)(4 / 4)	条件設定の考え方	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、事象判断時間を 考慮して、事象発生から 10 分後に開始し、操作時間は 20 分間 として設定	低圧原子炉代替注水系(常設)の準備時間を考慮して設定	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して 設定
表 主要解析条件(高圧•低圧)	主要解析条件	事象発生から 10 分後	事象発生から 30 分後	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時 384~334kPa[gage]の範囲で維持	サプレッション・プール水位が通常 水位+約 1. 3m 到達から 10 分後
第2.1.2-13	項目	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低 圧原子炉代替注水系(常設)起動, 系統構 成	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 格納容器冷却操作	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作
		重大事	故等対策に聞	<b>  通する操作</b>	条件

4
(4)
低圧注水機能喪失)
・ 王 軍 国 王
主要解析条件
1.2-1表

2. 1–38 **1330** 

安定状態について(高圧・低圧注水機能喪失)

高圧・低圧注水機能喪失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、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設
	備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器 フィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去 系)により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾 向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

逃がし安全弁を開維持することで,低圧原子炉代替注水系(常設)による注水継 続により炉心が冠水し,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

炉心冷却を継続し,事象発生から約30時間後に格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器除熱を開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾 向になり,格納容器温度は150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注 水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることは なく,原子炉格納容器安定状態が確立される。なお,除熱機能として格納容器フ ィルタベント系を使用するが,本事象より使用までの時間が短く放射性物質の減 衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水機能喪失」での約1.7×10<sup>-2</sup>mSv以下となり, 燃料被覆管破裂は発生しないため,周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリ スクを与えることはなく,敷地境界での実効線量評価は5mSvを十分に下回る。 また,重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり,また,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】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系を復旧して除熱を行い,原子 炉格納容器を隔離することによって,安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持 が可能となる。(別紙1)

## 安定状態の維持について

1. 安定状態の維持に関する定量評価

サプレッション・プール水温度に関する長期間解析及び残留熱除去系の復旧に 関する定量評価について示す。

(1) サプレッション・プール水温度に関する長期間解析

残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系を使用した場合のサプレッション・プール水温度の挙動を確認するため,有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち,サプレッション・プール水温度が高く推移する重大事故として「格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「格納容器過 圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)」について,運転中の原子 炉における重大事故に至るおそれがある事故として,格納容器ベントを行う事故 シーケンスのサプレッション・プール水温度最大値は同程度となることから,代 表的に「高圧・低圧注水機能喪失」について,サプレッション・プール水温度が 約100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。

図1.1から図1.3に、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する 場合)における格納容器圧力・温度及びサプレッション・プール水温度の解析結 果を示す。同様に、図1.4から図1.6に、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替 除去系を使用しない場合)の解析結果を、図1.7から図1.9に、高圧・低圧注水 機能喪失の解析結果を示す。

図1.3,図1.6及び図1.9に示すように、いずれの解析結果においても事故後7日時点では、サプレッション・プール水温度は最高使用温度の104℃(原子炉格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度)を上回っているが、事故発生7日以降は、100℃に低下するまでの全期間にわたって150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用のハッチに使用されている改良EPDM製シール材は一般特性として耐温度性は150℃であることから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。

したがって、事故発生7日間以降にサプレッション・プール水温度が最高使用 温度を上回っていても原子炉格納容器の健全性が問題となることはない。







図 1.2 格納容器温度の推移(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)



図1.3 サプレッション・プール水温度の推移(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合)



図 1.4 格納容器圧力の推移(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)



図 1.5 格納容器温度の推移(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)



図 1.6 サプレッション・プール水温度(格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)



図1.7 格納容器圧力の推移(高圧・低圧注水機能喪失)



図1.8 格納容器気相部温度の推移(高圧・低圧注水機能喪失)



図 1.9 サプレッション・プール水温度の推移 (高圧・低圧注水機能喪失)

(2) 残留熱除去系の復旧に関する定量評価

ここでは,残留熱除去系の復旧による安定状態の評価として,安定状態は確立 し,炉心の冷却は維持され,格納容器圧力及び温度が低下傾向に向かう崩壊熱除 去機能喪失(取水機能が喪失した場合)を例に評価を行った。

図 1.10 から図 1.12 に,格納容器圧力,格納容器温度及びサプレッション・プール水温度の時間変化を,図 1.13 及び図 1.14 に,注水流量及びサプレッション・ プール水位の時間変化を,それぞれ事故発生後 14 日間について示す。

原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系による除熱により,原子炉格納容器の冷却を行いつつ,サプレッション・プール水を水源とする低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行うことで,図1.14に示すようにサプレッション・プール水位の上昇は抑制される。

また,図1.12に示すように、サプレッション・プール水温度は事象発生8時 間後に残留熱除去系のサプレッション・プール水冷却モードの運転を開始して以 降,低下が継続し、事故発生7日後までには最高使用温度(104℃)を下回る。事 故発生7日後に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)で運転することにより、 除熱能力が改善され、図1.10及び図1.12に示すように、格納容器圧力及びサプ レッション・プール水温度は大幅に低下する。

以上から,残留熱除去系の復旧により安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能である。







図 1.11 格納容器温度の推移



図 1.12 サプレッション・プール水温度の推移



図 1.13 注水流量の推移



図 1.14 サプレッション・プール水位の推移

2. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては,大型機器の交換が必要となり復旧 に時間がかかる場合も想定されるが,予備品の活用やサイト外からの支援などを 考慮すれば,1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えら れる。

残留熱除去系の復旧にあたり,原子炉補機海水系については,予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき,成立性の高い作業で機能回復できる機器として,電動機を重大事故等により同時に影響を受けない場所に予備品として確保している。

一方,残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統(残留熱除去系3 系統のうち1系統は注水機能のみ)あり,防波壁等の津波対策及び原子炉建物内 の内部溢水対策により区分分離されていることから,東日本大震災のように複数 の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機 能喪失に至った場合において、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することに より復旧する手順を準備する。(「1.0 重大事故対策における共通事項 添付資料 1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について」参照)。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に,緊急時 対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では,機器の故障箇所,復旧に要する時間,炉心損傷又は格納容器破損 に対する時間余裕に応じて「恒久対策」,「応急対策」又は「代替対策」のいずれ かを選択するものとしている。

具体的には,故障箇所の特定と対策の選択を行い,故障箇所に応じた復旧手順 にて復旧を行う。図 2.1 に手順書の記載例を示す。 恒久対策の例(1/3)

図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(1/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

恒久対策の例(2/3)

図2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(2/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

恒久対策の例(3/3)

図2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(3/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

応急対策の例(1/3)

図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(4/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

応急対策の例(2/3)

図2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(5/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

応急対策の例(3/3)

図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(6/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

代替対策の例(1/2)

図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(7/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

代替対策の例(2/2)

図 2.1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例(8/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。
- 3. 原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度制御
- (1) 格納容器ベントの場合

重大事故時において格納容器ベントにより格納容器除熱を実施している場合 は、事象発生前に原子炉格納容器内に封入されていた窒素等及び炉心損傷に伴う ジルコニウムー水反応によって発生した水素等が格納容器ベント時に原子炉格 納容器外に排出された後、原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気及び水の放射 線分解等によって発生する水素ガス及び酸素ガスが継続的に排出されている状 態である。このため、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態に なり、長期にわたり原子炉格納容器の冷却が可能であること、原子炉格納容器内 の可燃性ガス濃度測定が可能であり、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容 器内の水の放射線分解等によって発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃限界濃 度に到達することなく制御が可能である\*ことが確認された場合に、格納容器ベ ントを停止することができる。

※可燃性ガス濃度制御系の処理能力は、定格値(吸込流量255m<sup>3</sup>/h[normal],再 結合率95%)では、初期酸素濃度2.5vol%において0.06mol/sの酸素ガスを 処理可能である。重大事故時において、水の放射線分解により原子炉格納容器 内で発生する酸素ガスは、「3.4 水素燃焼」の条件で0.02mol/s(事象発生24 時 間後)であることから、可燃性ガス濃度制御系が使用可能となった場合、原子 炉格納容器内の酸素濃度の制御が可能である。

残留熱除去系による格納容器除熱は,格納容器スプレイ又はサプレッション・ プール水冷却運転により実施する。しかし,長期安定停止状態における格納容器 ベント停止後の格納容器除熱は,崩壊熱が低下しているためサプレッション・プ ール水冷却運転のみで実施可能である。

なお,格納容器スプレイを実施するような場合においては,原子炉格納容器内 の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため,格納容 器圧力高スクラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としている。運転員は格 納容器スプレイ停止設定値に至らないように格納容器スプレイ流量の調整及び 格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転 員の操作により実施され,自動的に動作するものではない。

格納容器ベント停止後の格納容器可燃性ガス濃度制御は,可燃性ガス濃度制御 系により原子炉格納容器内の酸素及び水素を再結合することにより,可燃限界濃 度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能である。

残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱が継続し,原子炉格納容器内での水 蒸気発生がなくなる状態(例えば,サプレッション・プール水温度100℃以下) に対して余裕を見込んだサプレッション・プール水温度においては,格納容器負 圧破損防止のために窒素注入を実施する。

(2) 残留熱代替除去系の場合

残留熱代替除去系により原子炉及び原子炉格納容器の除熱を実施している場 合は,格納容器過圧破損防止としての格納容器ベントを実施することはないが, 可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合には,格納容器水素爆発防止として格 納容器フィルタベント系を用いた可燃性ガス(水素ガス及び酸素ガス)の排出を

添 2.1.1-22

実施する。可燃性ガス排出時は残留熱代替除去系運転継続のために急激な圧力低下を招かないように格納容器圧力を制御する。格納容器内水素ガス濃度及び格納容器内酸素ガス濃度が十分に低下し、低下傾向が確認できなくなった時点で、格納容器フィルタベント系を用いた可燃性ガスの排出を停止する。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱が継続し,原子炉格納容器内での水蒸気発生がなくなる状態(例えば,サプレッション・プール水温度100℃以下)に対して余裕を見込んだサプレッション・プール水温度においては,酸素濃度可燃限界到達防止及び格納容器負圧破損防止のために窒素注入を実施する。

(3) 原子炉格納容器への窒素ガス注入について

原子炉格納容器への窒素ガス注入は,可搬式窒素供給装置又は窒素ガス制御系 による窒素ガス注入により実施する。

可搬式窒素供給装置による窒素ガス注入は,格納容器フィルタベント系で使用 する設備と同様に空気中から窒素を抽出し,直接原子炉格納容器へ窒素ガスを注 入する。

窒素ガス制御系による窒素ガス封入は,通常運転時に原子炉格納容器を不活性 化する恒設設備で実施する。液体窒素で保管している貯槽から気化する設備を通 して窒素ガスとして原子炉格納容器に供給される。この設備を使用する場合は, タンクローリ等による貯槽への補給体制,気化する設備への加熱源復旧,貯槽か ら原子炉格納容器までの配管健全性確認及び計装用空気・電源等のユーティリテ ィー復旧が必要となる。 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(高圧・低圧注水機能喪失)

表1-1 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(高圧・低圧注水機能喪失)(1/2)

S⊦	AFER]		-	-	
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
	崩壞熱	崩壊熟 モデ	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊 熱を大きくするよう考慮している。	「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。
	然料棒表面 熟伝達,気液 熟非平衡,佛 騰遷移	然料 幕表 で 油 手 イ	TBL, ROSA一面の実験解析において,熱伝達係数を低めに評価する 可能性があり,他の解析モデルの不確かさとも相まってコード全体として, 炉心が露出し,スプレイ冷却のない場合には実験結果の熱外被覆管最高温 度に比べて+50℃程度高めに評価する。また,炉心が冠水維持する場合 においては,FISTーABWE度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合 においては,FISTーABWEの実験権折において燃料被覆管温の上 昇にないてめ,不確かさは20℃。また,低圧原子炉代替注水系(常設) によるされ20℃-40℃程度あり。また,低圧原子炉代替注水系(常設) による法水での旅料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不 確かさは20℃~40℃程度である。	解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに 評価することから、解析結果は燃料棒覆面の熟伝達係数を小さ く評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒運面での熟伝 達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操作手順(速や かに注水手段を準備すること)に変わりはなく、燃料被覆管温 度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。	解析コードは実験解析では熟伝達モデルの 保守性により燃料被覆管温度を高めに評価 し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高 めに評価することから、評価項目となるパラ メータに対する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管 酸化	ジルコニウ ムー水反応 モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もるBaker-Just式による計算モデルを採用しており,保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価につい て保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大 きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は 低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操 作手順(速やかに注水手段を準備すること)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。	解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な 化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な 結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価す 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。
<b>唐</b> 心	燃料被覆管 変形	膨わ・破裂評 価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料 被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の 変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。ベスト フィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。	解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂 の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においてもお おむね保守的な判定結果を与えるものと考える。仮に格納容器 内雰囲気放射線モーク(CAMS)を用いて,設計基準事故相 当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測 した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり, 格納容器フィルタベント系による格納容器除熟操作の起点が, サプレンション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時 点となる。しかしながら,格納容器除熟操作は不解析において も約30時間後の操作であり,十分な時間余裕があることから運 転員等の判断・操作に対して問題となることはない。	破裂発生前の燃料被覆管の膨れ及び破裂発 生の有無は、伝熱面積やギャップ熟伝達係 数、破裂後の金属ー水反応熱に影響を与え、 燃料被覆管の最高温度及び酸化割合に影響 を与えることとなる。解析コードは前述の判 定を行うための燃料被覆管温度を高めに評 価することから、おおむね保守的な結果を与 えるものと考える。
	・ ・	二祖流体の 流動モデレ	TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実験解析において, 二相木 位変化は, 解析結果に重量する木位振動成分を除いて, 実験結果とおおむ ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却(蒸 気単相冷却又は噴霧流冷却)の不確かさは20℃~40℃程度である。 また, 原子炉圧力の評価において, ROSA-Ⅲでは, 2008より低い圧力 で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており, 解析上, 低圧注 下が遅れた理由は, 水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃 料被覆管からの輻射や過激素気により上昇し、LPCSスプレイの液滴で 冷却された際に蒸気が発生したとめでありり, 低圧原子炉代替注水系(常設) を注水手段として用いる本事故シーケンスでは考慮する必要のない不確か さである。このため, 燃料板覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧原子炉代 替注水系(常設)の注水タイミングに特段の差異を生じる可能性はないと 考えられる。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作で あることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類 にて示す。	解析コードは炉心内の二相水位変化をおお むね同等に評価することから、有効性評価解 析における燃料被覆管温度に対し、水位振動 に伴うクエンチ時刻の早期化を考慮した影 響を取り込む必要があるが、病子の著しい損 鬱が発生せず、かつ、燃料被覆管の破裂を著 しく増加させない燃料被覆管通度に対して、 約450℃の余裕があることからその影響は小 さい。

添 2. 1. 2-1 **1354** 

添付資料 2.1.2

	る影響	<b>水位(シュ</b> とから,評 鬱砕 <i>い</i> さ	計 6 東しに主ろのダー・ 施作験しによるのダイター・える 繊維結トで計水パ逃と質管・える 準備結合で通道で、 がいまるし重インにに、 かって、 をして、 なった。 をして、 で、 で、 で、 で、 で、 で、 で、 で、 で、 で	の運転員等メータに与
	評価項目となるパラメータに与え	解析コードは、ダウンカマ部の二相 ラウド外水位)を適切に評価するこ 価項目となるパラメータに与える い。	述がし安全弁流量は,設定圧力で設 出されるように入力で設定するた <sup>3</sup> の影響はない。破断口からの流出に注 良い一致を示す臨界流モデルを適用 有効性評価解析でも圧力変化を適切 原子炉への注水のタイミング及び2 適切に評価するため,評価項目とな, 適切に評価するため,評価項目とな, 必に与える影響は小さい。破断口及1 全弁からの流出流量は,圧力容器ノ、 文ルに接続する配管を通過し,平衡 するのに十分な長さであることから 近の非平衡の影響は無視できると考 筋均質臨界流モデルを適用可能であ	「解析条件を最確条件とした場合の 操作時間及び評価項目となるバラ える影響」にて確認。
	運転員等操作時間に与える影響	原子枦への注水開始は、給水喪失に伴う原子枦水位(シュ ラウド外水位)の低下開始を起点として、ECCS注水機 能喪失確認及び代替低圧注水準備を速やかに開始すること となり、水位低下挙動が早い場合であっても、これら操作 手順(速やかに注水手段を準備すること)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。水位低 下挙動が遅い場合においては操作に対する時間余裕は大き くなる。なお、解析コードはシュラウド外水位が現実的に 評価されることから不確かさは小さい。	解析コードは、原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的 に評価する。関連する運転操作として急速減圧後の注水操 作があるが、注水手段が確立してから減圧を行うことが手 順の前提であり、原子炉圧力及び原子炉水位の変動が運転 員等操作時間に対して与える影響はない。	「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。
	不確かさ	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温 度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流 動モデルの妥当性の有無は重要でなく,質量及び水頭のバランスだけで定ま るコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考 慮する必要はない。	TBL,ROSA-Ⅲ,FIST-ABWRの実験解析において,圧力変化 は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており,臨界流モデルに関し で特段の不確かさを考慮する必要はない。	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係 を使用しており,実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え,燃料被覆 管温度を高めに評価する。
	解析モデル	二相流体の 流動モデル	磨 専 派 ナ ブ レ	原子炉注水 系モデル
LFER]	重要現象	<ul> <li>沸騰・凝縮・</li> <li>ボイド率変</li> <li>化、気液分離</li> <li>(木 位 変</li> <li>化)・</li> <li>・</li> <li>・</li> <li>対向流</li> </ul>	帝却材放出 (臨界流・差 圧流)	E C C S 注 水(給水系・ 代替注水設 備含む)
[SA	分類		原子炉圧力容器	

表1-1 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(高圧・低圧注水機能喪失)(2/2)

添 2. 1. 2-2 **1355** 

表1-2 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(高圧・低圧注水機能喪失)

[MA	(AP)				
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	崩痰熟	炉心モデル (原 子炉出力及び 崩壊熱)	入力値に含まれる。 保守的な崩壊熱を入力値に用いており,解析モデル の不確かさの影響はない。	「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。
原子炉圧力容器	E C C S 注 水 (給水系・ 代替注水設 備含む)	安全系モデル (非常用 炉心 冷却系) 安全系モデル (代替注水設 備)	入力値に含まれる。 保守的な注水特性を入力値に用いており, 解析モデ ルの不確かさの影響はない。	「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。
	格納容器各 領域間の流 動		HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数で程度高めに、格納容器温度を十数で毎度高めに、格納容器温度を十数で再低する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実	HDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異度高のに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異体系においてはこの解析で確認された確かさは小さくなるものと考えられ、実機体系においてはたとしては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、林純本で製むエカルでは面本の体で相互しているとななない	HDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなる
原子炉格	構造材との 熟伝達及び 内部熟伝導	椿湾容器ホゾ ル(格資容器の 繋火力ポゾル)	wetrynchan the content two to the content of the	THAT HAT TAY CONTRACT AND TAY AND	ものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力 及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目 となるバラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析に より格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定デー
条谷器	気液界面の 熱伝達		ついて、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	レイズ、「可搬型」)及び格納容器フィルタベント系によるベント操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	タと良く一致すること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。
	スプレイ冷 劫	安全系モデル (格納容器ス プレイ)	入力値に含まれる。 スプレイ の水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡 に至ることから伝勲モデルの不確かさはない。	「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。
	格納容器 ベンテ	格納容器モデ ル (格納容器 の熟水力モデ ル)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは格納容器ペントについては,設 計流量に基づいて流路面積を入力値として与え,格 納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いら	「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。

添 2. 1. 2-3 **1356** 

		解析条件 (初期条件 重为条	3件内7K機器条件)の不確かさ			
	項目	がいたいたい。 解析条件	いべい ※ 1 ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~	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
	原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止後 の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操 作時間への影響は,最大線出力密度及び原子炉停止後の崩 壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後 の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目と なるバラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子 炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77~6. 79MPa [gage] (実織値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御さ れるため事象進展に与える影響は小さいことから、運転員 等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御さ れるため事象進展に与える影響は小さいことから、評価項 目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転水位 (気水分離器下端から約 +83cm~約+85 cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に 対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後ま での崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持され た状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆ らぎによる太信変動幅に約 2.0mであり非常に小さい。従っ でぎによるを影響は小さい、ことから、運転員等操 作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に 対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後ま での崩壊熟による原子炉水位の低下量は、高圧が維持され た状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆ らぎによる水位変動幅に約2.cmであり非常に小さい。従っ て、事象進展に与える影響は小さい。
	炉心流量	$35.6\times10^3t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが,事象発生後 早期に原子炉はスクラムするため,初期炉心流量が事象進 展に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与 える影響はない。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後 早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進 展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメ ータに与える影響は小さい。
初期条件	燃料	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心角	9×9 然料(A型),9×9 然 料(B型)は熟水力的な特性は 同等であり,その相違は燃料棒 最大線出力密度の保守性に包 意大線出力充こと,また,9×9 然 料の方がMOX 燃料よりも崩 機熱が大きく,燃料よりも崩 壊熟がたくく、飲料破管温度 上昇の観点で厳しいため,MO X 燃料の評価に9×9 然料(A 型)の評価に包給されることを 考慮し,代表的に9×9 然料( A型)を設定	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心 毎に異なることとなるが、装荷される燃料は装荷炉心 料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料について、9 ×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性 は同等であり、また、MOX燃料の評価は9×9燃料(A 型)の評価に包絡され、事象進展に与える影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さいこ	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料のつあ9×9 燃料(A型), 9×9燃料(B型)は熱水力的な特性 は同等であり、事象進展に与える影響は小さい。MOX 評価項目となるバラメータに対する余裕は大きくなる。 項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料棒最大線出 力密度	44. 0kW/m	約 40. 6km/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和される が、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わ りはなく、燃料被覆管温度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。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇は緩和される ことから、評価項目となるバラメータに対する余裕は大き くなる。
	原子炉停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (然焼度336wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的姚焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばら つきを考慮し, 10%の保守性を 考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出もしなくなることから、格納容器圧力上昇及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)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。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は確くなるが、格納容器圧力の上昇は格納容器で、トにより抑制されるが、格納容器圧力の上昇は格納容器ペントにより抑制されるい。

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(高圧・低圧注水機能喪失)(1/3) 表 2

添 2.1.2-4

<sup>1357</sup> 

$\widehat{\mathbb{C}}$
~
5
・低圧注水機能喪失)
(高圧
ータに与える影響
ラメ・
¥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。
表 2

	項目	解析条件(初期条件,事故< 解析条件	条件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	講価項目となるパラメータに与える影響
	格納容器空間 容積(ドライウ ェル)	$7,900 \mathrm{m}^3$	7,900m <sup>3</sup> (武史計·1值)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから,事象進展に与え る影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はな い。
	格納容器空間 容積(サプレッ ション・チェン バ)	空間部:4,700 <sup>m³</sup> 液相部:2,800 <sup>m³</sup>	空間部: 4, 700 <sup>m3</sup> 液相部: 2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 種の設計値(内部機器及び構造 物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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,事象進展に与え る影響はなく,評価項目となるバラメータに与える影響はな い。
	真空破壞弁	3.43kPa (ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)(設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に与え る影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はな い。
	サプレッション・プーン水位	3.61m (通常運転永位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブレッション・プール水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熟容量は通常水位に約して非常に小さい。例えば、通常水位の熟容量は約2,800m。指当であるのに対して、約050m。程度であり、その低下割合は通常時の約0,7%程度と非常に小さい、とから、運転員等操作時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さいこ	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動 を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プール水位低 下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい、例えば、通 常水位の熟容量は約2,00m。相当であるのに対して、ゆらぎに よる水位低下分(通常水位-0,02m分)の熟容量は約20m。程度 であり、その低下割合は通常時の約0,7%程度と非常に小さ い。従って、事象進展に与える影響は小さい、とから、評価 項目となるバラメータに与える影響は小さい。
	サプ レッショ ン・プール水温 度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器 ベントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも 低くなるため、格納容器の熟容量は大きくなり、格納容器べ ントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さく,評 価項目となるパラメータに与える影響はない。
初期条件	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約 5 kPa[gage] ~約 7 kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 助ピーク値に塗するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あ 対ピーの値に塗するまでのに力上昇率(平均)は1時間あ たり約18kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量 (た約2kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量 (た約2kPaであるのに対して、彼ら差にあた子昇量 (た約2kPaであるのに対して、彼ら差にある肥力上昇量 に約2kPaであるのに対して、彼ら差にある肥力上昇量 に約2kPaであり非常に小さい。彼って、事象進展に与え る影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動 を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇与える影響 は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初期ピーク 値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あたり約18kPa であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであ り非常に小さい。彼って、事象進展に与える影響は小さいこ 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。
	格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移する こととなることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響は 小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さ い。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動 を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移すること となることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響は小さい 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。
	外部水源の温 度	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇は遅くなり、 格納容器フィルタベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小 さい。	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温より低くなる可能性があり,格納客器圧力上昇は港納容器圧力上昇は格納容器圧力となるが,格納容器圧力上昇は格約容器ペントにより抑制されることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容 量	$7,740\mathrm{m}^3$	7,740 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪 谷貯水槽の水量を参考に, 最確 条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は,解析条件よりも水源容量の余裕は 大きくなるため,水源が枯渇しないことから,運転員等操 作時間に与える影響はない。	1
	燃料の容量	1, 180 <sup>m³</sup>	1,180 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合 計容量を参考に, 最確条件を包 絡できる条件を設定	最確条件とした場合は,解析条件より燃料容量の余裕は大きくなる。また,事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料が枯渇しないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	I

添 2.1.2-5

		る ままる 日本 一本 な 日本 一本 な な 日本 一本 な な 日本 一本 な な しょう	マニューション ひん ひく ひん ゆう ション			
	項目	胜饥来计(似别来计,事政采 解析条件	ミ什及い懐奋米汁」の小碓がさ 最確条件	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
	起因事象	給水流量の全喪失	I	原子炉水位の低下の観点で 厳しい過渡事象を設定		
₩	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失	I	高圧注水機能として原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を, 低 圧注水機能として低圧炉心 スプレイ系及び残留熟除去 系 (低圧注水モード)の機能 喪失を設定	Ι	I
政条件	外部電源	外部電源なし	I	外部電源なしの場合は、対策 の成立性、必要燃料量の観点 で厳しくなることから,外部 電源なしを設定 また,原子炉スクラムまでの 好心の冷却の観みで強しく なり、外部電源がある場合を 包含する条件として、再循環 オンプトリップは、原子炉水 位低(レベル2)信号にて発 生するものとする	対策の成立性,必要燃料量の観点から厳しい外部電源 がない状態を設定している。 なお,外部電源がある場合は外部電源により電源が供給されるため,低圧原子炉代替注水系(常設)の電動 絵されるため,低圧原子炉代替注水系(常設)の起動 操作時間に早まる可能性があり,原子炉への注水開始 時間も早まることから,運転員等操作時間に与える影 響も小さい。	対策の成立性、必要燃料量の観点から厳しい外部電 源がない状態を設定しているが、炉心冷却上厳しく する観点から、事象発生と同時に再循環ボンプがト リップせず原子炉水位の低下が早くなるよう い方することで原子炉水位の低下が早くなるよう に外部電源がある状態を包含する条件を設定して いる。仮に事象発生と同時に再循環ボンプがトリッ プする条件を設定した場合は、原子炉水位の低下が 遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価 項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉スクラム 信号	原子炉水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的に 評価するスクラム条件を設 定	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合、事象 進展は緩やかになり、原子炉注水開始までの運転員等 操作時間に対する余裕が大きくなる。	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合,燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	金令五 1 法张	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機 能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
	2011 こえ 土汁	自動減圧機能付き逃がし安全 弁の6個を開することによる 原子炉急速減圧	自動滅圧機能付き逃がし安全弁 の6個を開することによる原子 炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基 づく蒸気流量及び原子炉圧 力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
機器条件	低圧原子炉代替 注水系(常設)	200m <sup>3</sup> /h (1.00MPa[gage]におい て)にて原子炉注水,その後は 炉心を冠水維持可能な注水量 に制御	200m <sup>3</sup> /h (1. 00MPa[gage]におい て)にて原子炉注水,その後は炉 心を冠水維持可能な注水量に制 御	低圧原子炉代替注水系(常設 ) の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の 操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水 後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間 に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計 値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなること 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。
	格納容器代替ス プレイ系(可搬型)	120㎡/hにて原子炉格納容器内 ヘスプレイ	120㎡/h以上にて原子炉格納容器 内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制 に必要なスプレイ流量を考 慮し, 設定	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減 により圧力抑制効果に影響を受けるが、操作手順に変 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。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ, その増 滅により圧力抑制効果に影響を受けるものの, 格納 容器内に蓄積される崩壊熱量に変わりはないこと から, 評価項目となるパラメータに与える影響はな い。
	格納容器フィル タベント系	格納容器圧力427kPa[gage]に おける最大排出流量9.8kg/sに 対して,格納容器隔離弁を全開 操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力427kPa[gage]にお ける最大排出流量9.8kg/sに対し て,格納容器隔離弁を全開操作に て原子炉格納容器除熟	格納容器フィルタベント系 の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、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は同様であることから,事象進展に与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。

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(高圧・低圧注水機能喪失)(3/3)

事象発生から 30 分後
低炉水設原水子減開压代系設成水子減開度者。2.1分小炉生減的工約。2.2分子減少工約工約。1.2分生急速(子注常2.2分过原港作
操作条件
添 2. 1. 2-7 <b>1360</b>

	訓練実績等		中の訓練主を設置、「「「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」			
$1 \nearrow 3)$	操作時間涂裕		事分開れ子(水滅ば破しず足間納敷線のい事同を事分間れ子)水減ぼ覆す管約1.るの生をレンン容ト器境はで回)象後3、炉常の圧,裂い,す余容地量破こ故等下象後8、炉常の圧,管るの 9.01著せ満ッべを器系べ界約ある添発)のま代設たが燃及損評る裕器境は裂とシと回移)のま代設たが「たる長心」です。2.41年ンの経費に裂とシと回移)のま代設たが一たが最ものとしず足ンの経プにンでもり。や人作程に著にの始報が「香」とかい,すョベーイよトの75 資格化では、2.44年以後に、2.44年に、2.44年に、2.44年に、4			
J.汪注水機能喪失)(	評価項目となるパ ラメータに与える	影響	実間よ能場管よととにき際はり性合温りかな対く感ばり性合温りかな対くの解もがに度もらるすなの解もがに度したるる操作早を燃解く評うな。場評収する総解く評うな。、利杯な価人なうので、利杯な価人ない、小杯な価人な			
作時間余裕(高圧・低	運転員等操作時間に <sub>「シスシ影響</sub>	ナへの形置	高失時代よの裕いに圧問りる開と間さ圧の間替る操をる行操はもり始かにい低調及注原作るこう作解早原時ららす。低短び水子時あと尿の祈ま子間運えばに低系炉間でか子操上る炉も転るが法に低深行気器と保護にの手操しの運動能 の思説を思想を感謝記述。			
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	操作の不確かさ要因		【認知】 日本制制 市民部 日本制制 市民部 市民部 市民部 市民部 市民部 市民 市民 市民 市民 市民 市民 市民 市民 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市			
表3 運	(操作条件) の 確かさ <u>条 休部 定 の 考 ッ</u>	来世政ルいちん 方	高機後事考発に替の始終に圧る 「「「「「「「」」」で原規」して原規こ 」で原規こ」で原規こ・要施判しか圧水動、後子作と 低矢す断てら原系機をピ炉をを にしてのの急開設 「」の子でのの急開設 な融が開帯分が常を裁が選站定 な部、を象後代影開作の減す			
		脾如エジ球TF 開始時間	- 30 後 ( た) の の			
	項目		低炉水器原水子减開压代系(1)子操炉压始原水子减用)。5 子操炉压站原替。3 小炉作急操(子往常多注原速作			

	訓練実績等	評価上は作業成立性を踏 まん事象発生から2時間 30分後としており、この 30分後としており、この 30分歳とれたなり、この 30分歳は水槽から低圧 原子が代替法水槽への紙 約の系統構成は、所要時間 2時間10分類に成一のとこ 5,訓練実績では約1時間 41分である。想定で敵図 1している作業が実施可能 なことを確認した。	評価上は作業成立性を踏まえ事業価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約2時間50分後としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間2時間30分港店のところ訓練実額では約2時間12分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	訓練実績等より,格裁 スプレイ系による権権 存に要する時間に約1時 間 41分である。通信 図している作業実施可能 なことを確認した。
· · · ·	操作時間余裕	L	I	格雷 都部 御を書 御を で の が で し た の で た の で た で 部 で ま 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書 書
	評価項目となるパ ラメータに与える 影響	I	I	格昇格昇離こ始線時代の始設る価メ都具格昇離こ始線時時子都見 線は線は線にとの容式線に設置しる線路線に 総線な記をの容式に 設備設備になる、時定を気置 にの見ている、時間とて とってし、小点話問記で完美美聞 たった様の「fases」の大きとし、 しののに操め「Gase」ではならた。 にのかける、 前にのににになった。 」、 でのしいに、 一、 ののした。 一、 ののした。 一、 にのでにし、 にのでは、 にのでは、 にので、 にので、 にので、 にので、 にので、 にので、 にので、 にので
	運転員等操作時間に 与える影響	Ι	I	務務登録部に 法務委員報 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)
	操作の不確かさ要因	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としている が、低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧 原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であ ることから十分な時間余裕がある。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間 50 分後から開始としている が、低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧 原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生から約 21 時間後まで注水可能であ ることから十分な時間余裕がある。	【認知】 権納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 384kPalgage])に到達するのは事象 権納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 384kPalgage])に到達するのは事象 海頭高配置 「要員配置」 「要員配置」 「要員配置」 「要要否認定時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知でき る時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 「要要否認定。現場での可報型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作が の弁操作と現場での可報型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作が 必要である。現場での可報型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作が なおまスプレイ系(可報型)によるた象術容器スプレイは、中央制御室で での弁操作を現場での可報型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作が、 移動・操作所要時間 に与える影響はなし。 「移動・操作所要目 」 移動・操作が回線に開始時間に与える影響はなし。 一 和約本2ととなる。以上より、移動・操作所要時間が操作操作が、格納容器 正力 384kPalgage」到達を確認し、中央制御室での弁操作を行うことにより注水 用始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作得心時間に与え る影響はなたし。 一 他の並列操作す無】 現場にて彼旧班要員が精納容器代替スプレイ系(可搬型)による影響はなし。 一 現場にて彼旧班要員が指約容器代替スプレイ系(可搬型)による影響はなた を影響はなたし。 「機作の確定」対操作を行ったのも、中央制御室につきる影響はなし。 「操作の価値を引起する」。該操作体を行う運行。 後行の強要操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で 実施することとしており、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長く であっため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長く であったか。 にかせい。また、中央制御室内での操作は報信
	(操作条件) の 確かさ 条件設定の考え 方	毎年 正正 た を に 本 に な た の 、 本 た の 本 合 の 本 書 本 子 御 書 大 を 書 本 子 書 一 本 子 都 子 都 子 都 子 都 行 な 部 で 部 合 で 部 合 で 部 合 に 路 行 務 行 物 の で 部 合 で 部 合 で 部 合 で 部 合 の や 部 に 路 合 路 合 部 の 合 部 合 の や 部 合 の や 部 合 の の 合 合 書 つ つ や 書 の つ つ 合 合 合 合 合 合 の つ つ 合 合 合 合 合 合 合 合	大都 大学 が 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	格用余設術圧裕定なたを が力を 時に考認が考慮がし し
	解析条件 不 一 開始時間	事象発生から 2時間 30 分 後	事象発生から 19時間 50 分 後	格納容器圧力 移納容器圧力 384kPa [gage] 到達時 384~334kPa [gage]の範囲 で維持
	項目	低が水水田や水水田を加加いた	低炉水水行送の給圧代槽補う水燃」時替へ給大車料子注のを重へ補	操作条件 格代レ搬る格冷 納替イ型原納却 容ス系に子容操器プロよ炉器作
				··· · · · ·

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(高圧・低圧注水機能喪失)(2/3)

	解析条件(	操作条件)の			証准百日しかて パ		
開	不 析上の操作 始時間	<ul> <li>確かさ</li> <li>条件設定の考え</li> <li>方</li> </ul>	操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に 与える影響	町画項目でゆるべ ラメータに与える 影響	操作佘裕時間	訓練実績等
			【認知】 炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準(サプレッション・ブール水位 が通常水位+約1.3m)に到達するのは、事象発生の約 30 時間後であり、それ までに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため、認知遅れに より操作時間に与える影響はなし。 【電員配層】	実施の運転操作においた。 が認い、 「は、 「は、 「 」 「 」 」 「 」 」 」 」 、 「 」 、 一 、 一 、 一 、 一 、 一 、 一 、 一 、 一 、 一 、	( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( )	林林 林 御を 御 御 子 ひ 品 子 ひ 子 子 子 王 王 子 子 子 子 部 記 子 子 子 書 書 本 本 本 本 本 本 本 本 子 子 子 子 子 子 子	訓練実績等より, 中央制 創室における格納容器
		中央制御室にお	株が空間でしたシートましよる格納容器ベント操作は、中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。 【な師・塩休示亜は問】	の操作調査に言い、大変上の設定時間に構成したの影響にある。 第一の設定時間とは活同等であり、操作開始時間 キャンの影響は小さい、レッシュ、福祉自然地は	約44年、19月1日、19月1日、19月1日、19月1日、19月1日、19月1日、19月1日、19月1日、1月1日、1	隔操作の失敗により、格納容器ベンク、格納容器ベント操作開始時間が 正操作開始時間が 遅れる場合におい ても、格納容器圧	ベント準備操作は操作 スイッチによる1弁の 操作に約8分の操作時 間を,格納容器ベント操 作は操作スイッチによ
器タ系原納熟サン位士達後	プレッショ ・プーマネ が通達水位 珍 1.3m 塑 やの 10 公	はいる 藤 市 で な 御 た に の 藤 作 元 御 市 で で 歌 市 で で で で や 参 売 で て 読 で や 赤 添 に つ で 数 か 赤 売 で つ 読 し て 歌 で で の が の た つ 読 し て の 数 合 た の 読 し て の 数 合 た つ 読 一 て の 数 合 た つ 読 一 二 の 数 合 本 二 の 数 合 た ひ 説 二 一 の 数 合 た ひ 説 一 二 の の の つ つ 認 一 二 の の つ つ 記 一 一 の つ つ 記 一 一 の つ つ 記 一 一 の つ つ 記 一 一 一 つ つ 記 一 一 つ つ ひ い 一 一 一 つ つ ひ い 一 一 一 つ つ い ひ い 一 一 つ つ い つ い 一 つ つ い 一 つ つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ こ つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ つ つ つ の つ の つ の つ の つ の つ の つ の つ の つ の つ の つ つ つ の つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ	40歳の、球にPIのメローロー 40歳の、球にPIのメローロー 245kPa [2826]到達時に操作対象弁(1 弁)の開操作さ行い、格納容器ベント 245kPa [2826]到達時に操作対象弁(1 弁)の開操作を行い、格納容器ベント 実施基準(サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m)到達時には隔 離弁1 弁のみの開操作を行う。隔離弁開操作を開始することでベントは開始 し、それまでに十分な時間余裕を確保している。よって、操作所要時間が操 作開始時間に与える影響はなし。	中にから、運転員事業計 さい。ただし、務勤容報 さい。ただし、務勤容報 ベント実施時に遠隔操 作に失敗した場合は、現 場譲作にて対応するた 認のの全限設価件間が 認わえ可能性がある、	あったの、30.3年度 海作時間が遅れる 可能性がある。 前谷田水がある。 新谷昭昭ペントの藻 作開始時間が遅く なった場合、格納 谷昭PATな 38.04Patron	力は384kPa[gage] から上昇するが, 格納容器圧力の上 昇は後やかである ため,原子炉格納 を苦の原果 ための限界 名3kPa[gage]に至 853kPa[gage]に至	る1 弁の操作に約3分 の操作時間を要した。ま た、格納容器ペント実施 時に遠隔操作に失敗し た場合は現場操作に失敗し 対応するが、運転員(現 勢)の遠隔手動操作機構
		設定	【他の並列操作】 格納容器ベント操作時に、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し。	味れる可能性があるが、 原子痘格納容器の限界 圧力は 823kPa[gage]ぐ あることから、原子痘格	Dothtra Lgagelょり 若干上昇するため,評価項目とな るパラメータに懸 ミュレストス	るまでの時間は, 過圧の観点で厳し い「3.1 雰囲気圧 力・温度による静	を用いた格納容器一次 隔離弁の手動操作は、移 動時間を含め約1時間 8分で完了する見込み
			【操作の確実さ】 中央制御室における操作は、制御盤での操作スイッチによる簡易な操作のた め、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可 能性は低い。なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場 にて格納容器ベントを行うこととしており、格納容器ベント操作の信頼性を 向上している。ただし、この場合、現場操作に移動を含め約 90 分の操作開始	一般な畜い障害なという 当該後代は、務労ロード 当該後代は、務労ロード 及び解析条件 (操作条件 を除く)の不確かさによ り譲作開始時間が違れ、中央 の自能化があめが、中央 制創室で行う場合であり	ずさみたるか、男子であるためか、男子であなかるか、男子にあれるない。 現代であれる。 853kPa[gage]であ ることから、原子 行格許容器の確全 たったい 調とたったい 調とたったい	的負荷(格納容器) 高岡田・過福破損)」 においても事象発 生約 35 時間後で 権衡時間が確保で めのにとかの、時	を得た。想定で意図している運転操作が実施可 いる運転操作が実施可 能なことを確認した。
				9、他の操作との重複もないことから、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。ないことから、他の操作おい存款の整定ない。なお、格納容器ペント実施中に高福森保にといいても思惑、 た場合においても思惑、操作にて対応すること。	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	間余裕がある。	
				から、他の操作に与える 影響はない。			

麦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(高圧・低圧注水機能喪失)(3/3)

添 2. 1. 2-9 **1362** 

減圧・注水操作が遅れる場合の影響について (高圧・低圧注水機能喪失)

自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が遅れることで, 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の開始時間が有効性評価におけ る設定よりも遅れた場合の評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。 なお,解析は,ベースケースと同様に輻射熱伝達を保守的に取り扱うSAFE Rコードを使用している。

1. 燃料被覆管破裂を回避可能な範囲での原子炉減圧の時間余裕

自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が有効性評価に おける設定よりも20分及び30分遅れた場合の感度解析結果を表1に示す。

また,燃料被覆管最高温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を図1に,自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が30分遅れた場合の 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内外水位),燃料被覆管温度及び燃料被覆 管酸化量の推移を図2から図5に示す。

図1に示すとおり、20分の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管の破裂 は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも20分程度 の時間余裕は確保されている。

2. 燃料被覆管に破裂が発生した場合の敷地境界での実効線量評価

炉心損傷防止対策の有効性評価においては,周辺の公衆に対して著しい放射線 被ばくリスクを与えないことを考慮し,燃料被覆管の破裂が発生しないことを目 安としている。

一方で、実際の炉心は線出力密度の異なる燃料棒から構成されており、線出力 密度の高い一部の燃料棒のみに破裂が発生し、その他の燃料棒には破裂が発生し ない場合もある。一部の燃料棒に破裂が発生しても、炉心全体に対する破裂割合 が低い場合には、敷地境界での実効線量が評価項目である5mSv以下となること が考えられる。よって、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧 操作が有効性評価における設定よりも30分遅れ、線出力密度の高い一部の燃料 棒に破裂が発生するとした場合の敷地境界における実効線量を評価した。具体的 には、燃料棒線出力密度の違いによる燃料被覆管の破裂発生の有無を解析により 確認し、許認可で想定する代表的な9×9燃料(A型)平衡炉心において、破裂 が発生する燃料棒線出力密度を超える燃料棒本数から炉心全体に対する燃料棒 の破裂発生割合を設定し、この破裂発生割合を考慮した敷地境界での実効線量を 評価した。評価結果を表2及び表3に示す。

> 添 2. 1. 3-1 **1363**

評価の結果,30分の減圧操作遅れを仮定した場合には,燃料棒線出力密度が約41.0kW/mを超える燃料棒に破裂が発生し,その割合は全燃料棒の約1%となる。これを踏まえて,実効線量の評価においては,保守的に全燃料棒の1%に破裂が発生するものとすると,敷地境界での実効線量の最大値は約4.7×10<sup>-2</sup>mSvとなり,評価項目である5mSvを下回る。なお,この場合には,格納容器内空間線量率が格納容器雰囲気放射線モニタにおける炉心損傷の判断基準を上回る。

解析上の操作開始時間	燃料被覆管の最高温度	做判如要答祂化素
からの遅れ時間	(高出力燃料集合体)	从1471X7复音的16平
20 分	約 845℃	1%以下
30 分	約 902℃	約3%

表1 減圧遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響

表2 燃料被覆管の破裂本数と全炉心の破裂割合(遅れ時間 30 分)

燃料棒初期線出力密度	燃料被覆管温度 の最大値	燃料破裂の 有無	燃料本数 <sup>※</sup> (1/4 炉心)
44.0 kW/m (13.4kW/ft)	約 902℃	有	
42.65 kW/m (13.0kW/ft)	約 884℃	有	
41.0 kW/m (12.5kW/ft)	約 865℃	無	
39.37 kW/m (12.0kW/ft)	約 850℃	無	- · · ·

※サイクル中で最大線出力密度が最大となるサイクル燃焼度において,当該燃焼度における最 大線出力密度が44.0kW/mであると仮定し,各燃料棒の線出力密度を補正した場合の燃料棒 本数。

評価上,燃料棒初期線出力密度が 41.0kW/m 以上の燃料棒は破裂すると想定する。41.0 kW/m 以上の燃料棒本数は 本であり、1/4 炉心での全燃料本数 10,360 本の約1%である。

項目		評価結果	
	希ガス (Bq)	約 7.1×10 <sup>13</sup>	
フィルタベント時の	(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)		
放出量	よう素 (Bq)	約 3.0×10 <sup>10</sup>	
	(I-131 等価量—小児実効線量係数換算)		
十三世世冬世	相対線量 D/Q(Gy/Bq)	約4.9×10 <sup>-19</sup>	
八、瓜瓜和汁	相対濃度 χ/Q(s/m³)	約 3.1×10 <sup>-5</sup>	
	希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	$\sqrt[6]{10^{-2}}$	
	(mSv) #93.5		
実効線量	よう素の内部被ばくによる実効線量	※ <u>519×10<sup>-2</sup></u>	
	(mSv)	示り1.3~10	
	合 計 (mSv)	約4.7×10 <sup>-2</sup>	

表3 敷地境界での実効線量評価結果(遅れ時間 30 分)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図1 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と 燃料被覆管の円周方向の応力\*の関係

燃料被覆管の破裂については、SAFERの解析結果である燃料被覆管温度と 燃料被覆管の円周方向の応力の関係から判定する。

燃料被覆管の円周方向応力σについては、次式により求められる。

$$\sigma = \frac{D}{2t} (P_{in} - P_{out})$$

ここで,

	D	:	燃料被覆管内径	
	t	:	燃料被覆管肉厚	
	$P_{in}$	:	燃料被覆管内側にかかる圧力	
	$\mathrm{P}_{\mathrm{out}}$	:	燃料被覆管外側にかかる圧力	(=原子炉圧力)
であ	る。			

燃料被覆管内側にかかる圧力 P.,,は,燃料棒プレナム部とギャップ部の温度及び 体積より、次式で計算される。

$$P_{in} = \left(\frac{\frac{V_{P}T_{F}}{V_{F}T_{P}}}{1 + \frac{V_{P}T_{F}}{V_{F}T_{P}}}\right) \frac{NRT_{P}}{V_{P}}$$

ここで,

V : 体積 T : 温度 N : ガスモル数 R : ガス定数

P : 燃料プレナム部

F : ギャップ部

#### である。

燃料棒に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力 の関係図に示される実験は、LOCA条件下での燃料棒の膨れ破裂挙動を把握す ることが目的であり、燃料被覆管内にガスを封入して圧力をかけた状態で加熱す ることによりLOCA条件を模擬している。このため、これらの実験ではペレッ トー被覆管の接触圧を考慮していない。

また、燃料被覆管内側にかかる圧力のうち、ペレットー被覆管の接触圧は、設 計用出力履歴において最大線出力密度を維持する最大燃焼度、すなわち燃料被覆 管温度評価を最も厳しくする燃焼度の時に運転中の最大値をとるものの、スクラ ムによる出力低下に伴って接触圧は緩和される。このため、燃料被覆管内側にか かる圧力にペレットー被覆管の接触圧を考慮しない。



図2 操作開始時間 30 分遅れの場合における原子炉圧力の推移



図3 操作開始時間 30 分遅れの場合における原子炉水位 (シュラウド内外水位)の推移

添 2.1.3-6 **1368** 



図4 操作開始時間 30 分遅れの場合における燃料被覆管温度の推移 ※ 燃料被覆管の最高温度発生位置の露出に伴う燃料被覆管温度の上昇。



図5 操作開始時間 30 分遅れの場合における燃料被覆管酸化量の推移

○人蔵 低圧原子が代替注水槽:約740m <sup>3</sup> 総置許可提供類U (面) <sup>(1)</sup> (約740m <sup>3</sup> (動谷町大槽(面) <sup>(1)</sup> (約7,00m <sup>3</sup> ) ※認識許可提供類U (面) <sup>(1)</sup> (約7,00m <sup>3</sup> ) ※認識許可提供類U (面) <sup>(1)</sup> (約7,00m <sup>3</sup> ) ※認識許可提供類U (面) <sup>(1)</sup> (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)		添付資料 2.1.4	
<ul> <li>○水源 低圧原子炉代替注水槽:約740m<sup>3</sup></li> <li>低圧原子炉代替注水槽:約740m<sup>3</sup></li> <li>総置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(推置)</li> <li>※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(推置)</li> <li>※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(推置)</li> <li>○水使用パターン</li> <li>①依田原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水</li> <li>事象発生後、炉心冠水まで最大流量(250m<sup>3</sup>/h)で注水する。</li> <li>③輪谷貯水槽(西)から低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>事象発生2時間30分後から格納容器圧力に応じ、120m<sup>3</sup>/hで低圧</li> <li>③格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ</li> <li>③格約容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ</li> <li>事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>力に応じた格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>方ため、格納容器スプレイを実施するため、低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>の水源評価結果</li> <li>○水源評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が12,120m<sup>3</sup>/h</li> <li>○水源評価の結果から低圧原子炉代替注水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の)</li> <li>原子炉代替注水槽に約7,40m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の)</li> </ul>	1.00 1.00	原子炉注水を実施するため,低圧原子炉代替注水槽水量は減少す 開始するため水量は回復する。事象発生 22 時間後から格納容器圧 1槽への移送を一旦停止するが,格納容器スプレイは間欠運転であ きを再開し,以降安定して冷却が可能である。 また,7日間の対応を考慮すると,約3,600m <sup>3</sup> 必要となる。低圧 水を保有することから,必要水量は確保可能であり,安定して冷	
添 2.1.4-1	<ul> <li>○小瓜</li> <li>○小瓜</li> <li>低圧原子炉代替注水槽:約740m<sup>3</sup></li> <li>・約7,000m<sup>3</sup></li> <li>・約7,000m<sup>3</sup></li> <li>**:約7,000m<sup>3</sup></li> <li>**:約7,000m<sup>3</sup></li> <li>**:約7,000m<sup>3</sup></li> <li>**:約7,000m<sup>3</sup></li> <li>**</li> <li>**</li> <li>**</li> <li>**</li> <li>○小使用パターン</li> <li>○小使用パターン</li> <li>①低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水 事業発生後、炉心冠水まで最大流量(250m<sup>3</sup>/h)で注水する。</li> <li>**</li> <li>**</li></ul>	<ul> <li>〇時間評価(右上図)</li> <li>事象発生後2時間30分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として)</li> <li>事象発生後2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を厚力に応じた格納容器スプレイを実施するため,低圧原子炉代替注水 る。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を厚 力に応じた格納容器スプレイを実施するため,低圧原子炉代替注水</li> <li>るため,格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送</li> <li>の水源評価結果</li> <li>○水源評価結果</li> <li>「京子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の7</li> </ul>	却を継続することが可能である。

7日間における水源の対応について(高圧・低圧注水機能<u>車</u>生)

7日間における燃料の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>		ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=155.736m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約711m <sup>3</sup>	
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7 日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>		
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり、7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが,保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

常設代替交流電源設備の負荷(高圧・低圧注水機能喪失)

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

定格出力:4,800kW

扫手	主要機器	<b>A</b> 古家县	負荷起動時の	定常時の
起動		頁何谷里 (kW)	最大負荷容量	最大負荷容量
順庁			(kW)	(kW)
1)	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
2	代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
3	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
4	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354



#### 2.2 高圧注水·減圧機能喪失

- 2.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡 事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」、②「手動停止+高圧炉心冷却失 敗+原子炉減圧失敗」及び③「サポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+原子炉減 圧失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、運転時の異常な 過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失 し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)が喪失することを想定する。この ため、原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御(逃がし弁機能)に 伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下 することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心 が露出し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは,原子炉が減圧できず高圧のままで炉心損傷に 至る事故シーケンスグループである。このため,重大事故等対策の有効性評価 には,高圧注水機能又は原子炉減圧機能に対する重大事故等対処設備に期待す ることが考えられる。

ここで、高圧注水・減圧機能喪失が生じた際の状況を想定すると、事象発生 後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合 よりも、高圧注水に期待せず、設計基準事故対処設備による原子炉減圧にも失 敗した後に、重大事故等対処設備によって原子炉を減圧し、低圧注水に移行し て炉心損傷を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保 有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳 しいと考えられる。このことから、本事故シーケンスグループにおいては、高 圧注水機能に期待せず、原子炉減圧機能に対する対策の有効性を評価すること とする。なお、高圧注水及び原子炉減圧機能喪失が生じ、重大事故等対処設備 の注水手段としては高圧注水に期待する事故シーケンスとして、全交流動力電 源喪失時の直流電源喪失があり、「2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪 失+DG失敗)+直流電源喪失」において主に高圧原子炉代替注水系の有効性 を確認している。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替自動減圧機能を用いた逃 がし安全弁による原子炉減圧を行い、原子炉減圧後に残留熱除去系(低圧注水 モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、残 留熱除去系(原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モー ド)による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、 初期の対策として代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁 による原子炉減圧手段及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

手段を整備し、安定状態に向けた対策として、自動減圧機能付き逃がし安全弁 を開維持することで、残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心冷却を継続 する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策 として残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手段を整備する。 これらの対策の概略系統図を第2.2.1-1(1)図及び第2.2.1-1(2)図に、手順 の概要を第2.2.1-2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操作手順の関係を第2.2.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員10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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名である。必要な要員と作業項目について第2.2.1-3図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,10 名で対処可能で ある。

a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり,運転時の異常な過渡変化又は 設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

b. 高圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し続け,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系の自動起動信号が発生するが機能喪失していること を確認し,高圧炉心スプレイ系を起動するが機能喪失していることを確認す る。

高圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は,各ポンプの出口流 量等である。

原子炉水位はさらに低下するため,残留熱除去系(低圧注水モード)を起 動する。

c. 代替自動減圧機能動作確認

原子炉水位低(レベル1)到達の10分後及び残留熱除去ポンプ運転時に 代替自動減圧機能により,自動減圧機能付き逃がし安全弁2個が自動で開放 し,原子炉が急速減圧される。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域), 原子炉圧力(SA),原子炉圧力等である。

d. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原 子炉圧力が残留熱除去系(低圧注水モード)の系統圧力を下回ると,原子炉 注水が開始され,原子炉水位が回復する。

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を確認するために必要

な計装設備は,原子炉水位(広帯域)及び残留熱除去ポンプ出口流量等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

e. 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転

- 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉水位維持を確認後,異なる 残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転を開始する。 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)の運転を確認する ために必要な計装設備は,サプレッション・プール水温度(SA)等である。
- f. 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転
  - 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)の運転により,サ プレッション・プール水温度が静定することを確認後,サプレッション・プ ール水冷却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モード運転 に切り替える。これにより原子炉は冷温停止状態に移行する。

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転を確認するために必要な 計装設備は,残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に 行う。

- 2.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
- (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,過渡事象(原子炉 水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とする「過渡事 象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器 における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液界 面の熱伝達,サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって,これら の現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER,シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力, 原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器温度等の過渡応答を求 める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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2.2.2 -1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の

解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系,原子 炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失及び原子炉の手動減圧が失敗す るものとする。

(c) 外部電源

外部電源なしの場合は、必要燃料量の観点で厳しくなることから、外部 電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給 電を行うものとする。

また,原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の 低下が大きくなることで炉心の冷却の観点で厳しくなり,外部電源がある 場合を包含する条件として,再循環ポンプトリップは,原子炉水位低(レ ベル2)信号にて発生するものとする。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。

- (b) 原子炉減圧機能 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,逃がし安全弁による原子炉手動減 圧に失敗することを想定する。代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付 き逃がし安全弁による原子炉減圧は,原子炉水位低(レベル1)到達から 10分後に開始し,自動減圧機能付き逃がし安全弁2個により原子炉減圧す る。容量として,1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとす る。
- (c) 残留熱除去系(低圧注水モード)

原子炉水位低(レベル1)到達後,残留熱除去系(低圧注水モード)が 自動起動し,自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧後に,

- 1,136m<sup>3</sup>/h (0.14MPa[dif]において)にて原子炉注水する。なお,低圧炉心 スプレイ系による注水については期待しないものとする。
- (d) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時 冷却モード)

伝熱容量は,熱交換器1基あたり約9MW(サプレッション・プール水温 度又は原子炉冷却材温度52℃,海水温度30℃において)とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等繰作に関する条件として、「1.3.5 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) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転操作は,原 子炉水位高(レベル8)確認後,開始する。
- (b) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転操作は,原子炉圧力が 0.8MPa[gage]まで低下したことを確認後,事象発生12時間後に開始する。

2.2-4

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)\*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量,原子炉圧力容 器内の保有水量の推移を第2.2.2-1(1)図から第2.2.2-1(6)図に,燃料被覆 管温度,燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数,燃料被覆管の最 高温度発生位置におけるボイド率,高出力燃料集合体のボイド率,炉心下部プ レナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆 管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.2.2-1(7)図から第2.2.2 -1(12)図に,格納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プール水位及 び水温の推移を第2.2.2-1(13)図から第2.2.2-1(16)図に示す。

※ 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示 す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示して いるため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非 常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員 が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水 位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて 示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位計 (燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を計測し ている。

a. 事象進展

給水流量の全喪失後,原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムするが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系の起動に失敗し,さらに高圧炉心スプレイ系の起動に 失敗することから,残留熱除去系(低圧注水モード)1系統を起動する。原 子炉水位低(レベル1)到達の10分後に代替自動減圧作動回路により,自 動減圧機能付き逃がし安全弁2個が開き,原子炉が急速減圧される。原子炉 減圧後に,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水が開始される。

再循環ポンプについては,原子炉水位低(レベル2)で2台全てがトリッ プする。主蒸気隔離弁は,原子炉水位低(レベル2)で全閉する。

原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し,燃料棒有効長頂部を下回るが,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し,炉心は再冠水する。

燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により, 原子炉水位が低下し,炉心が露出することから上昇する。その結果,燃料被 覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。そ の後,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水により,燃料の露 出と冠水を繰り返すため,燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率 及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると,ボイド率が低下し,熱伝 達係数が上昇することから,燃料被覆管温度は低下する。

高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子炉 水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。また,炉心が再冠水した以降は, 残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手順に従い,

冷温停止状態に移行することができる。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、第2.2.2-1(7)図に示すとおり、原子炉水位が 回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇 し、約728℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、 高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応 が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.2.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により,約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2 倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は,約 54kPa[gage]及び約 85℃に抑えられ,原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第2.2.2-1(2)図に示すとおり,残留熱除去系(低圧注水モード)による 注水継続により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持される。

その後は,12時間後に残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納 容器除熱を開始することで安定状態が確立し,また,安定状態を維持できる。 (添付資料2.2.2)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.2.3 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。

高圧注水・減圧機能喪失では,高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失するこ 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,事象進展に 有意な影響を与えると考えられる操作として,残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)運転操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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, 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに評価することから,解析結果は燃料 棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって,実際の燃料棒 表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが,原子炉注水は代 替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系 の自動起動により行われ,燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操作手 順(冠水後の流量調整操作)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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できており,また,格納容器圧力及び温度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。また,格 納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおい ては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定 データと良く一致することを確認しており,その差異は小さく,また格納容 器圧力及び温度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。

(添付資料 2.2.3)

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表面熱伝達の不確かさとして,実験解析では熱伝達モ デルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し,有効性評価解析でも燃 料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管 の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価することから,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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できているため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにお いては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.2.3)

- (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2.2.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉注水は代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ,燃料被覆管温度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度33GWd/tに対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり,解析 条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定している 崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水位 の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力及び 温度の上昇が遅くなるが,残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却 モード)への移行は冠水後の操作であることから,運転員等操作時間に与 える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、必要燃料量の観点で厳しい外部 電源がない状態を設定しているが、炉心冷却上厳しくする観点から、事象 発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低(レベル2)の信 号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源が ある状態を包含する条件を設定している。なお、外部電源がある場合は外 部電源により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響 はない。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)は,解析条件の不確かさと して,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量 に制御するが,注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作時間 に与える影響はない。

(添付資料 2.2.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから,評価項目となるパラメ

2.2-8

ータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度33GWd/tに対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり,格納容器圧力及び温度 の上昇が遅くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大 きくなる。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、必要燃料量の観点で厳しい外部 電源がない状態を設定しているが、炉心冷却上厳しくする観点から、事象 発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低(レベル2)の信 号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源が ある状態を包含する条件を設定している。仮に事象発生と同時に再循環系 ポンプがトリップする条件を設定した場合は、原子炉水位の低下が遅くな り、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)は,解析条件の不確かさと して,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

(添付資料 2.2.3)

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

操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転 操作は,解析上の操作開始時間として原子炉水位高(レベル8)到達後(事 象発生から約60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,複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持 操作とサプレッション・プール水冷却モードの運転操作を同じ運転員が行 うことから,サプレッション・プール水冷却モードの操作開始時間は変動 し得るが,その時間は短く,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同 等であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時 間に与える影響も小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条 件を除く)の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが,中央 制御室で行う操作であることから,他の操作に与える影響はない。

2.2-9

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転 操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解 析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与え る影響は小さい。

(添付資料 2.2.3)

(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。

操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転操作 については、サプレッション・プール水冷却モード運転開始までの時間は事象 発生から約 60 分後であり、操作開始が遅れる場合においても、格納容器圧力 が 384kPa[gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・ 低圧注水機能喪失」に示すとおり約 22 時間であり、約 21 時間以上の時間余裕 がある。また、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]に至るまでの時間は、 過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)」においても事象発生約 35 時間後であり、約 34 時間以上の時間余 裕がある。

(添付資料 2.2.3)

(4) 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,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。

- 2.2.4 必要な要員及び資源の評価
- (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、重大事故等 対策時における必要な要員は、「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 10名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明して いる緊急時対策要員の45名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において,必要な水源, 燃料及び電源は,「6.1(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

2. 2-10 **1382**  残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし注水することから、水源が枯渇する ことはないため、7日間の注水継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については,事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機等を最大負荷で運転した場合,運転継続に約700m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有 しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による 電源供給について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。

緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。

(添付資料2.2.4)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し,非常用ディーゼル発電機等によっ て給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は,非常用ディー ゼル発電機等の負荷に含まれることから,非常用ディーゼル発電機等による 電源供給が可能である。

また,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。

2.2.5 結論

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」では、高圧注水機能及び 原子炉減圧機能が喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心 損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪 失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として代替自動減圧機能を 用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧手段、残留熱除去系(低 圧注水モード)による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去 系(原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード)による 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」の重要事故シーケンス「過 渡事象(給水流量の全喪失)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」について有 効性評価を行った。

上記の場合においても、代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付き逃がし安 全弁による原子炉減圧,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水,残 留熱除去系(原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード) による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷 することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。 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,緊急時対策要員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,代替自動減圧機能を用いた自動減圧機能付き逃がし安全弁に よる原子炉減圧,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水,残留熱除 去系(原子炉停止時冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード)によ る原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重 要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ 「高圧注水・減圧機能喪失」に対して有効である。

> 2. 2-12 **1384**



第2.2.1-1(1)図 「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第2.2.1-1(2)図 「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水,原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



1	<b>豸効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】</b>
-	炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水が継続し
	ていることを確認する。また,追加起動の準備も開始する。
	炉心損傷防止としての流量は確保できないがほう酸水注入系による原子炉注水が可能である。
Ξ.	逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は,逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。
	また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替
	供給設備による窒素ガスの供給を行う。

「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要 第2.2.1-2 図
高圧注水・減圧機能喪失

								97 10 p+ 88 ()	~ `		1		প্ৰান হয়	+ 88 ( 8+ 88 )				43		1)	
						-	10 2	20 30	40	50 60	1 :	2 3	<u>推调</u> 4 8	守间 (呼用) 9	10 11	12	13	#注 1 5	6 7	1)	備考
	1				l								L(L				(				
		実施箇所·	必要人員数	ζ		↓ 事象 原子 約2	・発生 ・炉スクラ 1秒 原子	ラム 子炉水位低(レ	ベル2)												
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡			▼ プラ: ▼ ;	ント状況判断 約15分 原子 (約23分)	炉水位低	(レベル1H) 水位低(レイ	) ベル1)										
操作項目	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮	操作の内容			Ĭ	7 約33分 ▽ 約369	代替自動演 分 原子炉水	減圧作動 < 位燃料構	回路動作 奉有効長頂部到達	*			Y	12時間 残{	留熱除去; 〔子炉停止	系 :時冷却モー	ド)	※シュフワド内水位に基つく時間
	通報連絡等を行う	指示者	1人	初動での指揮						約42分 残留 7 約45分 」	留熱除去: 原子炉水	系(低圧注水モー : 位燃料棒有効長T	・ド)原子炉 百部回復※	主水確認			理	紅開始			
	要員	連絡貢任者 連絡担当者	4人	発電所内外連絡					·	▽約	为54分 周	原子炉水位高(レ	ベル8)								
	運転員 (中央制御室)	運転 (現:	:員 場)	復旧班要員						Ĭ	7 約1₿	時間 残留熱除去 (サプレッ 運転開始	系 ション・プー	-ル水冷却モ-	-ド)						
					<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>																
					<ul> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>																
					・ 原子炉スクラム, タービントリップ確認																
					<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動確認</li> </ul>																
					• 再循環ポンプトリップ確認		L														
状況判断	1人 A	-	-	—	<ul> <li>・ 主蒸気隔離弁全閉確認/迷がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>	10分	L														
					<ul> <li>原子炉隔離時冷却系機能喪失確認</li> </ul>	_	⊢														
					・ 高圧炉心スプレイ系機能喪失確認		L_									_					
					<ul> <li>高圧原子炉代替注水系起動操作</li> </ul>															t	解析上考慮せず
					<ul> <li>残留熟除去系(低圧注水モード)起動</li> </ul>		L														
					<ul> <li>・非常ガス処理系自動起動確認</li> <li>(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)</li></ul>															t	解析上考慮せず
高圧注水機能喪失調查,復旧操作	-	-	_	-	<ul> <li>         ・ 給水・復水系,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系         機能回復         </li> </ul>					_										1	解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
原子炉減圧確認	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>         ・ 自動減圧機能付き逃がし安全弁 2個 自動開放確認     </li> </ul>				適宜覆	<b></b>		順ス病水内な									
残留熱除去系 (低圧注水モード)注水操作	(1人) A	-	-	-	<ul> <li>・ 残留熱除去系(低圧注水モード)注水弁自動開確認,注水弁操作</li> </ul>						レベ	ホナが小位を ベル3 ~レベル で維持	8								
残留熱除去系 (低圧注水モード)から 残留熱除去系 (サプレッション・プール水 冷却モード)への切替	(1人) A	-	-	_	<ul> <li>残留熟除去系(サブレッション・ブール水冷却モード) 切替操作</li> </ul>								0	残留 (サプレッシ 冷却モード)	熱除去系 ヨン・プー □ 運転を継	·ル水 続					
	(1人) A	-	-	_	<ul> <li>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統構成(中央制御室)</li> </ul>										20	分					
残留熱除去系(低圧注水モード)から 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) への切替	_	2)	L	_	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>										10分	7					
	-	В,	C	-	<ul> <li>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統構成(現場)</li> </ul>										20	分					
残留熟除去系	(1人) A	-	-	-	<ul> <li>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動</li> </ul>											10分					
(原子炉停止時冷却モード)運転	(1人) A	-	-	_	<ul> <li>原子炉冷却材温度調整</li> </ul>													残留 (原 モ	習熱除去系 原子炉停止 ード)運転	時冷却 :継続	
燃料プール冷却 再開	(1人) A	-	-	-	・ 燃料プール冷却系再起動		<ul><li>・燃料</li><li>・必要</li></ul>	プール冷却水 に応じてスキ	kポンプを Fマサージ	と再起動し燃 ジタンクへの	燃料プー の補給を	-ルの冷却を再開 :実施する。	見する。		適宜実	施				1	解析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	. 1人 A	2) B,	с С	-																	

()内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。







第2.2.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.2.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.2.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.2.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

2. 2–19 **1391** 







第2.2.2-1(8)図 燃料被覆管の最高温度発生位置における 熱伝達係数の推移



第2.2.2-1(9)図 燃料被覆管の最高温度発生位置における ボイド率の推移



第 2. 2. 2-1 (10) 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



第2.2.2-1(11)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第2.2.2-1(12)図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度 と燃料被覆管の円周方向の応力の関係



第2.2.2-1(14)図 格納容器温度の推移



第2.2.2-1(15)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.2.2-1(16)図 サプレッション・プール水温度の推移

			重大事粉笔衬机訬備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備	
外部電源喪失及び原子炉ス クラム確認	原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり、運 転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生 して原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	I	平均出力領域計装	
高圧注水・減圧機能喪失確認	各ポンプの起動失敗又は各ポンプの出口流量 の指示が上昇しないことにより高圧注水機能 喪失を確認する。残留熱除去系(低圧注水モー ド)を起動するが,原子炉圧力が高いため原子 炉注水はできない。	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】	1	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉圧力(SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイボンプ出口流量】 【残留熟除去ポンプ出口圧力】	
高圧原子炉代替注水系によ る原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後,高圧原子炉代替注水 系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量	
代替自動減圧機能動作確認	原子炉水位低(レベル1)到達の10分後及び残 留熱除去ポンプ運転時に代替自動減圧機能によ り,自動減圧機能付き逃がし安全弁2個が開き, 原子炉急速減圧する。	自動減圧機能付き逃がし安全 弁 代替自動減圧機能	Ι	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
			] 重:【】	<ul> <li>(大事故等対処設備(設計基準拡張)</li> <li>有効性評価上考慮しない操作</li> </ul>	

「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策について(1/2) 第2.2.1-1表

	計装設備	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【残留熟除去ポンプ出口流量】	【残留熱除去ポンプ出口流量】 サプレッション・プール水温度(SA)	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	<ul><li>(大事故等対処設備(設計基準拡張)</li><li>有効性評価上考慮しない操作</li></ul>
重大事故等対処設備	可搬型設備	Ι	I	I	] 重:【】】
	常設設備	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】 サプレッション・チェンバ	【残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷 却モード)】	【残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)】	
H트	于则良	原子炉圧力の急速減圧により,残留熱除去系(低 圧注水モード)の系統圧力を下回ると原子炉注 水が開始され,原子炉水位が回復する。原子炉 水位は原子炉水位低(レベル3)から原子炉水 位高(レベル8)の間で維持する。	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉 水位維持を確認後、異なる残留熱除去系により サプレッション・プール水冷却モードの運転を 開始する。	残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却 モード)の運転により、プール水温度が静定す ることを確認後、サプレッション・プール水冷 却モード運転以外の残留熱除去系を原子炉停止 時冷却モード運転に切替える。	
에데바르고 소한테 11-	刊町及い操作	残留熱除去系 (低圧注水モー ド) による原子炉注水	残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運 レ・プール水冷却モード)運 転	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却モード) 運転	

「高圧注水・減圧機能喪失」の重大事故等対策について(2/2) 第2.2.1-1表

	L K		
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	原子炉侧:SAFER 格納容器侧:MAAP	1
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9 °C	熱平衡計算による値
初期条件	然料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることまた,9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定
	燃料棒最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値を設定(高出力燃料集合体)
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
	格納容器容積(ドライウェル)	$7,900 \mathrm{m}^3$	ドライウェル内容積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた 値)を設定
	格納容器容積(サプレッション・チェ ンバ)	空閒部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の 体積を除いた値)を設定
	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサプレッ ション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値

主要解析条件(高圧注水・減圧機能喪失)(1/4) 第2.2.2-1表

<sup>2. 2–28</sup> **1400** 

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	サプレッション・プーン水位	3.61m (通常運転水位)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定
初期	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
条件	格納容器圧力	5. 0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
事招	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 原子炉減圧機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ 系の機能喪失を,原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失及 び原子炉の手動減圧の失敗を設定
条件	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は、必要燃料量の観点で厳しくなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部 電源がある場合を包含する条件として、再循環ボンプトリップ は、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする

第2.2.2-1表 主要解析条件(高圧注水・減圧機能喪失)(2/4)

<sup>2. 2–29</sup> **1401** 

条件設定の考え方	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係 から設定
主要解析条件	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05 秒)	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個,367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個,370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個,373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個	代替自動減圧作動回路による自動減 圧機能付き逃がし安全弁の2個開に よる原子炉急速減圧 作動時間:原子炉水位低 (レベル1) 到達 10 分後 作動数:2 個 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) (m) = 0 = 0 = 0 = 0 = 0 = 0 = 0 = 0 = 0 =
項目	原子炉スクラム信号	面上下来。	2等分積と蜀重15~後身を生成がかりた。 「「「「」」」である「」」「「」」「」」「「」」」である「」」「」」」である「」」」」」(「」」」」」」」」(「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」

第2.2.2-1表 主要解析条件(高圧注水・減圧機能喪失)(3/4)

<sup>2. 2–30</sup> **1402** 

	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連す	残留熱除去系(低圧注水モード)	原子炉水位低(レベル1)にて自動起 動 1,136m <sup>3</sup> /h(0.14MPa[dif]において)に て注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup>
▶る機器条件 	残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード)	熱交換器1基あたり約9MW (サプレ ッション・プール水温度又は原子炉冷 却材温度 52°C, 海水温度 30°Cにおい て)	残留熱除去系の設計値として設定
する操作条件重大事故等対	残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容 お除熱開始	原子炉水位高(レベル8)到達時	原子炉水位制御(レベル3〜レベル8)を踏まえ, 原子炉注水に よる炉心冠水確認後の操作として設定
5第に関連	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転操作	事象発生から 12 時間後	サプレッション・プール水温度上昇が緩やかになるか, 静定した 後の操作として設定

第2.2.2-1表 主要解析条件(高圧注水・減圧機能喪失)(4/4)

<sup>2. 2–31</sup> **1403** 

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転実績について

1. はじめに

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」においては、原子炉圧力 が0.80MPa[gage]まで低下したことを確認した後、事象発生12時間後に残留熱 除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転を開始することとしている。これは、 過去の運転経験に基づき設定したものである。ここでは、平成7年1月30日に 発生した島根2号炉の原子炉自動スクラム事象時の残留熱除去系(原子炉停止時 冷却モード)の運転実績について示す。

#### 2. 事象発生時の実績

以下に原子炉自動スクラム事象発生時の島根2号炉における残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の運転開始までの時系列を示す。

1/30 9:29 事象発生,原子炉スクラム

23:05~1:05A-RHR起動(フラッシング)-残留熱除去系の起動準備操作1/313:23~A-RHR原子炉停止時冷却モードによる冷却開始

上記に示すとおり,起動準備から約4.3時間で残留熱除去系(停止時冷却モード)の運転を開始している。

3. まとめ

2. に示したとおり,原子炉自動スクラム事象発生時においても,島根2号 炉においては,残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の起動準備から約4.3 時間で運転を開始している実績がある。

したがって、本解析で操作開始時間として設定している事象発生12時間以内 に、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転操作は行えるものと考え られる。

以上

安定状態について(高圧注水・減圧機能喪失)

高圧注水・減圧機能喪失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、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設
	備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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	*能:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等
	対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器フ
	ィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去系)

により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

逃がし安全弁を開維持することで,残留熱除去系(低圧注水モード)による注水 継続により炉心が冠水し,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

炉心冷却を継続し,事象発生から約12時間後に残留熱除去系による原子炉格納容 器除熱を開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり,格 納容器温度は150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注水継続のため の逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることはなく,原子炉格 納容器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,また,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】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱除去系機能を維持し,除熱を行うことにより,安定状態の維持が可 能となる。

	$1 {\diagup} 2$ )
	<ul> <li>減圧機能喪失)(</li> </ul>
(لل	(高圧注水
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(高圧注水・減圧機能喪	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
	解析コードにおける
	表 1-1

s I	AFER]				
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
	崩壞熱	崩壊熱モデ ル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することに より崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「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。
	燃料棒漆过 熱石蓮, 気液 騰速存。 勝遷移	然料 株 株 株 本 市 デ ー ー ー 、	TBL, ROSA一匹の実験解析において, 熱伝達係数を低めに 評価する可能性があり, 他の解析モデルの不確かさとも相まって コード全体として, 炉心が露出し, スプレイ冷却のたい場合には 実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+60℃程度高めに評価 し, スプレイ治却のある場合には実験結果に比べて, 10℃~150℃ 程度高めに評価する。また, 炉心が冠水維持する場合においては 程度高めに評価する。また, 炉小が冠水維持する場合においては 足 IST - A BWR の実験解析において維持する場合においては 下し、ST - A BWR の実験解析において維持決決派による注 水での燃料棒冷却過程における素気単相冷却又は噴霧流冷却の 不確かさは20℃~40℃程度である。	解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高め に評価することから、解析結果は燃料練覆で温度に比べて+50℃高め 小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面で の熟伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、原子炉 注水は代替自動施圧機能を用いた述がし安全弁による原子炉 遠圧及び残留熱除去系の自動起動により行われ、燃料被覆管 温度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。	実験解析では熟伝達モデルの保守性により燃料被覆管温 度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を 高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対 する余裕は大きくなる。
	燃料被覆管 酸化	ジルコニウ ムー 水反応 市上で	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もるBak er-Just式による計算モデルを採用しており,保守的な結 果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価につい て保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を 大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温 度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性がある が、操作手順(冠水後の流量調整操作)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。	解析コードは燃料被覆管の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
風心	燃料 波 複 荷	膨れ・破裂評 価キデル	膨れ・破裂は、燃料破覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料破覆管温度は上述のように高めに評価さ力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって、ベストフィット曲線を用いる 場合も破裂の判定は概ね保守的となる。	解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂の判定としてベストンイット曲線を用いる場合においても 酸お保守的な判定結果を与えるものと考える。仮に格納容器 内雰囲気放射線モータ(CAMS)を用いて、設計基準事故 相当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料破覆管破裂を計 相当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料破覆管破裂を計 り、格納容器フィルタムント系による格納容器除熟燥作の起 点が変わることとなるが、本解析においてはサブレッショ からが運転員等操作時間に与える影響にない。	破裂発生前の燃料被覆管の膨れ及び破裂発生の有無は, 伝 熱面積やギャップ熱伝達係数,破裂後の金属一水反応熱に 影響を与え,燃料被覆管の最高温度及び酸化割合に影響を 与えることとなる。解析コードは前述の判定を行うための 燃料被覆管温度を高めに評価することから, 概ね保守的な 結果を与えるものと考える。
	謙 勝・ポイド 全 旅 代 一 気 液 合 に 気 液 の ( た) 全 に 気 液 か い 気 液 た の 合 に 気 次 の 低 し の で し 、 気 成 他 、 気 成 他 、 気 成 他 、 気 成 他 、 合 文 一 の 歴 で た の で の で の で の 一 の 一 の 一 の 一	二祖流存の 流動モデレ	TBL, ROSA一Щ、F 1 ST 一ABWRの実験解析において、 二相水位変化は、実験結果に重畳する水位振動成分を除いて、実 験結果と概ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水 ここる燃料権も知(蒸気単相冷却又は噴霧流冷却)の不確かさは 20℃~40℃程度である。 また、原子炉圧力の評価において、ROSA一冊では2Maより 低い圧力で系統的に圧力低下が遅れた理する傾向を呈してお り、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示さ れる。しかし、実験で圧力低下が遅れた理想音がもの範囲やつ たまざを格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過 素気が発生したためで多り、低圧注水系を注水手段として用いる 事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かざのある。このた め、燃料被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧注水系の注水タイ ミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作 であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分 類にて示す。	炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから,評 価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

添 2. 2. 3-1 **1406** 

添 2.2.3-2

1407

	龗	葬画して	11.3、11週~20月、11.4、11.4、11.4、11.4、11.4、11.4、11.4、11.	操作時間及 :て確認。
	評価項目となるパラメータに与える影	シュラウド外水位を適切に評価することから, なるバラメータに与える影響は小さい。	逃がし安全弁流量は,設定圧力で設計流量が放 うに入力で設定するため不確かさの影響はない らの流出は実験結果と良い一致を示す臨界危 用している。有効性評価解析でも圧力変化む し,原子炉への注水のタイミング及び注水満量 価するため,評価項目となるバラメータに与え さい。 被断口及び逃がし安全弁からの流出流量は,圧 被断口及び逃がし安全弁からの流出流量は,圧 被断口及び逃がし安全弁からの流出流量は,圧 被断口及び逃がし安全弁からの流出流量は, 可能可能できると考えられ,平衡均質臨界流 用可能である。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等 び評価項目となるパラメータに与える影響」に
	運転員等操作時間に与える影響	原子炉減圧及び注水開始は自動起動であるため,運転員等操 作時間に与える影響はない。	解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に 評価する。 なお、原子炉減圧及び注水開始は自動起動であるため、運転 員等操作時間に与える影響はない。	「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。
チワト・ニード の単文 ごめい 香さ いさ はただ なたこう ほう	不確かさ	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラ ウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位に ついては,燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二 相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重 要でなく,質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が 取り扱えれば十分である。このため,特段の不確かさを考慮する 必要はない。	TBL, ROSA-囲,FIST-ABWRの実験解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等の解析結果が得られており, 臨界 流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水 流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少 なめに与え,燃料被覆管温度を高めに評価する。
<del>-</del>	解析モデル	二相流体の 流動ホデル	臨続・	原子炉注水 系モデレ
AFER]	重要現象		冷 却 材 放 出 (臨界流・差 圧流)	E C C S 注水 (給水系・代 替注水設備含 む)
[ S ]	分類	1	原子炉压力容器	

表1-1 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(高圧注水・減圧機能喪失)(2/2)

表1-2 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(高圧注水・減圧機能喪失)

[M∕	AAP]					
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	崩壞熱	<b>何心モデル</b> (原子炉出 力及び崩壊 熱)	入方値に含まれる。	「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。	
原子炉压力容器	E C C S 注 水 (給水系・ 代替泊ナ設 備含む)	安全系モブ ル(非諸用行 心治知系) 安全系モブ ル(代替注水 設備)	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。	
	格納容器各 領域間の流 動		HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層 化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。	HDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度, 格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認してい るが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実機体系に 起因するものと考えられ,実機体系においてはこの解析で確	HDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数℃程度,格納容器LDのによって格納容器温度を十数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異なる等、	
原子	構造材との 熱伝達及び 内部熱伝導	格 巻 谷 路 路 市 デ ト (格 巻 登	格納容器温度を十数で程度高めに、格納容器圧力を1割程度高め に評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考え られ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなると考え られる、また、非総論やガス濃度の差動について、臨床結異が到	認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員整確には打いことから、運転員等準確に開たな	実験体系に起因するものと考えられ、実機体系において はこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定 される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の 価向を適切に再望できているため、評価項目となるジラ	
·炉格衲容器	気液界面の 熱伝達	器の熟水力 モブル)	だデータッドング、2000年の1月10日、1月10日には、1月10日には、1月10日には、1月10日に、1月10	える影響にないたににあってしたのうったたちのない。 える影響にない。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熟伝達及び内部 熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納 容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致 することを確認しており、その差異は小さく、また、格納容 器圧力及び温度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。	メータに与える影響にいさい。 メータに与える影響にいさい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熟伝達及び 内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析に より格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データ と良く一致すること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。	
	サプレッシ ョン・プール 冷却	安全系モデ ル(非常用炉 心冷却系)	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。	

添 2. 2. 3-3 **1408** 

	ېل ا	解析条件(初期条件,事故:	条件及び機器条件)の不確かさ	十八年今中帝世父	· (聖書) 티 校· 년 //··마· 테이· ★ · · > 司 / 劉正	1111년 111년 1111년 1111
	項目	解析条件	最確条件	余件設正の考え力	連転貝等操作時间に与える影響	評価項目となるハフメーダに与える影響
	原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される,最確条件とした場合の運転員 等操作時間への影響は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉( 止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の 価項目となるバラメータに与える影響は,最大線出: 密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77~6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により 同額されるため事象進展に与える影響は小さいことか ら、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対1 て変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁に。 り制御されるため事象進展に与える影響は小さい、 とから、評価項目となるパラメータに与える影響は、
1	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+ 83 cm)	通常運転水位(気水分離器下 端から約+83cm~約+85 cm	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下 重に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熟による原子炉水位の低下重は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2.cmであり非常に かさい。従って、事象進展に与える影響は小さいことか	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対1 天変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水( 代変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水( 低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム25 後まで崩壊熟による原子炉水位の低下量は、高圧が 持された状態でも通常運転水位から約4.6mであり9 に対してゆらぎによる水位変動幅に約2.cmであり3 に対してやい。従って、事象進展に与える影響は小さい ことから、評価項目となるバラメータに与える影響 いさい。
1	炉心流量	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の 85~10-4% (実測値)	定格炉心流量として設定	ヶ心の反応度補償のため初期値は変化するが, 事象発生 後早期に原子炉はスクラムするため, 初期炉心流量が事 象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時 間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象3 生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流 が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。
初期条件	- 本談	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心每	$9 \times 9 然時 (A型) , 9 \times 9 然時 (B型) は熟水力的な特性は同等であり, その相違は統幹棒最大線出力密度の保守性に包給されること, また, 9 × 9 統約の方がMO X 然料よりも崩壊熟が大きく,然幹被覆管進度上昇の観点で 一般しいため, MO X 然料の評価に9× 9 然料 (A型) の評価に 9 ※れることを考慮し, 代表的に 9 ×9 然料 (A型) を設定$	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9× 9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料につい て、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力 的な特性は同等であり、また、MOX燃料の評価は9× 9燃料(A型)の評価に包絡され、事象進展に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装 荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料はす る9×9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX 料のうち,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型) は熟水力的な特性は同等であり、事象進展に与える 響は小さいととから、評価項目となるバラメータに与 える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃 (A型)の評価に包絡され、評価項目となるバラメ- タに対する余裕は大きくなる。
	燃料棒最大線出 力密度	44. 0kW/m	約 40.6kW/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度上昇が緩和され るが, 原子炉注水は代替自動減圧機能を用いた逃がし安 全弁による原子炉減圧及び残留熟除去系の自動起動に より行われ, 燃料被覆管温度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。	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度上昇は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 裕は大きくなる。
1	原子 炉停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (然姚度330md/t)	ANSL/ANS-5, 1-1979 平均的燃烧度衡30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつ さを考慮し, 10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊禁 よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、 原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料 被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材 の放出も少なくなるごとから、格納容器圧力及び温度の 上昇が遅くなるご、狭留熱除去系(サプレッション・プ 上昇が遅くなるご、残留熱除去系(サプレッション・プ 、アから、福前島鉱施在時間に、ちっス製能けたい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊 熟よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくた り、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出 の燃料破覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子 炉治却材の放出も少なくなり、格納容器圧力及び温度 の上昇が遅くなることから、評価項目となるバラメ- タに対する余裕は大きくなる。

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(高圧注水・減圧機能喪失)(1/3)

添 2.2.3-4

	一級 一級 一級 一個 一回	・休みで総署条件)の不確かさ			
項目	<u> </u>	ミロズ OTIX 曲米 IT シンド 開いて	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
格納容器空間容 積 (ドライウェ ル)	7, 900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (訳書計1直)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく, 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は同様であることから,事象進 展に与える影響はなく,評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
格約容器空間容 績(サプレッツョ ン・チェソン)	: 空間部:4,700 <sup>m3</sup> 液相部:2,800 <sup>m3</sup>	空閒部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
真空破壞弁	3. 43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
サ プ レ ッ ショ ン・プール水位	3.61m (通常運転水位)	<sup>約13.59m~約3.63m</sup> (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサブレッション・ブール水 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は消約2,800m・猫当であるのに対して 約20m・程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対 して変動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッショ ン・ブール水位低下分の熱容量は通常水位に対して 非常に小さい。例えば、通常水位の熟容量は約 2,800m省出であるのに対して、ゆらぎによる水位 低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m3程度 であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常 にかさい。彼って、事象進展に与える影響はかさい。 ことから、評価項目となるパラメータに与える影響 はかさい。
題 サ プ レ ッ ジ ョ キ ン・プーレ 水温康	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温よりも低くなるため, サプレッション・プール水温度上昇が遅くなる。サプレッション・プール冷却モード運転への移行は冠水後の操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は, 最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるが, 評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。
格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約5 kPa [gage] ~約7 kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は12時間あ たり約50kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量 は約2 kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に 与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える 影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対 して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力 の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生か ら格納容器圧力が初期ピーク値に達するまでの圧 力上昇率(平均)は12時間あたり約50kPaであるの に対して、ゆらぎによる圧力上昇量は脱2 kPaであ り非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目となるパラメークに 与える影響は小さい。
格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与えうるが、格納容器温度を起点とする運転員等操作 はないため,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、サプレッション・プール冷却モードにより格納容器は十分に除熱されるため、 初期温度が事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、評価項
燃料の容量	$1, 180 \mathrm{m}^3$	1,180 <sup>m<sup>8</sup>以上 (合計貯蔵量)</sup>	発電所構内に貯蔵している合 計容量を参考に, 最確条件を包 絡できる条件を設定	最確条件とした場合は,解析条件より燃料容量の余裕が大きくなる。また,事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料が枯渇しないことから,運転員等操作時間に与え ス影響はおい、	Ι

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(高圧注水・減圧機能喪失)(2/3)

添 2.2.3-5

<sup>1410</sup> 

		·····································				
	項目	解犰杀件(初期条件,事故5 解析条件	€件及び機器条件) の小確かさ 最確条件	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
1	起因事象	給水流量の全喪失	1	原子炉水位の低下の観点で 厳しい事象を設定		
	安全機能の喪失 に対する仮定	高压注水機能喪失 原子炉減圧機能喪失	I	高圧注水機能として原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を,原 子炉減圧機能として自動減 圧系の機能喪失及び原子炉 の手動減圧の失敗を設定	I	I
事故条件	外部電源	外部電源なし	I	外部電源なしの場合は、必要 然料量の観点で厳しくなる にとから、外部電源なしや設 活 手た、原子炉スメクラムまでの 有心の冷却の観点で厳しく なり、外部電源がある場合を つ合する条件として、再循環 ボンプトリップは、原子炉水 位氏(レベレ2)信号に不発 生するものとする	必要燃料量の観点で厳しい外部電源がない状態を設 定しているが、炉心冷却上厳しくする観点から, 事象 発生と同時に再確環ポンプがトリップせず原子炉水 位低 (レベル2)の信号でトリップすることで原子炉 水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を 包含する条件を設定している。なお,外部電源がある 場合は外部電源により電源が供給されることから,運 転員等操作時間に与える影響はない。	必要燃料量の観点で厳しい外部電源がない状態を 設定しているが、炉心冷却上厳しくする観点から、 事象発生と同時に再循環ボンブがトリップするで 子炉水位低(レベル2)の信号でトリップすること で原子炉水位の低下が早くなるように外部電源が ある状態を包含する条件を設定している。仮に事象 発生と同時に再循環ボンブがトリップする条件を 設定した場合は、原子炉水位の低下が遅くなり、炉 心露出時間も短くなることから、評価項目となるパ ラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉スクラム 信号	原子炉水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的に 評価するスクラム条件を設 定	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合,事象 進展は緩やかになり,原子炉注水開始までの運転員等 操作時間に対する余裕が大きくなる。	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合, 燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため, 評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
		逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機 能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
機器金	原子炉减压機能	代替自動減圧作動回路による 自動減圧機能付き逃ぶし安全 弁の2個開による原子炉急速 減圧	代替自動減圧作動回路による自 動減圧機能付き逃がし安全弁の 2個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基 づく素気流量及び原子炉圧 力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展 に与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。
(件	残留熟除去系(低 圧注水モード)	原子炉水位低(レベル1)にて 自動起動 1,136m²/h(0.14MPa[dif]にお いて)にて注水	原子炉水位低(レベル1)にて自 動起動 1,136㎡/h(0.14JPa[dif]におい で)にて注水	残留熱除去系 (低圧注ホモード) の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間 に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計 値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなることか ら、評価項目となるパラメークに対する余裕は大き くなる。
	残留熱除去系(サプレッション・プレッション・プール水冷却ホーール水冷却キード及び原子炉停止時や止時やが	熱交換器1基あたり約9 MW (サプレッション・プール水温 度又は原子炉治却材温度52℃, 海水温度30℃において)	熟交換器1基あたり約9MW(サ プレッション・プール水温度又は 原子炉冷却材温度52℃,海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値とし て設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく,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, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。

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(高圧注水・減圧機能喪失)(3/3)

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(高圧注水・減圧機能喪失)

	訓練実績等	中 中 市 た た の た の た の た の た の た の た の た の た の た の た の た の た い た い た い た い た い た い た い た い た い た い た い た の 大 の し 成 二 の 大 の し 岡 二 の 大 の の の の の の の 一 の 一 の の の の 一 の の 一 の 一 の 一 の の 一 の の 一 の の 一 の の の 一 の の の 一 の の 一 の の 一 の の 一 の の 一 の の 一 の 一 の た の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の の つ し つ こ の 一 の 一 の つ の こ の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 の 一 つ し つ こ つ し つ こ つ こ つ こ つ こ つ こ つ こ つ こ つ こ た つ の 一 の こ つ い つ こ た つ の 一 の 一 の こ つ こ つ こ つ こ つ い つ こ つ い つ こ つ い つ い つ こ つ い つ こ つ い つ い つ い つ こ つ い つ い つ こ つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ い つ し つ い つ い つ い つ こ つ い つ こ つ い つ こ つ い つ こ つ い つ こ つ い つ こ つ い つ 一 つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ	ブラント停止時の実績 から、原子や停止時の実績 キードの配動準備から 約4.3時間で運転や期格 している実績等により、 系統構成及びボンイの 起動は約16分で操作可 能であることや確能し た。 認知している値 転での価 た。
	操作時間余裕	サイオンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチンチ	
<b>証価項日 レ かん パ</b> ウ	ヨヨシュロションメータに与える影響	実は で、 した でで した で した で した で した で した で した で	1
澑 <b>眎昌</b> 筟朅 <i>倠</i> 哇間 <i>[</i> ]	年世代を影響	後用に縁、の員す木始を様のりるらち当及をので 数にに縁、の員す木始を様のりるらような、 した、した、 でする、 した、 に、 した、 した、 した、 した、 した、 した、 した、 した	
操作の不確かさ要因		【認知】 【認知】 をさとにより、原子店水モード)による原子炉水位の上昇を継続監視す ることにより、原子店水位高(レベル8)到達を十分に認知することが できるため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 「要員配置】 「要員配置】 中央制鋼室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐している ことから、操作開始時間に与える影響はなし。 「教動】 中央制鋼室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐している ことから、操作開始時間に与える影響はなし。 「教師】 一般動] 一般動] 一般動] 一般動] 一般動] 一般動 「教師子子、レッション・ブール水冷却モード)運転操作は、制 確認必要ではあるが、サブレッション・ブール水冷却モード)運転操作は、制 備がの基別操作系系(サブレッション・ブール水冷却モード)運転操作は、制 他の並列操作系人のテルンション・ブール水冷却モード) こちから、職作市路の報告のため、「あみ、強体である。電動弁の操 作が必要ではあるが、サブレッション・ブール水冷却モードの運転操作を表示しており、同じ運転員が低圧注水モードによる原子炉水位維持操作 とサブレッション・ブール水冷却モードの運転操作を表述することか。 しており、同じ運転員が低圧注水モードで原子炉水位維持操作 とサブレッション・ブール水治却モードの運転操作を参加 「補価の確定さる」	は起こりにくく,"誤操作等により操作時間が畏くなる可能性は低い。 残留熟除去系の原子炉停止時冷却モード開始までの時間は,事象発生か ら 12 時間あり, 十分な時間余裕がある。
操作条件)の <sup>産わら</sup>		原御レま木冠操定子し、ベえに木住たレンペル、たち、 ケレンベえに木住 ケレン・ストレー ケレン・ストー た。 を見た を で、 を で、 た で、 た た た た た た た た た た た た た	サイブ・アイン チント ディント ディーン ディーン ディーン・ティーン ディー アッシュ 温水 からな たこう 後の ない (1 金谷) 小谷 (1 金字) (1 4 金子) (1 4 金子) (1 4 会) (1 4 会
解析条件( 不A	解析上の操作 開始時間	原 (マペンタ (マペンタ ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (	事象発生から 12時間後
1	項目	乗作条件 残去レン水一る格除 留系ップ拾2同新熟 熱サシー却に子客開 除プョルモよ炉器	残去炉冷了作 留采停却 [] 读山于振 保子時一操

添 2. 2. 3-7 **1412** 

7日間における燃料の対応について(高圧注水・減圧機能喪失)

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>*1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>	7日間の 政油消费量	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
<ul> <li>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動</li> <li>(燃費は保守的に最大負荷時を想定)</li> <li>0.927m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台=155.736m<sup>3</sup></li> </ul>	輕加得貢重 約700m <sup>3</sup>	
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが,保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

添 2.2.4-1

#### 2.3 全交流動力電源喪失

- 2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗
- 2.3.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び 評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」である。
  - (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」では、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起 動し、設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、そ の期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却 系に期待できなくなることを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制 御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が 低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により 炉心が露出し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは,全交流動力電源が喪失した状態において,直 流電源が枯渇した以降の原子炉圧力容器内への注水機能を喪失したことによ って炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため,重大事故等対 策の有効性評価には,直流電源及び交流電源供給機能に対する重大事故等対処 設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、所内常設蓄電式直流電源設備 から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生 8時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉 を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水 によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備によ る給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによっ て炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去 系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施 する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」における機能喪失に対して,炉心が著しい損傷に至ることな く,かつ,+分な冷却を可能とするため,初期の対策として原子炉隔離時冷却 系,低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁によ る原子炉注水手段を整備し,安定状態に向けた対策として,自動減圧機能付き 逃がし安全弁を開維持することで,残留熱除去系(低圧注水モード)による炉 心冷却を継続する。

また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態に向けた対策とし て格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段並びに残 留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プー ル水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の

概略系統図を第2.3.1.1-1(1)図及び第2.3.1.1-1(2)図に,手順の概要を第 2.3.1.1-2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操作手順の関係を第2.3.1.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員31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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名,復旧班要員は19名である。必要な要員と作業項目について第2.3.1.1 -3図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原子炉注水を開始することにより,原 子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備 は、原子炉水位(広帯域)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

- c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、 早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子 炉補機代替冷却系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)の準備を開始する。
- d. 直流電源負荷切離し及び切替

原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため,事象 発生から8.5時間経過するまでに現場にて不要な負荷の切離し及び所内常設 蓄電式直流電源設備切替操作(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池 (SA))を実施することにより24時間にわたって直流電源の供給を行う。 また,自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作を実施する 前に,逃がし安全弁用直流電源切替操作を実施する。

e.低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備として,原子炉
 棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁(A-RHR注水弁及びFLSR
 注水隔離弁)の手動開操作を実施する。

2. 3. 1-2 1415 屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展張を実施する。また、大量送 水車の燃料補給準備を実施する。

f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後,サプ レッション・プール水温度100℃で,中央制御室からの遠隔操作によって自 動減圧機能付き逃がし安全弁6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。 原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA),

原子炉圧力、サプレッション・プール水温度(SA)である。

g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が低圧原子炉代替 注水系(可搬型)の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を確認するために必要 な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),低圧原子炉代 替注水流量等である。

h. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため,格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇 する。格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気 温度が171℃に接近した場合は,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却を実施する。

原子炉棟内の操作にて原子炉格納容器冷却に必要な電動弁(A-RHRド ライウェル第2スプレイ弁)の手動開操作を実施することで原子炉格納容器 冷却が開始される。

なお,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水と格納容器代替 スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は同時に実施する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認する ために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)、格納容器代替スプレ イ流量等である。

i. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後,中央制御室からの遠 隔操作により残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除 熱を開始する。

残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱を確認す るために必要な計装設備は,残留熱除去ポンプ出口流量等である。

j. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始し,低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を確認するために必要 な計装設備は,原子炉水位(広帯域),残留熱除去ポンプ出口流量等である。

原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇させた後、中央制御室か

2.3.1-3

らの遠隔操作により残留熱除去系(低圧注水モード)運転から残留熱除去系 (格納容器冷却モード)運転に切り替える。

残留熱除去系(格納容器冷却モード)運転時に,原子炉水位が原子炉水位 低(レベル3)まで低下した場合は,中央制御室からの遠隔操作により残留 熱除去系(格納容器冷却モード)の運転を停止し,残留熱除去系(低圧注水 モード)による原子炉注水を実施する。

原子炉水位高(レベル8)まで原子炉水位が回復した後,原子炉注水を停止し,残留熱除去系(格納容器冷却モード)の運転を再開する。

また,残留熱除去系(格納容器冷却モード)の運転時に,格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合は,残留熱除去系(サプレッション・プ ール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱に切り替える。

以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に 行う。

2.3.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,外部電源喪失を起 因事象とし,全ての非常用ディーゼル発電機等を喪失することで原子炉隔離時 冷却系を除く注水機能を喪失する「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容 器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液 界面の熱伝達,スプレイ冷却及びサプレッション・プール冷却が重要現象とな る。よって,これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過 渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAA Pにより原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器 温度等の過渡応答を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.3.1.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス 特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として,送電系統又は所内主発電設備の故障等によって,外部 電源を喪失するものとする。

- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し,全交流動力電源 を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。起因事象として,外部電源を 喪失するものとしている。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
   原子炉スクラムは原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
   原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン・トリップによる主蒸気止め弁閉スクラム信号及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に期待しないものとする。
- (b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 低圧原子炉代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁による原子炉減圧後に、70m<sup>3</sup>/hにて原子炉注水し、その後 は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また、原子炉注水と格 納容器スプレイを同時に実施する場合は、30m<sup>3</sup>/h にて原子炉へ注水する。
- (e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 残留熱除去系(低圧注水モード)
   残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/h(0.14MPa [dif] において)の流量で注水するものとする。
- (g) 残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)

原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇させた後に,残留熱除 去系(格納容器冷却モード)を使用する場合は,1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格 納容器内にスプレイするものとする。また,伝熱容量は,熱交換器1 基当 たり約9MW(サプレッション・プール水温度52℃,海水温度30℃において) とする。

- 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、「1.3.5 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) 交流電源は24時間使用できないものとし,事象発生から24時間後に常設 代替交流電源設備によって供給を開始する。
- (b) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は,事象発生から8時間後に開

始する。

- (c) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa [gage]に到達した場合に実施する。なお,格納容 器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は,残留熱除去系 (格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止す る。
- (d) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作及び残留熱除去 系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作は,常設代替交 流電源設備による交流電源の供給開始後に,残留熱除去系の起動操作に要 する時間を考慮して,事象発生から24時間30分後に実施する。
- (e) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作は,残留熱除去 系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱開始後に,原子炉水 位が原子炉水位低(レベル3)に到達した場合に開始する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)<sup>\*2</sup>,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧 力容器内の保有水量の推移を第2.3.1.2-1(1)図から第2.3.1.2-1(6)図に,燃 料被覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド 率の推移を第2.3.1.2-1(7)図から第2.3.1.2-1(9)図に,格納容器圧力,格納 容器温度,サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の 推移を第2.3.1.2-1(10)図から第2.3.1.2-1(13)図に示す。

- ※2 シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃料域)はシュラウド内を計測している。
- a. 事象進展

全交流動力電源喪失後,原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉 がスクラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自 動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては,外部電源喪 失により,事象発生とともに2台全てがトリップする。

所内常設蓄電式直流電源設備は,事象発生から8.5時間経過するまでに現 場にて不要な負荷の切り離し及び直流電源切り替え(B-115V系蓄電池から B1-115V系蓄電池(SA))を実施することにより,24時間にわたり,重 大事故等の対応に必要な設備に電源を供給する。

事象発生8時間までの間,原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2) での自動起動及び原子炉水位高(レベル8)でのトリップを繰り返すことに よって,原子炉水位は適切に維持される。

(添付資料2.3.1.1, 2.3.1.2)

事象発生から8時間経過した時点で,中央制御室からの遠隔操作により自

2.3.1-6

動減圧機能付き逃がし安全弁6個を手動開することで,原子炉の急速減圧を 実施し,原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水 を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原 子炉水位は低下するが,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水 が開始され,原子炉水位が回復する。

事象発生から24 時間経過した時点で,常設代替交流電源設備による交流 電源の供給を開始し,その後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去 系(格納容器冷却モード)を起動し原子炉格納容器除熱を開始するが,原子 炉水位が原子炉水位低(レベル3)まで低下した場合に,残留熱除去系(低 圧注水モード)に切替え,原子炉注水を開始することで,その後も原子炉水 位は適切に維持される。

崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発 生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで,格納容器圧力及び温度は 徐々に上昇する。そのため,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子 炉格納容器冷却を行い,常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始 した後は残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱を 行う。原子炉格納容器除熱は,事象発生から24時間30分経過した時点で実施 する。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第2.3.1.2-1(7)図に示すとおり、初期値(約309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

原子炉圧力は、第2.3.1.2-1(1)図に示すとおり、逃がし安全弁の作動に より、約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa) を考慮しても、約7.89 MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍 (10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉 格納容器除熱を行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力及び温 度の最大値は,約384kPa[gage]及び約151℃に抑えられ,原子炉格納容器の 限界圧力及び限界温度を下回る。

(添付資料2.3.1.3)

第2.3.1.2-1(2)図に示すとおり,原子炉隔離時冷却系及び低圧原子炉代 替注水系(可搬型)による注水継続により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持 される。その後は,24時間30分後に残留熱除去系(格納容器冷却モード)に よる原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し,また,安定状 態を維持できる。

(添付資料2.3.1.4)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2. 3. 1–7 **1420**  2.3.1.3 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。

「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS) 失敗」では、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、設計基 準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を超えた 後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくな 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,事象進展に有意な影響を与 えると考えられる操作として,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注 水開始操作(原子炉急速減圧開始),直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式 直流電源設備切替操作(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA))及 び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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, 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは,炉心が 冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操作手 順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格 納容器の熱水カモデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を 十数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できていることから,格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格 納容器代替スプレイ系(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小 さい。

また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確 かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの

挙動は測定データと良く一致することを確認しており,その差異は小さいこ とから,格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替ス プレイ系(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.3.1.5)

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表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される 実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析におい ても、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持さ れるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはない 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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは,燃料被覆 管の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価するが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回 ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格 納容器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を 十数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できているため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにお いては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.3.1.6)

- (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2.3.1.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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

2.3.1-9

る影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度33GWd/tに対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり,解析 条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定している 崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水位 の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが,操作手順(格納容器圧力に応 じて格納容器スプレイを実施すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。水位回復 後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが,注水後の流量調整操 作であることから,運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.3.1.5)

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度33GWd/tに対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり,格納 容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇は格 納容器スプレイにより抑制されることから,評価項目となるパラメータに 与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 2.3.1.5)

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

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原 子炉急速減圧操作開始)は,解析上の操作開始時間として事象発生から8 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,低圧原子 炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水のための準備操作時間は,解析 での設定に対して十分な余裕があり,サプレッション・プール水温度を確 認し,逃がし安全弁の手動開により原子炉を減圧することにより原子炉注 水を開始することから,実態の原子炉減圧時間は解析上の設定と同等であ り,操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は,解析コード及び解 析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性 があるが,原子炉減圧開始時点では他の操作との重複もないことから,他 の操作に与える影響はない。

操作条件の直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備 切替操作(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA))は、解析 上の操作開始時間として事象発生から8.5時間経過するまでを設定してい る。運転員等操作時間に与える影響として、本操作は停電切替操作である が、原子炉水位等の重要パラメータは停電しないSA用115V系蓄電池電源に て監視可能であり、停電は問題とならない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力384kPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,実態の運転操作においては,格納容器スプレイの操作実施基準(格納容器圧力384kPa

[gage])に到達するのは,事象発生の約19時間後であり,格納容器代替 スプレイ系(可搬型)の準備操作は格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を 監視しながらあらかじめ実施可能である。

また,格納容器スプレイ操作も同様に格納容器圧力及び温度の上昇の傾向 を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって,実態の操作開始時 間は解析上の設定とほぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さい ことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。操作開始時間が遅れ た場合においても,格納容器の限界圧力は853kPa[gage]であることから, 格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は,解析コー ド及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は遅 れる可能性があるが,中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う要員を 配置しており,他の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響 はない。

(添付資料 2.3.1.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原 子炉急速減圧操作開始)は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定と同等であることから、評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。

操作条件の直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備 切替操作(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA))は、運転 員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定と 同等であり、直流電源は枯渇することはないことから、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代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時間は 解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。

(添付資料 2.3.1.5)

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間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。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原子炉 急速減圧操作開始)については,原子炉隔離時冷却系から低圧原子炉代替注水 系(可搬型)への注水手段切替のための逃がし安全弁手動開操作までは8時間 の操作時間余裕がある。

操作条件の直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替 操作(B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA))については、事象 発生から8.5時間後までに実施すれば直流電源が枯渇することはなく、時間余 裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操 作については,格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約19時間あり, 準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

(添付資料 2.3.1.5)

(4) 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,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,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。

- 2.3.1.4 必要な要員及び資源の評価
  - (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+交流電源(D G-A,B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗)」において,重大事故等 対策時における必要な要員は,「2.3.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとお り31名である。「6.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明して いる緊急時対策要員の45名で対処可能である。 (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗」において,必要な水源,燃料及び電源は,「6.1.(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

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,7日間の対応を考慮すると,合計約1,100m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として,輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。輪谷貯水槽(西)は十分な水を保有しており,輪谷貯水槽(西)を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし注水することから、水源が枯渇することはない。 (添付資料2.3.1.7)

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この 使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、 7日間の運転継続が可能である。

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると,7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについて,7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料2.3.1.7)

c. 電源

常設代替交流電源設備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4,268kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が4,800kWであり,必要負荷に対しての電源供給が可能である。また,緊急用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。 蓄電池の容量については,交流電源が復旧しない場合を想定しても,不要な直流負荷の切離し,蓄電池の切替えを行うことにより,事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。

(添付資料2.3.1.1, 2.3.1.8)

2.3.1.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ HPCS失敗」では、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を 超えた後に蓄電池が枯渇して原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで、原子炉 水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケ ンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低 圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉 注水手段、安定状態に向けた対策として、格納容器代替スプレイ系(可搬型)に よる原子炉格納容器冷却手段、残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注 水手段、残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッショ ン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ HPCS失敗」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、蓄電池の容量増強に伴う原子炉隔離時冷却系の長時間 運転、低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び残留熱除去系(低圧注水モード)に よる原子炉注水、自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧、格納容器代 替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容 器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によ る原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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,緊急時対策要員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,原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水,残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグル ープ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」に対して有効である。



第2.3.1.1-1(1)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水)



第2.3.1.1-1(2)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧,原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.3.1.1-1(3)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」
 の重大事故等対策の概略系統図
 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



	原子炉圧力容器・原子炉粘納容器の状態が、静定後、燃料ブール冷却を再開する	※16:残留熟除去系(格納容器冷却モード)を起動し,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイを停止 ユッ	9 つ。 ※17:原子炉水位高(レベル8)到達により,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。以降,	残留熱除去承は、原子が木位低(レベル3)にて残留熱除去茶(低圧注水モード)に切り替え、原子炉水位高 レベル8)まで注水後、残留熱除去系(格納容器が出まモード)に切り替える。 ※18:残留熟除去茶(格納容器活油モード)に花巻着容器圧力13.7kp[gage]以下で停止し、以降は残留熱除去茶(サブレッ ション・ノール水活却につり替える。	【有効性評価の対象とはしていないが,他に取り得る手段】	<ul> <li>1:常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。 (電源容量により使用できる設備が限られる。)</li> <li>Ⅱ:述がし安全弁の作動に必要な追線電源が喪失している場合は、述がし安全弁用制御電源確保操作を行う。 また、述がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、塗ボガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による 窒素ガスの供給を行う。</li> <li>Ⅲ:原子炉補機代替冷却系による除熟機能確保も実施可能である。</li> </ul>	
(格納容器冷却モード) 起動 <sup>≪16</sup>	<b>]</b> →	残留熟除去系(格納容器冷却モード)による 格納容器スプレイ	-	残留熟除去系(低圧注水モード)による原子炉 注水及び残留熟除去系(格納容器冷却モード) による格納容器スプレイ <sup>#17</sup>	•	残留熟除去系(低圧注水モード)により原子炉水位を維持し、残留熟除 去系(サプレッション・プール水冷却モード)によるサプレッション・ プール水冷却を継続する。また機能喪失している設備の復旧に努める。 原子炉圧力容器は残留熟除去系(原子炉停止時冷却モード)により冷温 停止状態とする。 <sup>来18</sup>	

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の対応手順の概要 第2.3.1.1-2 図

						全交流動力	電源喪失	(外部電源喪失+1	)G失敗) +H	IPCS失敗							
<u>.</u>																	
					経疗	B時間 (分)					耗過	時間 (時間)				経過時間(日)	10.44
	1			1	10 20	30 40 50 6	50 1 2	3 4 5	6 7 8	8 9 1	0 11 12 13	14 15 16	17 18 1	9 20 21 22	23	24 25 26 27 5 6 7	18-5
		実施箇所・必要人員	tt														
	責任者	当直長 1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連続	]	▽ 約3分 原子炉 ▼ ブラント	水位低(レベル2) 状況判断			2	7 約8時間 ++	ブレッション・ブール本川市1000	C200					
10 00 07 10	10 UT 44	and and the second	and the UK Station Pro-						ľ	直原	流電原切替 子炉包装減圧	C ANE					
操作机日	指揮者	当時朝長 1人	運転操作指揮	操作の内容						低	于37·隔隔町市133,869-12 圧原子炉代替注水系(可搬型)原	子炉注水開始					
	通報連絡等を行う 要員	指示者 1八 連絡責任者 連絡担当者 4人	発電所内外連絡								,	₩14時間 格納9	Ÿ器圧力245kPa[gage]到) ▼	<sup></sup> ✔ 約19時間 格納容器圧力	384kPa[gage]≇	刘逵	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	復日班要員	1											•	▼ 24時間 常設代替交流電源設備による給電	
				<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>													
				<ul> <li>原子炉スクラム確認、タービントリップ確認</li> </ul>	1												
				<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認</li> </ul>													
你沒刻影	1人	_	_	<ul> <li>再循環ポンプトリップ確認</li> </ul>	1042												
1/2 (20, 11) (20)	A			<ul> <li>交流電動駆動ボンブによる原子炉注水機能喪失確認</li> </ul>	10)												
				<ul> <li>主蒸気隔離弁全閉確認/迷がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>													
				<ul> <li>原子炉隔隙時冷却系自動起動確認</li> </ul>	┥ ┝──												
	(1.4.)			<ul> <li>早期の電源回復不能確認</li> </ul>													
原子炉注水操作	Å	_	-	<ul> <li>原子炉隔離時沿却亮 原子炉注水確認</li> <li>・ 中空田ディーゼル発音時 単純の5000</li> </ul>		原子炉木位を	レベル 2 ~ レ	~~~~ 8 で維持									
交流電源回復操作	_	_	_	<ul> <li>ホホルアイーエル充電機等 数配回復</li> <li>外部電源 回復</li> </ul>	<b></b>												解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備 却動操作	(1人)	-	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>	<u> </u>										10分		
201月119811F	A (1人) A	-	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央利御室)</li> </ul>											25分		-
D系非常用高圧母線受電準備	-	(2人) B, C	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> </ul>	-										35分		-
たる由学用実は政策品質準備	(1人) A	-		<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>											25分		
C 汞并布用间压体除文电炉器	-	→ (2人) B, C	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> </ul>											25分		解析上,事象発生24時間の交流電源回 復は考慮しない
D系非常用高圧母線受電操作	(1人) A	-	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>												5分	-
	-	B, C	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>												5分	-
C系非常用高压母線受電操作	Å	- (2人)	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>												5分	-
雷道初始是作	_	B, C (2人)		<ul> <li>・ C ボチ市 川向 二 以根 (1) (元 者)</li> <li>・ また1 安 ム 全田 雷運 (1) 数 温 作</li> </ul>					10分							57	B-115V系蓄電池からSA用115V系者
而此 月 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前 前	_	B, C (2人)		<ul> <li>         ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・</li></ul>	<u> </u>				30分								電池へ切り替える B-115V系蓄電池からB1-115V系者
原子炉急速减压操作	(1人)	B, C	_	<ul> <li>・ 自動源戸橋総付え述が1.安全弁 6億 千動間が最作</li> </ul>	┼───				10分								電池 (SA) へ切り替える
WE T W HEAR PROFESSION	A —	-		<ul> <li>         ・</li></ul>	10分												
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作	_	_	14人 a~n	<ul> <li>・ 飯圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備</li> </ul>		2時間10分											
				<ul> <li>(天重述水単配直,ホース摂供,按祝)</li> <li>・ 5550000000000000000000000000000000000</li></ul>	10.2												
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)系統構成	_	2人 B, C	_	<ul> <li>残留熟除去系及び低圧原子炉代替往水系 注水弁操作</li> </ul>		50分											
低圧原子炉代替注水系	_	_	□ (2人) ◆	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(可搬型)注水操作</li> </ul>						原子炉水位を	レベル3~レベル8で維持						
(可服生) 江水線1- 格納容器代替スプレイ系	_	(2人)	-	<ul> <li>         ・</li></ul>					I				40分				
(可搬型) 糸航構成 格納容器代替スプレイ系		, E		- 放映空観ひサッゴ」ノズ(万観明)マゴ」ノク組取(田根)										late etc rise i	ute .		
(可搬型) スプレイ操作			(2人) a, b	THE REPORT OF A CONTRACT OF A DESCRIPTION OF A DESCRIPTIO	救動容器IF 力が38	tkPa[gaga]に利連後 順式	相救油穷乐灾	開発への執拗出を防止す	スため					ALX	~		
原子炉滴水操作	-	-		<ul> <li>低圧原子炉代替往水系(可搬型)による原子炉注水流量の増加</li> </ul>	原子炉への注水流	量を増やして原子炉水位を	できるだけ高	く維持する		_							解析上考慮せず
	-	-	(12,L) a~1	<ul> <li>         ・</li></ul>					7時間20分								解析上考慮せず
原子但编稿代称冷扫系准備	-	-	3人	• 放射線防護具準備				10分									解析上考慮せず
操作	-	- 24	0, p, q	<ul> <li>電源ケーブル接続</li> </ul>	<b></b>			1時間40分									
	-	D, E 1, (4人)	-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> <li>(2) という構成の構成ので、このに使用していた。</li> </ul>				10分									解析上考慮せず
	_	B, C, D, E (2人)		<ul> <li>原子が指数1を行却未 未転構成</li> <li>終納容器ベント演像(NGC非常用ガス処理A口語融充操作)</li> </ul>				1=7(0)40()				1時間20分					解析上考慮十十
	_	D, E	(2人)	<ul> <li>水志遠方派字な研究値</li> </ul>								2時間					解析上表慮せず
格納容器ペント準備操作			0, p	7x 98 BC 04 B7 Ac. 34 BL 49 BB								7 = 0 (m)					777 VI 34 - 7 82 × 7
	-	-	G (2, €) e, f	<ul> <li>可搬式室素供給装置準備</li> </ul>								2時間					解析上考慮せず
燃料補給準備	-	-	_	<ul> <li></li></ul>	10分												
	-	-	2A r, s	<ul> <li>ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>		2時間30分											タンクローリ残量に応じて適宜ディー ゼル燃料貯蔵タンクから補給
燃料補給作業	-	-		<ul> <li>大量送水車への補給</li> </ul>	<u> </u>							遊望	[実施				
原子炉補機冷却系起動操作	(1人) A	-	-	• 原子炉辅機冶却系 起動操作												10分	
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 起動操作	(1人) A	-	_	<ul> <li>残留熱除去系(格納容器冷却モード)起動操作</li> </ul>												10分	
残留熱除去系による原子炉注	(1.6.)			<ul> <li>残留熱除去系(低圧注水モード)による順子切注水及び映留触除土系</li> </ul>													原子炉水位低(レベル3)にて原子炉 注水への切替操作を実施1. 面子切ま
ハわよいポナ炉啓納容器除熱 操作	A		_	(格納容器冷却モード)による格納容器スプレイ												海北关范	位高(レベル8)にて格納容器スプレ イへの切替操作を実施
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	-	-	<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>												5分	解析上考慮せず
燃料ブール冷却系 準備操作	-	(2人) D.F	-	• 原子炉補機代替冷却系 系統構成												30分	解析上考慮せず 燃料ブール冷却系熱交換器への冷却オ
	(11)	0,12														<ul> <li>・燃料ブール冷却水ボンブを再起動し燃料 ブールの冷却な軍用ナマ</li> </ul>	道水操作 解析 - 老嘴和
燃料プール冷却 再開	A	-	-	・ 燃料プール治却系再起動												10分 ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給 を実施する。	がりよう悪しう 燃料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人	4人 B C D E	19人														

 A
 B, C, D, E
 a~5

 () 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.3.1.1-3 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」の作業と所要時間

2.3.1-19 1432



第2.3.1.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第2.3.1.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.3.1.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.3.1.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.3.1.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



第2.3.1.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



第2.3.1.2-1(9)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第2.3.1.2-1(10)図 格納容器圧力の推移



第2.3.1.2-1(11)図 格納容器温度の推移



第2.3.1.2-1(12)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.3.1.2-1(13)図 サプレッション・プール水温度の推移

						-
""	計装設備	平均出力領域計装	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】	-	1	、 事故等対処設備(設計基準拡張) 一 有効性評価上考慮しない操作
重大事故等対処設(	可搬型設備	I	1	Ι	大量送水車 タンクローリ	「】:重
	常設設備	所内常設蓄電式直流電源設備	【原子炉隔離時冷却系】 サプレッション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	ディーゼル燃料貯蔵タンク	
	手順	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が全て機 能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスク ラムしたことを確認する。	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が 自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子 炉水位は回復し、以後原子炉水位低(レベル2)か ら原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	直流電源の枯渇を防止するため, 蓄電池の切替えを 実施し 24 時間にわたって直流電源の供給を行う。 また, 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉 急速減圧操作を実施する前には, 逃がし安全弁用直 流電源切替操作を実施する。	原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁 (RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁)の手動開 操作を実施する。 屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展張を実 施する。また,大量送水車の燃料補給準備を実施す る。	
	判断及び操作	全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	原子炉隔離時冷却系によ る原子炉注水	直流電源負荷切離し及び 切替	低圧原子炉代替注水系 (可 搬型) による原子炉注水準 備	

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 の重大事故等対策について(1/3) 第2.3.1.1-1表

<sup>2. 3. 1–27</sup> **1440** 

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 の重大事故等対策について(2/3) 第2.3.1.1-1表

	He F		重大事故等对処設值	罪
判断及い操作	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
逃がし安全弁による原子 炉急速減圧	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、サプレッション・プール水温度100℃で,自動減圧機能付き逃がし安全弁6個による手動減圧を行う。	自動減圧機能付き逃がし安全弁 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 サプレッション・プール水温度(SA)
低圧原子炉代替注水系(可 搬型)による原子炉注水	原子炉急速減圧により,低圧原子炉代替注水系(可 搬型)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉代替注水 系(可搬型)による原子炉注水が開始される。以後 原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベ ル8)の間で維持する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクロー J	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(悠帯域) 原子炉水位(燃料域) 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格 納容器冷却	格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合,格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器冷却を実施する。 また,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子 炉注水を継続する。	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)
			【 】 :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

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」 の重大事故等対策について(3/3) 第2.3.1.1-1表

			重大事故等对処設(	備
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系(格納容器冷 却モード)による原子炉格 納容器除熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後,中央制御室からの遠隔操作により残留熟除去系 (格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熟 を開始する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熟除去系(格納容器冷却モ 一ド)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	I	ドライウェル温度 (SA) ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・プール水温度(SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】
残留熱除去系 (低圧注水モ ード) による原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始し,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。 原子炉注水を停止する。 原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇さ せた後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除 去系(低圧注水モード)運転から残留熱除去系(格 納容器冷却モード)運転に切り替える。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熟除去系(低圧注水モー ド)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	I	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【残留熱除去ポンプ出口流量】

「 】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

 「一 有効性評価上考慮しない操作

2. 3. 1–29 **1442** 

	第2.3.1.2-1表 主要解析	条件(全交流動力電源喪失(外部冒	<b>፤源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(1/5)</b>
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	原子炉側:SAFER 格納容器側:MAAP	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	約 9 ℃	熱平衡計算による値
初期条件	燃料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等で あり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく,燃料被 覆管温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型)の評価に包絡されることを考慮し,代表的に9×9燃料(A
	最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
	格納容器空間容積 (ドライウェル)	$7,900m^3$	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた 値)を設定
	格納容器空間容積(サプレッション チェンバ)	· 空間部:4,700 <sup>m3</sup> 液相部:2,800 <sup>m3</sup>	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の 体積を除いた値)を設定
	真空破壞弁	3.43kPa (ドライウェル―サプレッ ション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値として設定

<sup>2. 3. 1–30</sup> **1443** 

2. 3. 1-31 **1444** 

送+DG失敗)+HPCS失敗)(3/5) T	条件設定の考え方	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	原子炉隔離時待却系の設計値として設定 <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup> <sup>1000</sup>	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定
牛(全交流動力電源喪失(外部電源喪 「	王要解朳杀件	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05 秒)	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 91 <sup>m3</sup> /h(8.21~0.74MPa[dif]において) にて注水	逃ぶし弁機能 7.58MPa[gage]×2個、367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個、370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個、377t/h/個 7.79MPa[gage]×4個、377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個 を開することによる原子炉急速減圧 (原 m m m m m m m m m m m m m m m m m m m
第2.3.1.2-1表 主要解析条件	項目	原子炉スクラム信号	庫 「原子炉隔離時冷却系	寺対策に関連する	藤谷 一派がし安全弁

<sup>2. 3. 1–32</sup> **1445** 

- D G 失敗) + H P C S 失敗) (4 / 5)	条件設定の考え方	低圧原子炉代替注水系(可搬型)の設計値として設定 	設計に基づき,併用時の注水先圧力及び系統圧損を考慮 しても確保可能な流量を設定	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮 し,設定	残留熱除去系(低圧注水モード)の設計値として設定 ************************************	残留熱除去系の設計値として設定
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+	主要解析条件	70㎡/h にて注水 (格納容器スプレイ実施前)	30m³/h にて注水 (格納容器スプレイ実施後)	120㎡/h にて原子炉格納容器内ヘスプレイ	1,136m³/h(0.14MPa[dif]において)にて注 水	・原子炉水位を原子炉水位高(レベル8) まで上昇させた後に,1,218m <sup>3</sup> /h にて原子炉 格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は,熱交換器1基当たり約9 Mm (サプレッション・プール水温度 52°C, 海 水温度 30°Cにおいて)
第2.3.1.2-1表 主要解析条件	項目	低圧原子炉代替注水系(可搬型)		格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系(格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)
			重大事	故等対策	※に関連する機器条件	E

<sup>2. 3. 1–33</sup> **1446** 

	第2.3.1.2-1表 主要解析条件	(全交流動力電源喪失(外部電源喪失	:+DG失敗)+HPCS失敗) (5 ∕ 5)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生から 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定
重大畫	原子炉急速减圧	事象発生から8時間後	原子炉隔離時冷却系が機能維持できる時間として設定
事故等対策	格納容器代替スプレイ系(可搬型)によ る原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定
Rに関連する操作:	残留熱除去系(低圧注水モード)による 原子炉注水操作及び残留熱除去系(格納 容器冷却モード)による原子炉格納容器 除熱操作	事象発生 24 時間 30 分後	常設代替交流電源設備からの受電後,残留熱除去系の起動 操作に要する時間を考慮して設定
条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉注水操作	残留熟除去系(格納容器冷却モード)に よる原子炉格納容器除熱開始後に, 原子 炉水位が原子炉水位低(レベル3)に到 達	原子炉格納容器除熱及び原子炉水位制御(レベル3~レベ ル8) が継続的に可能な条件として設定

<sup>2. 3. 1–34</sup> **1447** 

## 蓄電池による給電時間評価結果について

非常用の常設直流電源設備として,直流230V蓄電池1系統,直流115V蓄電池3系統, 直流±24V蓄電池2系統及び常設代替直流電源設備として,直流115V蓄電池1系統を 有している。

原子炉隔離時冷却系の運転に係る動力負荷は230V系直流盤(RCIC)に、制御負荷はB-115V系直流盤にそれぞれ接続されており、所内常設蓄電式直流電源設備である、230V系蓄電池(RCIC)及びB-115V系蓄電池より給電される。

全交流動力電源喪失時においては、同蓄電池からの電源供給により、原子炉隔離時 冷却系が起動し、原子炉注水が行われる。

230V系蓄電池(RCIC)については、負荷制限及び電源切替なしで24時間電源供給が可能な設計としている。B-115V系蓄電池については、電源供給開始から8時間後に、負荷制限を実施して電源を所内常設蓄電式直流電源設備であるB1-115V系蓄電池(SA)に切替えて16時間稼働する。

また,高圧原子炉代替注水系の運転操作に係る負荷は,常設代替直流電源設備に接続されており,全交流動力電源喪失時においては,SA用115V系蓄電池からの電源供給により,高圧原子炉代替注水系が起動し,24時間にわたり原子炉への注水が行われる。 上記運転方法に必要な負荷容量が230V系蓄電池(RCIC)で約1,429Ah<sup>※1</sup>,B-115V系蓄電池で約2,956Ah<sup>※1</sup>,B1-115V系蓄電池(SA)で約1,462Ah<sup>※1</sup>,SA用115V系蓄電池で約1,486Ah<sup>※2</sup>であることに対し,230V系蓄電池(RCIC)で約1,500Ah<sup>※3</sup>,B-115V系蓄電池で約3,000Ah<sup>※3</sup>,B1-115V系蓄電池(SA)で約1,500Ah<sup>※3</sup>,SA用115V系蓄電池で1,500Ah<sup>※3</sup>,SA用115V系蓄電池で1,500Ah<sup>※3</sup>であることから,電源供給開始から24時間にわたって全交流動力電源喪失時の対応に必要な設備に電源供給が可能である。

- ※1 全交流動力電源喪失(長期TB)においては事象発生約8時間後,全交流動力 電源喪失(TBP)においては事象発生約2時間20分後に,大量送水車を用い た低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を開始し,原子炉隔離時 冷却系は停止するが,蓄電池の容量を保守的に評価するため,原子炉隔離時冷 却系が24時間運転継続した想定で評価を実施している。
- ※2 全交流動力電源喪失(TBU/TBD)においては事象発生約8.3時間後,大 量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を開始し, 高圧原子炉代替注水系は停止するが,蓄電池の容量を保守的に評価するため, 高圧原子炉代替注水系が24時間運転継続した想定で評価を実施している。

添2.3.1.1-1

- ※3 蓄電池については、使用開始から寿命までの間、使用年数を経るに従い容量 が低下する。蓄電池容量の算出に当たっては、「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)による保守率0.8を採用していること及び各負荷の電流値を実負 荷電流ではなく、設計値を用いていることで、余裕を持った容量を設定してい る。
- (1) 所内常設蓄電式直流電源設備仕様

名称:230V系蓄電池(RCIC) 型式:鉛蓄電池 容量:約1,500Ah 設置場所:廃棄物処理建物地下1階中階(EL.12.3m)

名称:B-115V系蓄電池

型式: 鉛蓄電池

- 容量:約3,000Ah
- 設置場所:廃棄物処理建物地下1階中階(EL. 12.3m)

名称: B1-115V系蓄電池(SA)

型式: 鉛蓄電池

容量:約1,500Ah

設置場所:廃棄物処理建物地下1階中階(EL. 12.3m)

(2) 常設代替直流電源設備仕様

名称:SA用115V系蓄電池

型式: 鉛蓄電池

容量:約1,500Ah

設置場所:廃棄物処理建物1階(EL. 15.3m)

添2.3.1.1-2



必要時に給電元を切り替えて使用し、各蓄電池の必要容量には 制御電源(自動減圧系)を含んでいる。

負荷曲線

添2.3.1.1-3



添2.3.1.1-4

全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時における原 子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について

有効性評価の全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗 時において,交流電源が喪失している8時間,原子炉隔離時冷却系(以下「RC IC」という。)を用いた原子炉注水に期待している。

RCICの起動から8時間の継続運転のために直流電源を必要とする設備は, 計測制御設備の他,電動弁,真空ポンプ及び復水ポンプの電動機である。図1に RCICの系統構成の概略を示す。事故時には直流電源の容量以外にもサプレッ ション・チェンバの圧力及び水温の上昇,中央制御室及びRCICポンプ室温の 温度上昇がRCICの継続運転に影響することも考えられるため,その影響につ いても確認した(表1参照)。

表1に記載したそれぞれの要因はRCICの8時間継続運転上の制約とならな いことから、本有効性評価においてこの機能に期待し、水温の測定計器の誤差(± 2.0℃)を考慮しても水温が100℃到達まで運転する手順は妥当と考える。

表1 全交流	動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HP(	CS失敗時におけるRCICの継続運転への影響評価(1 / 2)
評価項目	概要	評価結果
サプレッション・	RCICの第一水源は復水貯蔵タンクであるが,水	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時のサ
プール水温上昇	源がサプレッション・プールの場合、サプレッショ	プレッション・プール水温を評価した結果,事象発生から8時間後の水
	ン・プールの水温上昇により、RCICポンプのキ	温は約 100℃となる。(図 3)
	オビテーションやポンプ軸受の潤滑油冷却機能が	水温の上昇に伴い、有効NPSHは約8.7mとなるが、ポンプの必要N
	阻害され、RCICポンプの運転に影響を与える可	PSH I に対して十分余裕があるため、キャビテーションは発生
	能性が考えられる。	しない。また,水温上昇に伴う潤滑油温度上昇は,最大でも約 110℃ま
		でであり、この温度では軸受の油膜形成に影響はなく、油膜切れによる
		軸受の焼付きは発生しない。
		したがった、サプレッション・プール水温上昇によってRCICの8時
		間継続運転は阻害されない。
	サプレッション・プール水温の上昇により、復水器	タービングランド部からの蒸気の微小漏えいにより室内温度が悪化す
	が機能停止に至り, RCICポンプの運転に影響を	るが,制御系は原子炉隔離時冷却ポンプとは別区画に設置している。
	与える可能性が考えられる。	したがった、サプレッション・プール水温上昇によって原子炉隔離時冷
		却系の 8 時間継続運転は阻害されない。
	サプレッション・プール水温の上昇により、制御油	制御油の粘性低下により制御器からの指示信号と実速度に際が生じる
	の温度が上昇し、粘性低下が速度制御に影響を及ぼ	可能性があるが、差はごくわずかであること及び速度制御は実際のポン
	すことによって, RCICポンプの運転に影響を与	プ吐出量によって決定されることから,ガバナ機能は維持される。した
	える可能性が考えられる。	がって、サプレッション・プール水温上昇によって原子炉隔離時冷却系
		の8時間継続運転は阻害されない。
	サプレッション・プール水温の上昇により、軸受が	ポンプ軸受およびタービン軸受の許容温度はそれぞれ約 🔽 SC 及び約
	機能喪失し, RCICポンプの運転に影響を与える	■℃であり、許容温度に至るサプレッション・プール水温度はそれぞ
	可能性が考えられる。	<b>れ約 110℃及び約 124℃である。</b>
		本管料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.3.1.2-2

表1 全交流動力	j電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS	5失敗時におけるRCICの継続運転への影響評価(2/2)
評価項目	概要	評価結果
サプレッション・	RCICタービン保護のため、サプレッション・チ	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時のサ
チェンバ圧力上昇	エンバ圧力 0.177MPa[gage]にて, R C I Cタービン	プレッション・チェンバ圧力を評価した結果,事象発生から8時間後の
	排気圧力高トリップインターロックが動作し, RC	圧力は約 0.07MPa[gage]であり, RCICタービン排気圧力高トリップ
	I Cの運転が停止する可能性が考えられる。	インターロック設定圧力を下回る。(図4)
		したがって、サプレッション・チェンバ圧力上昇によってRCICの8
		時間継続運転は阻害されない。
R C I Cポンプ室	RCICのポンプ, 電気制御系統, 弁, タービン等	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時のR
温度上昇	の設計で想定している環境の最高温度は、事象発生	CICポンプ室温度を評価した結果,事象発生から8時間後の室温は約
	から8時間後では66℃を想定している。全交流動力	60℃(初期温度 40℃)であり, RCICの設計上想定している 66℃を
	電源喪失では換気空調系が停止しているため、RC	下回る。したがって、RCICポンプ室温度上昇によってRCICの8
	I Cポンプ室温度が 66℃を超える可能性が考えら	時間継続運転は阻害されない。
	れる。	
中央制御室	中央制御室の環境条件として想定している最高温	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時の中
温度上昇	度は 40℃である。全交流動力電源喪失では空調換気	央制御室温度を評価した結果,事象発生から 24 時間後の室温は約 35℃
	系が停止するため, 中央制御室温度が最高温度を超	(初期温度 26℃) であり, 制御盤の設計で想定している環境の最高温度
	える可能性が考えられる。	40℃を下回る。したがって、中央制御室温度上昇によってRCICの8
		時間継続運転は阻害されない。



図1 RCIC系統概要図(サプレッション・チェンバを水源とした場合)



図2 RCICポンプ周り系統図





図4 サプレッション・チェンバ圧力の推移

添 2. 3. 1. 2-6 **1457**  全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時におけるRCICポンプ室 及び中央制御室の室温評価について

- 1. 温度上昇の評価方法
- (1) 評価の流れ

全交流動力電源喪失時には,換気空調系による除熱が行われないため,評価対象の部 屋の温度変化は,タービンや配管などの室内の熱源から受ける熱量(室内熱負荷)と隣 の部屋への放熱(躯体放熱)のバランスによって決定される(図1参照)。

換気空調系停止後,室温が上昇を始め,最終的には室内熱負荷と躯体放熱のバランス により平衡状態となる。



図1 室温評価における温度分布と熱の移動の概要図

(2) 評価条件

評価条件を以下にまとめる。

- a. 評価対象とする部屋の条件:表1参照
- b. 評価対象の部屋に隣接する部屋の温度
  - ・一般エリア
  - ・屋外
  - ・トーラス室

• 地中

- : 40°C
- :32℃(夏季設計外気温)
- : 75℃(有効性評価全交流動力電源喪失時の想定温度)
- ・その他二次格納施設内
- : 66℃ : 18℃

図2及び図3に評価対象の部屋と隣接する部屋の位置関係を示す。

なお,当該温度条件は,保守的に事象初期から評価期間の間,継続するものとして評 価を行う。



※1 地下2階より下は、躯体コンクリートを介して「地中」と隣接している。

図2 RCICポンプ室及び隣接する部屋の位置関係図


制御室建物4階※1



※1 制御室建物4階より上は, 躯体コンクリートを介して「屋外」である。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

c. 壁-空気の熱伝達率(無換気状態)[出典:日本機械学会 伝熱工学資料]



表 1	評価する部屋の条件
2A I	

	中央制御室	RCICポンプ室
発熱負荷[W] <sup>※1,2</sup>		ſ
容積[m <sup>3</sup> ]		
熱容量[kJ/℃]		
初期温度[℃]	26	40

- ※1 中央制御室の熱負荷は設計値に余裕を考慮した値とする。 なお、今後の詳細設計により、発熱負荷が変化する場合が考えられるが、評価で 設定した発熱負荷を超過した場合においても設計値である40℃を超過しないよ うに設計されるため、RCICの8時間継続運転に悪影響を及ぼすことはない。
- ※2 中央制御室の熱負荷は直流電源の負荷制限を考慮する。
- (3) 評価結果

全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗時において,事象発 生後8時間のRCICポンプ室の最高温度は約60℃,事象発生後24時間の中央制御室の 最大温度は約35℃となり,設計で考慮している温度<sup>\*\*</sup>を超過しないため,RCIC運転 継続に与える影響はない。

※RCICポンプ室(RCICポンプ,弁,タービン,計装品等)
 :66℃(初期6時間まで100℃,それ以降は66℃の設計)

中央制御室(制御盤等):40℃

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。









逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について

1. 逃がし安全弁について

逃がし安全弁は,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するた め原子炉格納容器内の主蒸気管に設置されている。排気は,排気管により,サプ レッション・プール水面下に導かれ凝縮されるようにしている。逃がし安全弁は, バネ式 (アクチュエータ付)で,アクチュエータにより逃がし弁として作動させ ることもできるバネ式安全弁である。すなわち,逃がし安全弁は,バネ式の安全 弁に,外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので,蒸気圧 力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放するほか,外部信号によってアク チュエータのピストンに窒素ガスを供給して弁を強制的に開放することができ る。逃がし安全弁は12個からなり,次の機能を有している。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータの ピストンを駆動して強制的に開放する。12 個の逃がし安全弁は、すべて この機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるため,逃がし弁機能のバックアップとして,圧力の 上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより,通常運転 時及び原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原 子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。12 個の逃がし安全弁は,すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能(以下「ADS機能」という)は、非常用炉心冷却系の 一部であり、原子炉水位低及び格納容器圧力高の同時信号により、ピス トンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉 圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の 注水を促す。12個の逃がし安全弁のうち、6個がこの機能を有している。

(4) その他の機能

原子炉停止後,除熱機能を有する復水器が何らかの原因で使用不能な 場合に,崩壊熱により発生した蒸気を除去するため,中央制御室からの

遠隔手動操作で逃がし安全弁を開放し,原子炉圧力を制御することがで きる。12個の逃がし安全弁は,すべてこの機能を有している。

表1に逃がし安全弁の吹き出し圧力を示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能及び安全弁機能の吹き出し圧力 (逃がし弁機能の吹出圧力及び吹出量)

吹出圧力 [MPa(gage)]	弁個数	吹出量/個 [t/h]	備考
7.58	2	367	A, J
7.65	3	370	C, F, L
7.72	3	373	D, H, M
7.79	4	377	B, E, G, K

(安全弁機能の吹出圧力及び吹出量)

吹出圧力 [MPa(gage)]	弁個数	吹出量/個 [t/h]	備考
8.14	2	407	A, J
8.21	3	410	C, F, L
8.28	3	413	D, H, M
8.35	4	417	B, E, G, K

※囲み文字は、ADS機能付きの逃がし安全弁を示す。

#### 2. 逃がし安全弁の作動用の窒素の供給について

逃がし安全弁の機能のうち,バネ式の安全弁機能以外の「逃がし弁機能」,「A DS機能」及び「その他の機能」は,弁の開閉のためにアクチュエータを作動 するため,窒素ガスを消費する。表2に逃がし安全弁(ADS機能付き)及び 逃がし安全弁(ADS機能無し)の動作回数及びアキュムレータ容量を示す。

	動作回数	使用する アキュムレータ
逃がし安全弁	1回(事故時ピーク圧力(kPa[gage])) 又は 回(通常最大圧力(13.7kPa[gage])以下)	ADS機能用アキュム レータ(170L)
(ADS機能付き)	1 回	逃がし弁機能用アキュム
	(通常最大圧力(13.7kPa[gage])以下)	レータ (15L)
逃がし安全弁	1回	逃がし弁機能用アキュム
(ADS機能無し)	(通常最大圧力(13.7kPa[gage])以下)	レータ (15L)

表2. 逃がし安全弁の動作回数及びアキュムレータ容量 (外部からの窒素供給なしの場合)

逃がし安全弁のアキュムレータへ窒素ガスを供給する設備は,窒素ガス制御系 からの供給ラインと窒素ガスボンベからの供給ラインから構成されている。窒素 ガス制御系からの供給ラインは,フィルタ,減圧弁等により構成される。窒素ガ スボンベからの供給ラインは,独立したA系,B系の2系列から成る窒素ガスボ ンベ,減圧弁等から構成される。

通常時は、窒素ガス制御系からの供給ラインにより、ADS機能用アキュムレ ータ及び逃がし弁機能用アキュムレータへ窒素供給されている。窒素ガス制御系 が機能喪失した場合は、圧力低下の信号により窒素ガスボンベからの供給ライン からADS機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータへ窒素供 給を行う。さらに、ADS起動信号が作動した場合は、窒素ガスボンベからの供 給ラインにより、ADS機能用アキュムレータへ選択的に窒素ガス供給するため に、逃がし弁機能用アキュムレータの窒素供給ラインは隔離される。一方、系統 の過圧を防止するため、圧力高の信号により窒素ガスボンベからの窒素供給は隔 離される。

また,格納容器圧力が上昇した場合の逃がし安全弁駆動部に作用する背圧を考 慮し,炉心損傷後の格納容器圧力が 2Pd になった場合においても,アクセス及び 現場操作が可能な二次格納施設外に設置する減圧弁の調整を行うことにより,窒 素ガスボンベから逃がし安全弁の動作に必要な圧力にて窒素ガスを供給する。図 1に系統概要図を,図2に窒素ガス供給概要図を示す。

有効性評価のシナリオにおいては、ADS起動信号が作動することはないため、 上述の通り、窒素ガス制御系が機能喪失した場合においても、窒素ガスボンベか らの供給ラインにより、ADS機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュ ムレータへの窒素供給を維持することが可能である。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添2.3.1.3-3



図1 逃がし安全弁室素ガス供給系 系統概要図





3. 窒素ガスボンベの数量について

窒素ガスボンベは,窒素ガス制御系が機能喪失したことを想定して,重大事故 等の対処に必要となる窒素ガス量を確保する設計とする。必要となる窒素ガス量 を検討する上で,原子炉高圧注水時の逃がし安全弁(逃がし機能)の作動による 圧力制御及び,原子炉低圧注水時の逃がし安全弁の開保持を考慮する。原子炉高 圧注水時の逃がし安全弁(逃がし機能)の圧力制御時間が最も長い全交流動力電 源喪失シナリオを選定し,事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプ又は高圧原子炉 代替注水ポンプが約8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な 窒素ガス量を考慮する。

一方,原子炉低圧注水時の逃がし安全弁の開保持については,開保持する逃が し安全弁の弁数は,解析上は原子炉急速減圧後の原子炉低圧注水の開始時間が遅 めとなるよう2個を設定しているが,手順上の弁数である6個を考慮することと し,7日間開保持させるために必要な窒素ガス量を考慮する。

なお、手順に従い、原子炉高圧注水を想定より長い期間実施する場合を考慮し て、窒素ガスを必要とする逃がし安全弁(逃がし機能)に加えて、窒素ガスを必 要としない逃がし安全弁(安全弁機能)をバックアップとする設計とするととも に、原子炉低圧注水時の逃がし安全弁の開保持に必要な窒素を確保することを目 的として、主蒸気逃がし安全弁6個により7日間減圧維持可能な容量以上である 5本以上を手動弁により隔離した状態で保管し、必要により当該手動弁を開する 設計とする。

以下に、必要な窒素ガス量およびボンベ本数の根拠を示す。

【窒素ガス消費量】



b. 逃がし安全弁6個を7日間開保持するための消費量:  $m^3$ [normal]  $Q2 = \lambda [L/min/@] \times D[day] \times 24[hr] \times 60[min] \times N[@]$ 



- ここで、各設計値は下記のとおりとなる。
- Q:1回あたりの標準状態における窒素ガス消費量= [m<sup>3</sup>[normal]/ 回]
- A: 全交流動力電源喪失シナリオにおける最も作動回数の多い SRV 作動回数= [][回]
- λ:逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量= [L/min/個]
- D:開保持期間(7日間) = 7 [day]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.3.1.3-6

【窒素ガスボンベによる供給量】

- m1:逃がし弁機能を動作するためのボンベ本数
- m2: 逃がし安全弁6個を7日間開保持するためのボンベ本数
- Q1: 逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量: m<sup>3</sup>[normal]
- Q2: 逃がし安全弁6個を7日間開保持するための窒素ガス消費量: m<sup>3</sup>[normal]
- P1:窒素ガスボンベ初期圧力:14.7 [MPa]
- P2:窒素ガスボンベ必要圧力: [MPa]
- Pa:大気圧:0.101325[MPa]
- V:ボンベ容量:46.7[L/本]
- a. 逃がし弁機能を動作するためのボンベ本数

$$m1 = Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000$$
  
=  $\Box \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\Box + 0.101325) \} \times 0.101325 \div$   
46.7×1000  
=  $\Box \doteq \Box [ \pm ]$ 

c. 必要ボンベの本数 m1+m2= \_\_\_\_+ = \_\_\_ ≒ 15[本]

以上より,必要ボンベ本数は15本(46.7 L/本)である。この15本に加えて,故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを確保する。

本設備は,最大で5本同時に保守点検を実施する運用としたうえで,故障時の バックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして,5本以上を 確保する。

以上から,合計で20本以上を確保することとし,余裕を見て30本保有する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 逃がし安全弁の原子炉圧力制御に係る実態と解析の違い

常用系の高圧窒素ガス供給系が使用可能であれば,逃がし安全弁の逃がし弁機 能のアキュムレータに,逃がし安全弁窒素ガス供給系から窒素が供給され,逃が し弁機能の最低設定圧力の7.58MPa[gage]で原子炉の圧力は制御される。地震等 により,常用系が使用不可の場合でも,逃がし安全弁用窒素ガスボンベから逃が し弁機能のアキュムレータに窒素ガスを供給することが可能である。

有効性評価では、逃がし弁機能の最低設定圧力(7.58MPa[gage])で原子炉を 圧力制御することを前提に解析しているが、実態の運用としては、事故時操作要 領書(徴候ベース)に定めるとおり、逃がし安全弁による圧力制御にあたっては、 サプレッション・プール水温度の上昇を均一にするため、水温を監視しながら、 なるべく離れた排気管の位置の弁を順次開放することとしている。

なお,逃がし安全弁のうち逃がし弁機能の最低設定圧力7.58MPa[gage],安全 弁機能の最低設定圧力8.14MPa[gage]を有する弁は2個あり,図3に示すように 当該弁はサプレッション・プールの対角位置に設置されていることから,逃がし 弁機能または安全弁機能による原子炉圧力制御のため繰り返し動作しても,原子 炉から放出される水蒸気が1カ所に偏らないよう考慮されている。

5. 原子炉圧力制御に係るサプレッション・プールの温度成層化の影響

解析コード(MAAPコード)<sup>[1]</sup>にて,温度成層化の発生可能性について福島 事故を踏まえた考察を纏めており,これを踏まえ,逃がし安全弁での原子炉圧力 を制御する場合のサプレッション・プールの温度成層化の影響について,以下に 述べる。

解析コード資料で参照した福島第二4号炉の逃がし安全弁の排気管のクエン チャ及び原子炉隔離時冷却系排気スパージャの位置関係は図4と同様な位置関 係であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」のように、原子炉隔 離時冷却系の間欠運転によって原子炉水位を維持しつつ、逃がし安全弁で原子炉 圧力の制御を行う場合には、原子炉隔離時冷却系が停止している間の逃がし安全 弁の動作に伴う撹拌効果により、サプレッション・プールの温度成層化の発生の 可能性は小さくなる。

一方,原子炉隔離時冷却系を停止し,逃がし安全弁による原子炉の減圧状態を 維持して低圧原子炉代替注水系を用いた原子炉注水を行う場合には,サプレッシ ョン・プール水温度の成層化が発生する可能性はあるが,逃がし安全弁の排気口 はサプレッション・チェンバの底部から約1.5m程度の下部に設置されているこ とから,この付近を境に上下の温度差が発生したとしても,サプレッション・プ ール水の多くを上部の温度が高い層が占めるため,格納容器圧力に対する影響は 小さいものと考えられる。 図3 サプレッション・チェンバ内の逃がし安全弁排気管の配置図

図4 サプレッション・チェンバ内の逃がし安全弁クエンチャ及び原子炉隔離時

冷却系排気スパージャの配置図 <sub>本資料</sub>

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

参考文献

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシ デント解析コード(MAAP)について」,東芝エネルギーシステムズ株式会 社,TLR-094,日立GEニュークリア・エナジー株式会社,HLR-123,平成 30年5月 安定状態について

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により,炉心冠水が維持でき,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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器 フィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去 系)により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾 向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持される。そして,事象発生から8時間後に原子炉減圧し,その後,逃がし安全弁を 開維持することで,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水継続により,引 き続き炉心冠水が維持され,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

炉心冷却を継続し、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始後に残留 熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び温 度は安定又は低下傾向となり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウ ェル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。

なお,残留熱除去系による原子炉格納容器除熱開始後の原子炉注水は,残留熱除 去系(低圧注水モード)にて実施する。

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

※ 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に切り替えると、 原子炉圧力容器からの放熱の影響によりドライウェル温度は僅かに上昇傾 向となる。ただし、残留熱除去系による格納容器除熱は確立しており、長 期的には減圧後の原子炉圧力容器温度より若干低い温度(80℃程度)で平 衡状態となることから、この状態も含め安定傾向とする。

【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

添 2.3.1.4-1

また,残留熱除去系の機能を維持し,除熱を継続することで,安定状態の維持が可能となる。(添付資料2.1.1別紙1参照)

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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

表1-1 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(1/2)

	評価項目となるパラメータに与える影響	「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。	炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほ ほ同等に評価する。有効性評価解析においても,原子炉 水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく,炉心は冠水維 持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値 (約309℃) を上回ることはないことから,評価項目となるバラメー タに与える影響はない。	解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料破覆管 進度を高めに評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部 を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被 養管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはない ことから、評価項目となるバラメータに与える影響はな い。	燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂判定は 厳しめの結果を与える。 なお,原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることはなく, 炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初 期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目 となるバラメータに与える影響はない。	炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから, 評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 なお,原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることはなく, 炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初 期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目 となるパラメータに与える影響はない。
	運転員等操作時間に与える影響	「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。	解析コードは炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守 的な結果を与えるため,解析結果は統料被覆管酸化を大きく評価する 可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり,原子炉水 位準動に影響を与える可能性があるが,操作手順(原子炉減圧後速や かに低圧注水に移行すること)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。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の 判定としてベストフィット曲線を用いる場合においても概約保守的 な判定結果を与えるものと考える。仮に格納容器内雰囲気放射線モニ タ (CAMS)を用いて、設計基準事故相当の,線線重率の10倍を超 える大量の燃料被覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操 作を適用する必要があり、格納容器フィルタベント系による格納容器 作を適用する必要があり、格納容器フィルタベント系による格納容器 作を適用する必要があり、格納容器フィルタベント系による格納容器 作を適用するとない。サプレッション・プール水位が通常水位十約11.3m 応頼操作の起点が、サプレッション・プール水位が通常水位十約11.3m に利達した時点となる。しかしながら、原子炉水位は有効燃料棒頂部 を下回ることはなく、炉心は活水推持されるため、燃料破壊管の 組度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、通転員等の 判断・操作に与える影響はない。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作であるこ とから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。
	不確かさ	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定すること により崩壊熱を大きくするよう考慮している。	TBL, ROSA一面の実験解析において、熱伝達係数を低め に評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさとも相ま ってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場 合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+60℃程度高め に評価し、スプレイ和のある場合には実験結果に比べて10℃ ~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合に おいては、F1ST-A国のRの実験解析において燃料被覆管 温度の上昇はないため、不確かさはかさい。また、低圧代替社 永系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は 噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる B a k e r - J u s t 式による計算モデルを採用しており,保守的な 結果を与える。	膨れ・破裂は,燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価 され,燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され,円周方 向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定 し保守的に評価している。したがって、ベストフィット曲線を 用いる場合も破裂の判定は概ね保守的となる。	TBL, ROSA一面, F1ST-ABWRの実験解析におい て、二相米位変化は、解析結果に重虐する水位振動成分を除い て、実験結果と概む同等の結果が得られている。低圧代替注水 系の注水による燃料棒や却(蒸気単相冷却又は噴霧流冷却)の 不確かさは20℃-40℃程度である。 また、原子炉圧力の評価において、ROSA一面では2Maより 低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈してお される。しかし、実験で圧力低下が違いがで、ROSA一面では2Maより 低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈してお される。しかし、実験で圧力低下が違いがですかる可能性が示 される。 た際に蒸気が発生したためであり、原子炉隔離時冷却ぶ及び低 圧原子炉代替注水系(可報型)を注水手段として用いる本事故 シーケンでは考慮まする必要のない不確かさである。このため, 燃料被覆管温度じたとさな影響を及ぼす低圧原子炉代替注水系 (可報型)の注水タイミングに差異を止じる可能性にないと考 えられる。
	解析モデル	崩壊熱モデ ル	燃料 構 表 通 よ デ 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	ジレコーウ ムー 大 反 応 ホデト	膨れ・破裂評 価モデル	二相流体の 流動モデル
AFER	重要現象	崩壞熱	然 香 之 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	然 巻 被 で で	燃料被覆 管変形	
[ S	分類				<b></b> 長 心	

添 2. 3. 1. 5-1 **1475**  添付資料 2.3.1.5

表 1-1 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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+H P C S失敗)(2 / 2)

下、) 評価 なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることな く,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことか HU れるように入力で設定するため不確かさの影響はな 臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも 破断口及び逃がし安全弁からの流出流量は、圧力容 なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることは から、評価項目となるパラメータに与える影響はな 「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 111 ング及び注水流量を適切に評価するため、評価項目 なく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最 高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないこと ら,評価項目となるパラメータに与える影響はない。 い。破断ロからの流出は実験結果と良い一致を示す 入口付近の非平衡の影響は無視できると考えられ, 逃がし安全弁流量は、設定圧力で設計流量が放出 圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイ 均質流に達するのに十分な長さであることから、 器ノズル又はノズルに接続する配管を通過し, シュラウド外水位を適切に評価することから, 評価項目となるパラメータに与える影響 項目となるパラメータに与える影響は小さい。 平衡均質臨界流モデルを適用可能である。 となるパラメータに与える影響は小さい。 へ確認 「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 原子炉隔離時冷却系による注水は自動起動であるため、運転員等操作時間に与 の低下挙動が早い場合であっても、これら操作手順(原子炉減圧後速やかに低 圧注水に移行すること)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。水位低下挙動が遅い場合においては操作に対する時間余裕は大き 解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。関連する 運転操作として急速減圧後の注水操作があるが,注水手段が確立してから減圧 を行うことが手順の前提であり,原子炉圧力及び原子炉水位の変動が運転員等 くなる。なお、解析コードでは、シュラウド外水位は現実的に評価されること える影響はない。原子炉減圧後の注水開始は, 原子炉水位 (シュラウド外水位) 運転員等操作時間に与える影響 操作時間に対して与える影響はない。 ラメータに与える影響」にて確認 から不確かさは小さい。 けで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを 覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相 水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性 TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実 験解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等 の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだ の解析結果が得られており、臨界流モデルに関し 子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機 設備仕様に対して注水流量を少なめに与え, 燃料 被覆管温度を高めに評価する。 取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被 各系統の設計条件に基づく原 下部プレナムの二相水位を除き,ダウンカマの二 て特段の不確かさを考慮する必要はない。 不確かさ 入力値に含まれる。 二相流体の 臨界流モデ 原子炉注水 解析モデル 流動モデル 系モデル 2 水(給水系・ 化, 気液分離 冷却材放出 (臨界流・差 ボイ ド率変 (水位痰 E C C S 江 代替注水設 沸騰・凝縮・ 坂回女・ 重要現象 備合む) SAFER] (泥圧 Ę 分猶 原子炉压力容器

1476

添2.3.1.5-2

表1--2 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時間 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+H P C S失敗)

「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 項目となるバ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 BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因 不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては 格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため, 評価 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熟伝達及び内部熟伝 導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度 及び非藤縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認していることかの,評価項目となるパラメータに与える影響は HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数<sup>C</sup> 程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認してい するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された 「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 「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 評価項目となるパラメータに与える影響 項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 項目となるパラメータに与える影響」にて確認 項目となるパラメータに与える影響」にて確認 項目となるパラメータに与える影響は小さい。 いたい。 るが, 度の傾向を適切に再現できているため、格納容器圧力及び温度を操 「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 「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 容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR なるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温 作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型)に係る また,格納容器各領域間の流動,構造材との熟伝達及び内部熟伝導 の不確かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及び 非礙縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認して おり、その差異は小さいことから, 格納容器圧力及び温度を操作開 始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型)に係る運転 HD R 実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度,格納 の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考え られ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さく 「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 「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 運転員等操作時間に与える影響 目となるパラメータに与える影響」にて確認 目となるパラメータに与える影響」にて確認 目となるパラメータに与える影響」にて確認 目となるパラメータに与える影響」にて確認 運転員等操作時間に与える影響は小さい。 員等操作時間に与える影響は小さい。 HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度に ついて、温度成層化を含めて傾向を良く再現で きることを確認した。格納容器温度を十数℃程 度高めに,格納容器圧力を1割程度高めに評価 び内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス する傾向が確認されたが、実験体系に起因する ものと考えられ、実機体系においてはこの種の 非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及 濃度の挙動について、解析結果が測定データと スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と 平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは 不確かさは小さくなるものと考えられる。 また, 測定データと良く一致することを確認した。 良く一致することを確認した 不確かさ 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 ない。 安全系モデル (代替注水設) (原子炉出力 何心モデル ル(格納容器 の熱水力モデ 安全系モデル (非常用炉心) 格納容器モデ ル (非常用炉 ル(格納容器 安全系モデ ル(代替注水 安全系モデ 解析モデル 安全系モデ 及び崩壊熱 スプレイ) 心浴却系) 「心想来) 設備) Ž 〔曹 格納容器各 領域間の流 動 :造材との :伝達及び ョン・プーラ 治想 £ C C S 印 犬 (絶水楽・ 代替注水設 液界面の ? メ プ レイ~ 重要現象 内部熱伝導 7 シ 備<br />
含む) 気液界熱伝達 崩壞熱 ۴ لا [MAAP] ш 構熱 分猶 原心 原子炉压力容器 原子炉格納容器

				副が茂入(プロ电泳灰人-レウ		
	項目	解析条件(初期条件,事故5 解析条件	条件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	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
	原子炉熱出力	2, 436MW	2.435MW 以下 (実織値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6.77~6.79MPa[gage] (実織値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制 領されるため事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器 下端から+83 cm)	通常運転水位 (気水分離器下 端から約+83 cm~約+85 cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して変動を与こうるが、ゆらざの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さく、事象発生後に自動起動する原子师隔離時冷却系により炉心は冠水を維持するため、事条進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらざの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さく、事象発生後に自動起動する原子が隔離時冷却系により炉心は冠水を維持するため、ゆらぎを考慮したとしても燃料被覆管温度は初期値を上回ることはなく、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	炉心流量	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となる パラメークに与える影響は小さい。
初期条件	体彩彩	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心每	$9 \times 9 燃料 (A型), 9 \times 9 燃料料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり,その相違は燃料棒最大線山力密度の保守性に包給されること,また,9 × 9 燃料料の方がMOX燃料と9 も崩壊熱が大きく,燃料よ9 も崩壊熟が大きく,燃料なり9 も前要素が大きく、燃料なり9 約人型)の評価に包括されることを考慮し,代表的に9 × 9 燃料 (A型)の評価に05 と9 欠9 燃料 (A型)の評価に05 と2 とき$	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷 炉心毎に奥なることとなるが、装荷される燃料は装荷 アン毎に(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料につ いて、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水 力的な特性は同等であり、また、MOX燃料の評価は ま がかさいことから、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料は装荷 ケの塗料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のう ち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力 的な特性は同等であり、事象進展に与える影響は小さい ことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大 さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に 包給され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大
	最大線出力密度	44. 0kW/m	約 40. 6㎏/៣以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度上昇が緩和され るが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行 すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を起点とし 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。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管温度は初期 値を上回ることはないことから、評価項目となるパラメ 一夕に与える影響はない。
	原子炉停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	ANSL/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばら つきを考慮し, 10%の保守性を 考慮	最確条件とした場合は,解析条件で設定している崩壊熟 よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材 の放出も少なくなることから,格納容器圧力及び温度の 上昇が遅くなるが,操作手順(格納容器圧力に応じて格 納容器スプレイを実施すること)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。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力及び温度の上昇は海納容器スプレイにより抑制されることから、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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)(1/4)

添 2.3.1.5-4

	項目	解析条件(初期条件,事故é 解析条件	条件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	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
	格納容器空間容 積(ドライウェル )	$7,900 \mathrm{m}^3$	7,900m <sup>3</sup> (設計f值)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	格納容器空間容 積(サプレッショ ン・チェンバ)	空閒部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	真空破壞弁	3.43kPa (ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)	3. 43kPa(ドライ ウェルーサプレ ッション・チェンバ間差圧)(設 計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	サプレッション ・プール水位	3.61m (通常運転永位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プー 水水位低下分の熟容量は油雪水位に対して当まに小さ い。例えば、通常水位の熟容量は約2,800m。相当であるの に対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0,02m分) の熟容量は約20m。程度であり、その低下割合は通常時の 約0.7%程度と非常に小さい。彼って、事象進展に与える 影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プー ル水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さ い。例えば、通常水位の熟容量は約2,800m指当である のに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m のに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m 約)の熱容量は約20m程度であり、その低下割合は通常 時の約0.7%程度と非常に小さい。従って、事象進展に与 える影響は小さいことから、評価項目となるバラメータ に与える影響は小さい。
初期条件	サプ フッション ・プーン 木温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温よりも低くなるため,格納容器圧力上昇が遅くなり,格納 容器スプレイの操作の開始が遅くなるが,その影響は小 さく,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よ りも低くなるため、格納容器の熱容量が大きくなり、格 納容器スプレイに至るまでの時間が長くなるが、その影 響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は 小さい。
	格納容器圧力	5. 0kPa[gage]	約5 kPa [gage] ~約7 kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に 生える影響は小さい。例えば、事象発生から特納容器圧 力が初期ピーク値に進するまでの圧力上昇率(平均)は 1時間あたり約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧 1時間あたり約20kPaであり非常に小さい。従って、事象 進展に与える影響はかさいことから、運転員等操作時間 に与える影響はかさい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる稀納容器圧力の上昇に 与える影響は小さい。例えば、事象発生から稀納容器圧 力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は 1時間あたり約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧 1時間あたり約20kPaでありま常に小さい。従って、事象 進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、格納容器温度は飽和温度として推移 することとなることから、初期温度が事象進展に与える 影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響 はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移 することとなることから、初期温度が事象進展に与える 影響はかさいことから、評価項目となるパラメータに与 える影響はない。
	外部水源の温度	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温よ り低くなる可能性があり,格納容器圧力及び温度し昇 に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の 抑制効果は大きくなり,間欠スプレイの間隔に影響する が,スプレイ間隔は格納容器圧力に依存していることか ら,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇に加制効果は大きくなるが、運転員等操作に変わりはなく、 制効果は大きくなるが、運転員等操作に変わりはなく、 精約容器圧力の最高値はおおむね格納容器スプレイ開格的圧力で決定されるため、評価項目となるバラメー 格時の圧力で決定されるため、評価項目となるバラメー グに与える影響はない。

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(2/4)

添 2.3.1.5-5

	調査店ロしたといける「カフロシス関憲	計画項ロCよのハノメータに中への影響		I			1				1			I		<b>雷源喪失は起因事象として設定していることから、</b>	(電源がある場合については考慮しない。
	運転昌笠場が時間/アトシス彫郷	連転貝守保行时间にせんの影響	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕	が大きくなるため,水源が枯渇しないことから,運転員	等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕が	大きくなるため,燃料が枯渇しないことから,運転員等	操作時間に与える影響はない。			I			1		外部電源喪失は起因事象として設定していることから、   外部	外部電源がある場合については考慮しない。
はく くらうもうがはく しっく	冬年時代の表した	米什政化りもんり	輪谷貯水槽の水量を参考に、	最確条件を包絡できる条件	を設定	発電所構内に貯蔵している	合計容量を参考に,最確条件	を包絡できる条件を設定	送電系統又は所内主発電設	備の故障等によって, 外部電	源を喪失するものとして設	定	全ての非常用ディーゼル発	電機等の機能喪失を想定し / #i-f-	て設定	起因事象として,外部電源を	喪失するものとして設定
(土入が見り) 电が	件及び機器条件)の不確かさ	最確条件	7 000m3 PT E	(, nouil )公工 ( 今計時中 里)	(百百四小里)	1 100m3 PT L	T, TOUIL 以上 (人主:四本東里)	(百百以冬夏)						I			I
	解析条件(初期条件、事故条	解析条件		$7,000m^3$			$1, 180m^3$			为 40 编述 古	外部电源荧大			全交流動力電源喪失	_	the state of the s	外部電源なし
	項目			" 外部水源の容量	朝	***	+ 燃料の容量			当日市分	匠凶事祭		事 故	※ 女王徳郎の嵌入 * に対する仮定	1-	And Annual Annual Annual	外部電源
				14	₽∰	<b>≪</b> #3	t.						事お	5伏字	Ē		

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +HPCS失敗)(3/4)

			(主文伽則ノ电你す	長大(外部电泳渋大+DG	大敗ノ十日PCS大敗ノ(4/ 4)	
	TH H	解析条件(初期条件,事故条	⊧件及び機器条件)の不確かさ	冬年地子の老ら十	活む日午場が中国アロッカ駅線	討任百 しなみ ぷらょし ないちゃん 感激
	法口	解析条件	最確条件	米什政定りちんり	<b>地地見ず探示時にすんの影響</b>	計画項ロCよるハノノークにすんの影響
	原子炉スクラ ム信号	原子炉水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的 に評価するスクラム条件 を設定	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合,事象進 展は緩やかになり,運転員等操作時間に対する余裕が大 きくなる。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため,実態が解析上 の想定より早くスクラムした場合でも,事象進展は緩や かになるものの,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
•	原子炉隔離時 冷却系	原子炉水位低(レベル 2)にて 自動起動 91m <sup>3</sup> 伯(8.21~0.74MPa[dif]に おいて)にて注水	原子炉水位低(レベル2)にて 自動起動 91㎡/h (8.21~0.74MPa[dif]に おいて)にて注水	原子炉隔離時治却系の設 計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
•	逃がし安全弁	述がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377th/個 道動減圧機能付き述がし安全	述がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/b//個 自動減圧機能付きががし安全 点へのやきポイン・シャン	逃がし安全弁の逃がし弁 機能の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に # メノサ告法目11、2000	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に 与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 い。 解除条件と最確条件は同様であることから、事象進展に	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に 与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に 解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に
		- 井の 0 個で囲り の一でによる 原子炉急速減圧	ナの0個を用りることによる 原子炉急速減圧	奉つく深私硫重及び原ナ 炉圧力の関係から設定	サイの形着はなく, 連転貝寺採作時间にサイの影響はない。	サスの影響はない,評価項ロとぶのハンメータに中スの影響はない。
·	YT 보스 보고 YT	70m³/hにて注水 (格納容器スプレイ実施前)	70m³/hにて注水 (格納容器スプレイ実施前)	低圧原子炉代替注水系 (可 搬型)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) のロウル、 西フロラルの回席はロノンク 、 カル回体の	· (편) [effe] ' 편 편 '또'()' 오 타르트 오 데크 그녀와 27 팀 주· ~ 산 오 제구
幾器条件	咳圧尿ナダ17 替注水系 (可搬 型)	30m³/hにて注水 (格納容器スプレイ実施後)	30m <sup>3</sup> /hにて注水 (格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき, 併用時の注 水先圧力及び系統圧損を 考慮しても確保可能な流 量を設定	の株でT生い、原ナデアAILの回復はキインなの。ATR回復彼 の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水 後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与え る影響はない。	夹尿いは不重い酔ぎょり多い場合(は不特性(皮許世)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器代替 スプレイ系(可 搬型)	120㎡/hiとて原子炉格納容器内 ヘスプレイ	120m³/hにて原子炉格納容器内 ヘスプレイ	格納容器温度及び圧力抑 制に必要なスプレイ流量 を考慮し, 設定	解析条件と最確条件は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は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。
	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)	1,136㎡/h(0.14MPa[dif]にお いて)にて注水	1,136㎡/h(0.14MPa[dif]にお いて)にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モ ード)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復後 の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水 後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与え る影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから,評 価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	残留繋除去系 (格納容器治 却モード)及び 残留熱除去系 (サプレッシ ョン・プール水 治却モード)	<ul> <li>・原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8)まで上昇させた後 に1,218m<sup>2</sup>/h1ごで原子炉格納容 器内にスプレイ</li> <li>・伝熱容量は、熱交換器1基当 たり約9MW(サプレッション・ ブーレ水温度52°C、海水温度 30°Cにおいて)</li> </ul>	・原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8)まで上昇させた後 に1,218m <sup>3</sup> hiにて原子炉格納容 出内にスプレイ ・伝熱容量は、熱交機器1基当 たり約9 MM(サプレッション・ プール水温度52°C、海水温度 30°Cにおいて)	残留熱除去系の設計値と して設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に 与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象進展に 与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

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 (全が流動力電源準定(A.32)電源載生+DG生財)+HPCS生財)(4/4)

添 2. 3. 1. 5-7 **1481** 

訓練実績等	部ネントで、 ない、 ない、 ない、 に、 で、 に、 で、 た、 に、 なの に、 に、 なた に、 に、 なた に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、	評価上は作業成立性を踏ま え事象発生から約8時間後 としており、このうち, 動送水車への約油作業は, 所要時間2時間30分穂定の ところ副練実績では約2時 間12からある。 話たで読図 1 2.5.5年齢が電話の絶対
操作時間余裕	原邦子)注の安作のが 京村子(注の安作のが がか代穂子め木で作る 「「「「「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」	I
評価項目となる パラメータに与 える影響	実時設る価ラるい態間定こ項メ影。 低間定こ項メ影。のはとと目 機解同かとタ響 相折等らなには 関上で、る与小 始のあ評べえさ	I
運転員等操作時間に与 える影響	低(炉作定がン認手減子と減の操影当ド条さがが点複のな圧可注時にあ・し動圧がか圧設作響該及件に遅,でも操い原搬水間対りブ,開す往ら開ご醒ば練びをよれ原はな作。。子型のはし,」逃獲る水、よと始小作難除りる子他いに「かん、マサルが作こを実時同時さは祈く擾可炉のこうた」の統十ブ水しでと開態間等間い。条」作能減減とえ替よの析分し温安原に始のはでに、解件の開性圧作かる社る準でなう度全子よす原解あ身 析(不如が開きと都ななが度全子よす原解から 四機確時あ始の,響待不解體紛者。確のそ原こ炉上,る 一作か問る時重他は	I
操作の不確かさ要因	<ul> <li>【認知】</li> <li>中央制御室にて原子哲メクラムを確認した場合に復用班要員を招集するにや にしており。 といており、 とかしており、</li> <li>中央制御室にて原子哲メクラムを確認した場合に復用班要員を招集するに いの認知でにある時間として100間を通知によるに低圧原子好代替 にの認知にある時間として100間を通知している。そのため、認知運む等に の認知能にある時間になる影響はなし。</li> <li>【要員配置】</li> <li>低圧原子好代替注水系(回搬型)による原子行う運転員と、現場にて可搬型による注水のためのホー い現場にてな用班要員が実施することとなるが、本操作者ののホー ためためまでのの強作に行わない。このため、要員配置が操作開始時期、 なる影響はなし。</li> <li>【参動・操作所要再員が運転できたう)</li> <li>「参動・操作所要再」の方式のととなるが、本操作者の中央制御強な が認知るででお優介を行う。</li> <li>【参動・操作所要再回、たいる。</li> <li>「参動・操作所要再回、シスのため、要員配置が操作開始時期、 なる影響はなし。</li> <li>【他の並列操作者注 から25年間 30分((移動時間を含む)) で注水準備操作ですの、 第二次を考想になし。</li> <li>【他の並列操作者注 から25年間 30分((移動時間を含む)) で注水準備操作時間 50分((移動時間を含む)) で注水準備操作時間 50分((移動時間を含む)) で注水準備操作時間 50分((形))</li> <li>「参助・操作所要時間 50分((形))</li> <li>「本都市でのたい」</li> <li>「他の並列操作者注 」</li> <li>【他の並列操作者注 」</li> <li>【他の並列操作者注 」</li> <li>【他の並列操作者無</li> <li>【他の並列操作者無</li> <li>【他の並列操作者無</li> <li>「他の並列操作者無</li> <li>「他の並列操作者無</li> <li>「他の並列操作者」</li> <li>「他の並列操作です」</li> <li>「他の並列操作者」</li> <li>「他の並列操作です」</li> <li>「他の並列操作でなっる」</li> <li>「他の並列操作が中期」</li> <li>「他の並列操作でなっる」</li> <li>「他の確認」, 復佳の部の注意がの((1))</li> <li>「</li> <li>「</li> <li>「</li> <li>「</li> <li>」</li> <li>」</li> <li>」</li> <li>」</li> <li></li> <li>&lt;</li></ul>	2.4.1 相に決断。シービュしいかい、助被性に起こしていい、防殺性事業で、 2.4.4.1 相に決定しることにない、助殺性に起このして、、の操作は最大なの一般権には での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等によ り操作時間が長くなる可能性は低い。 請価上は作業成立性を踏まえ事象発生8時間後から開始としているが、低圧 原子炉代替注水系(可搬型)の大量送水車の燃料枯渇までに実施すれば良い 作業であり、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水は8時間後 からの開始であり、十分な時間余裕がある。
: (操作条件) の 下確かさ   条件設定の考え   方	(原料でで) 原本ででで 「一本」 「「本」 「「本」 「「本」 「「本」 「「本」 「「本」 「本」	本 茶 本 水 本 た 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、
解析条件 開始時間	事間 象後 七 七	事 寒祭 後 宿後
通	低代 ( よ注 ) 速開低代 ( よ注 ) 速開 ( 注 ) ( 注 ) 速開 ( 注 ) ( [ ] ) ( ( ] ) (	低化、「大学会」を送来る人を、「「大学」を送来る人を、「「「「」」を送来る人が教育した。「「「「」」を発展した。「「「」」で、「「」」である」を、「「」」で、「」」で、「」」で、「」」で、「」」を、「」」
解析条件(操作条件)の 項目 一般作上の操作 第本部定の考え 開始時間 一方 4 月 条件設定の考え 一人 4 4 作の不確かさ要因	本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本	<ul> <li>2人1略になったしたい、また「中央制御室内での操作はにいい、こ本に、いいい解除であった</li> <li>2人1略にあったの「一般作時間が長くなる可能性は低い。</li> <li>た、中央制御室内での操作は電に、</li> <li>た、中央制御室内での操作は低い</li> <li>た、中央制御室内での操作等によ</li> <li>たの簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等によ</li> <li>の6065555</li> <li>たるためにはたい。</li> <li>たるために</li> <li>たるたる目的にはたい。</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たいるが、低圧</li> <li>たいる前本の</li> <li>たる可能にない</li> <li>たるたる目前にない</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たいる前本の</li> <li>たるるたる目前をしているが、低圧</li> </ul>

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるバラメータに与える影響及び操作時間余裕 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(1/4)

「に与える影響及び操作時間余裕	P C S 失敗)(2 ∕ 4)
ラメータ	HHH ()
、評価項目となるべう	『電源喪失+DG失敗
、べる影響	長失 (外部
連転員等操作時間に与	(全交流動力電源 典

表 3

	訓練美演等	■						
操作時間余裕		査難登役」 通難登役」 電線蓄積日 配池発後に での で で で で で の で で の で で の で の で の で の で の で の の の で の の の の の の の に し こ の の の の の し い の の の の し の の の の し し の の の の で し し の の の し し の し し し し し し し し						
評価項目となる パラメータに与 える影響		実時設りとらなにな機関定、は、る与い後間だ、は、る与いのはと枯な評べえ。魂球同渇い価子る場体師等で三項メ影相上でると目一響時のあこかとタは						
<b>浦転員</b> 等撮作時間が与える	発音ですよことです。	Fe 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市						
操作の不確かさ要因		【認知】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B- 115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA))は、全交流動力電源喪失か ら 8.5 時間経過するまでに実施する操作であり、経過時間を認識しながら対 応を実施するため、認知遅れが操作開始時間に与える影響はなし。	【要員配置】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B- 115%系蓄電池からB1-115%系蓄電池(SA))のために,現場操作を行う 運転員(現場)を配置している。これらの現場運転員は,操作時には他の操 作を担っていない。よって,操作開始時間に与える影響はなし。	【移動・操作所要時間】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B- 115V 柔蓄電池からB1-115V 柔蓄電池(SA))は、逃ぶし安全升(6弁) の電源切替え後に行う。逃がし安全弁の電源切替え操作は、事象発生から8.5	時間経過するまでに行う直流電源の負荷切離操作及び所内常設著電式直流電源設備切替操作までに行えばよい作業であり,操作所要時間が 10 分程度であることから,十分な時間余裕がある。その後,運転員(現場)が現場にて直流電源の負荷切離操作及びの所内常設著電式直流電源設備切替操作を行うが、 流電源の負荷切離操作及び所内常設著電式直流電源設備切替操作を行うが、	ッ、「ハンパ」「エニッション」のAmers、シストロの地面かった。 さい 自然地面かった。 切離操作及び所内常設著電式直流電源設備切替操作時間(移動時間を含む) は時間余裕を含め 30 分を設定している。よって、操作開始時間に与える影響 はない。	【他の並列操作有無】 逃ぶし安全弁の電源切替之操作,直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電 式直流電源設備切替操作を行う運転員(現場)に当該操作時に他の並列操作 はなく,操作開始時間に与える影響はなし。	【操作の確実さ】 運転員(現場)の現場での操作は,操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2人1組で実施することとしており,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。
解析条件(操作条件)の 不確かさ	金作設定の考 え方		直流電源の負荷 切離操作及び所	N146段金電入画 流電源設備切替 操作(B-115V 系蓄電池からB 1 -115V 系蓄	電池(SA))は 解析条件ではな いが、解析で想 にしている操作 の長さなな	の返出日、福祉 に必要な作業 直流電源が枯竭 しないよっに設	ł	
	解析上の操 作開始時間			# \$ 1	<b>事 % 先</b> <b>8.5 時間経</b> 過するまべ			
1	項目			■ 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御	<ul> <li>(B) (15)</li> <li>(B) (15</li></ul>	115V 杀蕃電 池(SA))		
1				-8	*乍茶牛			

	訓練実績等	<b>訓練 実施 ( 市 に よる 時 に た の 御 備 様 行 の 御 御 御 行 の 御 御 行 人 大 イ 大 イ 名 系 派 子 名 派 に 二 の 通 編 橋 行 ( 画 御 子 子 に に ふ の 通 指 行 に に ふ の 酒 行 に の の で 記 の に の の で 記 の で の の で に の の の で 酒 の で に が の の で 御 の の で に の の の 値 摘 着 で の で 一 の の で に の の の 準 に の 一 の で に の の の 準 備 橋 行 の で 一 の の で 一 の の 一 の で 一 の の で の つ で の の で の 一 の の の の の の の の の の の の の の</b>					
	操作時間余裕	操器)格に容ま発問がかあ作化可称つ器でで生み確しない客で生み確らる体性報の器でで生み確らる後替搬容いスのかり保」。サブ型器でブ時ら」で時時のブ(冷はレビ間約準を間前を強くに却、イは「備る余杯イよ操格関事 6 時こ裕な系る作納始象時間とが					
	評価項目となる パラメータに与 える影響	操客イに冷転にし作祈ぼと目一響作器系よ却員与て開上同かとタは作器系よ却員与て開上同かとタは条代(る操等え,約の等らなに小件替可格作線る実時設で、る与さのス糖病は作影態間定あ評バえい。格運型容、時響のはとる価ラる					
PCS 矢敗) (3 / 4)	運転員等操作時間に与える影 響	様人、 森子、 本学、 本学、 本学、 本学、 本学、 本部で 本学、 本部で 本学、 本部で の の 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1					
(全交流動力電源喪矢(外部電源喪矢+UG矢取)+	操作の不確かさ要因	【認知】 序心損傷的の格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 384kPa[gage])に 到達するのは事象発生から約19 時間後であり、それまでに格納容器圧力の 上昇を十分に認知できる時間があるため,認知遅れにより操作時間に与える 影響になし。 【要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員」」 「要員」」 「要員」」 「要員」」 「要員」」 「要員」」 「要員」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「要」」 「」」 「					
	解析条件(操作条件)の <u> 不確かさ</u> 解析上の操 条件設定の考 を開始時間  え方	4 8 8 8 9 1 1 8 9 8 1 8 9 8 9 9 9 9 9 9 9					
-	通目	操作条件格替系に容作納ス「と器なな」でお器での治路部と概略が、「の治路部での治路が、「知識を引いて、型格理					

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 (全応流動力雷源専失(外部電源喪失-DG失助)+HPCS失助)(3/4)

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるバラメータに与える影響及び操作時間余裕 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)(4/4)

	訓練実績等	「講業議等より、運転員によった意能化学が、運転員による確認化業交流電に設備の起動操作、並びに現場及び中央側創業の運転員による安備創業の運転員による受電操作を並行して実施し、約48分で言認代替公派電源設合にの受電が実施可した。	中央制御虜における操 年のため, シミュレー マ(検藤操行さむ。) に マ(検藤操行さむ。) に (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	中央制御虜における操 年のため、シンミレーー タ(横擬操作さむ。)に タ(横振操作さむ。)に タ(東振操を取得。 第留課院告報による格 現金器院告報による格 成品でなる の の にたいる 通にで前 図 している 通転 た の の の の た の た の た の た の た の た の た の		
	操作時間余裕	1		1		
評価項目となる パラメータに与 える影響		I	ŀ			
(四十) 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나 나	連転貝寺操作時間にみえる家 響	I	ŀ	I		
操作の不確かさ要因		常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として, 事象発生から十分 な時間余裕がある。	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として, 事象発生から十分 な時間余裕がある。	留熟除去系 (低圧注水モード) 運転操作までの時間は, 事象発生から十分 6時間余裕がある。		
解析条件(操作条件)の 不確かさ	雌から 条件設定の考 え方	本 事 サンスの前提条 年として設定	常電 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	移爆なななななななななななななななななななななななななななななななななななな		
	本 解析上の操 作開始時間	事象発生 24 時間後	事象発生 24 時間30 分後	残系器/ド格熱に水炉 御宿、裕熱に水炉 熱格却に谷開、位水炉 途納手に器 5 気が、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、		
	項目	常設代替交 流電源設備 からの受電	幾系水に炉及除納モよ器留、モム注び支容一る除納モム活動(モム注び支容」る除熱低(る水残系器ド格熱低圧ド原機留(将(納糠子注)、子作熱格却に容作	凝留 後国 水 ( 京 に た し に し た		
1			操作条件			

添 2. 3. 1. 5-10 **1485** 

7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)	〇水源 輪谷貯水槽(西) <sup>※</sup> :約 7, 000m <sup>3</sup> ※設置許可基準規則 56 条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)	<ul> <li>〇水使用パターン</li> <li>①水使用パターン</li> <li>①低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水</li> <li>事象発生から8時間後の原子炉減圧後は、炉心冠水まで定格流量で注水する。</li> <li>事象発生から8時間後の原子炉減圧後は、炉心冠水まで定格流量で注水する。</li> <li>「の心冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。</li> <li>「の「和素に応じた注水量で注水する。</li> <li>「の「熱物容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ</li> <li>「の時間評価</li> <li>■象発生19時間後から格納容器圧力に応じ、120m<sup>3</sup>/h で間欠運転を実施。</li> <li>「の時間評価</li> <li>■象発生8時間後までは原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を実施するため、輪谷貯水槽(西)水量は減少しない。事象発生8時間後から低圧原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を実施するため、輪谷貯水槽(西)水量は減少しない。事象発生8時間後から低圧原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を実施するため、輪谷貯水槽(西)水量は減少しない。事象発生8時間後から低圧原子炉「原準2000000000000000000000000000000000000</li></ul>	〇水源評価結果 時間評価の結果から輪谷貯水槽(西)が枯渇することはない。また,7日間の対応を考慮すると,約1,100m <sup>3</sup> が必要となり,十分に
---	---	--	--

 $(70m^3/h \times 1h) + (32m^3/h \times 1h) + (28m^3/h \times 10h) + (25m^3/h \times 7h) + 526m^3 = 1,100m^3$ 水量を確保しているため対応可能である。

添付資料 2.3.1.6

# 7日間における燃料の対応について

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 11m <sup>3</sup>	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能

### 常設代替交流電源設備の負荷

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗)

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

#### 定格出力:4,800kW

打動	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の	定常時の
此則			最大負荷容量	最大負荷容量
順庁			(kW)	(kW)
1	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
2	充電器,非常用照明,非常用ガス処理系	※ 1077	約 1, 116	約 988
	他(自動投入負荷)	亦り 877		
3	B-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,489	約 1,348
4	D-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,849	約 1,708
5	B-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2, 303	約 2,118
6	D-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,689	約 2,528
$\bigcirc$	C-残留熱除去ポンプ	約 560	約 3,471	約 3,088
8	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 4,052	約 3,648
9	B-中央制御室送風機	約 180	約4,043	約 3,828
10	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 3,920	約 3,858
	B-中央制御室冷凍機	約 300	約4,360	約 4, 158
12	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 4, 333	約 4,268

※電源復旧後起動が想定される機器



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 2. 3. 1. 8-1 **1488** 

- 2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗
- 2.3.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及 び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B) 失敗+高圧炉心冷却失敗」である。
- (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系 が機能喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴 う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下す ることから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が 露出し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源が喪失した状態において、唯 ーの原子炉注水手段である原子炉隔離時冷却系が機能喪失したことによって 炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の 有効性評価には、直流電源及び交流電源の電源供給機能に加えて高圧注水機能 に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約8.3時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

また,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器冷却並びに残留熱 除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗」における機能喪失に対して,炉心が著しい損傷に至るこ となく,かつ,十分な冷却を可能とするため,初期の対策として高圧原子炉代 替注水系,低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能付き逃がし安全 弁による原子炉注水手段を整備し,安定状態に向けた対策として,自動減圧機 能付き逃がし安全弁を開維持することで,残留熱除去系(低圧注水モード)に よる炉心冷却を継続する。また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安 定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格 納容器冷却手段並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整 備する。これらの対策の概略系統図を第2.3.2.1-1(1)図及び第2.3.2.1-1(2) 図に,手順の概要を第2.3.2.1-2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操作手順の関係を第2.3.2.1 本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員31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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名,復旧班要員は19名である。必要な要員と作業項目について第2.3.2.1 -3図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、設計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

原子炉隔離時冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は,原子 炉隔離時冷却ポンプ出口流量である。

b. 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,中央制御室からの遠隔操作 によって高圧原子炉代替注水系を手動起動し,原子炉注水を開始することに より,原子炉水位が回復する。

原子炉水位回復後は,運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の 手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお,原子炉 水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。事象 発生から24時間にわたって常設代替直流電源設備により直流電源の供給は 可能である。

高圧原子炉代替注水系による原子炉注水を確認するために必要な計装設 備は、原子炉水位(広帯域)及び高圧原子炉代替注水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

早期の電源回復不能判断及び対応準備については,「2.3.1.1(3)c.早期の 電源回復不能判断及び対応準備」と同じ。

d. 直流電源切替

自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作を実施する前 に,逃がし安全弁用直流電源切替操作を実施する。

e. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備については 「2.3.1.1(3)e.低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備」と 同じ。

f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 逃がし安全弁による原子炉急速減圧については,「2.3.1.1(3)f. 逃がし安 全弁による原子炉急速減圧」と同じ。

2.3.2-2

- g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水については,「2.3.1.1 (3)g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水」と同じ。
- h. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却については, 「2.3.1.1(3)h.格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器 冷却」と同じ。
- i. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱 残留熱除去系(格納容器冷却モード)については,「2.3.1.1(3)i.残留熱 除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱」と同じ。
- j.残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水については、 「2.3.1.1(3) j.残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」と同 じ。
- 2.3.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
- (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,外部電源喪失を起 因事象とし,全ての非常用ディーゼル発電機等を喪失することで原子炉隔離時 冷却系を除く注水機能を喪失し,その上,原子炉隔離時冷却系を喪失し,全て の注水機能を喪失する「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+高圧 炉心冷却失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容 器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液 界面の熱伝達,スプレイ冷却及びサプレッション・プール冷却が重要現象とな る。よって,これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過 渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAA Pにより原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器 温度等の過渡応答を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.3.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス 特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として,送電系統又は所内主発電設備の故障等によって,外部 電源を喪失するものとする。

- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源 を喪失するものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系についても機能喪失 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。起因事象として,外部電源を 喪失するものとしている。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
   原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
   原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン・トリップによる主蒸気止め弁閉スクラム信号及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に期待しないものとする。
- (b) 高圧原子炉代替注水系 運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の遠隔での手動開閉 操作によって注水する。本評価では設計値である93m<sup>3</sup>/h(原子炉圧力8.21 MPa[dif]において)~70m<sup>3</sup>/h(原子炉圧力0.74MPa[dif]において)に対し, 保守的に20%減の流量で注水するものとする。
- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし、容量として、1個あたり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 低圧原子炉代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁による原子炉減圧後に,70m³/hの流量にて原子炉注水し, その後は炉心を冠水維持するように注水するものとする。また,原子炉注 水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は,30m³/h にて原子炉へ注 水する。
- (e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 残留熱除去系(低圧注水モード)
   残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/h(0.14MPa [dif] において)の流量で注水するものとする。
- (g) 残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) 原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇させた後に,残留熱除

2. 3. 2-4

去系(格納容器冷却モード)を使用する場合は、1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格 納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1 基当 たり約9MW(サプレッション・プール水温度52℃,海水温度30℃において) とする。

- 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,「1.3.5 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) 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作は,事象判断の時間を考慮して事象発生から10分後に開始するものとし,操作時間は,原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず,直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して10分間とする。
- (b) 交流電源は24時間使用できないものとし,事象発生から24時間後に常設 代替交流電源設備によって供給を開始する。
- (c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、サプレッション・プール水 温度が100℃に到達する事象発生から約8.3時間後に開始する。
- (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa [gage]に到達した場合に実施する。なお,格納容 器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は,残留熱除去系 (格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱を開始する前に停止す る。
- (e) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作及び残留熱除去 系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作は,常設代替交 流電源設備による交流電源の供給開始後に,残留熱除去系の起動操作に要 する時間を考慮して,事象発生から24時間30分後に実施する。
- (f) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作は,残留熱除去 系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱開始後に,原子炉水 位が原子炉水位低(レベル3)に到達した場合に開始する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)\*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力 容器内の保有水量の推移を第2.3.2.2-1(1)図から第2.3.2.2-1(6)図に,燃料 被覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率 の推移を第2.3.2.2-1(7)図から第2.3.2.2-1(9)図に,格納容器圧力,格納容 器温度,サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推 移を第2.3.2.2-1(10)図から第2.3.2.2-1(13)図に示す。

※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。 一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃料域)はシュラウド内を計測している。

> 2. 3. 2-5 **1493**

#### a. 事象進展

全交流動力電源喪失後,原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉 がスクラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系の自 動起動に失敗した後,高圧原子炉代替注水系を手動起動することにより原子 炉水位は維持される。再循環ポンプについては,外部電源喪失により,事象 発生とともに2台全てがトリップする。

(添付資料2.3.2.1)

事象発生から約8.3時間経過した時点で、中央制御室からの遠隔操作によ り自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を手動開することで、原子炉の急速減 圧を実施し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉 注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出によ り原子炉水位は低下するが、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉 注水が開始され、原子炉水位が回復する。

事象発生から24 時間経過した時点で,常設代替交流電源設備による交流 電源の供給を開始し,その後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去 系(格納容器冷却モード)を起動し原子炉格納容器除熱を開始するが,原子 炉水位が原子炉水位低(レベル3)まで低下した場合に,残留熱除去系(低 圧注水モード)に切替え,原子炉注水を開始することで,その後も原子炉水 位は適切に維持される。

崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発 生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで,格納容器圧力及び温度は 徐々に上昇する。そのため,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子 炉格納容器冷却を行い,常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始 した後は残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱を 行う。原子炉格納容器除熱は,事象発生から24時間30分経過した時点で実施 する。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は, 第2.3.2.2-1(7)図に示すとおり, 初期値(約309℃)を上回ることなく, 1,200℃以下となる。また, 燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり, 15%以下となる。

原子炉圧力は第2.3.2.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により,約7.74MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約8.04MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉 格納容器除熱を行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力及び温 度の最大値は,それぞれ約384kPa[gage]及び約151℃に抑えられ,原子炉格 納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第2.3.2.2-1(2)図に示すとおり、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉

2.3.2-6

代替注水系(可搬型)による注水継続により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持される。その後は,24時間30分後に残留熱除去系(格納容器冷却モード) による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し,また,安定 状態を維持できる。

(添付資料2.3.2.2)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.3.2.3 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。

「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+高圧炉心冷却失敗」では, 全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失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,事象進展に有意な影響を 与えると考えられる操作として,高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作, 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧開始) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの 影響評価については、「2.3.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさ の影響評価」と同じ。

(添付資料 2.3.2.3)

- (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2.3.2.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水

2.3.2-7
位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器スプレイを実施すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の高圧原子炉代替注水系は,解析条件の不確かさとして,実際 の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の 回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作時間に与える影響は ない。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の 操作として冠水維持可能な注水量に制御するが,注水後の流量調整操作で あることから,運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.3.2.3)

### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉水位は燃料棒有効 長頂部を下回ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目となるパ ラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり,格納 容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇は格 納容器スプレイにより抑制されることから,評価項目となるパラメータに 与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 に与える影響は小さい。

機器条件の高圧原子炉代替注水系は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の 回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕が大き くなる。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから,

評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

操作条件の高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作は,解析上の操 作開始時間として事象発生から20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,原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず,直流 電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作 の時間として設定していることから,操作開始時間は解析上の設定よりも 早まる可能性があり,原子炉注水の開始時間も早まることから,運転員等 操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原子 炉急速減圧操作開始)は,解析上の操作開始時間として事象発生から約8.3 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,低圧原子 炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水のための準備操作時間は,解析で の設定に対して十分な余裕があり,サプレッション・プール水温度を確認 し,逃がし安全弁の手動開により原子炉を減圧することにより原子炉注水 を開始することから,実態の原子炉減圧時間は解析上の設定と同等であり, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。当該操作は,解析コード及び解 析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性 があるが,原子炉減圧開始時点では他の操作との重複もないことから,他 の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力384kPa [gage] 到達 時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,実態の運転操 作においては,格納容器スプレイの操作実施基準(格納容器圧力384kPa [gage])に到達するのは,事象発生の約19時間後であり,格納容器代替 スプレイ系(可搬型)の準備操作は格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を 監視しながらあらかじめ実施可能である。

また,格納容器スプレイ操作も同様に格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。操作開始時間が遅れた場合においても,格納容器の限界圧力は853kPa [gage] であることから,格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う要員を配置しており,他の操作との重複もないことから,他の操作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

操作条件の高圧原子炉代替注水系による原子炉注水操作は,運転員等操 作時間に与える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早 くなる可能性があるが,操作開始時間が早くなった場合においても原子炉 水位が燃料棒有効長頂部を下回らないことから,評価項目となるパラメー タに与える影響はない。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原子 炉急速減圧操作開始)は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の 操作開始時間は解析上の設定と同等であり、高圧原子炉代替注水系から低 圧原子炉代替注水系(可搬型)への注水手段切替が評価項目となるパラメ ータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時間は 解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。

(添付資料 2.3.2.3)

(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。

第2.3.2.2-(14)図から第2.3.2.2-(16)図に示すとおり,操作条件の高圧 原子炉代替注水系による原子炉注水操作については,事象発生から60分後(操 作開始時間の40分程度の時間遅れ)までに高圧原子炉代替注水系による注水 が開始できれば,燃料被覆管の最高温度は約859℃となり1,200℃を下回るこ とから,炉心の著しい損傷は発生せず,評価項目を満足することから,時間余 裕がある。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作(原子炉急 速減圧操作開始)については,高圧原子炉代替注水系から低圧原子炉代替注水 系(可搬型)への注水手段切替のための逃がし安全弁手動開操作までは約 8.3 時間の操作時間余裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操 作については,格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約19時間あ り,準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

(添付資料 2.3.2.3, 2.3.2.4)

(4) 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,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,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。

#### 2.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗」において,重大事故等対策時における必要な要員は, 「2.3.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり31名である。「6.2重大事故 等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対 処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗」において,必要な水源,燃料及び電源は,「6.1(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

高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉 注水並びに格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイに必 要な水量は,「2.3.1.4(2)a.水源」の必要水量と同じであり,必要な水源 は確保可能である。

b. 燃料

「2.3.1.4(2) b. 燃料」と同じであり,常設代替交流電源設備による電源 供給,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水,格納容器代替ス プレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ及び緊急時対策所用発電機によ る電源供給について,7日間の継続が可能である。

c. 電源

「2.3.1.4(2) c. 電源」と同じであり、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。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、事象 発生後24時間の直流電源供給が可能である。

(添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.9)

2.3.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ 高圧炉心冷却失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機 能喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至ること が特徴である。事故シーケンスグループ「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策 として高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能 付き逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除 去系(低圧注水モード)による原子炉注水手段、格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による原子炉格納容器冷却手段並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容 器除熱手段を整備している。 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ 高圧炉心冷却失敗」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、高圧原子炉代替注水系による原子炉注水、低圧原子炉 代替注水系(可搬型)及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水、自 動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧、格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除 熱を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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,緊急時対策要員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,高圧原子炉代替注水系等による原子炉注水,残留熱除去系(格納容器冷却モード)等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」に対して有効である。



第2.3.2.1-1(1)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却 失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水)



第2.3.2.1-1(2)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失 敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧,原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.3.2.1-1(3)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失 敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



※14:格納容器ペント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。 格納容器への熟放出を抑制し圧力上昇を抑制する。 ※15:復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。	※10:非常用局止球験2米9/02つち、1米9/14秒的ACC管款交換設備アーノル状態に又電りつる。 ※17:残留税防去系(特許容器活却モード)を起動し、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイを停止す ※18:原子炉木位高(レベル 8)到塗だしまり、低圧原子行作港注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。以降、 残留熟除去茶(1, 原子炉木位低(レベル 8)にで残留熟除去素(低圧注水モード)に切り替え、原子炉水位高 (レベル 8)まで注水後、残留熟除去系(格納容器活却モード)に切り替える。	※19:残留熟除去系(格納容器冷却モード)は格納容器圧力 13.7kPa[gage]以下で停止し,以降は残留熟除去系(サプレッシ プール水冷却モード)によるサプレッション・ブール水冷却に切り替える。	【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】 1 : 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉開電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。 (電流変量により使用できる設備が限られる。) 1 : 当ぶ! たろかんた解言と声も知知電話により、1、2.4.4.4.4.3.3.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.4.	<ul> <li>□・四小コンエナワト的に必要な運転が安大している毎日は、四小コメエナ用町町町町町町町町町下下下」、</li> <li>□・応小し次キナの作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による 窒素ガスの供給を行う</li> <li>□:原子炉補機代普谷却系による除熟機能確保も実施可能である。</li> </ul>
残留熱除去系 (精納容器冷却モード) による 格納容器スプレイ ◆	残留熟除去系(低圧注水モード)による原子炉 注水及び残留熟除去系(格納容器冷却モード) による格納容器スプレイ*8	◆ 残留熟除去系(低圧注水モード)により原子炉水位を維持し、残留熟除 まる(サイレッシン・プール水や却エード)によちオイレンション・	ナーン水浴剤を継続する。また機能使失している影響の後日に努める。 原子炉圧力容器は残留熟除去系(原子炉停止時冷却モード)により冷温 停止状態とする。 <sup>来19</sup>	

3

<u>`°</u>

+高圧炉心冷却失敗」の対応手順の概要 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) 2.3.2.1-2 🗵 箫

							全交流動力電源喪失	(外部電源喪失+DG失敗) +高圧)	炉心冷却失敗					
						10	経過時間(分) 20 20 40 50 601 2	2 4 5 4 7 9	題)	B時間(時間)	10 20 21 22 22 2	05 06 07	経過時間 (日)	傷芍
	1				-								أأأ	
		実施箇所・必要人	員数			→ 事業発生 原子炉スク?	ラム 原子炉水位低(レベル2)							
	責任者	当直長 1人	+ 緊急	P央制御室監視 B時対策本部連絡		▼ 77	ント状況利断 ∇ 20分 高圧原子炉代替注水系 原子炉注水	III th	7 8時間 直流電源切替					
操作項目	指揮者	当直副長 1人		運転操作指揮	操作の内容		200 BEERLAICHTON SELATO	993.244	✓ 約8.3時間 サブレッション・ブール水園 原子炉急速減圧 高圧原子炉急速減圧	度100°C到達				
	通報連絡等を行う	指示者 1人	. :	初動での指揮					products and a second second second	★約14時間 格納容器圧力245kPa [gage	]剡速			
	要員	連絡責任者 連絡担当者 4人	. 9	诺電所內外連絡							↓ 約19時間 格納容器圧力384kPa [gage]到	達 	(25/001× )= 2 40-00	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		復旧班要員							ľ	20月前 市民17日スの地の	actini no ao Oriante.	
					<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>									
					<ul> <li>原子炉スクラム確認、タービントリップ確認</li> </ul>									
					<ul> <li>非常用ディーゼル亮電機等機能喪失確認</li> </ul>									
状况判断	1人 人	-		-	<ul> <li>再循環ボンプトリップ確認</li> </ul>	10分								
					<ul> <li>交流電動駆動ボンブによる原子炉注水機能廃失確認</li> <li>         - 大坂回顧金会問時間/達だし安会やにとる原子ににも利用時間     </li> </ul>	┥ ┝─								
					<ul> <li>・ 土原ス機関ナ王国爆転ノ処かし女王方による原ナゲ圧ノ前弊爆終</li> <li>・ 原子伊羅慶時公知系権企専争確認</li> </ul>									
					<ul> <li>・ 早期の電源回復不能確認</li> </ul>									+
高圧原子炉代替注水系 起動操作	(1人) 人	-		_	• 高压原子炉代替往水系 起動操作/系統構成	10分								
高圧原子炉代替注水系による 原子炉注水	(1人) A	-		_	<ul> <li>高圧原子炉代替注水系 起動/停止操作</li> </ul>		原子炉水位をレ	ベル 3 ~レベル 8 で維持						
交流電源回復操作	-	-		-	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能回復</li> </ul>									解析上考慮せず
	-	-		-	• 外部電源 回復									対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A	-		-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>						10分			_
D系非常用高圧母線受電準備	Å	(2人) 4		-	<ul> <li>D系非常用高压母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>	<u> </u>					25分			-
	- (1人)	B, C		_	<ul> <li>D系非常用高圧は限受電準備(現場)</li> <li>Cダルクロズに応給品で準備(内力利知文)</li> </ul>	<u> </u>					35.4			-
C系非常用高压母線受電準備	A	◆ (2人)		_	<ul> <li>C 系介布力向上は株文电中画(T 大利時里)</li> <li>C 系介常用高圧性線交電準備(現場)</li> </ul>	<u> </u>					25分			
	(1人) A	в, с		_	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>							5分		復江考慮しない
D系非常用高圧母線受電操作	-	◆ (2人) B,C		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>							5分		1
C 这业学用这匹许施公常操作	(1人) 人	-		_	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>							5分		
C 小炉 用加固加 体积 人 临时 [P	-	(2人) B, C		_	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>							5分		
電源切替操作	-	- <sup>(2,λ)</sup> B,C ←		-	<ul> <li>         ・</li></ul>			10分						B-115V系書電池からSA用115V系書 電池へ切り替える
所内用蓄電池切替操作	- (1Å)	L, (2,∧) B,C →		_	<ul> <li>負荷切り離し/所内用蓄電池切替操作</li> </ul>	<u> </u>		30分						■ 1100 米留電池 / 5 B 1 - 1100 米留 電池 (SA) へ切り替える
原子炉急速减压操作		_		_	<ul> <li>日勤減圧機能付き逐がし安全弁 6 個 予勤問放操作</li> <li>・          ・</li></ul>	10/2			1033					
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作		_	╢╷	- 14人 a~n	<ul> <li>・ 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備</li> </ul>		2010100							
	_	_			(大量送水車配置,ホース展展,接続)	100	2 Mg (0) 1 (0 /)							
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)系統構成		2人 B, C		_	<ul> <li>双钉眼的腰头里带</li> <li>非印制脸土瓜及花杯口间不切补禁注水系 注水金遍件</li> </ul>	1057	50.42							
低压原子炉代替注水系	_	_		(2人)	- 紙目面スポレキナーで(ゴ焼剤)汁ーを発展				第二回を行わしがもりょしがも9つ後期					-
(可搬型) 注水操作	_	-		a,b	• 版正示于F11智证小末(可策出) (4小陳)F	<u> </u>			原丁が水位をレント3 レント8 C離れ					
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	-	D, E		-	<ul> <li>格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成</li> </ul>					4	0分			
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)スプレイ操作	-	-		(2人)	<ul> <li>格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)</li> </ul>						適宜実施			
原子炉满水操作	-	-		a,b	<ul> <li>・ 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水流量の増加</li> </ul>	格納容器圧力が 原子炉への注	が384kPa[gage]に到達後、原子炉格納容器 水流量を増やして原子炉水位をできるだけ	空間部への熱放出を防止するため. 高く維持する						解析上考慮せず
	-	_		(12人)     a∼1	<ul> <li>         ・         ・         資機材配置及びホース敷設、系統水張り     </li> </ul>			7時間20分						解析上考慮せず
	-	- 1		34	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>			10分						
原子炉補機代替冷却系準備 操作	-	-		o, p, q	・ 電源ケーブル接続			1時間40分						解析上考慮せず
	-	— 2人 D, E		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>			10分						解析上考慮せず
	-	(4, K) B, C, D, E	411	-	• 原子炉補機代替冶却系 系統構成			1時間40分						
	-	D,E 4		-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>	<u> </u>				1時間20分				解析上考慮せず
格納容器ペント準備操作	-	-		(2人) o,p	<ul> <li>木素濃度測定装置準備</li> </ul>					2時間				解析上考慮せず
	-	-	1	◆ (2人) e,f	<ul> <li>可搬式室素供給装置準備</li> </ul>					2時間				解析上考慮せず
	-	-			<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	10分								
您科祖祜申佣	-	-		2人 r,s	<ul> <li>ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>		2時間30分							タンクローリ残量に応じて適宜ディー ゼル燃料貯蔵タンクから補給
燃料捕給作業	_	-			<ul> <li>大量送水車への補給</li> </ul>					適宜実施				
原子炉補機冷却系起動操作	(1人) 人	-		_	• 原子炉補機冷却系 起動操作							10分		
残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	(1人)	_		_	<ul> <li>残留熱除去系(格納容器冷却モード)起動操作</li> </ul>							10分		
起動操作														原子炉水位低(レベル3)にて原子(
双留熱麻去系による原子炉注 水および原子炉格納容器除熱 操作	(1人) A	-		-	<ul> <li>残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系 (格納容器冷却モード)による格納容器スプレイ</li> </ul>							適宜実施		注水への切替操作を実施し、原子炉オ 位高(レベル8)にて格納容器スプレ イへの切替操作を実施
非常用ガス机理系 運転2000	(1人)			_	<ul> <li>非常用ガス処理系自動評価確認</li> </ul>							5.22		解析上考慮せず
	A	(2人)												解析上考慮せず
xes村ノール市却永 準備操作	_	D, E			· 示于水·围城飞台市动水 杀靴落成(浅蒲)							30万 ・燃料ブール冷却*	ポンプを再記動し供料	autフロル市却未熟父換器への冷却力 通水操作
燃料ブール冷却 再開	(1人) A	-		-	・ 燃料ブール治却系再起動							10分 ・必要に応じてスキ を実施する。	関する。 マサージタンクへの補給	解析上考慮せず 燃料ブール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人 A	4人 B, C, D, E		19人 a~s										

 A
 B, U, D, E
 a~s

 () 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.3.2.1-3 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」の作業と所要時間

2.3.2-17 1505



第2.3.2.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第2.3.2.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.3.2.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.3.2.2-1(4)図 注水流量の推移

2. 3. 2–19 **1507** 



第2.3.2.2-1(5)図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第2.3.2.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

2. 3. 2–20 **1508** 



第2.3.2.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

2. 3. 2-21 **1509** 



第2.3.2.2-1(9)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第2.3.2.2-1(10)図 格納容器圧力の推移



第2.3.2.2-1(11)図 格納容器温度の推移



第2.3.2.2-1(12)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.3.2.2-1(13)図 サプレッション・プール水温度の推移

2. 3. 2–24 **1512** 



第2.3.2.2-1(14)図 事象発生 60 分後に注水を開始したケースにおける 原子炉圧力の推移



第2.3.2.2-1(15)図 事象発生60分後に注水を開始したケースにおける 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.3.2.2-1(16)図 事象発生 60 分後に注水を開始したケースにおける 燃料被覆管温度の推移

		計装設備	平均出力領域計装	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量	I	1	<ul> <li>③大事故等対処設備(設計基準拡張)</li> <li>■ 有効性評価上考慮しない操作</li> </ul>
	重大事故等对処設備	可搬型設備	1	1	I	大量送水車 タンクローリ	■:【】 】
等対策について (1/3)		常設設備	所內常設著電式直流電源設備	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	所內常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	ディーゼル燃料貯蔵タンク	
重大事故等	HE	手順	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が 全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり, 原 子炉がスクラムしたことを確認する。	事象発生後に原子炉隔離時冷却系の自動起動 が確認できない場合、高圧原子炉代替注水系を 起動し原子炉注水を開始する。これにより原子 炉水位は回復し、以降炉心を冠水維持可能な範 囲に制御する。	自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉 急速減圧操作を実施する前に, 逃がし安全弁用 直流電源切替操作を実施する。	原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電 動弁(RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁) の手動開操作を実施する。 屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展 張を実施する。また、大量送水車の燃料補給準 備を実施する。	
		判断及び操作	全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	高圧原子炉代替注水系に よる原子炉注水	直流電源切替	低圧原子炉代替注水系(可 搬型)による原子炉注水準 備	

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」の

第2.3.2.1-1表

2.3.2-27

	処設備	計装設備	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 サプレッション・プール水温度 (SA)	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(然料域) 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量(狭带域用)	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用) 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)
	重大事故等対	可搬型設備	大量送水車 タンクローリ	大量送水車 タンクローリ	大量送水車 タンクローリ	
等対策について (2/3)		常設設備	自動減圧機能付き逃ぶし安全弁 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	
重大事故	居 日 日	于順	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉 注水の準備が完了後、サプレッション・プール 水温度 100℃で、自動減圧機能付き逃がし安全 弁6 個による手動減圧を行う。	原子炉急速減圧により,低圧原子炉代替注水系 (可搬型)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始 される。以後原子炉水位低(レベル3)から原 子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合, 格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子 炉格納容器冷却を実施する。 また,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 原子炉注水を継続する。	
		判断及い操作	逃がし安全弁による原子 炉急速減圧	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)による原子炉 注水	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉 格納容器冷却	

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」の

第2.3.2.1-1表

2.3.2-28

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」の က ຕ ( 重大事故等対策について

第2.3.2.1-1表

サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 計装設備 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 重大事故等対処設備 可搬型設備 I 【残留熟除去系(格納容器冷却モ ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熟除去系(低圧注水干) サプレッション・チェンベ サプレッション・チェンベ 常設代替交流電源設備 常設代替交流電源設備 常設設備 【原子炉補機冷却系】 【原子炉補機冷却系】 原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上 確認後、中央制御室からの遠隔操作により残留 熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉 熱除去系(格納容器冷却モード)運転に切り替 常設代替交流電源設備による交流電源供給を 注水を開始し,低圧原子炉代替注水系(可搬型) 残留熱除去系(低圧注水モード)運転から残留 昇させた後、中央制御室からの遠隔操作により 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉 による原子炉注水を停止する。 手順 **铬納容器除熱を開始する。** える。 残留熟除去系(格納容器 冷却モード) による原子 残留熟除去系(低圧注水 モード)による原子炉注 判断及び操作 炉格納容器除熱 ×

【】: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

2.3.2-29

भ्रमह			道-	)[[]	道-	'可'	后,	'可'	初期条件	愚	」	格	格	貳
<b>第2.3.2.2−1表</b> 主要解析条件 ( <sub>3</sub>	項目	解析コード	子炉熱出力	子炉圧力	子炉水位	心流量	心入口温度	心入口サブクール度		大線出力密度	子炉停止後の崩壊熱	納容器容積 (ドライウェル)	納容器容積(サプレッション・チェンバ)	空破壊弁
全交流動力電源喪失(外部電源	主要解析条件	原子炉侧:SAFER 格納容器側:MAAP	2, 436MW	6.93MPa[gage]	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	$35.6 \times 10^3 t/h$	約 278°C	約 9 °C	9 × 9 燃料(A型)	44. 0kW/m	ANSI/ANS-5.1-1979   燃焼度 33GWd/t	$7, 900 \mathrm{m}^3$	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	3.43kPa(ドライウェルーサプレ ッション・チェンバ間差圧)
喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗) (1 / 5)	条件設定の考え方		定格原子炉熱出力として設定	定格原子炉圧力として設定	通常運転時の原子炉水位として設定	定格炉心流量として設定	熱平衡計算による値	熱平衡計算による値	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等 であり,その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡される こと,また,9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9 ×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し,代表的に9 ×9燃料(A型)を設定	通常運転時の熱的制限値	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し,10%の保守性を考慮	ドライウェル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物 の体積を除いた値)を設定	真空破壊弁の設定値

2. 3. 2-30

喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(2 ∕5)	条件設定の考え方	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定	通常運転時のサプレッション・プール水温度の制限値として 設定	通常運転時の格納容器圧力として設定	通常運転時の格納容器温度として設定	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏 まえて設定	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 喪失するものとして設定	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定	本事故シーケンスにおける前提条件	起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定
:(全交流動力電源喪失(外部電源到	主要解析条件	3.61m(通常運転水位)	35°C	5.0kPa[gage]	57°C	35°C	外部電源喪失	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系機能喪失	外部電源なし
第2.3.2.2-1表 主要解析条件	項目	サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水温度	格納容器圧力	格納容器温度	外部水源の温度	起因事象	立へ擒むで声インサナスに亡	女主險能の茂大に刈りる政圧	外部電源
			陵	期条	牟		빠	故。	条件	-

2.3.2-31

ミ+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(3/5)	条件設定の考え方	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	高圧原子炉代替注水系の設計値に対し,保守的に 20%減の流 量を設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関 係から設定
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失	主要解析条件	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)にて手動起動, 原子炉水位高(レベル8)にて手動停止 設計値である 93m <sup>3</sup> /h (8.21MPa[dif]にお いて) ~70m <sup>3</sup> /h (0.74MPa[dif]において)	送がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個、3671/h/個 7.58MPa[gage]×2個、3671/h/個 7.58MPa[gage]×3個、3771/h/個 7.79MPa[gage]×4個、3771/h/個 百動減圧機能付き逃がし安全弁蒸気流量の関係> 意開することによる原子炉急速減圧 (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m) (m)
第2.3.2.2-1表 主要解析条件	項目	原子炉スクラム信号	高压原子炉代替注水系	逃がし安全弁
			重大事	\$等対策に関連する機器条件

2.3.2-32

+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗)(4/5)	条件設定の考え方	低圧原子炉代替注水系 (可搬型)の設計値として設定 "	設計に基づき、併用時の注水先圧力及び系統圧損を考慮して も確保可能な流量を設定	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定	残留熟除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup>	・ 残留熱除去系の設計値として設定
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失-	主要解析条件	70㎡/h にて注水 (格納容器スプレイ実施前)	30m³/h にて注水 (格納容器スプレイ実施後)	120m3/h にて原子炉格納容器内ヘスプレ イ	1,136m³/h(0.14MPa[dif]において)にて注 水	・原子炉水位を原子炉水位高(レベル8) まで上昇させた後に、1,218m <sup>3</sup> /h にて原子 炉格納容器内にスプレイ ・伝熱容量は, 熱交換器 1 基当たり約 9 MM (サプレッション・プール水温度 52°C, 海水温度 30°Cにおいて)
第2.3.2.2-1表 主要解析条件	項目	低圧原子炉代替注水系(可搬型)		格納容器代替スプレイ系(可搬型)	残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系(格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)
			重大重	r 故等	刘策に関連する機器条	中

2.3.2-33

	第2.3.2.2-1表 主要解析条件 (3	全交流動力電源喪失(外部電源喪	失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(5 / 5 )
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
<del>/Ⅲ</del> -	高圧原子炉代替注水系による原子炉注 水操作	事象発生 20 分後	事象判断の時間を考慮して事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず、直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間余裕を考慮して10分間を設定
大事	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生から 24 時間後	本事故シーケンスの前提条件として設定
故等対策	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操 作	事象発生から約 8.3 時間後 (サプレッション・プール水温度 100℃到達)	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として設定
に関連	格納容器代替スプレイ系(可搬型)に よる格納容器冷却操作	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定
する操作条件	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作及び残留熱除去系 (格納容器冷却モード)による格納容 器除熱操作	事象発生 24 時間 30 分後	常設代替交流電源設備からの受電後,残留熟除去系の起動操作に 要する時間を考慮して設定
E	残留熱除去系 (低圧注水モード) によ る原子炉注水操作	残留熟除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱開始後に,原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3)に到達	原子炉格納容器除熱及び原子炉水位制御(レベル3~レベル8) が継続的に可能な条件として設定

2.3.2-34

全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時におい て高圧原子炉代替注水系の8時間運転継続に期待することの妥当性について

有効性評価「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却 失敗」では、高圧原子炉代替注水系(以下「HPAC」という。)を用いた8時間 の原子炉注水に期待している。

HPACが起動から8時間運転を継続するために必要な直流電源は、SA用 115V系蓄電池より供給され、その容量は「添付資料2.3.1.2」にて確認している。 図1にHPACの系統構成の概略を示す。事故時には直流電源の容量以外にもサ プレッション・チェンバの圧力及び水温の上昇や中央制御室・C-RHRポンプ 室の温度上昇がHPACの運転継続に影響することも考えられるため、ここでは それら影響についても確認した(表1参照)。

表1に記載したそれぞれの要因はHPACの8時間運転継続の制約とならない ことから、本有効性評価においてHPACに期待することは妥当と考える。

以上

添 2.3.2.1-1

表1 HPAC運転継続の制約要因の評価

評価項目	概要	評価結果
サプレッション・プ	H P A C の水源はサプレッション・プールである	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時のサプ
ール水温上昇	が、サプレッション・プールの水温上昇により、	レッション・プール水温を評価した結果, HPACポンプの8時間運転継続後
	高圧原子炉代替注水ポンプのキャビテーション	の水温は約 100℃となる。水温の上昇に伴い、有効NPSHは約 10.4mとなるが,
	やポンプ軸受の潤滑油冷却機能が阻害され、高圧	ポンプの必要NPSH 🔤 に対して十分余裕があるため, キャビテーション
	原子炉代替注水ポンプの運転に影響を与える可	は発生しない。また, HPACポンプの軸受冷却は水源による自己冷却である
	能性が考えられる。	が、HPACポンプの最高使用温度は120℃のため、サプレッション・プール水
		が約 100℃まで上昇しても影響はない。したがって,サプレッション・プール水
		温上昇によってH P A C の 8 時間運転継続は阻害されない。
サプレッション・チ	サプレッション・チェンバ圧力上昇は, HPAC	左記の理由により、評価不要である。
エンバ圧力上昇	タービン排気圧上昇に関係するが、事故時の予期	
	せぬトリップを防止するため, HPACはタービ	
	ン排気圧高による自動停止のインターロックを	
	持たない設計としている。	
中央制御室の	中央制御室の環境条件として想定している最高	中央制御室内の全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷
温度上昇	温度は 40℃である。SBOでは空調換気系が停止	却失敗時の中央制御室温度を評価した結果,事象発生から 24時間後の温度は約
	するため、中央制御室温度が最高温度を超える可	35℃(初期温度 26℃)であり,制御盤の設計で想定している環境の最高温度 40℃
	能性が考えられる。	を下回る。したがって、中央制御室温度上昇によってHPACの8時間運転継
		続は阻害されない。
$\mathrm{C}-\mathrm{R} \operatorname{H} \mathrm{R}  {\mathcal{X}} \mathrel{\mathrel{\succ}} \mathrel{\mathrel{\sim}} \mathrel{\mathrel{\sim}} \mathrel{\mathrel{\sim}}$	HPACのポンプ, 弁, タービン, 計装品等の設	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時のC-
室の温度上昇	計で想定している環境の最高温度は、事象発生か	RHRポンプ室温度を評価した結果, HPACポンプの8時間運転継続後の温
	ら8時間後では66℃を想定している。SBOでは	度は約 55℃(初期温度 40℃)であり, HPACの設計上想定している 66℃を下
	換気空調系が停止しているため, C-RHRポン	回る。したがって、C-RHRポンプ室温度上昇によってHPACの8時間運
	プ室温度が 66℃を超える可能性が考えられる。	転継続は阻害されない。
		本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.3.2.1-2



図1 HPAC系統概要図

添2.3.2.1-3



全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時における C-RHRポンプ室の室温評価について

- 1. 温度上昇の評価方法
- (1) 評価の流れ

全交流動力電源喪失時には,換気空調系による除熱が行われないため,評価対象の部 屋の温度変化は,タービンや配管などの室内の熱源から受ける熱量(室内熱負荷)と隣 の部屋への放熱(躯体放熱)のバランスによって決定される。

ここでは、添付資料2.3.1.3 補足資料と同様の方法を用いてC-RHRポンプ室の温度を評価した。

(2) 評価条件

評価条件を以下にまとめる。

a. 評価対象とする部屋の条件:表1参照

- b. 評価対象の部屋に隣接する部屋の温度
  - ・一般エリア
     ・トーラス室
     ・その他二次格納施設内
     ・地中
     : 40℃
     : 75℃(有効性評価全交流動力電源喪失時の想定温度)
     : 66℃
     : 18℃

図1にC-RHRポンプ室及び隣接する部屋の位置関係を示す。

なお,当該温度条件は,保守的に事象初期から評価期間の間,継続するものとして評 価を行う。



原子炉建物地下2階※1



原子炉建物地下1階

※1 地下2階より下は, 躯体コンクリートを介して「地中」と隣接している。

図1 C-RHRポンプ室及び隣接する部屋の位置関係図

- c. 壁-空気の熱伝達率(無換気状態)[出典:日本機械学会 伝熱工学資料]
- ・鉛直壁面
   ・天井面
   ・床面
   ・尿力リート熱伝導率:
   W/m<sup>2</sup>℃
   W/m<sup>2</sup>℃
   W/m<sup>2</sup>℃

<b>**</b> 0.1 (C) /	
	C-RHRポンプ室
発熱負荷[₩] ※	
容積[m <sup>3</sup> ]	-
熱容量[kJ/℃]	-
初期温度[℃]	40

表1 評価する部屋の条件

※発熱負荷は機器や配管からの伝熱を考慮

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

#### (3)評価結果

全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時において, 事象発生後約8.3時間のC-RHRポンプ室の最高温度は約55℃となり,設計で考慮 している温度\*を超過しないため,HPAC運転継続に与える影響はない。

※C-RHRポンプ室(C-RHRポンプ, HPACポンプ, 弁, タービン, 計装品等)
 : 66℃(初期6時間まで100℃, それ以降は66℃の設計)



図2 C-RHRポンプ室温の推移

以上

添付資料 2.3.2.2

安定状態について

(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器フ ィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去系) により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転 じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

高圧原子炉代替注水系による原子炉注水により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持 される。そして,事象発生から約8.3時間後に原子炉減圧し,その後,逃がし安 全弁を開維持することで,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水継続によ り引き続き炉心冠水が維持され,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

炉心冷却を継続し、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始後に残留 熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び温 度は安定又は低下傾向となり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウ エル温度は低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている

126℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。

なお,残留熱除去系による格納容器除熱開始後の原子炉注水は,残留熱除去系(低 圧注水モード)にて実施する。

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

※ 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に切り替えると、原 子炉圧力容器からの放熱の影響によりドライウェル温度は僅かに上昇傾向と なる。ただし、残留熱除去系による格納容器除熱は確立しており、長期的に は減圧後の原子炉圧力容器温度(80℃程度)で平衡状態となることから、こ の状態も含め安定傾向とする。

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また,残留熱除去系の機能を維持し,除熱を継続することで,安定状態の維持が可能となる。(添付資料 2.1.1 別紙 1 参照)

添 2.3.2.2-1
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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)

表1-1 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(1/2)

分類		 沃?3'	⊾ ↓ 2 3−1	
類 直要現象 崩壊熱	雨 然面達熱衡遷 凝 料熱、香遷 熱 棒熱気非沸 表伝液平沸	燃料被覆 管酸化	1 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	沸イ化分位化向太騰ド、離(流元 勝ド、離(流元・率気)・ 効
<ul> <li>解析モデル</li> <li>崩壊熱モデ</li> </ul>	ん 燃熱ル 料整 湯 子	ジャコーク マーメ 反応 モデト	康む・ 破裂評 前 ポ パ し	二祖派存の 巡響モデッ
不確かさ 入力値に含まれる。最確条件を包給できる条件を設定することにより 晶磁致をするするよう者信している。	崩壊熟を大きくするよう考慮している。 TBL, ROSA-IIの実験解析において, 熱伝達係数を低めに評価 する可能性があり,他の解析モデルの不確かさとも相まってコード全 体として、炉心が露出し、スプレイ治却のない実験結果の燃料被覆管 最高温度に比べて10℃-150℃程度高めに評価し、スプレイ治知のある場合に は実験結果に比べて10℃-150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠 水維持する場合においては、FIST-ABWRの実験解析において 燃料被覆管温度の上昇はないため,不確かさはかさい。また、低圧原 子炉代替把水系によるな水での燃料棒や却通程における蒸気単和治 又は噴霧流冷却の不確かさは20℃-40℃程度である。	酸化量及び酸化反応に件う発熱量をより大きく見積もるBaker- Just式による計算モデルを採用しており,保守的な結果を与える。	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、 燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼 期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価して いる。したがって、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定は 概ね保守的となる。	TBL, ROSA-Ⅲ, F1ST-ABWRの実験解析において、二 相水位変化は、解析結果に重量する水位振動成分を除いて、実験結果 と概ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料 棒谷却(蒸気単相冷却又は噴霧流冷却)の不確かさは20℃~40℃程度 である。 また、原子炉圧力の評価において、ROSA-Ⅲでは、2MPaより低い 圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており,解析上, 低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし、実 酸で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持格子等の構 造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPC Sスプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧 代替注水系を注水手段として用いる本事故シーケンスでは考慮する必
運転員等操作時間に与える影響 「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 価項ョレかろバラメータに与える影響」にて確認、	価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 解析コードは炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は 上昇しないため不確かさはかさい。操作手順(原子炉減圧後速 やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管 温度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 6,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価につい て保守的な結果を与えるため,解析結果は燃料被覆管酸化を大 きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管酸低を大 低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操 作手順(原子炉減圧後速やかに注水手段を準備すること)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。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、 破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合において も概ね保守的な判定結果を与えるものと考える。仮に格納容器 内雰囲気放射線モニタ(CAMS)を用いて、設計基準事故相 当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測 した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり、 特納容器フィルタベント系による格納容器除熟練作の起点が、 サプレッション・プール水位が通常水位は有効燃料棒面部を下回 あことなる。しかしながら、原子炉水位は有効燃料棒面部を下回 ることはたく、炉心は冠か、原子炉水位は有効燃料棒面部を下回 ることはでいか。原子炉水位は有効燃料棒面部を下回 ることはたく、かしながら、原子炉水位は有効燃料棒面部を下回 ることはなく、加いておかため、燃料破磨官の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、運転 員等の判断・操作に与える忌謬能はない。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作で あることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類 にて示す。
評価項目となるバラメータに与える影響 「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時 「1814年の日ンズバラメータに与える影響」にて確	び評価項目となるバラメータに与える影響」にて確認 炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度を ぼ同等に評価する。有効性評価解析においても,原子 水位は有効燃料権頂部を下回ることなく,炉心は冠水 持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309 を上回ることはないことから,評価項目となるパラメ タに与える影響はない。	解析コードでは燃料被覆管の酸化について,酸化量及酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被管温度を高めに評価するが,原子炉水位は有効燃料棒部を下回ることはなく,炉心は冠水維持されるため,料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることないことから,評価項目となるパラメータに与える影はないことから,評価項目となるパラメータに与える影けない。	燃料被覆管温度を高めに評価することから破裂判定け しめの結果を与える。 なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることはな 炉心は活水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は 期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項 となるバラメータに与える影響はない。	<b>炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</b> なお、原子炉水位は有効燃料棒頂船を下回ることはな 炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度に 期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項 となるパラメータに与える影響はない。

添付資料 2.3.2.3

添 2. 3. 2. 3-2 1533

分類		原子炉圧力容器	
重要現象	<ul> <li>・ ・ ・ ・</li></ul>	冷 却 材 放 出 (臨界流・港 圧流)	ECCS注水 (約水米・代 構注水設備の <sup>21</sup> )
解析モデル	二相流体の流動モデル	臨界流モデル	原子炉注水系 モデル
不確かさ	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相 水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り 扱う。シュラウド外水位については、燃料破覆管温 度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及 びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無 は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定ま るコラブス水位が取り扱えれば十分である。このた め、特段の不確かさを考慮する必要はない。	TBL, ROSAーⅢ, FIST-ABWRの実験 解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等の解 析結果が得られており, 臨界流モデルに関して特段 の不確かさを考慮する必要はない。	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子 炉圧力と注水流量の関係を使用しており,実機設備 仕様に対して注水流量を少なめに与え,燃料被覆管 温度を高めに評価する。
運転員等操作時間に与える影響	高圧原子炉代替注水系の起動操作は、給水喪失に伴う原子炉水位の低 下開始を起点として、原子炉隔離時冷却系機能喪失確認後に速やかに 開始することとなり、水位低下(シュラウド外水位)の低下筆動が早 い場合であっても、これら操作手順(速やかに注水手段を準備するこ と)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。 原子何減圧後の注水操作は、原子炉水位(シュラウド外水位)の低下 第動が遅い場合であっても、これら操作手順(原子炉減圧後速やかに 低圧注水に移行すること)に変わりはないことから,運転員操作時 間に与える警督はない。水位低下挙動が遅い場合においては操作に対 引まる時間余裕は大きくなる。なお,解析コードはシュラウド外水位が 現実的に評価することから不確かさは小さい。	解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。 関連する運転操作として急速減圧後の注水操作があるが、注水手段が 確立してから減圧を行うことが手順の前提であり、原子炉圧力及び原 子炉水位の変動が運転員等操作時間に与える影響はない。	「解折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 となるバラメータに与える影響」にて確認。

表 1-1 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(2 / 2) る影響 なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることはなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評

価項目となるパラメータに与える影響はない。

シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目

となるパラメータに与える影響は小さい。

評価項目となるパラメータに与える影響

ように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断 ルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切 に評価し,原子炉への注水のタイミング及び注水流量を 適切に評価するため,評価項目となるパラメータに与え

逃がし安全弁流量は、設定圧力で設計流量が放出される ロからの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデ ズル又はノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に 達するのに十分な長さであることから、管入口付近の非 平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質臨界流モ

破断ロ及び逃がし安全弁からの流出流量は、圧力容器ノ

る影響は小さい。

く,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから,評

価項目となるパラメータに与える影響はない

なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることはな

デルを適用可能である。

「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バラメータに与える影響」にて確認。 認。

温度を高めに評価する。

1534

添2.3.2.3-3

, MA	AP <b>]</b>	1	医分泌炎>>/ 准6.1 C 2.1 性物具 计法门机人 0 可止	14.14日によるシンノシー ノニナイ 心が同 (土人加助しも吹た人 (7.15日版)	
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
<b>座</b> 心	崩摤熱	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。
原子炉圧力容器	臣 C C S 注 水 (給水系・ 代替 注水設 備含む)	安全系モデル (非常用炉心 冷却系) 安全系モデル (代替注水設 備)	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。。
	格納容器 御域間の流 動		HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できる いて、温度成層化を含めて傾向を良く再現できる ことを確認した。格納容器温度を十数で程度高め に、格納容器圧した1番度高めに評価する傾向 が確認されたが、実験体系に起因するものと考え	HDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異体の等、実験体系に起因するものと考えらか、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全人としていたなぬの部門で再通っキューバス、とから、	HDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなる
原子炉格	構造材との 熱伝達及び 内部熱伝導	椿瓮容器 ホ デ ~ (椿箸容器の 熱水力 + デッ)	りれ、大阪中来においてはくいましい確認していました。 さくなるものと考えられる。また、非確縮性ガス 濃度の挙動について、解析結果が測定データと良 く一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動,構造材との熟伝達及び 内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF実験 解析では、林治容器温度及び非議論やガス議師の	F-C-C-13-THATH-TH-T-C-CU-TC-CO-TH-C-CO-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C-C	ものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力 及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目 となるバラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析に より格納容器温度及び非疑縮性ガスの挙動は測定デー
杨容器	気 液 界 面 の 熱伝達	Γ	挙動について、解析結果が測定データと良く一致 することを確認した。	レイ系(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	タと良く一致すること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。
	スプレイ冷却	安全 米 市 た イ 大 大 大 大 大 大 大 米 米 米 沢 大 、	入力値に含まれる。 スプレイ の水滴温度は短時間で雰囲気温度と平 衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはな い。	「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。
	<i>サプレッショ</i> ン・プーと冷 劫	安全系モデル (非常用炉心 冷却系)	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。 認。

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時間(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D G 失敗)+高圧炉心冷却失敗) 表1--2 解析コー

	141 141 141		1111日(1111日)11日、11日		・(上人が思いて見るたべ)(ここで見るたく)」とうとなく	
	項目	解析条件(初期条件,事故条 解析条件	件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	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
	原子炉熱出力	2, 436MW	2,435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員 等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉 停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合 の評価項目となるパラメータに与える影響は,最大 線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明す る。
I	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77 ~6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁によって変動をもえ得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小もい。
l	原子炉水位	通常運転水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転水位 (気水分離器下端から約+ 83cm~約+85 cm)(実績値)	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎの幅に事象発生後の水位低下 量に対して非常に小さく、事象発生後に起動する高圧原 子症代替注水系により炉心は冠水を維持するため、事象 進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間 に与える影響は小さい	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に 対して変動を与え得るが、ゆらざの幅は事象発生後 の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スク ウム 25 分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位 から約 4 6m であるのに対してみのきざによる水位変 動幅は約 2 cmである。従って、事象進展に与える影 響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。
I	炉心流量	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時 間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象 発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心 流量が事象進展に与える影響は小さいことから,評 価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
初期条件	操業	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心龟	9×9燃料(A型),9×9燃料 (B型)は熟水力的な特性は同等 であり,その相違は燃料稀最大線 出力密度の保守性に包給される こと,また,9×9燃料の方が OZ燃料よりも崩壊熟が大きく, 燃料報覆管温度上昇の額点で厳 しいため,MOZ燃料の評価に包給さ た。3燃料(A型)の評価に包給さ れることを考慮し,代表的に9× 9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料に装荷 アの海に異なることとなるが、装荷される燃料である9 ×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料でつ いて、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水 力的な特性は同等であり、また、MOX燃料の評価は9 ×9燃料(A型)の評価に包給され、事象進展に与える 影響は小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は 装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料 である9×9燃料(A型)9×9燃料(B型)M であるり×9燃料(A型)9×9燃料(B型)M のZ燃料のうち,9×9燃料(A型),9×9燃料 (B型)は熱水力的な特性は同等であり,事象進展 に与える影響は小さいことから,評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。MOZ燃料の評価 は9×9燃料(A型)の評価に包絡され,評価項目 となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
<u> </u>	最大線出力密度	44. 0kW/m	約 40.6kW/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和され るが、事象発生後に起動する高圧原子炉代替注水系によ り炉心の冠水は維持され、また、操作手順(原子炉減圧 後速やかに注水手段に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を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。	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく, 炉心は冠水維持されるため, 燃料被覆管温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから, 評価項目となるバラメータに与える影響はない。
	原子 万停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	ANSI / ANS-5, 1-1979 平均的燃烧度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつ きを考慮し, 10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱 よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、 原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材 の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の 上昇は遅くなるが、操作手順(格納容器圧力に応じて格 純容器スプレイを実施すること)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。	最確条件とした場合は,解析条件で設定している崩 壊熟よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少な くなり,原子炉水位の低下が緩和され,それに伴う 原子炉売却材の放出も少なくなり,格納容器圧力及 び温度の上昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度 の上昇は格納容器スプレイにより抑制されること から,評価項目となるバラメータに与える影響はな い.

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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心治却失敗)(1/4) 表 2

	項目	脾竹涂件(例别杀件,事政》 解析条件	<u>条件及い機都条件) い</u> 小雌かさ 最確条件	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
	格納容器空間容 積(ドライウェル )	7,900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (現史計·1直)	ドライ ウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	格納容器空間容 積(サプレッショ ン・チェンバ)	空閒部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>	空閒部:4,700 <sup>m3</sup> 液相部:2,800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)(設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	サプレッション ・チェンバ米府	3.61m (通常運転永位)	<sup>約33.</sup> 59m~約33. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・チェンバ水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ 水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例 えば、通常水位の熟容量は約2,800m <sup>3</sup> 相当であるのに対し えば、通常水位の熱容量は約2,800m <sup>3</sup> 相当であるのに対し て、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容 量は約20m <sup>3</sup> 程度であり、その低下割合は通常時の約0,7%程 度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さ いことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらざによるサプレッション・チェ ンパ水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小 さい。例えば、通常水位の熟容量は約2,800m。相当である のに対して、ゆらざによる水位低下分(通常水位-0.02m のに対して、ゆらざによる水位低下分(通常水位-0.02m かりの熟容量は約200m。程度であり、その低下割合は通常 時の約0,7%程度と非常に小さい。彼って、事象進展に与 える影響は小さいことから、評価項目となるバラメータ に与える影響は小さい。
初期条件	サプレッション ・プール永温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の制限値として 設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温より も低くなるため,格納容器圧力上昇が遅くなり,格納容器 スプレイの操作の開始が遅くなるが,その影響は小さいこ とから,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熟客量が大きくなり、格納容器の熱容量が大きくなり、格納容器圧力・温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力上昇は格納容器スプレイにより抑制されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器圧力	5. 0kPa[gage]	約5 kPa[gage] ~約7 kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 切ピーノ値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あ たり約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は 約2 kPaであり非常に小さい。彼って、事象進展に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に 与える影響に小さい。例えば、事象発生から格納容器圧 力が初期ビーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は 1時間あたり約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧 1時間たり約20kPaでありに対し、ゆらぎによる圧 進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパ ラメークに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与えうるが、格納容器温度は飽和温度として推移する こととなることから、初期温度が事象進展に与える影響は 小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推 移することとなることから、初期温度が事象進展に与え る影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに 与える影響はない。
	外部水源の温度	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より 低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度の上昇に対 する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効 果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、スプ レイ間隔は格納容器圧力に依存していることから、運転員 等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があり、解納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、運転員等操作に変わりはなく,格納容器圧力の最高値はおおむね格納容器スプレイ開始時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D G 失敗) +高圧炉心冷却失敗)(2 / 4) 表 2 ſ

添 2.3.2.3-5

	初期	条件		事故	条件	
項目	外部水源の容量	燃料の容量	起因事象	安全機能の喪失	に対する仮定	外部電源
解析条件(初期条件,事故条 解析条件	$7,000 { m m}^3$	$1, 180 m^3$	外部電源喪失	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系機能喪 失	外部電源なし
○件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	1, 180㎡ 以上 (合計貯蔵量)	I	Ι	I	Ι
条件設定の考え方	輪谷貯水槽の水量を参考に, 最確 条件を包絡できる条件を設定	発電所構内に貯蔵している合計 容量を参考に, 最確条件を包給で きる条件を設定	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 するものとして設定	全ての非常用ディーゼル発電機 等の機能喪失を想定して設定	本事故シーケンスにおける前提 条件	起因事象として, 外部電源を喪失 するものとして設定
運転員等操作時間に与える影響	最確条件とした場合は,解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため,水源が枯渇しないことから,運転員 等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が枯渇しないことから,運転員等 操作時間に与える影響はない。	-	-	1	外部電源喪失は起因事象として設定していることから, 外部電源がある場合については考慮しない。
評価項目となるパラメータに与える影響	I	I	I	1	I	外部電源喪失は起因事象として設定していること から,外部電源がある場合については考慮しない。

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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(3/4)

項目	原子炉スクラ     原子炉水位低       ム信号     (遅れ時間	項目         解析           原子炉スクラ         原子炉水位低           人信号         (遅れ時間	原子炉水位低(レ- 動,原子炉水位高 高圧原子炉代 動 停止 設 計 値 替注水系 (8.21MPa[dif]に (0.74MPa[dif]に 守的に 20%減の満 守的に 20%減の満	逃がし 7.58~7.7 逃がし安全弁 個を開することに 圧	70m <sup>3</sup> /hl         70m <sup>3</sup> /hl           器         低圧原子炉代         (格納容器ス:           業         替注水系(可搬         30m <sup>3</sup> /hl           条         型)         (格納容器ス:	格納容器代替 スプレイ系(可 一 120m <sup>3</sup> /hにて原子炉 搬型) レイ	残留熱除去系 (低圧注水モ ード) て注水	<ul> <li>              秋留熟除去系             ・原子炉水位を原             (格納容器冷             ・原子炉水位を原             劫モード)及び             で原子炉格納容器               秋昭熟除去系               秋昭和会社          </li> </ul>
(初期条件,事故条 条件	(レベル 3 ) : 1. 05秒)	条件 (レベル 3) :1. 05秒)	シレ3)にて手動配 (レベル8)にて手 である93m <sup>3</sup> /h おいて)~70m <sup>3</sup> /h おいて)~70m <sup>3</sup> /h おいて)になし, 毎 聖にて泊水	弁機能 MPa[gage] Tr/h/個 逃がし安全弁の 6 よる原子炉急速減	:て注水 *レイ 実施前) :て注水 *レイ 実施後)	格納容器内ヘスプ	[dif]において)に	-炉水位高(レベル -液水位高(レベル -(後に1,218m³/hに うにスプレイ
件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	原子炉水位低(レベル3)等	最確条件 原子炉水位低(レベル3)等	原子炉水位低(レベル3)にて手動起 動,原子炉水位高(レベル3)にて手動動 動 停 止 設 計 値 で あ る 93m <sup>3</sup> /h (8.21MPa[dif]において) ~70m <sup>3</sup> /h (0.74MPa[dif]において) に対し,保 守的に20%減の流量にて注水	逃がし弁機能 7.58~7.79/IPal [gage] 367~3771/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の 6 個を開することによる原子炉急速減 圧	70㎡/hにて注水 (格納容器スプレイ実施前) 30㎡/hにて注水 (格納容器スプレイ実施後)	120m <sup>3</sup> /hiにて原子炉格納容器内へスプ レイ	1, 136㎡ <sup>3</sup> /h(0. 14MPa[dif]において)に て注水	・原子伊水位を原子炉水位高(レベル 8) まで上昇させた後に1,218m <sup>3</sup> /hiC て原子炉格納容器内にスプレイ ・64軸容書に、執びぬ毀1 主当や n約
条件設定の考え方	保有水量の低下を保守的に評 価するスクラム条件を設定	条件設定の考え万 保有水量の低下を保守的に評 価するスクラム条件を設定	高圧原子炉代替注水系の設計 値に対し,保守的に 20%減の 流量を設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定 逃がし安全弁の設計値に基づ く蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定	低圧原子炉代替注水系(可搬型)の設計値として設定 設計に基づき,併用時の注水先 圧力及び系統圧損を考慮して も確保可能な流量を設定	格納容器温度及び圧力抑制に 必要なスプレイ流量を考慮し, 設定	残留熟除去系(低圧注水モード)の設計値として設定	残留熟除去系の設計値として 調定
運転員等操作時間に与える影響	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合、事象進展は緩やかになり、原子炉注水開始までの運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。	連転員等操作時間に与える影響 実態が解析上の想定より早くスクラムした場 合、事象進展は緩やかになり、原子炉注水開始 までの運転員等操作時間に対する余裕が大き	、4.00 実施の注水量が解析より多い場合(注水特性 (設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早 くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注 水量に制御するが、注水後の流量調整操作であ ることから、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は同様であることから、事 象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事 象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間 に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復後の操作として冠水維持可能た注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等操作時間に与える影響は	解析。 解析条件と最確条件は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。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、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は同様であることから、事 象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間
評価項目となるパラメータに与える影響	解析条件でも炉心は冠水を維持するため, 実態 が解析上の想定より早くスクラムした場合で も, 事象進展は緩やかになるものの, 評価項目 となるパラメークに与える影響はない。	評価項目となるバフメーダに与える影響 解析条件でも炉心は冠水を維持するため,実態 が解析上の想定より早くスクラムした場合で も,事象進展は緩やかになるものの,評価項目	こなるアノノケノにコールを書いない。 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性 (設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに 対する余裕は大きくなる。	解析条件と最確条件は同様であることから、事 象進展に与える影響はなく、評価項目となるパ ラメータに与える影響はない。 解析条件と最確条件は同様であることから、事 象進展に与える影響はなく、評価項目となるパ ラメータに与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性 (設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早 くなることから,評価項目となるバラメークに 対する余裕は大きくなる。	解析条件と最確条件は同様であることから、事 象進限に影響はなく、評価項目となるバラメー タに与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性 (設計値)の保守性)、原子炉水位の回復が早 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。	解析条件と最確条件は同様であることから,評価項目アンろバラメータに与える影響はたい、

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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(4/4)

添 2.3.2.3-7

	訓練実績等	中作に解踏と高の実施を支持を行う。 中化にに解結と高の実施した、 一部の設置に有法にの支援を でのたけで、 でのに、 で、 で、 に、 のではで、 にののに に、 に、 ので、 に、 ので、 に、 の に に、 に で に に に に に に に に に に に に に に に	
	操作時間余裕	事分間時高太麗料度りるの生をらる()。(3、後後の間時高太麗料度りるの生をらる()。)。発見「三著せ満」。(2、2)を見時、「「「著し満」」、「「「」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「	
	評価項目となる パラメータに与 える影響	実時設なる時たも燃下かとタは懲間定るが間場原料回らなにな態間定るが間場原料回らなになのはよ可,が合子権の,る与い機難り能操すに炉有な評パえ。梅難り能操住にが有な評パえ。惟丁早が開ない位長こ項メ影相上早が開ない位長こ項メ影	
	運転員等操作時間に与える 影響	原要要領入設作よりも等大大失実有の「保護者」の、 「予失失者の」の「保護者」の、 「の時代」の、 「予選者」の、 「予選者」の、 「予選者」の、 「 で、 した、 した、 した、 した、 した、 した、 した、 した	
	操作の不確かさ要因	<ul> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>中央制術室盤にご(機器ランプ表示,機器故障警報,系統流量指示計等にご原用 央制術室盤にごる機能に法の操作に対応でした。</li> <li>中央制術室盤にの構作に対応で、</li> <li>中央制術室部にご機能ランプ表示,機器故障警報,系統流量指示計等にご原語調果による機能の非常に対称に換かって、</li> <li>前子市スカラム度(シャンにととしているが,全交流動力電源要先による</li> <li>前子市スカラム度(シャンにととしているが,全交流動力電源要先による</li> <li>前子市スカラム及(ジタービントリップの確認の所要時間に、</li> <li>1. 日本の前期の所要時間に、</li> <li>1. 日本の前期の</li> <li>1. 日本の前期の</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の報告</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>2. 日本の時期</li> <li>2. 日本の前期</li> <li>2. 日本の前期</li> <li>2. 日本の前期</li> <li>2. 日本時間</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>2. 日本時間</li> <li>1. 日本の前期</li> <li>2. 日本の前期</li> <li>3. 日本の前期</li> <li>4. 日本の前期</li></ul>	中央問題主の問題盤での間初に繋行したの、軟骸作には応しったへ、たびた お譲換作等による操作時間が長くなる可能性は低い。なお、高臣弟子你存替 社太永に、原子伊水位(レベル3)から原子伊水位(レベル8)まで書動に 「原子伊水位制御を行うが、運転員は事象の発生を十分に認知しており、当 該作業を誤る可能性は低い。
	が余伴(操作条件)の 不確かさ 上の操作   条件設定の考 寺間   え方	発生の、「「「「「「「「「」」」」」で、「「「」」」」で、「「」」」で、「「」」」で、「「」」」で、「「」」」で、「「」」で、「「」」、「」」、	
<i>h m</i>	所 項目 一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	操作条件 高炉水る注 氏だ系原水 子注よ炉作 事分 多後	

麦3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるバラメータに与える影響及び操作時間余裕 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(1/5)

添 2.3.2.3-8

	訓練実績等	評踏8801番6468714488851444848444444444444444444444444		評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約路まえ事象発生から約8.3時間後としており, このうち,大量送水車へ つ給油作業は,所要時間 2時間30分規定のとに 2時間30分規定のとに 2時間30分規定のとに 2時間30分値にならこ 第回している作業が定 諸可能なじとや確認し た。
	操作時間余裕	高木伊搬設が操時裕臣未予搬設が操時裕臣不受搬設が操時裕臣のした間がなり、 から対した間がらなての全てのない。 子らにのなどの名をにつきた。 でのためにはた。 でのために、 でのために、 でのため、 でのた		I
	評価項目となる パラメータに与 える影響	実時設り代低注へ替なに小態間定,替圧水のぶる与さ。のにと高注原系注評バえいのはと高注原系注評パえい爆解同ビ水子(水価ラる。。保許等原系炉可主項人影開上で子か代搬段目一響的のあ炉ら替型切とタは		I
	運転員等操作時間に与える 影響	低機た析余ン逃でら時でえ当びく開る点な与氏型のので称・が原、間ある該解(知るで)称・が原、間ある該解(知るでいえ尿)をにに、個ののがイン尿、間をる該解(約るでいえた)を開たりを運動、大好國に、自己、 一般に、本本意見上体、しい選手を強いはないない。 たる難に、小全全なの析験ははに確定に、 一部に、大学家に、大学家には、小理子は、「子」で理由には、 一部では、大学家に、大学家は、小学子は、「子」で、 一部では、大学家に、「小学学校」で、 「小学」で、 「小学」で、 「小学」、「「「」」、 「」、 「」、 」、 「」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 」、 「」、 「		I
	操作の不確かさ要因	<ul> <li>【認知】</li> <li>【認知】</li> <li>中央制御宝にへ原子病スクラムを確認した場合に復旧班要員を招集することとしており、全交流動力電源換失判断した場合に戊目班要員を招集することとしており、全交流動力電源換失判断した場合に戊目班要員を招集することとしている。そのため、認知遅れ等による操作に係る時間として10分間を想定、する原子が正確でしている。そのため、認知遅れ等による操作は多いにある時間として10分間を通信にす線使作で非常な行うでで、中央制御室広で不能保存を行う復日班要員が実施することとなるが、本操作を行う要」</li> <li>【要員配置</li> <li>【要員配置</li> <li>【使用二方子を構造にて事業のこととしている。そのため、認知違れ等による操作に応る時間として10分間を通信を引いる。そのため、認知起れ等による操作を行う後かにすることとなるが、本操作を行う要」</li> <li>【後勤・操作形要は「非常な行う復日班要員が実施することとなるが、本操作を行う要」</li> <li>【後勤・操作所要時間が操作開始時期によったからの復用班要員が実施することとなるが、本操作を行う要」</li> <li>【後勤・操作所要時間が操作開始時期によったからの後勤時間を含む))を行うことにより、事象発生から28月間の分(認知や放射線保護具準備を含む))を行うことにより、事象発生から約83時間を含む))を行うことにより、事象発生から約83時間を含む))を行うことにより、事象発生から約83時間を含む))となるたい、事務発生から約83時間を含む))と行うことにより、事象発生から約83時間を含む)にないたいでなかす動操作を行う症転員が行うホース敷設等の注水準備操作で行うた水準備後に可能理要目が行うなかうの影(に正要員が行うホース敷設等の注水がになる)、操作開始時間に与える影響はなし。</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作有無】</li> <li>【他の並列操作者(第二人)、操作開始時間に与える影響はなし。</li> <li>【他の並列操作方法、使用班要員に他の並列操作はなる)、第二分子が不能的ないで行うな影響にない。</li> <li>第二次により原子が法が用始時間に与える影響はなし。</li> </ul>	【操作の確実さ】 復旧班要員、運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等によ 9操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤 での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等によ 9操作時間が長くなる可能性は低い。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生約 8.3 時間後から開始としているが, 低圧原子炉代替注水系(可搬型)の大量送水車の燃料枯渇までに実施すれば 良い作業であり,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水は約8.3 時間後からの開始であり,十分な時間余裕がある。
	<sup>∓</sup> (操作条件)の 不確かさ 躁 条件設定の考 引 え方			約、 物、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、
	解析条作 解析上の 作開始時間	事ら間)シェム		■ ● ● ● ● 8、3 時間後 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)
	項目	低代。に炉。速開 低代。に炉。速開 「花香」よ往原減始 原注糖る水子圧) 子、型原操炉操 が示)子作急作		低化、した後、日本で、「なん」を送る「「なっ」を送る「なり」を送続の本本が強大が型大小なな、「」のその、「なな」を示。(重の
ļ		有行之之		

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 (全态流動力畫循重牛 (从部畫循重牛+DG牛胁) + 直压恒心冷却牛胁) (9 / 5) Г

添 2.3.2.3-9

<b>船</b> 折 条件 (集	<b>品作冬</b> 体)の					
をおけて	、 (の考え	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 パラメータに中 える影響	操作時間余裕	訓練実績等
,		【認知】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B- 115V 系蓄電池からB1-115V 系蓄電池(SA))は、全交流動力電源喪失か ら8時間後に実施する操作であり、経過時間を認識しながら対応を実施する ため、認知遅れが操作開始時間に与える影響はなし。				
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	通道	【要員配置】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B 115V 系蓄電池からB1-115V 系蓄電池(SA))のために、現場操作を行う 運転員(現場)を配置している。これらの運転員(現場)は、操作時応に他 の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。	直流電源の負荷切離操作及 び所内常設蓄電式直流電源 設備切替操作(B-115V系			
別内流鼻系エ也所以し支公希な離常電作者一(糸)て立要電い機設源(電US件解い性な源よ	作著設B池2.<でするや作がうダ電備」か家(はで操縦業指に公式切口ら着はな想作続。渇設が直督にも調整に定めに、過渡	【移動・操作所要時間】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作(B- 115V 系蓄電池からB1-115V 系蓄電池(SA))は、逃がし安全弁(6弁) の電源切替え後に行う。逃がし安全弁の電源切替之操作は、事象発生から 8.5時間経過するまでに行う直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直 流電源設備切替操作までに行えばよい作業であり、操作所要時間が10分程 度であることから、十分な時間余裕がある。その後、運転員が現場にて直流 電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作を行うが、ア クセスルトトにアクセスを用害する設備はなく、また、直流電源の負荷切 離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作時間(移動時間を含む)は 余裕時間を含め30分を設定している。よって、操作開始時間に与える影響 はない。	離産部のなり 出して、 「 「 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二 二	実時設りとらなにな態間定,は、るすいのはとねな評べえ。のはとねな評べえ。保護局別、何子を設置がしてうる。時上であっと目一響的のあこかとをは	画種 「 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御	訓練実績等より,直流電 第の負荷の離操作及び 第の負荷の離操作及び 第段備設整構合直流電 第段備設整構合し部。 1157、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池からB1 1.155、発酵電池が 分子 発酵電池である 1.155、発酵電池 4.155、発酵電池 4.155、発酵 1.155、発酵 1.155、発酵 4.155、光 1.155、発酵 4.155、光 1.155 光 1.155、光 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.155) 1.155) 1.155 (1.155) 1.
		【他の並列操作有無】 直流電源の負荷切離操作及び所内常設蓄電式直流電源設備切替操作を行う 運転員(現場)に当該操作時に他の並列操作はなく,操作開始時間に与える 影響はなし。	5 5			
		【操作の確実さ】 運転員(現場)の現場での操作は,操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2人1組で実施することとしており,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。				

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗) (3/5)

添 2.3.2.3-10

	訓練実績等	2 調査 ( 型) に よる に た し た た た た た た た た た た た た た
	操作余裕時間	操器)格に容ま発間がかあ作代可納つ器で生み確らる 作代可納つ器で生み確らる が替機容いスのかり保」。 イズ型器に入り時ら」で時の「つ代はレ間約進き間 格レに却、イは門備る余 新イよ機格関事 6 時こ裕
	評価項目となる パラメータに与 える影響	操客イに冷転にし作祈ぼと目一響作器系よ却員与て開上同かとタは作器系よ却員与て開上同かとタは後代、る操等え、始の等らなに小体替可格作操る実時設で、る与さのス機納は作影態間定る評パえい。お運間と操解はこ項メ影
=炉心冷却失敗)(4 / 5)	運転員等操作時間に与える 影響	藤大大谷山、松山、松山、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、大学、
(主交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG矢取)+局圧	操作の不確かさ要因	【認知】 振心」 振いし。 「認知」 か心損傷前の格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 38444b [gage])に到 達するのは事象発生から約19 時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇 を十分に認知できる時間があるため、認知強いにより操作時間に与える影響 はなし。 【要員配配】 報告室報代書スプレイ系(可報型)による格納容器活却操作は、現場での弁 操作を可報題による活水の下がのが、不教能等の治水准備操作が、必要 確認した。 「影動・操作所要時間後までに行う作業であり、格納容器スプレイの操作部を要 事業でから約19時間後までに行う作業であり、格納容器スプレイの操作部を要 中間に与える影響はなし。 【修動・操作所要時間) 【修動・操作所要時間が したえる影響はなし。 【修動・操作所要時間が したえる影響はなし。 【他の述列操作者素プレイ系(可微型)による活水準備操作は、発動で 解示力。ことにより注水参 開始することとなる。本操作は事象発生から約19時間後までに行う作業であ 開始することとなる。当該保存者を行うことにより注水を 引動することとなる。当該保存者のプレイ系(可能型)による活水のため のポースの影響にはない。 現場にて復日班要員が確全行ったの5、現場作を行うで「重振」の 用版会までに行う作業であ のポースの影響にない。 通転員。値目班要員に注水 開始時に他の並列操作になく、執作開始時間に与える影響はなし。 のポーム。 1. 他の述列操作はなく、一番作開始時間に与える影響はない。 通転言のの非対象作がないため のポーム。 1. 他の述列操作者素がでいる。「該操作を行う」で素のす 確定者のことになり症状の のポーム。 1. 他の述列操作はためのためのが のポーム。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者を発行しているが、現場での作業を行う。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者を行う。 1. 他の述列操作者を行う。 1. 他の述列操作者が のポーム。 1. 他の述列操作者を行う。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者が 1. 他の述列操作者が 1. 他の述列操作です。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者を行う。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者では正述の。 1. 他の述列操作者が 1. 他が必要素がないため のポーム。 1. 他の述列操作者が 1. 他が必要素がない。 1. 他の述列操作者が 1. 他の述列操作者が 1. 他の述列操作者が 1. 他の述列操作者です。 1. 他の述列操作者では 1. 他の述列集合でなったの のポーム。 1. 他の述列操作者では 1. 他の述列操作者です。 2. 他で言のの 1. 他が必要素がでは 1. 他がの 1. 他がの 1. 他の述列集合での 2. 他の述列集合での 2. たるの 1. 他の述列集合での 2. 他ので 2. 他の述列集合での 2. 他の述列集合での 2. 他ので 2. 他ので
	解析条件(操作条件)の 不確かさ 解析上の操   条件設定の考 佐園品時間   シナ	格 (Base) (
	通目	操作条件格替系に容作納ス)よ器を整定で含作器と被格推

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)(4/5)

添 2.3.2.3-11

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるバラメータに与える影響及び操作時間余裕 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +高圧炉心冷却失敗)(5/5)

	垣日	解析条件( 不	(操作条件) の 確かさ	極化の不確かさ悪因	運転員等操作時間に与える	評価項目となる パリメータい兵	揭作全称時間	訓練宝澹笶
	I	解析上の操 作開始時間	条件設定の考 え方		影響	える影響		
• • •	弟設代替交 流電源設備 からの受電	事象発生 24 時間後	本事故シーケ ンスの前提条 件として設定	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として、事象発生から十分 な時間余裕がある。	I	1	1	訓練実績等より,運転員によっ名常設代替交流電源設備の意動操作,運転局の起動操作,並び に思場の包的操作,並び の運転員による受電前 行して実施し,約48分 行して実施し,約48分 では設代替び透電源設 付きのの空電が洗館源設 たであることを確認し た
操作条件	寒系水に炉及除納モよ器線で、大に炉及除納モよ器線で、モン注ン支容」の水然大な一つ除度が見た。 家田ビーの水然大器に格線に、「一個ない、「「「「」」の大きな「「「」」」では、「「」」」で、「「」」」、「「」」 「「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」	事象発生 24 時間30分後	御	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として,事象発生から十分 な時間余裕がある。	I	I	I	中央制御館における操 作のため、シミュレー マー模擬操作をむ。) に ス国・横振錬ををむ。) た うに 秋田 秋田 小戸注水及び格納容器 中 一 で いるところ, 一 の の
	凝縮 線線 の に た に に に に た を 派 に 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派 派	残系観察、 御を、 御師、 御殿、 御殿、 御殿、 御殿、 御殿、 御殿、 御 御 に 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御	格 格 な な な な な な な な な た た た し た た た た た た た た た た た た た	残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転操作までの時間は, 事象発生から十分 な時間余裕がある。	I	Ι	I	中央制御館における操 作のため、シミュレー タ(機械操作さむ。)に ス国職実績を取合。)に ス国職実績を取合。)に の 開業活動モードやの 依田荘水モードへの切 酸田荘水モードへの切 酸田江水の工いる運転操作が 図している運転操作が した。

添 2.3.2.3-12

注水開始操作の時間余裕について

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ 高圧炉心冷却失敗」及び「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直 流電源喪失」では、全交流動力電源喪失に原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳 することから、高圧原子炉代替注水系による原子炉注水を実施することとしてい る。

ここでは,高圧原子炉代替注水系による注水が遅れ,事象発生 60 分後に開始した場合の影響について評価した。

表1に示すとおり,高圧原子炉代替注水系による原子炉注水が事象発生60分後から開始された場合においても,燃料被覆管温度及び酸化量は評価項目を満足する。

そのため、高圧原子炉代替注水による注水操作については、事故シーケンスグ ループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」 及び「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」におい ては40分程度の時間余裕がある。

•••••		
注水開始時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化量
事象発生 60 分後	約 859℃	1%以下

表1 注水遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響



図1 操作40分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移



図2 操作40分遅れのケースにおける原子炉水位(シュラウド内外水位) の推移



図3 操作40分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移

- 2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失
- 2.3.3.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +直流電源喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評 価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+直流電源(区分1,2)失敗<sup>\*1</sup> +高圧炉心冷却(HPCS)失敗」である。
    - ※1 区分1,2の直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できな くなる。
  - (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +直流電源喪失」では、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失すること を想定する。このため、直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失し て原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原 子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措 置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に 至る。

本事故シーケンスグループは,全交流動力電源が喪失した状態において,直 流電源喪失により唯一の原子炉注水手段である原子炉隔離時冷却系が機能喪 失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には,直流電源及び交流電源の電源供給機能に加 えて高圧注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約8.3時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)よる原子炉注水によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +直流電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることな く、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧原子炉代替注 水系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁に よる原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、自動減圧機能付 き逃がし安全弁を開維持することで、残留熱除去系(低圧注水モード)による 炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状 態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容 器冷却手段並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サ プレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備す る。これらの対策の概略系統図を第2.3.3.1-1(1)図及び第2.3.3.1-1(2)図に、

2.3.3-1

手順の概要を第2.3.3.1-2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操作手順の関係を第2.3.3.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員31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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転員 5名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員は 5名,復旧班要員は19名である。必要な要員と作業項目について第2.3.3.1-3 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認<sup>※2</sup>

外部電源が喪失するとともに,全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪 失\*<sup>3</sup>する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり,全交流 動力電源喪失に至る。

全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムする。同時に直流電源 が機能喪失し、これによって原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで、設 計基準事故対処設備の注水機能を全て喪失する。

- ※2 直流電源喪失時には平均出力領域計装による原子炉スクラムの確認はできないが、直流電源が失われることで、スクラムパイロット弁が無励磁となるため原子炉のスクラムに至る。また、原子炉スクラムに失敗している場合には逃がし安全弁によるサプレッション・チェンバへの蒸気放出が頻繁に発生するため、その動作状況から原子炉スクラム失敗を推定できるものと考える。
- ※3 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「2.3.3.2 炉心 損傷防止対策の有効性評価」のとおり、「外部電源喪失+直流電源(区 分1,2)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」であるが、全ての 直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機等を起動できなくなる ことから、「外部電源喪失+直流電源(区分1,2)失敗+高圧炉心 冷却(HPCS)失敗」により、必然的に全交流動力電源喪失となる。
- b. 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水

高圧原子炉代替注水系による原子炉注水については,「2.3.2.1(3)b.高圧 原子炉代替注水系による原子炉注水」と同じ。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

直流電源喪失により各種制御電源を喪失し、中央制御室からの電源回復が 困難となるため、早期の交流電源回復不可と判断する。これにより、常設代 替交流電源設備、原子炉補機代替冷却系、低圧原子炉代替注水系(可搬型) の準備を開始する。

- d. 直流電源切替 直流電源切替については,「2.3.2.1(3)d. 直流電源切替」と同じ。
- e. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備については,

2.3.3-2

「2.3.1.1(3)e. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備」と 同じ。

- f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 逃がし安全弁による原子炉急速減圧については,「2.3.1.1(3)f. 逃がし安 全弁による原子炉急速減圧」と同じ。
- g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水については, 「2.3.1.1(3)g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水」と同 じ。
- h. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却については, 「2.3.1.1(3)h.格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器 冷却」と同じ。
- i. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱 残留熱除去系(格納容器冷却モード)については,「2.3.1.1(3)i.残留熱 除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱」と同じ。
- j. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水については, 「2.3.1.1(3) j.残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水」と同 じ。
- 2.3.3.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,外部電源喪失を起 因事象とし,全ての直流電源を喪失することにより全ての非常用ディーゼル発 電機等及び全ての注水機能を喪失する「外部電源喪失+直流電源(区分1,2) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容 器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液 界面の熱伝達,スプレイ冷却及びサプレッション・プール冷却が重要現象とな る。よって,これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過 渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAA Pにより原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器 温度等の過渡応答を求める。

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,本重要

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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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は第 2.3.2.2-1表と同じ。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス 特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

- (a) 起因事象 起因事象として,送電系統又は所内主発電設備の故障等によって,外部 電源を喪失するものとする。
- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての直流電源が機能喪失するものとする。これにより、全ての非常用 ディーゼル発電機等及び直流電源を制御電源としている原子炉隔離時冷 却系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。起因事象として,外部電源を 喪失するものとしている。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件 重大事故等対策に関連する機器条件は,「2.3.2.2(2)b. 重大事故等対策 に関連する機器条件」と同じ。\*\*
  - ※ 逃がし安全弁の機器条件については、直流電源喪失時には、逃がし 安全弁用直流電源切替えまで逃がし弁機能による圧力制御はできない ため、安全弁機能による圧力制御となるが、原子炉から発生する崩壊 熱が蒸気として格納容器に排気されるタイミングに差異が生じるのみ で、崩壊熱に差異はなく、原子炉の圧力制御を目的とした逃がし安全 弁の開閉による原子炉格納容器側への影響は軽微と考え、解析におい ては逃がし弁機能による原子炉圧力制御で代表させた。
- c. 重大事故等対策に関連する操作条件 重大事故等対策に関連する操作条件は,「2.3.2.2(2)c. 重大事故等対策 に関連する操作条件」と同じ。
- (3) 有効性評価の結果
   有効性評価の結果は、「2.3.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じ。
- 2.3.3.3 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の余裕を 評価するものとする。

事故シーケンスグループ「外部電源喪失+直流電源(区分1,2)失敗+高圧 炉心冷却(HPCS)失敗」は、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が機能喪 失することが特徴であるが、対応操作が同様であることから、不確かさの影響評価の観点では「2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同じ。

2.3.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +直流電源喪失」において,重大事故等対策時に必要な要員は,「2.3.3.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり31名である。「6.2重大事故等対策時に必要 な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

必要な資源の評価結果は、「2.3.1.4(2)必要な資源の評価」と同じ。

2.3.3.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ 直流電源喪失」では、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失し、これによ り原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで、原子炉水位の低下により炉心が露 出し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力 電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」に対する炉心損傷防止対 策としては、初期の対策として高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(可 搬型)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水手段、安定状態に向 けた対策として残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水手段、格納容 器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段並びに残留熱除去系

(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ 直流電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源(区分1,2) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、高圧原子炉代替注水系による原子炉注水、低圧原子炉 代替注水系(可搬型)及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水、 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧、格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及 び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器 除熱を実施することにより、炉心損傷することはない

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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,緊急時対策要員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,高圧原子炉代替注水系等による原子炉注水,残留熱除去系(格

納容器冷却モード)等による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は, 選定 した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグ ループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」に対 して有効である。



第2.3.3.1-1(1)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」 の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水)



第2.3.3.1-1(2)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」 の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧,原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.3.3.1-1(3)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」 の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



•	が静定後、燃料ブール冷却を再開する
残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による 格納容器スプレイ	※13:格納容器ベント操作前に,原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。 格納容器への熟放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
	※14:復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。 ※15:非常用高圧码線2系列のうち,1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。
残留熟除去系(低圧注水モード)による原子炉 注水及び残留熟除去系(格納容器冷却モード) による格納容器スプレイ <sup>#11</sup>	※10:残留熱除去系(稀納容器や却モード)を起動し,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による特納容器スプレイを停止する。 ※17:原子炉水位高(レベル8)到達により,依圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。以降, 残留熱除去系は,原子炉水位成(レベル3)にて残留熱除去系(低圧がたモード)に切り替え,原子炉水位高 (レベル8)まで注水後 源優勢防失去(後納密定料ゴート)に「切り載える」
-	※18:残留熟除去来(稀謝容器や却モード)は稀納容器に力1.7.PrefaceD.以下で停止し、以降は残留熟除去系(サプレッション ※18:残留熟除去系(稀謝容器や却モード)は後納容器に力1.7.PrefaceGaogeD.以下で停止し、以降は残留熟除去系(サプレッション プーレ水浴却モード)によるサプレッション・プール水浴却に切り替える。
残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉水位を維持し,残留熱除 (デンジン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン・シン	
去米(サフレッション・プール水布却モード)にネカサブレッション・ プール水冷却な継続する。また機能喪失している設備の復旧に努める。 原子炉圧力容器は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により冷温 停止状態とする。**8	【有効性評価の対象とはしていないが,他に取り得る手段】 1:常設代替交流電源設備が使用できない場合は,号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。 (電源容量により使用できる設備が限られる。)) 11・述がし子全寺の住船に必要だ制御雷源が感らよしている場合は、洗がし歩会争用制御雷源廃爆地たを行う。
	また、逃がし安全弁の作動に必要求営業ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備によるまた、
	窒素ガスの供給を行う。 Ⅲ:原子が補機代替冷却系による除熟機能確保も実施可能である。

ション・

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の対応手順の概要 第2.3.3.1-2 図

								全交流動力電源書	失(外部電	源喪失+I	OG失敗) +直泊	流電源喪失							
[														ii ada unu (ada unu )					
						$\vdash$	10	経過時間(分) 20 30 40 50 60 1	2 3	4 5	6 7 8	8 9 10	E 11 12 13	善時間(時間) 14 15	16 17 18	19	20 21 22 23 24	25 26 27	経過時間(日) → 5 6 7
		実施箇所・必要	要人員数				東発生 子炉スク	74											
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視		ľ ⊽	約6分 <b>マ</b> ブラ	原子炉水位低(レベル2) ラント状況判断											
				緊急時对東本部連發				20分 高圧原子炉代替注水系 原子炉	主水開始			▽ 約8.3時間	サブレッション・ブール本語	1度100℃刊6歳					
推开广州日	相単有	自然的女	1人	運転操作指揮 初動での指揮	犠狂の対象								原子炉急速減圧 高旺原子炉代替注水系停止	▽ 約14時間 オ	を納安整圧力24510ヵ[の	क्रक]स्थि			
	道察連続寺を行う 要員	連絡責任者 連絡担当者	4人	発電所內外連絡										Ĭ		Ŷ	約19時間 格納容器圧力384kPa[gage]到這	<u>e</u>	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		復旧班要員													Y	24时间 常放代苷交流电	原設施による程電
					<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>		-									_			
					<ul> <li>         ・ 直流電源喪失確認         ・         ・         ・</li></ul>	-	H									+			
					<ul> <li>***1 /* *******************************</li></ul>											+			
状况判断	1人 A	-		-	<ul> <li>再循環ボンプトリップ確認</li> </ul>	10分													
					<ul> <li>交流電動駆動ボンプによる原子炉注水機能喪失確認</li> </ul>											$\square$			
					<ul> <li>主蒸気隔離弁全閉確認/述がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>	-	H									$\rightarrow$			
					<ul> <li>原子炉端曜時沿却未預能喪天確認</li> <li>早期の電源回復不能確認</li> </ul>		H									+			
高压原子炉代替注水系 起動操作	(1人) A	-		-	<ul> <li>高压原子炉代替注水系 起動操作/系統構成</li> </ul>		10分												
高圧原子炉代替注水系による 原子炉注水	(1人) A	-		-	<ul> <li>高田原子炉代替注水系 起動/停止操作</li> </ul>			原子炉水位を	レベル 3 ~レベ	ル8で維持									
直流電源機能喪失調查,復旧 操作	-	-		-	<ul> <li>直流電源 機能回復</li> </ul>	╞													
交流電源回復操作	-	-		-	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能回復</li> <li>. A 空雪面 回答</li> </ul>	⊢										+			
常設代替交流電源設備起動操 化	(1人) A	-		-	<ul> <li>・ 穴師電部 回致</li> <li>・ 常設代替交流電源設備起動, 受電操作</li> </ul>	F										-	10分		
12	(1人) 人	-		-	<ul> <li>D系非常用高压母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>												25分		
15元小布用间庄中称文电中圈	_	(2人) B, C	1	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> </ul>											$\square$	35分		
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	- (2人)	_	-	<ul> <li>C 系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> <li>C 系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>	┝										_	25分		
	(1,L)	B, C	-	_	<ul> <li>C米非常用高圧均線受電準備(現場)</li> <li>D采非常用高圧均線受電操作(中央制御室)</li> </ul>	┢										+	259	5分	
D系非常用高圧母線受電操作	-	• (2人) B, C		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>	-												5分	
C系非常用高圧母線受電操作	(1人) A	-		-	<ul> <li>C 采非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>													5分	
	-	(2人) B, C		-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>	╞						_				_		5分	
電源切替操作	-	□ D, E		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> <li>次::::::::::::::::::::::::::::::::::::</li></ul>	┢	10分									+			
IF子但有读述中操作	— (1人)	_		_	<ul> <li>透かし安全开電原切容操作</li> <li>自動減圧機能付き落形し安全キ 6個 手動開放操作</li> </ul>	┢		1093				10 \$				+			
2017 2 200 DOM 10	A	-	+		<ul> <li>· 放射線防護具準備</li> </ul>	$\vdash$	10分												
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作	_	-		14人 a~n	<ul> <li>・ 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備 (大量送水車配置,ホース展張,接続)</li> </ul>			2時間10分											
低压原子炉代替注水系	-	2人		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	1	10分												
(可搬型) 系統構成	-	B, C		-	<ul> <li>残留熱除去系及び低圧原子炉代替注水系 注水并操作</li> </ul>			50分											
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)注水操作	-	-		(2, 人) a, b ◀	<ul> <li>低田原子炉代替注水系(可搬型)注水操作</li> </ul>							原子炉水位を	: レベル 3 ~レベル 8 で維持	r -					
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	-	(2,人) D,E	-	-	<ul> <li>格納容器代替スプレイ系(可撥型)系統構成</li> </ul>											4053			
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) スプレイ操作	-	-		(24)	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)												適宜実施		
原子炉满水操作	-	-		4 a, b	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水流量の増加</li> </ul>	格納第 原子算	₽器圧力: ₽への注:	が384kPa[gage]に到達後,原子炉格納業 水流量を増やして原子炉水位をできるた	器空間部への熱 け高く維持する	放出を防止す	るため,								
	_	_		(12人) a∼1	<ul> <li>資機材配置及びホース敷設、系統水張り</li> </ul>					7	時間20分								
原子炉補機代替冷却系準備	-	-		34	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>				10分										
操作	-	-		0, p, q	・ 電源ケーブル接続				1時間40分	3									
	-	(4, K) B, C, D, E		-	<ul> <li>原子炉辅機代替冷却系 系統構成</li> </ul>				1時間40分										
	-	D, E	له ا	(2,b)	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>	┝								1時間20分	-	_			
格納容器ベント準備操作	-	-	_	0, p	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>	╞								2時間					
	-	-		(2A) e, f	<ul> <li>可搬式室素供給装置準備</li> </ul>		_							2時間					
燃料補給準備	-	-	-+	24	<ul> <li>         ·</li></ul>	┢	10分												
	-	-	_	2, s	<ul> <li>ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>	╞		2時間30分								_			
燃料補給作業	(1,6,)	-	-+		<ul> <li>大量送水率への補給</li> <li>(1) 大量送水率への補給</li> </ul>	┢									通宜実地	_		1	
原子炉箱融冶却米起期操作 我宿熱院去系	A	_	_	-	• 原子炉油预治动并 起朝施作	┢												1057	
(格納容器冷却モード) 起動操作	(1,X.) A	-		-	• 残留熱除去系(格納容器冷却モード)起動操作	$\vdash$												10分	ŋ
残留熱除去系による原子炉注 水および原子炉格納容器除熱	(1人) A	_		_	<ul> <li>残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系 (株計変整合相モード)による株式要素スプレイ</li> </ul>													適宜実施	
1981年	(11)					╞													J
非常用ガス処理系 運転確認	(1) A	-		-	<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>	$\vdash$												5分	
燃料プール冷却系 準備操作	-	(2人) D, E	4	-	<ul> <li>原子炉辅機代替冷却系 系統構成</li> </ul>													30分	و مر د دو و
燃料プール冷却 再開	(1人) A	-		-	・ 燃料プール治却系再起動													10分 ・必要に応じてス を実施する	ドロックション 専問する。 キマサージタンクへの補給
必要人員数 合計	1人 人	4人 B, C, D, E	2	19人 a~s												_		と大売りる。	
	<ul> <li>() 内の数字は他</li> </ul>	の作業終了後,移動	動して対け	応する人員数。	-														

第2.3.3.1-3 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の作業と所要時間

	備考
	解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
	解析上考慮せず
	対応可能な要員により対応する
	解析ト 事象発生24時間の次途●第回
	復は考慮しない 復は考慮しない
	B-115V系嘗電池からSA用115V系並
	電泡へ切り替える
	Arrier 1, de de souit
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
2	解析上考慮せず
	解析上考慮せず
j	解析上考慮せず
	タンクローリ残量に応じて適宜ディー
	ゼル燃料貯蔵タンクから補給
	原子炉水位低(レベル3)にて原子炉
	注水への切替操作を実施し。原子炉水 位高(レベル8)にて格納容器スプレ イへの切替操作を実施
	解析上変慮せず
	解析上考慮せず
	燃料プール冷却系熱交換器への冷却水 通水操作
	解析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持

2.3.3-11 1557

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の 重大事故等対策について(1/3) 第2.3.3.1-1表

The second se	手順部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が	常設設備	重大事故等对処設備 可搬型設備	計装設備
m man たくした m.m. て機能喪失し全交流 子炉はスクラムする7 平均出力領域計装に。 子炉圧力の推移及びう 等により原子炉の停」	<ul> <li>「</li> <li>「</li> <li>「</li> <li>(1) 電流電源喪失となり,</li> <li>(2) 直流電源喪失によ</li> <li>常設</li> <li>(2) 直流電源喪失によ</li> <li>(2) 置流</li> <li>(3) 置流</li> <li>(4) 置流</li> <li>(4) 置流</li> <li>(5) 置流<td>代替直流電源設備 s し安全弁</td><td>I</td><td>原子炉圧力(SA) 原子炉圧力</td></li></ul>	代替直流電源設備 s し安全弁	I	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力
象発生後に原子炉隔離認できない場合、 起動し原子炉注水を 子炉水位は回復し、 な範囲に制御する。	離時冷却系の自動起動 高圧原子炉代替注水系 高圧 開始する。これにより サプ 以降炉心を冠水維持可 常設	5原子炉代替注水系 プレッション・チェンバ 2代替直流電源設備	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量
動減圧機能付き逃が1 速減圧操作を実施す? 直流電源切替操作を美	<ul> <li>安全弁による原子炉</li> <li>5前に、逃がし安全弁 常設</li> <li>5施する。</li> </ul>	<b>长</b> 代替直流電源設備	I	I
子炉棟内の操作にてJJ 弁(RHR注水弁及C 手動開操作を実施する 外操作にて大量送水車 を実施する。また,大 備を実施する。	<ul> <li>第子炉注水に必要な電</li> <li>第FLSR注水隔離弁)</li> <li>第</li> <li>5。</li> <li>5の準備及びホース展</li> <li>5</li> <li>5</li> <li>5</li> </ul>	ービル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	Ι
			」 「重:【 】	大事故等对処設備(設計基準拡張) ————————————————————————————————————

<sup>2. 3. 3-12</sup> **1558** 

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の 重大事故等対策について(2/3) 第2.3.3.1-1表

	원 <u> </u> 11		重大事故等対処設備	
刊例及い雑作	寸川貝	常設設備	可搬型設備	計装設備
逃がし安全弁による原子 炉急速減圧	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子 炉注水の準備が完了後、サプレッション・プ ール水温度 100℃で、自動減圧機能付き逃がし 安全弁 6 弁による手動減圧を行う。	自動減圧機能付き逃がし安全弁 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 サプレッション・プール水温度(SA)
低圧原子炉代替注水系(可 搬型) による原子炉注水	原子炉急速減圧により,低圧原子炉代替注水系 (可搬型)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始 される。以後原子炉水位低(レベル3)から原 子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格 納容器冷劫	格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器冷却を実施する。 また、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 原子炉注水を継続する。	常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(燃料域) 格納容器代替スプレイ流量 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)
			■:【】	<ul><li>(大事故等対処設備(設計基準拡張)</li><li>有効性評価上考慮しない操作</li></ul>

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」の 重大事故等対策について(3/3) 第2.3.3.1-1表

判断及7% 糧化	則一生		重大事故等対処設備	41000
	YAN L	常設設備	可搬型設備	計装設備
去系(格納容器冷 いこよる原子炉格 熱	常設代替交流電源設備による交流電源供給を 確認後,中央制御室からの遠隔操作により残 留熱除去系(格納容器冷却モード)による原 子炉格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熱除去系(格納容器冷却モ ード)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	I	ドライウェル温度 (SA) ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・プール水温度(SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】
去系(低圧注水モ よる原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子 炉注水を開始し,低圧原子炉代替注水系(可 搬型)による原子炉注水を停止する。 原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで 上昇させた後,中央制御室からの遠隔操作に より残留熱除去系(抵圧注水モード)運転か ら残留熱除去系(格納容器冷却モード)運転か に切り替える。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熱除去系(低圧注水モー ド)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	I	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【残留熱除去ポンプ出ロ流量】
			重:【】	<ul> <li>(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)</li></ul>

- 2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HP CS失敗
- 2.3.4.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価 対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+交流電源(D G-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却 (HPCS)失敗」である。
  - (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方
    - 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に逃がし 安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原 子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。この ため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容 器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられ ない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源が喪失した状態において、 逃がし安全弁1個が開固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉 圧力が低下することで原子炉注水機能を喪失したことによって、炉心損傷に至 る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価に は、直流電源及び交流電源供給機能に加えて高圧注水機能及び低圧注水機能に 対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁1個の開固着 によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまで の間は所内常設蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系 により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧原子炉代 替注水系(可搬型)による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操 作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)に より炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系(低圧 注水系)による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系(低圧注水モード) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代 替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、残留熱除去系(格納容器 冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によ る原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」における機能喪失に対して,炉心が著しい 損傷に至ることなく,かつ,十分な冷却を可能とするため,初期の対策として 原子炉隔離時冷却系,低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機能付き 逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し,安定状態に向けた対策として, 残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心冷却を継続する。また,原子炉格 納容器の健全性を維持するため,安定状態に向けた対策として格納容器代替ス プレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段及び残留熱除去系(格納容 器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に よる原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.3.4.1-1(1)図及び第2.3.4.1-1(2)図に,手順の概要を第2.3.4.1-2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 おける設備と操作手順の関係を第2.3.4.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員 31 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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち通報連絡等を行う要員は 5名,復旧班要員は19名である。必要な要員と作業項目について第2.3.4.1-3 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

- 外部電源が喪失するとともに,全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪 失する。これにより,非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり,全交流 動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムし たことを確認する。原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域計装である。
- b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原子炉注水を開始することにより,原 子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備 は、原子炉水位(広帯域),原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量等である。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は,逃がし安全弁1個の開固着によって,原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず,非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不能と判断する。これにより,常設代替交流電源設備,原子 炉補機代替冷却系の準備を開始する。

また,逃がし安全弁1個の開固着により原子炉圧力が低下し,原子炉隔離 時冷却系による継続した原子炉水位維持が困難となることが想定されるこ とから,低圧原子炉代替注水系(可搬型)の準備を開始する。

逃がし安全弁開固着による原子炉圧力低下を確認するために必要な計装 設備は、原子炉圧力(SA)及び原子炉圧力である。

d. 直流電源切替 直流電源切替については, 「2.3.2.1(3)d. 直流電源切替」と同じ。

> 2. 3. 4-2 **1562**

e.低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備として,原子炉
 棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁(A-RHR注水弁及びFLSR
 注水隔離弁)の手動開操作を実施する。

屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展張を実施する。また,大量送 水車の燃料補給準備を実施する。

f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後,中央 制御室からの遠隔操作によって再閉鎖に失敗した1個に加えて自動減圧機 能付き逃がし安全弁5個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA) 及び原子炉圧力である。

g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が低圧原子炉代替 注水系(可搬型)の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を確認するために必要 な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),低圧原子炉 代替注水流量等である。

h. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため,格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇 する。格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気 温度が171℃に接近した場合は,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却を実施する。

原子炉棟内の操作にて原子炉格納容器冷却に必要な電動弁(A-RHRド ライウェル第2スプレイ弁)の手動開操作を実施することで原子炉格納容器 冷却が開始される。

なお,低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水と格納容器代替 スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却は同時に実施する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認する ために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA),格納容器代替スプレ イ流量等である。

i. 残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後,中央制御室からの遠 隔操作により残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除 熱を開始する。

残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉注水を確認するために 必要な計装設備は,残留熱除去ポンプ出口流量等である。

j. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始し,低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。

> 2. 3. 4-3 **1563**

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉格納容器除熱を確認するた めに必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),残留熱除去ポンプ出口流量 等である。

原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇させた後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(低圧注水モード)運転から残留熱除去系 (格納容器冷却モード)運転に切り替える。

残留熱除去系(格納容器冷却モード)運転時に,原子炉水位が原子炉水位 低(レベル3)まで低下した場合は,中央制御室からの遠隔操作により残留 熱除去系(格納容器冷却モード)の運転を停止し,残留熱除去系(低圧注水 モード)による原子炉注水を実施する。

原子炉水位高(レベル8)まで原子炉水位が回復した後,原子炉注水を停止し,残留熱除去系(格納容器冷却モード)の運転を再開する。

また,残留熱除去系(格納容器冷却モード)の運転時に,格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合は,残留熱除去系(サプレッション・プ ール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱に切り替える。

以降, 炉心の冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的 に行う。

- 2.3.4.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
- (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,外部電源喪失を起 因事象とし,全ての非常用ディーゼル発電機等を喪失することで原子炉隔離時 冷却系を除く注水機能を喪失し,逃がし安全弁の再閉失敗により蒸気駆動の注 水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下した後は,原子炉隔離時冷却系を 喪失し,全ての注水機能を喪失する「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B) 失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS) 失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液 熱非平衡、沸騰遷移、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(水位変化)・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、冷却材放出(臨界流・ 差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容 器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液 界面の熱伝達、スプレイ冷却及びサプレッション・プール冷却が重要現象とな る。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過 渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAA Pにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器 温度等の過渡応答を求める。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、本重要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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.3.4.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケン

ス特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として,送電系統又は所内主発電設備の故障等によって,外部 電源を喪失するものとする。

- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源 を喪失するものとする。さらに、逃がし安全弁1個の開固着が発生するものとする。
- (c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として,外部電源を 喪失するものとしている。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
   原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
   原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン・トリップによる主蒸気止め弁閉スクラム信号及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に期待しないものとする。
- (b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には再閉鎖に失敗した 1個に加えて自動減圧機能付き逃がし安全弁(5個)を使用するものとし, 容量として,1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 低圧原子炉代替注水系(可搬型) 逃がし安全弁による原子炉減圧後に,70m³/hで原子炉注水し,その後は 炉心を冠水維持するように注水するものとする。また,低圧原子炉代替注 水系(可搬型)による原子炉注水を格納容器代替スプレイ系(可搬型)に よる原子炉格納容器冷却と併せて行う場合は,30m³/hの流量で原子炉注 水するものとする。
- (e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)

原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇させた後に,残留熱除 去系(格納容器冷却モード)を使用する場合は,1,218m<sup>3</sup>/hにて原子炉格 納容器内にスプレイするものとする。また,伝熱容量は,熱交換器1 基当 たり約9MW(サプレッション・プール水温度 52℃,海水温度 30℃におい て)とする。

2.3.4-5

- (g) 残留熱除去系(低圧注水モード)
   残留熱除去系(低圧注水モード)は、1,136m<sup>3</sup>/h(0.14MPa [dif] において)の流量で注水するものとする。
- 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、「1.3.5 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) 交流電源は24時間使用できないものとし、事象発生から24時間後に常 設代替交流電源設備によって供給を開始する。
- (b) 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は,事象発生2 時間 20 分後から開始する。
- (c) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、低圧原子炉代替注水系(可 搬型)による原子炉注水の準備が完了した時点で開始する。
- (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa [gage]に到達した場合に実施する。なお,格納 容器スプレイは,残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納 容器除熱を開始する前に停止する。
- (e) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作は,常設代替交流電源設備による交流電源の供給開始後に,残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して,事象発生から24時間30分後に実施する。
- (f) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作は,残留熱除去 系(格納容器冷却モード)による格納容器除熱開始後に,原子炉水位が原 子炉水位低(レベル3)に到達した場合に開始する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)\*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力 容器内の保有水量の推移を第2.3.4.2-1(1)図から第2.3.4.2-1(6)図に,燃 料被覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド 率の推移を第2.3.4.2-1(7)図から第2.3.4.2-1(9)図に,格納容器圧力,格 納容器温度,サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度 の推移を第2.3.4.2-1(10)図から第2.3.4.2-1(13)図に示す。

- ※ 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示 す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示して いるため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非 常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が 炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域・狭帯域)の水位は、 シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。 なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位(燃料域) にて監視する。原子炉水位(燃料域)はシュラウド内を計測している。
- a. 事象進展

全交流動力電源喪失後,原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉 がスクラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自 動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては,外部電源喪 失により,事象発生とともに全台がトリップする。

逃がし安全弁(1個)が開固着しているため,蒸気の流出が継続し,事象 発生から約1.4時間が経過した時点で原子炉隔離時冷却系が動作できない範 囲まで原子炉圧力が低下する。このため,原子炉隔離時冷却系が停止する。 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了した時点で 原子炉急速減圧及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を開 始する。原子炉急速減圧は,開固着した1個に加えて中央制御室からの遠隔 操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁5個を手動開することで実施 する。逃がし安全弁(1個)の開固着及び原子炉急速減圧による原子炉冷却 材の流出により原子炉水位は低下し,燃料棒有効長頂部を一時的に下回るが, 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水が開始されると原子炉水位が回 復し,炉心は再冠水する。

高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子炉 水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により 発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで,格納容器圧力及び温度 は徐々に上昇する。そのため,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器冷却を行う。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した 後は,事象発生から24時間30分後時間後に残留熱除去系(格納容器冷却モ ード)を起動し原子炉格納容器除熱を開始するが,原子炉水位が原子炉水位 低(レベル3)まで低下した場合に,残留熱除去系(低圧注水モード)に切 替え,原子炉注水を行うものとする。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は,第2.3.4.2-1(7)図に示すとおり,初期値(約309℃)を上回ることはなく,1,200℃以下となる。また,燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり,15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.3.4.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動に より,約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力は,原子炉圧力と圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考 慮しても,約7.89MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍

(10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉 格納容器除熱を行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力及び温 度の最大値は,約 384kPa[gage]及び約 151℃に抑えられ,原子炉格納容器の 限界圧力及び限界温度を下回る。

第2.3.4.2-1(2)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、24時間30分後に残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を推持できる。
(添付資料 2.3.4.1)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.3.4.3 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。

外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SR V再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗では,事象発生直後の原子炉隔離 時冷却系による炉心冷却には成功するが,逃がし安全弁の再閉失敗による原子炉 圧力の低下により,原子炉隔離時冷却系の注水機能を喪失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,事象進展に有意な影響を与 えると考えられる操作として,逃がし安全弁による原子炉減圧操作,低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作及び格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による原子炉格納容器冷却操作による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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, 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは炉心が冠 水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。操 作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操作手 順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できていることから,格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格 納容器代替スプレイ系(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小 さい。。また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導 の不確かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性

2.3.4-8

### 1568

ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小 さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器 代替スプレイ系(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。 (添付資料 2.3.4.2)

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表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される 実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析におい ても、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を一時的に下回るが、炉心はおおむね 冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回る ことはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは,燃料被覆 管の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価するが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を一時 的に下回るが,炉心はおおむね冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度 は初期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目となるパラメ ータに与える影響はない。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格 納容器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を 十数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できているため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにお いては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.3.4.2)

- (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2.3.4.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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

2.3.4-9

### 1569

影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力 及び温度の上昇が遅くなるが,操作手順(格納容器圧力に応じて格納容器 スプレイを実施すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の 操作として冠水維持可能な注水量に制御するが,注水後の流量調整操作で あることから,運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.3.4.2)

### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることか ら,格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが,格納容器圧力及び温度の 上昇は格納容器スプレイにより抑制されることから,評価項目となるパラ メータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び温度は,ゆらぎにより解析条件に対して変動を 与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目に与える 影響は小さい。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場 合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 2.3.4.2)

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

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は,解析上の操作開始時間として事象発生から2時間20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,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,運転員等操作時間に与える影響はない。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は, 解析上の操作開始時間として事象発生から2時間20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,実態の操作開始時間は解析上の設 定とほぼ同等であるため,操作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格 納容器 冷却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力384kPa [gage]到 達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,実態の運転 操作においては,格納容器スプレイの操作実施基準(格納容器圧力384kPa [gage])に到達するのは,事象発生の約21時間後であり,格納容器代替 スプレイ系(可搬型)の準備操作は格納容器圧力及び温度の上昇の傾向を 監視しながらあらかじめ実施可能である。

また、格納容器スプレイ操作も同様に格納容器圧力及び温度の 上昇の 傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。よって、実態の操作開 始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小 さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。操作開始時間が 遅れた場合においても、格納容器の限界圧力は 853kPa [gage] であること から、格納容器の健全性という点では問題とはならない。当該操作は、解 析コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時 間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う 要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与え る影響はない。

(添付資料 2.3.4.2)

### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は,運転員等操作時間に 与える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である ため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設 定とほぼ同等であるため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さ い。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時間は 解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。

(添付資料 2.3.4.2)

(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。

第2.3.4.2-1(14)図から第2.3.4.2-1(16)図に示すとおり,操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 原子炉注水操作については,事象発生から3時間5分後(操作開始時間の45 分程度の遅れ)までに逃がし安全弁による原子炉減圧操作を開始し低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による注水が開始できれば,燃料被覆管の最高温度は約 805℃となり1,200℃以下となることから,炉心の著しい損傷は発生せず,評 価項目を満足することから時間余裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約21時 間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(添付資料 2.3.4.2, 2.3.4.3)

(4) 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,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか,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。

### 2.3.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」において,重大事故等対策時に必要な要員 は、「2.3.4.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり31名である。「6.2重大 事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗」において,必要な水源,燃料及び電源は, 「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,7日間の対応を考慮すると,合計約1,000m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として,輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより,必要な水源は確保可能である。輪谷貯水槽(西)は十分な水を保有しており,輪谷貯水槽(西)を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水については、サプレッション・チェ

ンバのプール水を水源とし注水することから、水源が枯渇することはない。 (添付資料 2.3.4.4)

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この 使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について, 7日間の運転継続が可能である。

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると,7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイについて,7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について,7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.3.4.5)

c. 電源

常設代替交流電源設備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4,268kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,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 2.3.4.6)

2.3.4.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ SRV再閉失敗+HPCS失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全 弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧 力が低下することで、原子炉注水機能を喪失し、原子炉水位の低下により炉心が 露出し、炉心損傷に至ることが特徴である。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ SRV再閉失敗+HPCS失敗」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対 策として原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び自動減圧機 能付き逃がし安全弁による原子炉注水手段,安定状態に向けた対策として、残留 熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水手段,格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器冷却手段並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容

### 1573

器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電 源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心 冷却(HPCS)失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替注水系(可搬型) 及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水、残留熱除去系(低圧注水 モード)による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格 納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプ レッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することに より、炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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,緊急時対策要員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,原子炉隔離時冷却系,低圧原子炉代替注水系(可搬型)及び 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水,格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器冷却,残留熱除去系(格納容器冷却モード)による 原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対 して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失

(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」に対して有効である。



第2.3.4.1-1(1)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗 +HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水)



第2.3.4.1-1(2)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗 +HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧,原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.3.4.1-1(3)図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗 +HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



が静圧破、燃料ノーン倍型を再開する	※16:格納容器スプレイの注水量は120m <sup>4</sup> /hとし、格納容器圧力 384kPa[gage]到達で格納容器スプレイを行う。 格納容器圧力 334kPa[gage]まで低下後、格納容器スプレイを停止する。 再度、格納容器圧力 384kPa[gage]到道で格納容器スプレイ金繰り返す。 なお、原子炉注水と格納容器スプレイは同一の大量送水車を使用し、稀納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。 ※17:格納容器ペント東作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認した社合あのに維持する。	格納容器への熟放出を抑制し圧力上昇を抑制する。 ※18:復電時に不要な食荷が思動するのを防止するための負荷切り離しを含む。 ※19:非常用品圧破線で系列のうら)」系列は移動式代替熱交徴設備ケーブル接続後に受電する。 ※20:現留熱除去系(格納容器が却モード)を起動し、体納容器代表アプレイを停止する。	※21:原子炉水位高(レベル8)到達により、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する。以降,残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水モード)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)まで注水後、	残留熱除去系(格納容器冷却モード)に切り替える。 ※22:残留熱除去系(格納容器冷却モード)は格納容器圧力 13.7kPa[gage]以下で停止し,以降は残留熟除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)によるサプレッション・ブール水冷却に切り替える。	【有効性評価の対象とはしていないが,他に取り得る手段】 [ : 定勤代誌で流電通訳価が使用できない場合は、号応間電力融通又は高圧発電機重により電源を供給する。	<ul> <li>(電源容量により使用できる設備が限られる。)</li> <li>1: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。</li> <li>また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による</li> <li>窒素ガスの供給を行う。</li> <li>1: 原子がは除せ着や却ぶによる除熟糖能確保さま断可能である。</li> </ul>	(電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の対応手順の概
	残留熟除去系(格納容器や却モード)による 格納容器スプレイ	残留熟除主系(低圧注水モード)による原子炉 注水及び残留熟除主系(格納容器活却モード) による格納容器スプレイ <sup>821</sup>		残留熟除去系(低圧注水モード)により原子炉水位を維持し,残留熟除去系(サブレッション・プール水冷却モード)によるサブレッション・プール水冷却を 緑緑ナス、また繊維重年していたま設備の値口に安めろ、原子垣圧力容器は78回	mean we were were were were were were were		.3.4.1-2.図 「全交流動力電源喪失(外部

							全交流動力	力電源喪失(外	部電源	原喪失+DG失敗	τ) + S R V ₽	写閉失敗+H	IPCS失敗						
						—	経過時間(分) 10 20 30 40	0 50 60 1	2	3 4 5	6 7	8 9	10 11 12	経過時間 13 14	(時間) 15 16 17	18 19 20	21 22 23 24	25 26 27	経過時間(日) 5 6 7
	1								Ĩ		Î.Î		<u> </u>	1 1	<u> </u>	<u> </u>			
		実施箇所・必多	<b>《</b> 人員数	1		¥ # #	×元工 子炉スクラム												
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		V #1	13分 単子炉水包転 (レベル マ ブラント状況判断	2)											
操作項目	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮	操作の内容														
	通報連絡等を行う	指示者	1人	初動での指揮				Ť	約1.	4時間 原子炉圧力0. 原子炉隔離時 の計開かい W 74	74MPa[gage] i冷却系機能喪失								
	要員	連絡責任者 連絡担当者	4人	笼電所內外連絡					ľ	244前2037 原子X 低田 約2.4時間 原子X	炉志运展生 原子炉代替注水系 炉水位燃料棒有効县	(可搬型) 原子炉注 頂部到建築	E水開始		約15時間 格納箱	F器压力245kPa[gage]到達		a constant a constant	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		復旧班要員						原子如	炉水包燃料都有刻長	8時間	直流電源切替				¥32104(0) #649324201	:7)384kPa [gage] 珂速 24時間 常設代替交流	<b>北</b> 源設備による給電
					<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>														
					<ul> <li>原子炉スクラム確認、タービントリップ確認</li> </ul>														
					<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認</li> </ul>	-													-
	1.5				<ul> <li>再循環ボンブトリップ確認</li> </ul>	-													
状况利断	A	_		_	<ul> <li>交流電動駆動ボンブによる原子炉往水機能費失確認</li> <li>         ) * たいできょう () さん・たんしい ) * に、このでは、「、」、     </li> </ul>	1053													
					<ul> <li>         ・土添ス帰歴ナ王肉薙認ノ述かし女王ナによる京ナア圧ノ肉ዎ種認         ・ 遠ぶ1.安全弁「間間差」確認         ・遠ぶ1.</li> </ul>	-													
					<ul> <li>         ・</li></ul>	-													
					<ul> <li>早期の電源回復不能確認</li> </ul>														
原子炉注水操作	(1人) A	_		_	• 原子炉隔糠時冷却系 原子炉注水礁器		原子炉隔離時冷却系での原 原子炉圧力0.74MPa[gage	原子炉注水は e]まで実施											
ric late offer limit to the faile. Also	_	_		_	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等 機能回復</li> </ul>														
父闾黾原四侵操作	_	_		_	<ul> <li>外部電源 回復</li> </ul>														
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A	-		-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動。受電操作</li> </ul>												10分		
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	-		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>	_											25分		
	- (14)	B, C		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> </ul>	+			_								35分		
C系非常用高圧母線受電準備	A	(2人)	+	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> <li>C系非常用高圧型換受電準備(20月)</li> </ul>	+			_								25分		
	(1人)	B, C	$\neg$	_	<ul> <li>・ し未非系用向圧草株文电準備(現場)</li> <li>・ D系北菜用窓FF升線受賞操作(中本制碗窓)</li> </ul>	+											25 77	59	
D系非常用高圧母線受電操作		(2人) B.C	+	_	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>	-												5分	
	(1人) A	-		_	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>	-												5分	
C 系非常用高圧母線受電操作	-	(2人) B, C	•	_	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>													5分	
所內用蓄電泡切替操作	-	(2人) B, C	•	-	<ul> <li>負荷切り離し/所内用蓄電池切替操作</li> </ul>						30	9							
電源切替操作	-	2人 D.E		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	+		1	0分										-
	-		_	_	<ul> <li>         ・</li></ul>	_			1	0分									
原子炉急速減圧操作	A	-	_	_	<ul> <li>自動減圧機能付き逃がし安全弁 5 個 予動開放操作</li> </ul>	+				10分									
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)準備操作	-	-		14人 a∼n	<ul> <li>2. 以利率(約(後,4)単個</li> <li>4. 低圧原子が代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備 (大量送水率配置,ホース展供,接続)</li> </ul>		2時間	罰10分											
低压原子炉代替注水系	-	2人		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		10分												
(可預型) 糸椛構成	-	B, C		_	<ul> <li>残留熱除去系及び低圧原子炉代替注水系 注水弁操作</li> </ul>	_	50 /	分	_										
低圧原子炉代替注水系 (可搬型)注水操作	-	-		(2人) a,b ◆	<ul> <li>         ・</li></ul>						原子炉水位を	レベル 3 ~ レベ	ル8で維持						
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	-	(2,人) D,E	-	-	<ul> <li>格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成</li> </ul>											40	99		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)スプレイ操作	_	-			・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)												適宜実施		
原子炉满水操作	_			(2人) a, b	<ul> <li>・ 低圧原子炉代替注木系(可搬型)による原子炉への注水流量の増加</li> </ul>	格納業	容器圧力が384kPa[gage]に新	到達後,原子炉格結	内容器空!	間部への熱放出を防止	するため,								
			+	<b>、</b> (12人)		原子梦	Pへの往水流量を増やして!	原子炉水位をできく	57217181	く維持する		-							
			-++	a~1	<ul> <li>         ・</li></ul>	-			_		7時(前)2059								
原子好補機代替冷却系準備 操作			++	3人 o, p, q	<ul> <li>         ・</li></ul>	+				10分									
	_	(4人) (4人)		_	<ul> <li>・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成</li> </ul>					1時間40分									
	-	(2人) D.F.	•	-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>				- "						1時間20分				
救油空帯パント准備場件	_	-		(2人)	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>										2時間				
			_	(2人)											onten				
		_		e, f	- 可聚入五水 內有 波進 中間	+-	104								7-4 [0]				
燃料補給準備	_			2.6	<ul> <li>取引你的政兵中国</li> </ul>		10 //												
	_	_		r, s	<ul> <li>         ・         ・         ・</li></ul>	+		2時(面) 30 分		_									
燃料補給作業	-	_			<ul> <li>大量送水車への補給</li> </ul>									通宜实施				1	
原子炉補機冷却系起動操作	A	-		-	• 原子炉箱機冷却系 起動操作													10分	
へ 西 奈映 本木 (格納容器冷却モード) 起動操作	(1人) A			-	<ul> <li>残留熱除去系(格納容器冷却モード)起動操作</li> </ul>													10分	
残留熱除去系による原子炉注 太および原子相ぬ油空卵吟神	(1人)	_		_	<ul> <li>残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系</li> </ul>													演定主新	
操作	A				(格納容器治却モード)による格納容器スプレイ	$\bot$												~	
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	-		-	<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>													5分	
燃料プール冷却系 準備操作	-	(2人) D,E		-	<ul> <li>原子炉捕機代替冷却系 系統構成</li> </ul>													30分	
燃料ブール冷却 軍間	(1人)	_		_	<ul> <li>         燃料プール治知系再記●     </li> </ul>													<ul> <li>・燃料ブール冷:</li> <li>ブールの冷却:</li> </ul>	↓水ボンブを再起動し燃料 と再開する。
	A	4.1		10.1														<ul> <li>必要に応じて、</li> <li>を実施する。</li> </ul>	·キマサージタンクへの
必要人員数 合計	1 4	BCDF		1000	1														

必要人員数 合計 A B,C,D,E a~s () 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.3.4.1-3 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の作業と所要時間

日) 7	備考
1	
	w
	ロンユフリト内水包に並つく呼回
	御代し参迎が守
	所列工与&& ロッ 対応可能な要員により対応する
	解析上,事象発生24時間の交流電源回 復は考慮しない
	R=115V系業費油為とR1=115V系業
	□ - 1107 ※ 留电池から B 1 - 1107 ※ 留 電池 (S A) へ切り替える
	B-115V系蓄電池からSA用115V系蓄 電池へ切り替える
	解析上考慮せず
	タンクローリ我量に応じて演官ディー
	ゼル燃料貯蔵タンクから補給
	原子炉水位低(レベル3)にて原子炉
	注水への切替操作を実施し、原子炉水 位高(レベル8)にて格納容器スプレ イへの切替操作を実施
	解析上考慮せず
	解析上考慮せず 部村プール冷却系熱交換器への冷却水 通水操作
燃料の補給	解析上考慮せず 燃料ブール水源66711下途ぬ
	AND CALLERY

2. 3. 4-19 **1579** 



第2.3.4.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第2.3.4.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.3.4.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.3.4.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.3.4.2-1(5)図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第2.3.4.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



第2.3.4.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移



第2.3.4.2-1(9)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第2.3.4.2-1(10)図 格納容器圧力の推移



第2.3.4.2-1(11)図 格納容器温度の推移



第2.3.4.2-1(12)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.3.4.2-1(13)図 サプレッション・プール水温度の推移

2. 3. 4-26 **1586** 



第2.3.4.2-1(15)図 操作開始時間45分遅れのケースにおける 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.3.4.2-1(16)図 操作開始時間45分遅れのケースにおける 燃料被覆管温度の推移

	<u>の重大事故等</u>	≨対策について(1 / 3) 	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
全交流動力電源喪失及び原 子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が全 て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子 炉がスクラムしたことを確認する。	所内常設蓄電式直流電源設備	Ι	平均出力領域計装
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却 系が自動起動し原子炉注水を開始する。これに より水位は回復する。原子炉注水は,逃がし安 全弁1個の開固着によって,動作できない範囲 に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。	【原子炉隔離時冷劫系】 サプレッション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	1	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】
直流電源切替	自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急 速減圧操作を実施する前に,逃がし安全弁用直 流電源切替操作を実施する。	所內常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	Ι	I
低圧原子炉代替注水系(可搬 型)による原子炉注水準備	原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動 弁(RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁)の 手動開操作を実施する。 屋外操作にて大量送水車の準備及びホース展張 を実施する。また、大量送水車の燃料補給準備 を実施する。	ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	I
				、 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

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」

第2.3.4.1-1表

<sup>2. 3. 4–29</sup> **1589** 

	重大事故等对処設備	可搬型設備	弁 - 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	原子炉圧力(SA)       原子炉圧力       大量送水車       アンクローリ       原子炉水位(広帯域)       原子炉水位(燃料域)       低圧原子炉代替注水流量       低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	ドライウェル圧力(SA)       サプレッション・チェンバ圧力(SA)       サプレッション・チェンバ圧力(SA)       原子炉水位(SA)       東子炉水位(SA)       タンクローリ       原子炉水位(燃料域)       格納容器代替スプレイ流量       低圧原子炉代替注水流量       低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)       ・	┃ 】:単八サ以寺刈や政浦(成訂本平仏版)
対策について(2/3)		常設設備	自動減圧機能付き逃がし安全: 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ディーゼル燃料貯蔵タンク	
の重大事故等	2211 - 2-	于順	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注 水の準備が完了後, 再閉鎖に失敗した 1 個に加え て自動減圧機能付き逃がし安全弁 5 個による手 動減圧を行う。	原子炉急速減圧により,低圧原子炉代替注水系 (可搬型)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉代 替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始され る。以後原子炉水位低(レベル3)から原子炉水 位高(レベル8)の間で維持する。	格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) により原子炉 格納容器冷却を実施する。 また, 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原 子炉注水を継続する。	
	-77 미구하 수 11 고세 12년	判断及い操作	逃がし安全弁による原子炉 急速減圧	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	格納容器代替スプレイ系 (可 搬型) による原子炉格納容器 冷却	

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」 第2.3.4.1-1表

<sup>2. 3. 4–30</sup> **1590** 

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」 の重大事故等対策について(3/3)

第2.3.4.1-1表

	.備	計装設備	ドライウェル温度(SA) ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) サプレッション・プール水温度(SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【残留熱除去ボンプ出口流量】	(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
	重大事故等对処設	可搬型設備	1	Ι	 重:【_】
		常設設備	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熱除去系(格納容器冷却モ 一ド)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 【残留熱除去系(低圧注水モー ド)】 【原子炉補機冷却系】 サプレッション・チェンバ	
するよく用い	별	于順	常設代替交流電源設備による交流電源供給を確 認後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除 去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容 器除熱を開始する。	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注 水を開始し,低圧原子炉代替注水系(可搬型)に よる原子炉注水を停止する。 原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)まで上昇 させた後,中央制御室からの遠隔操作により残留 熱除去系(低圧注水モード)運転から残留熱除去 系(格納容器冷却モード)運転に切り替える。	
		刊町及い操作	残留熱除去系(格納容器冷却 モード)による原子炉格納容 器除熱	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	

喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗) (1/5)	条件設定の考え方	-	定格原子炉熱出力として設定	定格原子炉圧力として設定	) 通常運転時の原子炉水位として設定	定格炉心流量として設定	熱平衡計算による値	熱平衡計算による値	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	通常運転時の熱的制限値	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し,10%の保守性を考慮	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物   の体理を除いた値)を認定	<ul> <li>シロド国で1000・シロント</li> <li>シロト国で1000・シロント</li> <li>シロント</li> <li>シロント</li></ul>
流動力電源喪失(外部電源)	主要解析条件	原子炉侧:SAFER 格納容器侧:MAAP	2,436MW	6.93MPa[gage]	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	$35.6 \times 10^3 t/h$	約 278°C	約 9 °C	9 × 9 燃料(A型)	44. 0kW/m	ANSI/ANS-5.1-1979 然焼度 33GWd/t	$7,900m^3$	空間部: 4, 700m <sup>3</sup>   <sup></sup>	ItX1Eth : - :-, oroum 3. 43kPa(ドライウェルーサフ ション・チェンバ間差圧)
52.3.4.2-1表 主要解析条件 (全交)	項目	解析コード	原子炉熱出力	原子炉圧力	原子炉水位	炉心流量	炉心入口温度	炉心入口サブクール度	然料	最大線出力密度	原子炉停止後の崩壊熱	格納容器容積 (ドライウェル)	格納容器容積(サプレッション・チェン	真空破壊弁
笰									初期条件					

2. 3. 4-32

1592

~ ~ \	<b>第2.3.4.2-1 表</b> 王要解朳条件(全3	<b>交流動力電源喪失(外部電源喪失+</b>	DG失敗) + S K V 冉閉失敗+H P C S 失敗) (2 / 5)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	サプレッション・プール水位	3.61m(通常運転水位)	<b>通常運転時のサプレッション・プール水位として設定</b>
	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
飞其《乡	) 第 格納容器圧力 t t	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
-	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	35°C	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏ま えて設定
Ţ	起因事象	外部電源喪失	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 するものとして設定
-ılı, <del>1</del> , <b>1</b>	サ たく素名で書せたなよとに守	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
NIN #	マ   女王徳能の丧大い刈りつ吸止 4	逃がし安全弁1個開固着※	本事故シーケンスにおける前提条件
	外部電源	外部電源なし	起因事象として,外部電源を喪失するものとして設定
	<u> 開固着を想定する逃がし安全弁1個の</u> 上せず開固着するものとしている。(ツ	設定については、逃がし弁機能の影 な出量については、重大事故等対策	没定圧力が最も低い 7. 58M Pa[gage]の2個のうち1個が閉 に関連する機器条件を参照。)

<sup>2.3.4-34</sup> 

<sup>1594</sup> 

失敗) + S R V 再閉失敗+H P C S 失敗) (4 ∕ 5)	条件設定の考え方	低圧原子炉代替注水系(可搬型)の設計値として設定	設計に基づき、併用時の注水先圧力及び系統圧損を考慮 しても確保可能な流量を設定	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,設定	残留熱除去系(低圧注水モード)の設計値として設定 ************************************	<ul> <li>まで</li> <li>内容</li> <li>(サ</li> <li>残留熱除去系の設計値として設定</li> <li>3.度</li> </ul>
流動力電源喪失(外部電源喪失+DG外	主要解析条件	70㎡/h にて注水 (格納容器スプレイ実施前)	30m³/h にて注水 (格納容器スプレイ実施後)	120㎡/h にて原子炉格納容器内ヘスプレイ	原子炉水位低(レベル1)にて自動起動 1,136㎡/h(0.14MPa[dif]において)にて注水	・原子炉水位を原子炉水位高(レベル8)ま 上昇させた後に、1,218m <sup>3</sup> /h にて原子炉格納 器内にスプレイ ・伝熱容量は、熱交換器1 基当たり約 9 Mm( プレッション・プール水温度 52°C、海水温 30℃において)
2.3.4.2-1表 主要解析条件(全交涡	項目	低圧原子炉代替注水系(可搬型)		格納容器代替スプレイ系(可搬型)	残留熱除去系 (低圧注水モード)	残留熱除去系(格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)

<sup>2.3.4-35</sup> 

:+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗)(5/5)	条件設定の考え方	本事故シーケンスの前提条件として設定	低圧原子炉代替注水系(可搬型)の準備時間を考慮して設定	に 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備完了 まま として設定	時 格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定	常設代替交流電源設備からの受電後、残留熱除去系の起動操作/ 要する時間を考慮して設定	ド) 台後 原子炉格納容器除熱及び原子炉水位制御(レベル3~レベル8) (レ が継続的に可能な条件として設定
〕動力電源喪失(外部電源喪失	主要解析条件	事象発生 24 時間後	事象発生2時間20分後	低圧原子炉代替注水系(可搬型) よる原子炉注水の準備完了後(事 発生から2時間20分後)	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時	事象発生 24 時間 30 分後	残留熟除去系(格納容器冷却モー による原子炉格納容器除熱開始 に,原子炉水位が原子炉水位低( ベル3)に到達
2.3.4.2-1表 主要解析条件(全交流	項目	常設代替交流電源設備からの受電	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 原子炉注水操作	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操 作	格納容器代替スプレイ系(可搬型)によ る格納容器冷却操作	残留熱除去系(低圧注水モード)による 原子炉注水操作及び残留熱除去系(格納 容器冷却モード)による格納容器除熱操 作	残留熟除去系(低圧注水モード)による 原子炉注水操作
第2			重大	事故等対策	に関連する	9操作条件	

2. 3. 4-36 **1596** 

安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗)

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS 失敗」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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により,炉心冠水が維持でき,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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器 フィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去 系)により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾 向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

原子炉隔離時冷却系,逃がし安全弁による原子炉減圧及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型)による原子炉注水により炉心が冠水し,炉心の冷却が維持される。そ の後も引き続き炉心冠水が維持され,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

炉心冷却を継続し、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始後に残留 熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することで、格納容器圧力及び温 度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウ ェル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。

なお,残留熱除去系による格納容器除熱開始後の原子炉注水は,残留熱除去系(低 圧注水モード)にて実施する。

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。

※ 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)に切り替えると、原 子炉圧力容器からの放熱の影響によりドライウェル温度は僅かに上昇傾向と なる。ただし、残留熱除去系による格納容器除熱は確立しており、長期的に は減圧後の原子炉圧力容器温度より若干低い温度(80℃程度)で平衡状態と なることから、この状態も含め安定傾向とする。

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱除去系の機能を維持し,除熱を継続することで,安定状態の維持が 可能となる。(添付資料 2.1.1 別紙 1 参照) 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

# 表1-1 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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)(1/2)

ц Ц ĥ

添2.3.4.2-1 1599

☆ 2. 3. 4. 2−: **1600** 

添 2.3.4.2-2

メータに与える影響	$(2 \swarrow 2)$
<b>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</b>	(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗)
表 1-1	

's ]	AFER				
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
	<ul> <li>- 建築</li> <li>- 市</li> <li>- 市<td>二祖流体の流 鬱ホゾン</td><td>下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二 相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを 取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被 覆管温度及び運転員線作のどちらに対しても二 相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥 当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバラン スだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十 分である。このため、特段の不確かさを考慮する 必要はない。</td><td>原子炉への注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響 はない。原子炉減圧後の注水開始は、原子炉水位(シュラウド外水位)の低 下挙動が早い場合であっても、これら操作手順(原子炉減圧後速やかに注水 手段を準備すること)に立わり操作手順(原子炉減圧後速やかに注水 はない。水位低下挙動が遅い場合においては操作に対する時間余裕は大きく なる。なお、解析コードでは、シュラウド外水位が現実的に評価されること から不確かさは小さい。</td><td>シュラウド外水位を適切に評価することから,評価 項目となるバラメータに与える影響は小さい。な お.原子炉水位は燃料棒有効長頂部を一時的に下回 るが、炉心はおおむね冠水維持されるため,燃料被 覆管の最高速度は初期値(約309℃)を上回ること はないことから,評価項目となるバラメータに与え る影響はない。</td></li></ul>	二祖流体の流 鬱ホゾン	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二 相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを 取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被 覆管温度及び運転員線作のどちらに対しても二 相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥 当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバラン スだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十 分である。このため、特段の不確かさを考慮する 必要はない。	原子炉への注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響 はない。原子炉減圧後の注水開始は、原子炉水位(シュラウド外水位)の低 下挙動が早い場合であっても、これら操作手順(原子炉減圧後速やかに注水 手段を準備すること)に立わり操作手順(原子炉減圧後速やかに注水 はない。水位低下挙動が遅い場合においては操作に対する時間余裕は大きく なる。なお、解析コードでは、シュラウド外水位が現実的に評価されること から不確かさは小さい。	シュラウド外水位を適切に評価することから,評価 項目となるバラメータに与える影響は小さい。な お.原子炉水位は燃料棒有効長頂部を一時的に下回 るが、炉心はおおむね冠水維持されるため,燃料被 覆管の最高速度は初期値(約309℃)を上回ること はないことから,評価項目となるバラメータに与え る影響はない。
原子炉压力容器	冷劫材放出(臨 界流・差圧流)	臨時	TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実 鯨解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等 の解析結果が得られており, 臨界流モデルに関し で特段の不確かさを考慮する必要はない。	解析コードでは、原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。関 連する運転操作として急速減圧後の注水操作があるが、注水手段が確立して から減圧を行うことが手順の前提であり、原子炉圧力及び原子炉水位の変動 が運転員等操作時間に対して与える影響はない。	述がし安全弁流量は,設定圧力で設計流量が放出さ れるように入力で設定するため不確かさの影響は ない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示 す臨界流モデルを適用している。有効性評価解行で も圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイ 、レ力及び注水流量を適切に評価するため,燃料被 酸節温度への影響は小さい。 酸酸一口及び逃ぶし安全弁からの流出流量は,圧力容 離ノズル又はノズルに接続する配管を通過し,平衡 放置流に達するのに十分な長さであることから, する,原子炉水位に挑料棒有効長頂能を一時的に下 口さが、炉心はおおむね器水維特されるため、燃料 被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回るこ とはないことから,評価項目となるバラメータに与 える影響はない。
	ECCS注水 (給水系・代替 注水設備含む)	原子炉注水系 モデル	人力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原 子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機 設備仕様に対して注水流量を少なめに与え, 燃料 被覆管温度を高めに評価する。	「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」 たて確認

表1--2 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時間 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

を十数で程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する 傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは 異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体 及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確 HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度 なるものと推定される。しかし、全体としては格納容器 圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析に より格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定デー 「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 タと良く一致することを確認していることから,評価項 及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確 及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確 系においてはこの解析で確認された不確かさは小さく 「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間 「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間 評価項目となるパラメータに与える影響 項目となるパラメータに与える影響は小さい。 目となるパラメータに与える影響は小さい。 Ŕ Ř Ŕ 「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 「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 内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系にお また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確か 動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプ 器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器 いてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しか し、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、格 納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系 さにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙 格納容 「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 「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 バラメータに与える影響」にて確認。 HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度, レイ系(可搬型)に係る運転等操作時間間に与える影響はない。 (可搬型) に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。 運転員等操作時間に与える影響 パラメータに与える影響」にて確認 ラメータに与える影響」にて確認 ラメータに与える影響」にて確認 さくなると考えられる。 また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結 果が測定データと良く一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び いて、温度成層化を含めて傾向を良く再現できる ことを確認した。格納容器温度を十数で程度高め に、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向 られ、実機体系においてはこの種の不確かさは小 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験 解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の 挙動について、解析結果が測定ゲータと良く一致 HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度につ が確認されたが、実験体系に起因するものと考え スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平 衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはな 不確かみ Fることを確認した。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。 子炉出力及び (非常用炉心 冷却系) 炉心モデル (原 (非常用炉心 格納容器モデ ル(格納容器の (代替注水設) (格納容器ス (代替注水設) 安全系モデル 熱水力モデル) 安全系モデル 安全系モデル 安全系モデル 安全系モデル 解析モデル プレイ) (米田名) 崩壊熱) 〔뾑 í 水 (給水系・ 代替注水設 格納容器各 領域間の流 動 :造材との :伝達及び C C S 浜 6 スプレイ治 サプレッツ ユート・ノョ 重要現象 圄 内部熱伝導 気液界回 備含む) 崩壞熱 熱伝達 転免 [MAAP] ш 構勲 <u>.</u> 分猶 原心 原子炉圧力容器 原子炉格納容器

## 添 2. 3. 4. 2-3 **1601**

		■ 翻示条件(初期条件 重扮 <sup>2</sup>	(主父流期)1間源設. 多体及70線器条体)の不確かさ	チ(外部電源喪大+DG大敗) - 	+ S.K.V 冉阏夭敗+H.P.C.S夭敗)(1 / 4) Ⅰ	
	項目			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
	原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員 等操作時間への影響は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び 止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした 価項目となるパラメータに与える影響は,最 密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77~6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与えうるが,原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条 て変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安 り制御されるため事象進展に与える影響は とから、評価項目となるバラメータに与える さい。
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+ 83 cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+ 83cm~約+85 cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下 重に対して小さく、事象発生後に自動起動する原子炉隔 離時冷却系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 注水により炉心は概ね冠水を維持するため、事象進展に 与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与え る影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条 し変動を与えうるが、ゆらざの幅は事象発生 低下量に対して小さく、事象発生後に自動起 子炉隔離時治却系及び低圧原子炉代替比水系 )による社たにより炉心は概約冠水を維持す )による社たにより炉心は概約冠水を維持す のらぎを考慮したとしても終料被覆管温度 (約 309℃)を上回ることはなく、評価項目 ラメータに与える影響はない。
<u>ل</u>	炉心流量	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	「行心の反応度補償のため初期値は変化するが、 生後早期に原子炉はスクラムするため、初期が が事象進展に与える影響は小さいことから, 言 となるパラメータに与える影響は小さい。
「「」」」	微熱	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心龟	9×9 燃料 (A型),9×9 燃料 (B型)は熟水力的な特性は同等 であり,その相違は燃料棒最大線 出力密度の保守性に包絡される こと,また,9×9 燃料の方がM O X燃料よりも崩壊熟が大きく, 燃料被覆管温度上昇の額点で厳 しいため,MO X燃料の評価に9 ×9 燃料 (A型)の評価に0約さ れることを考慮し,代表的に9× 9 燃料 (A型)を設定	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9× 9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃料であっ0× て、9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力 的な特性は同等であり、また,MOX燃料の評価は9× 9燃料(A型)の評価に包給され、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料 9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MC のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MC のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(E型) 就水力的な特性は同等であり、事象進展に与え 熱水力的な特性は同等であり、事象進展に与え 意影響は小さい。MOX燃料の評価は9×99 型)の評価に包給され、評価項目となるパラン 与える余裕は大きくなる。
	最大線出力密度	44. 0kW/m	約 40.6kW/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度上昇が緩和され るが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行 すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を操作開始 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。	最確条件とした場合は,燃料被覆管温度上昇はれるが,原子炉水位は概ね燃料棒有効長頂部されるが,原子炉水位は概ね燃料棒有効長頂部さことなく,炉心は冠水維持されるため,燃料 たとなく,炉心は冠水維持されるため,燃料 度は初期値(約309℃)を上回ることはないこ 評価項目となるパラメータに与える影響はな!
	原子 炉停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 然焼度33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度306Wd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつ きを考慮し, 10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順(格納容器に応じて格納容器スプレイを実施すること)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。	最確条件とした場合は、解析条件で設定してい 熟よりも小さくなるため、発生する蒸気量は2 り、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴 冷却村の放出も少なくなり、格納容器圧力及で 上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の 納容器スプレイにより抑制されることから, 言 となるパラメータに与える影響はない。

## 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 (全な添酌力電源重牛(外執電源重牛+DG 牛粉) +SRV亜関牛粉+H P C S 牛粉)(1 / 4)

表 2

添 2. 3. 4. 2-4 **1602** 

間及び評価項目となるパラメータに与える影響	+ S R V 再閉失敗+ H P C S 失敗) (2 / 4)	
した場合の運転員等操作時	(外部電源喪失+DG失敗)	
解析条件を最確条件と	(全交流動力電源喪失)	
表 2		

	項目 参外公司会員会	解析条件(初期条件,事故条作 解析条件	牛及び機器条件)の不確かさ 最確条件	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
格納3 荷(ド	容器空間容 ライウェル	$7,900 { m m}^3$	7,900 <sup>m³</sup> (設計値)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に与 える影響はなく, 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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるバラメータに与える影響 はない。
格 御 (手) ・	容器空間容 -プレッショ チェンバ)	空閒部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値(内部機器及び構造 物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。
真空	破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)	3.43kPa(ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)(設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。
ププ	レッション ール水位	3.61m (通常運転水位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プール水 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は約2,800m <sup>4</sup> 相当であるのに対して、 ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0,02m分)の熟容量は 約20m <sup>4</sup> 程度であり、その低下割合は通常時の約0,7%程度と 非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プール木 位低下分の熟容量は通常水位で対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は約2,800m*相当であるのに対して、 ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熟容量は 約20m*程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小さい。洗って、事象進展に与える影響は小さい 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。
ププ	レッション ール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は。解析条件で設定している水温より も低くなるため,格納容器圧力上昇が遅くなり,格納容器 スプレイの操作開始が遅くなるが,その影響は小さく,運 転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなるため、格納容器の熱容量が大きくなり、格納容 器スプレイに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小 さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納約	容器圧力	5.0kPa[gage]	約 5 kPa[gage] ~約 7 kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ピーク値に差するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あ 知じーク値に参するためし、ゆらぎによる圧力上昇量は 約2 tPaであのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は 約2 tPaであり非常に小さい。。 影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ビーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あ たり約18kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は 約2 24Paであり非常に小さい。従って、事象進展に与える 影響は小さい。とから、評価項目となるバラメータに与え る影響は小さい。
格納	容器溫度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して変 動を与えうるが、格納容器温度は飽和温度として推移する こととなることから、初期温度が事象進展に与える影響は 小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移することとから、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
冬	水源の温度	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温より 低くなる可能性があり,格納容器圧力及び温度の上昇に対 する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効 果は大きくなり,間欠スプレイの間隔に影響するが,スプ レイ間隔は格納容器圧力に依存していることから,運転員 等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、運転員等操作に変わりはなく、格納容器圧力の最高値はおおむわ格納容器スプレイ開始時の圧力で決定されるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添 2. 3. 4. 2-5 **1603**
	初期	条件		事故	条件	
項目	外部水源の容量	燃料の容量	起因事象	安全機能の喪失	に対する仮定	外部電源
解析条件(初期条件,事故3 解析条件	$7,000 { m m}^3$	1, 180m <sup>3</sup>	外部電源喪失	全交流動力電源喪失	逃がし安全弁1個開固着	外部電源なし
条件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	7,000m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	1, 180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	Ι	I	Ι	I
条件設定の考え方	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷 貯水槽の水量を参考に, 最確条件 を包絡できる条件を設定	発電所構内に貯蔵している合計 容量を参考に, 最確条件を包絡で きる条件を設定	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 するものとして設定	全ての非常用ディーゼル発電機 等の機能喪失を想定して設定	本事故シーケンスにおける前提 条件	起因事象として, 外部電源を喪失 するものとして設定
運転員等操作時間に与える影響	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため、水源が枯渇しないことから、運転員 等操作時間に与える影響はない。。	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が粘渇しないことから、運転員等 操作時間に与える影響はない。	-			外部電源喪失は起因事象として設定していることから、 外部電源がある場合については考慮しない。
<b>曇猩</b> をえたるレターメージのなる 最悪			-			外部電源喪失は起因事象として設定しているこ ら、外部電源がある場合については考慮しない。

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再開失敗+HPCS失敗)(3/4)

> 添 2. 3. 4. 2-6 **1604**

			(玉文伽則刀电原丧天(外	- 部電源授大+DG大敗/ +21	AV 冉洵大敗十日PCS大奴ノ (4/ 4)	
	垣日	解析条件(初期条件,事故条	件及び機器条件)の不確かさ	冬年皆伝のあった	運転昌笙堀休畦開とよっス影響	<b>誕価佰日 レな んぷしょ 一 カ ご 丘っ ス 影 郷</b>
	цĶ	解析条件	最確条件	米正成できんご	年ませます米丁吉里でしたくのが伸	計画攷口つより、ノノーンに十人の妙神
	原子炉スクラム 信号	原子枦水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的に評 価するスクラム条件を設定	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合、事象 進展は緩やかになり、原子炉注水開始までの運転員等 操作時間に対する余裕が大きくなる。	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合, 燃 料被覆管温度は低めの結果を与えることになるた め, 評価項目となるパラメータに対する余裕が大き くなる。
•	原子炉隔離時冷 却系	原子炉水位低(レベル2)にて 自動起動 91㎡/h(8.21~0.74MPa[dif]に おいて)にて注水	原子炉水位低(レベル2)にて 自動起動 91㎡/h (8:21~0:74MPa[dif]に おいて)にて注水	原子垣隔離時冷却系の設計値   として設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,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は同様であることから、事象進 展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
•		逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進 展に与える影響はなく、評価項目となるバラメータ に与える影響はない。
	逃がし安全弁	開固着した1個に加えて自動 減圧機能付き逃がし安全弁の 5個を開することによる 原子炉急速減圧	開固着した1個に加えて自動 減圧機能付き逃がし安全弁の 5個を開することによる 原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づ く蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進 展に与える影響はなく、評価項目となるバラメータ に与える影響はない。
	# 伊尼尼之后 # #	70m <sup>3</sup> /hにて注 <i>木</i> (格納容器スプレイ実施前)	70m³/hにて注水 (格納容器スプレイ実施前)	低圧原子炉代替注水系(可搬型)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。水位回復	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計は、のの注水量が解析し、ののになど、
機器条件	四庄原于2714曾 注水系(可搬型)	30m <sup>3</sup> /hにて注水 (格納容器スプレイ実施後)	30㎡/h/にて注水 (格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき、併用時の注水先 圧力及び系統圧損を考慮して も確保可能な流量を設定	後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため,運転員等操作時間 に与える影響はない。	順」の床でTEL,原ナデルビン回復がキヽ、よるここから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器代替ス プレイ系 (可搬 型)	120m³/hlにて原子炉格納容器内 ヘスプレイ	120m³/hにて原子炉格納容器内 ヘスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に 必要なスプレイ流量を考慮し, 設定	解析条件と最確条件は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は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。 る影響はない。
	残留熱除去系(低 圧注水モード)	1,136㎡/h(0.14MPa[dif]にお いて)にて注水	1,136㎡/h(0.14MPa[dif]にお いて)にて注水	残留熱除去系(低圧注水モード) の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復 後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であるため,運転員等操作時間 に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計 値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなること 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。
-	残留熟除去系(格 納容器冷却モー ド)及び残留熟除 去系(サプレッシ ョン・プール水治 却モード)	<ul> <li>・原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8)まで上昇させた後 (こ1,218m<sup>3</sup>/hiCで原子炉格納容 器内にスプレイ</li> <li>・伝熱容量は、熟交換器1基当 たり約9 MW(サプレッション・ プール水温度52°C、海水温度 30°Cにおいて)</li> </ul>	<ul> <li>・原子炉水位を原子炉水位高 (レベル8)まで上昇させた後 に1,218m<sup>3</sup>//hにて原子炉格納容 器内にスプレイ</li> <li>・伝熱容量は、熱交換器1基当 たり約9Jm(サプレッション・ プール水温度52°C、海水温度</li> <li>30°Cにおいて)</li> </ul>	残留熱除去系の設計値として 設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展 に与える影響はなく, 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は同様であることから, 評価項 目となるバラメータに与える影響はない。

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 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗)(4/4)

添 2. 3. 4. 2-7 **1605** 

添	2.	3.	4.	2-8
	1	6	06	;

5 失敗) (1 / 3)	訓練実績等	副練実績等より,送ぶし安 田林による原子の資産圧壊 山能なことで教団 通定で意図している運転 離結した。 確認した。 確認した。	評価上に 発展 た が の か の た 市 の の た 市 の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の の た に た の の た た の の た た の の た に た の の た に た の の た に た の の の に た の の た た の の た た の の た た の の た た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の に た の の の に た の の の に た の の の に た の の の に た の の の の に た の の の に し の し に の し し 、 間 御 和 に の た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の し た の た の し た の た の た の た の た の た の た の た の の た の し た の の た の の た の の つ た に の の し た の の の の の の っ の つ た の の つ た の の つ た の つ た の の つ た の の の つ た の つ た の の つ た の の の つ た の つ た の の つ た の つ た の の つ し の の つ し つ た の の つ し し つ た の つ た の つ し し し し し し し つ た つ つ の つ の つ し つ し つ し つ し つ し つ し つ し つ し つ し つ つ	評価上は作業成立性を踏まえ事金業化であった。 (1)の分後としており、この うち、大量送水車への給油 作業は、所要時間2時間 の分類だのところ調練実 續では約2時間12時間 満では約2時間126時間 満では約2時間1260倍 満では約2時間1200倍 業が実施可能なことを確 割した。
V再閉失敗+HPCS	操作時間余裕	単象後在から3 間5.5%の後後にない3 時間5.5%の後に かりまた。 かまれに必須生また、 の時間45 かが、 したななの後に 第一日本の の時間路 に が 市 の た か が に が 市 に が 市 市 た た の に が 部 に が の た の の ( 派 が の の の に が の の の の の の の の の の の の の の	事間書を受ける、「「「「」」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「	I
- D G 失敗) + S R	評価項目となる パラメータに たる影響	実時設で価ラるい態間定為項メ財設で価ラるいの間定が項メ影。のはとる国メ影線度たとタ響性がたとう響用上同、20年小店の等評パえさ	実時設で価ラるい総問定を項メるいのにとる可メ影。のはとる可メ影のにとる「響様ほなとダ響性がには場別なには、あり小し、ろり小がのの等評パえさ	I
: (外部電源喪失+	運転員等操作時 間に与える影響	<b>東西部での</b> 戦闘などの 低い で、 な、 な、 な、 な、 な、 な、 な、 な、 な、 な	実時設で作影感問定る時勤のに、 「「「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」」、、「」」、、「」」、「」、「	I
4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(全交流動力電源喪失	操作の不確かさ要因	【認知】 述がし安全弁による原子炉減圧操作は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)の準備 たし。 たし。 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置」 「要請」 「要請」 「要請」 「報節」 「特節」 「特節」 「特節」 「特節」 「特節」 「特節」 「特価」 「特節」 「特節」 「特価」 「特別」 「特価」 「特別」 「特価」 「特別」 「特価」 「特価」 「特価」 「特価」 「特価」 「特価」 「特価」 「特価	「認知」 「認知」 「認知」 しており、多交流動力電源喪失を判断し、更に逃がし安全弁1個が開困者により しており、多交流動力電源喪失を判断し、更に逃がし安全弁1個が開困者により 原子炉圧力が低下した場合、蒸気駆動による原子炉隔離時冷却系又は高圧原子炉 代替だ水系が機能喪失し原子炉水位が低下し、原子炉水位が維持できなくなるこ いる。このため、認知遅れ等により操作開始時間に与える影響はなし。 「要員配置」 低圧原子炉代替注水系(可搬型)の準備操作は、中央制御室及び現場にて弁操作 存行う復日班要員が設備で可搬型したる注水準備操作は現場にて介護構 存行う復日班要員が配置されている。注水準備操作は現場にて介護研 能することとなるが、悪操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わな い。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。 後動・操作所要時間が操作開始時期に与える影響はなし。 そのの復日班要員によるホース敏設等の注水準備操作は我動時間等を含め2 時間10分で行い、また、並行して運転員が現場(原子炉建物内)にて注注分が 時間10分で行い、また、並行して運転員が現場(原子炉建物内)にて注かか開 時間10分で行い、また、並行してご範疇員が得場作し。 他の並列操作者無 上記のとおり、現実作法が構成にため。約40%時間を含む))を行うことにより、事象発生から2時 前20分(認知含む)で注水準備を完了することを想定している。以上より、移 動・操作所要時間の換作開始時間に与える影響はなし。 他の並列操作者無 上記のとおり、現実作注水開始時間に与える影響はなし。 【確保の確実言 「操作の確実さ】 「操作の確実さ」 「操作の確実さ」 「提供の確実さ」 「認定がすうの」 には近ちの、(第一時時間を含む))を行うご運転員 「開 10分(協力をむ)の。 10分(協動時間を含む))を行うで運転員が存在 10分(第一次本備操作してがる。以上より、 10分(認知合い)で注水準備時代に並行操作を含む。 1100分(第一次で注機作用近空間が行う。 1100分(第一次で注意操作を含む) 1100元の時代考定) 1110余でで、操作開始時間に与える影響はなし。 11110分で行い、また、並作して運転員が用 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い。 1110分で行い、また、 1110分で行い、 1110分で行い、また、 1110分で行い、また、 1110分で行い、 1110分で行い、また、 1110分で行う。 1110分で行い、また、 1110分で行う。 1110分で行い、また、 1110分で行う。 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行い、また、 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行う。 1110分で行う。 1110分で行い、 1110分で行う、 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行い、 1110分で行う。 1110分で行う。 1110分で行う。 1110分で行う、 1110分で行う。 1110分で行う、 1110分で行う、 1110分で行う、 1110分で行う。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間50分後からとしているが,低 圧原子炉代替注水系(可搬型)の大量送水車の燃料枯渇までに実施すれば良い作業であり,低圧原子炉代替注水系(可搬型)の大量送水車が燃料枯渇するのは事 業であり,低圧原子炉代替注水系(可搬型)の大量送水車が燃料枯渇するのは事 象発生から約5時間50分後であるため,十分な時間余裕がある。
寺間に与える影響, 亭	作条件)の不確かさ 条件設定の考え方		低 米米 福 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市	大量送水車への蒸 料補給は解析条件 ではないが,解析令 想定している操作 の成立や継続に必 要な作業,作業成立 住を踏まえ設定
運転員等操作時	解析条件 (操 解析上の操作 開始時間	椿田田田 御御田田 御御 御 御 御 御 子 子 石 石 子 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	+ 事 源 線 正 20 か の の	事象発生から 2 時間 50 分 後
表 3	項目	逃全る急操が弁原速作しに子滅	低 低 を を を を を を し を を を を で す 本 本 本 本 本 本 本 本 本 本 す た す た し う た し う た し う た し う た の た に 雪 く か た に 画 う の た の た に の し う た の の た の た の か の た の た の か の の た の の た の の た の の た の か の た の か の の た の か の の た の の か の の た の の の た の の の た の の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の た の た の た の た の た の の た の た の た の た の た の た の た の た の の た の の の た の の の た の の の の の た の の の の の の の の の の の の の	

失敗) (2/3)	訓練実績等	<b>■</b>
再閉失敗+HPCS	操作時間余裕	操器)格に容ま発間がかあ作代可納つ器で生み確らる作代可納つ器で生み確らる体技型器で入のかり保」。た力型器でブ時ら」で時のブ(冷はレ間的」で時を使しに却、イは2、備る会開事」時こ裕格イム操格開事」時に裕
G失敗) + S K V	評価項目となる パラメータに与 える影響	操客イに冷転にし作析ぼと目一響作器系よ却員与て開上同かとタは作器系よ却員与て開上同かとタは体性者可格作練る美時設で、る与さのス機納は作謬艦間定免評パえい。格が型容、時響のはとる価ラる納レ(器運間と操解ほこ項メ影
<b>≣源喪失(外部電源喪失+</b> D	運転員等操作時間に 与える影響	職人格上紙到廠業にしなう約額の百名またの金属金融、「本人格」、各人格」、各人格」、各人格」、各人格、人格、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、人物、
、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(全交流動力電	操作の不確かさ要因	【般知】 「般知】 海心損傷前の格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力384kPa[gage])に到 達するのは事実発生から約31時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇 を十分に認知できる時間があるため、認知違れにより操作時間に与える影響 はなし。 【要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置】 「要員配置」 「要員配置」 「要請による注水のためのホース敷設等の注水準備操作は、現場での弁 操作さえる影響による活水のためのホース敷設等の注水準備操作は、 事態での操作は運転員及び復旧班要員が配置されているが、本操作は事 事態による活水のためのホース敷設等の注水準備操作は、特納容 器店かの特徴を開始までに行う作業であり、特納容器スプレイの操作は 市間に与える影響によることとなる。本操作は事事のの弁操作を行うことにより注水を 開始することとなる。本操作は事業発生から約 21時間後までに行う作業であ のポース数配等の注水で開始時間に与える影響はなし。 1.他の並列操作はなく、、操作開始時間に与える影響はなし。 1.他の並列操作はなく、強作開始時間に与える影響はなし。 1.他の並列操作はなく、、操作開始時間に与える影響はなし。 1.他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 1.他の並列操作はならり、現場で言葉の方の のポース数配等の注水が開始時間に与える影響はない。 1.他の並列操作はならい。1.現場のに運転員の指述です。 1.他の並列操作はなくのが、1. 1.他の確認者。 1.他の並び一次のでした。1. 1.他の並び一次のでの使用が強化になる、一般作品ででででした。 1.他の確認者。 1.他の並び一次のでの定意であり、特徴作品でなるが 1.世界を行うたのがのの のポースを記載した。 1.他の離留ではなるがのが、1. 1.他の並び 1.世界をいたのでありためのにより、1. 1.他の並び 1.世界をいたのででででした。1. 1.他の並び 1.他の並び 1.世界をなるので 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の能では 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の能では 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.世界をした。 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の並び 1.世界をした。 1.他の証明で 1.世界をした。 1.他の証明を 1.世界をした。 1.他の証明を 1.他の証明を 1.世界をした。 1.日界をした。 1.世界をした。
時間に与える影響	(操作条件) の 確かさ 条件設定の考 え方	格使す慮納用るし 納用るし客でで 器力裕設 最にを定 高が考
運転員等操作	解析条件 不 新析上の操作 開始時間	格 参 给 和 品 [gage] 到 通 译 书 后
表3	項目	操作条件格代レ搬る器作物替イ型格治部・工業を開始。
	1	

添 2. 3. 4. 2-9 **1607** 

( 矢敗) (3 / 3 )	訓練実績等	訓練実績等より,運転員にこよる確認代替交流 にはあ確認代替交流電気設備の回転換し、並び う思場の区的投援,並び の運転員による要電調 の運転員による要電調 や 備及び受電操作や並 行して実施し、約48 分 合計設代替交流電源設 能であることや確認し た た	中央制御室における操 作のため, シミュレー タ ( 模擬操作含む。) に て副譲実績を取得。 残留熟除去米による項 発売に大小るところ, 団 護夫満っは, 約 70 たっ意図 している通転 たっ意図 している運転 たっご図 している運転	中央制御産における操 作のため、シミュレー タ(模擬操作さむ。)に タ(複類操作さむ。)に 残留熟除古米による格 務容器浴出モードから 成圧注水モードへの切 替えに約3分。想定で意 図している運転操作が 見面能なことを離認
■ 時用の 「 」 「 」 」 」 」 」 」 」 」 」 」 」 」 」	操作時間余裕	I	I	1
G 夭敗) + S K V ₱	評価項目となる パラメータに与 える影響	I	I	1
[源畏矢(外部電源喪矢+D-	運転員等操作時間に 与える影響	I	L	I
<b>等,評価項目となるバフメータに与える影響及び操作時間余裕(全交流動力電</b>	操作の不確かさ要因	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として、事象発生から十分 な時間余裕がある。	常設代替交流電源設備からの受電までの時間想定として,事象発生から十分 な時間余裕がある。	残留熟除去系 (低圧注水モード) 運転操作までの時間は,事象発生から十分 な時間余裕がある。
時間に与える影響	(操作条件) の 確かさ 条件設定の考 え方	本本の支援を	常調査の部でで、 部での 部で、 で で で で の の の の の の の の の の の の の	格 物 を な な な な な な た た の に た た た た た た た た た た た た た
連転員等操作	解析条件 不 新析上の操作 開始時間	事象発生 24 時間後	事象発生 24 時間 30 分後	凝留 御御 御 御 を 部 か 部 子 る 子 に 、 に 、 に た し た の た の た で た で た で た し た し た し た し た し た し た し
表 3	項目	家	乗 東 ま を 来 た な 旅 新 に が 数 式 だ に が 数 た び 旅 新 に が 数 式 な た な た び 絵 続 れ に 続 熟 に が 熟 数 に な 熟 数 に が 数 式 な た い の 熟 数 れ て い な 熟 数 れ て ち な 歌 数 れ て ち な 夢 歌 た こ の 歌 数 れ ち ち ち な か た こ な 夢 歌 数 れ ち ち ち ち ち ち ち ち ち ち ち ち ち	敷玉 (天) (大) (大) (大) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (

減圧・注水開始操作の時間余裕について (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗) +SRV再閉失敗+HPCS失敗)

#### 1. はじめに

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ SRV再閉失敗+HPCS失敗」では,原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離 時冷却系が自動起動して注水を開始し,原子炉圧力の低下によって注水が停止す る。その後,低圧原子炉代替注水系(可搬型)の起動準備が完了した後,事象発 生の2時間20分後に自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧 を実施する。

ここでは,実際の運転員操作を考慮した場合の減圧・注水開始操作の時間余裕 を評価した。

#### 2. 評価条件

自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧操作(低圧原子炉 代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作)は,事象発生の3時間5分後(45 分遅れ)及び事象発生の3時間10分後(50分遅れ)に実施する場合を評価する。 なお,その他の条件はベースケースの解析条件と同様とする。

3. 評価結果

自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作(低圧原子炉代替 注水系(可搬型)による原子炉注水操作)が45分遅れた場合(事象発生の3時間 5分後に減圧を実施)及び50分遅れた場合(事象発生の3時間10分後に減圧を 実施)の原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内外水位),燃料被覆管温度及び燃 料被覆管酸化割合の推移を図1から図8に,燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周 方向の応力の関係(時間遅れ45分及び50分)を図9に示す。また,原子炉注水 が45分遅れた場合と50分遅れた場合の評価結果のまとめを表1に示す。

45 分遅れの場合では、燃料被覆管温度及び酸化量は評価項目を満足し、燃料被 覆管の破裂も発生していないが、50 分遅れの場合では燃料被覆管の破損が発生し ている。以上より、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作 (低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作)は、少なくとも45分 程度の時間余裕があることを確認した。

なお,解析では,原子炉隔離時冷却系の運転継続の不確かさを踏まえ,原子炉 圧力が設計圧力(0.74MPa(gage))まで低下した時点で原子炉隔離時冷却系を停止 し再起動はしない条件としているが,実際の手順では,原子炉隔離時冷却系の停 止以降においても,原子炉圧力が設計圧力(0.74MPa(gage))まで再上昇した場合 には,原子炉隔離時冷却系を再起動し原子炉水位を回復させる手順としている。 このため,再起動を行った場合及び設計値よりも低い圧力まで原子炉隔離時冷却 系の運転継続が可能である場合には原子炉水位の回復が見込めることから,余裕 時間は上記評価結果の45分よりも長くなるものと考える。

解析上の操作開始時間から	燃料被覆管の	燃料被覆管	燃料被覆管
の遅れ時間	最高温度	酸化量	の破裂有無
45分 (事象発生3時間5分後に 原子炉急速減圧開始)	約 805℃ (高出力燃料集合体)	約1%	無
50 分 (事象発生 3 時間 10 分後 に原子炉急速減圧開始)	約 984℃ (高出力燃料集合体)	約4%	有

表1 減圧遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響



図1 操作45分遅れのケースにおける原子炉圧力の推移



図2 操作開始時間45分遅れのケースにおける原子炉水位(シュラウド 内外水位)の推移











図6 操作開始時間 50 分遅れのケースにおける原子炉水位(シュラウド 内外水位)の推移



図7 操作開始時間 50 分遅れのケースにおける燃料被覆管温度の推移







図 9 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管と 燃料被覆管の円周方向の応力の関係 (操作遅れ時間 45 分及び 50 分)

	7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)
	〇水源 輪谷貯水槽(西) <sup>※</sup> :約 7, 000m <sup>3</sup> ※設置許可基準規則 56 条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)
添 2. 3. 4.	<ul> <li>○水使用パターン</li> <li>①低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水</li> <li>①低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水</li> <li>「車象発生2時間20分後の原子炉減圧後は、炉心冠水まで定格流量で注水する。</li> <li>「「「「」」」</li> <li>「「」」</li> <li>「」「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li> <li>(」</li> <li></li></ul>
4-1	〇時間評価 事象発生1.4時間後まではサプレッション・チェンバを水源として原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を実施するため,輪谷貯水 槽(西)水量は減少しない。事象発生2時間20分後から低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水,事象発生21時間後か も格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイを実施する。水源はいずれも輪谷貯水槽(西)であり,枯渇すること なく安定して冷却が可能である。また,事象発生24時間30分後から残留熱除去系の運転を開始し,以降は原子炉圧力容器内及び原 子炉格納容器内の除熱により安定して冷却することが可能である。
	〇水源評価結果 時間評価の結果から輪谷貯水槽(西)が枯渇することはない。また,7日間の対応を考慮すると,約1,000m³必要となり,十分に水 量を確保しているため対応可能である。

添付資料 2.3.4.4

 $(70m^3/h \times 1h) + (35m^3/h \times 1.8h) + (32m^3/h \times 5h) + (28m^3/h \times 10h) + (25m^3/h \times 4h) + 245m^3 \div 1,000m^3 \times 10^{-1} + 10^{-1$ 

## 7日間における燃料の対応について

# (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS 失敗)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 11m <sup>3</sup>	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>	7 日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能

### 常設代替交流電源設備の負荷

(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

定格出力:4,800kW

扫動		<b>台</b> 古 宗 昌	負荷起動時の	定常時の
起勁	主要機器	只何谷里 (1-w)	最大負荷容量	最大負荷容量
順庁		(KW) (kW)	(kW)	
1)	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
0	充電器,非常用照明,非常用ガス処理系	※4 077	約1116	約 000
(2)	他(自動投入負荷)	亦り 877	示丁 1, 116	示了 988
3	B-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,489	約 1,348
4	D-原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,849	約 1,708
5	B-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2, 303	約 2,118
6	D-原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,689	約 2,528
$\bigcirc$	C-残留熱除去ポンプ	約 560	約 3, 471	約 3,088
8	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 4,052	約 3,648
9	B-中央制御室送風機	約 180	約 4,043	約 3,828
10	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 3,920	約 3,858
11	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 4,360	約 4,158
12	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 4, 333	約 4,268

※電源復旧後起動が想定される機器



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 2. 3. 4. 6-1 **1618** 

- 2.4 崩壞熱除去機能喪失
- 2.4.1 取水機能が喪失した場合
- 2.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴,炉心損傷防止対策
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンス は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡事象 +崩壞熱除去失敗」,②「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壞熱除去失敗」, ③「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」、 ④ 「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(H PCS)失敗+崩壞熱除去失敗」,⑤「手動停止+崩壞熱除去失敗」,⑥「手 動停止+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,⑦「手動停止+圧力バウンダ リ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」,⑧「手動停止+圧力バウン ダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去 |失敗| , ⑨「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑩「サポート系喪失+高圧 炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,⑪「サポート系喪失+圧力バウンダリ健全 性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, 12「サポート系喪失+圧力バウン ダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去 失敗」, <sup>13</sup>「冷却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, <sup>14</sup>」冷却材 喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑮ 「冷却材 喪失(中破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」,⑯「冷却材喪失(中破断LOC A) + 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑪「冷却材喪失(大破断LOC A)+崩壞熱除去失敗」, ⑱「冷却材喪失(大破断LOCA)+高圧炉心冷却 失敗+崩壞熱除去失敗」, (19「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗」, ⑩「外部電源喪失+交流電源(DG-A,B)失敗+圧力バウンダリ健全性(S) RV再閉)失敗」及び⑳「外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗」であ る。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」 では,運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後, 炉心冷却には成功するが,取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するこ とを想定する。このため,原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃が し安全弁により原子炉格納容器に放出され,格納容器圧力が上昇することから, 緩和措置がとられない場合には,炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。 これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には,原子炉水位の低下により炉心 が露出し,炉心損傷に至る。また,取水機能の喪失を想定することから,あわ せて非常用ディーゼル発電機等も機能喪失する。ここで,対応がより厳しい事 故シーケンスとする観点から,外部電源の喪失を設定し,全交流動力電源喪失 が生じるものとした。

本事故シーケンスグループは,取水機能を喪失したことによって最終的に炉 心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため,重大事故等対策の有 効性評価には,取水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えら れる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系による原 子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、常設代替交流電源設備によ る給電及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備が完了したところで,逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し,原子炉減圧後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また,原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」 における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な 冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系 (低圧注水モード)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水手段 を整備し、安定状態に向けた対策として、自動減圧機能付き逃がし安全弁を開 維持することで、残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心冷却を継続する。

また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態に向けた対策とし て原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷 却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系 統図を第2.4.1.1-1(1)図及び第2.4.1.1-1(2)図に,手順の概要を第2.4.1.1 -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操作手順の関係を第2.4.1.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員31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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名,復旧班要員は19名である。必要な要員と作業項目について第2.4.1.1-3 図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,31名で対処可能で ある。

a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認

外部電源が喪失するとともに,全ての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより,非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり,全交流動力電源喪失に至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原子炉注水を開始することにより,原 子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備 は、原子炉水位(広帯域)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

2.4.1-2

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず,非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合, 早期の電源回復不能と判断する。これにより,常設代替交流電源設備,原子 炉補機代替冷却系の準備を開始する。

d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

常設代替交流電源設備による交流電源供給及び原子炉補機代替冷却系の 準備完了を確認後,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準 備として,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去ポンプを手動起動す る。また,原子炉注水に必要な電動弁(C-RHR注水弁)が開動作可能で あることを確認する。

原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレッション・プール 水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃が し安全弁 6 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA), 原子炉圧力,サプレッション・プール水温度(SA)である。

e. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が残留熱除去系 (低圧注水モード)の系統圧力を下回ると,原子炉注水が開始され,原子炉 水位が回復する。

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を確認するために必要 な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),残留熱除去ポ ンプ出口流量等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

f. 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転

原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後,中央制御室 からの遠隔操作により残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) 運転を開始する。

残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・プール水温度(SA)等である。

以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に 行う。

- 2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,過渡事象(原子炉水 位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし,逃がし安全

弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の全喪失)+ 崩壊熱除去失敗」である。

なお、取水機能を喪失することで、非常用ディーゼル発電機等も機能喪失す ることから、本評価では、より厳しい条件とする観点から外部電源の喪失も設 定し、取水機能喪失に全交流動力電源喪失が重畳するものとして、取水機能喪 失時の炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器 における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液界 面の熱伝達,サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって,これら の現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER,シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力, 原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器温度等の過渡応答を求 める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.4.1.2-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケン ス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- (c) 外部電源
   外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。
  - a) 事象の進展に対する影響 外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしな いことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは 原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の 炉心冷却という観点では厳しくなる。このため,外部電源がある場合を 包含する条件として,原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信 号にて発生し,再循環ポンプトリップは,原子炉水位低(レベル2)信 号にて発生するものとする。
  - b) 重大事故等対策に対する影響

本解析においては,取水機能の喪失を仮定しており,非常用炉心冷却 系及び非常用交流電源設備は使用できない。よって,外部電源なしを仮 定することにより,常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が

> 2. 4. 1-4 **1622**

必要となることから要員、資源等の観点で厳しい条件となる。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
- 原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。 (b) 原子炉隔離時冷却系
  - 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2)で自動起動し,91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし、容量として、1個当たり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 残留熱除去系(低圧注水モード) 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧後に, 1,136m<sup>3</sup>/h (0.14MPa[dif]において)にて原子炉注水し,その後は炉心を冠水維持す るように注水する。
- (e) 原子炉補機代替冷却系
   伝熱容量は、事象発生後8時間から24時間において約16MW、事象発生
   24時間以降において約11MW(サプレッション・プール水温度100℃、海水 温度30℃において)とする。
- (f) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) 伝熱容量は、熱交換器1基あたり事象発生後8時間から24時間において約16MW、事象発生24時間以降において約11MW(サプレッション・プール水温度100℃、海水温度30℃において)とする。
- 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、「1.3.5 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) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は,残留熱除去系(低圧注水モード) 起動操作後,事象発生から8時間後に開始する。
- (b) 原子炉補機代替冷却系運転操作は,事象発生から8時間後に開始する。
- (c) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・プール 水冷却モード)の起動操作は,事象発生から8時間後に開始する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)\*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量,原子炉圧力容 器内の保有水量の推移を第2.4.1.2-1(1)図から第2.4.1.2-1(6)図に,燃料被 覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の 推移を第2.4.1.2-1(7)図から第2.4.1.2-1(9)図に,格納容器圧力,格納容器 温度,サプレッション・プール水位及び水温の推移を第2.4.1.2-1(10)図から 第2.4.1.2-1(13)図に示す。

※ シュラウド内は、 炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示してい るため、シュラウド外の水位より、 見かけ上高めの水位となる。一方、 非常

2.4.1-5

用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が 炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位 は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示 す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃 料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を計測してい る。

a. 事象進展

取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後,原子炉水位低(レベル3)信 号が発生して原子炉がスクラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で原子 炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプにつ いては,原子炉水位低(レベル2)で2台全てがトリップする。

事象発生から20分経過した時点で,常設代替交流電源設備による交流電源 の供給を開始し,その後,事象発生から8時間経過した時点で,原子炉急速 減圧及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始する。原 子炉急速減圧は,中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃が し安全弁6個を手動開することで実施する。

原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが,燃料棒有効長頂部は下回らず,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し,炉心の冠水は維持される。燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により上昇する。その後,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水により,燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は増減する。高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発 生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで,格納容器圧力及び温度は 徐々に上昇する。そのため,事象発生から8時間経過した時点での原子炉補 機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱を行う。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は、第2.4.1.2-1(7)図に示すとおり、初期値(約309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.4.1.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により,約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去 系による原子炉格納容器除熱を行うことによって,格納容器バウンダリにか

2.4.1-6

かる圧力及び温度の最大値は、それぞれ約132kPa[gage]及び約117℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第2.4.1.2-1(2)図に示すとおり,残留熱除去系(低圧注水モード)による注水継続により炉心が冠水維持し,炉心の冷却が維持される。その後は, 8時間後に原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態 が確立し,また,安定状態を維持できる。

(添付資料2.4.1.1)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.4.1.3 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。

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では,炉心冷却には成功する が,取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失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,事象進展に有意な影響を与えると考 えられる操作として,逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系(低 圧注水モード)による原子炉注水開始操作,原子炉補機代替冷却系を介した残留 熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による格納容器除熱操作とす 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 本重要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、 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは炉心が冠 水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。操 作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,操作手 順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)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格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら

れ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また格納容器圧力及び温度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。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいこと、また、格納容器圧力及び温度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。

(添付資料 2.4.1.2)

#### 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表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される 実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析におい ても、炉心部の冠水は維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管 の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価するが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回 ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水カモデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できているため,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにお いては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.4.1.2)

- (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
     2.4.1.2-1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項目に関する影響評 価の結果を以下に示す。

2. 4. 1-8 **1626** 

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は 約 40.6kW/m 以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合 は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(原子炉減圧後速や かに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度を操作開 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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることか ら,格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが,操作手順(原子炉減圧後 速やかに低圧注水に移行すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電源喪失となり事象 進展が厳しくなる外部電源がない状態を設定している。また、原子炉スク ラム及び再循環ポンプトリップについては、起因事象発生から原子炉スク ラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源が ある場合を包含する条件を設定している。なお、外部電源がある場合は、 事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、原子炉減 圧後も残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心冷却が継続されるため、 事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)は、解析条件の不確かさと して、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原 子炉水位の回復は早くなる。水位回復後の操作として冠水継持可能な注水 量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時 間に与える影響はない。

(添付資料 2.4.1.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,炉心部の冠水は維持され るため,燃料被覆管温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことか ら,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることか ら,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 に対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電源喪失となり事象 進展が厳しくなる外部電源がない状態を設定している。また、原子炉スク ラム及び再循環系ポンプトリップについては、起因事象発生から原子炉ス クラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源 がある場合を包含する条件を設定している。なお、外部電源がある場合は、 事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、原子炉減 圧後も残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心冷却が継続されるため、 事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。

機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

(添付資料 2.4.1.2)

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

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系(低圧 注水モード)による注水開始は,解析上の操作開始時間として事象発生か ら8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,実態 の運転操作においては,残留熱除去系(低圧注水モード)による注水のた めの準備操作時間は解析上の設定に対してほぼ同等であり,操作開始時間 に与える影響は小さい。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作は,解析上の操 作開始時間として,事象発生から8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,実態の残留熱除去系の起動操作は解析上の設定 とほぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.4.1.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系(低圧 注水モード)による注水開始は,運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッショ

ン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作は,運転員等操 作時間に与える影響として,実際の原子炉格納容器の除熱開始時間は解析 上の設定とほぼ同等であり,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 2.4.1.2)

(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。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系(低圧注水 モード)による注水開始については、初期の原子炉隔離時冷却系による注水可 能継続時間(8時間)内に実施することで炉心損傷を回避することが可能であ ることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作については,原子炉補機代替冷却 系運転操作までの時間は,事象発生から8時間あり,準備時間が確保できるこ とから,実態の運転操作は解析上の設定とほぼ同等である。また,本操作が解 析上の設定より遅れ,格納容器圧力が上昇した場合においても,格納容器代替 スプレイの実施基準である 384kPa[gage]に至るまでの時間は,同様の事象進 展となる「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS 失敗」において事象発生から約 19時間後であり,約 11時間以上の余裕がある ことから,時間余裕がある。

(添付資料 2.4.1.2)

(4) 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,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。

- 2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価
- (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」 において、重大事故等対策時に必要な要員は、「2.4.1.1(3) 炉心損傷防止対 策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」 で説明している緊急時対策要員の45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」 において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件 にて評価を行い、その結果を以下に示す。 a. 水源

原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注 水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水する ことから、水源が枯渇することはないため、7日間の運転継続実施が可能で ある。

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この 使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、 7日間の運転継続が可能である。

原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生 直後からの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 53m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保 有しており、この使用が可能であることから原子炉補機代替冷却系の運転に ついて、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.4.1.3)

c. 電源

常設代替交流電源設備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2,948kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,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2.4.1.4)

2.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」で は、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失し、 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し、これに伴って炉心冷却機能を喪失す る場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴 である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場 合)」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、 残留熱除去系(低圧注水モード)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子 炉注水手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系(低圧注水モード)によ る原子炉注水手段、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッショ ン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の 重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」につい て有効性評価を行った。

上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系,残留熱除去系(低圧注水モード) 及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水,原子炉補機代替冷却系を 介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納 容器除熱を実施することにより,炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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,運転員及び緊急時対策要員にて確保可能で 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,原子炉隔離時冷却系,残留熱除去系(低圧注水モード)及び 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水,原子炉補機代替冷却系を介し た残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器 除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効である ことが確認でき,事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪 失した場合)」に対して有効である。



第2.4.1.1-1(1)図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の 重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉急速減圧)



第2.4.1.1-1(2)図

「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の 重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



<ul> <li>アレル・シのホイアエハンが開始にないたバーケア開始ではコンデアロノ・パワームシスロンテアロンス目的にディード)のみによる水化回復性能を確認する 観点で、原子疗剤圧がに原子疗隔離時治剤系は停止する想定 としている。</li> <li>※13:原子炉を速度圧時には原子炉水位用硫酸槽内の原子炉冷却材の適圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が 損なわれるおされがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。</li> <li>※14:原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上で あることが利用できない場合</li> <li>・香原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上で</li> <li>・水位不明判断曲線の「水位不明領域」に入った場合</li> <li>・水位不明判断曲線の「水位不明領域」に入った場合</li> <li>・減縮槽液相部温度が気に一致し、有意な差が認められない場合</li> <li>・減縮増液相部温度の「ボルモン」を使い差が認められない場合</li> <li>※15:原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブレッション・チェンバ圧力の差圧 を確認することで、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とション・チェンバ圧力の差圧</li> </ul>	【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】 1:常設代書交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。 (電源容量により使用できる設備が限られる。) 1:終理業院主系(低圧注水モード)と同等の流量が確保できないが,低圧原子炉代替注水系(常設),復水輸送系、 消火系による代替注水も実施可能である。 治水開始時間は達くなるが,低圧原子門代替注水系(可被型)による代替注水も実施可能である。 11:述がし安全弁の作動に必要な削御電源が喪失している場合は、並がし安全弁用制御電源確保操作を行う。 また、逃がし安全弁の作動に必要な割利電源が喪失している場合は、塗がス供給設備、窒素ガス代替 供給設備による窒素ガスの供給を行う。	幾能が喪失した場合)」の対応手順の概要
原子炉淌水操作#15		「崩瘻熱除去機能喪失(取水材
原子伊水位判明 (水位不明ではない) <sup>#4</sup> (水位不明ではない) <sup>#4</sup> (水位不明ではない) <sup>#4</sup> (水位正社大モード) により 原子伊水位高 (レベル 3) から 原子伊水位高 (レベル 3) に維持	残留熟除去系(低圧注水モード)により原子炉 水位を維持し、残留熟除去系(サプレッション・ ブール水冷却を維約する。よた機能喪失してい る設備の復旧に努める。原子炉圧力容器は残留 熟除去系(原子戸停止時治却モード)により治 温停止状態とする。	第2.4.1.1-2 図

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)						
L						
					該適時間(分)         該適時間(時間)         該適時間(日)	le to
						18 O
		実施箇所・必要人員数			▼ 事象発生 原子炉スクラム	
	責任者	当直長 1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		▼ 約21秒 原子炉水位低(レベル2)	
10 //	<b>你强</b> 杀	光波則長 11	演訂品作讲课		又 ブラン ト状況判断	
操作項目	18.06-19	1000000000000000000000000000000000000	加動での指揮	操作の内容	▼7 8時期 サブレッション・ブールを進度100℃約3本	
	通報連絡等を行う 要員	連絡責任者 連絡担当者 4人	発電所內外連絡		第十年章連載任 原十年章編輯時為每系停止	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	復旧班要員		次田市時に本「 いるエルトモード ) ボイアイエル(時日 残留熟練去系(サブレッション・ブール水合却モード) 開始	
				<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>		
				<ul> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>		
				・ 原子炉スクラム確認. タービントリップ確認		
	1人			<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動失敗確認</li> </ul>		
状况判断	A	-	_	・ 再循環ポンプトリップ確認	10分	
				<ul> <li>主蒸気隔離弁全閉確認/逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>		
				<ul> <li>原子炉隔離時冷却系自動起動確認</li> </ul>		
				<ul> <li>早期の電源回復不能確認</li> </ul>		
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	• 原子炉隔雕時冷却系 原子炉注水硫ジ	原子伊太位レベル2~レベル8で維持	
交流電源回復操作	_	_	_	<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等 機能回復</li> </ul>	8	保析上考慮せず 始に古他の声号により対応する
	(11)			<ul> <li>外部電源 回復</li> </ul>		」応当能な変更により対応する
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A (1人)	-	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>	10分	
	A	-	-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(中央制御室)</li> </ul>	25 fg	
D系非常用高圧母線受電準備	-	2人 B, C	-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		
	- (1人)		-	<ul> <li>D系非常用高圧母線受電準備(現場)</li> <li>D系非常用高圧母線受電準備(は、)</li> </ul>		
D系非常用高圧母線受電操作	A	- → (2人)	-	<ul> <li>D 未非常用商圧は稼受電操作(中央制御室)</li> <li>D チ 北奈田 支 ビ 品 熟 品 報告(化 (田田))</li> </ul>	5/7 5/7	
	(1人)	B, C	_	<ul> <li>・ D 水井 前川向庄 环核文 电深下(光端)</li> <li>・ C 系非愛田 高庄 环核交 電源性(比較)</li> </ul>	эл 95Д	
C系非常用高圧母線受電準備	A	↓ (2人)	_	<ul> <li>C系非常用高圧投線受電準備(現場)</li> </ul>	25分	
	(1人)		_	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(中央制御室)</li> </ul>	59	
C系非常用高圧母線受電操作		→ (2人) ■ B,C	-	<ul> <li>C系非常用高圧母線受電操作(現場)</li> </ul>	5分	
取水機能喪失の確認	(1人) A	-	-	<ul> <li>原子炉補機海水系起動操作(失敗)</li> </ul>	10分	
原子炉補機海水系回復操作	-	-	-	• 原子炉袖機海水系 機能回復	рания и правити и пра В развити и правити и	≰析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
	-	-	14人	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	10分	
	-	-	a~n	・ 資機材配置及びホース敷設,系統水張り,起動	7時間20分	
原子炉補機代替冷却系準備	_	-	3人	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	10分	
操作	-	-	o, p, q	<ul> <li>電源ケーブル接続</li> </ul>	1時間(約40分)	
	_	2人 D, E	-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	10分	
	-	↓ (4人) B, C, D, E	-	<ul> <li>原子炉補機代替冷却系 系統構成</li> </ul>	1時間40分	
	_	_	(2人) a, b	• 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視	道宜茨施	
原子炉補機代替冷却系運転	(1人)	_	_	<ul> <li>原子炉補機代替冷却系 冷却水流量調整</li> </ul>	1057	
原子炉急速減圧操作	n (1人) 4	-	_	<ul> <li>自動減圧機能付き逃がし安全弁 6個 手動開放操作</li> </ul>	10分	
· 神留熱論+- 3	n (1人) 人	-	-	<ul> <li>残留熟餘去系起動操作</li> </ul>	10分	
(低圧注水モード)運転	(1人) A	-	-	<ul> <li>残留熱除去系(低圧注水モード)注水操作</li> </ul>	原子切水位をレベル3~レベル8で維持	
残留熟除去系	(1人) A	-	-	• 残留熱除去系起動操作	10分	
(サプレッション・プール水 冷却モード) 運転	(1人) A	_	_	<ul> <li>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)</li> <li>サプレッション・プール冷却弁操作</li> </ul>	残留熱論主系(サブレッション・ブール水 冷却モード)運転を御絵	
	-	-		<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>	10分	
燃料補給準備	_	-	2人 r.s	<ul> <li>ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>	2時間30分	マンクローリ残量に応じて適宜ディーゼル 然料貯蔵タンクから補給
燃料補給作業	-	-	1	・ 大型送水ボンブ車への補給	適宜実施	and a set of the set
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	-	-	<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>	592	<b>Ŗ析上考慮せず</b>
	(1人)	_	_	• 图子恒插操代装合组系 合知水法导圈整		
燃料プール冷却系 準備操作	A	. (24)				な料プール冷却系熱交換器への冷却水通水 彙作
	-	D, E	-	<ul> <li>原子炉補機代替冷却系 系統構成</li> </ul>	30 分	
燃料プール冷却 再開	(1人) A	-	-	・ 燃料プール冷却系再起動	・燃料ブール冷却水ボンブを再起動し燃料ブールの冷却を再開する。 ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する。	∉析上考慮せず 患料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人 A	4人 B, C, D, E	19人 a~s			
	<ol> <li>内の数字は他の</li> </ol>	の作業終了後、移動して対	応する人員数			

第2.4.1.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の作業と所要時間

2.4.1-17 1635







第2.4.1.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.4.1.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.4.1.2-1(4)図 注水流量の推移

2. 4. 1–19 **1637** 



第2.4.1.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



第2.4.1.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

2. 4. 1–21 **1639**


第2.4.1.2-1(9)図 炉心下部プレナムのボイド率の推移



第2.4.1.2-1(10)図 格納容器圧力の推移



第2.4.1.2-1(11)図 格納容器温度の推移



第2.4.1.2-1(12)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.4.1.2-1(13)図 サプレッション・プール水温度の推移

			重大事故笔衬机訬備	
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び 原子炉スクラム確認	外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機等が全 て機能喪失し全交流動力電源喪失となり,原子 炉がスクラムしたことを確認する。	所內常設著電式直流電源設備	I	平均出力領域計装
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却 系が自動起動し原子炉注水を開始する。これに より原子炉水位は回復し,以後原子炉水位低(レ ベル2)から原子炉水位高(レベル8)の間で 維持する。	【原子炉隔離時冷却系】 サプレッション・チェンバ 所内常設蓄電式直流電源設備	Ι	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口 流量】
逃がし安全弁による原子 炉急速減圧	常設代替交流電源設備による交流電源供給及び 原子炉補機代替冷却系の準備完了後,残留熟除 去系(低圧注水モード)を起動し,原子炉隔離 時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレッ ション・プール水温度 100℃で,自動減圧機能 付き逃ぶし安全弁6個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 自動減圧機能付き逃がし安全弁 残留熱除去系(低圧注水モード)]	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 サプレッション・プール水温度 (SA)
残留熱除去系 (低圧注水 モード) による原子炉注 水	原子炉急速減圧により,残留熱除去系(低圧注 水モード)の系統圧力を下回ると,残留熱除去 系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始 する。原子炉水位は原子炉水位低(レベル3) から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 【残留熱除去系(低圧注水モード)】 サプレッション・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(然料域) 原子炉水位(燃料域) 【残留熟除去ポンプ出口流量】
				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

「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策について(1/2) 第2.4.1.1-1表

<sup>2. 4. 1-25</sup> **1643** 

オロ林に 五, イド 4品 バー	単十		重大事故等対処設備	
	子/J.K	常設設備	可搬型設備	計装設備
	常設代替交流電源設備による交流電源供給及び	常設代替交流電源設備		
残留熱除去系(サプレッ	原子炉補機代替冷却系の準備完了後、原子炉補	ガスタービン発電機用軽油タンク	移動式代替熱交換設備	【残留熱除去ポンプ出口流量】
ション・プール水冷却モ	機代替冷却系を介した残留熱除去系によるサプ	ディーゼル燃料貯蔵タンク	大型送水ポンプ車	サプレシション・プール水温度
ード)運転	レッション・プール水冷却モード運転を開始す	【残留熱除去系(サプレッション・	タンクローリ	( S A )
	Ю. О	プール水冷却モード)】		
_				

「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策について(2/2) 第2.4.1.1-1表 【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)
 「一」有効性評価上考慮しない操作

	第2.4.1.2-1表 主	:要解析条件(崩壞熱除去機能剪	弩失(取水機能が喪失した場合))(1 / 4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	原子炉制:SAFER 原子炉格納容器側:MAAP	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	約 278℃	<u>熱平衡計算による値</u>
	炉心入口サブクール度	約 9 °C	熱平衡計算による値
初期条件	燃料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であ り、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること,ま た、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく,燃料被覆管 温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型) の評価に包絡されることを考慮し,代表的に9×9燃料(A型)を設 定
	最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し,10%の保守性を考慮
	格納容器容積 (ドライウェル)	7, 900m <sup>3</sup>	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)
	格納容器容積(サプレッション・チェ ンバ)	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体 積を除いた値)
	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルーサプレ ッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
	サプレッション・プール水位	3.61m(通常運転水位)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定
	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定

2.4.1-27

<sup>1645</sup> 

	第2.4.1.2-1表 主要	(解析条件(崩壞熱除去機能喪失( 1	(取水機能が喪失した場合))(2/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
条初	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
件 期	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
₩≯	安全機能の喪失に対する仮定	崩壞熱除去機能喪失	取水機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとして設定
政条件	外部電源	外部電源なし	評価上,非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定することから,外部電源なしの場合には全交流動力電源喪失となり, 員, 資源等の観点で厳しい条件となる
	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル 3) (遅れ時間:1.05秒)	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
重大事故等対策に関	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)信号により自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa[dif]におい て)にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup></sup>
連する機器条件	残留熱除去系(低圧注水モード)	1,136m³/h(0.14MPa[dif]において) にて注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定 <sup>20</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>10</sup> <sup>1</sup>

<sup>2.4.1-28</sup> 

機能が喪失した場合))(3/4)	条件設定の考え方	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定		逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定
要解析条件(崩壞熱除去機能喪失(取水	主要解析条件	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個、367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個、370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個、377t/h/個 7.79MPa[gage]×4個、377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個を開 することによる原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃ぶし安全弁業気流量の関係>	(1,1) 100 100 100 100 100 100 100 1	伝熱容量は、事象発生後 8 時間から 24 時間 において約 16MW,事象発生 24 時間以降にお いて約 11MW (サプレッション・プール水温 度 100℃, 海水温度 30℃において) とする。	伝熱容量は,熱交換器1基あたり事象発生後 8時間から24時間において約16MW,事象発 生24時間以降において約11MW(サプレッシ ョン・プール水温度100℃,海水温度30℃に おいて)とする。
第2.4.1.2-1表 主	項目		1 逃がし安全弁		。 原子炉補機代替冷却系	残留熱除去系(サプレッション・プー ル水冷却モード)
			重大	事故等対策に関連する	9機器条件	

<sup>2.4.1-29</sup> 

<sup>1647</sup> 

(取水機能が喪失した場合))(4/4)	条件設定の考え方	原子炉補機代替冷却系の系統構成等に必要な準備時間等を考慮し 設定	原子炉補機代替冷却系の系統構成等に必要な準備時間等を考慮し 設定
解析条件(崩壞熱除去機能喪失	主要解析条件	事象発生から 8 時間後に原子炉減 圧後, 注水開始	事象発生から8時間後
第2.4.1.2-1表 主要例	項目	逃がし安全弁による原子炉減圧操作 及び残留熱除去系(低圧注水モード) による注水操作	原子炉補機代替冷却系を介した残留 熟除去系(サプレッション・プール水 冷却モード)による原子炉格納容器除 熟操作
		関連する重大事故	操作条件 等対策に

安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器フ ィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去系) により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転 じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により炉心冷却が維持される。事象発生から8時間後に原子炉を減圧し,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を 実施することで,引き続き炉心冠水が維持され,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

炉心冷却を継続し,事象発生から8時間後に原子炉補機代替冷却系を介した残留 熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を 開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下\*傾向となり,格納容器温 度は150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注水継続のための逃がし 安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることはなく,原子炉格納容器安 定状態が確立される。

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

(※)事象発生から24時間後に,原子炉補機代替冷却系による燃料プール冷却系 熱交換器の冷却を開始することにより,崩壊熱量が除熱量を上回るため一時的に 格納容器温度は僅かに上昇傾向となる。ただし,残留熱除去系による格納容器除 熱は確立しており,長期的には再び除熱量が崩壊熱量を上回り,格納容器温度は 低下傾向となる。

### 1649

【安定状態の維持について】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱除去系機能を維持し,除熱を行うことによって,安定状態の維持が 可能となる。 (添付資料 2.1.2 別紙1参照)

> 添 2. 4. 1. 1-2 **1650**

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(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

表1-1 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および評価項目となるパラメータに与える影響(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))(1/2)

Г

[S,	AFER				
分類	重要現象	解析モデル	ママチン	<b>盪 揺らえ</b> さい 間 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	<b>済空さすいをーメビいるなら目証</b> 冊構
	崩壞熱	崩壊熱モデ ル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することによ り崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「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制 及び評価項目となるパラメータに与える影響」 認。
	燃料	燃	TBL, ROSA一面の実験解析において、熟伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさとも相まってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の一部のかる場合には実験結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には3いては、FIST-ABWRの実験解析において然料被覆管温度の上昇はないため、不確かささは小さい。また、低圧代替は水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度である。	解析コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は 上昇しないため不確かさはかさい。操作手順(原子炉蔵圧後速 やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管 温度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。	炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆着 ほぼ同等に評価する。有効性評価解析において 子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度 値(約309℃)を上回ることはないことから、 となるバラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管 酸化	ジルコニウ ムー水反応 ホデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もるBake r-Just式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を 与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価につい て保守的な結果を与えるため,解析結果は燃料被覆管酸化を大 きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆管温度は 低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,原 子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動及び残留熱除去系 (低圧注水モード)により行われ,また,操作手順(原子炉減 圧後速やかに低圧注水に移行すること)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。	解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化酸化にのにて、酸化酸化反応に伴う発熱量に保守的が非果を加くしたがには、 酸倍温度を高めに評価するが、原子炉水位は敷 効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持さ め、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃) ることはないことから評価項目となるバラメー える影響はない。
<b></b> <u> <u> </u> </u>	燃料被覆管 変形	膨わ・破裂評 価キデル	膨れ・破裂は、燃料破覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、 燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃 焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評 価している。したがって、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂 の判定は概ね保守的となる。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、 破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合において も概ね保守的な判定結果を与えるものと考える。仮に格納容器 内雰囲気放射線モニタ(CAMS)を用いて、設計基準事故相 当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測 した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり、 原子存構機代替治却系を介した残留熟除去系による格納容器 除熟練作の起点が、格納容器限力が限界圧力に到達するすでと なる。しかしたがら、格納容器除熟練作までには本解析におい ても8時間後の操作であり、十分な時間余格があることから運 転員等の判断・操作に対して問題となることはない。	燃料被覆管温度を高めに評価することから破雾酸しめの結果を与える。原子炉水位は燃料棒春箭を下回ることはなく、炉心は冠水維持される燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を1とはないことから評価項目となるバラメータに影響はない。
	勝 ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (	二相流体の 流動モデル	TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実験解析において、 二相水位変化は、解析結果に重量する水位振動成分を除いて、実験 結果と概ね同等の結果が得られている。 また、原子が圧力の評価において、ROSA-Ⅲでは、2MPaより 低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、 解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。 自かし、実験で圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、 解析上、LDLに注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。 しかし、実験で圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、 解析上、LDLに注水系の起動タイミングを中める可能性が示される。 ためであり、LPCSによる洗液で沿却された際に蒸気が発生し たためでもり、LPCSによる洗液で冷却された際に蒸気が発生 される本事故シーケンスでは考慮する必要のない不確かさである。 このため、燃料破穫管温度に大きな影響を及ぼすLPCSの注水タ イミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作で あることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類 にて示す。	炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価する ら,評価項目となるパラメータに与える影響は 原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることは 炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高 初期値(約309℃)を上回ることはないことから 目となるバラメータに与える影響はない。

添付資料 2.4.1.2

添 2. 4. 1. 2-1 **1651** 

添 2.4.1.2-2 1652

[SA 分類	.FER】 重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等梅作時間に与える影響	誕価項目となるパラメータに与える影響	
ξ.	、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	二祖流体の 流動モデレ	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二 相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを 取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被 覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相 水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性 の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだ けで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分であ る。このため、特段の不確かさを考慮する必要は ない。	原子炉隔離時冷却系による注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間 に与える影響はない。原子炉減圧後の注水開始は、原子炉水位(シュラウド外) 低下挙動が早い場合であっても、これら操作手順(減圧後速やかに低圧注水に 移行すること)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。水位低下準動が遅い場合においては操作に対する時間会裕は大きくなる。 なお、解析コードでは、シュラウド外水位は現実的に評価されることから不確 かさは小さい。	シュラウド外水位を適切に評価することから、評価 項目となるバラメータに与える影響は小さい。なお、 原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることはな く、炉心は冠水維持されるため、燃料破覆管の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことか ら評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉圧力容器	治 封 材 改 任 ( 臨 琴 道、 売 ( 売 元 )	臨 ル ボ モ ビ	TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実 腺解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等 の解析結果が得られており, 臨界流モデルに関し て特段の不確かさを考慮する必要はない。	解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。逃がし安 全弁流量の変動により、原子炉圧力及び原子炉水位の変動が生じる可能性があ るが、その影響は小さく運転員等操作時間に与える影響はない。	迷がし安全弁派量は、設定圧力で設計流量が放出さ 北るように入力で設定する本米油小の設計流量が放出さ い。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す 臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも 圧力変化を適切に評価し、原子所への込み的イミ となるパラメータに与える影響は小子い。 逃がし安全弁からの流出流量は、圧力容器、ズル又 はノズルに接続する配管を通過し、平衡均質流に溢 早式の影響は無視できると考えられ、平衡均質高に 発記・「アーを適用口能である」とから、管入口付近の 非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質高に なお、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ること はなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の 最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないこ とから影響を与えることはない。	
	臣 C C S 注 水(給水系・ 代替泊水 設 備含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原 子炉圧力と注水流量の関係を使用しており,実機 設備仕様に対して注水流量を少なめに与え,燃料 被覆管温度を高めに評価する。	「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。	

(取水機能が喪失した場合))(2/2) ł 4 404 おけに公 1 ШЩ. Ē 1 ĩ ķ 14-1 막 四 伯汉士厅 ۲ ا

IAAP]	類 重要現象		子 日 C C C S 注 た C C S 注 大 (給水系・ た た 氏 子 子 子 子 子 子 子 子 子 子 子 子 子	格 物谷器 御 滅 間の 流	構造材 と の 熟 伝 達 及 び 内部熱伝導	1997年1997年1997年1997年1997年1997年1997年1997		サプレッション・プーケ
	解析モデル	炉心モデル (原子 炉出力及び崩壊 熱)	安全系モデル (非常用炉心冷 封系) 安全系モデル (代替注水設備)		格納容器モデル (格納容器の熟)	水力モデル)		安全系モデル (非常用炉心冷
	不確かさ	入力値に含まれる。	入力値に含まれる。	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度に ついて、温度成層化を含めて傾向を良く再現で きることを確認した。格納容器温度を十数で程 声言とい、枚勉必昭に十キ・1組母声言といい認定	反回いて、THAN PHARLAL TO LENTER POLITION する傾向が確認されたが、実験体系に起因する ものと考えられ、実機体系においてはこの種の 不確かさは小さくなると考えられる。また、詳 添縮性力ス濃度の逆動について、酸析結果が問	ボデータレーション・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーム・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン・シーン	破皮シギ期についい, 時間や木い肉にノーク 6良く一致することを確認した。	入力値に含まれる。
	運転員等操作時間に与える影響	「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。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数で程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが,BWRの格納容器かついるが、BWRの格納容	#FTンに回してはます。ついしていたがいた回り、のついしていたい、大家におい まいてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。し かし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、 また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はな しため、「能能自導機体時間に白える影響はたい、	また、格納容器各領域間の流動、構造材に必要反達及び内部熱伝導の不確か またいたは、CSTF実験解析により格納容器温度及び非磁縮性ガスの挙 し動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいこと から、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はな	< この)、単数項字探告を回じせた。9秒値(える)。	「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 いニュームリアヒュスエジョーレープweat
	評価項目となるパラメータに与える影響	「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。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数で程度、格納容器にしました。 度を十数で程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異なる等、実機体系に起因するものと考えら	れ、実験体系においてはこの解析で確認された不確か さは小さくなるものと推定される。しかし、全体とし ては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現でき ているため、評価項目となるバラメータに与える影響	は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及 び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解 析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 だデータと良く一致すること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。 い。	「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

表1-2 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時間(崩壞熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添2.4.1.2-3 1653

	項目	解你涂件(初期涂件,事故é 解析条件	条件及び機器条件)の小確かさ 最確条件	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
	原子炉熱出力	2, 436MW	2. 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員 等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項 目となるパラメータに与える影響は,最大線出力密度及 び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
1	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77 ~6. 79\\Pa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
1	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端 から+83 ㎝)	通常水位 (気水分離器下端か ら約+83㎝~約+85 ㎝) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さく、事象発生後に自動起動する原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水を維持するため、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらざの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さく、事象発生後に自動起動する原子何隔離時治却系により炉心は冠水を維持するため、ゆらぎを考慮したとしても燃料被覆管温度は初期値を上回ることはなく、事象進展に与える影響はかさいことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	炉心流量	$35.6\times10^3\mathrm{t/h}$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となる パラメークに与える影響は小さい
初期条件	微料	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心龟	9×9 燃料 (A型),9×9 燃料 (B型)は熟水力的な特性は同等 であり,その相違は燃料棒最大線 出力密度の保守性に包絡される こと,また,9×9 燃料の方がM O X燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管通度上昇の領点で酸 しいため,MO X燃料の評価に3 た。3 燃料 (A型)の評価に3約さ れることを考慮し,代表的に9× 9 燃料 (A型)を設定	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9× 9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃料につい て、9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力 的な特性は同等であり、また,MOX燃料の評価は9× 9燃料(A型)の評価に包給され、事象進展に及ぼす影 響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9× 9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃料のうち, 9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な 特性は同等であり,事金進展に反ぼす影響は小さしと から,評価項目となるパラメータに対する余裕は大き 名さわ,評価項目となるパラメータに対する余裕は大き くなる。
	最大線出力密 度	44. 0kW/m	約 40. 6kW/m以下 (実積値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)に変わりはなく, 燃料被覆管温度を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。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメークに与える影響はない。
	原子 炉停止後 の崩遽熱	ANSI/ANS-5.1-1979 然焼度33GWd/t	ANSI/ANS-5. 1-1979 平均的姚焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつ きを考慮し, 10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、操作手順(原子炉蔵圧後速やかに低圧主化に移行すること)に変わりはないこと	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の 上昇は遅くなり、評価項目となるバラメークに対する余格は大きくなる。

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(崩壞熟除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))(1/3)

添 2.4.1.2-4

1654

	Å D	解析条件(初期条件,事故条	件及び機器条件)の不確かさ	本によった。	第14 イントロン	三部による いいちょう しょうせい
	項日	解析条件	最確条件	余件設足の考え力	連転貝寺探作時间にみえる影響	評価項目とばるハフメータに中える款警
格積ル	5納容器空間容 (ドライウェ	$7,900 { m m}^3$	7,900m <sup>3</sup> (註字計+值)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
格積ン	§納容器空間容 €(サプレッショ ・・チェンバ)	空閒部:4, 700m <sup>3</sup> 液相部:2, 800m <sup>3</sup>	空閒部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
東	经破壊弁	3.43kPa(ドライ ウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧) (設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない に与える影響はない
サ <i>、</i>	-プレッショ ・プール水位	3. 61m (通常運転水位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッショ ン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動をすえ得るが、ゆらぎによるサブレッション・ブール水 位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熱容量は約2,800m指当であるのに対して、 約20m省程であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と 非常に小さい。彼って、事象進展に与える影響は小さいこ とから、運転員等線作時間に与える影響は小さいこ	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対 して変動を与え得るが、ゆらざによるサプレッショ ン・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して 非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約 2,800m指当であるのに対して、ゆらざによる水位 低下分(通常水位-0,02m分)の熟容量は約20m%程度 であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常 であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常 に小さい。洗って、事象進展に与える影響は小さい ことから、評価項目となるバラメータに与える影響 はかさい。
初期条件	-プレッション プール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水温より も低くなるため,サプレッション・プール水温度上昇が遅 くなるが,実施する運転員等操作(準備が出来れば原子炉 補機代替冷却系を介した残留熟除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)による格納容器除熟を行う)は変わ らないことから,運転員等操作時間に与える影響は小さ い。	最確条件とした場合は,解析条件で設定している水 温よりも低くなるため, サプレッション・プール水 温度上昇が遅くなり, 評価項目となるパラメータに 対する余裕は大きくなる。
~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	<del>;</del> 納容器圧力	5.0kPa[gage]	約 5 kPa [gage] ~約 7 kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらざは解析条件に対して変動を 与え得るが、本評価事象では格納容器圧力を起点とする運 転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎは解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉補機代替冷却系を介した 残留熟除去系(サプレッション・プール水冷却モー ド)による格納容器除熟により格納容器は十分に除 熟されるため、事象進展に与える影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小 さい。
格	柳容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらざは解析条件に対して変動を 与え得るが、本評価事象では格納容器温度を起点とする運 転員等操作はないため、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎは解析条件に対して 変動を与え得るが、原子炉補機代替冷却系を介した 残留熟除去系(サプレッション・プール水冷却モー ド)による格納容器除熟により格納容器は十分に除 熟されるため、事象進展に与える影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小 さい。
粼	渊の容量	$1, 180 m^3$	1,180m <sup>3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合 計容量を参考に, 最確条件を包 絡できる条件を設定	最確条件とした場合は,解析条件より燃料容量の余裕が大 きくなるため,燃料が枯渇することはなく,運転員等操作 時間に与える影響はない。	I

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(崩壞熟除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))(2/3)

添 2.4.1.2-5

1655

	項目	解犰杀件(初期条件,事故条 解析条件	:件及び機器条件)の不確かさ 	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	起因事象	給水流量の全喪失		原子炉水位の低下が厳しい 過渡事象を設定		
<del>]th</del> -:	安全機能の喪失 に対する仮定	崩瘻熱除去機能喪失	I	取水喪失により崩壊熟除去 機能が喪失するものとして 設定	I	I
故条件	外部電源	外部電源なし	I	評価上,非常用ディーゼル発 電機等の取水機能喪失を想 定することから,外部電源な しの場合には全交流動力電 源喪失となり,要員,資源等 の観点で厳しい条件となる	外部電源がある場合を包含する条件設定としていることから、外部電源ありを想定する場合でも、事ることから、外部電源ありを想定する場合でも、事象進展に与える影響はからく、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がある場合を包含する条件設定としていることから、外部電源がある場合を包含する条件設定としてい ることから、外部電源ありを想定する場合でも、事 象進展に与える影響はない。 メータに与える影響はない。
	原子炉スクラム 信号	原子枦水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル3)等	保有水量の低下を保守的に 評価するスクラム条件を設 定	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合、事 象進展は緩やかになり、運転員等操作時間に対する 余裕が大きくなる。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため,実態が解析上の想定より早くスクラムした場合でも,事象進展は緩やかになるものの,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	また。 1 たくも	逃が5し弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃が L 弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機 能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 運転員等操作時間に与える 影響はない。 影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。
	絶いし女生汁	自動滅圧機能付き逃がし安全弁 の6 個を開することによる原子 炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁 の6個を開することによる原子 炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基 づく蒸気流量及び原子炉圧 力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進 展に与える影響はなく,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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
	原子炉隔離時冷 却系	原子炉水位低(レベル2)信号に より自動起動 91㎡/h (8.21~0.74MPa[dif]にお いて)にて注水	原子炉水位低(レベル 2)信号に より自動起動 91㎡/h(8.21~0.74MPa[dif]にお いて)にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計 値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるバラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。
機器条件	残留熱除去系(低 圧注水モード)	1,136m³/h(0. 14MPa[dif]におい て)にて注水	1,136㎡/h(0. 14船a[dif]におい で)にて注水	残留熟除去系 (低圧注水モード) の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計 値)の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。水 位回復後の操作として冠水維持可能な注水量に制 御するが、注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計 値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなることか 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。
	原子炉補機代替 冷却系	伝熱容量 事象発生後 8時間から24時間: 約16MW 事象発生24時間以降:約11MW (サプレッション・プール水温度 100℃, 海水温度30℃において)	伝熱容量 事象発生後 8 時間から24時間: 約16MW 事象発生24時間以降:約11MM (サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設 計値を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
	残留熟除去系(サ プレッション・プ ーン水治却モー バ)	伝熱容量 熱交換器1基あたり 事象発生後8時間から24時間: 約10M 事象発生24時間以降:約11M (サプレッション・プール水温度 100℃、流水泡電 207)	伝熟容量 熱交換器1基あたり 事象発生後8時間から24時間: 約16M 事象発生24時間以降:約11M (サプレッション・プール水温度 100℃、流水泡歯 20℃)	原子炉補機代替冷却系の設 計値を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進 展に与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 に与える影響はない。

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(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) (3/3)

		訓練実績等	評踏時う利配動所定は除制要ろ意がを 価美間も系置及要の約去御時約図実確し しま間と家置及要の約去御時約図実確 は事と原準び家間こ時の系室間で分し施設 体象し子備ホ続する問題がついて「分」 教務で好機性、ない ででて「記 業務には操作、作用の報告での。 代生物での。 部本でので、 一、 でで、 ので、 一、 で、 ので、 で、 ので、 で、 ので、 で、 ので、 ので、 で、 ので、 で、 ので、 の						
こ場合))(1/2)		操作時間余裕	実解ぼたの納しもグでし、 「力で」」が減く、 の「が、」なの物しも、 のの、 「「 」、 」、 」、 」、 」、 」、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、 一、						
収水機能が喪失し	評価項目となる	パラメータに与 える影響	実除解ぼりなに小際熱析ぼ,る与さの開上回評った。への関上に評べえいの価値ラる。物時酸率項メ影都はなの目」響						
<b>崩壊烈际去機能畏矢(</b> ,	澑 <b>帜肙</b> 笶爞俿 <b>哠</b> 閭	に与える影響 に与える影響	解時生設員え態の上等時は析問が定等るの起ので間小しとらし撮影なの起ので間小上とらし撮影が設め設あにをのしたで、「ない」が、「「「「」」が、「」」」」が、「」」」」である「「「」」」」では、「」」」」で、「 一番						
時間に与える影響,評価項目となるバフメーダに与える影響及い操作時间余裕(明		換作の不確かさ要因	中央側窗室にて原子行スクラムを認むた場合に復旧課題」を招換することして 一で10分間を超近している。そのため、認知違れ等による強作時間に与える影響は たい。 して10分間を超近している。そのため、認知違れ等による強作時間に与える影響は たい。 して10分間を超近している。そのため、認知違れ等による強作時間に与える影響は たい。 して10分間を超近している。そのため、認知違れ等による強作時間に与える影響は 支い。 要保護剤除す者の、 素にない。 素にない。 素にない。 素にない。 素にない。 の 数件はに行っるでの現場にて未操作を行う違振しきと、大型法を用いるの参戦 またい。 素にない。 そのため、要良配置が操作開始時期に与える影響はたい。 教育に行きの意味で、 新作学校が構造している。 本のため、 要良配置が、 素にない。 そのため、 素にに行ったすり、 一般的またが						
表 3 連転員等操作	ド(操作条件)の 不確かさ	条件設定の考え 方	原令成備し子却等時設好系に間定援、「知客時設」が表に間定権の必等権の必等						
1 <b>7</b> 1	解析条件	解析 上の 操作開始 時間	事か間象ら後の後						
		通目	操作条件 残系炉冷る除留及補却格熱 熱び機系納開 広にに容結						

添 2. 4. 1. 2-7 **1657** 

	訓練実績等	評価上は作業成以在を 踏まえ事象発生から8 時間、後世におり、100 時間、後世におり、100 つ約油件業は、179 一の約曲作業は、179 一の約 間2時間、30 分穂穴のと にろ、訓練実績では約2 時間 12 分である。 時間 にかったいる作業が にだ。 した。	訓練実績等により,残留 熟除去系(低圧注水モー 下)を起動し,逃ぶし安 金子による原子伊滅圧 満在開始まで約6.50 転換作の美国してている とを確認した。		
	操作時間余裕	I	実 年本 1 年本		
評価項目となる	パラメータに与 える影響	Ι	実去モ操設で冠る価ラる 態系」作定あ水こ項メ影の、ドはとりをと目」響 の、ドはとりをと目」響使(難は、推かとタは、確任。解は、推かとタは、 留圧の析ば伊持らなにな 熱注超上同心さ、るすい、 除水動の等はれ評べえ。		
汪村二月位4号/46/11-11-12	連転貝寺採Tebt回に 与える影響	I	実態の残留熱除去系 (低圧注水モード)の 同動操作までの時間 は解析上の設定とは 尻同等であり,操作調 は小さい。		
	操作の不確かさ要因	大型送水ポンプ車の燃料枯渇までに実施すれば良い作業であり,大型送水ポンプ車 による送水開始は7時間 40 分の時間があり,十分な時間余裕がある。	【認知】 原子伊頼機代著活却系による補機活却水確保後に行う操作であることから,認知遅 れにより操作開始時間に与える影響はなし。 「要員配置】 中央制御室での操作のみであり,運転員は中央制御室に常駐していることから,認知 作開始時間に与える影響はなし。 「酸」 「酸」 中央制御室での職な成権になし。 「酸」 中央制御室での職な成年を行うことにより原子が注水を開始するが,これらの操作は制 可より原子がの滅圧を行うことにより原子が注水を開始するが,これらの操作は制 するものと設定した。 するものと設定した。 他民主水モード)の起動操作をしたのち,強作時間10分にで祝紹熟法 本がら7時間40分程度である。実態の原子が詳水を開始するが,これらの操作は制 前確での簡易な操作である。実態の原子が注水を開始するが,これらの操作は制 するものと設定した。 前在により原子が設備にお水モード)の起動操作をしたのち,逃げし安全中の手動操作 により原子がの調査にない。事態の原子が注意したのも、後作開始時 間に変動し得る。 「操作論書」はよったる補機浩却水確保後に実施する操作であり,操作開始時 にまず補機代替治却系による補機浩却水確保後に実施する線作であり,操作開始時 にたまが書いた。 一般前間室内の副部盤での簡易な操作のため,誤操作は起こりにくく,そのため誤 操作等により操作時間が長くなる可能性は近い。		
: (操作条件) の 下確かさ	条件設定の考え 方	大事で、 大学になる。 が、 ななで、 なた、 なが、 なた、 なた、 なた、 なた、 なた、 なた、 なた、 なた	床名法備し 大邦等時間 炉系に留置 での必等 化総合考 を を で の の な 等 で で で で で で で で で で で で で		
解析条件	解析 上の 操作開始 時間	事か間 象ら後 発8 生時	事か問動能が弁手減水象ら後減付し6動圧開発と後に圧き安個開後始をに圧き安個開後始生時		
	項目	大 水	乗乍冬牛逃弁留(モよ始が開熱低」るは、一及除圧ド注し及除圧ド注金残不大に開		
1		1			

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(崩壞熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))(2/2) 表 3

## 添 2. 4. 1. 2-8 **1658**

### 7日間における燃料の対応について (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=52.08m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 53m <sup>3</sup>	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=351.12m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり、7日間 対応可能

# 常設代替交流電源設備の負荷

(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

### 定格出力:4,800kW

打動		負荷容量 (kW)	負荷起動時の	定常時の
<b>些</b> 則	主要機器		最大負荷容量	最大負荷容量
順庁			(kW)	(kW)
1	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
2	充電器,非常用照明,非常用ガス処理系他 (D系高圧母線受電時の自動投入負荷)	約 518	約 695	約 629
3	充電器,非常用照明,非常用ガス処理系他 (C系高圧母線受電時の自動投入負荷)	約 359	約 1,050	約 988
4	A-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,158	約 1,098
5	B-淡水ポンプ(移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,268	約 1,208
6	C-残留熱除去ポンプ	約 560	約 2,151	約 1,768
$\bigcirc$	B-残留熱除去ポンプ	約 560	約 2,732	約 2,328
8	B-中央制御室送風機	約 180	約 2,723	約 2,508
9	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 2,600	約 2,538
10	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 3,040	約 2,838
11)	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 3,013	約 2,948



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 2. 4. 1. 4-1 **1660** 

- 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれる事故シーケンス は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡事象 +崩壞熱除去失敗」,②「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壞熱除去失敗」, ③「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, ④「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(H PCS)失敗+崩壞熱除去失敗」,⑤「手動停止+崩壞熱除去失敗」,⑥「手 動停止+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,⑦「手動停止+圧力バウンダ リ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」,⑧「手動停止+圧力バウン ダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去 失敗」, ⑨「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」, ⑩「サポート系喪失+高圧 炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑪「サポート系喪失+圧力バウンダリ健全 性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑫「サポート系喪失+圧力バウン ダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去 失敗」, <sup>(13)</sup>「冷却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, <sup>(14)</sup>「冷却 材喪失(小破断LOCA )+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑮「冷 却材喪失(中破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, ⑯「冷却材喪失(中破断 LOCA ) +高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑰「冷却材喪失(大破 断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, 18「冷却材喪失(大破断LOCA)+高 压炉心冷却失敗+崩壞熱除去失敗」, <sup>(1)</sup>「外部電源喪失+交流電源 (DG-A, B) 失敗」, ⑳「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B) 失敗+圧力バウン ダリ健全性(SRV再閉)失敗」及び⑳「外部電源喪失+直流電源(区分1, 2) 失敗」である。
  - (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場 合)」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の 発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能 が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生す る蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇 することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納 容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位 の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは,残留熱除去系が故障したことによって最終的 に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため,重大事故等対策 の有効性評価には,残留熱除去系の有する炉心冷却及び原子炉格納容器除熱機 能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系及び低圧 原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止 を図る。また、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場 合)」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、 十分な冷却を可能とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧原 子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水 手段を整備し、安定状態に向けた対策として、自動減圧機能付き逃がし安全弁 を開維持することで、低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心冷却を継続す る。

また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態に向けた対策とし て格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段,格納容 器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策 の概略系統図を第2.4.2.1-1(1)図から第2.4.2.1-1(3)図に,手順の概要を第 2.4.2.1-2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操作手順の関係を第2.4.2.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員28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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名,復旧班要員は18名である。必要な要員と作業項目について第2.4.2. 1-3 図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,28名で対処可能で ある。

- a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
  - 原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり,運転時の異常な過渡変化又は 設計基準事故が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。
  - 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。
- b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原子炉注水を開始することにより,原 子炉水位が回復する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備 は、原子炉水位(広帯域)、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

c. 残留熱除去系機能喪失確認

原子炉隔離時冷却系運転により、サプレッション・プール水温度が上昇す るため、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)を起動する が、残留熱除去系の故障によりサプレッション・プール冷却は失敗する。

残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備は,残留熱除去ポン プ出口流量等である。

2.4.2-2

#### 1662

d. 逃がし安全弁による原子炉減圧

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の準備\*として、中央制 御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備を起動しSA低圧母線に 給電後,低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。また,原子炉注水に必要な 電動弁(A-RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁)が開動作可能であるこ とを確認する。

原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレッション・プール 水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃が し安全弁6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA), 原子炉圧力,サプレッション・プール水温度(SA)である。

※本事故シーケンスでは、低圧で注水可能な系統として、高圧炉心スプレ イ系、低圧炉心スプレイ系又はC-残留熱除去系(低圧注水モード)に期 待することも可能であるが、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点 で、注水流量の小さい低圧原子炉代替注水系(常設)に期待した評価とし ている。

e. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が低圧原子炉代替 注水系(常設)の系統圧力を下回ると,原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な 計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),代替注水流量(常 設)等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

f. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため,格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇 する。格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気 温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器 代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を実施する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認する ために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)、サプレッション・チ ェンバ圧力(SA)、格納容器代替スプレイ流量等である。

g. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として,NG C非常用ガス処理入口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サプレッション・プール水位が,通常水位+約1.3mに到達した場合,中 央制御室からの遠隔操作により格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器冷却を停止する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却の停止後, NGC N2トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操 作することで,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施 する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために 必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)等である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施している間 に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は,格納容器雰 囲気放射線モニタ(ドライウェル)等である。

サプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラ インが水没しないことを確認するために必要な計装設備は,サプレッショ ン・プール水位(SA)である。

以降, 炉心冷却は, 低圧原子炉代替注水系(常設)による注水により継続 的に行い, また, 原子炉格納容器除熱は, 格納容器フィルタベント系により 継続的に行う。

2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,過渡事象(原子炉水 位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし,逃がし安全 弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の全喪失)+ 崩壊熱除去失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器 における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液界 面の熱伝達,スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって,こ れらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コ ードSAFER,シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧 力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器温度等の過渡応答 を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.4.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス 特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。

a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは 原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の 炉心冷却という観点では厳しくなる。このため,外部電源がある場合を 包含する条件として,原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信 号にて発生し,再循環ポンプトリップは,原子炉水位低(レベル2)信 号にて発生するものとする。

- b) 重大事故等対策に対する影響 本解析においては,残留熱除去系の喪失を仮定しており,非常用交流 電源設備は使用可能であるが,外部電源がない場合には低圧原子炉代替 注水系(常設)の起動前に常設代替交流電源設備の起動が必要となるこ とから,要員,資源等の観点で厳しくなる。
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
- (b) 原子炉隔離時冷却系
   原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2)で自動起動し,91m<sup>3</sup>/h
   (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし,容量として,1個当たり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧後に200m<sup>3</sup>/h(原子炉圧 力1.00MPa[gage]において)にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持 するように注水する。
- (e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/hにて 原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 格納容器フィルタベント系 格納容器フィルタベント系により,格納容器圧力427kPa[gage]における 最大排出流量9.8kg/sに対して,格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格 納容器除熱を実施する。
- 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、「1.3.5 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) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は,事象発生8時間後から開始し, 減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉注水を開始するもの

2. 4. 2-5

### 1665

とする。なお,低圧原子炉代替注水ポンプ等は常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。

- (b) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお,格納容 器スプレイは,サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達 した場合に停止する。
- (c) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は, サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m 到達から10分後に実施する。
- (3) 有効性評価の結果
  - 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)\*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力 容器内の保有水量の推移を第2.4.2.2-1(1)図から第2.4.2.2-1(6)図に,燃料 被覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率 の推移を第2.4.2.2-1(7)図から第2.4.2.2-1(9)図に,格納容器圧力,格納容 器温度,サプレッション・プール水位及び水温度の推移を第2.4.2.2-1(10)図 から第2.4.2.2-1(13)図に示す。
  - ※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を計測している。
  - a. 事象進展

給水流量の全喪失後,原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムし,また,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は適切に維持される。再循 環ポンプについては,原子炉水位低(レベル2)で2台全てがトリップする。

低圧原子炉代替注水系(常設)を起動し,事象発生から8時間経過した時 点で,中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁6 個を手動開することで,原子炉を減圧する。その後は,低圧原子炉代替注水 系(常設)による原子炉注水によって,原子炉水位は適切に維持される。

高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムのボイド率については,原子炉減 圧により増加する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発 生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで,格納容器圧力及び温度は 徐々に上昇する。そのため,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子 炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱 を行う。原子炉格納容器除熱は,事象発生から約30時間経過した時点で実施 する。なお,原子炉格納容器除熱時のサプレッション・プール水位は,真空 破壊弁(約5.3m)及びベントライン(約9.1m)に対して,低く推移するため, 真空破壊弁の健全性は維持される。 b. 評価項目等

原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される ため、燃料被覆管の最高温度は、第2.4.2.2-1(7)図に示すとおり、初期値(約 309℃)を上回ることはなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化 量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下 となる。

原子炉圧力は,第2.4.2.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89 MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍(10.34 MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除 熱を行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値 は,それぞれ約384kPa[gage]及び約153℃に抑えられ,原子炉格納容器の限界 圧力及び限界温度を下回る。

第2.4.2.2-1(2)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(常設)による注 水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約30時間 後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで 安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料2.4.2.1)

格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線 量の評価結果は、事象発生から格納容器フィルタベント系の使用までの時間 が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水機能 喪失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSvを下回ることから、周辺の公 衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスク を与えないことについて、対策の有効性を確認した。

2.4.2.3 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。

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)では、炉心冷却には成功 するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失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、事象進展に有意な影響を与え ると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子炉 代替注水系(常設)による原子炉注水開始操作、格納容器代替スプレイ系(可搬 型)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベント系による原子炉 格納容器除熱操作とする。

- (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本重要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、 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは,炉心が 冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。 原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動及び低圧原子炉代替注水系(常 設)により行われ,また,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行 すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,原子炉 注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)に より行われ,また,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行するこ と)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格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えら れ、実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格 納容器代替スプレイ系(可搬型)及び格納容器フィルタベント系によるベン ト操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また,格納容器各領 域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CS TF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良 く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力 及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型)及 び格納容器フィルタベント系によるベント操作に係る運転員等操作時間に与 える影響は小さい。

(添付資料 2.4.2.2)

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表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される 実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析におい ても、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持さ れるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはない 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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管 の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え, 燃料被覆管温度を高めに評価するが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回 ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納容 器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十 数℃程度,格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因するものと考えら れ,実機体系においてはこの解析で確認した不確かさは小さくなるものと推 定される。しかし,全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現 できていることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ま た,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさ においては,CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動 は測定データと良く一致すること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。

(添付資料 2.4.2.2)

- (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2.4.2.2
     -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)により行われ,また,操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行する)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることか ら,サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の上昇が遅くなるが, 操作手順(サプレッション・プール水温度に応じて原子炉減圧すること及 び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、常設代替交流電源設備の起動が 必要となり、要員、資源等の観点で厳しい外部電源がない状態を設定して いる。また、原子炉スクラム及び再循環ポンプトリップについては、起因 事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくす る条件として、外部電源がある場合を包含する条件を設定している。なお、 外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水 位が維持され、また原子炉減圧後も低圧原子炉代替注水系(常設)により 炉心冷却が維持されるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操 作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水 位の回復は早くなる。水位回復後の操作として冠水維持可能な注水量に制 御するが,注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作時間に与 える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉水位は燃料棒有効 長頂部を下回ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから,評価項目となる パラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり,格納 容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇は格 納容器ベントにより抑制されることから,評価項目となるパラメータに与 える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器容積,サプレ ッション・プール水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより 解析条件に対して変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいこと から,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、常設代替交流電源設備の起動が 必要となり、要員、資源等の観点で厳しくなる外部電源がない状態を設定 している。また、原子炉スクラム及び再循環系ポンプトリップについては、 起因事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳し くする条件として、外部電源がある場合を包含する条件を設定している。 なお、外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原 子炉水位が維持され、また原子炉減圧後も低圧原子炉代替注水系(常設) により炉心冷却が維持されるため、事象進展に影響はないことから、評価 項目となるパラメータに与える影響はない。 機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水 位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕は 大きくなる。

(添付資料 2.4.2.2)

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

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注 水系(常設)による注水開始操作は,解析上の操作開始時間として,事象 発生8時間後から開始し,減圧後に注水を開始するものとしている。運転 員等操作時間に与える影響として,実際の運転操作においては,事故時の 重要監視パラメータとしてサプレッション・プール水温度を継続監視して おり,また,サプレッション・プール水温度の上昇は緩やかであることか ら,実態の操作開始時間は解析上の設定と同等であり,操作開始時間に与 える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。当 該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより 操作開始時間が遅れる可能性があるが,中央制御室で行う操作であり,他 の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力が384kPa[gage]到達 時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力 の上昇は緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である 格納容器圧力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,操 作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作開始時間に与え る影響は小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室の運 転員とは別に現場操作を行う要員を配置しており,他の操作との重複もな いことから,他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位 +約1.3mに到達から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、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの 操作実施基準(サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m)に到達す るのは、事象発生の約30時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格 納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、 格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実 態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与え る影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただ し、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対 応するため,90分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが,原子炉格納容器の限界圧力は853kPa[gage]であることから,原子炉格納容器の健全性の点では問題とならない。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室で行う操作であり,他の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響はない。なお,格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても,現場操作にて対応することから,他の操作に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注 水系(常設)による注水開始操作は,運転員等操作時間に与える影響とし て,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価 項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力の上昇は 緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である格納容器 圧力 384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,実態の操作 開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上 の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、 現場操作にて対応するため、90分程度操作開始時間が遅れる可能性がある。 格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は384kPa [gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与える が、原子炉格納容器の限界圧力は853kPa[gage]であることから、原子炉格 納容器の健全性という点では問題とはならない。

(添付資料 2.4.2.2)

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注水系 (常設)による注水開始操作については,逃がし安全弁による原子炉減圧まで の時間は事象発生から8時間であり,準備時間が確保できることから,時間余 裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操 作については,格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約19時間あ り、準備時間が確保できることから、時間余裕がある

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については,格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約30時間あり,準備時間が確保できるため,時間余裕がある。また,遠隔操作の失敗により,格納

容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても,格納容器圧力は384kPa [gage]から上昇するが,格納容器圧力の上昇は緩やかであるため,原子炉格納 容器の限界圧力853 kPa[gage]に至るまでの時間は,過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事 象発生約35時間後であり,約5時間以上の準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。

(添付資料 2.4.2.2, 3.1.3.8)

(4) 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,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。

- 2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価
- (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」において,重大事故等対策時に必要な要員は,「2.4.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(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

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,7日間の対応を考慮すると,合計約3,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として,低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより,必要な水源は確保可能である。また,事象発生8時間以降に輪谷貯水槽(西)の水を,低圧原子炉代替注水槽へ給水することで,低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続が可能となる。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし注水することから、水源が枯渇することはない。 (添付資料 2.4.2.3)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については,事象発生後からの運転 を想定すると、7日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ガスター ビン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可 能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について,7日間の 運転継続が可能である。

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機等を最大負荷で運転した場合、運転継続に約700m<sup>3</sup> の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び 格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運 転を想定すると、7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約 711m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を 保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等に よる電源供給、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容 器スプレイについて7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について,7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.4.2.4)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し,非常用ディーゼル発電機等及び常 設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必 要な負荷は,非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから,非常用 ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

常設代替交流電源設備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354kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,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 2.4.2.5)

2.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」 では、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪 失し、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損し、これに伴って炉心冷却機能を 喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ること が特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が 故障した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として原子炉隔 離時冷却系、低圧原子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁 による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可 搬型)による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィルタベント系による原子 炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」 の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。 上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系,低圧原子炉代替注水系(常設) 及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水,格納容器代替スプレイ系 (可搬型)による原子炉格納容器冷却,格納容器フィルタベント系による原子炉 格納容器除熱を実施することにより,炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持出来る。

なお,格納容器フィルタベント系の使用による敷地境界での実効線量は,周辺 の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

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,緊急時対策要員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,原子炉隔離時冷却系,低圧原子炉代替注水系(常設)及び自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉注水,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効である。


第2.4.2.1-1(1)図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の 重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧及び原子炉注水)



第2.4.2.1-1(2)図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の 重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.4.2.1-1(3)図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の 重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



格納容器ペントルタペント派による 格約容器ペント(W/W)	<ul> <li>↓ YFD 優先順位で格納容器スントを実施する</li> <li>・ 優先②: 格納容器フィルタメント系による格納容器ペント (D/W)</li> <li>・ 優先③: 耐圧強化ペントラインによる格納容器ペント (U/W)</li> <li>・ 優先④: 耐圧強化ペントラインによる格納容器ペント (D/W)</li> </ul>	※16:機能喪失した設備の復日手段として,除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており,原子炉補機海水ボンプ 電動機の子備品を確保している。 また,可搬型熟交換器,可搬型ポンプ等を用いた格納容器除熟を実施することも可能である。	【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】 1:制御棒駆動水圧系が運転を継続し原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。 炉心損傷防止としての流量は確保できないがほう酸水注入系による原子炉注水が可能である。	<ul> <li>11:低圧原子炉代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが,復水輸送系,消火系による代替注水も実施可能である。 注水開始時間に遅くなるが,低圧原子炉代替注水系(可敏型)による代替注水も実施可能である。</li> <li>11:述がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は,述がし安全弁用制御電源確保操作を行う。</li> <li>12:述がし安全弁の作動に必要な創業ガンが喪失している場合は,塗素ガス供給設備,窒素ガス代替供給設備による 窒素ガスの供給を行う。</li> <li>IV:格納容器代替スプレイ系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。</li> <li>IV:格納容器代替スプレイ系(常設)による格納容器スプレイも実施可能である。</li> </ul>	● 「「「「」」」「「」」」「」」」の対応手順の概要
łħ		No No	格納容器ペント停止	維持し、格納容 。 また機能喪失 容器は残留熟除 た癒へ、格納容器 の称約容器の除熟 であることを確認	1-3 図 「崩壞執除夫機能喪失
原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持		格納容器ベント 格純容器ベント 停止条件不成立 <sup>915</sup>	Yes	低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉水位を 器ペントによる格納容器圧力の低下傾向を確認する している設備の復旧に努める。復田後、原子炉圧力 している設備の復旧に努める。復田後、原子炉圧力 よう、原子炉停止時待却モード)により冷温停止状 ペントは残留熱除去系ズは残留熱代替除去系による が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能で し停止する。***	第2.4.9.

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)

					T	23	(品味問(公)							叙温咗朋	(時間)							怒過時間(日)	
						10 20	30 4	40 50 60	0 1 2	3 4	5 6	7	8 9	10 1	4 15	16 17	7 18	19 20	30	31 3	32 5	6 7	備考
		宝齿端高, 20 面 1 昌務				2発生													1				
		天龍箇川・必要入員数				-炉スクラム j21秒 原子!	炉水位低(レベ	W 2)				7	▼ 8時間 サ:	プレッション	・ブール水温	度100℃到達							
	責任者	当直長 1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		,	▽ ブラン	卜状況判断						原- 原- 任	子炉急速减日 子炉隔離時浴 圧原子炉代素	:      	<ol> <li>) 原子恒注者</li> </ol>	(開始						
操作項目	指揮者	当直副長 1人	運転操作指揮	操作の内容									PEN		7 約14時間	格納容器圧	力245kPa[gage	]到達					
	通報連約第を行う	指示者 1人	初動での指揮															│ 約19時間	目 格納容	器王力384kPa[	[gage]到達		
	- 単本単相寺を11 ) 要員	連絡責任者 連絡担当者 4人	発電所内外連絡																$\nabla$	約30時間 サフ	プレッション	・プール水位	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	復旧班要員																	3曲行	常水位十約1	3m判達	
				• 外部電源喪失確認																			
				<ul> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>																			
				<ul> <li>原子炉スクラム、タービントリップ確認</li> </ul>																			
				<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動確認</li> </ul>		_																	
状況判断	1人 A	-	-	<ul> <li>再循環ポンプトリップ確認</li> </ul>	10分																		
				<ul> <li>主蒸気隔離弁全閉確認/逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>		_																	
				<ul> <li>原子炉隔離時冷却系自動起動確認</li> </ul>																			
				• 残留熟除去系機能喪失確認																			
				<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>																			解析上考慮せず
原子炉注水操作	(1人) A	-	-	<ul> <li>原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認</li> </ul>				原子炉水位をレ	レベル 2 ~レベ	ル8で維持													
残留熟除去系機能喪失調查, 復旧操作	_	_	-	• 残留熟除去系 機能回復																			解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備起動操作	(1人) A	_	-	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>		10分																	
原子炉急速減圧操作	(1人) A	-	-	・ 自動減圧機能付き逃がし安全弁 6個 手動開放操作								10分											
低圧原子炉代替注水系 (常設)起動操作	(1人) A	-	_	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(常設)起動/運転確認/系統構成</li> </ul>								10分		0									
低圧原子炉代替注水系 (常設)注水操作	(1人) A	-	_	• 低圧原子炉代替注水系(常設)注水弁操作											原子炉水	位をレベル	3~レベル 8	3で維持					
	_	-	14人	• 放射線防護具準備		10分													~				
輸谷貯水槽(西)から低圧 原子炉代替注水槽への補給	_	_	a~n	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備</li> <li>(大量送水車配置,ホース展張・接続)</li> </ul>				2時間10分													n		
	_	-	→ (2人) a, b	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給</li> </ul>												適宜実	施						
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	(1人) A	-	_	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成										J			105	}	Ĵ		-u		
格納容器代替スプレイ系	_	_	→ (2人) a, b	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)														適宜実施					
(可搬型)スプレイ操作	(1人) A	_	-	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作														適宜実施					
原子炉满水操作	(1人) A	—	-	・ 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水流量の増加	格納容 原子炉	☞器圧力が33 ■への注水流	84kPa[gage]に 布量を増やして	こ到達後,原子灯 て原子炉水位をつ	炉格納容器空間 できるだけ高く	部への熱放出を 維持する	防止するため,												解析上考慮せず
	(1人) A	-	_	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>											10分								
	-	2人	-	• 放射線防護具準備											10分								解析上老庸壮士
格納容器ベント準備操作	-	B, C	-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>											1時間20分								5) (F) (S) (C) (S) (S) (S) (S) (S) (S) (S) (S) (S) (S
	-	-	2人	- 放射線防護具準備											10分								解析上考慮せず
	-	-	o, p	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>											2時間								解析上考慮せず
	-	-	(2人) c, d	<ul> <li>可搬式窒素供給装置準備</li> </ul>											2時間								解析上考慮せず
格納容器ベント操作	(1人) A	—	—	・ 格納容器ベント操作 (NGC N2トーラス出口隔離弁操作)															10	分			
an area and we can be the	-	(2人) B, C	-	・ 格納容器ベント操作 (NGC N2トーラス出口隔離弁操作)							遠隔操作に失 操作は、現場	敗した場合	合は、現場操作に を含め、約14分	にて格納容器 から開始可能	フィルタベン である。 (操	ト系による格 作完了は約1	F納容器除熱を 時間30分後)	行う。		時間30分			解析上考慮せず
· 使料補給進備	_	-		• 放射線防護具準備		10分					具体的な操作	- 万法は,遂	<sup>宝</sup> 闹 于 勤 并 操 作 样	機構により,	原子炉建物付	<b>順</b> 棟内から携	81下を行う。		_ ر				
2011 1 100 27 17 979	-	-	2人 q, r	・ ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給				2時間30分						1									タンクローリ残量に応じて適宜 ディーゼル燃料貯蔵タンクから補給
燃料補給作業	-	-		<ul> <li>大量送水車への補給</li> </ul>													遃	宜実施					
燃料ブール冷却 再開	(1人) A	-	-	・ 燃料ブール冷却系再起動		<ul> <li>・燃料ブ</li> <li>・必要に</li> </ul>	ール冷却水ボ 応じてスキマ	ンプを再起動し サージタンクへ	燃料プールのその補給を実施す	合却を再開する する。							Ĭ	植宜実施					解析上考慮せず 燃料ブール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	18人 a~r																				

()内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.4.2.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の作業と所要時間

2. 4. 2-20 **1680** 



第2.4.2.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第2.4.2.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.4.2.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.4.2.2-1(4)図 注水流量の推移

2. 4. 2-22 **1682** 



原子炉圧力容器内の保有水量 低圧原子炉代替注水系 (常設)の注水による (t) 低圧原子炉代替注水系(常設) 100 による原子炉の注水開始によ る水量回復 0 2 8 10 0 4 6 事故後の時間(時)

原子炉圧力容器内の保有水量の推移 第2.4.2.2-1(6)図

2.4.2-231683



第2.4.2.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

2. 4. 2-24 **1684** 



第2.4.2.2-1(9)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移







第2.4.2.2-1(11)図 格納容器温度の推移



第2.4.2.2-1(12)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.4.2.2-1(13)図 サプレッション・プール水温度の推移

11 마카프 스마마	н Н		重大事故等对処設	備
判断及い操作	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
8電源喪失及び原子 ペクラム確認	原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり,運転 時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し て原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タン ク】	Ι	平均出力領域計装
子炉隔離時冷却系に 5原子炉注水	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系 が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより 原子炉水位は回復し,以後原子炉水位低(レベル 2)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持す る。	【原子炉隔離時冷却系】 サプレッション・チェンバ	Ι	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】
挐熱除去系機能喪失 認	原子炉隔離時冷却系の運転によりサプレッション・チェンバのプール水温が上昇するため、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) 運転のための起動操作を実施するが,残留熱除去 系故障により起動失敗する。	Ι	I	【残留熱除去ポンプ出口流量】 サプレッション・プール水温度(SA)
げし安全弁による原 戸急速減圧	低圧原子炉代替注水系(常設)を起動し、原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレッション・プール水温度 100℃で、自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個による手動減圧を行う。	常設代替交流電源設備 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全 弁	Ι	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 サプレッション・プール水温度(SA)
			·· [ ]	<ul><li>■大事故等対処設備(設計基準拡張)</li><li>■ 有効性評価上考慮しない操作</li></ul>

「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重大事故等対策について(1/3) 第2.4.2.1-1 表

2.4.2-28

戸急速減圧により、低圧原子炉代替注水系 設)の系統圧力を下回ると、低圧原子炉代替注水系 窓 (常設)による原子炉代替注水系 素 (常設)による原子炉代替注水器 素 (常設)による原子炉代替注水器 素 (常設)による原子炉化 (SA) 大量送水車 度 (レベル 8) の間で維持する。 第 一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一	ĮΠ	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		重大事故等对処設	"備
 電速減圧により、低圧原子炉代替注水索 第2次一にン発電機用促油タ に常設)による原子炉注水を開始する。原 に常認)による原子炉注水を開始する。原 に常認)による原子炉注水を開始する。原 にに原子炉水位低 (レベル3) から原子炉 第2一一ビル燃料貯蔵タンク にいベル8) の間で維持する。 低圧原子炉水位低 (レベル3) から原子炉 低圧原子炉水位 (SA) 第2一一ビル燃料貯蔵タンク 第2一一レーロ 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水槽 低 低 低 低 低 低 		· •	常設設備	可搬型設備	計装設備
容器圧力が 384kPa [gage]に到達した場合、 容器代替スプレイ系 (可搬型)により原子炉 容器冷却を実施する。 ディーゼル燃料貯蔵タンク 大量送水車 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プール水位が通常水位+約 (に到達した場合は、格納容器代替スプレイ 流量 (に到達した場合は、格納容器代替スプレイ 電量 (に到達したる格納容器スプレイを停止する。	原 (注 子 水子 常 水 炉 位	戸急速減圧により,低圧原子炉代替注水系 役)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉代替 系(常設)による原子炉注水を開始する。原 水位は原子炉水位低(レベル3)から原子炉 島(レベル8)の間で維持する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(燃料域) 代替注水流量(常設) 低圧原子炉代替注水槽水位
	格格格格格又:系》》》》》》》》》》》。(3)、	1容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合, 1容器代替スプレイ系 (可搬型) により原子炉 1容器冷却を実施する。 1容器圧力が 334kPa[gage] まで降下した場合, ビサプレッション・プール水位が通常水位+約 mに到達した場合は, 格納容器代替スプレイ 可搬型)による格納容器スプレイを停止する。	ディーゼル燃料貯蔵タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位 (SA)

「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の重大事故等対策について(2/3) 第2.4.2.1-1 表

2.4.2-29

$\langle 3 \rangle$
(3)
の重大事故等対策について
(残留熱除去系が故障した場合)」
「崩壞熱除去機能喪失
第2.4.2.1-1表

에 마르 스카리	서르거		重大事故等対処記	安備
刊町及い操作	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
				ドライウェル圧力 (SA)
				サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
				サプレッション・プール水位 (SA)
				格納容器雰囲気放射線モニタ
格納容器フィルタベン	サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3			(ドライウェル)
ト系による原子炉格納	mに到達した場合,格納容器フィルタベント系に	格納容器フィルタベント系	I	格納容器雰囲気放射線モニタ
容器除熱	よる原子炉格納容器除熱を実施する。			(サプレッション・チェンバ)
				スクラバ容器水位
				スクラバ容器圧力
				第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ
				(声フンジ・低フンジ)
				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

2.4.2-30

	第2.4.2.2-1 表 主	<b>要解析条件(崩</b> 壞熱除去機能	喪失(残留熱除去系が故障した場合))(1 / 4 )
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	原子炉側:SAFER 原子炉格納容器側:MAAP	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	約 278°C	熱平衡計算による値
	炉心入口サブクール度	つ。6 G头	熱平衡計算による値
初期冬	然料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり,その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること,また,9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく,燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包給されることを考慮し,代表的に9×9燃料(A型)を設定
往	最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熟的制限値
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
	格納容器空間容積 (ドライウェル)	7, $900m^3$	ドライウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)
	格納容器空間容積(サプレッション・ チェンバ)	空間部:4,700 <sup>m3</sup> <i>该</i> 相部、- 2,800 <sup>m3</sup>	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積 参除いた値)
	真空破壊弁	3. 43kPa (ドライウェルーサプ レッション・チェンバ間差圧)	真空破壊弁の設定値
	サプレッション・プール水位	3.61m(通常運転水位)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定
	サプレッション・プール水温度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定

2.4.2-31

<b>翟熱除去系が故障した場合))(2 / 4)</b>	条件設定の考え方	通常運転時の格納容器温度として設定	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏ま えて設定	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定	残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定	外部電源がない場合には常設代替交流電源設備の起動が必要と なることから、要員、資源等の観点で厳しい条件となる。	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup>100</sup> <sup></sup>	((des) ran) (C 31d+2 M
5解析条件(崩壞熱除去機能喪失 (残)	主要解析条件	57°C	35°C	給水流量の全喪失	崩壞熱除去機能喪失	外部電源なし	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05 秒)	原子炉水位低(レベル2)信号により自 動起動 91m <sup>3</sup> /h (8.21~0.74MPa[dif]において)に て注水	200m³/h (1. 00MPa[gage]において) にて原 子炉注水,その後は炉心を冠水維持可能 な注水量に制御
第2.4.2.2-1表 主要	項目	格納容器温度	外部水源の温度	起因事象	安全機能の喪失に対する仮定	外部電源	原子炉スクラム信号	原子炉隔離時冷却系	低圧原子炉代替注水系(常設)
		۲ ۲	条件 创费	₽	争敌	条件		重大事故等対策に関連す	る機器条件

2.4.2-32

逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計	・開 述がし安全弁の設計値に基づく蒸気 関係から設定	格納容器温度及び圧力抑制に必要なス 設定	└排   単本の設計値と
7.58MPa[gage]×2個,367t/h/値 7.65MPa[gage]×3個,370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個,373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個を することによる原子炉急速減圧 < (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係) = 0 =	120㎡/h にて原子炉格納容器内ヘスプレイ	格納容器圧力 427kPa[gage]における最大 出流量 9.8 kg/s に対して,格納容器隔離 を全開操作にて原子炉格納容器除熱
	逃がし安全弁	格納容器代替スプレイ系(可搬型)	格納容器フィルタベント系
	<ol> <li>ひろMFa[gage]×2個,30(t/h/個</li> <li>7.65MPa[gage]×3個,370t/h/個</li> <li>7.72MPa[gage]×3個,373t/h/個</li> <li>7.79MPa[gage]×4個,377t/h/個</li> </ol>	国家 (1.55kmal gage) × 2 個、36/17/1個 大 長 大 大 大 時 大 大 時 水 水 水 本 本 大 市 市 地 水 大 日 動 液 元 7.70MPa [gage] × 3 個、3704/h個 元 7.70MPa [gage] × 3 個、3774/h個 元 7.70MPa [gage] × 4 個、3774/h個 元 7.70MPa [gage] × 4 個、3774/h個 子 5.750MPa [gage] × 4 個、3774/h個 子 5.750MPa [gage] × 4 個、3774/h個 子 5.750MPa [gage] × 4 個、3774/h個 子 方 5.750MPa [gage] × 4 個 3.770/h個 月 動 液 加 九 ( 元 中 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	

2.4.2-33

№除去系が故障した場合))(4/4)	条件設定の考え方	原子炉隔離時冷却系が機能維持できる時間として設定	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮 して設定
解析条件(崩壞熱除去機能喪失(残留熱	主要解析条件	事象発生から8時間後に原子炉減圧後,注 水開始	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時 384~334kPa[gage]の範囲で維持	サプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1. 3m 到達から 10 分後
第2.4.2.2-1 表 主要)	項目	逃がし安全弁による原子炉減圧操作 及び低圧原子炉代替注水系(常設)に よる注水操作	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) に よる格納容器冷却操作	格納容器フィルタベント系による原 子炉格納容器除熱操作
		件 重大事故等#	ぬ策に関連	する操作条

2.4.2-34

添付資料 2.4.2.1

安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器フ ィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去系) により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転 じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により炉心冷却が維持される。事象発生から8時間後に原子炉を減圧し、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を実施することで、引き続き炉心の冷却は維持され、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

炉心冷却を継続し,事象発生から約 30 時間後に格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器除熱を開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾 向となり,格納容器温度は150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注 水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることは なく,原子炉格納容器安定状態が確立される。

なお,除熱機能として格納容器フィルタベント系を使用するが,本事象より使用 までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水機能喪 失」の実効線量約1.7×10<sup>-2</sup>mSv以下となり,燃料被覆管破裂は発生しないため, 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく,敷地境界で の実効線量評価は5mSvを十分に下回る。

また,重大事故対策に必要な要員は確保可能であり,また,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】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い, 原子炉格納容器を隔離することによって,安定状態の更なる除熱機能の確保及び 維持が可能となる。(添付資料 2.1.1 別紙 1 参照) 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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

表1-1 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および評価項目となるパラメータに与える影響(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))(1/2)

S	AFER				
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
	崩壞熱	崩 壊 熟 モ ブ	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定する ことにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「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 で確認。
	然 萃	線 教 様 を 子 上 ー ノ	TBL, ROSA一Ⅲの実験解析において, 熱伝達係数を 低めに評価する可能性があり,他の解析モデルの不確かさ とも相まってコード全体として、炉心が露出し,スプレイ 冷却のない場合には実験結果の燃料破管背最高温度に比 べて50℃高めに評価し,スプレイ治却のある場合には実験 結果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、炉 心が活水能特する場合においては料理のお配価する。また、炉 しが活水能特する場合においては、FISTーABWRの 実験解析において燃料破覆管温度の上昇はないため,不確 かさはいさい。こ素気単相冷却又は噴霧流冷却の不確 かさは20℃~40℃程度である。	解析コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しな いため不確かさは小さい。操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に 移行すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。	炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度 をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、 原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることたく、 炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度 は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、 評価項目となるバラメータに影響を与えることはない。
原心	燃料 被覆管 酸化	ジ イ コ ー ウ ム ー 米 反 応 モディ	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just式による計算モデルを採用してお り、保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な 結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性 がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子存水位準動に 影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動 更動及び低圧原子炉代替注水系(常設)により行われ、また、操作手順 (原子炉減圧原建やかに低圧注水に移行すること)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こ	解析コードでは燃料被覆省の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料移着効長度応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料格有効長度領を下回っとなく、炉心は冠水維持され、燃料被管の最高温度は初期値(統分309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメークに影響を与えることはない。
	然料被覆管 変形	膨わ ・破裂評 価キデル	膨れ・破裂は、燃料破覆管温度と円周方向応力に基づいて 評価され、燃料破覆管温度は上述のように高めに評価さ れ、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内 圧を大きく設定し保守的に評価している。従って、ベスト フィット曲線を用いる場合も破裂の判定は概ね保守的と なる。	解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂の判定と してベストフィット曲線を用いる場合においても概ね保守的な判定結果 を与えるものと考える。仮に格納容器内雰囲気放射線モニタ (CAMS) を用いて,設計基準事故相当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料被 覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を超れする必要が あり,格納容器フィルタベント系による格納容器除熟操作の起点が,サ プレッション・プール水位が電素水位 +約1.3miC到達した時点となる。 しかしながら,ホンナリオでは原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回る しかしながら,水ンナポに原子が水位は燃料棒有効長頂部を下回る ことはなく,炉心に冠水維持されるため,燃料被着効長頂部を下回る ことはなく,炉心に冠水維持されるため,燃料被着効長頂部を下回る る影響はない。	燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂判定は厳しめの結果を与える。本シナリオでは原子存水位は燃料棒有効長頂部を下回ることはなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから評価項目となるバラメータに影響を与えることはない。
	沸騰・ボイド 母変化、気液 分離(水位変 化)・対向流, 二次元効果	二 抽 流 体 の 流動 モデレ	TBL, ROSA一Ⅲ, FIST-ABWRの実験解析において, 二相水位変化は, 解析結果に重量する水位振動成分を除いて,実験結果と概ね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却(蒸気単相冷却又は噴霧流冷却)の不確かさは20℃~40℃程度である。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作であること から運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	炉心内の二相水位変化を概む同等に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。本シナリオでは原子炉水位は燃料棒有効長頂着を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。

添付資料 2.4.2.2

表1-1 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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))(2/2)

に 位 変 mum いい ひっしつ いったい シーロール (1) いっか (1) 水位低下挙動が遅い 対向流 対向流 きょう デスス (1) 電撃でなく、質量及び水頭の いうンスだけで定ま なお、解析コードでは、 ひょは (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	「単転員寺」(14)、14)、14)、14)、14)、14)、14)、14)、14)、14)、
入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子	市一ドは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。関連する 医力変化を減 とするいうメ してから減圧を行っことが手順の前提であり、原子炉圧力及び原子炉水 はノてから減圧を行うことが手順の前提であり、原子炉圧力及び原子炉水 はノズルに数 によっズルに数 によっズルに数 するのに十分 非平衡の影響は小さく運転員等操作時間に対して与える影響はない。 非平衡の影響はたい。 たない たない。 たない 最高温度は初 長のの影響を

添 2. 4. 2. 2-2 **1698** 

[MA.	A P ]				
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
原心	崩痰熱	炉心モデル (原子 炉出力及び崩壊 熟)	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 価項目となるバラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器	<b>F C C S 注</b> 水 (給水系・ 代替注水設 備含む)	安全系モデル(非 常用炉心冷却系) 安全系モデル (代替注水設備)	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バラメータに与える影響」にて確認。
	格絶容器令 領域間の流 動		HDR実験解析では,格納容器圧力及び温度につ いては,温度成層化を含めて傾向を良く再現でき ることを確認した。	HDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度, 格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認している が, BWRの格納容器内の区画とは異なる等,実験体系に起因 するものと考えられ,実機体系においてはこの解析で確認され	HDR実験解析では区面によって格納容器温度を十数で程度、 格納容器圧力を1 割用度言めに評価する値向を確認している
	構造材との 熱伝達及び 内部熱伝導	格納容器モデル	格納容器温度を十数C局めに, 格納容器格納容器 圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認された が, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体 系においてはこの種の不確かさは試伊作なるも	た不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を通切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可被型)及び格納容器フィルタベント系	が、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因 するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認した 不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体として は体納容器圧力めび温度の値向を通切に再現できていること
原子炉格納容器	気液界面の 熱伝達	(格納容器の熟 水力モデル) の	のと考えられる。 また非疑緒性力ス濃度の挙動について、解析結果 が測定データと良く一致することを確認した。 格納容器各領域間の流動、構造材との熟伝達及び 内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF実験 解析では、格納容器温度及び非孫緒性ガス濃度の 挙動について、解析結果が測定データと良く一致 することを確認した。	によるベント操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さ い。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱 伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器 温度及び非確縮性ガスの挙動は測定データとよく一致すること を確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及 び温を操作開始の拒点としている格納容器代替スプレイ系 (可搬型)及び格納容器フィルタベント系によるベント操作に 係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	から、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熟伝達及び内部熟 伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器 温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致するこ とを確認していることから、評価項目となるバラメータに与え る影響は小さい。
	スプレイ浴	安全系モデル (格 納容器スプレイ)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平 衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「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。
	格 巻 を 路 く ト	格納容器モデル (格納容器の熟 水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは、格納容器ベントについて は,設計流量に基づいて流路面積を入力値として 与え,格納容器各領域間の流動と同様の計算方法 が用いられている。	「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 価項目となるバラメータに与える影響」にて確認。

表1-2 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時間(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添 2. 4. 2. 2-3 **1699** 

通目	解析条件(初期条件,事故条	件及び機器条件)の不確かさ	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメーク
原子炉熱出、	<b>鼎切余任</b> 力 2,436NW	康確余件 2,435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後 の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の最大線出力 変世の70層工布停止後の崩壊塾にて着明する。	最確条件とした場合に停止後の崩壊熱による
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6.77~6.79)[Pa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御さ れるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員 等操作時間に与える影響は小さい。	最確余件とした場合は、 して変動や与えるかが、 により制御されるため ないにとから、評価項目 影響は小さい。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常水位 (気水分離器下端から約 +83cm~約+85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は小さく、事象発生後に自動起動する原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水を維持するため、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確余件とした場合には 対して変動を与え得るが 象発生後に自動起動する の行心は冠水を維持する しても燃料被覆管温度は ることはないことから, に与える影響はない。
炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが,事象発生後 早期に原子炉はスクラムするため,初期炉心流量が事象進 展に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与 える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため 発生後早期に原子炉はス 流量が事象進展に与える 価項目となるパラメータ
初期条件 然	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心	9×9 然料(A型),9×9 然 料(B型)は熟水力的な特性は 同等であり,その相違は燃料棒 最大線出力密度の保守性に包 素されること,また,9×9 然 料の力がMOX 燃料よりも崩 壊熟がたそく、燃料破電管通度 上昇の観点で厳しいため,MO X 燃料の評価に9×9 然料(A 型)の評価に包給されることを 考慮し,代表的に9×9 然料(A A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉 心毎に異なることとなるが、装荷される燃料に装荷炉 燃料 (A型), 9×9燃料(B型), MOX燃料について、 9×9燃料(A型), 9×9燃料(B型)は熱水力的な特 性は同等であり、また, MOX燃料の評価は9×9燃料(A 型)の評価に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、 装荷炉心毎に異なること である9×9然料(A型) のX然料のっち、9×9 (B型)は熟水力的な特 に及ぼす影響は小さいこ デメータに与える影響は は9×9然料(A型)の には9×3パラメータに対す
最大線出 度	J骆	約 40.6kW/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、 るが、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すると)に変わりはなく、燃料被覆管温度を起点としていること)に変わりはなく、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は, 換和されるが, 原子炉水位は 和されるが, 原子炉水位は ることなく, 炉心は冠水緒 管温度は初期値(約309℃ とから, 評価項目となる/ ない。
原子 70 停止 の崩壊熟	:後 ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約30GWd/t (実嶺値)	サイクル末期の緑焼度のばら しきを考慮し,10%の保守性を 考慮して設定	最確条件とした場合は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子が水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順(サプレッション・プール水温度に応じて原子が減圧すること)に変わりはないことから、運転員等様件時間にすえる影響にない、	最確条件は解析条件で設、 小さくなるため、発生する 子炉水位の低下は緩和さオ 子の放出も少なくなり、格 昇は遅くなるが、格納容器 納容器ベントにより抑制さ となるバラメータに与える

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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))(1/3)

添 2.4.2.2-4

	項目	解析条件(初期条件,事故条 解析条件	e件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	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
44 14	各納容器空間容積 (ドライウェル)	7, 900m <sup>3</sup>	7,900m <sup>3</sup> (設計/値)	ドライ ウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構 造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響はない。
本 、)	各納容器空間容積 (サプレッショ ノ・チェンバ)	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup>	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値 (内部機器及び構造 物の体積を除いた値) を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える影響 はない。
ТШҚ	真空破壞弁	3.43kPa(ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)(設計値)	真空破壊弁の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に与える影響はなく,評価項目となるバラメータに与える影響はなく、評価項目となるバラメータに与える影響 はない。
+` \`	サプレッション・ アール水位	3.61m (通常運転水位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッショ ン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサブレッション・ブール木 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例え ば、通常水位の熟容量は約2,800m省出であるのに対して、 ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0,02m分)の熟容量は 約20m程度であり、その低下割合は通常時の約0,7%程度と 非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さいこ	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサブレンション・ブール木 位低下分の熟容量は通常水位に対して非常にかさい。例え ば、通常水位の熟容量は約2,80m省出であるのに対して、 はらぎによる水位低下分(通常水位-0,02m分)の熟容量は 約20m省度であり、その低下剤合は通常時の約0,7%程度と非 常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
+ 1	サプレッション・ プール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器 ペントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなるため、格納容器の熟容量は大きくなり、格納容 器ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さ く,評価項目となるパラメークに与える影響はない。
创期条件	各納容器圧力	5. 0kPa[gage]	約5 kPa[gage] ~約7 kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる稀納容器圧力の上昇に与 える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が 初期ビーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間 あたり約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量 は約20kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量 は約20kPaであるり非常に小さい。従って、事象進展に与え る影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さ い。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによる精神容器圧力の上昇に与 える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が 初期ビーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間 あたり約20kBであるのに対し、ゆうで、事象進展に与える影響は小 参しり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小 さい。
茶	各納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移す ることとなることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響 は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与え得るが、格納容器温度は飽和温度として推移す ることとなることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響 は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
4	<b>补部水源の温度</b>	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器 ペントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より 低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなるが、格納容器 圧力上昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項 目となるパラメータに与える影響はない。
4	外部水源の容量	$7, 740 { m m}^3$	7,740m <sup>3</sup> 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪 谷貯水槽の水量を参考に、最確 条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕が 大きくなるため、水源が枯渇することはなく、運転員等操 作時間に与える影響はない。	I
刻	然料の容量	$1, 180m^3$	1, 180㎡以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合 計容量を参考に, 最確条件を包 絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件より燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	-

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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))(2/3) 表2

添 2.4.2.2-5

項目		項日	A条年 名 記 記 記 記 記 名	原 小 行 信 号	原子 炉_ 劫杀	低压原 注 <del>水</del> 系	機器条件		120m³/h 炉格納3 スプレイ	格納谷品
	象 能の喪失 る仮定		遊	スクラム	隔離時冷	子炉代替 (常設)	4 ↓ 1	<b>死</b> 走开	にて原子 容器内へ イ	器フィル
解析条件(初期条件, 事故§ 解析条件	給水流量の全喪失 崩遽熟除去機能喪失	解析条件	外部電源なし	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル2)信号 により自動起動 91㎡/h(8.21~0.74JPa[dif]に おいて)にて注水	200m <sup>3</sup> /h (1.00MPa[gage]におい で) にて注水	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全 弁の6個を開することによる 原子炉急速減圧	120㎡/h以上にて原子炉格納容 器内ヘスプレイ	格納容器圧力427kPa[gage]に おける最大排出流量9.8kg/sに
条件及び機器条件)の不確かさ 最確条件	1 1	最確条件	1	原子炉水位低(レベル3)等	原子炉水位低(レベル2)信号に より自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~0.74MPa[dif]にお いて)にて注水	200㎡/h(1.00MPa[gage]におい で)にて注水	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	自動滅圧機能付き逃がし安全弁 の6個を開することによる原子 炉急速減圧	格納容器温度及び圧力抑制に必 要なスプレイ流量を考慮し, 設定	格納容器圧力42TkPa[gage]にお ける最大排出流量9.8kg/sに対し ノ がれたmmma4.5 ~m
条件設定の考え方	原子炉水位の低下が厳しい 過渡事象を設定 残留熱除去系の故障により 崩疲熟除去機能が喪失する	米什政止のもんカ アファルやったナジジン	・したた、 外部電源がない場合には常 設代替交流電源設備の起動 が必要となることから、要員 、資源等の観点で厳しい条件 となる	保有水量の低下を保守的に 評価するスクラム条件を設 定	原子炉隔離時冷却系の設計 値として設定	低圧原子炉代替注水系(常設 )の設計値として設定	逃がし安全弁の逃がし弁機 能の設計値として設定	逃がし安全弁の設計値に基 づく蒸気流量及び原子炉圧 力の関係から設定	スプレイ 流量は運転員によ る調整が行われ, その増減に より圧力抑制効果に影響を 受けるが, 操作手順に変わり はないことから, 運転員等操 作時間に与える影響はない。	格納容器フィルタベント系
運転員等操作時間に与える影響	1	連転貝寺採TF時间に子んの影響	外部電源がある場合を包含する条件設定としている ことから、外部電源ありを想定する場合でも、事象進 展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える 影響はない。	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合、事象 進展は緩やかになり、運転員等操作時間に対する余裕 が大きくなる。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響 はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復 後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 能引後の流量調整操作であることから,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は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展 に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響 はない。	スプレイ流量は運転員による調整が行われ、その増減 により圧力抑制効果に影響を受けるものの,格納容器 内に蓄積される崩壊熱量に変わりはないことから,評 価項目となるバラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はなく、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	1	計画項目とはのハノメータにみたの影響	外部電源がある場合を包含する条件設定として ることから、外部電源ありを想定する場合でも、 象進展に与える影響はかさく、評価項目となるパ メータに与える影響はない。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため、実態が 析上の想定より早くスクラムした場合でも、事象 展は緩やかになるものの、評価項目となるパラメ ダに与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象 展に与える影響はなく、評価項目となるパラメー に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設 値)の保守性)、原子炉水位の回復が早くなるこ から,評価項目となるパラメータに対する余裕は きくなる。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象展に与える影響はなく,評価項目となるパラメーに与える影響はない。 に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象 展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメー に与える影響はない。	120m³/hにて原子炉格納容器内ヘスプレイ	解析条件と最確条件は同様であることから、事象展に与える影響はなく、評価価値目となるの影響になく、評価価値目となるパラメー

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(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))(3/3)

添 2. 4. 2. 2-6 **1702** 

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(崩壊熟除去機能喪失(残留熟除去系が故障した場合))(1/3)

	訓練実績等	訓練実績等により、低圧 原子炉代替江水が、(前	戦)や起動し、逃ぶし女 仲井によっ返手 戸蔵田 東体開市まで多84 実施田能たの多840 実施口能である840 確認した。 他認知した。 他認知した。 他にない 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 他です。 の1-4 での の1-4 ので、 の1-4 ので の1-1 ので の1-1 ので の1-1 ので の1-1 の の に が に の1-1 の の に が に の に の1-1 の の に が に の に の1-1 の 成 に の に の1-1 の 成 に の1-1 の 成 に の の1-1 の 成 に の1-1 の で の1-1 の で の1-1 の の に の1-1 の の の1-1 の で の1-1 の の い の の の の の の の つ の の の の の の つ の の の の	
	操作時間余裕	「山田市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市	代書が20年2月14月 大都が20年2月14月 くの注水手段切替 のためがま設切替 のたる時期開練作ま では8時間の操作 時間余裕がある。	
転価価ロレなる	計画後日 こよら パラメータに中 える影響			
	運転員等操作時間に 与える影響	低、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	調告すっめに大学店大学 市本の点子を行いた。 時の原子方域圧調告 中間に離売さめいたいで、 格時間に解売上の設定 な時間に与えるの、 連合 に 大さい、 に 数確存れ、 解析 に 大ひび解析、 解析 合 の の の の の の の の の の の の の の の の	なによっ。操作開始時間が違いよう。操作開始 問が違れる可能性が おちが、行力の減圧開 たの重複もないいい から、他の操作に与え の影響はない。
	操作の不確かさ要因	「認知」 「認知」 低圧原子の代替注水系(常設)による原子炉注水を開始するのは事象発生の約8時 間後であり、それまでにサプレッション・ブール水温度の上昇を十分に認知できる 時間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 「要員配置】 作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 (移動】 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	【線作所要時間】 低圧原子の代替注水系(常設)による原子炉注水準備として、常設代替交流電源設 価DE創、受量線作及び低圧原子炉代替注水系(常設)の系統構成を行ったのち、 進がし安全弁により原子炉の減圧操作を行うが、これらは何れも制御鑑での操作で ある。常設代替交流電源設備の起動、受電操作に10分程度、低圧原子中代替比水系 (常設)の系統構成の弁操作に10分程度と想定している。この後、サプレッション・ (一形)の系統のの弁操作に10分程度と起たしている。この後、サプレッション・ デーレル流温度を確認し、筆象発生から8時間後に中央制創室での逃がし安全弁の手 動操作を行うことにより低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉注水を開始す ることとたる。以上より、操作所要時間が操作開始時間に与える影響になし。	【他の並列操作有無】 中央制御室にて運転員が逃がし安全弁の手動操作を行うことにより原子炉注水は開始されるが、原子炉注水開始時点で当該操作老行う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し。 【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤での簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤 操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。
(操作条件)の	雑がら 条件設定の考え 方		原子 小道 御後を である で 市 市 市 市 市 た た の 市 市 に た は は た で は は 大 に は は が が が は が が が で は が が が が が で で の の の で で が の で で の の の の	
解析条件	解析上の 操作開始 時間		事か間子後始象ら後炉 ( 発 & に減大 生時原圧開	
	項目	滅 ぶ ( 人 分	操作条件 操作条件 に炉及子木(設定 る廷低化、大大(大)を用した。 の理低化。よぬ 見見代。	

	訓練実績等	評価上は作業成立性を 略まえ事象発生から8 時間後としており、100 つよう、輪谷貯水槽から低 口原子炉代替比水槽へ の補給の系統構成は、槽へ の結約の系統構成は、槽へ のとしろ、訓練実績では 約1時間 41分である。 続加実施司能ないたる 確認した。	評価上は作業成立性を 踏まえ事象発生から8 時間後としており、この うち、大量送水車への給 油作業は、所要時間2時 前13個 分想定のところ割 続関13個 分配定のところ割 続調3個で注約2時間12 分である。想定で意図し ている作業が実施可能 なことを確認した。	<b>豊藤 支援 御客 御客 御藤 御子 御神 子子 御神 御子 御神 御子 御神 御谷 御神 御子 子子 まって 子 まま ひょう ひょう 御 御 ひょう ひょう 御 田 日 ひょう ひょう 御 御 ひょう ひょう か 子 御 手 ひょう ひょう か 御 御 ひょう ひょう か 御 御 ひょう ひょう ひょう ひょう か 御 御 ひょう ひょう か 手 御 ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう ひょう</b>
、た場合))(2/3)	操作時間余裕	I	I	格 都 部 御 御 御 御 御 で り の で 、 で り に し み で で ま 部 部 で ま 部 部 部 部 部 部 部 部 部 部 部 部 部
<b>習熱除去系が故障し</b>	評価項目となる パラメータに与 える影響	I	Ι	格上り力で視れの納器達に能のはとる価ラるい納昇、のあしら起答 批時操で操解はこ項メ影。答は特上りて,点容 批時操で操解はこ項メ影。器縫納昇,い 載で器 UBeed点作あ作析ぼと目」響後は離る作者 U seageであり開上同かとグ響圧優容は離る作者 U seageが可能調整、站の等らなにはのあ圧慢監と始格力到か可整間定あ評パえさ
<b>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(崩壊熱除去機能喪失(残</b>	与える影響 運転員等操作時間に	I	Ι	発行ない。 「 な に に な の た た の た た の た た の た の た の た た の た た た た た た た た た た た た た
	操作の不確かさ要因	評価上は、作業成立性を踏まえ事象発生から8時間後から開始としているが,低圧原子炉代替注水槽の水原拾渇までに実施すれば良い作業であり,低圧原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生から約 31時間後まで注水可能であることから十分な時間余裕がある。	評価上は、作業成立性を略まえ事象発生から8時間後から開始としているが、低圧 原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替注 水槽の保有水のみで事象発生から約 31 時間後まで注水可能であることから十分な 時間余裕がある。	【認知】 格納容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 384,kPa [gage])に到達するのは事業発生 からため)9時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間が あるため,19時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間が しました)。認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 要請配置」 「要員配置」 「要員配置」 「要」。 本線作は事象著生から約19時間後までに行う病作業であり,格納容器スプレイは、中央制御室での弁 確保に現事家者生から約19時間後までに行う病作業であり,格納容器スプレイの操作 開始時間に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 現場での格納容器代替スプレイ系(可搬型)による注水準備操作は、格納容器圧力 384,kbageの2000歳一位)。 目前間後までに行う作業であり,格納容器スプレイの操作 開始時間に与える影響はない。 別場でのための部本目の時間後までに行う作業であり,格納容器スプレイの操作 での基本に引動し、中央制御室での弁験作を行うことにより注水を開始す ることとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。 他の並列操作さなく,操作開始時間に与える影響はなし。 現場でになく,操作開始時間に与える影響はなし。 現場にはなく,操作開始時間に与える影響はなし。 現象にて復旧班要員の現場操作は、操作の行動な操作を行うことにより、 でより社は開始を記の。当該操作を行うことのも、中央制御室にてて運転員が作用が発作を行うこと でより、認知権作さなったののなく、他作開始時間に与える影響はない。 でより社は開始を引かったのち、中央制御室にて運転員が各納容器です。 後作の確実さ】 (他の確認ない、単作の行頼性の向い子や要員の安全のためとし、 18歳中かたなる」により、 18歳中がである。「新校作品でした」の。 18年である。こととなるの能信が作用が時間に与える影響にない。 18年には起こりにくく、そのため誤操作等により操作は配い。
運転員等操作時	<ul> <li>(操作条件)の F確かさ</li> <li>条件設定の考え 方</li> </ul>	( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( )	大事事業 素書 本 本 本 本 本 本 た た た た た た た た た た た た た	称 王 余 該 谷 二 谷 定 報 方 考 書 対 考 街 か し 使 うし
表 3	解析条件 5 一 解析 上の 操作開始 時間	事か間 象ら後 第8 生時	事か問 多ら後 死 8 生時	格 和 第 4 (L [gage]]
	項目	低圧原子炉 代替済水 合 か 加給 合 の 水補給	、低谷谷谷(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	格

## 添 2.4.2.2-8

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(崩壊熟除去機能喪失(残留熟除去系が故障した場合))(3/3)

	訓練実績等		現去室ンイ作をは1棟た時た対場を隔動分る意が認場るにトッに、操弁性、に場応(用離時の見図ましそ類特維子約格件の時格達合すの用種込し施し、後期が進く分容な機問な時間はにあったの語くの間が気で、は各種などをに要認確認はないない。 ア さななな人種間が保護なの情体なし面。たて、は各種などの時で、認識が通知者がの時になる。 クレムなな人に要認な場合、時間の人工で、 ア は後代に換して、 のの語をで見たの問題にので、 で、 力中納は10歳、10歳に動物で、 のたり、 のに、 前面のの語を、 のたり、 のの に で、 のの のの ので、 のの のの のの
	櫷作時間		格ま生のき後操術的に圧分分かりの参加のなどの、またのの、などの、などのない、などの、などの、などの、などの、などの、などの、などの、など、、、、、、、、、
	評価項目となるパラメ	ータに与える影響	実難委員に、 大学会社会会に、 大学会社会会会会社会会会会社会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会
	運転員等操作時間に与える影	響	実気の、金を、「本人」、「本人」、「本人」、「本人」、「本人」、「本人」、「本人」、「本人」
	操作の不確かさ要因		【認知】 「認知】 「認知」 「認知」 「の心損傷前の格納容器ペントの操作実施基準(サプレッション・ ブール水位が通常水位干約1.3m)に到達するのは、事象落生の 約30.0時間後であり、それまで活務納容器圧力の上昇を十分に認 加できる時間があるため,認知遅れにより操作時間に与える影響 はなし。 「要員配置」 格納容器フィルタベント系による格納容器ペント操作は、中央制 御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐している とから、操作開始時間に与える影響はなし。 とから、操作開始時間に与える影響はなし。 そから、操作開始時間に与える影響はなし。 たかっこ とから、操作開始時間に与える影響はなし。 和約容器マイルタベント気には不必が 和約容器マイルタベント系による格納容器ペント操作は、中央制 御室での期存のみであり、運転員に中央制御室に行れ、格納容 都定かっ、操作所要時間が操作には、格納 な時間が最大にも約1.3m) 到達時には隔離弁1 弁のみの開操作を行う。 「線術の確実さ】 本術音響にない。 和約容器ペント操作時に、制敵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し。 推行の確実さ】 本約字を回転作は起い。なお、格納容器ペント装飾時 市に与える影響はなし。 他の並列操作】 「他の並列操作」 「操作の確実さ】 中央制御室における操作は起こりにくく、そのため誤操作等により 執作時間が長くなる可能性は低い。なお、格納容器ペント表情等により 操作の確定し、この場合、現場操作に起い。なお、格納容器ペント表情時時間 たいため。 素はなし。 本部音能でおける操作は、制御盤での操作スイッチによる簡易 な操作のであまう 本語音楽でいた場合は、制御盤での操作者でし、 和約字を同じったいる。よって、操作所要時間が操作者が 正述にする。 「操作の確実さ】 中央制御室における操作に起い。なお、格納容器ペント表作時間 本でたか。 和音能でにたい。 本でたか。 和音能のなる 「操作の意味」 本のから、 「操作の意味」 本のため。 「報作の確決ま」 本のから 「報作の意味」 本のため、 「報作の症状」 本のため。 本のため。 本のたい 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため。 本のため 本のため 本のため。 本のたい 本のため 本のた 本のた 本のた 本のた 本のた 本のた 本のた 本のた
	操作条件)の [かさ	条件設定の考 え方	中お要し操は高対考央け時で作格使す慮、人は時で作格使す慮、利う問説開納用るし、御操を定始容圧余て御操を定始容圧余で室作考(条器力裕設」
1	解析条件(	解析上の操作 開始時間	サン位+ 連後ブ・バセー連後レーンで通知が、10月、10月、100~15月、102~2~15月、102~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~2~
	田町	I	幕任を生格イト原容納ル系子器なタに炉除器ペム格熱
			<u> </u>

添 2. 4. 2. 2-9 **1705** 

〇水源 61-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-1-0-0-0-0-0-0-0	
隂圧原子炉代替注水槽:約 740㎡ 輪谷貯水槽(西)※:約 7, 000㎡	後正原子所代音伝永術 (第29) による 精納管銀代書スプレイ系 (可酸型) による精納管器 後正原子所代音店永備水重 原子が注水 (東大流重) エスプレイ開始による精納作品 (以採集)を返し) 300 ん 人
※設置許可基準規則 56条【解釈】 1b)項を満足するための代替淡水源(措置) ◎ ○水使用パターン **	200 義治許未備(国)から、「「業業本法回館」 適合部未満の「「「「「」」」」 高田田学客行総治未備 「は大量への実践」、「「「」」」」 「「」」」」」 「「」」」」」」 「「」」」」」」 「」」」」」」
①低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水 東角変化の時間%の向え伝述に後は、「点、空水たで見上流見、 <sup>2</sup>	
尹≪光生0时间夜のルナがฒ圧肉は、が心心小よく取入他里(250m³/h)で注水する。	
炉心冠水後は,崩壊熱に応じた注水量で注水する。	
②輪谷貯水槽(西)から低圧原子炉代替注水槽への移送	
事象発生 8 時間後から大量送水車を用いて 120㎡/h で低圧原子炉代替	替注水槽へ移送する。
③格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ	
事象発生 19 時間後から格納容器圧力に応じ,120m³/h で間欠運転を9	実施。
〇時間評価(右上図)	
事象発生8時間後までは原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を実施す	するため,低圧原子炉代替注水槽水量は減少しない。事象発生
8時間後から低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水と同時に低	氐圧原子炉代替注水槽に補給を実施するため水量は回復する。
事象発生 19 時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施	するため,低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが,
格納容器スプレイは間欠運転であるため、格納容器スプレイ停止後は低	5.圧原子炉代替注水槽への移送を再開し,以降安定して冷却可 壹
能である。	
〇水源評価結果	177 4
時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また	こ, 7日間の対応を考慮すると,約3,600m <sup>3</sup> 必要となる。低圧 ;
原子炉代替注水槽に約 240m <sup>3</sup> 及び輪谷貯水槽(西)に約 2,000m <sup>3</sup> の水を(	保有することから,必要水量は確保可能であり,安定して冷 🚦
却を継続することが可能である。	

7日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添 2. 4. 2. 3-1 **1706**  沃什次半 9 4 9 9

## 7日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障 した場合))

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定	
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>*1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>		ディーゼル燃料	
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=155.736m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約711m <sup>3</sup>	貯蔵タンクの容 量は約730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 広可能	
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>			
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=351.12m <sup>3</sup>	7 日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能	
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能	

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

常設代替交流電源設備の負荷 (崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

定格出力:4,800kW

記動		<b>A</b> 古家县	負荷起動時の	定常時の
此則	主要機器		最大負荷容量	最大負荷容量
順庁		(KW)	(kW)	(kW)
1)	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
2	代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
3	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
4	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

添 2. 4. 2. 5-1 **1708** 

- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.5.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
  - (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンス は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「過渡事象 +原子炉停止失敗」、②「冷却材喪失(小破断LOCA)+原子炉停止失敗」、
     ③「冷却材喪失(中破断LOCA)+原子炉停止失敗」及び④「冷却材喪失(大 破断LOCA)+原子炉停止失敗」である。
  - (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡 変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉 は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置 がとられない場合には、炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは,原子炉停止機能を喪失したことによって最終 的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため,重大事故等対 策の有効性評価には,原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備に期待する ことが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替制御棒挿入機能による原 子炉停止又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能によって原子炉出力を低 下させること等によって炉心損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へ のほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、残留熱除去系(サプレッシ ョン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、 炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期 の対策として代替制御棒挿入機能又は代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 及びほう酸水注入系による原子炉停止又は反応度抑制手段を整備するととも に高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備 し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続 する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策 として残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格 納容器除熱手段を整備する。ただし、重要事故シーケンスに対する有効性評価 では、保守的に代替制御棒挿入機能には期待しないものとする。これらの対策 の概略系統図を第2.5.1-1(1)図から第2.5.1-1(3)図に、手順の概要を第 2.5.1-2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操作手順の関係を第2.5.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員合計11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,当直長1名,当直副長1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,通報連絡等を行う 要員は5名である。必要な要員と作業項目について第2.5.1-3図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,11名で対処可能で ある。

a. 原子炉スクラム失敗確認

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い,原子炉がスクラムすべき状況にも かかわらず,制御棒が原子炉に緊急挿入されない場合,原子炉スクラム失敗 を確認する。

原子炉スクラムの失敗を確認するために必要な計装設備は,平均出力領域 計装である。

また,主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により再循環ポンプ2 台全てがトリップし,炉心流量が低下し,原子炉出力が低下する。

主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプはトリップするが,電 動機駆動給水ポンプが自動起動して給水を継続する。主蒸気遮断により給水 加熱喪失の状態となり,給水温度が低下するため,徐々に出力が増加する傾 向となる。

b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認

逃がし安全弁の作動により,格納容器圧力が上昇し,格納容器圧力高 (13.7kPa[gage])により,高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系及び 残留熱除去系(低圧注水モード)が自動起動する。

高圧・低圧注水系の起動を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの 出口流量等である。

c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持

主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェルの水位が低下し給水・復 水系のポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉 水位は低下し、原子炉水位低(レベル2)により原子炉隔離時冷却系が自動 起動する。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に より炉心冷却は維持される。

この後は,原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の流量を調整する ことにより原子炉水位低(レベル1H)以上に水位を維持する。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持を 確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),各ポンプの出口 流量等である。

d. 自動減圧系の自動起動阻止

格納容器圧力高(13.7kPa[gage])信号と原子炉水位低(レベル1)信号 の両方が120秒継続した場合であって,低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去 系(低圧注水モード)のポンプが1台以上運転している(遮断機が閉)場合, 自動減圧系が自動起動する。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると,高圧炉心スプレイ 系,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)から大量の冷 水が注水され,出力の急激な上昇に繋がる可能性があるため,自動減圧系の 起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。また, 代替自動減圧系の起動阻止スイッチ操作により,代替自動減圧系による自動 減圧を未然に阻止する。

e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作

原子炉スクラムの失敗を確認後,ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔 操作により手動起動し,炉心へのほう酸水の注入を開始する。ほう酸水の注 入により,中性子束が徐々に減少し原子炉は臨界未満に至る。

原子炉の臨界未満確保を確認するために必要な計装設備は,中性子源領域 計装等である。

f. 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転

事象発生直後からの逃がし安全弁の作動により、サプレッション・プール 水温度が上昇する。サプレッション・プール水温度が49℃を超えて上昇する 場合、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(サプレッション・プ ール水冷却モード)の運転を開始し、原子炉格納容器除熱を開始する。

残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は,残留熱除去ポンプ出口流量及びサプレッション・プール水温度(SA)である。

以降, 炉心冷却は高圧炉心スプレイ系による注水により継続的に行い, また, 原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に行う。

- 2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,過渡事象(反応度 印加の観点で最も厳しく,原子炉隔離によって炉心からの発生蒸気が全て原子 炉格納容器に流入する主蒸気隔離弁の誤閉止を選定)を起因事象とし,原子炉 圧力上昇による反応度印加に伴う出力増加の観点で厳しくなる「過渡事象(主 蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応 度フィードバック効果(ボイド・ドップラ/ボロン)、崩壊熱、燃料棒内温度 変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化及び気液熱非平衡、 原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出(臨界流・差圧流)、E CCS注水(給水系・代替注水設備含む)及びほう酸水の拡散並びに原子炉格 納容器におけるサプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これ らの現象を適切に評価することが可能であるプラント動特性解析コードRE DY及び単チャンネル熱水力解析コードSCATにより中性子束、平均表面熱 流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッション・ プール水温度、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.5.2-1表に示す。また,主要な解析条件について,本重要事故シーケンス特 有の解析条件を以下に示す。
a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとする。

- (b) 安全機能等の喪失に対する仮定
  - i)原子炉停止機能喪失として原子炉スクラム失敗を仮定する。
- ii)手動での原子炉スクラムを実施できないものと仮定する。
- iii)代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものと仮定する。
- (c) 評価対象とする炉心の状態 評価対象とする炉心の状態は、9×9燃料(A型)及びMOX燃料228 体を装荷した平衡炉心のサイクル末期とする。これは、本評価では、サイ クル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きい ためボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して サイクル末期として設定したものである。

(添付資料2.5.1, 2.5.2)

(d) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。外部電源がある場合,事象発生と同時に給水・復水系及び再循環ポンプがトリップしないことにより,原子炉 出力が高く維持されることから,燃料被覆管温度,格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度の上昇の観点で事象進展が厳しくなる。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は,最も短い時間として設計値の下限 である3秒とする。
- (b) 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は,原子炉圧力高(7.41MPa [gage])又は原子炉水位低(レベル2)信号により再循環ポンプが2台が 全てトリップするものとする。

また,原子炉再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で運転点が 運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制 御棒挿入についても作動しないものと仮定する。

- (c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁(12個)は、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (d) 電動機駆動給水ポンプ

主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後, 電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。また,復水器ホットウ ェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするものとする。

(e) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で給水するものとする。なお、サ プレッション・プール水温度100℃到達後は原子炉隔離時冷却系を停止し、 高圧炉心スプレイ系にて原子炉水位を維持するものとする。

2.5-4

(f) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低(レベル1H)又は格納容器圧力高 (13.7kPa [gage])で自動起動し、318~1,050m<sup>3</sup>/h(8.14~1.38MPa[dif] において)の流量で給水するものとする。

- (g) ほう酸水注入系 ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後,10分間が経過した時 点で手動起動し,162L/分の流量及びほう酸濃度13.4wt%で注入するものと する。
- (h) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード) 伝熱容量は、熱交換器1基あたり約9MW(サプレッション・プール水温 度52℃、海水温度30℃において)とする。
- 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、「1.3.5 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) 自動減圧系等の起動阻止操作
 原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止操作に要する
 時間を考慮して,事象発生6分後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。

(添付資料2.5.3)

- (b) ほう酸水注入系の起動操作 本評価では、ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間 が経過した時点で手動起動することとしている。
- (c) 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格 納容器除熱操作 事象発生の約80秒後に格納容器圧力高信号が発信してから240秒間は低 圧注水モード優先のインターロックがあることから、これに操作に要する 時間を考慮して、事象発生11.6分後に残留熱除去系(サプレッション・プ ール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作を実施する。
- (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける中性子束,平均表面熱流束,炉心流量,原子 炉蒸気流量,給水流量,原子炉隔離時冷却系流量,高圧炉心スプレイ系流量, 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)<sup>\*1</sup>,逃がし安全弁の流量,炉心 平均ボイド率,燃料被覆管温度,熱伝達係数及びクオリティの推移を第2.5.2 -1(1)図から第2.5.2-1(15)図に,サプレッション・プール水温度及び格納容 器圧力の推移を第2.5.2-1(16)図に示す。

- ※1 非常用炉心冷却系等の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位 及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯 域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウ ド外の水位を示す。
- a. 事象進展

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後,主蒸気隔離弁閉信号が発生するものの, この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原

子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、 中性子束が増加するとともに平均表面熱流束が上昇し、これに伴い燃料被覆 管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一時的に約818℃まで 上昇する。約2.5秒後に原子炉圧力高信号で代替原子炉再循環ポンプトリッ プ機能により再循環ポンプ2台全てがトリップする。なお、本評価では保守 的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号 (7.41MPa[gage])で作動する。

主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、 電動機駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。炉心流量の低下に 伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、炉心流量が安定した後は 徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されて給水加熱喪失状態とな るため、給水温度が低下して炉心入口サブクール度が増加するためである。 これに伴い燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管の温度が一 時的に約598℃まで上昇する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサプレッション・チェンバへ流入するため、格納容器圧力が上昇し、事象発生から約80秒後に格納容器圧力高信号(13.7kPa [gage])により高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)が起動する。サプレッション・ プール水温度も上昇し、事象発生から約96秒後にサプレッション・プール水 温度が49℃に到達し、その後も上昇傾向が継続する。

事象発生から約230秒後に復水器ホットウェルの水位低下により給水・復水系のポンプがトリップするため,原子炉水位が低下し,事象発生から約266 秒後に原子炉水位低(レベル2)信号で原子炉隔離時冷却系が起動する。原 子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が継続してい るため,炉心冷却は維持される。

その後は、サプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子 炉隔離時冷却系を停止する。

事象発生から11.6分後(原子炉スクラムの失敗確認から10分後),手動操 作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入を開始する。同時 (サプレッション・プール水温度高から10分後)に残留熱除去ポンプ2台に よるサプレッション・プール水冷却モードも手動起動する。ほう酸水の注入 開始後,中性子束は徐々に減少し,臨界未満に至る。これに伴い,原子炉出 力の上昇が抑制されるため,原子炉水位は上昇し,原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイ系の運転員操作により,原子炉水位低(レベル1H)以上 に原子炉水位を維持する<sup>\*2</sup>とともに,サプレッション・プール水の冷却を維 持する。

- ※2 ほう酸水注入による原子炉出力の抑制は継続しているが,原子炉水 位上昇により原子炉出力が上昇するおそれがあるため事故対応手順に 基づき原子炉出力の上昇を抑制するために原子炉水位低(レベル1H) 以上に原子炉水位を維持する。
- b. 評価項目等

燃料被覆管の温度は、第2.5.2-1(6)図に示すとおり、主蒸気隔離弁閉止 に伴い炉内のボイドが急減することで出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間 が最も厳しく、事象発生から約5秒で最高の約818℃に到達するが、1,200℃

以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被 覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.5.2-1(4)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により, 約8.68MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考 慮しても,約8.98MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍 (10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も,格納容器圧力及びサプ レッション・プール水温度は緩やかに上昇するが,それぞれ約167kPa[gage], 約110℃以下に抑えられ,原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって中性子束は徐々 に減少し、臨界未満に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッション・プ ール水の冷却を維持することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持で きる。

(添付資料2.5.4)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.5.3 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。

原子炉停止機能喪失では,運転時の異常な過渡変化の発生後,原子炉停止機能 を喪失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, 事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として,自動減圧系等の起動阻 止操作,ほう酸水注入系の起動操作及び残留熱除去系(サプレッション・プール 水冷却モード)による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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, 「1.7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

炉心における出力分布変化の不確かさとして,解析コード(SCATコー ド)では保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため, 解析結果は燃料被覆管温度を高めに評価する可能性がある。よって,実際の 燃料被覆管温度は低くなるが,燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始 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。

炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして,解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定するため,解析結果は燃料被覆管温度を高めに評価する可能性がある。よって,実際の燃料被 覆管温度は低くなるが,燃料被覆管温度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。

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは保守的な 熱伝達モデル等を採用しているため,解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を 小さく評価する可能性がある。よって,実際の燃料棒表面での熱伝達は大き くなり燃料被覆管温度は低くなるが,燃料被覆管温度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。

炉心における沸騰遷移の不確かさとして,解析コードは沸騰遷移が生じや すい条件としてMCPRに関する燃料の許容設計限界(以下「SLMCPR」 という。)で沸騰遷移が発生するよう設定しているため,解析結果は燃料被 覆管温度を高めに評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆管温度は 低くなるが,燃料被覆管温度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。

原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして,解析コードは 保守的な混合特性を用いるため,実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早 くなり,ボロン反応度の印加が早くなることで未臨界の達成時間が早くなる ことから,格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度が低下傾向に転 じる時間も早くなるが,これらのパラメータの上昇が遅れる側であること, またほう酸水の注入開始以降に実施する運転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。

(添付資料 2.5.5)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における出力分布変化の不確かさとして,解析コード(SCATコード)は保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高めに評価し,有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして,解析コードは燃料ペレ ットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃 料被覆管温度を高めに評価し,有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに 評価することから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは保守的な 熱伝達モデル等により燃料被覆管温度を高めに評価するため,有効性評価解 析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメー タに対する余裕は大きくなる。なお,燃料棒表面熱伝達についての更に保守 的な取扱いとして,リウェットを考慮しない場合の感度解析を「(3)感度解 析」にて実施する。

炉心における沸騰遷移の不確かさとして,解析コードは沸騰遷移が生じや すい条件設定により燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があり,有効性 評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があることから,評価 項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして,解析コードは ほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため,臨界未満までの時間 を遅く評価し,サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力を高めに評 価することから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

- (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2.5.2-1 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項目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

初期条件の炉心流量は,解析条件の35,600t/h(定格流量(100%))に対して最確条件は定格流量の約85%~約104%である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため,主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなり,事象進展に影響を与えるが,事象発生の約2.5秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため,この影響は小さく,運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお,炉心流量が少ない場合(定格流量の85%)の感度解析を「(3)感度解析」にて実施する。

初期条件の最小限界出力比は,解析条件の1.25に対して最確条件は1.35 以上であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,解析条件 よりも大きくなるため,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,燃料被覆 管温度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。

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,燃料被覆管温度をパラメー タとして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。

初期条件の核データ(動的ボイド係数)は,解析条件の平衡サイクル末期の値の1.25×1.02 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の値であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが,これによるプラント挙動への影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお,解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは,本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが,動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合せとした場合においても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している。(「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(REDY)について」,日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-121,東芝エネルギーシステムズ株式会社,TLR-092,平成30年5月)

初期条件の核データ(動的ドップラ係数)は,解析条件の平衡サイクル 末期の値の0.9×0.99倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の 値であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,動的ドップ ラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが, これによるプラント挙動への影響は小さいことから,運転員等操作時間に 与える影響は小さい。なお,解析コードの不確かさ等を考慮して設定して いる動的ドップラ係数の保守因子に関しては,核データ(動的ボイド係数) に記載のとおりプラント挙動への影響は小さいことを確認している。(「沸 騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシ デント解析コード(REDY)について」,日立GEニュークリア・エナジ 一株式会社,HLR-121,東芝エネルギーシステムズ株式会社,TLR-092,平 成 30 年 5 月)

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器圧力並びにサ プレッション・プール水温度は,ゆらぎにより解析条件に対して変動を与 え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に 与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動機駆動給水ポ ンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉 出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサプ レッション・プール水温度の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある 状態を設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電 機等により電源が供給されることから、運転員等操作時間に与える影響は ない。

機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は,解析条件の3秒に対し て最確条件は3秒以上5秒以下であり,解析条件の不確かさとして,解析 条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合,初期の原子 炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり,原子炉出力の上昇が緩 和されることで事象初期の運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる が,事象発生の約2.5秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台 全てトリップするため,この影響は小さく,運転員等操作時間に与える影 響は小さい。

(添付資料 2.5.5)

#### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の炉心流量は,解析条件の 35,600t/h (定格流量(100%))に対して最確条件は定格流量の約85%~約104%である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため,主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等により,評価項目となるパラメータに影響を与えるが,事象発生の約2.5秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップするため,この影響は小さい。なお,炉心流量が少ない場合(定格流量の85%)の感度解析を「(3)感度解析」にて実施する。

初期条件の最小限界出力比は,解析条件の1.25に対して最確条件は1.35 以上であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,燃料被覆 管温度の上昇は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。

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件

は約 40.6kW/m 以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合,燃料被覆管温度の上昇は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。

初期条件の核データ(動的ボイド係数)は、解析条件の平衡サイクル末 期の値の 1.25×1.02 倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の 値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管 温度の上昇は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 裕は大きくなるが、その影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を 考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故 シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子 の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わ せとした場合においても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さ いことを確認している。

初期条件の核データ(動的ドップラ係数)は、解析条件の平衡サイクル 末期の値の0.9×0.99倍に対して最確条件は平衡サイクル初期から末期の 値であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管 温度の上昇は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。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ド ップラ係数の保守因子に関しては、核データ(動的ボイド係数)に記載の とおり評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認して いる。(「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビ アアクシデント解析コード(REDY)について」、日立GEニュークリ ア・エナジー株式会社、HLR-121、東芝エネルギーシステムズ株式会社、 TLR-092、平成 30 年 5 月)

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器圧力並びにサ プレッション・プール水温度は,ゆらぎにより解析条件に対して変動を与 え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、 事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動機駆動給水ポ ンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉 出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサプ レッション・プール水温度の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある 状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合 は、第 2.5.2-1(17)図から第 2.5.2-1(21)図に示すとおり、外部電源喪失 と同時に再循環ポンプがトリップし、電動機駆動給水ポンプによる原子炉 圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなることから、評価項目 となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合 は非常用ディーゼル発電機等により電源が供給される。

機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は,解析条件の3秒に対し て最確条件は3秒以上5秒以下であり,解析条件の不確かさとして,主蒸 気隔離弁の閉止時間を長くした場合,初期の原子炉圧力上昇により印加さ れる反応度は小さくなり,初期の原子炉出力上昇が小さくなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが,事象発生の約 2.5秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプが2台全てトリップする ため、この影響は小さい。

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

操作条件の自動減圧系等の起動阻止操作は、解析上の操作開始時間とし て事象発生から6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、自動減圧系のタイマーが作動した場合には本操作が遅れないように 警報が発報し、この120秒後に逃がし安全弁が自動開放すること、中央制 御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作であり不確かさ要因により操 作開始時間に与える影響は小さいことから、実態の操作開始時間は解析上 の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、 運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、操作手順に変わり がなく、パラメータを起点としていない操作であることから、解析コード 及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより、操作開始時間に与 える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の 操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件のほう酸水注入系の起動操作は,解析上の操作開始時間として 原子炉スクラムの失敗を確認した後から 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,前段に実施する原子炉停止機能喪失の認 知に係る確認時間及び自動減圧系等の起動阻止の操作時間並びにほう酸 水注入系起動の操作時間は,時間余裕を含めて設定しており,また,本操 作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから,操作が遅れる 可能性は低く,実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性が あり,原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注水開始時間も早まるこ とから,運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は,操作 手順に変わりがなく,パラメータを起点としていない操作であることから, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさによる操作開始時 間に与える影響はない。また,当該操作は,中央制御室で行う操作であり, 他の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響はない。

操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によ る原子炉格納容器除熱操作は,解析上の操作開始時間としてサプレッショ ン・プール水温度 49℃到達後 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,サプレッション・プール水温度の上昇に伴い警報が 発報し,また,中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから,操 作が遅れる可能性は低く,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等 であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間 に与える影響も小さい。当該操作は,操作手順に変わりがなく,パラメー タを起点としている操作であることから,解析コード及び解析条件(操作 条件を除く)の不確かさにより,操作開始時間は遅れる可能性があるが,

2.5-12

中央制御室で行う操作であり,他の操作との重複もないことから,他の操 作に与える影響はない。

(添付資料 2.5.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の自動減圧系等の起動阻止操作は,運転員等操作時間に与える 影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることか ら,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件のほう酸水注入系の起動操作は,操作の不確かさが操作開始時間に与える影響として,実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなり,その場合,格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなることから,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお,燃料被覆管温度は,ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール冷却モード)による 原子炉格納容器除熱操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態 の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目とな るパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 2.5.5)

(3) 感度解析

解析条件の不確かさとして、初期条件の炉心流量が少ない場合には、評価項 目となるパラメータに影響を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて 炉心流量を定格流量の85%とした感度解析を行う。その結果、第2.5.2-1(22) 図から第2.5.2-1(25)図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約820℃とな り、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」で示す最高温度約818℃に比べてわずか に上昇するものの、1,200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応 が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、「2.5.2(3)有効性評価の 結果」で示す燃料被覆管厚さの1%以下であり、「2.5.2(3)有効性評価の 結果」で示す燃料被覆管厚さの1%以下と同様に15%を下回っている。また、 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約8.94MPa[gage]<sup>\*3</sup>で あり、最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回っている。なお、その 他の評価項目である、サプレッション・プール水温度及び原子炉格納容器バウ ンダリにかかる圧力はそれぞれ111℃、170kPa[gage]となる。「2.5.2(3) 有 効性評価の結果」で示す温度及び圧力110℃、167kPa[gage]に比べわずかに上 昇するものの、限界温度、限界圧力を十分に下回る。

解析コードにおける重要現象の不確かさとして,燃料棒表面熱伝達が小さい 場合には,評価項目となるパラメータに影響を与えることから,保守的な取扱 いとして,リウェットを考慮しないことを仮定した場合の感度解析を行う。そ の結果,初期条件の炉心流量が定格流量の場合には,第2.5.2-1(26)図に示す とおり,燃料被覆管の最高温度は約1,080℃であり,「2.5.2(3)有効性評価の 結果」で示す最高温度約818℃に比べて上昇するものの,1,200℃を下回って いる。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 3.1%以下であり,「2.5.2(3)有効性評価の結果」で示す燃料被覆管厚さの1% 以下に比べて増加するものの,15%を下回っている。

また,初期条件の炉心流量が少ない場合(定格流量の 85%)には,第 2.5.2-1(27)図に示すとおり,燃料被覆管の最高温度は約 1,155℃であり,リ

ウェットを考慮した場合における最高温度約 820℃に比べて上昇するものの, 1,200℃を下回っている。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃 料被覆管厚さの4.3%以下であり、リウェットを考慮した場合における燃料被 覆管厚さの1%以下に比べて上昇するものの、15%を下回っている。

※3 解析コードによる評価結果を示す。一方、「2.5.2(3) 有効性評価の結果」では、原子炉圧力の最高値に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約 0.3MPa)を加えた値を原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値として示している。本感度解析の結果についても「2.5.2(3)有効性評価の結果」と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を評価する場合、その最高値は、原子炉圧力の最高値(8.74MPa)に原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差(高々約 0.3MPa)を加えた値の9.04MPaとなるが、この値は最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa)を下回っている。

(添付資料 2.5.6, 2.5.8)

#### (4) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の自動減圧系等の起動阻止操作については、解析上、格納容器圧力高(13.7kPa [gage])及び原子炉水位低(レベル1)の設定点に到達し自動減 圧系等のタイマーが作動するのは事象発生の約7.9分後であり、仮に、自動減 圧系等の起動阻止操作が遅れた場合には、この自動減圧系のタイマー作動後の 120秒後に自動減圧機能付き逃がし安全弁が自動開放する。操作が遅れて自動 減圧系が作動した場合でも、原子炉圧力が低圧炉心スプレイ系の注水開始圧力 に低下するまでに自動減圧系等の起動阻止操作を実施し、自動開放した逃がし 安全弁を閉止することで、原子炉減圧及び低圧炉心スプレイ系等からの注水に 伴う急激な原子炉水位上昇による正の反応度印加は防止できる。自動減圧機能 付き逃がし安全弁6個で減圧する場合について、同じ操作を実施している「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、減圧開始から約130秒で約2 MPa[gage]まで低下している。よって、合計で解析上の操作開始時間である事 象発生の6分後から約6.1分程度の時間余裕がある。

操作条件のほう酸水注入系の起動操作については,手順上,事象発生直後に 行う再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に開始する操 作としている。ほう酸水注入系の運転開始時間は,主にサプレッション・プー ル水温度及び格納容器圧力に影響するが,事象発生から10分後に操作を開始 した場合でも,格納容器圧力及び温度の最大値は原子炉格納容器の限界圧力及 び限界温度をそれぞれ下回るため,10分以上の操作時間が確保できることか ら,時間余裕がある。

操作条件の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)によるサ プレッション・プール冷却操作については、操作が遅れた場合にはサプレッシ ョン・プール水温度の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合において も、サプレッション・プール水温度の最高値は約110℃から上昇するが、サプ レッション・プール水温度の上昇は緩やかであるため、限界温度200℃に対し て十分な余裕があることから時間余裕がある。

(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,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。

- 2.5.4 必要な要員及び資源の評価
  - (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において,重大事故等対策時における必要な要員は、「2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり11名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において,必要な水源,燃料及び電源は,「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その結果を以下に示す。

a. 水源

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水について は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、 水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。 なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮 に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し、 事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機等を最大負荷で運転した場合、運 転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃料貯蔵タンクにて約 730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディー ゼル発電機等による電源供給について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料2.5.13)

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが,仮 に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し た場合においても,重大事故等対策時に必要な負荷は,非常用ディーゼル発

電機等の負荷に含まれることから,非常用ディーゼル発電機等による電源供 給が可能である。

また,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。

2.5.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では,運転時の異常な過渡変 化の発生後,原子炉停止機能を喪失し,反応度制御や原子炉水位の維持に失敗し, 炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪 失」に対する炉心損傷防止対策としては,初期の対策として代替原子炉再循環ポ ンプトリップ機能による炉心流量の低減,原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプ レイ系による原子炉水位の維持,ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入 手段,安定状態に向けた対策として残留熱除去系(サプレッション・プール水冷 却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備している。また,重要事故シー ケンスに対する有効性評価では使用できないものと仮定したものの,原子炉停止 機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能,手動での原子炉スクラムの手段 を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡 事象(主蒸気隔離弁の誤閉止)+原子炉停止失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量 の低減、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持、 ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系(サプレッション・ プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施することにより、炉心損 傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して いる。また,安定状態を維持できる。

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。

なお,解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており,いずれの場 合においても評価項目を満足することを確認している。

(添付資料2.5.7, 2.5.8, 2.5.9)

重大事故等対策時に必要な要員は,緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源,燃料及び電源も供給可能である。

以上のことから,代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による炉心流量の低減, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位の維持,ほう酸水 注入系による炉心へのほう酸水の注入,残留熱除去系(サプレッション・プール 水冷却モード)による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重 要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ 「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

2.5 - 16



第2.5.1-1(1)図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉減圧及び原子炉注水)



第2.5.1-1(2)図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉未臨界操作,原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第2.5.1-1(3)図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水,原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



【有効性評価の対象とはしていないが,他に取り得る手段】 1:制御棒手放揮人操作には以下の手段がある。 ・制御棒手動挿人操作 ・スクラムテストスイッチの操作 ・原子炉保護系電源スイッチの操作 ・スクラムバイロット弁用制御空気の排出操作

高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を維持し、格納容器は残留熟除去系 (サブレッシ) ヨン・ブール水治却モード)により治却を離除ま 続する。原子炉圧力容器を滅圧し残留熟除去 系 (原子炉体止時分子)とりと望いたり 冷温停 止状態とする。また,機能一ド)により 冷温停 止状態とする。また,機能一ド)により 冷温停 イ米により ベル3)から いと8)に維持 高圧炉心スプレイ 原子炉水位低(レイ 原子炉水位高(レイ

「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 第2.5.1-2 図

2.5-20 1728 原子炉停止機能喪失

						2 4	6 8 10	経 12 14 16 18 20	過時間(分) 22 24 26	5 28 36	6 38 40 42 44 46 48 I I I I I I	·····································
	責任者	実施箇所・必当直長	要人員数 1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		<ul> <li>事象発生</li> <li>原子炉スクラム</li> <li>▽ 約80秒 格</li> <li>▽ 約96秒</li> <li>▽ 約96秒</li> </ul>	<ul> <li>納容器圧力高(13.7kPa[ga</li> <li>サプレッション・プール水</li> <li>約230秒</li> <li>電動機駆動給水:</li> </ul>	ge]) 到達 量度高(49°C) 到達 ポンプトリップ(復水器水位低下による)				
操作項目	指揮者	当旦副長	1人	連転操作指揮	操作の内容		→ 約266秒 原子炉水位位 プラント状況判断					
	通報連絡等を行う 要員	連絡責任者 連絡担当者	4人	発電所内外連絡			♥約7.9分	原子炉水位低(レベル1) 7 11.6分 ほう酸水注入系起動 産の物除主系(サプレッシュン・	プール水冷却エード	() 演転開始		
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		復旧班要員				☆ 約13.1分 炉心部へのほう酸水注	○ 約500 APR 140 C 14 E入開始	7 通知ANTAL	ション・プール水温度100℃到達	
					<ul> <li>・ 主蒸気隔離弁全閉確認/逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>							
					<ul> <li>原子炉自動スクラム失敗、タービントリップ確認</li> </ul>							
					<ul> <li>原子炉手動スクラムPBによる手動スクラム</li> </ul>							解析上考慮せず
	1人				<ul> <li>代替制御棒挿入機能の手動操作による制御棒挿入操作</li> </ul>	5.0						解析上考慮せず
	А	—		—	・ 原子炉モードスイッチ「停止」による原子炉スクラム	57						解析上考慮せず
状況判断					• 再循環ボンプトリップ確認							
					<ul> <li>タービン駆動給水ポンプトリップ及び電動機駆動給水ポンプ</li> <li>自動起動確認</li> </ul>							
					・ 給水・復水系ポンプトリップ確認							
					<ul> <li>高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系自動起動確認</li> </ul>							
	1人 B	_		_	<ul> <li>原子炉隔離時冷却系自動起動確認</li> </ul>	5分						
					<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>							解析上考慮せず
自動減圧系等の起動阻止	(1人) A	_		_	<ul> <li>ADS起動阻止COS「阻止」</li> <li>代替ADS起動阻止COS「阻止」</li> </ul>		1分					
残留熱除去系	(1人)	_		_	<ul> <li>・ 残留熱除去系(低圧注水モード)から</li> <li>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)切替</li> </ul>		6分	2系統とも残留熱除去系(サプレッション	・プール水冷却モ	ード) へ切替		解析上, 11.6分後に起動(サプレッション・ ブール水温度高 (49℃) 到達から10分の操作余
運転モード切替操作	В				<ul> <li>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)状況監視</li> </ul>			適宜:	実施			裕時間を考慮)
はる動力け」でお動用化	(1人)				・ ほう酸水注入系起動		3分					解析上, 11.6分後に起動(原子炉スクラム失敗
はり販小住八ボ起動操作	А	_		_	<ul> <li>注入状況監視</li> </ul>			ほう酸水全量注入完了まで適宜状態を 全量注入を確認した後にほう酸水注入	監視し, 系を停止			確認から10分の操作余裕時間を考慮)
	(1人) A	-		-	<ul> <li>制御棒手動挿入操作</li> </ul>			全制御棒全挿入又は 1本のみ制御棒未挿入の状態まで挿入				
	-			-	・ スクラムテストスイッチの操作			10分				
制御棒挿入操作	—	2人		-	・ 原子炉保護系電源スイッチの操作				6分			解析上考慮せず
	-	C, D		-	• 放射線防護具準備					10分		
	-			-	・ スクラムパイロット弁用制御空気の排出操作						15分	
原子炉隔離時冷却系による原 子炉注水	(1人) A	_		-	<ul> <li>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の監視</li> <li>原子炉隔離時冷却系の停止操作</li> </ul>		サプレッ: 原子炉隔離	/ョン・プール水温度が100℃に到達した場 推時冷却系を停止	易合,	<u>.</u>		
高圧炉心スプレイ系による原 子炉水位調整操作	(1人) A	_		_	<ul> <li>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水の監視</li> <li>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水の流量調整</li> </ul>		原子炉出发	1低下に伴う水位回復後は,原子炉水位レ	ベル1H以上維持			
必要人員数 合計	2人	2人		_								

 計
 A, B
 C, D

 ()内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇により、ボイドが減少し中性子束が上昇 中性子束最大値:948%(約2.1秒)



事 故 後 の 時 間 (秒)

第2.5.2-1(1)図 中性子束,平均表面熱流束,炉心流量の推移 (事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(2)図 原子炉蒸気流量,給水流量の推移 (事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(4)図 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位), 逃がし安全弁の流量の推移(事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(5)図 炉心平均ボイド率の推移 (事象発生から300秒後まで)



※燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の 有無(重大事故防止)を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化によ って破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で燃料被覆管の最高温度を評価している。





第2.5.2-1(9)図 クオリティ(燃料被覆管の最高温度発生位置)の推移 (事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(10)図 中性子束の推移(事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(11)図 炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(12)図 原子炉蒸気流量,給水流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)



第2.5.2-1(13)図 原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系の流量の推移 (事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(14)図 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(15)図 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(16)図 サプレッション・プール水温度,格納容器圧力の推移 (事象発生から50分後まで)

主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇によりボイ ドが減少し中性子束が上昇 中性子束最大値:562%(約2.3秒)



第2.5.2-1(17)図 外部電源が無い場合の中性子束の推移 (事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(19)図 外部電源が無い場合の原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド 外水位)の推移(事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(20)図 外部電源が無い場合の燃料被覆管温度\*の推移 (15ノード,事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(21)図 外部電源が無い場合のサプレッション・プール水温度, 格納容器圧力の推移(事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(22)図 初期炉心流量85%の場合の中性子束,平均表面熱流束, 炉心流量の推移(事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(23)図 初期炉心流量85%の場合の原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位),逃がし安全弁流量の推移(事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(24)図 初期炉心流量85%の場合の燃料被覆管温度\*の推移 (14ノード,事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(25)図 初期炉心流量85%の場合のサプレッション・プール水温度, 格納容器圧力の推移(事象発生から50分後まで)



第2.5.2-1(26)図 燃料被覆管温度\*の推移(リウェット考慮せず, 初期炉心流量100%) (事象発生から300秒後まで)



第2.5.2-1(27)図 燃料被覆管温度\*の推移(リウェット考慮せず, 初期炉心流量85%) (事象発生から300秒後まで)

2.5-35 **1743** 

当日本 イズ4月 人子	별 H		重大事故等对処	設備
刊町人の操作	于顺	常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム失敗雑認	運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉が スクラムすべき状況にもかかわらず、制御棒が原 子炉へ挿入されない場合、原子炉スクラム失敗を 確認する。	代替原子炉再循環 ポンプトリップ機能	I	平均出力領域計装
格納容器圧力上昇によ る高圧・低圧注水系起動 確認	逃がし安全弁の作動により,格納容器圧力が上昇し,格納容器圧力が上昇し,格納容器圧力高(13.7kPa[gage])により,高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)が自動起動する。	逃がし安全弁 【高圧炉心スプレイ系】 【低圧炉心スプレイ系】 【残留熱除去系 (低圧注水 モード)】	1	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】 【残留熟除去ポンプ出口圧力】
原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心スプレイ系によ る原子炉水位維持	主蒸気隔離弁の閉止により, 復水器ホットウェル の水位が低下し給水,復水系のポンプがトリップ する。これにより給水流量の全喪失となり, 原子 炉水位は低下するが, 原子炉水位低 (レベル2) により原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原 子炉注水が継続しているため炉心の冠水は維持 される。	【高圧炉心スプレイ系】 【原子炉隔離時冷却系】 サプレッション・チェンバ	Ι	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】
				<ul> <li>: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)</li> <li>              「一一有効性評価上考慮しない操作      </li> </ul>

「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(1/2) 第2.5.1-1表

<sup>2. 5–36</sup> **1744** 

没備	計装設備	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	平均出力領域計装 中性子源領域計装	サプレッション・プール水温度 (SA) 【残留熱除去ポンプ出口流量】
重大事故等対処請	可搬型設備	1	I	l
	常設設備	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイ ッチ	ほう酸水注入系	【残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)】
서트	于順	原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動 すると,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード)から大量の冷水が注水され, 出力の急激な上昇に繋がるため,自動減圧系の起 動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動 を未然に阻止する。また,代替自動減圧系の起動 阻止スイッチ操作により,代替自動減圧系による 自動減圧に未然に阻止する。	ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作に より手動起動し, 炉心へのほう酸水の注入を開始 する。	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系 によるサプレッション・プール水冷却モード運転 を開始し,原子炉格納容器除熱を開始する。
지하네 바다 그가 ~ ♡ 부럽 1년~	刊町及い操作	自動減圧系の自動起動 阻止	ほう酸水注入系による 原子炉未臨界操作	残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転による原子炉格納容器除熱

「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について(2/2) 第2.5.1-1表

2. 5–37 **1745** 

: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

 「一」有効性評価上考慮しない操作

		牙 2. 3. 2⁻1 衣 土安胜饥 禾件(尽于炉 悙⊥	L ( 滅 肥 咲 大 / ( I / ・ 3 /
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	プラント動特性:REDY	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	主蒸気流量	4. $74 \times 10^3 t/h$	定格主蒸気流量として設定
	給水温度	214°C	初期温度 514℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後 230 秒程度で約 55℃まで低下し,その後は 55℃一定に設定
夜蜇	燃料及び炉心	9×9 燃料(A型)及びMOX 燃料 228 体を装 荷した平衡炉心	
条件	核データ(動的ボイド係数)	9×9 燃料(A型)及びMOX 燃料228 体を装 荷した平衡サイクル末期時点を1.25×1.02 倍し た値	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため,絶対値の大さい9×9 燃料(A 型)及 *WNAW#shoos (セシエモ)、キア(第44、4、1、土相さきがま)
	核データ (動的ドップラ係数)	9×9 燃料(A型)及びMOX 燃料228 体を装 荷した平衡サイクル末期時点を0.9×0.99 倍した 値	OMDAWA47770 14 名 汝伯 しに十周 / イ ノノ大先を 民た
	格納容器空間容積 (ドライウ ェル)	$7,900m^3$	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定
	格納容器空間容積(サプレッ ション・チェンバ)	空間部:4, 700 <sup>m3</sup> 液相部:2, 800 <sup>m3</sup>	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造 物の体積を除いた値)を設定
	サプレッション・プール水温 度	35°C	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設 定
	格納容器圧力	5. 2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定

主亜解析冬休 (百子后信 - 機能重生) (1 /5) 箪 0 5 0-1 志

2. 5–38 **1746** 

	547	. 3. 2-1 豕 土安胜创采件 (尽于》) 停止	- (徳肥茂大) (2 / 3)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
빠	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失 手動での原子炉スクラム失敗 代替制御棒挿入機能作動失敗	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
故条件	評価対象とする炉心の状態	9×9 燃料 (A型) 及びMOX 燃料 228 体を装荷した平衡サイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく,保守的 な評価となることを考慮して設定
-	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合,原子炉再循環ポンプは事象発生と同時に トリップせず,原子炉出力は高く維持されることから,燃料被 覆管温度,格納容器圧力及びサプレッション・プール水温度上 昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	
₩ <b>I</b>	主蒸気隔離弁閉止に要する時間	3秒	設計上の下限値(最も短い時間)として設定
l 大事故等	代替原子炉再循環ポンプトリップ 機能	原子炉圧力高(7. 41MPa [gage])信号に より原子炉再循環ポンプトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定
す対策に関連する蠍	逃がし安全弁	逃がし 弁機能 7.58MPa[gage] × 2 個,367t/h/個 7.65MPa[gage] × 3 個,370t/h/個 7.72MPa[gage] × 3 個,373t/h/個 7.79MPa[gage] × 4 個,377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
機器条件		自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧作動時間:格納容器圧力高 (13.7kPa[gage])及び原子炉水位低(レ ベル1)到達から120秒後	逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

主亜解析冬州 (百子后位 -- 撚船車牛) (9 / 5) 箪 0 5 0-1 表

<sup>2. 5–39</sup> **1747**
幾能喪失) (3 / 5)	条件設定の考え方	電動機駆動給水ポンプの設計値として設定	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 f = f = f = f = f = f = f = f = f = f =	ほう酸水注入系の設計値として設定	残留熱除去系の設計値として設定
第2.5.2-1表 主要解析条件(原子炉停止k	主要解析条件	<ul> <li>・主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後,電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</li> <li>・復水器ホットウェル水位の低下により電動機 駆動給水ポンプがトリップ</li> </ul>	<ul> <li>・原子炉水位低(レベル2)信号によって自動 起動</li> <li>・注水遅れ時間30秒</li> <li>・注水流量91m<sup>3</sup>/h(8.21~0.74MPa [dif]において),サプレッション・プール水温度100℃ 到達後は停止</li> <li>・原子炉水位低(レベル1H)又は格納容器圧 力高(13.7kPa [gage])信号によって自動起 動</li> <li>・鹿水流量318 (13.7kPa [gage])信号によって自動起 動</li> <li>・13.7kPa [gage])信号によって自動起</li> <li>・13.7kPa [gage])信号によって自動起</li> <li>・13.7kPa [gage])信号によって自動起</li> <li>・13.7kPa [gage])信号によって自動起</li> <li>・注水流量318 ~1,050m<sup>3</sup>/h</li> <li>・14~1.38MPa [dif]において)</li> </ul>	・注水流量 162L/分 ・ほう酸濃度 13. 4wt%	熱交換器1基あたり約9MW(サプレッション・プール水温度 22℃,海水温度 30℃において)
47	項目	電動機駆動給水ポンプ	低いすななすすると見て、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので	ほう酸水注入系	残留熱除去系 (サプレッション・ プール水冷却モード)
			重大事故等対策に関連する機器条件		

<sup>2. 5-40</sup> **1748** 

	第2	2.5.2-1表 主要解析条件(原子炉停	止機能喪失)(4/5)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
1 XI-1 [	重 大 事	事象発生 6 分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する 時間を考慮した値
操作条件する	故 等 ほう酸水注入系運転操作 数	事象発生 11.6 分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から,運転員の操作余裕とし て 10 分を考慮した値
	☆ 残留熱除去系(サプレッション・ 関プール水冷却モード(2系統))運 ■ 転操作	事象発生 11.6 分後	サプレッション・プール水温度高(49℃)到達から,運転員の操 作余裕として 10 分を考慮した値
	716	<b>第2.5.2-1 表</b> 主要解析条件(原子炉	停止機能喪失)(5/5)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
角平析:	х 1	ホットバンドル解析:SCAT	1
젟	燃料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型), 9×9燃料(B型), MOX燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから, 代表的に9×9燃料(A型)を設定
期条件	最小限界出力比(MCPR)	1. 25	通常運転時(MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイク ル初期から、サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で 2,000MWd/t 手前までの期間)の熱的制限値を設定
	燃料棒最大線出力密度(MLHGR)	44. OkW/m	通常運転時の熱的制限値を設定
BT 判:	定(時刻)	GEXL 相関式	
BT 後	の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	
ijψţ	エット相関式	日本原子力学会標準「BWRにおける過 渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基 準:2003」における相関式 2	

2. 5-41 **1749** 

評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とすることの妥当性

原子炉圧力の上昇等によって炉心のボイド率が低下した場合,動的ボイド係数 の絶対値が大きいほど,炉心に印加される正の反応度が大きくなり,原子炉出力 の増加量が大きくなる。よって,プラント動特性評価では,動的ボイド係数が重 要なパラメータとなる。

動的ボイド係数は、減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合(β値)で除した 値であり一般にサイクル末期の方が絶対値が大きい。サイクル初期とサイクル末 期の遅発中性子発生割合(β値)を表1に、主な核種の遅発中性子発生割合(β 値)を表2に、今回の評価におけるボイド率の推移を図1に、減速材ボイド係数 を図2に、動的ボイド係数を図3に示す。

遅発中性子発生割合(β値)は、燃焼に伴って下記のとおり変化する。

- ・ウラン燃料は燃焼に伴い<sup>239</sup>Puと<sup>241</sup>Puの核分裂寄与割合は大きくなるが,遅発中 性子発生割合(β値)の大きい<sup>235</sup>Uの核分裂寄与割合が小さくなるので,ウラ ン燃料の遅発中性子発生割合(β値)は燃焼に伴い減少する。
- ・MOX燃料は燃焼に伴い<sup>239</sup>Puの核分裂寄与割合は小さくなり,遅発中性子発生 割合(β値)の大きい<sup>241</sup>Puの核分裂寄与割合が大きくなるので,MOX燃料の 遅発中性子発生割合(β値)は燃焼に伴い大きくなる。

1/3MOX燃料装荷炉心では、ウラン燃料が2/3、MOX燃料が1/3で構成される 炉心であることから、ウラン燃料による変化割合が支配的であり、サイクル初期 から末期へかけて遅発中性子発生割合(β値)は単調に減少する。また、今回の 評価ではボイド率が40%から50%程度で推移することから、図3に示すとおり、 動的ボイド係数はサイクル末期の方が絶対値が大きくなり、ボイド効果により炉 心に印加される正の反応度が大きくなる。

よって、プラント動特性評価における評価対象炉心として平衡炉心のサイクル 末期を選定した。

	平衡炉心サイクル初期	平衡炉心サイクル末期
遅発中性子発生割合(β値)	0.0053	0.0049

表1 サイクル初期とサイクル末期の遅発中性子発生割合(β値)

表2 主要核種の遅発中性子発生割合(β値)

	<sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu
遅発中性子発生割合(β値)	0.00656	0.00216	0.00546
[出典] 軽水炉燃料のふるまい(平	成25年3月4	公益財団法人原子	<sup>上</sup> 力安全研究協
숲)			



図1 ベースケースにおける炉心平均ボイド率の推移 (事象発生から 300 秒後)



添 2.5.1-3

1752

Pu同位体組成による動的ボイド係数,動的ドップラ係数への影響

MOX燃料に使用するPu組成は,再処理される燃料の初期<sup>235</sup>U濃縮度,燃焼 度,冷却期間等に依存して変化する。さらに,Pu中に含まれる核分裂性の核種で ある<sup>241</sup>Puは,比較的短い寿命(半減期約14年)で非核分裂性の<sup>241</sup>Amに壊変す るため,再処理後,装荷までの時間経過に伴い,Pu組成は変化する。

以下に, Pu同位体組成による動的ボイド係数(ボイド係数/実効遅発中性子割 合)及び動的ドップラ係数(ドップラ係数/実効遅発中性子割合)への影響,解析 条件の妥当性について説明する。

(1) 解析において想定している初期 P u 組成の範囲

MOX燃料の原料として想定される初期Pu組成の範囲を表1及び図1に示す。

(2) 初期Pu組成による影響

初期Pu組成による動的ボイド係数及び動的ドップラ係数への影響を以下に示 す。ここでは炉心のMOX燃料全ての初期Pu組成が変化したと仮定して評価を 行う。

a. 動的ボイド係数

動的ボイド係数に及ぼす初期Pu組成の影響評価を図2に示す。なお、図2 は標準組成(表1のB2)の動的ボイド係数を基準とした相対変化であり、負 側に変化する方が絶対値が大きくなることを意味している。

初期Pu組成のPuf 割合が低いほどPu含有率が大きくなり,共鳴吸収物質 である<sup>240</sup>Pu量が多くなるため,動的ボイド係数の絶対値は大きくなる。しか し,<sup>240</sup>Puは自己遮へい効果により中性子吸収が飽和傾向にあることから,初 期Pu組成が動的ボイド係数に及ぼす影響は小さい。 b. 動的ドップラ係数

動的ドップラ係数に及ぼす初期Pu組成の影響評価を図3に示す。図3で示 した炉心状態は、反応度投入事象において燃料エンタルピの増分が厳しくなる 減速材温度 20℃での状態としている。なお、図3は、標準組成(表1のB2) の動的ドップラ係数を基準とした相対変化であり、負側に変化する方が絶対値 が大きくなることを意味している。

初期Pu組成のPuf割合が低いほどPu含有率が大きくなり共鳴吸収物質で ある<sup>240</sup>Pu量が多くなるため、動的ドップラ係数の絶対値は大きくなる。しか し、<sup>240</sup>Puは自己遮へい効果により中性子吸収が飽和傾向にあることから、初 期Pu組成が動的ドップラ係数に及ぼす影響は小さい。

(3) 装荷時期の遅れによる影響

MOX燃料の製造後,装荷時期が想定より遅れた場合,<sup>241</sup>Puが半減期約14年で<sup>241</sup>Amに壊変し,Pu組成が時間とともに変化するため,核特性が若干変化する。

MOX燃料を装荷した炉心に対して、5年までの装荷時期の遅れによるPu組 成変化の反応度係数に対する影響評価を以下に示す。炉内には複数バッチのMO X燃料が存在するが、ここでは、炉心のMOX燃料全てに同一の装荷遅れを仮定 して評価を行う。

a. 動的ボイド係数

動的ボイド係数に及ぼす装荷遅れ時間の影響評価を図4に示す。図4は、標準 組成(表1のB2)の動的ボイド係数を基準とした相対変化であり、負側に変化 する方が絶対値が大きくなることを意味する。装荷遅れに伴い共鳴吸収断面積の 大きい<sup>241</sup>Amが増加するため、動的ボイド係数は僅かに負側に変化する。

b. 動的ドップラ係数

動的ドップラ係数に及ぼす装荷遅れ時間の影響評価を図5に示す。図5は、標 準組成(表1のB2)の動的ドップラ係数を基準とした相対変化であり、負側に 変化する方が絶対値が大きくなることを意味する。重要な共鳴吸収核種である<sup>238</sup> Uと<sup>240</sup>Puの量は装荷遅れにより変化しないので、ほとんど変化しない。 (4) 解析入力条件への影響

「原子炉停止機能喪失」では,原子炉圧力上昇による出力上昇を厳しく見積も る解析を実施しており,ボイド係数については標準組成のMOX燃料を装荷した 炉心のボイド係数を 1.02 倍した値を,またドップラ係数については標準組成の MOX燃料を装荷した炉心のドップラ係数を 0.99 倍した値を用いている。

ここでは、初期Pu組成及び装荷遅れを合わせて考慮した場合の反応度係数への 影響を示すことにより、解析入力条件の設定が妥当であることを説明する。

#### a. 動的ボイド係数

初期Pu組成及び5年の装荷遅れを合わせて考慮した場合の動的ボイド係数の影響評価結果を図6に示す。動的ボイド係数の絶対値が標準組成(表1のB2) に比べて増加する割合は1%程度であり、2%より小さいことから、解析で標準 組成のMOX燃料を装荷した炉心の動的ボイド係数を1.02倍した値を用いるこ とは妥当であると考える。

b. 動的ドップラ係数

初期Pu組成及び5年の装荷遅れを合わせて考慮した場合の動的ドップラ係数の影響評価結果を図7に示す。動的ドップラ係数の絶対値が標準組成(表1のB2)に比べて減少する割合は1%より少ないことから,解析で標準組成のMOX燃料を装荷した炉心の動的ドップラ係数を0.99倍した値を用いることは妥当であると考える。

				Pu組	戓(wt%)			Рuf	再処理される燃料の
Ť	組成	<sup>238</sup> P u	<sup>239</sup> P u	<sup>240</sup> P u	<sup>241</sup> P u	<sup>242</sup> P u	$^{241}\mathrm{Am}$	(wt%)	初期 <sup>235</sup> U 濃縮度及び 燃焼度
	G1								
ガ	G2	-							
ス	G3	-							
炉	G4	-							
	G5	-							
	P1	-							
Р	P2	-							
W	P3	-							
к	P4	-							
	P5	-							
	B1								
В	B2	-							
W	B3	-							
n	B4	-							

# 表1 原料として想定される初期Pu組成の範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



サイクル末期, 炉心平均ボイド率 40%

図2 初期Pu組成が動的ボイド係数に及ぼす影響評価
 (実効遅発中性子割合は各組成の値)
 (基準は標準組成)





図3 初期Pu組成が動的ドップラ係数に及ぼす影響評価 (実効遅発中性子割合は各組成の値)

(基準は標準組成)

添 2. 5. 2-7 **1759** 

サイクル末期, 炉心平均ボイド率 40%



図4 装荷遅れが動的ボイド係数に及ぼす影響評価 (遅発中性子割合の変動考慮\*) (基準は標準組成)

※ 装荷遅れによるPu組成の変動(<sup>241</sup>Puの減少と<sup>241</sup>Amの増加)により,遅発中 性子割合が変動することを考慮していることをいう。 サイクル末期,減速材温度20℃



図5 装荷遅れが動的ドップラ係数に及ぼす影響評価
 (遅発中性子割合の変動考慮)
 (基準は標準組成)

サイクル末期, 炉心平均ボイド率 40%



図6 初期組成が動的ボイド係数に及ぼす影響評価
 (実効遅発中性子割合は各組成の値,
 全MOX燃料5年の装荷遅れ考慮)
 (基準は標準組成)



サイクル末期,減速材温度20℃



(5) 解析結果へ及ぼす影響

解析コード(REDYコード)<sup>[1]</sup>(以下,本補足では「コード説明資料」という。)では,原子炉圧力,燃料被覆管温度が注目パラメータとなる短時間 領域をサブ時間領域1(出力変動期),サブ時間領域2(出力抑制期),サブ 時間領域3(出力再上昇期)の3つのサブ時間領域に細分化した上で動的反 応度係数の保守因子の評価をしており,その結果は下表のとおりである。

表2 原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止事象中 の動的反応度係数の保守因子(平衡サイクル末期)

反応度係数	動	的ボイド係	数	動的	りドップラ	系数
細分割区分	下限值	ノミナル	上限值	下限值	ノミナル	上限值
サブ時間領域1						
サブ時間領域2	-					-
サブ時間領域3						

感度解析結果によると、有効性評価結果からの上昇幅は最大でも原子炉圧 力で約 0.09MPa,燃料被覆管温度で約 12℃であり、何れの場合においても判 断基準に対して十分な余裕があることを確認した。

参考文献

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアク シデント解析コード(REDY)について」、日立GEニュークリア・エナ ジー株式会社、HLR-121、東芝エネルギーシステムズ株式会社、TLR-092、 平成 30 年 5 月

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 1764

自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について

1. 自動減圧系等の自動起動阻止操作について

自動減圧系は、中小破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系等の機能が十分に発 揮されずに原子炉水位を維持することができない場合に自動作動し、原子炉を減 圧することで低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水をうながし、原子炉水位を 維持するための系統である。

自動減圧系は,格納容器圧力高(13.7kPa[gage])信号及び原子炉水位低(レベル 1)信号により自動起動信号が発信され,発信から120秒の時間遅れの後,低圧炉 心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプの遮断機が閉となっている場合に, 自動減圧機能付き逃がし安全弁6個が開放する。

原子炉停止機能喪失時に自動減圧系等により原子炉が自動減圧し,これに伴い 低圧炉心スプレイ系等により炉心に大量の低温水が注入されると,ボイド効果等 により炉心に正の反応度が投入されることで急激な出力上昇をもたらすこととな る。

このため、運転手順において原子炉停止機能喪失時には自動減圧系の起動を阻止することを明確にしており、起動阻止用の操作スイッチを設けている。また、 代替自動減圧系についても同じタイミングで起動を阻止することとしており、別 に起動阻止用の操作スイッチを設けている。

2. 自動減圧系の自動起動阻止操作に関する訓練について

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、事象発生から約7.9分で自動減圧系の自 動起動信号が発信されるため、起動阻止操作をしない場合には、120秒後に自動減 圧機能付き逃がし安全弁が開放する。このため、原子炉停止機能喪失の確認及び 自動減圧系等の起動阻止操作に要する時間を考慮して、事象発生の6分後に自動 減圧系等の起動阻止操作を実施することとしている。これは事象発生から10分以 内の操作であり、他の事象で見込んでいる事象発生からの10分の状況判断時間を 考慮していない。原子炉停止機能喪失を確認した場合は、その時点で原子炉停止 機能喪失時の反応度制御操作に移行することを手順書で明確に定めるとともに、 中央制御室に操作スイッチを設置し、継続的な訓練を実施していることから、10 分以内の操作であっても運転員による対応は可能である。また、他の事故シーケ ンスグループと同様に10分の状況判断時間を条件として評価に組み込むと、原子 炉停止機能喪失時の炉心損傷防止の手順に沿った有効性評価を行うことができな い。

以上により,原子炉停止機能喪失の有効性評価においては,10分間の状況判断 時間を考慮するのではなく,原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間に 余裕時間を考慮して,事象発生の6分後に自動減圧系等の自動起動阻止操作が完 了する操作条件を設定している。

なお,訓練実績によると原子炉停止機能喪失の確認から自動減圧系等の自動起 動阻止操作の完了まで約1分で実施可能である。

添付資料 2.5.4

安定状態について(原子炉停止機能喪失)

原子炉停止機能喪失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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器 フィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去 系)により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾 向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により炉心が冠水 し、炉心の冷却が維持される。また、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注 入により中性子束は徐々に低下し、未臨界が達成され、その後も高圧炉心スプレ イ系を用いた原子炉注水を継続することで炉心の冷却は維持され、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

残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転による原子炉格納 容器の除熱を開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり, 格納容器温度は150℃を下回るとともに,低圧注水継続のための逃がし安全弁の機 能維持が確認されている126℃を上回ることはなく,原子炉格納容器安定状態が確 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】 上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱除去系の機能を維持し除熱を継続することで,安定状態の維持が可 能となる。制御棒挿入機能の復旧後は,制御棒を挿入することで,ほう酸水によ る未臨界維持に代わる未臨界の維持が可能となる。

表1-1 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および評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉停止機能喪失)(1/2) 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(原子炉停止機能喪失)

	5影響	れる。	、「表2 解析条  及び評価項目と 動的ボイド係数) 述べる。	格納容器圧力と 「するが、ボロン メータに与える ード(REDY	ション・プール水 度解析より,評価 ことを確認して	<ul> <li>・補正量が大き ボイド率を少な 評価し、燃料被 に正の感度解析よ</li> <li>・が小さいことを</li> <li>ド))</li> </ul>	と原子炉バウン 管温度が高く評 汚より,評価項 とを確認してい	(料被覆管温度が にによる妥当性評いの, 評価項目という, 評価項目と) 確認している。	の低下やサプレ どの影響が考え 価項目となるパ ている。
	評価項目となるパラメータに与える	反応度フィードバック効果の不確かさに含ま	反応度モデル等の仮定の不確かさについては、 件を最確条件とした場合の運転員等操作時間 なるバラメータに与える影響」の核データ( 及び核データ(動的ドップラ係数)の項にで)	高温停止に必要なポロン反応度が小さい方が サプレッション・プール水温度を厳しく評価 反応度の感度解析より、評価項目となるパラ 影響が小さいことを確認している。 (解析コ コード))	崩壊熱が大きい方が格納容器圧力とサプレッ: 温度を厳しく評価するが,崩壊熱モデルの感見 項目となるパラメータに与える影響が小さい いる。(解析コード(REDYコード))	「「「ボイドモデル等の仮定の不確かさにより い方が、炉心流量が小さくなった場合に炉心 めに模擬することから、原子炉出力を高めに 覆管温度を厳しめに評価するが、炉心流量補 り、評価項目となるパラメータに与える影響 確認している。(解析コード(REDΥコー	冷却材流量変化(強制循環時)速度が小さい ダリ圧力が高く評価され、大きいと燃料被覆 価されるが、再循環ポンプ慣性定数の感度解 目となるパラメータに与える影響が小さいこ る。(解析コード(REDYコード))	冷却材流量変化(自然循環時)が大きいと燃高くなる可能性はあるが,実機試験との比較面くなる可能性はあるが,実機試験との比較価において挙動は良く再現されていることかなるパラメータに与える影響は小さいことを	逃がし安全弁流量が多くなると,原子炉水位 ッション・プール水温度の上昇が早くなるな られるが,逃がし弁流量の感度解析より,評 ラメータに与える影響が小さいことを確認し
	運転員等操作時間に与える影響	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。	反応度モデル等の仮定の不確かさについては、「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」の核データ(動的ポイド係数)及び核データ(動的ドップラ係数)の 項にて述べる。	ほう酸水の拡散の違いにより、ボロン反応度印可割合が変わり、未臨界までの時間に影響するが、ほう酸水注入系の操作開始時間に与える影響はない。	崩痰熱モデルによる不確かさの影響は小さく,挙動が大幅に変わることは ないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心ボイドモデル等の影響は、原子炉出力変化に影響を及ぼし、燃料破覆管温度、サプレッション・プール温度や木位変化に影響すると考えられる。しかしながら、その影響は小さく、多少の挙動の変化は運転員等操作時間 に与える影響は小さい。	再循環ボンブ慣性時定数の影響は、再循環ボンプトリッブ時の炉心流量、 原子炉出力変化に影響するが、事象発生初期短時間の影響であり、運転員 操作の起点となるサプレッション・プール水温度や原子炉矛位変化に影響 を与えるものではないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	自然循環流量は、再循環ポンプトリップ後の炉心流量変化として、原子炉出力変化に影響し、サプレッション・ブール水温度や水位変化に影響する可能性があるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	述がし安全弁流量が多くなると,原子炉水位の低下やサプレッション・プ ール水温度の上昇が早くなるなどの影響が考えられるが,述がし安全弁流 量の感度解析より,評価項目となるパラメータに与える影響が小さいこと を確認しており,事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時 間に与える影響は小さい
	不確かさ	考慮しない	<ul> <li>■的ボイド係数</li> <li>■ 一</li> <li>■ 一</li> <li>■ 的ドップラ係数</li> <li>: □ ~</li> </ul>	高温停止に必要なボロン反応度:−3% Δk	1秒後+0.8%/-0.1%	炉心流量補正: 補正無し/最大補正二次関数	再循環ポンプ慣性時定数 :+10%/-10%	モデルの仮定に含まれる。	逃がし弁流量 :+16.6%
	解析モデル	核特性モデル	反応度モデル (ボイド・ド ップラ)	反応度モ <i>デル</i> (ボロン)	崩壊熱モデル	炉心ボイ ドモ デル	再循環モデル	再循環モデル	逃がし安全弁 モデル
DY	重要現象	核分裂出力	反応度フィードバ	ック効果	崩壞熱	沸騰・ボイド率変 化	冷却材流量変化 (強制循環時)	冷却材 流量変化 (自然循環時)	冷却材(臨界流・ 差圧流)
RE	分類			下心				原子炉圧力容器	栫

添付資料 2.5.5

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.5.5-1

1767

添 2.5.5-2 1768

RE	DY]				
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
			給水エンタルピ (1)給水温度(主蒸気流量零で):-60kJ/kg (-14℃) (2)遅れ時間:+50秒	給水エンタルピの低下が早くなると、給水加熱喪失による出力上昇が早くなり、サプレッション・プール水温度の上昇が早くなることが考えられるが、給水エンタルピの感度解析より,評価項目となるバラメータに与える影響が小さいことを確認しており,事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生初期の給水温度低下による出力上昇により
原子」	BCCS 注水 (給水 系・代替注水設備 含む)	*************************************	高圧炉心スプレイ系流量:+137%	高圧炉心スプレイ系の流量が増加すると原子炉水位が高めに維持されることで、発生蒸気量が増加し、サプレッション・プール水温度の上昇が早くなることが考えられるが、高圧炉心スプレイ系流量の感度解析より、評価項目となる パラメータに与える影響は小さいことを確認しており、事象進展に与える影響 は小さいことから雲梯咽頭操作時間に与える影響は小さい。	然料被覆管温度が高くなる可能性がある。また,給 水流量や非常用炉心治却系の流量が多いと格納容器 圧力とサプレッション・プール水温度に影響を与え る可能性があるが,感度解析(解析コード(RED Yコード))結果より,評価項目となるバラメータ
炉圧力容器			サプレッション・プール水の初期エンタルビ: -104kJ/kg (-25℃)	初期のサプレッション・プール水温度(初期エンタルビ)が低いと、サプレッション・プール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、サプレッション・プール水温度の初期エンタルビの感度解析より、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認しており、事象進展に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さいととから運転員等操作時間に与える影響は小さい	に与える影響が小さいことを確認している。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水 拡 散モデル	保守的値を使用	解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため,未臨界までの時間を遅く評価し、サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力を高かに評価するが、現実にはこれらのパラメータの上昇が遅れる側であり、関連する運転員等操作に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を 用いているため、未臨界までの時間を遅く評価し、 サプレッション・ブール水温度及び格納容器圧力を 高めに評価することから、評価項目となるパラメー タに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくな る。
原子炉格納容器	キ プ ァッ ション・プーウ水活地	格 徳谷 路 モ ブレ	モデルの仮定に含まれる	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」にて確認。	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」にて確認。

表1-1 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(原子炉停止機能喪失)(2/2)

表1-2 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(原子炉停止機能喪失)

SCI	ΛT]				
分類	重要現象	解析モデル	全城かさ	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
	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央 ビークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力 するため、燃料被覆管温度は高く評価される。	解析コードでは保守的に中央ビークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため,燃料被覆管温度は高く評価される。このため,実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが,燃料被覆管温度をバラメータとして操作開始の起点としていないことから,運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは保守的に中央ビークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力することにより燃料被覆管温度を高く評価することから, 評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
	燃料棒内温度 変化	熱伝導モデル, 燃料 ペレット-被覆管ギ ナップ熱伝達モデ	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレット と燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに 入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管 温度は高めに評価されるが有意ではない。	解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高く評価される。このため実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としていないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力することにより過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度を高く評価することから,評価項目となる の燃料被覆管温度を高く評価することから,評価項目となる パラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きく なるものの有意ではない。
更心	燃料棒表面熟 伝達	被覆管表面熱伝達 モデル, リウェット モデル	解析コードは燃料棒表面熱伝達を概ね保守的に 評価する相関式(修正Dougall-Rohs enow式)を採用したことに加えて輻射熱伝達 を無視しているため燃料棒表面の熟伝達係数は 概ね小さく評価される。	解析コードでは、燃料棒表面熟伝達を概ね保守的に評価する相開式(修正Dougal1-Rohsenow式)を採用し、 輻射熟伝達を無視しているため、燃料棒表面の熟伝達係数は破 れ小さく評価される。このため、実際の燃料棒表面での熟伝達 は解析コードによる評価結果よりも大きめとなり、燃料被覆管 温度は解析コードによる評価結果よりも大きめとなり、燃料被覆管 温度は解析コードによる評価結果よりも大きかとならが、燃料被	解析コードでは,燃料棒麦面熱伝達を概ね保守的に評価する 相関式の採用及び輻射熟伝達を無ねした取扱いにより燃料 被覆管温度を概ね高く評価することから,評価項目となるパ ラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくな る。なお,燃料被覆管温度が概ね高く評価されるため,リウ エット権効は運ぐ評価されるが,更に保守的な扱いとして, リウェットを考慮しない場合を仮定しても評価項目となる パラメータは評価項目の要件を満足する。(添付資料2.5.6)
	物團總統	沸騰遷移評価モデル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰運移が 生じ易い条件として、初期条件を運転制限MCP Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SL MCPRを基準に沸騰運移の発生及び沸騰運移 位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆 管温度は概れ高めに評価される。	解析コードでは沸騰運移が生じ易い条件として、初期条件を運 転制限MCPRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SL MCPRを基準に沸騰運移の発生及び沸騰運移位置を判定す るよう設定しているため、燃料被覆管温度は概れ高めに評価さ れる。このため、実際の燃料被覆管温度は解析コードによる評 価結果よりも低くなるが、燃料被覆管温度をバラメータとして 操作問知の更点としていないことから、運転員等操作時間に与 える影響はない。	解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件設定によって燃料被覆管温度を概ね高めに評価することから, 評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。
	気液熱非平衡	被覆管表面熱伝達 モデル,リウェット モデル	解析コードでは沸騰遷移後の熟伝達を概ね保守 的に評価する相関式(修正Dougall-Ro hsenow式)を適用し、加えて輻射熟伝達を 無視しているため,蒸気温度を飽和として熟伝達 を取り扱っても燃料被覆管温度に執する気 値される。このため,燃料被覆管温度に対する気 液の熱の非平衡の影響を概ね保守的に取り扱っ	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達を概ね保守的に評価する 相関式(修正Dougall-Rohsenow式)を適用し、 加えて輻射熱伝達を無視しているため、気液の熟的非平衡の影 響を触れ保守的に取り扱えることから、燃料被覆管温度をパラメー 高めに評価される。しかしながら、燃料被覆管温度をパラメー タとして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。	解析コードでは概ね保守的に評価する相関式(修正Doug all-Rohsenow式)を適用し、輻射熱伝達を無視 することで、気液の熟的非平衡の影響を概ね保守的に取り扱 うことができ、燃料被覆管温度を概ね高めに評価することか ら,評価項目となるパラメータに対する実際の安全余裕は評価結果より大きくなる。

添 2.5.5-3

1769

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(原子炉停止機能喪失)(1/4)

	項目	□	<b>以来什及い滅क来件)</b> ツホ むさ	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			
	原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力の影響は最大線出力密度によることから, 「最 大線出力密度」の項目にて説明する。	原子炉熱出力の影響は最大線出力密度によることから、 「最大線出力密度」の項目にて説明する。
	原子炉圧力	6. 93MPa[gage]	約 6. 77~ 6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御され るため事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に 与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から +83 cm)	通常水位 (気水分離器下端から 約+83cm~約+85 cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対 して非常に小さい。例えば、事象発生後 8分後の原子炉水位 の低下量は通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆら ぎによる水位変動幅は約2.cmである。従って、事象進展に及 ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらざの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、事象発生後約8分後の原子炉水位の低下量は通常運転水位から約4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2.cmである。従って、事象進展に及ぼす影響は小さく,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
夜	炉心流量	$35.6  imes 10^3 t/h$	定格流量の約 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化し、炉心流量が少ない 場合は初期状態におけるボイド率が相対的に高くなるため、 主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイ ド反応度が大きくなるが、静定原子炉水位等は炉心流量によ り大きく変わることはなく、その後の事象推移の差は小さい ため運転員等操作時間に与える影響は小さい。	「いの反応度補償のため初期値は変化し、炉心流量が少ない場合は初期状態におけるボイド率が相対的に高くなるため、主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなること等により、燃料被覆管温度等の評価結果が厳しくなるが、判断基準に対しては十分な余裕がある。(統付資料 2.5.8)
<b>飘</b> 条件	主蒸気流量	$4.74 \times 10^{3} t/h$	4.74×10 <sup>3</sup> t/h (設計f值)	定格主蒸気流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与え る影響はなく,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は同様であることから, 事象進展に 与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	給水温度	214°C	約 216℃ (実測値)	初期温度214℃から主蒸気隔離弁 閉止に伴う給水加熱喪失後 230 秒程度で約 55℃まで低下し,そ の後は55℃一定に設定	最確条件とした場合は、給水温度が高くなることから、反応 度投入量が小さくなり出力が低くなるが、その影響は小さい ため事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与 える影響はかさい。	最確条件とした場合は、給水温度が高くなることから、 反応度投入量が小さくなり出力が低くなるごとから、 は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小 さい。
	燃料および炉心	9×9 燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を装 荷した平衡炉心	装荷炉心毎	反応度印加割合が大きくなるよ うな保守的な条件として設定	最確条件とした場合、炉心に応じた反応度が印加されること となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であ り、事象進展に与える影響は大きくないことから、運転員換 作に与える影響は有意とならない。	最確条件とした場合、炉心に応じた反応度が印加される こととなる。いずれも型式も燃料の熟水力特性はほぼ同 等であり,評価項目となるバラメータに与える影響は有 意とならない。
	最小限界出力比 (MCPR)	1. 25	約 1. 35 以上 (実績値)	通常運転時 (MOX 然料を装荷し たサイクル以降におけるサイク ル初期から、サイクル末期よりさ かのぼって 炉心平均 燃焼度で 2,000Md/t 手前までの期間) の 熟的制限値を設定	最確条件とした場合,燃料被覆管温度上昇が緩和されるが, 燃料被覆管温度をパラメータとして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。	最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇は緩和され ることから, 評価項目となるパラメータに対する実際の 安全余裕は評価結果より大きくなる。
	燃料棒最大線出 力密度(MLHGR)	44. 0kW/m	約 40.6kW/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値を設定	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、 燃料被覆管温度をパラメータとして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。	最確条件とした場合, 燃料被覆管温度の上昇は緩和され ることから, 評価項目となるパラメータに対する実際の 安全余裕が評価結果より大きくなる。

添 2. 5. 5-4 **1770** 

		<i>加北</i> 公伙 / 切相久// 重力	4々は五√14後昭冬は) ∩ 不			
	項目	がりまし、ひろうまし、また。 確だ 確だ	A米 〒 X O IX B X I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A I L A	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			
	動的ボイド係数	9×9燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を 装荷した平衡サイクル 末期時点を1.25×1.02 倍した値	I	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてポイトにある。 第に比べてボイド反応度印加約 合がたシンパー・1000000000000000000000000000000000000	最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し得るが、動的ボイド係数の保守因子の変動しその影響は小さいことを確認していいても、プラント挙動への影響は小さいことを確認している。	最確条件とした場合,燃料被覆管温度上昇は緩和されるこ とから,評価項目となるパラメータに対する実際の安全余 裕は評価結果より大きくなるが,評価項目となるパラメー タに与える影響は小さい。なお,解析コードの不確かさ等 を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大 きさは,本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動し 得るが,動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ 係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとし た場合においても,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ている。(統付資料2.5.2)
	豊ちドップラ孫 教	9×9燃料 (A型) 及び MOX 燃料 228 体を 装荷した平衡サイクル 末期時点を 0.9×0.99 倍した値	Ι	ーとから、サイックケネ過として設定	最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きく なるため燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、これによる プラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与え る影響は小さい。なお、解析コードの不確かさ等を考慮し て設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、 核データ(動的ボイド係数)に記載のとおりプラント挙動 への影響は小さいことを確認している。	最確条件とした場合,燃料被覆管温度上昇は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実際の安全余 約は評価結果より大きくなるが,評価項目となるパラメー タに与える影響は小さい。なお,解析コードの不確かさ等 を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に 関しては,核データ(動的ポイド係数)に記載のとおり評 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 認している。(添付資料2.5.2)
初期冬	格納容器空間容 積 (ドライウェ ル)	$7,900 \mathrm{m}^3$	7, 900m <sup>3</sup> (設計·値)	ドライウェル内体積の設計値 (内 部機器及び構造物の体積を除い た値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 はない。
往	格納容器空間容 積(サプレッショ ン・チェンバ)	空閒部:4, 700m <sup>3</sup> 液相部:2, 800m <sup>3</sup>	空間部:4, 700 <sup>m³</sup> 液相部:2, 800 <sup>m³</sup> (設計値)	サプレッション・チェンバ内体積 の設計値(内部機器及び構造物の 体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与 える影響はなく,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は同様であることから,事象進展に与える影響はなく,評価項目となるバラメータに与える影響はない。 はない。
	サプレッション・プール水温度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション・プ ール水温度の上限値として設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなる ため、サプレッション・プール水温度高に到達する時間が 遅れることが考えられるが、事象初期の温度上昇に対して その影響は僅かであり、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱な量は大きくなり、除熱が必要となるまでの時間が長くなるが、評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。原子炉への非常用炉心冷却系等による 注水に伴う反応度印加の観点では、最確条件と解析条件とう高い マンヨン・プール水温度が低いため、解析条件と解析条件の差 に したのさいの。 現子炉への注意の観点では終生。 は僅かであり、原子炉への注水流量の観点では給水系が支配的であることから、評価項目となるがラメータにも考し 影響は無視できる。 (添付資料2.5.11)
	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約5 kPa[gage]~約7 kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力とし で設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与 える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が ピークに達するまでの圧力上昇は約150kPa[gage]である のに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常 に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与 える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が ビークに達するまでの圧力上昇は約150kPa[gage]である のに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常 に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。 項目となるパラメーク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(原子炉停止機能喪失)(2/4)

<sup>1771</sup> 

	評価項目とぶるハフメーダにみえる影響		I		・事業発生とともに外部電源喪失が発生する場 、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリッ 、電動機駆動給水ポンプによる原子炉への注水 、われず、原子炉出力が低くなるため、評価項目 、おり大きくなる。 、より大きくなる。
· 프라- 티 서·네. //-ri-181 / > - 10.300	連転貝寺操作時间にサスる款警		I		反に,事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合 は、外部電源喪失と同時に再循環ボンプがトリップ プし し、電動機駆動給水ボンプによる原子炉への注水が行 が行 われないため,事象進展が緩やかになり,事故発生直 とな 後の運転員等操作に若干の時間余裕が生じる。
十二十二十八十八十八十八十八十八十八十八十八八十八八十八八十八八十八八十八八十八	条件設足の考え力	炉心への反応度印加の観点 で厳しい過渡事象として設 っ	バックアップも含めた全て の制御棒挿入機能の喪失を 設定	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定	外部電源がある場合, 原子炉 再循環ボンプは事象発生と 同時にトリップせず, 原子炉 出力は高く維持されること から, 燃料被覆管温度, 格納 容器圧力及びサプレッショ ン・プール水温度上昇の観点 で事象進展が厳しくなるこ とを考慮して設定
<b>‡及び機器条件)の不確かさ</b>	最確条件	Ι	I	I	Ι
解析条件(初期条件,事故条件	解析条件	主茶気隔離弁の誤閉止	原子炉停止機能喪失 手動での原子炉スクラム失敗 代替制御棒挿入機能作動失敗	9×9 燃料(A型)及びMO X 燃料 228 体を装荷した平衡 サイクル末期	外部電源あり
197	項日	起因事象	安全機能等の喪 失に対する仮定	評価対象とする 時心の状態 を	外部 電源 派

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(原子炉停止機能喪失)(3/4)

添 2. 5. 5-6 **1772** 

	解析多件(初期多件)重扮多件	:乃71(維男冬佐) の不確かさ			
項目	<u> </u>	<u>、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、</u>	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
原子炉スク ラム信号	主蒸気隔離弁閉	<b>鴲</b> 퓻瓣嬍奚鯊迋	-	I	I
主 蒸気 海 開 に 受 時 間	3 秒	3秒以上5秒以下	設計値の下限値 (最 も短い時間) として 設定	解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉 止時間を長くした場合,初期の原子炉圧力上 昇により印加される反応度は小さくなるが, 事象発生からごく短時間の動作であり,運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により 印油される反応度は小さくなり、初期の原子炉出 力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメ ータに対する余裕が大きくなる。
代神神神神神神神神神神で	原子炉圧力高(7.41MPa [gage]) 信号により 原子炉再循環ポンプトリップ	原子炉圧力高(7.41MPa [gage])信号に より原子炉再循環ポンプトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、 事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象 進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメ ータに与える影響はない。
逃がし安全 弁	逃が5 L 弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~3774、h./個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃ぶし安全弁の逃 がし弁機能の設計 値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、 事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象 進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメ ータに与える影響はない。
電動機駆動 給水ポンプ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水 ポンプがトリップした後,電動機駆動給水ポン プが自動起動するものとする 復水器ホットウェル水位の低下により電動機 駆動給水ポンプがトリップ	主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動 給水ポンプがトリップした後,電動機駆動 給水ポンプが自動起動するものとする 復水器ホットウェル水位の低下により電 動機駆動給水ポンプがトリップ	電動機駆動給水ポ ンプの設計値とし て設定	解析条件と最確条件は同様であることから、 事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから,事象 進展に与える影響はなく,評価項目となるパラメ 一夕に与える影響はない。
後号在4 19 19 19 19 19 19 19 19 19 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10	原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起 動 注水遅れ時間 30 秒 注水流量 91㎡/h (8.21~0.74 MPa[dif]におい て)、サプレッション・プール水温度 100℃到 達後は停止し、高圧炉心スプレイ系にて原子炉 水位維持	原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起動 主水遅れ時間 30 秒 注水遅れ時間 30 秒 注水流量 91㎡/h (8.21~0.74 MPa[dif] において) サプレッション・プール水温度 100℃到達後は停止し,高圧炉心スプレイ 系にて原子炉水位維特	原子炉隔離時冷却 系の設計値として 設定	解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に与える影響はなく,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は同様であることから,事象 進展に与える影響はなく,評価項目となるバラメ ータに与える影響はない。 (添付資料2.5.12)
恵 ゴレム糸 プレム糸	原子炉水位低 (レベル 1H) または格納容器圧 力高 (13. 7kPa[gage]) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 17 秒 (設計値の 30 秒から D/G の 起動遅れ 13 秒を除いた値) 注水 流量 318 ~ 1,050㎡/h (8. 14 ~ 1. 38MPa [dif]において)	原子炉水位低 (レベル 1H) または格納容 器圧力高 (13. 7kPa[gage]) 信号によって 自動起動 注水遅れ時間 17 秒 (設計値の 30 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値) 注水流量 318~1, 050㎡/h (8. 14~1. 38MPa [dif]において)	高圧炉心スプレイ 系の設計値として 設定	実際の注水流量が解析より多い場合 (注水流量、設計値)の保守性)であっても,反応度印加として寄与する給水流量に対する割合はかさく,運転員等操作時間に与える影響は小さい。	実際の注水流量が解析より多い場合(注水流量 (設計値)の保守性)であっても,反応度印加と して寄与する給水流量に対する割合は小さく,評 価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 (添付資料2.5.12)
ほう酸水注 入系	注入流量 1621/m ほう酸濃度 13. 4wt%	注入流量 162L/m ほう酸濃度 13. 4wt%	ほう酸水注入系の 設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、 事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象 進展に与える影響はなく、評価項目となるバラメ ータに与える影響はない。
滅留継隊 米(サプレッ ション・プー マネ 沿却 モ	熱交換器1 基あたり約 9 MW(サプレッション・チェンバのプール水温度 22℃,海水温度30℃において)	熱交換器1基あたり約9MW (サプレッション・チェンバのプール水温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設 計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、 事象進展に与える影響はなく, 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は同様であることから, 事象 進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメ ータに与える影響はない。

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(原子炉停止機能喪失)(4/4)

添 2.5.5-7

訓練実績等	中作夕得水り喪高で操想転と 央のに。位早失信自作定操也 観たに。低日失信自作定操を 御めて副使く及号動をで作種 御のご課でを減実意が認道、課題をでた に、様でにした格確圧置図実し おミチーは器た動 い能 ほっを子(見」で可。 様一取与、能力点上 増こ				
操作時間余裕	森丁 一者認等はあの合々に安作動力注で止しる低の水印圧層でる能」の、 「13」と認識にあるの合々に安作動力注で止しる低の水印圧層でる。 「13」とは、 13」とは、 13」とは、 145 145 145 145 145 145 145 145				
評価項目となるパ ラメータに与える 影響	実間とこ日夕な修ばほととにいる解ぼかなす。 の解ぼかなす。 様折同らるえ 作上等:べる 開ので評う影時で影				
運転員等操作時間に 与える影響	自一はよこしすのにあよ与こ開設りえと時小操な点でコ(の作影該でのいに動が本うの安る制よりりえと始定、るか間さ作くとあ一嫌不開響擾行操こ与任務に調合、通っな調査に強い事、しるド作確的はんで得多な時と感影らにい手、しるド作確的はんなない時を見た、などが時を見てなるは、「」の「「」」の大作権なに働力、などなは難なに、「」」の「作なな」が、「」の「」」を「一次なな」が、「」」を「一次に、」」を「一次に、」」を「一次に、」」を、「」」を、「」」を、「」」を、「」」を、「」」を、「」」を、「」」を				
操作の不確かさ要因	【認知】 「認知】 あこかかには重要監視事項である原子有スクラムの成否を最初に確認す あったかに認知に大幅な遅れがまじることは考えにくい。ならに、離伝 着入ランプは消灯したままとなる。この事象初期の状況判断に余裕時間 か含めのおを助けったいる。また、また、また、するのに、離伝 動したあらた。ダイマー作動を知めても 動したあらた。 の一次あらんを認定している。また、また、すい 動したあらた。 「要員配置」 「要員配置」 「要員配置」 「要員配置」 「要」 「要」 「要」 「要」 」 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。 「後動」 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。 「後動」 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。 「後動」 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。 「後動」 「「「「「「「「」」」 「「「」」」 「「「」」 「「「」」」 「「」」 「「「」」」 「「」」 「「」」」 「「」」 「「」」 「」」 「」」 「」 「				
解析条件 (操作条件) の 不確かさ <b>客析上の操 条件設定の考え</b> ド開始時間 方	象後 発 発 の 一 一 の 一 の 一 の で 一 の で 一 の で 一 の の で の の の の				
通目	自示動止 自示動止 減の動作 圧自阻 象後				

表3. 運転員等線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線作時間余裕(原子炉停止機能喪失)(1 / 2)

添 2. 5. 5-9 **1775** 

	解析冬仲	*** (撮作冬仲)の					
項目	<sup>赤いエー オ</sup> 解析上の操 作開始時間	(Martrant) の R確かさ 条件設定の考え 方	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 パラメータに中 える影響	操作時間余裕	訓練実績等
			「認知」 認知 原子スクラムが成功しているか否かは、スクラム警報の発生の有無、制御 原子大能、中性子束の減少により確認するが、これらは中央制御室の表示 等で容易に確認することができる。制御棒の挿入状態は制御棒位置表示により 確認申読の自たかり、中性子求の減少は行子がスクラムが成功していれば平均出力 領域計装の目示が急激に低下するため容易に確認することができる。よって、 認知理れが操作開始時間に与える影響はなし。	前段に実施する原子炉停止機能酸失少認知に係る確認時間 能酸失少認知に係る確認時間 及び自動減圧系等の起動阻止 の線作時間近にう酸水注 人系起動の操作時間に、時間 余裕を含めて設定しており。	実施の 時間は たちの た の し 部 生 た の し 部 告 に の あ の に の の の 時 に の の 時 に 時 に の 一 時 に の 一 時 に の 一 時 に 一 時 に 一 時 一 一 時 一 一 一 時 一 日 一 一 日 一 日 一 一 の 一 一 の 一 の 一 の 一 の 一	ほう酸水注入系の起動操作については、 動操作については、 手順上、事象発生症 後に行う再循環ボン プロ停止及び自動減	
			【要員配置】 中共制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることか ら、操作時間に与える影響はなし。	また、本操作に中央制御室内での簡易なメイッチ操作であることから、操作が遅れる可能性は低く、実能が遅れる可能性は低く、実能の操作開始に開始にいます。13~1	の、 木の場合、 を 総合の場合、 、 に の に な た の よ た の よ た の よ の に に に に に に に に に に に に に	止氷等の目動応動用 止操作後に開始する 操作としている。 の酸水注入系の。 開 動が時間な、+ご+	中央制御室における操作のため、 シットータにく割ます。 しんしん しんしん しんしん いいしょ レータにく 割にます。 ちょうしん しょうしん しょうしん しょうしん しょうしん しょうしょう しょう
ぼう驟水	事象発生	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転	【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響はなし。	時间は唯姓工の政によりも生まる可能性があり、原子が日本のなど、人名の一般性があり、原子が圧力な器へのはう酸水洗入系だします。	「「「ない、」ないない。「「ないない。」「はない。」「「はない」」では、「「」では、いいして、「」では、しょうで、「」では、いいして、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので、こので、この	周知時間は、王にツプレッション・プープレオ温度及び格納容報子を	霧天園と牧存。買練べは、原子有の買手機能や離認した。
田本と当て	11.6分後	員の操作時間余 裕として 10 分を 考慮した値	【操作所要時間】 ほう酸水注入系起動操作は制御盤での簡単な操作であるため,操作所要時間 が操作開始時間に与える影響はなし。	との氏が囲む時間ですよう。とから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は、操作手順に変わり	を いて、 の。 の。 の。 の。 の。 の。 の。 の。 の。 の。 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、	部止へのに取きり。	人名 いほう医小臣 人名 運転操作を開 始。 想定で意図してい 人です。
			【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は、パラメータ監視とともに、ほう酸水注入系の 起動操作、残留熟除去系による格納容器除熟操作、制御棒の挿入操作、原子炉 水位制御操作が並行して行われているため、操作開始時間は変動しうる。ただ し、並列操作の中でも、ほう酸水注入系の起動操作を優先する手順となってい	かなく、シフメータを抱らっ していない練行をあるじいか。 の「解析コード及び解析条件 (操作条件を除く)の不確か め影響にない。また、当該様 在に、曲は加強でが、認行	<b>になら、大様駿倉 御人に た し、 </b>	者圧力度く位置反の地 器の値に現乎と値度の場 一個に現乎と可格約3条 界値度やれたのがの 回るため、10分以上 の換合時間が確保で メンジン たい、いいの 単の以上	の連転操作が実施 可能ないとや確認 した。
n=12.1			▶。 【操作の確実さ】 中央制領室内の制御盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、その ため誤機作は起こりにくく、その	たあり、他の操作との重複もないとかの。他の操作との重複もないことから、他の操作に与れたいとから、他の操作に与える影響はない。	たい。	条格がある(添付資 料 2.5.9,2.5.10)	
11 .77 .11			【認知】 原子炉停止機能喪失時に原子炉出力が高く、かつ原子炉が隔離状態にある場合はサプレッション・ブール水温度の上昇は重要なバラメータであり、認知遅れが操作開始時間に与える影響はない。	サプレッション・プール水温 度 49℃到達後 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、サプレ ション・ブール水温度の上	6. 명 한 10 10 14 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15	操作が遅れた場合に	
新成離			【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることか ら、操作時間に与える影響はなし。	升い下い言報が死我し, おん, 中央制御室内での簡易なスイ ッチ操作であることから, 操 作が遅れる可能性は低く, 実	★聴℃後留愁除 去糸2糸列によ る格約容器除熱 開始時間は解析	はサノレジンヨノ・ノ 一ル水温度の上昇が 大きくなる。操作開始 時間が遅れる場合に	訓練実績等により、サプレッショの、サプレッション・プール水温度 19歳期のXX組むの
&玉レ (玉玉) (小) (小) (サ) (サ)	1	サ プ レ ッ ション・プーン・プーン・プーン 水温東京義 器器完全	【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作時間に与える影響はなし。	態の操作開始時間は解析上の 設定とほぼ同等であり、操作 開始時間に与える影響はハお	上の設定とほぼ 同等であるが, 殘留数除去系 1	おいても,サプレッシ ョン・プール水温度の 最高値は約 110℃か	同言来の先来がら 約6分で残留熱除 古糸(サプレッシ
ン・ 、 、 や 、 が 、 が 、 が 、 が 、 が 、 が 、 が ず し て 、 い ( 、 記 「 に し ・ し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 、 し 、 し 、 、 、 し 、 し 、 し 、 、 し 、 し 、 し 、 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し 、 し し し 、 し し し 、 し し し し し し し し し し し し し	事 象 発 生 11.6 分後	(49℃) 要求がた (49℃) 要求が の、運転員の操 存余裕として 10 分や地慮した値	【操作所要時間】 残留熟除去系による格納容器除熟操作は中央制御室の制御盤での簡単な操作 であるため、操作所要時間が操作開始時間に与える影響はないが、残留熱除去 系2系列の弁の開閉時間として6分程度必要である。	いことから、運転員等操作時 間に与える影響も小さい。当 該操作は、操作手順に変わり がたく、パラメータをお店と	※列藤作:111 よの1米列公の 家熟が始まるい とかい乾誉欲器	ら上昇するが、サプレッシンヨン・プーレオーレーン	■ン・ブール水浴 却北一下)運転を 開始回能である見 込みを得た。想定
漢			【他の並列操作有無】 原子序停止機能喪失の初期は、パラメータ監視とともに、ほう酸水注入系の 起動操作、制御棒の挿入操作、原子炉水位制御操作が並行して行われているた め、操作開始時間は変動しうる。	している操作であることか の、解析コード及び解析条件 (操作条件を除く)の不確か さにより、操作開始時間は遅	正し、 1100000000000000000000000000000000000	200°Cに対して十分な 200°Cに対して十分な 余裕があることから 時間余裕がある。(茶 付 資 料 2.5.9 ,	で意図している運転操作が実施可能 転換作が実施可能 なことを 確認 し た。
			【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、その ため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	れる可能性があるが、中央制 御室で行う擬作であり、他の 凝作との重複もないことか ひ、他の操作に与える影響は		2. 5. 10)	

タに与える影響及び糧作時間全裕(原子炉停止機能喪失)(9 / 9) ・ 電転員等操作時間に与える影響。 評価項目とたるパラメ・ 5 半 リウェットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響

### 1. リウェットの考慮と燃料被覆管温度への影響

原子炉停止機能喪失の有効性評価においては,主蒸気隔離弁閉止による原子 炉圧力の上昇や,給水加熱喪失に伴う炉心入ロサブクール度上昇による反応度 印加に伴い原子炉出力が上昇し,燃料被覆管表面で沸騰遷移(ドライアウト) が発生することで燃料被覆管温度が上昇する。ドライアウトの発生により上昇 した燃料被覆管温度は再び水に覆われた状態となる(リウェット)ことで急減 に低下する。よって,燃料被覆管の最高温度は,このリウェットを判定するモ デルの影響を大きく受けることとなる。

原子炉停止機能喪失の有効性評価では、リウェット判定に「BWRにおける 過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」(2003年6月、日本原子力学 会)における相関式2を用いている。相関式2によるリウェット判定は燃料被 覆管温度に依存し、解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから、 相関式2によるリウェット判定時刻も遅くなる傾向となり、燃料被覆管温度評 価の観点では保守的な評価となる。一方で、相関式2によるリウェット時刻の 予測が及ぼす影響を確認しておくことは重要と考えられることから、ここでは リウェットを考慮しない条件での燃料被覆管温度を評価し、その最高温度を確 認した。

2. 評価条件

リウェットを考慮しないものとし、初期炉心流量を85%及び100%とした場合 について評価した。その他の条件については、今回の有効性評価において示し た解析ケース(以下「ベースケース」という。)と同じである。

3. 評価結果

リウェットを考慮しないものとし、初期炉心流量を85%及び100%とした場合の燃料被覆管温度の評価結果を図1及び図2に、ベースケースの燃料被覆管温度の評価結果を図3に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

リウェットを考慮しない場合,燃料被覆管表面でドライアウトが発生した後, 燃料被覆管温度はリウェットによる低下がなく高い状態を継続する。その後, 復水器ホットウェルの水位低下による給水・復水系の停止に伴い原子炉水位が 低下し,原子炉出力が抑制されることで燃料被覆管温度は大幅に低下する。

燃料被覆管の最高温度及び酸化量は、リウェットを考慮しないことによって ベースケースに比べて高い値となるが、評価項目である1,200℃及び酸化反応が 著しくなる前の被覆管厚さの15%を下回る。

また、リウェットを考慮しない場合について、初期炉心流量の違いの影響を

添 2.5.6-1

### 1776

確認すると、初期炉心流量が85%の場合の方が、燃料被覆管の最高温度及び燃料被覆管の酸化量のいずれも厳しい結果となったが、その幅は燃料被覆管の最高温度において約75℃、燃料被覆管の酸化量において約1.2%であり、リウェットを考慮しないことで燃料被覆管の最高温度が約262℃、燃料被覆管の酸化量が最大でも約3.1%増加したことに比べるとその変化幅は小さく、いずれも評価項目を満たしていることから、特別な対応が必要となるものではないと考える。

以上の結果より、リウェットを考慮しないものとし、初期炉心流量を85%及び100%とした場合について、原子炉停止機能喪失の重大事故等防止対策の有効性を評価しても評価項目を満足することを確認した。よって、リウェットモデルの精度に係らず、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において評価項目を満足することを確認した。

項目	感度解析		ベースケース	評価項目
リウェット	考慮せず		相関式2	-
初期炉心流量(%)	85	100	100	-
燃料被覆管の最高温度(℃)	約 1,155	約 1,080	約 818	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量(%)	約4.3	約 3.1	1%以下	15%以下

表1 リウェット考慮の有無による評価項目への影響





図1 燃料被覆管温度の推移 (リウェット考慮せず,初期炉心流量 85%)



図3 燃料被覆管温度の推移(ベースケース)

1. はじめに

今回の有効性評価では、外部電源は喪失しない条件としており、給水・復水系 や再循環ポンプはインターロックにより停止するまで運転を継続する。ここでは、 外部電源が喪失した場合を仮定し、外部電源の有無が評価結果に与える影響を確 認した。

2. 評価条件

外部電源はないものとする。その他の条件はベースケース解析と同様とする。

3. 評価結果

評価結果を図1から図12に示す。また,評価結果のまとめを表1に示す。 事象発生と同時に外部電源が喪失するため,原子炉再循環ポンプMGセットが トリップし,その後,原子炉圧力高(7.41MPa[gage])信号により原子炉再循環 ポンプはトリップする。これにより,原子炉出力の上昇が抑制されることで,事 象初期の燃料被覆管温度の上昇は、ベースケースの最高値(約818℃)に比べて低 めとなる。同様に、サプレッション・プールへ放出される蒸気量も少なくなるこ とにより、サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の最高値はベースケ ースと比べて低くなる。

また,外部電源喪失により給水・復水系が停止し,原子炉水位が低下すること から,ベースケースで見られた給水加熱喪失による原子炉出力の上昇は発生しな い。

4. まとめ

外部電源が無い場合の感度解析を実施し,評価項目となるパラメータに対する 余裕が大きくなることを確認した。

また,外部電源が有ることにより使用可能となる給水・復水系及び再循環ポン プについては,一定期間これらの運転が継続する方が事象進展は厳しくなること から,重大事故等対処設備として位置付ける必要はない。

THE LE	感度解析	ベースケース	評価項目
現 日	(外部電源なし)	(外部電源あり)	
燃料被覆管最高温度 (℃)	約 710	約 818	1200℃以下
燃料被覆管の酸化量(%)	1%以下	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる	約 8.60	約 8.91	10.34MPa[gage](最高使
圧力の最大値 (MPa[gage])			用圧力の 1.2 倍)未満
原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧	約 122	約 167	853kPa[gage](格納容器
力の最大値 (kPa[gage])			限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリの温度の最大値	約 100	約 110	200℃(格納容器限界温
(サプレッション・プール水温度(℃))			度)未満

表1 外部電源の有無による評価項目への影響





添 2. 5. 7−3 **1782** 



(事象発生から 300 秒後まで)






(事象発生から 50 分後まで)



図8 炉心流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)

添 2.5.7-6 **1785** 



図 9 原子炉蒸気流量,給水流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図 10 逃がし安全弁,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系の流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図 11 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図 12 サプレッション・プールの水温度,格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)

#### 初期炉心流量の相違による評価結果への影響

1. はじめに

今回の有効性評価では、通常運転時における代表的な状態として、初期炉心 流量を100%として解析を実施している。一方、島根原子力発電所2号炉では炉 心流量を85%まで下げて運転することができる。

初期炉心流量が少ない場合,初期炉心流量が多い場合に比べて相対的にボイ ド率が高いため,主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイ ド反応度が大きくなる等の影響が考えられる。

このため初期炉心流量の評価結果への影響を確認する観点から、今回の有効 性評価と同等の条件で、初期炉心流量を85%とした場合の評価を実施した。

2. 評価条件

今回の有効性評価において示した解析ケース(以下「ベースケース」という。) の評価条件に対して、初期炉心流量を85%に変更した以外は、ベースケースの 評価条件と同じである。

3. 評価結果(再循環ポンプの回転速度(初期炉心流量)が与える影響)

ベースケースと同等の条件で初期炉心流量を85%とした場合の評価結果を図 1から図12に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

炉心流量を85%としたケースでは、炉心流量が多い場合に比べ相対的にボイ ド率が高く、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力の上昇時に印加される正の ボイド反応度が大きくなるため出力が高くなり、炉心で発生する蒸気量が増加 し、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力の最高値が高くなる。その後の出 力上昇時(約30秒から約200秒の間)も、逃がし安全弁閉により圧力が上昇する 際、炉心流量が低い方が印加される正のボイド反応度が大きいことから、中性 子束が高めに推移する。また、85%炉心流量の場合の方が、中性子束が高めに 推移することから発生蒸気が多くなり、水位低下が早くなるため、原子炉水位 低(レベル2)の到達タイミングが早まる。

ベースケースと比較すると燃料被覆管の最高温度に違いが見られるが,これ は上述のとおり、ボイド反応度による影響と考える。

なお、初期炉心流量の相違は、再循環ポンプトリップ後の原子炉出力に多少 の差が生じるものの、電動機駆動給水ポンプにより水位制御されており、静定 水位や静定炉心流量等が初期炉心流量により大きく変わることはないため、そ の後の事象推移に大きな相違はない。

4. まとめ

初期炉心流量を85%とした場合,燃料被覆管の最高温度及び原子炉冷却材圧 カバウンダリにかかる圧力は,初期炉心流量を100%とした場合に比べて高い値 を示したが,評価項目となるパラメータの最大値は評価項目を満足することを 確認した。

評価項目	感度解析	ベースケース	評価項目	
初期炉心流量(%)	85	100	_	
燃料被覆管の最高温度 (℃)	約 820	約 818	1,200℃以下	
燃料被覆管の酸化量	1%以下	1%以下	15%以下	
原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力の最大値(MPa[gage])	約 8.94	約 8.91	10.34MPa[gage](最 高使用圧力の1.2 倍)未満	
原子炉格納容器バウンダリに かかる圧力の最大値(kPa[gage])	約 170	約 167	853kPa[gage](格納 容器限界圧力)未満	
原子炉格納容器バウンダリにかかる 温度の最大値 (サプレッション・プール水温度(℃))	約 111	約 110	200℃(格納容器限 界温度)未満	

表1 初期炉心流量の相違による評価項目への影響



図1 中性子束,平均表面熱流束,炉心流量の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



図2 原子炉蒸気流量,給水流量の推移 (事象発生から300秒後まで)



図3 原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系の流量の推移 (事象発生から300秒後まで)



図4 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位),逃がし安全弁流量の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



事故後の時間(秒)

図 5 燃料被覆管温度の推移 (14・19 ノード,事象発生から 300 秒後まで)



図6 中性子束の推移(事象発生から50分後まで)



図7 炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)

添 2. 5. 8-6 **1793** 



(事象発生から 50 分後まで)



図 9 原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系の流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)

添 2. 5. 8-7 **1794** 



図 10 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図 11 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図 12 サプレッション・プール水温度,格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)

#### 残留熱除去系の起動操作遅れの影響について

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」以外では事象判断時間として 10分を考慮しているが、「原子炉停止機能喪失」は原子炉スクラムに失敗する事 象であり、原子炉スクラムの成否は事象発生後に速やかに行う確認であることか ら、本重要事故シーケンスでは事象判断時間は5分を想定し、ほう酸水注入系に よるほう酸水注入は原子炉スクラムの失敗確認から10分、また残留熱除去系に よる原子炉格納容器除熱はサプレッション・プール水温度高到達から10分まで に操作を行うことを想定し、解析を行っている。

ほう酸水注入系起動操作は,原子炉スクラムの失敗を確認した後,速やかに行 う操作であり,上記10分はほう酸水注入系起動に対しては余裕時間を含めて設 定しており,操作が遅れることは考えにくいことから,ここでは残留熱除去系の 起動操作が遅れた場合の影響を評価した。

感度解析では、原子炉スクラムの失敗確認から10分でほう酸水注入系を起動 した後、残留熱除去系を起動することを想定し、サプレッション・プール水温度 高到達から15分で残留熱除去系を起動することを想定した。その他の評価条件 は有効性評価と同じとした。

評価結果を図1~図7に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

残留熱除去系起動遅れによりサプレッション・プール水温,格納容器圧力の最 大値はわずかに上昇するものの,影響は小さいことを確認した。

評価項目	感度解析	ベースケース	評価項目	
原子炉冷却材圧力バウンダリに	約 8.68	※ 1 0 6 0	※10 60	10.34MPa[gage](最高使用
かかる温度の最大値 (MPa[gage])		示り 8. 68	圧力の 1.2 倍)未満	
原子炉格納容器バウンダリに	約 171	約 167	853kPa[gage](格納容器限	
かかる圧力の最大値 (kPa[gage])		示了 107	界圧力)未満	
原子炉格納容器バウンダリに			200℃(故妯索兕阻思泪座)	
かかる温度の最大値	約 111	約 110	2000(俗利谷奋脉介值皮) 土法	
(サプレッション・プール水温度 (℃))			小何	

表1 残留熱除去系の起動遅れを想定した感度解析結果

※残留熱除去系の起動遅れは長期の格納容器除熱に対して影響を及ぼすものであるため、 燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管の酸化量は有効性評価の解析結果と同じとなる。



図1 中性子束の推移(事象発生から50分後まで)



図2 炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)







(事象発生から 50 分後まで)

添 2. 5. 9-3 **1799** 



図5 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図6 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移(事象発生から50分後まで)

添 2.5.9-4 1800



図7 サプレッション・プール水温度,格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)

SLC起動を手動起動としていることについての整理

1. ほう酸水注入系を手動起動としている意図について

原子炉停止機能喪失時の操作は、「事故時操作要領書(徴候ベース)」に規定 されており、原子炉停止機能喪失、自動減圧系等の起動阻止及び代替原子炉再 循環ポンプトリップ機能作動の確認後に①ほう酸水注入系(以下「SLC」と いう。)の起動操作、②原子炉水位の低下操作及び③制御棒の手動挿入操作の優 先順位で反応度を抑制する。また、操作を同時に実施できない場合は上記の優 先順位に従い実施することが規定されており、このうちSLC起動操作は最優 先で実施する操作である。SLC起動操作は、訓練により事象発生から3分程 度で起動操作が可能であることを確認しており、大きな操作遅れを伴うことは ないと考えられる。

SLCは炉心にほう酸水を注入することにより反応度を抑制する系統である。 このため,起動時には炉水中の不純物をろ過脱塩装置により除去する原子炉浄 化系は自動で隔離される。仮にSLC起動時に原子炉浄化系が自動隔離されな い場合,ろ過脱塩装置により炉心部のほう酸が希釈され,反応度抑制に支障を きたすおそれがある。このため,運転手順において,SLC起動時は原子炉浄 化系の自動隔離を確認し,自動隔離に失敗している場合には手動隔離を実施す ることを重要操作としている。

以上により, SLCの起動操作は関連する設備やパラメータの状態を認識し つつ確実に実施することが最適であると考え,運転員の判断による手動起動と している。

2. SLC自動起動により期待される効果について

SLCによる反応度抑制効果は図1に示すとおり,約20分程度の時間遅れを 伴う非常に緩やかなものであり,事象初期の急激な出力変動に対応できるもの ではない。このことを踏まえると,仮に自動起動とした場合でも,手動起動の 場合とでその効果に大きな違いは無いと考えられる。

また、SLCを自動起動とすることで、原子炉出力の低下が早まり、サプレ ッション・プールへの蒸気の流入量が低減し、サプレッション・プール水温度 の上昇が抑制されることが考えられるが、図2に示すとおりSLC起動操作に 約10分の操作遅れを見込んだ有効性評価においてもサプレッション・プール水 温度の最高値は約110℃であり、評価項目である200℃に対して十分な余裕があ り、手動起動による多少の操作の時間遅れは問題とならない。

以上により, SLCについては, 自動起動とした場合でも, その効果に大き な違いは表れず, 手動起動であっても自動起動とした場合とほぼ同等の効果が 得られるものと考えられる。 3.【参考】SLC自動起動に関する海外の状況

SLCの自動起動は米国の一部のプラントにおいて採用されている。米国A BWRの Design Control Document によると、以下の条件での自動起動インタ ーロックが設定されている。

- ・「原子炉圧力高」+「SRNMがダウンスケール設定値を下回っていないこと」 のAND条件成立から3分
- ・「原子炉水位低(レベル2)」+「SRNMがダウンスケール設定値を下回っ ていないこと」のAND条件成立から3分
- 「手動ARI/FMCRD run-in 信号」+「SRNMがダウンスケール設定 値を下回っていないこと」のAND条件成立から3分

上記のとおり、SLCの自動起動には3分の運転員の確認時間が含まれており、運転員による確認に期待したインターロックであることを考慮すると、運転員の対応としては手動起動と大きな違いは無いものと考える。なお、米国においてもSLCの自動起動を採用しているのは一部のプラントに留まっている。

4. 結論

SLCの起動操作は、関連する設備やパラメータの状態を認識しつつ確実に 実施することが最適であると考えられ、また、手動起動の場合でも自動起動と 同等の効果が得られると考えられることから、現状は手動起動としている。

以上







図2 SLCによるサプレッション・プール水温度の抑制効果

原子炉注水に使用する水源とその水温の影響

1. はじめに

今回の有効性評価では,高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源は サプレッション・プールとしている。

一方,高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源としては、復水貯蔵
 タンクに切り替えることも可能であり、復水貯蔵タンクの水温はサプレッション・プール水温度と比較して低いことから、反応度の観点では厳しい条件となる。
 このため、原子炉注水に用いる水源温度の影響を確認するため、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクとし、水温を仮に 10℃とした場合の感度解析を実施し、事象進展に与える影響を確認した。

2. 評価条件

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクとし,復水貯蔵タンクの水温を 10℃とする。その他の条件はベースケースの解析条件と 同様とする。

3. 評価結果

評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

炉心に注水する水の温度が低くなるため,ベースケースに比べて炉心入口のサ ブクール度が高くなり、出力が高めに推移する。

ベースケースに比べて出力が高めに推移するため、サプレッション・プールへの蒸気の流入量が多くなるが、外部水源である復水貯蔵タンクによる注水を実施 することから、サプレッション・プール水量が大きくなる。このため、サプレッ ション・プール水温度の上昇は抑制されるものと考えるが、ベースケースの場合 との差は僅かである。

なお,燃料被覆管の温度は,高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系の 注水に限らず,事象初期に燃料被覆管の最高温度に到達するため,ベースケース と変わらない。燃料被覆管の酸化量についても同様である。

4. まとめ

原子炉注水に用いる水源温度の影響を確認するため,高圧炉心スプレイ系及び 原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンク,水温を 10℃とした場合について 評価した結果,評価項目となるパラメータの最高値はベースケースとほぼ同じで あり,評価項目を満足することを確認した。

評価項目	感度解析 (水温 10℃)	ベースケース (初期水温 35℃)	評価項目
燃料被覆管最高温度(℃)	約 818	約 818	1,200℃以下
燃料被覆管の酸化量(%)	1%以下	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力の最大値 (MPa[gage])	約 8.91	約 8.91	10.34MPa[gage](最 高使用圧力の1.2 倍)未満
原子炉格納容器バウンダリ にかかる圧力の最大値(kPa[gage])	約 161	約 167	853kPa[gage](格納 容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリ にかかる温度の最大値 (サプレッション・プール水温度)(℃)	約 108	約 110	200℃(格納容器限界 温度)未満

表1 水温の差異による評価項目への影響



事故後の時間(秒)

図1 燃料被覆管温度(燃料被覆管最高温度位置)の推移 (事象発生から 300 秒後まで)



図2 中性子束の推移(事象発生から50分後まで)

添 2. 5. 11-3 **1807** 



図3 炉心流量の推移(事象発生から50分後まで)



図4 原子炉蒸気流量,給水流量の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図5 原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系の流量の推移 (事象発生から50分後まで)



図6 原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図7 原子炉水位(シュラウド外水位)の推移 (事象発生から 50 分後まで)



図8 サプレッション・プール水温度,格納容器圧力の推移 (事象発生から 50 分後まで)

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する 水源の水温の影響

- 1. はじめに
  - 今回の有効性評価では,高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源は サプレッション・プールとしている。
  - 有効性評価解析では、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するため、原子炉 で発生した蒸気が、逃がし安全弁を経由して、サプレッション・プールに流入す ることでサプレッション・プールの水温は上昇し、事象発生から4分程度で66℃、 24分程度で100℃を上回り、最高で約110℃まで上昇する。このため、高圧炉心 スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系について、運転継続性について以下に述べる。
- 2. 高圧炉心スプレイ系の運転可能性に関する検討
  - サプレッション・プール水温度の上昇に伴い高圧炉心スプレイ系ポンプのキャ ビテーションの発生が懸念されるが、サプレッション・チェンバ内は飽和蒸気圧 条件となることから、有効NPSHは確保され、運転継続に問題ない。

また,高圧炉心スプレイ系には,高圧炉心スプレイ補機冷却系を用いたポンプ メカニカルシール冷却器及び高圧炉心スプレイポンプ室空調が設置されており, 配管及びポンプの内部流体(サプレッション・プール水温度)が110℃になった 場合でも運転継続性に問題はない。

3. 原子炉隔離時冷却系の運転継続性

原子炉隔離時冷却系については、水源温度(サプレッション・プール水温度) 100℃までの運転継続性を確認(添付資料2.3.1.3「全交流動力電源喪失時にお ける原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性につい て」)しており、また、今回の有効性評価では、サプレッション・プール水温度 が100℃に到達後は原子炉隔離時冷却系を停止する条件で評価を行っているた め、本設備の運転継続性が今回の評価に与える影響はない。

### 7日間における燃料の対応について(原子炉停止機能喪失)

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>	7日間の 報油逃费是	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容 量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=155.736m <sup>3</sup>	輕価佰貢重 約700m <sup>3</sup>	
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

#### 2.6 LOCA時注水機能喪失

- 2.6.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「冷却材喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」、②「冷却材喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」、③「冷却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」及び④「冷却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」である。

また,事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」からもLOCAを起 因とする事故シーケンスとして,⑤「冷却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱 除去失敗」,⑥「冷却材喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱 除去失敗」,⑦「冷却材喪失(中破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」及び⑧「冷 却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」が抽出さ れた。

なお、大破断LOCAのように破断規模が一定の大きさを超える場合は、国 内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策の有効性が確認できない ため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では,原子炉の出力運 転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後,高圧 注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため,破断箇所か ら原子炉冷却材が流出し,原子炉水位が低下することから,緩和措置がとられ ない場合には,原子炉水位の低下により炉心が露出し,炉心損傷に至る。また, 低圧注水機能喪失を想定することから,あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う 崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、 同時に高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故 シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、小 破断LOCA又は中破断LOCA発生時の高圧注水機能又は低圧注水機能に 対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

ここで、小破断LOCA又は中破断LOCA発生後に高圧・低圧注水機能喪 失が生じた際の状況を想定すると、事象発生後、重大事故等対処設備によって 高圧注水を実施して炉心損傷を防止することも考えられるが、重大事故等対処 設備である高圧原子炉代替注水系は蒸気駆動の設備であり、小破断LOCA又 は中破断LOCAが発生している状況では、その運転継続に対する不確かさが 大きい。このことから、本事故シーケンスグループにおいては、高圧原子炉代 替注水系には期待せず、低圧注水機能に対する対策の有効性を評価することと する。

したがって、本事故シーケンスグループでは、逃がし安全弁の手動開操作に より原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により炉 心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレ イ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による

原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における機能喪失に対 して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、 初期の対策として低圧原子炉代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子 炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁を開維持す ることで、低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心冷却を継続する。また、 原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として格納容 器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段、格納容器フィル タベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系 統図を第2.6.1-1(1)図から第2.6.1-1(3)図に、手順の概要を第2.6.1-2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 における設備と操作手順の関係を第2.6.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員28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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名,復旧班要員は18名である。必要な要員と作業項目について第2.6.1 -3図に示す。

なお,重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を重 要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を確認した結果,28名で対処可能で ある。

a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中 小破断の発生と同時に外部電源喪失となり,原子炉がスクラムしたことを確 認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

b. 高圧·低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し続け,原子炉水位低(レベル2) で原子炉隔離時冷却系,格納容器圧力高(13.7 kPa[gage])で高圧炉心スプ レイ系,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の自動起 動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。

高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの 出口流量等である。

c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

高圧・低圧注水機能喪失を確認後,低圧原子炉代替注水系(常設)による 原子炉注水の準備として,中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電 源設備を起動しSA低圧母線に給電後,低圧原子炉代替注水ポンプを起動す る。また,原子炉注水に必要な電動弁(A-RHR注水弁及びFLSR注水 隔離弁)が開動作可能であることを確認する。

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、中央制

御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を手動開 操作し原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA), 原子炉圧力である。

d. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力が低圧原子炉代替 注水系(常設)の系統圧力を下回ると,原子炉注水が開始され,原子炉水位 が回復する。

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な 計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉水位(燃料域),代替注水流量(常 設)等である。

原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉 水位高(レベル8)の間で維持する。

e. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却

崩壊熱除去機能を喪失しているため,格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇 する。格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気 温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器 代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を実施する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却を確認する ために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)、サプレッション・チ ェンバ圧力(SA)、格納容器代替スプレイ流量等である。

f. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として,NG C非常用ガス処理入口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

サプレッション・プール水位が,通常水位+約1.3mに到達した場合,中 央制御室からの遠隔操作により格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器冷却を停止する。

格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却の停止後, NGC N2トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって全開 操作することで,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実 施する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために 必要な計装設備は、ドライウェル圧力(SA)等である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施している間 に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は,格納容器雰 囲気放射線モニタ(ドライウェル)等である。

サプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラ インが水没しないことを確認するために必要な計装設備は,サプレッショ ン・プール水位(SA)である。

以降, 炉心冷却は, 低圧原子炉代替注水系(常設)による注水により継続 的に行い, また, 原子炉格納容器除熱は, 格納容器フィルタベント系により

継続的に行う。

- 2.6.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,中破断LOCAを 起因事象とし,全ての注水機能を喪失する「冷却材喪失(中破断LOCA)+ 高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。なお,中破断LOCAは,破 断口からの原子炉格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により,原 子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模のLOCAと定義していること から,本評価では,原子炉隔離時冷却系の運転にも期待しないものとする。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果,原子炉圧力容器における沸騰・ 凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界流・ 差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに原子炉格納容器 における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導,気液界 面の熱伝達,スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって,こ れらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コ ードSAFER,シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧 力,原子炉水位,燃料被覆管温度,格納容器圧力,格納容器温度等の過渡応答 を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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 2.6.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特 有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

破断箇所は再循環配管(出口ノズル)(配管断面積約 0.16m<sup>2</sup>)とし,破 断面積を約 3.1cm<sup>2</sup>とする。

(添付資料 2.6.1)

- (b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系,低圧 注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード) の機能が喪失するものとする。また,原子炉減圧機能として自動減圧系の 機能が喪失するものとする。
- (c) 外部電源 外部電源なしの場合は、給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下 が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディ ーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとす

る。

また,原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の 低下が大きくなることで,炉心の冷却の観点で厳しくなり,外部電源があ る場合を包含する条件として,原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル 3)信号にて発生し,再循環ポンプトリップは,原子炉水位低(レベル2) 信号にて発生するものとする。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
  原子炉スクラムは、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉
  水位低(レベル3)信号によるものとする。
- (b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,原子炉冷却材圧力バウンダリの過度 の圧力上昇を抑えるものとする。また,原子炉減圧には自動減圧機能付き 逃がし安全弁(6個)を使用するものとし,容量として,1個あたり定格 主蒸気流量の約8%を処理するものとする。
- (c) 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧後に 200m<sup>3</sup>/h(原子炉 圧力 1.00MPa[gage]において)にて原子炉に注水し、その後は炉心を冠水 維持するように注水する。
- (d) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し,120m<sup>3</sup>/h に て原子炉格納容器内にスプレイする。
- (e) 格納容器フィルタベント系 格納容器フィルタベント系により,格納容器圧力427kPa[gage]における 最大排出流量9.8 kg/sに対して,格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格 納容器除熱を実施する。
- 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、「1.3.5 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) 常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系(常設)起動及び系統構成は、高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、 事象判断の時間を考慮して、事象発生から10分後に開始するものとし、操作時間は20分間とする。
- (b) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低 圧原子炉代替注水系(常設)の準備時間を考慮して、事象発生から 30 分後 に開始する。
- (c) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作は, 格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合に実施する。なお,格納容器 スプレイは,サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した 場合に停止する。
- (d) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m 到達から10分後に実施する。

2.6-5

(3) 有効性評価(敷地境界での実効線量評価)の条件

本重要事故シーケンスでは炉心損傷は起こらず,燃料被覆管の破裂も発生し ていないため,放射性物質の放出を評価する際は,設計基準事故時の評価手法 を採用することで保守性が確保される。このため,敷地境界での実効線量評価 に当たっては,「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子 力安全委員会 平成2年8月30日)」に示されている評価手法を参照した。具体 的な評価条件を以下に示す。

- a. 事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は,運転上許容される I-131の最大濃度とし,その組成を拡散組成とする。これにより,事象発生 時に原子炉冷却材中に存在するよう素は,I-131等価量で約1.0×10<sup>12</sup>Bqとな る。
- b.原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は,I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値<sup>\*\*1</sup>である 3.7×10<sup>13</sup>Bqとし,その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成と して求め,希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。これ により,原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は,希ガスにつ いてはγ線実効エネルギ0.5MeV換算値で約9.9×10<sup>14</sup>Bq,よう素については I-131等価量で約6.5×10<sup>13</sup>Bqとなる。
  - ※1 過去に実測された I -131追加放出量から,全希ガス漏えい率(f値) 1 mCi/s (3.7×10<sup>7</sup>Bq/s) あたりの追加放出量の出現頻度を用いて算出 している。全希ガス漏えい率が3.7×10<sup>9</sup>Bq/s (100mCi/s)の場合,全 希ガス漏えい率あたりの I -131の追加放出量の出現頻度の平均値に あたる値は1.4×10<sup>12</sup>Bq (37Ci)であり,島根2号炉の線量評価で用い る I -131追加放出量は,これに余裕を見込んだ3.7×10<sup>13</sup>Bq (1,000Ci) を条件としている。(1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq)
  - 出典元
  - ・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」(HLR-021)
- c. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし,残りの 96%は無機よう素とする。
- d. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち,希ガスはすべて瞬時に気 相部に移行するものとする。有機よう素のうち,10%は瞬時に気相部に移 行するものとし,残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよ う素,無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。
- e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は,逃がし安全弁等を通して崩壊熱 相当の蒸気に同伴し,原子炉格納容器内に移行するものとする。この場合, 希ガス及び有機よう素は全量が,無機よう素は格納容器ベント開始までに 発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。
- f. サプレッション・チェンバの無機よう素は、スクラビング等により除去さ れなかったものが原子炉格納容器の気相部へ移行するものとする。希ガス

及び有機よう素については、スクラビングの効果を考えない。また、核分 裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。

g.敷地境界における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し、よう素の内部被ばくによる実効線量は、主蒸気隔離弁閉止後のよう素の内部被ばくによる実効線量を求める以下の式(1)で、また、希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量は、放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量を求める以下の式(2)で計算する。

率(活動時) 0.31m<sup>3</sup>/hを秒当たりに換算して用いる。

- H<sub>∞</sub> :よう素 (I-131) を1Bq吸入した場合の小児の実効線量 (1.6×10<sup>-7</sup>Sv/Bq)
- χ/Q :相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- QI : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)

(I-131等価量-小児実効線量係数換算)

- $\mathbf{H}_{\gamma} = \mathbf{K} \cdot \mathbf{D} / \mathbf{Q} \cdot \mathbf{Q}_{\gamma} \quad \dots \quad (2)$
- K :空気カーマから実効線量への換算係数

(K = 1 Sv/Gy)

- D/Q :相対線量 (Gy/Bq)
- Q, : 事故期間中の希ガスの大気放出量(Bq)

(γ線実効エネルギ0.5MeV換算値)

- h. 大気拡散条件については,格納容器フィルタベント系を用いる場合は,格 納容器フィルタベント系排気口放出,実効放出継続時間1時間の値として, 相対濃度(χ/Q)を3.1×10<sup>-5</sup>s/m<sup>3</sup>,相対線量(D/Q)を4.9×10<sup>-19</sup>Gy/Bq とする。
- i. サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数は5,格 納容器フィルタベント系による無機よう素に対する除染係数は100,有機よ う素に対する除染係数は50とする。

(添付資料2.6.2)

(4) 有効性評価の結果

2.6-7 **1819**
本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)※,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量,原子炉圧力容 器内の保有水量の推移を第2.6.2-1(1)図から第2.6.2-1(6)図に,燃料被覆 管温度,燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数,燃料被覆管の最 高温度発生位置におけるボイド率,平均出力燃料集合体のボイド率,炉心下部 プレナム部のボイド率,破断流量の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点 の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.6.2-1(7)図か ら第2.6.2-1(13)図に,格納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プ ール水位及び水温の推移を第2.6.2-1(14)図から第2.6.2-1(17)図に示す。

- ※ 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を 示す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示 しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一 方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及 び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭 帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の 水位をあわせて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合に は、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシ ュラウド内を計測している。
- a. 事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり,原子炉水位低(レベル3)信号が発生 して原子炉がスクラムするが,原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷 却系の起動に失敗し,格納容器圧力高(13.7kPa[gage])で高圧炉心スプレイ 系,低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の起動にも失 敗する。また,格納容器圧力高(13.7kPa[gage])及び原子炉水位低(レベル 1)での自動減圧系の動作は期待しない。

再循環ポンプについては,原子炉水位低(レベル2)で2台全てトリップ する。主蒸気隔離弁は,原子炉水位低(レベル2)で全閉する。

事象発生から 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能 付き逃がし安全弁6個を手動開することで,原子炉急速減圧を実施し,原子 炉減圧後に,低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。

原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低 下し,燃料棒有効長頂部を下回るが,低圧原子炉代替注水系(常設)による 注水が開始されると原子炉水位が回復し,炉心は再冠水する。

燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、 原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被 覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。そ の後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水により、燃料の露出 と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及 び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達 係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。

平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子 炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。崩壊熱除去機能を喪失してい るため,原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内 に流入することで,格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため,格

納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フ ィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は, 事象発生から約 27 時間経過した時点で実施する。なお,原子炉格納容器除 熱時のサプレッション・プール水位は,真空破壊弁(約5.3m)及びベント ライン(約9.1m)に対して,低く推移するため,真空破壊弁の健全性は維 持される。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は,第2.6.2-1(7)図に示すとおり,原子炉水位が 回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇 し,約779℃に到達するが,1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は, 平均出力燃料集合体にて発生している。また,燃料被覆管の酸化量は酸化反 応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり,15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.6.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁の作動により,約7.59MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2 倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

また,崩壊熱除去機能を喪失しているため,原子炉圧力容器内で崩壊熱に より発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって,格納容器圧 力及び温度は徐々に上昇するが,格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器 除熱を行うことによって,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度 の最大値は,約384kPa[gage]及び約153℃に抑えられ,原子炉格納容器の限 界圧力及び限界温度を下回る。

第2.6.2-1(2)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(常設)による注 水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約27時 間後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始するこ とで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料 2.6.3)

格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約1.7×10<sup>-2</sup>mSv であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(添付資料 2.6.2)

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す (1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリス クを与えないことについて、対策の有効性を確認した。

2.6.3 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。

LOCA時注水機能喪失では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウン

ダリを構成する配管の中小破断の発生後,高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失 し,かつ,自動減圧系が機能喪失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,事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作と して,低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操 作開始),格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作及び 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの 影響評価については、「2.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの 影響評価」と同じ。

(添付資料 2.6.4)

- (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2.6.2
     -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく,燃料被覆管温度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力 及び温度の上昇が遅くなるが,操作手順(速やかに注水手段を準備するこ と)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,運転員等 操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の 中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策 の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能 喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積である約3.1cm<sup>2</sup>を設定して いる。なお、第2.6.3-1(1)図から第2.6.3-1(4)図に示すとおり、SAF ER解析によれば、破断面積が約4.2cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避す

ることができる。原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の時間、常設代 替交流電源設備及び低圧原子炉代替注水系(常設)の準備時間を考慮して 設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから、運転員等操作 時間に与える影響は小さい。破断面積が大きく、炉心損傷(燃料被覆管破 裂を含む)に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負 荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応となる。

事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、 給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源が ない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による 原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に 与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量 に制御するが,注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作時間 に与える影響はない。

(添付資料 2.6.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和さ れ,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力 及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから,評価項目と なるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,サプレッション・プー ル水位,格納容器圧力及び格納容器温度は,ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから,評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の 中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策 の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能 喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積約3.1cm<sup>2</sup>を設定している。 なお、第2.6.3-1(1)図から第2.6.3-1(4)図に示すとおり、SAFER解 析によれば、破断面積が約4.2cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避すること ができ、燃料被覆管の最高温度は約817℃となる。

破断面積が大きく、炉心損傷(燃料被覆管破裂を含む)に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破

#### 損)」の対応となる。

事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、 給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源が ない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による 原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されるこ 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。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)は,解析条件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

(添付資料 2.6.1, 2.6.4)

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

操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉 急速減圧操作開始)は,解析上の操作開始時間として事象発生から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,高圧・低圧注水 機能喪失の認知に係る確認時間及び低圧原子炉代替注水系(常設)による 原子炉注水準備の操作時間は,時間余裕を含めて設定していることから, その後に行う原子炉急速減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも早ま る可能性があり,原子炉注水の開始時間も早まることから,運転員等操作 時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,解析上の操作開始時間として格納容器圧力が384kPa[gage]到達 時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力 の上昇は緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である 格納容器圧力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,操 作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作開始時間に与え る影響は小さい。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室の運 転員とは別に現場操作を行う要員を配置しており,他の操作との重複もな いことから,他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位 +約1.3mに到達から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、実態の運転操作においては、炉心損傷前の格納容器ベントの 実施基準(サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m)に到達する のは、事象発生から約27時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格 納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、 格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実

態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし,格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は,現場操作にて対応するため,90分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが,原子炉格納容器の限界圧力は853kPa[gage]のため,原子炉格納容器の健全性という点では問題とならない。当該操作は,解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが,中央制御室で行う操作であり,他の操作との重複もないことから,他の操作に与える影響はない。なお,格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても,現場操作にて対応することから,他の操作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

操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉 急速減圧操作開始)は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操 作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり,その場合には燃料 被覆管温度は解析結果よりも低くなり,評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷 却操作は,運転員等操作時間に与える影響として,格納容器圧力の上昇は 緩慢であり,継続監視していることから,操作開始の起点である格納容器 圧力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり,実態の操作 開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから,評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作 は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上 の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、 現場操作にて対応するため、90分程度操作時間が遅れる可能性がある。格 納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は 384kPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を 与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は853kPa[gage]であることから、原 子炉格納容器の健全性という点では問題とはならない。

(添付資料 2.6.4)

(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。

第2.6.3-1(5)図から第2.6.3-1(7)図に示すとおり,操作条件の低圧原子炉 代替注水系(常設)による原子炉注水操作(原子炉急速減圧操作を含む。)に ついては,事象発生から35分後(操作開始時間5分程度の遅れ)までに原子 炉急速減圧操作を実施できれば,燃料被覆管の最高温度は約842℃となり 1,200℃以下となることから,炉心の著しい損傷は発生せず,評価項目を満足 することから時間余裕がある。また,燃料被覆管の破裂も発生しないことから,

格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は「2.6.2(4) 有効性評価の結果」 と同等となり、5mSv を下回る。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操 作については,格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約21時間あ り,準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約27時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は384kPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力853 kPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生約35時間後であり、約8時間の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(添付資料 2.6.4, 2.6.5, 3.1.3.8)

(4) 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,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。

#### 2.6.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」において,重大事故等 対策時における必要な要員は,「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 28 名である。「6.2 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 る緊急時対策要員の45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」において,必要な水源, 燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果 を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイについては,7日間の対応を考慮すると,合計約3,400m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として,低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより,必要な水源は確保可能である。また,事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽(西)の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで,低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。 ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この 使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について, 7日間の運転継続が可能である。

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については,事象発生後7日間 最大負荷で運転した場合,運転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。大量送 水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについて は,保守的に事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約 11m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。合計約711m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディーゼル燃 料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であるこ とから非常用ディーゼル発電機等による電源供給,大量送水車による低圧原 子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについて,7日間の運転継続 が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について,7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.6.7)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し,非常用ディーゼル発電機等及び常 設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必 要な負荷は,非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから,非常用 ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

常設代替交流電源設備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354kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,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 2.6.8)

2.6.5 結論

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では,原子炉の出力運転 中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後,高圧注水 機能及び低圧注水機能が喪失し,かつ,自動減圧系が機能喪失することで,破断 箇所から原子炉冷却材が流出し,原子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損 傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」 に対する炉心損傷防止対策としては,初期の対策として低圧原子炉代替注水系(常 設)及び逃がし安全弁による原子炉注水手段,安定状態に向けた対策として格納 容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィ

ルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「冷却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について 有効性評価を行った。

上記の場合においても、逃がし安全弁による原子炉減圧、低圧原子炉代替注水 系(常設)による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉 格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施す ることにより、炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,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,格納容器フィルタベント系の使用による敷地境界での実効線量は周辺の 公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

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,緊急時対策要員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,低圧原子炉代替注水系(常設)及び逃がし安全弁による原子 炉注水,格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止 対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故 シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して有効である。



第2.6.1-1(1)図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第2.6.1-1(2)図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第2.6.1-1(3)図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



2. 6-20 **1832** 

「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要

第2.6.1-2 図

第2.6.1-3 図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間

<b></b>							-		677 152 art- PM	. (A)	-			67 \12 a+ MM	(a+ 88)				47 10 at 1		1
								10	• 控迴时间 20 30	1 (57) ) 40 50 6(	0 1	2 3 4 5	14 1	一 检询时间 5 16 1	7 20	21 22	23 27	28 29	<u></u> 推询时间 5 6	約 (日) 7	備考
								伯邓州				(									
		<u></u>	箇所・必	要人貝茲				「永元王 〔子炉ス: 1930 同日	クラム 子恒水位低	(レベル2)											
	責任者	当直	長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		✓ 約	1分格約	納容器圧力	高13.7kPa[gage]											
操作項目	指揮者	当直幕	利長	1人	運転操作指揮	操作の内容		$\bigvee \overline{\mathcal{I}}$	ント状況判 分 常設代料	間町 替交流電源設備による給	電										
		指示	者	1人	初動での指揮	20010 - 1 1 14			<sup>7</sup> 約17分 ) ▽ ※	原子炉水位低(レベル1 195分 原子信水位燃料	.) 歯右効	音 国际 到 游泳	~	7 of a rate of	t where the contraction	10 [ ]701vik					※シュラウド内水位に基づく時間
	通報連絡等を行う 要員	連絡責連絡担	任者	4人	発電所内外連絡				Ý	7 30分 原子炉急速减	r <del>F</del> FI 从	K OGBURDEN	ľ	/ 亦115時間 作	春納谷奋)土月24	kPa[gage]到達 ▽ 約21時間	格納容器圧	力384kPa[gage]到達			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		復旧班要員					√ 約33分 低圧原子 √ #	- 炉代档 約51分	皆注水系(常設) 原子炉注水開始 原子炉水位 燃料棒有効長頂部回修	<b>#</b> %				Y	7 約27時間 サプロ	·ッション・プール	水位	
						<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>				•			~~~					2016月	(12.〒〒)1.3m间理		
						<ul> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>															
						<ul> <li>原子炉スクラム、タービントリップ確認</li> </ul>															
						<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動確認</li> </ul>															
						• 再循環ポンプトリップ確認															
状況判断	A A		_		_	<ul> <li>高圧炉心スプレイ系,残留熱除去系,低圧炉心スプレイ系機能喪失 確認</li> </ul>	10分														
						<ul> <li>主蒸気隔離弁全閉確認/述がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>															
						<ul> <li>原子炉隔雕時冷却系機能喪失確認</li> </ul>															
						<ul> <li>高圧原子炉代替注水系起動操作</li> </ul>															解析上考慮せず
						<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>															解析上考慮せず
高圧/低圧注水機能喪失 調查,復旧操作	-		—		-	<ul> <li>給水・復水系,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系,低圧炉心スプレイ系,機能回復</li> </ul>															解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A		_		_	<ul> <li>常設代替交流電源設備起動,受電操作</li> </ul>		10分													
原子炉急速減圧操作	(1人) A		_		_	<ul> <li>自動減圧機能付き述がし安全弁 6個 手動開放操作</li> </ul>				10分											
低圧原子炉代替注水系 (常設)起動操作	(1人) A		_		_	<ul> <li>・低圧原子炉代替注水系(常設)起動/運転確認/系統構成/漏えい隔離 操作</li> </ul>			10分												
低圧原子炉代替注水系 (常設)注水操作	(1人) A		_		-	<ul> <li>低圧原子炉代替注水系(常設)注水弁操作</li> </ul>				原子炉水位を	とレベ,	ル3~レベル8で維持									
	_		_			<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		10分											1)		
輪谷貯水槽(西)から低圧 原子炉代替注水槽への補給	_		_		a~n	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備</li> <li>(大量送水車配置,ホース展張・接続)</li> </ul>				2時間10分											
	_		_		→ (2人) a, b	<ul> <li>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給</li> </ul>								適宜実施							
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)系統構成	(1人) A		_		-	・ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成						······			10分				u		
格納容器代替スプレイ系	_		_		→ <sup>(2人)</sup> a, b	• 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作(現場)										適宜実加	in .				
(可搬型)スプレイ操作	(1人) A		_		-	• 格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ弁操作										適宜実加	iii				
原子炉满水操作	(1人) A		-		-	・ 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水流量の増加	格納容 原子炉	「器圧力だ 「への注え	が384kPa[』 水流量を増	gage]に到達後,原子; 曾やして原子炉水位を	炉格紳 できる	h容器空間部への熱放出を防止す 5だけ高く維持する	るため,								解析上考慮せず
	(1人) A		_		-	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>							10分								
	-		2人		-	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>								10分							剱たし茶肉汁ギ
He what are an in the second second	-		B, C		_	<ul> <li>格納容器ベント準備(NGC非常用ガス処理入口隔離弁操作)</li> </ul>								1時間20分							肝が上ち進とり
格納容器ペント準備操作	—		_		2人	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>								10分							銀折し老庸サギ
	-		—		o, p	<ul> <li>水素濃度測定装置準備</li> </ul>								2時間							肝が上ち進とり
	-		—		↓ (2人) c, d	<ul> <li>可搬式窒素供給装置準備</li> </ul>								2時間							解析上考慮せず
故始效思心、144.4~	(1人) A		_		_	・ 格納容器ペント操作 (NGC N2トーラス出口隔離弁操作)											10分				
htt #147 研、ヘイト操作	-	Ļ	(2人) B,C		-	・ 格納容器ベント操作 (NGC N2トーラス出口隔離弁操作)					ſ	遠隔操作に失敗した場合は、現場操 操作は、現場への移動を含め、約14	作にて格納容 分から開始回	容器フィルタベン 可能である。 (44)	ト系による格納 作完了は約1時4	容器除熱を行う。 130分後)	$\overline{}$	1時間30分			解析上考慮せず
飲料補給準備	_		-			<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>		10分			J	具体的な操作方法は、遠隔手動弁操	作機構により	),原子炉建物付)	属棟内から操作	を行う。					
2010년 11월 25일 수는 19월	—		-		2人 q, r	<ul> <li>ディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>				2時間30分		<u>п</u>							0		タンクローリ残量に応じて適宜 ディーゼル燃料貯蔵タンクから補給
燃料補給作業	—		-			<ul> <li>大量送水車への補給</li> </ul>								適宜実施							
燃料プール冷却 再開	(1人) A		_		-	・ 燃料プール冷却系再起動		<ul> <li>・燃料</li> <li>・必要</li> </ul>	プール冷:  に応じて	却水ポンプを再起動し スキマサージタンク〜	レ燃料: への補護	プールの冷却を再開する。 給を実施する。		適宜実施							解析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持
	1人	1	2人		18 Å							()									

 合計
 1人
 2人
 18人

 A
 B,C
 a~r

 () 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

LOCA時注水機能喪失



第2.6.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



第2.6.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.6.2-1(4)図 注水流量の推移



第2.6.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移







第2.6.2-1(8)図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移



第2.6.2-1(9)図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移



第2.6.2-1(10)図 平均出力燃料集合体のボイド率の推移



第2.6.2-1(11)図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移



第2.6.2-1(12)図 破断流量の推移



第2.6.2-1(13)図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と 燃料被覆管の円周方向の応力の関係



第2.6.2-1(14)図 格納容器圧力の推移



第2.6.2-1(15)図 格納容器温度の推移



第2.6.2-1(16)図 サプレッション・プール水位の推移



第2.6.2-1(17)図 サプレッション・プール水温度の推移



第2.6.3-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)(約4.2cm<sup>2</sup>の破断)



第2.6.3-1(3)図 燃料被覆管温度の推移(約4.2cm<sup>2</sup>の破断)



燃料被覆管温度(℃)

第2.6.3-1(4)図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度 と燃料被覆管の円周方向の応力の関係(約4.2cm<sup>2</sup>の破断)



第2.6.3-1(5)図 原子炉圧力の推移(遅れ時間5分)



第2.6.3-1(6)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移(遅れ時間5分)



第2.6.3-1(7)図 燃料被覆管温度の推移(遅れ時間5分)

			重大事故等対処高	没備
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
外部電源喪失及び原子 炉スクラム確認	原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する配管の中小破断発生後に外部電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タンク】	Ι	平均出力領域計装
高圧・低圧注水機能喪失 確認	各ポンプの起動失敗又は各ポンプの出口流量の 指示が上昇しないことにより高圧・低圧注水機能 喪失を確認する。	Ι	Ι	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口圧力】 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】
高圧原子炉代替注水系 による原子炉注水	高圧・低圧注水機能喪失確認後,高圧原子炉代替 注水系を起動し,原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量
逃がし安全弁による原子师急速滅圧	高圧・低圧注水機能喪失確認後,低圧原子炉代替 注水系(常設)を起動し,中央制御室にて自動減 圧機能付き逃ぶし安全弁6個を全開し,原子炉急 速減圧を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 自動減圧機能付き逃がし安全 弁	I	原子炉压力(SA) 原子炉圧力
				: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について(1/3) 第2.6.1-1 表

<sup>2. 6-36</sup> **1848** 

-11 미구선 ~ 11 기회 마지	Ne F		重大事故等対処詞	安備
判断及い操作	手順	常設備	可搬型設備	計装設備
低圧原子炉代替注水系 (常設)による原子炉注 水	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により, 低圧 原子炉代替注水系(常設)の系統圧力を下回ると 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。 原子炉水位は原子炉水位低(レベル3)から原子 炉水位高(レベル8)の間で維持する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タ ンク ディーゼル燃料貯蔵タンク 低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水稀	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力(SA) 原子炉压力 原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 代替注水流量(常設) 低圧原子炉代替注水槽水位
格納容器代替スプレイ 系(可搬型)による原子 炉格納容器冷却	格納容器圧力が384kPa[gage]に到達した場合、 格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉 格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が334kPa[gage]まで降下した場合, 又はサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3mに到達した場合は、格納容器代替スプレイ 系(可搬型)による格納容器スプレイを停止する。	イイを弾迫体添いすートブ	大量送水車 タンクローリ	ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) 格納容器代替スプレイ流量 サプレッション・プール水位(SA)
				: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/3) 第2.6.1-1 表

<sup>2. 6-37</sup> **1849** 

			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
				ドライウェル圧力 (SA)
				サプレッション・チェンバ圧力(SA)
				サプレッション・プール水位 (SA)
				格納容器雰囲気放射線モニタ
格納容器フィルタベン	サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3			(ドライウェル)
ト系による原子炉格納	mに到達した場合,格納容器フィルタベント系に	格納容器フィルタベント系	I	格納容器雰囲気放射線モニタ
容器除熱	よる原子炉格納容器除熱を実施する。			(サプレッション・チェンバ)
				スクラバ容器水位
				スクラバ容器圧力
				第1 ベントフィルタ出口放射線モニタ
				(高 - ソジ・低 - ソジ)
				: 重大事故等对処設備(設計基準拡張)
				── 有効性評価上考慮しない操作

「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について(3/3) 第2.6.1-1 表

<ul> <li>         ・ 解析コード</li> <li>         ・ 原子/短来出力</li> <li>         「第子/短来内</li> <li>         「第子/短米内</li> <li>         「第一次小小</li> <li>         がい入口追渡</li> <li>         「かい入口追渡</li> <li>         「かい入口追渡</li> <li>         「かい入口追渡</li> <li>         「かい人口サブクール度</li> <li>         「かい人口</li> <li>         がや</li> <li>         がた</li> </ul> <li>         がた</li> <li></li>	
<ul> <li>原子垣熟出力</li> <li>原子垣下</li> <li>原子垣下</li> <li>原子垣水位</li> <li>「「子小水台</li> <li>「「小小山山」</li> <li>「「小小小」</li> <li>「「子小小」</li> <li>「「「ティウェル」</li> <li>「「」</li> <li>「「」</li> <li>「」</li> <li>「」</li></ul>	
頃子垣圧力 両子垣圧力 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「	2, 5
原子垣水位 「小小山」」 「小小山」」 「小小口」」」 「小小口」」」 「小小口」」 「小小口」」 「小山」 「小山」 「小山」 「小山」 「「小」」 「「「」」 「「」」	6.9
<b>炉心流量</b> 「小小山通度 「小小口山度 「小小口サブクール度 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 」 」 「 」 」 」 」 … … … … … … … … … … … … …	「 「 」 「 」 「 」
頃心入口温度 「小人口温度 「小人口サブクール度」 「約9 「 「 「 「 「	35.4
<u><u></u> <u></u> 「 </u>	約2
<ul> <li>燃料</li> <li>場大線出力密度</li> <li>現大線出力密度</li> <li>44.(</li> <li>原子炉停止後の崩壊熱</li> <li>44.(</li> <li>約約</li> <li>格約容器空間容積(ドライウェル)</li> <li>7,90</li> <li>格約容器空間容積(サプレッション・チェ 空間</li> </ul>	約9
最大線出力密度 原子炉停止後の崩壊熱 格納容器空間容積(ドライウェル) 7,9 格納容器空間容積(サプレッション・チェ 空間	5 5
<ul> <li>第7师停止後の崩壊熱</li> <li>第21</li> <li>第21</li> <li>第31</li> <li>第41</li> <li>第</li></ul>	44.
格納容器空間容積(ドライウェル) 7,9 格納容器空間容積(サプレッション・チェ 空間 、、、)	ANS 然須
格納容器空間容積 (サプレッション・チェ   空間 ンバ)	7, 90
	チュ空間に該相応

<sup>2.6-39</sup> 

<sup>1851</sup> 

	第2.	.6.2-1表 主要解析条件 (LOC)	A時注水機能喪失)(2/4)
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	サプレッション・プール水位	3.61m(通常運転水位)	通常時のサプレッション・プール水位として設定
ЦŽ	サプレッション・プール水温度	35°C	通常時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
初期冬	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
*住	格納容器温度	57°C	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	35°C	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて 設定
H	起因事象	再循環配管の破断 破断面積は約 3. 1cm <sup>2</sup>	<ul> <li>中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定</li> <li>・破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点</li> <li>・破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点</li> <li>で厳しい液相部配管とし、液相部配管はシュラウド内外で燃料被</li> <li>覆管温度及び事象進展に有意な差がないことから、原子炉圧力容</li> <li>器に接続される配管の中で接続位置が低く最大口径となる配管を</li> <li>選定</li> <li>・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シー</li> <li>・破断面積は炉心了LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を</li> <li>代表できる破断面積として約 3.1cm<sup>2</sup>を設定</li> </ul>
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 減圧機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を,低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熟除去系(低圧注水モード)の機能喪失を,減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部 電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは原子炉水 位低(レベル3)、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2) にて発生するものとする

2.6-40

A時注水機能喪失)(3/4) (3/4) 条件設定の考え方	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定		逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係ら設定	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	… <u>」</u> → 格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 影	長 格納容器フィルタベント系の設計値として設定
6.2-1 表 主要解析条件 (LOC/ 主要解析条件	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個 367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個 370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個 377t/h/個	自動減圧機能付き逃がし安全弁の6個 を開することによる原子炉急速減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係)		200m³/h (1.00MPa[gage]において)	120m³/h にて原子炉格納容器内ヘスプレ イ	格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8kg/s に対して,格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱
第2.	原子炉スクラム信号		逃がし安全弁		低压原子炉代替注水系(常設)	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	格納容器フィルタベント系

<sup>2.6-41</sup> 

<sup>1853</sup> 

≤水機能喪失)(4 / 4)	条件設定の考え方	高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが,事象判断時間 を考慮して,事象発生から 10 分後に開始し,操作時間は 20 分間として設定	低圧原子炉代替注水系(常設)の準備時間を考慮して設定	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮 して設定
6.2-1表 主要解析条件 (LOCA時注	主要解析条件	事象発生から 10 分後	事象発生から 30 分後	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時 384~334kPa[gage]の範囲で維持	サプレッション・プール水位が通常水位+約 1. 3m 到達から 10 分後
第 2.	項目	常設代替交流電源設備の起動,受電 及び低圧原子炉代替注水系(常設) 起動,系統構成	逃がし安全弁による原子炉急速減圧 操作	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器冷却操作	格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作
		重大事故等	対策に関	広連する場	<b>诛作条件</b>

「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について

1.事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴

「LOCA時注水機能喪失」は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配 管に小破断LOCA又は中破断LOCAが発生した後に、原子炉へ注水する機 能が喪失するとともに、破断口及び逃がし安全弁からの原子炉冷却材の流出に より、原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には炉心が露出するこ とで炉心損傷に至ることが特徴である。よって、「LOCA時注水機能喪失」 においては、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系(常設)による 原子炉注水を実施する。また、低圧注水機能喪失に伴い残留熱除去系による崩 壊熱除去機能喪失を想定することから、格納容器フィルタベント系を用いた原 子炉格納容器除熱を実施する。

LOCA事象は、破断位置及び破断面積により原子炉冷却材の流出流量や原子炉圧力挙動が変化し、事象進展や評価結果に影響を与えることから、「LOCA時注水機能喪失」の炉心損傷防止対策の有効性評価における破断位置及び破断面積の事故条件設定の考え方について、以下に示す。

2. 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する評価項目

「LOCA時注水機能喪失」は格納容器フィルタベント系を使用する事故シ ーケンスグループであるため、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、 構造及び設備基準に関する規則の解釈」及び「実用発電用原子炉に係る炉心損 傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基 づき,以下の評価項目をいずれも満足する必要がある。

- ① 炉心の著しい損傷が発生するおそれのないものであり,かつ炉心を十分に 冷却できるものであること
  - (a)燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること
  - (b)燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下 であること
- ②格納容器フィルタベント系を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないこと(発生事故当たりおおむね 5mSv 以下)

「LOCA時注水機能喪失」の評価では,燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下で,①の評価項目を満たす破断(破断面積)であっても,燃料被覆管の破裂を伴う場合は,②の要件を満たすことができなくなる可能性があるため,炉心損傷防止として有効性を評価するに当たっては,燃料被覆管の破裂を引き起こさないことを判定の目安<sup>\*1</sup>としている。

※1:炉心損傷の判断は,格納容器内雰囲気放射線モニタ(CAMS)を用いて 行う。ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内の γ 線線量率の 状況を確認し,設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍を超えた場合に 炉心損傷と判断する。また,CAMSが使用不能の場合は「原子炉圧力 容器表面温度:300℃以上」を判断基準として手順に追加する方針であ る。
- 3. 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件設定の考え方
- 3.1 破断位置の事故条件設定の考え方
- (1)破断位置の分類

LOCAの破断を想定する原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管は, 大きく以下の3通りに分類することができる。また,原子炉圧力容器に接続す る代表的な配管(ノズル)を表1及び図1に示す。

a. 気相部配管

気相部配管に破断が発生した場合は,液相部配管破断と比較して破断流量 は小さくなる。また,原子炉の減圧が促進されることから,低圧の原子炉注 水開始が早くなる。

b. シュラウド外の液相部配管

液相部配管に破断が発生した場合は、配管の接続位置が低いほど水頭圧の 影響により破断流量は大きくなる。シュラウド外の液相部配管に破断が発生 した場合、燃料棒が配置されるシュラウド内からの原子炉冷却材流出は、崩 壊熱による蒸発及びジェットポンプ上端からのオーバーフローとなる。この ため、シュラウド内に崩壊熱相当の流量で注水することにより、ジェットポ ンプ上端までのシュラウド内冠水は維持され、炉心冷却は確保される。

c. シュラウド内の液相部配管

シュラウド内の液相部配管に破断が発生した場合,シュラウド内からの原 子炉冷却材流出は,崩壊熱による蒸発,ジェットポンプ上端からのオーバー フロー及び破断口からの流出となる。このため,ジェットポンプ上端までの シュラウド内冠水を維持するためには,崩壊熱相当の流量に破断流量を加え た原子炉注水が必要となる。 表1 代表的な原子炉圧力容器に接続する配管

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



## (2) 破断位置の違いによる影響について

破断位置の違いによる燃料被覆管温度挙動への影響を確認するため、気相部 配管として主蒸気配管及びシュラウド内の液相部配管として配管高さの低い底 部ドレン配管にベースケースと同じ3.1cm<sup>2</sup>の破断面積を設定した場合の感度解 析を実施した。原子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を図2 に評価結果の比較を表2に示す。

この結果,気相部配管の破断を想定した場合は,シュラウド内外の液相部配 管に破断を想定した場合と比較して,燃料被覆管温度が低くなる。また,液相 部配管の破断を想定した場合にはシュラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進 展に有意な差はない。したがって,格納容器破損防止対策の有効性評価(雰囲 気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において原子炉冷 却材圧力バウンダリに接続する配管の中で最大口径である再循環配管(出口ノ ズル)の破断を想定していることを考慮し,「LOCA時注水機能喪失」で想 定する破断位置は,再循環配管(出口ノズル)を設定した。

破断位置	破断面積	燃料被覆管最高温度
主蒸気配管 (気相部配管)		約 489℃
再循環配管(出口ノズル) (シュラウド外の液相部配管)	約 3.1 cm <sup>2</sup>	約 779°C
底部ドレン配管 (シュラウド内の液相部配管)		約 782℃

表2 破断位置の感度解析結果

3.2 破断面積の事故条件設定の考え方

(1) 燃料被覆管の破裂を回避可能な破断面積の範囲

2. に示すとおり、「LOCA時注水機能喪失」では、燃料被覆管の破裂が 発生しないことを判断の目安としている。この考え方に基づき、低圧原子炉代 替注水系(常設)による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断 面積を感度解析により確認し、再循環配管(出口ノズル)に対して約4.2cm<sup>2</sup>の 破断面積の範囲までは燃料被覆管の破裂発生を防止することが可能であること を確認した。ベースケース(約3.1cm<sup>2</sup>)と感度解析ケース(約4.2cm<sup>2</sup>)との原 子炉圧力、原子炉水位及び燃料被覆管温度挙動の比較を図3に、感度解析の結 果を表3に示す。

図3に示すとおり、ベースケースと感度解析ケースとでは、事象進展に有意 な差が生じるものではない。また、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作 による原子炉減圧(原子炉低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)の操作 条件(事象発生の30分後)は、10分間の状況判断の後に常設代替交流電源設備 の準備操作など一連の操作時間を考慮して設定したものであり、パラメータを 起点とした条件設定としていないことから、破断面積の違いによる影響はない。

破断位置	破断面積	破裂の有無
再循環配管(出口ノズル)	約 4. 2 cm <sup>2</sup>	無
(シュラウド外の液相部配管)	約 4.3 cm <sup>2</sup>	有

表3 破断面積の感度解析結果

(2) 有効性評価における破断面積の事故条件の設定

有効性評価においては,自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動操作による原 子炉減圧(原子炉低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)に対して評価上 の操作余裕を確認している。

再循環配管(出口ノズル)に対して破断面積の事故条件を燃料被覆管温度の 破裂発生防止が可能な限界である約4.2cm<sup>2</sup>の破断を設定すると,評価上の操作 時間余裕がなくなることから,炉心損傷防止対策の有効性評価では,燃料被覆 管の破裂発生を防止可能な範囲で事象進展の特徴を代表でき,かつ,5分程度 の操作時間余裕が確保できる破断面積として,再循環配管(出口ノズル)に対 して約3.1cm<sup>2</sup>の破断を事故条件として設定する。

また,約4.2cm<sup>2</sup>の破断を想定し、これが運転員等操作時間の操作時間余裕を 考慮せずに、燃料被覆管の破裂発生防止が可能な最大の破断面積となることを 確認する。

なお、実際のLOCAが発生した場合、破断面積を確認することはできない ため、運転手順においては、LOCA発生の確認(ドライウェル圧力が 13.7kPa[gage]に到達)後に炉心損傷発生の有無によってその後の対応手順を選 択することとしている。また、LOCA時の高圧及び低圧注水機能が喪失する 場合の有効性評価は、炉心損傷防止対策としての「LOCA時注水機能喪失」 及び格納容器破損防止対策としての「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納 容器過圧・過温破損)」により小破断LOCAから大破断LOCAまでの範囲 を確認している。

(3) 炉心損傷防止対策が有効である破断面積について

気相部配管,シュラウド内の液相部配管及びシュラウド外の液相部配管に対して原子炉低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により燃料被覆管の破裂を回避できる破断面積を感度解析により確認した。評価結果を表4並びに図4 及び図5に示す。

この結果,原子炉低圧代替注水系(常設)による炉心損傷防止対策が有効に 実施可能な破断面積の範囲は以下のとおりとなる。

a. 主蒸気配管(気相部配管):約120cm<sup>2</sup>以下

b. 再循環配管(出口ノズル)(シュラウド外の液相部配管):約4.2cm<sup>2</sup>以下

c. 底部ドレン配管(シュラウド内の液相部配管):約4.0cm<sup>2</sup>以下

確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)では、NUREG-1150の 定義と同様に表5のとおり分類しており、5 inch(約 127 cm<sup>2</sup>)以上の配管破断 は大破断LOCAと定義されることから、炉心損傷防止対策が有効に実施可能 な気相部配管の破断面積は大破断LOCA相当となる。一方、液相部配管破断 は炉心損傷防止対策が有効に実施可能な破断面積は小さいが、原子炉冷却材の 流出が長期的に継続すること及び原子炉の高圧状態が維持されるため原子炉減 圧が必要となることから、事象進展の厳しさとして中破断LOCA相当となる。

破断位置	破断面積	破裂の有無
主蒸気配管	約 120 cm <sup>2</sup>	無
(気相部配管)	約 121 cm <sup>2</sup>	有
再循環配管(出口ノズル)	約 4.2 cm <sup>2</sup>	無
(シュラウド外の液相部配管)	約 4.3 cm <sup>2</sup>	有
底部ドレン配管	約 4.0 cm <sup>2</sup>	無
(シュラウド内の液相部配管)	約 4.1 cm <sup>2</sup>	有

表4 破断面積の感度解析結果

表5 LOCA関連事象の分類定義

事象分類	状態定義	等価 破断径	流出流量
漏えい	常用系(CRDポンプ 等)で補給可能な範囲		
小LOCA	RCICで注水可能な 範囲		
中LOCA	小LOCAと大LOC Aの中間範囲		
大LOCA	事象発生により原子炉 が減圧状態になる範囲		
DBA超過LOCA	設計基準事象でのLO CAを超える範囲		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



添 2.6.1-8







図4 主蒸気系配管に約120cm<sup>2</sup>の破断面積を設定した場合



図5 底部ドレン配管に約4.0cm<sup>2</sup>の破断面積を設定した場合

(3) 再循環配管の破断に伴う炉心損傷の発生頻度について

原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接箇所において配管の破断が起こり、LOC Aが発生することを想定し、かつ、全非常用炉心冷却系等によるLOCA発生後 の事象緩和に期待できないものとして炉心損傷頻度を算出した(式1)。なお、 LOCA発生頻度及び全非常用炉心冷却系等機能喪失確率はPRAで用いた値と した。表6に各系統の配管口径別の溶接線数と炉心損傷頻度について示す。

再循環配管の破断によりLOCAが発生し、全非常用炉心冷却系等による事象 緩和ができず炉心損傷に至る頻度は 2.3×10<sup>-9</sup>[/炉年]である。なお、破断面積約 3.1cm<sup>2</sup>以下のLOCAは、炉心損傷防止可能であるため、実態の炉心損傷に至る 頻度は 2.3×10<sup>-9</sup>[/炉年]より小さくなる。

また、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防ぐことができない大破 断LOCAについては、PRAにおいて、炉心損傷頻度は3.6×10<sup>-10</sup>[/炉年]とし ている。なお、気相部配管の破断面積約120cm<sup>2</sup>以下のLOCAは、炉心損傷防止 可能であるため、実態の炉心損傷に至る頻度は3.6×10<sup>-10</sup>[/炉年]より小さくなる。 したがって、再循環配管の破断により発生するLOCAで炉心損傷に至る頻度は +分に小さいものであると整理される。

・配管の破断による炉心損傷頻度

・・・・(式1)

		小破断	LOCA			中破断	LOCA	
灭姑	波拉	配管破断	条件付き	炉心損傷	波拉	配管破断	条件付き	炉心損傷
术和山	俗佞 纳粉※1	発生頻度	炉心損傷	頻度	俗按 如粉※1	発生頻度	炉心損傷	頻度
	麻奴 ***	[/炉年]	確率	[/炉年]	<i>称致</i> ~1	[/炉年]	確率	[/炉年]
HPCS	5	3.6 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3	5	2.4 $\times 10^{-6}$	_*3	<u> </u>
RCIC	81 <sup>×2</sup>	5.8 $\times 10^{-5}$	_*3	_*3	81 <sup>×2</sup>	$3.9 \times 10^{-5}$	_*3	<u> </u>
LPCI (A)	9	6.4 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3	9	4.3 $\times 10^{-6}$	_*3	<u> </u>
LPCI (B)	9	6.4 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3	9	4.3 $\times 10^{-6}$	_*3	<u> </u>
LPCI (C)	7	5.0 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3	7	$3.3 \times 10^{-6}$	_*3	_*3
LPCS	5	3.6 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3	5	2.4 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3
CUW	68	4.9 $\times 10^{-5}$	_*3	_*3	68	$3.2 \times 10^{-5}$	_*3	_*3
P L R	107	7.7 $\times 10^{-5}$	$1.8 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-9}$	107	5.1 $\times 10^{-5}$	$1.8 \times 10^{-5}$	9. $2 \times 10^{-10}$
SLC	40	2.9 $\times 10^{-5}$	<u>*</u> *3	_* <sup>3</sup>	40	$1.9 \times 10^{-5}$	_*3	<u> </u>
RHR	20	$1.4 \times 10^{-5}$	_*3	_*3	20	9.5 $\times 10^{-6}$	_*3	_*3
その他の原子炉	68	$4.9 \times 10^{-5}$	_*3	_%3	68	$3.2 \times 10^{-5}$	_*3	%3
圧力バウンダリ	00	4. 5 \ 10			00	5.2×10		
合計	419	3.0 $\times 10^{-4}$			419	$2.0 \times 10^{-4}$		

表6 各系統における溶接線とLOCA後炉心損傷頻度

※1 溶接線数はクラス1機器の検査カテゴリ B-F 及び B-J 等から抽出。

※2 主蒸気系及び給水系の溶接部のうち、原子炉隔離時冷却系の機能喪失に繋がる箇所を考慮。

※3 再循環配管の破断による炉心損傷頻度の算出には不必要のため、記載せず。

## 4. 国内外の先進的な対策との比較

炉心損傷防止対策が有効である破断面積以上のLOCAに対しては,重大事故 等対処設備による炉心損傷の回避は困難であるが,対策が「十分な対策が計画さ れていること」(国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること)を 確認する必要がある。

着眼点として、「著しい炉心損傷」をもたらすような配管破断が生じた場合で も炉心損傷を回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段、LOCA時のペース の速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる原子炉格納容器 除熱手段が必要となる。

島根2号炉と欧米のプラントで講じられている諸対策を,LOCA以外の事故 シーケンスグループも含めて対比したものを別表1に示す。

別表1に示すとおり、LOCA以外の事故シーケンスグループも含め、基本的 に全ての機能に対して国外と同等の対策を講じてきている。特に、表3に示すと おり、高圧注水機能の強化策である蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系は、国外で は見られない対策であり、時間余裕の小さな事象初期に重要な高圧注水機能の多 重性を向上させる点、駆動源の多様性を向上させる点で有用な対策となっている。

しかしながら、LOCAが生じた場合に燃料被覆管破裂を確実に回避できる大容量かつ即時の原子炉注水手段(インターロックを備えている等)及びLOCA時のペースの速い格納容器圧力上昇を抑制し格納容器ベントを回避できる原子炉格納容器除熱手段については、確認されなかった。

	駆動源	電動	蒸気駆動
		SBOでは給電された後	大規模なLOCAを除き事
原子炉の状	べ態 しまして しょうしょう しょう	に機能する	象初期から機能する
原子炉が 高圧	大破断LOCAを除 くと事象初期は高圧 → <u>時間余裕の小さい</u> <u>事象初期に重要</u>	・高圧炉心スプレイ系×1 ・制御棒駆動系 ・給復水系	<ul> <li>・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・高圧原子炉代替注水系</li> </ul>
原子炉が 低圧	大破断LOCAを除 くと原子炉減圧後に 必要	<ul> <li>・低圧炉心注水系×3</li> <li>・低圧炉心スプレイ系×1</li> <li>・復水輸送系×2</li> <li>・低圧原子炉代替注水系 (常設・可搬型)</li> </ul>	(蒸気駆動は不適)

表7 原子炉への注水機能の整理

※ :有効性評価において有効性を評価した対策

添 2.6.1-15

1-1	事故シーケンス	想定する			1 ×1 ~1 ~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1~1	田 レブをノナロモメ C ~ノナL ウゥカーる設備又は操作		
分類	グループ	機能	島根2号炉	米国	ドイン	スウェーデン	フィンランド	対策の概要
73	高圧注水・減圧機能 喪失	炉心冷却	【・残留熟除去系(低圧注水モー ド)】※ ・低圧原子炉代替注水系(常設) ・低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・高圧原子炉代替注水系	1 と同様	練垣っ 1	I	1 と同様	1 と同様
		原 滅王	<ul> <li>・代替自動滅圧機能※</li> <li>・減圧機能信頼性向上策</li> <li>・減圧機能信頼性向上策</li> <li>一丁偏の遂者ボドへ上策</li> <li>一可換電源からの給電</li> <li>一直流電源車の配備</li> <li>一重流電源車の配備</li> <li>一重素供給圧の調整機能</li> </ul>	<ul> <li>・過渡時減圧自動化ロジック</li> <li>・減圧機能の信頼性向上</li> <li>・追加電源(直流)</li> <li>・追加の窒素供給系</li> <li>・ケーブル性能確保 注)</li> </ul>	<ul> <li>・多様化炉容器減圧系(述がし 安全弁駆動用電動弁)</li> <li>ーチ動および原子炉保護系 にて駆動</li> </ul>	・減圧機能ロジック	・減圧機能の信頼性向上 ーバックアップ用窒素ボン 一道人系からの水圧による 開操作	政米においては、通渡事象時の減 田 = 動化ロジックを整備するとも に、送びしな会弁際御田つ子備婆素 品の信頼性向上手段を整備してい る。また、米国ではシビアイクシゴ 被と下時回處実成下による就任線 報告に必要なサーブルが機能を維持 できることを評価している。 当社においても、代替の減田自動 前性機能に必要なケーブルが続能を維持 できることを評価している。 当社においても、代替の減田自動 前在機能の「適性白」上手段を確認 就正確認に必要なケーブルでつ がては、迷然にひ安全手駆動日の寸 成子体にの整備等によっ たいたは、 としてブリッジ が、 としてブリッジ が、 としてブリッジ とを離認する。
		格納容器 除熱	【・残留熱除去系】※ ・格納容器フォルタベント系 ・原子の補機代替や知系 ・格納容器代替スプレイ系 (可搬 型)	1 と同義	秋间 イ 1	1 と同様	1 と同様	1 と同様
	_	直流電源 設備	<ul> <li>・既設蓄電池の容量増加</li> <li>・負荷切離しによる蓄電池容量</li> <li>・保持</li> <li>・可型化管直流電源設備</li> <li>・可運送着車・高圧発電機車</li> <li>ー進送も年・高圧発電機車</li> <li>ー述がし安全弁用蓄電池</li> </ul>	<ul> <li>著電池容量の増加</li> <li>非安全関連蓄電池設置</li> <li>可搬型方電器による蓄電池</li> <li>再方電</li> <li>原子炉圧力容器減圧及び可搬</li> <li>武ポンプのための直流電源</li> <li>蓄電池負帯切離し</li> </ul>	・ 蓄電池容量の増加 ・可撥型ディーゼル発電機に よる充電	<ul> <li>・不要負荷の切離しによる蓄 電池容量保持</li> <li>・S A設備への給電蓄電池の 確保</li> </ul>	<ul> <li>受電用可搬型発電機</li> <li>充電用可搬型整流器</li> </ul>	欧米では、既設の著電池容量の増 加や負荷の切離しによる著電池容量 確保手段を整備している。また,可 般型発電機を応じえる蓄電池売電手段 を整備している。 並能においても、蓄電池の容量増 加や負荷の切離し等の手段を整備 し、約電の延命対策を整備している。
		給水源	1 と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		ゆくま	上述の調査結果より、国外の既設フ	<sup>r</sup> ラントで整備されている対策が, ,	島根2号炉においても整備されてい	ることを確認した。		
*	有効性評価において有効は	性を評価した	こ対策 注)本件は、米国において	:NRCの要請によって実施された。	, 内的事象に対する個別プラント評	i価(IPE)に関連して, NR(	こより出された Generic Letter 88	-20 追補 1 の添付 2 より抽出したもの。

添2.6.1-16

【 】:設計基準事故対処設備

			別表1 米国・欧	州での重大事故等	芦対策に関する設備	<b>请例の比較との比</b>	較(3/5)	
出来//	事故シーケンス	想定する			重大事故等対策にな	いかる設備又は操作		
対理	グループ	機能	日本 2 号炉	国米	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	対策の概要
m	全交流動力電源喪失	垣心洽劫	<ul> <li>「・原子好隔離時冷却系」※</li> <li>一現場での人力による弁操作</li> <li>「・残留熟除去系(低圧注水モード)」※</li> <li>・低圧原子炉代替注水系(可撤型)</li> <li>・低圧原子炉代替注水系(可撤型)</li> <li>・</li> </ul>	1 空 一 会	1 と回来	r 海 廃	T で ど	r 極 愛
		格納容器 除熱	1 と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		給水源	1 と同様	4月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日 1月1日	1と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		交淌電源 設備	<ul> <li>・常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)※</li> <li>・可操型代書交流電源設備 (高田発電機車)</li> <li>・隣接号機からの電源融通</li> </ul>	・非常用ディーゼル発電機の 追加設置 ・ガメタービン発電機 ・可搬型ディーゼン発電機 ・コーット間の交流電源醸画 ・大力発電ユニットからの電 源供給	<ul> <li>・独立非常用系ディーゼル発電</li> <li>機</li> <li>・可販式ディーゼル発電機</li> <li>・両接ユニット間での非常用電 原接続</li> <li>・第3送電線(地中埋設)</li> </ul>	・ガスタービン発電機 ・可搬型ディーゼル発電機 ・小型可搬ディーゼル発電機	・非常用ディーセル信頼性向上 一起動用ディーセル信頼性向上 一般熱考少プの配備 一条料タンクの配備 一除熟系設置非常用ディー セル発電機運新に合わせ で、除熱系シ系統(佈水、 で、除熱系シ系統(佈水 ・ 非常用ディーセル発電機追設 ・ガスタービン発電機 ・ 丁酸式ディーセル発電機 ・ 正隣発電方からの受電	米国では、ディーセン発電機の追 加設置等を整備している。また欧州 においては、非常用ディーセン発電機の追 置まっとし共に、既設の予選能機等を設 置すっと共に、既設の非常用ディー ゼン発電機の冷却系の最終に「ィー している。 している。 している。 している。 にないる。 に発露を に加えたした。 一年 の代替交流 電源をしてマガスタービン第電機や高 正発電機車を整備している。
		直流電源 設備	2 と同様	2と同様	2と同様	2 と同様	2 と同様	2 と同様
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設フ 圧炉心冷却失敗」、「全交流動力電 バウンダリ確全性(SRV再閉)失	ゲラントで整備されている対策が、 「源喪失(外部電源喪失+直流電源 と数+高圧炉心冷却(HPCS)失)	島根2号炉においても整備されてい (区分1, 2)失敗)+高圧炉心冷 牧」における欧米の対策状況につい	ることを確認した。なお,「全亥 却(HPCS)失敗」,「全交済 で,調査可能な範囲において調査	ご識動力電源喪失(外部電源喪失+ ご動力電源喪失(外部電源喪失+交 [を実施したが,当該シーケンスを:	交流電源 (DG-A, B) 失敗) 十高 流電源 (DG-A, B) 失敗) +圧力 態定した対策に関する情報は無い。

<sup>※ :</sup>有効性評価において有効性を評価した対策

添 2.6.1-17

<sup>[ ]:</sup>設計基準事故対処設備

		対策の概要	(1 と同様	兼同 4 1	1 と同様	3 と同様	熊除去系の機能喪失)における欧米の対	推回 とし	1 と同様	1 と同様	3 と同様	
ヒ較(4/5)		メインテンド	<b>茶回</b> 名 I	茶回 イ 1	1 と同様	3と同様	<b>渡事象+崩痰熱除去失敗」(残留</b> 券	1 と同衆	1 と同様	1 と同様	3 と同様	
備例の比較との日	かかる設備又は操作	イウェーデン	1と同様	」 と 一 英	1 と同様	3 と同様	いることを確認した。なお,「過 青報は無い。	T を 画 参	1 と同様	1 と同様	3 と同様	いることを確認した。
≦対策に関する設(	重大事故等対策に	ドイツ	I と 词 森	r 原 廃	1と同様	3 と同様	島根 2 号炉においても整備されてい ーケンスを想定した対策に関する†	r 短 魔	1 と同様	1 と同様	3 と同様	島根 2 号炉においても整備されてい
州での重大事故等		国米	I で 画 葉	r 夜 英	1 と同様	3と同様	'ラントで整備されている対策が, ' おいて調査を実施したが, 当該シ	r 海 英	1 と同様	1 と同様	3 と同様	ラントで整備されている対策が,
別表1 米国・欧		島根2号炉	【・原子炉隔離時冷却系】※ 【・残留熟除去系(低圧注水モー 下】】※ ・低圧原子手の代替注水系(可搬型) ・低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・高圧原子炉代替注水系	・格納容器フィルタベント系 ・原子炉補機代替冷却系 ※ ・格納容器代替スプレイ系 (可搬 型)	1 と同様	3 と同様	上述の調査結果より、国外の既設フ 策状況について,調査可能な範囲に	[•原子炉隔離時冷却系]※ •低压原子炉代替注水系(常設) *低压原子炉代替注水系(可搬型) •高压原子炉代替注水系	1 と同様	1 と同様	3 と同様	上述の調査結果より、国外の既設フ
	想定する	機能	降씾守政	格納容器 除熱	彩水源	交流電源 設備	ゆえま	炉心冷却	格納容器 除熱	給水源	交流電源 設備	ゆくま
	事故シーケンス	グループ	崩遽熟除去機能喪失 (取水機能喪失)					崩孆熟除去機能喪失 (殘留熟除去系機能 慶失)				
	足く	ガ類	4 - 1					4 - 2				

※ :有効性評価において有効性を評価した対策

【 】:設計基準事故対処設備

			別表1 米国・欧	州での重大事故等	∳対策に関する設(	備例の比較との比	較(5/5)	
異く	事故シーケンス	想定する			重大事故等対策に	かかる設備又は操作		
ガ親	グループ	機能	島根 2 号炉	米国	んナメ	スウェーデン	フィンランド	対策の概要
0	LOCA時注水機能	炉心冷却	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
	X	格納容器 除熱	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1 と同様
		給水源	1 と同様	1 と同様	1 と同様	1と同様	1 と同様	1と同様
		交流電源 設備	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様	3 と同様
		令 イ ま	上述の調査結果より、国外の既設フ なお、「大破断LOCAを上回るL いて調査を実施したが、当該シーケ	パラントで整備されている対策が、 ・OCA(Excessive一L ・ンスを想定した対策に関する情報	島根2号炉においても整備されてい 0CA(地震起因)」,「大破断I は無い。	いることを確認した。 、OCA:注水機能喪失(内部事参	<b>食・地震起因)」における欧米の</b> 対	策状況にしいた、調査可能な範囲にお
ω	原子炉停止機能喪失	炉 止	・代替原子炉再循環ボンプトリッ ブ機能(RPT) ※ ・ほう酸水注入系 (SLC) ※ ・代替制御祿挿入機能 (AR1)	<ul> <li>・代替制御棒挿入系回路(AR1)</li> <li>・SLC5 ほう酸濃度の増加</li> <li>・SLC5 自動起動</li> <li>・SLC5 自動起動</li> <li>・SLC5 自動起動</li> <li>・CRD 系, 原子炉浄化系による</li> <li>・CRD 系, 原子炉浄化系による</li> <li>・CRTN5 再落環ボンプトリップ</li> <li>・シク追加</li> </ul>	<ul> <li>・ホウ酸注入系(手動)</li> <li>・再循環ボンブ自動トリップ</li> </ul>	・ホウ酸注入系(手動,自動) ・パックアップ・スクラム回 路(制御棒挿入,再循環ボ ンプ回転数減速)	• ホウ酸注入系 (自動)	欧米においては、代替制鋼棒挿入 回路を導入し、また、はう酸水注入 系 2.2 (1)、また、はう酸水注入 系 2.2 (1)、また、はう酸水注入 系 2.2 (1)、また、はう酸水注入 系 2.2 (1)、1)、1)、1) 当社においても、欧米と同等の設 備を設置している。 (1)、1)、1)、1)、1)、1)、1) (1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1) (1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1)、1
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設っ なお、欧米の一部既設プラントに未 われるようにしており、自動起動と	プラントで整備されている対策が、 3いてSLCの自動起動を整備して ・同等の手段が整備されていること	島根2号炉においても整備されていいるが、島根2号炉においても整備されてい いるが、島根2号炉では、手順書拿 を確認した。	いることを確認した。 脊においてSLCの手動起動の基準	≜を明記することにより, SLCが	必要な場合に確実な手動起動操作が行
٢	インターフェイスシ ステムLOCA	炉心冷却	・既存設備で対応 ※	・既存設備で対応	(つな)辞卦) 一	(つな時料)) 一	(つな) (つな) (中国)	米国においては、既存設備によっ で存心谷均を実施することになって こる。 当社においても米国同様、既存設 備を用いて存心治均を実施すること にしている。
		格参称 バイパス 防止	<ul> <li>・事象の早期検知、隔離(既設の 計装・設備から兆候を検知) ※</li> <li>・原子炉減圧,水位制鋼の手順整 備</li> </ul>	<ul> <li>・事象の早期検知,隔離(既設の計装・設備から兆候を検知)</li> <li>・原子炉の減圧</li> </ul>	・隔離弁の自動閉止あるいは代 替隔離弁の閉止による格納 容器隔離の確保		(情報なし)	米国においては、既存の計装等か ら兆候を早期に把握し、隔離する手 の米候を目却に把握し、隔離する手 ては、格納容器隔離手段として代替 隔離弁を設置している。 当社においては、米国同様早期検 出および隔離手順を整備している。 当社においては、米国同様早期検 出および路離手順を整備している。 り、流出量を依滅する手段を整備し ている。
*	有効性評価において有効	まとめ 性を評価した	上述の調査結果より,国外の既設7 対策	<b>アラントで整備されている対策が,</b>	島根2号炉においても整備されてい	いることを確認した。		

添 2.6.1-19

【 】:設計基準事故対処設備

【事象の概要】

- 1. LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能が喪失するが低圧原子炉代替注水系 (常設)による原子炉注水により原子炉水位は回復・維持される。 発生した蒸気は逃がし安全弁を通じてサプレッション・チェンバ(S/C)
- に移行する。 2. 事象発生から約27時間後、サプレッション・プール水位が、通常水位+約 1.3mに到達することにより格納容器ベントを実施する。

【評価結果】

敷地境界での実効線量は、5mSv に対して十分小さい。(ドライウェル、サプ レッション・チェンバのいずれのベントラインを経由した場合であっても、原子 炉圧力容器から逃がし安全弁を経由し、サプレッション・チェンバに排出された 気体を排出するため、サプレッション・チェンバでのスクラビング効果に期待で きる。このため、敷地境界での実効線量は同じ値となる。

なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直 接蒸気が排出されるものの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内で の自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、S/C内でのスク ラビング等による除染係数(DF5)に対して遜色ない効果\*が得られるものと 考える。

※「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 添付資料 5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について」



核分裂生成物の環境中への放出について

添 2.6.2-2



添 2.6.2-3

添付資料 2.6.3

安定状態について(LOCA時注水機能喪失)

LOCA時注水機能喪失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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により,炉心冠水が維持でき,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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等 対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器 フィルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去 系)により,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾 向に転じ,また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

逃がし安全弁を開維持することで,低圧原子炉代替注水系(常設)による注水継 続により炉心が冠水し,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

炉心冷却を継続し,事象発生から約27時間後に格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器除熱を開始することで,格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾 向になり,格納容器温度は150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注 水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を上回ることは なく,原子炉格納容器安定状態が確立される。なお,除熱機能として格納容器フ ィルタベント系を使用するが,敷地境界における実効線量の評価結果は約1.7× 10<sup>-2</sup>mSv となり,また,燃料被覆管の破裂も発生しないことから,周辺公衆に対し て著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

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】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。 また,残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い, さらに原子炉格納容器を隔離することによって,安定状態の更なる除熱機能の確 保及び維持が可能となる。(添付資料 2.1.2 別紙 1 参照) 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(LOCA時注水機能喪失) 表1-1 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(LOCA時注水機能喪失)(1/2)

[ S A	FER]			100 P. 10 P.	1000 Prove
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>
	崩摤熱	崩壊熱モデ ル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより 崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「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 時間及び評価項目となるパテ にて確認。
	然料棒棒 熱伝達, 兔液 熟非平衡, 沸 騰邁移	続 茶 体 様 子 人	TBL, ROSA一面の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価 する可能性があり、他の解析モデルの不確かさとも相まってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+60℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の ある場合には実験結果に比べて10℃150℃程度高めに評価する。ま た、炉心が冠水維持する場合においては、FISTーABWRの実験 た、炉心が冠水維持する場合においては、FISTーABWRの実験 た、低圧原子が代替症水系(常設)による注水での燃料棒冷却過程 における蒸気単拍冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃~40℃程度 である。	解析コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて50℃高め に評価することから,解析結果は燃料棒差面の熟伝達係数を 小さく評価することから,解析結果は燃料棒差面の熟伝達な数を の熟伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが,操作手 順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく,燃 料被覆管温度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。	実験解析では熱伝達モデルの 実管温度を高めに評価し、有 被覆管温度を高めに評価する 故るパラメータに対する余裕
	燃料被覆管 酸化	ジルコニウ ムー水反応 モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もるBaker -Just式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与え る。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果をうえため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管 して低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)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。	解析コードでは,燃料被覆管。 量及び発熱量に保守的な結果; 度を高めに評価することから, メータに対する余裕は大きく?
炉心	燃料 被 適 管	膨わ・破裂評 価卡デル	膨れ・破裂は,燃料破覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され, 燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され,円周方向応力は燃焼 期間中の変化を考慮して燃料権内圧を大きく設定し保守的に評価し ている。ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定は概ね保守的 となる。	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することか ら、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合にお いても概ね保守的な判定者果を与えるものと考える。仮に格 納容器内雰囲気放射線モータ(CAMS)を用いて、設計基 準事故相当のッ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管 破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する 必要があり、格納容器フィルタベント系による格納容器除熟 操作の起点が、サブレッション・ブール水位が通常水位十約 1.3mに到達した時点となる。しかしながら、除熟操作までに は本解析においても約27時間後の操作であり、十分な時間余 裕があることから運転員等の判断・操作に対して問題となる ことはない。	破裂発生前の燃料破覆管の膨 無は、伝熱面積やギャップ熱在 属ー水反応熱に影響を与え、燃 及び酸化割合に影響を与えるこ ドでは、前述の判定を行うため 高めに評価することから、概ね るものと考える。
	連勝・ボイド 年 東京化、気液 公開 (大) (七)・ 対回説, 三次元効果	二 相流 体の 流動 モデル	TBL, ROSA-Ⅲ, FIST-ABWRの実験解析において, 二 相水位変化は,解析結果に重量する水位振動成分を除いて,実験結果 と概却同等の結果が得られている。低圧代替花水系の注水による燃料 棒谷却(蒸気単相洽却又は噴霧流治却)の不確かさは20℃-40℃程度 である。また, 原子炉圧力の評価において、ROSA-Ⅲでは、2MPa より低い圧力で系統的に圧力低下ないで、ROSA-Ⅲでは、2MPa より低い圧力で系統的に広力低下さいで、ROSA-Ⅲでは、2MPa り,解析し、低圧注水系の起動タイミングを早めあ可能性が示される。 しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持 格子等の構造材の温度が燃料被覆管からの輻射や過熱蒸気により上 昇し、LPCSスプレイの液滴で浴却された際に蒸気が発生したため であり、低圧原子炉代替注水系(常設)を注水手段として用いる本事 故シーケンスでは考慮する必要のない不確かきである。このため、 料板密信温度にたちたまが響き及ぼす体低圧原子が代替注水系(常設)の 料板酸管温度にたちたまが響いた	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作 であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の 分類にて示す。	炉心内の二相水位変化を概ね」 から、有効性評価確析における し、水位振動に伴うクエンチ時 た影響を取り込む必要があるが が落生せず、かつ、燃料破覆管 させない燃料破覆管温度に対し あることからその影響は小さい (添付資料2.1.4)

添付資料 2.6.4

1878

添 2.6.4-1

	、影響	から, 評価 やい。	■ いの が が が が が が が が が が が が が が の が が に し が の が の が の が の が の が の と が の の が の し 第 派 の ひ の が の し 第 の ひ の の ひ の の ひ の の の の の の の の の の の	転員等操作 える影響」
	評価項目となるパラメータに与える	シュラウド外水位を適切に評価すること 項目となるバラメータに与える影響は小	述がし安全弁派量は,設定圧力で設計流, れるように入力で設定するため不確か。 ない。破断口からの流出は実験結果と良い す臨界流モデルを適用している。有効性 も圧力変化を適切に評価し,原子のへの きた力変化を適切に評価し,原子のへの まからの流出流量を通し,圧力容器ノズル又( 救続する配管と通過し,平衡均質流に差 分な長さであることから,管人口付近の) 響は無視できると考えられ,平衡均質臨! を適用可能である。	「解析条件を最確条件とした場合の運動時間及び評価項目となるパラメータに与 時間及び評価項目となるパラメータに与 にて確認。
	運転員等操作時間に与える影響	原子炉への注水開始は、原子炉水位(シュラウド外水位)の 低下開始を起点として、非常用炉心冷却系注水機能喪失確認 及び代替低圧注水準備を速やかに開始することとなり、水位 低下挙動が早い場合であっても、これら操作手順(速やかに 注水手段を準備すること)に変わりにないことから、運転員 注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員 確保にに与える影響はない。水位低下挙動が遅い場合におい ては操作に対する時間余裕は大きくなる。なお、解析コード では、シュラウド外水位は現実的に評価されることから不確 かさは小さい。	解析コードでは、原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的 に評価する。関連する運転操作として急速減圧後の注水操作 があるが、注水手段が確立してから減圧を行うことが手順の 前提であり、原子炉圧力及び原子炉水位の変動が運転員等操 作時間に対して与える影響はない。	「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。
	不確かさ	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については,燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく,質量及びた頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため,特段の不確かさを考慮する必要はない。	TBL, ROSAーⅢ, FIST-ABWRの実験解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等の解析結果が得られており, 臨界流 モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流 量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめ に与え,燃料被覆管温度を高めに評価する。
	解析モデル	二相流体の 流動モデル	略界流モブル	原子炉注水系モデル
F E R ]	重要現象	<ul> <li>递購・蒸縮・     <li>ボイ ド 単変     </li> <li>た、気波分離     </li> <li>人 位 変     </li> <li>た)・     </li> <li>た)・     </li> </li></ul>	冷却 材 放 出 (臨界流・差 圧流)	ECCS注水 (給水系・代 替注水設備含 む)
次			原子炉压力容器	

表1-1 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(LOCA時注水機能喪失)(2/2)

≋ 2. 6. 4− 1880

添2.6.4-3

[MA.	AP]				
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	崩遽熱	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」にで確認。	「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バラメータに与える影響」にて確 認。
原子炉压力容器	臣 C C S 注 米 (給水系・代 (給水で設備 (約1))	安全系モデル (非常用 炉心 冷却系) 安全系モデル (代替注水設 備)	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。
	格納容器各 領域間の流 動		HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることで確認した。格納容器温度を十数で程度高めことを確認した。格納容器温度を十数で程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向に、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向	HDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区面とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては	HDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数で程度、格納容器品度を十数で程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に訪団するものと考えられ、実験体系に
	構造材との 熱伝達及び 内部熱伝導	格徳容器 <i>モブ</i>   ル(格納容器の	が確認されたが、実験体糸に起因するものと考えした。 しれ、実機体系においてはこの種の不確かさは小 さくならと考えのわる。また、非能能性ガス濃度 しないようことと、かれたものが高い。	この解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、体給容器圧力を操作開始の起点としている体納容器フィルタベント系による が、1 単体にがるで悪手言体血体tenenでよっまでWint + ・、	おいてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているため、評価項目
原子炉格納容器	気液界面の 熱伝達	熱水力モデル)	の年期について、PHPI指来が関ルアータとはヘー 致することを確認した。 格納客者領域間の流動、構造材との熟伝達及び 内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF実験 解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の 挙動について、解析結果が測定データと良く一致 することを確認した。	ペント練Fに示の運転買事機FiteFileにエススの影響に入っい。 また、格納卒器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確か またおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非統縮性ガスの挙 動に測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいこと から、格納容器と良く一致することと確認しており、その差異は小さいと たよるペント操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	となるパラメータに与える影響は小さい。 また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熟伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析に より格納容器温度及び非疑縮性ガスの挙動は測定デー タと良く一致すること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。
	メプレイ治	安全系モデル (格納容器ス プレイ)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平 衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「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。
	格納容器ベント	格納容器モデ ル (格納容器 の熱水力モデ ル)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは格納容器ベントについては、 設計流量に基づいて流路面積を入力値として与 え,格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が 用いられている。	「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。

(LOCA時注水機能喪失)
メータに与える影響
<b>引及び評価項目となる</b> パラ
<b>雀かさが運転員等操作時</b> 間
における重要現象の不確
表1-2 解析コート

	L	解析条件(初期条件,	事故条件)の不確かさ	を行います。	under eine eine der steht die der Steht die S	おお子がし マントレックパン こうてい とうぶ
	項目	解析条件	最確条件	条件蔵疋の考え力	連転貝等操作時間に与える影響	評価項目となるハフメーダに与える影響
	原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員 等操作時間への影響は,最大線出力密度及び原子炉停止 後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は,最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉压力	6.93MPa[gage]	約 6. 77 ~6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与えうるが,原子炉圧力は逃がし安全弁により制 御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁によて変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端か ら+83 cm)	通常水位 (気水分離器下端か ら約+83 cm~約+85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 25 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4.6m であるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に いさい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さいこと	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位 低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラ ム 25 分後までの崩壊熟による原子炉水位の低下量は 、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 4 6m 、高石のに対してゆらぎによる水位変動幅は約2 cmで あるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2 cmで あり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は 小さいことから、評価項目となるバラメータに与える 影響は小さい。
	炉心流量	$35.6  imes 10^3 \mathrm{t/h}$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生 後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事 象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時 間に与える影響は小さい。	「 「 かいの反応度補償のため初期値は変化するが、事象発 生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量 が事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。
初期条件	· ·	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心年	9×9燃料(A型),9×9燃 料(B型)は熱水力的な特性は 同等であり,その相違は然や棒 最大線出力密度の保守性に包 縮されること,東た,9×9燃 料の力がMOX燃料よりも崩 壊熱が大きく,燃料破覆管温度 上昇の鶴点で厳しいため,MO X燃料の評価に包着されることを 考慮し,代表的に9×9燃料(A 型)の評価に包着されることを 考慮し,代表的に9×9燃料(A	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9 ×9 燃料(A型),9×9 燃料(B型),加3燃料につい て,9×9 燃料(A型),9×9 燃料(B型),加3熱水力 的な特性は同等であり、また,MOX燃料の評価は9× 9 燃料(A型)の評価に包給され、事象進展に及ぼす影 響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装 荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料であ る9×9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃 料のうち,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型) は熱水力的な特性は同等であり,事象進展に及ぼす影響は小さいことから,評価項目となるパラメーグに与 える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型)の評価に包給され,評価項目となるパラメー メに対する余裕は大きくなる。
	最大線出力密度	44. OkW/m	約 40. 6㎏/m以下 (実績値)	通常運転時の熟的制限値を設 定(高出力燃料集合体)	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること) れるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること) に変わりはなく、燃料被覆管温度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。	最確条件とした場合、燃料被覆管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する余裕 は大きくなる。
	原子炉停止後の 崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 然姚度33GWd/t	ANSL/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度306Wd/t (実績値)	サイクル末期の熟焼度のばら つきを考慮し, 10%の保守性を 考慮	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水位の低下は緩和され,また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるいとから、操約容器圧力及び温度の上昇が遅くなるい。	最確条件は解析条件で設定している崩壊熟よりも小 さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉 水位の低下は緩和され,また,炉心露出後の燃料被覆 管温度上昇は緩和され,それに伴う原子炉谷均外の放 世も少なくなることから,格納容器圧力及び温度の上 昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇は格納 昇は遅くなるが,格納容器圧力及び温度の上昇に格納 スペラメークにしようの制きれることから,評価項目とな るバラメークレによる影響はない、

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(LOCA時注水機能喪失)(1/4)

	L Å	解析条件(初期条件,事故条	条件及び機器条件)の不確かさ	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	재정 / 티 스 국, 너 두 (티티 수프 약) 미구 수상 [미 소수] 프카	
	項目	解析条件	最確条件	条件蔵疋の考え力	連転貝等操作時间に与える影響	評価項目となるハフメーダに与える影響
	格納容器空間 容積(ドライウ ェル)	$7,900 { m m}^3$	7, 900m <sup>3</sup> (設計1值)	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから, 事象進展に 与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
I	格納容器空間 容積(サプレッ ション・チェン バ)	空間部:4,700㎡ 液相部:2,800㎡	空間部: 4, 700 <sup>m<sup>3</sup> 液相部: 2, 800<sup>m<sup>3</sup></sup> (設計値)</sup>	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値(内部機器及び構造 物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与 える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に 与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
1	真空破壞弁	3.43kPa (ドライウェルー サプレッション・チェンバ 間差圧)	3.43kPa(ドライウェルーサ プレッション・チェンバ間差 圧)(設計値)	真空破壊弁の設定値	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 与える影響はなく,評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
<u> </u>	サプレッショ ン・プール水位	3.61m (通常速転水位)	約3. 59m~約3. 63m (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・チェンバ 水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小さい。例 えば、通常水位の熟容量は約2,800m <sup>4</sup> 相当であるのに対し て、ゆらぎによる水位低下分(通常木位-0,02m分)の熟容 量は約20m2程度であり、その低下割合は通常時の約0,7%程 度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さ いことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・チェ ンパ水位低下分の熟容量は通常水位に対して非常に小 さい。例えば、通常水位の熟容量は約2,800㎡相当であ るのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位 -0.02m分)の熟を見たいとのです。その低下割合 は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。従って、事象進 展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラ メーグに与える影響は小さい。
初期冬	サプレッショ ン・プーレ永温 度	35°C	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッション ・プール水温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器 も低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器 ペントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転 員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量が大きくなり、格納容器へからなるが、その影響 純容器ペントに至るまでの時間が長くなるが、その影響 は小さく、評価項目となるバラメータに与える影響はない。い。
· 	格納容器圧力	5.0kPa[gage]	約5kPa[gage] ~約7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与えうるが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ピーク値に塗するまでの圧力上昇率(平均)は1時間あ たり約18kPaであるのに対し、ゆらぎによる圧力上昇量は 約2 kPaであり非常に小さい。彼って、事象進展に与える影響は がさい。	最確条件とした場合は、ゆらざにより解析条件に対して 変動を与えうるが、ゆらぎによる稀納容器圧力の上昇に 与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧 力が初期ピーク値に達するまでの圧力上昇率(平均)は 1時間あたり約18kPaであるいだ対し、ゆらぎによる圧 力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象 進展に与える影響は小さいことから,評価項目となるパ ラメークに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57°C	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して 変動を与えうるが、格納容器温度は飽和温度として推移す ることとなることから、初期温度が事象進展に及ぼす影響 は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらざにより解析条件に対し て変動を与えうるが、格納容器温度は飽和温度として推 移することとなることから、初期温度が事象進展に及ぼ す影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影 響は小さい。
1	外部水源の温 度	35°C	31℃以下 (実績値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件は解析条件で設定している水温より低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、ペント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件は解析条件で設定している水温より低くなる ため、格納容器圧力上昇が遅くなるが、格納容器圧力上 昇は格納容器ベントにより抑制されるため、評価項目と なるバラメータに与える影響はない。
	外部水源の容 量	$7,740 { m m}^3$	7,740 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪 谷貯水槽の水量を参考に, 最確 条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため,水源が枯渇することはなく,運転員等 操作時間に与える影響はない。	I
	燃料の容量	$1, 180 \mathrm{m}^3$	1,180 <sup>m3</sup> 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に,最確条件を包給できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件より燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が枯渇することはなく,運転員等操 作時間に与える影響はない。	I

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(LOCA時注水機能喪失)(2/4)

添 2.6.4-5

		事故	条件	
坦日	ц¥,	起 西 王 章	安全機能の 喪失に対す る仮定	外部電源
解析条件(初期条件,	解析条件	再循環配管の破断 破断面積は約3. 1cm <sup>2</sup>	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 減圧機能喪失	外部電源なし
事故条件)の不確かさ	最確条件	I	I	I
冬年間氏の歩く古	米庁政定が与んり	中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定 ・破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心 冷却の観点で厳しい液相部配管とし、液相部配管はン コラウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意 な差がないことから、原子炉圧力容器に接続される配 管の中で接続位置が低く最大口径となる配管を選定 ・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上 で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能曖 失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として約 3.1cm <sup>2</sup> を設定	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧炉心 スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能 喪失を, 減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく, 原子 炉水位の低下が早くなることから, 外部電源なしを設定 また, 原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しく なり, 外部電源がある場合を包含する条件として, 原子 炉スクラムは原子炉水位低 (レベル2) にて発生するもの とする
運転昌竺撮化時間にちって影響	<b>生む貝 寸沢   トーマ゙ 即にす ん つ か 音</b>	破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上 で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪 失」の事象進展を代表できる破断面積として3.1cm <sup>2</sup> を 設定している。破断面積によって原子炉からの治却村 の流出量が変わることから、初期の原子炉水位低下挙 動に影響をようるが、操作手順(速やかいご比水手段を 準備すること)に変わりはないことからに転員等操作 時間に与える影響はかさい。ことから塩転員等操作 時間によえる影響はかさい。ことから塩転員等操作 時間によえる影響はかさい。ことから塩合については、 「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」の対応となる。		外部電源がある場合を包含する条件設定としていることから、外部電源ありを想定する場合でも、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える 影響はない。
製作百 しなん パーメータブ ロッカ 製織	111回れ日 こよのハンノイニン にナム の形 増	破断面積によって原子炉からの冷却材の流出量 が変わることから、初期の原子炉水位低下挙動に 影響を与える。破断面積は、炉心損傷防止対策の 有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ 「LOCA時注水機能喪失」の事象進展を代表で きる破断面積として3.1cm <sup>2</sup> を設定している。破断 面積が大きく、炉心損傷(燃料被覆管破裂を含む) に至る場合については、[3.1] 雰囲気圧力・温度 による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 対応となる。	Ι	外部電源がある場合を包含する条件設定として いることから、外部電源ありを想定する場合で も、事象進展に与える影響は小さく、評価項目と なるパラメータに与える影響はない。

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(LOCA時注水機能喪失)(3/4)

添 2. 6. 4-6 **1883** 

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(LOCA時注水機能喪失)(4/4)

添	2.	6.	4-8	
	18	38	5	

○CA時注水機能喪	新価格日レゲ
び操作時間余裕(L(	
-タに与える影響及(	
画項目となるパラメ-	
<b>軍転員等操作時間に与える影響、評</b> 値	
表3〕	6

	訓練実績等	中の續解事お流はろ正にはなる違し 央、を析象の電子、反正にはなる違し、 、それの「、」」、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、、
天) (1/3)	操作時間余裕	報る間に間が同時に、 「「「「」」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」
J.A.時社水機能費	評価項目とな るパラメータ に与える影響	実始上も性場被解もと目メるく策時の早が合覆析低かと一余な感時の早が合覆析低かと一余なの間設まあに管結くらなタ裕る操は定る。は温果な評るには作解よ可そ燃度よる価パ対大開析り能の料はりこ項ラすき
作時間涂俗(LUC	運転員等操作時間 に与える影響	1能る圧系原時含る後速間よ性へご等るるの無確原(予問めこに減ばりがのと緩余。)の無確原(予問なにとど行匠解もあれか作裕と失認予常炉は設定余認かう操析早り水ら時は、水裕定ら原作上ま」が、間大注知及替にの時し、子暇のる原早運にき注知及替にの時し、子暇のる原早運にき後係低水る作をいの急時定能炉る員すな
<b>!</b> 転貝寺傑作時间に与える影響,評価垻日となるハフメータに与える影響及ひ裸	操作の不確かさ要因	【認知】 田央制備室にて機器ラング表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて高圧、低 知を以下に示すとおり、非常用炉心冷却系ポンプ等の手動動動操作による確認を 着劇した場合はて分程度と想定している。また、これらの破損後、略新容器内の る前人の調えいを確認することによりしのCA時注水機能喪失と判備新る時 を用した場合はて分程度と想定している。また、これらの破損後、略新容器内の るため用た水機能喪失の確認は常いの人時注水機能喪失と判備する。よっ をしいたA時注水液能更大の確認時間と想定している。 をしいたA時注水液能更大の確認時間と想定している。 をしいたA時注水液能更大の確認時間と想定している。 をしいたA時注水液能更大の確認です。 をしいたA時注水液能更大変にしている。 をしいたA時注水液能更大変にしている。 をしいたA時注水液能ですの をしいたA時注水液能ですの をしいたA時注水液能でする で成在スクラム、溶水能量のを現たの確認の所要時間に1分を想定。 で、原子術隔離時冷却系起動失敗の確認の所要時間に1分を想定。 で、原子術隔離時冷却系也動失敗の確認の所要時間に1分を想定。 の前の所要時間に1分を想定。 の確認時間ともに、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間を7分間と抱 でする認可要時間に1分を想定。 でた場合に、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間を7分間と抱 でするの確認時間とられる影響はなし。 一般作の弱なでの操作のみであり、操作開始時間に1分を影響にない。 (素) 動量 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、 報信用約時間に与える影響はなし。 【報】 数値の起動、受電操作及び低圧原子炉洗者注水系(常設)の系統構成を行ったの 報信の起動、受電操作してい、事象発生水系(常設)の系統構成の子操作だ水系(常設)の系統構成の子操作に10分程度にある影能なのすなでかり、近く時間につかなかで 他の症別操作者加 たいたい時間でするのが、これら同時で自然に完成のの影響になし。 化の並初操作者無 たいため。 目的にするの影響にない。 他の並初操作者無 たいため。 たいための たいか。 たいており、またい たいための たいための たいか。の たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいたりの たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいための たいたかの たいなかか たいための たいたかの たいための たいたかの たいための たいための たいための たいたかの たいための たいための たいたかの たいための たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたかの たいたいの たいたかの たいたい たいたい たい たい たい たい たい たい た
<b>豕3</b> 〕	(操作条件) の 確かさ 条件設定の考 え方	1水補る時てら圧注の開作分急をと の機認が間事、1原水起始終後速開を と能後事を事つ原水起始終後速開を を載え事を動してに減始設 を喪実象考発後炉常練そ後原圧す定時大超判慮生に代設作の)子操る 法をす断しか低替)を操約炉作こ
	解析条件 不 解析上の操 作開始時間	専 事 第 発 発 在 か う 30 分後
	項目	低炉水設原水子減開压代系に子操炉圧始原替(よ炉作急操)
		图 · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·

	訓練実績等	評価上は作業成立性を踏まえ 事象発生から2時間 30 分後 としており、このうち,輪谷 貯水槽から低圧原子炉代替注 水槽への補給の系統構成は, 所要時間2時間 10 分態だの 下ごろ,訓練実績では約1時 間 41 分である。想定で煎図し ている作業が実施可能なこと を離認した。	評価上は作業成立性を踏まえ 事象発生から約2時間 50 分 後としており、このうち、大 量送水車への給油作業は、所 要時間2時間 30 分想定のと ころ訓練実績では約2時間 12 分である。想定で意図して いる作業が実施可能なことを 確認した。	訓練実績等により,格納谷器 スプレイ系により,格納谷器 頭子の品間は約1時間調査作に である。徳定で読図している 行業実施可能なことや確認し た。
	操作時間余裕	I	I	格 都 都 が 後 中 が り 、 神 手 に ど り に た り に 子 子 の の ま 品 パ ト ク に ま ろ た が の が ま ん た が の の 部 の た で の の 時 れ で つ の 部 ろ た で つ の 時 た で つ の 切 に つ の の の の の の 一 に ひ の の の の の の の の の の の つ に つ の の の の の の
	評価項目とな るパラメータ に与える影響	Ι	I	格ので器は継い操点容%到や実り開析ほる価パ与小納上あ圧緩続る作で、PP等が加速、約上店ご項ラえさ容昇の力優監ご開あ器はBacim時の同と目メるい器は格ので視な的る」Baci原機能の間設等かと一影。と優務上 りしらの格」Baciで作で操は定で、なタ響力優容昇,て、起納力」速をあ作解とあ評るには
	運転員等操作時間 に与える影響	I	I	格昇継こ始納時件。与い員にさ解析をさ時性制は行てととといい格式続くの納時件。与い員にさ解析をさ時性制に行てととという。 容緩監ひの、我点を、えこ等すい析条除に間が御別うおのかす。 器優視ら点で実練などか、「杯条除に間が御別うおのかす」 器優視ら点は」。「ない「「本」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」
	操作の不確かさ要因	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが, 低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり,低圧原子炉 代替注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから 十分な時間余裕がある。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間50分後から開始としているが, 低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり,低圧原子炉 代替注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから 十分な時間余裕がある。	【認知】 権制容器スプレイ実施基準(格納容器圧力 384kPa[gage])に到達するのは事象発 生から約21時間後であり、それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時 間があるため、認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 株納容器代替スプレイ系(可難型)による格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時 精動な器代替スプレイ系(可難型)による格約容器スプレイは、中央制御査での 非操作と現場での可搬型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作が必要 である。現場での規権は中央制御室で行う操作とは別の復旧班買」が配置されて である。現場での可搬型による活水のためのホース敷設等の注水準備操作が必要 しての操作開始時間に与える影響はなし。 186動・操作所要時間」 184動・操作所要時間ご,中央制御室でのか操作を行うことにより注水を開 始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作指始時間に与える影響 はなし。 1840並列操作有無 1840の並列操作にも、操作的信頼性を行うでして「重転員」が正規與作者行う ことにより注水は開始を招し、中央制御室でのか操作を行うことにより注水病時時 はなし。 1840の並列操作はたく、操作の信頼性を行ったのか、中央制御室になし。 1840の並列操作はたく、操作的信頼性を行うたのが、中央制御室になし。 1840の並列操作はなく、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実 加速の調整体にはたく、執作問が時代で加速し、 1840の並列操作はたく、執作問が現代を行うための、 1840の並列操作はたい、 1840の前に与える影響はなし。 1840のがのなたけになく、執作問が最作で行う 1840のがのなたけになく、執作問が最作を行う。 1840のがのなたけになく、執作の信頼性を行うがのが、 1840のがのなたけに、 1840のです。 1840のの、 1840のの、 1840ので、 1840ののによりための 1840のが 1840のがの 1840ののが 1840のが 1840ののが 1840ののから、 1840ののから、 1840のから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840のから、 1840のが 1840ののから、 1840のののの 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののから、 1840ののののののから、 1840ののから、 1840ののののの 1840のののの 1840のののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840のの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840ののの 1840のの
	(操作条件) の 確かさ 条件設定の考 え方	低 年本 11 年	大 大 大 な な な な な な な な な な な な な	格使す慮納用るし 統用るし器力裕設 最乙裕設 長にを定高対考
	解析条件 不 解析上の操 作開始時間	事象発生か ら2時間30 分後	事象発生か ら2時間50 分後	林 納 分 納 子 1 384kPa [gas e] 到途時 席 874 874 874 874 8 81 8 8 8 8 6 9 6 6 周 で 第 6 3 3 4 5 8 5 3 4 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5
通目		低炉水水 田代 都 御 で 着 で が で 水 で で で で で で で で で で で で で で で で	低炉水水行送の給圧代糟補う水燃」時替へ給大車料子注のを重へ補	■ 存代レ搬る格冷 新替イ型原納却 容ス系()子容操器で可よ何器件
				港州务化

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(LOCA時注水機能喪失)(2/3)

	訓練実績等	割割器作の時機よ分害施して、調制器作の時機よ分害施して、調測器をの時機よろ害施して、支援間件るのた時た対理構文、予機間件のの時になり、予選に入り不住を持ち、「場合場合を務合した。」。 「「「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、
(0) (0)	操作時間余裕	格好象時間とが隔りト遅で力か格昇た容弱る過い力的過に生み準き間がかあ操、操れもはら納ばめ器成ま圧」・負圧お約り備る余容で生み確らる作格作る、約1上容緩、の品での8.温荷・2.8、時こ裕器のかりほ、の納開場格私昇器や子展回の観二度)過に2.8%間とがべ時ら、で時ま失容祐合納和す圧か子展回時点気に格温も時的がかかるな、に、間約準を間た敗器時に容認る力で炉界回聞時点寒に格温も時のがかな、にく間お器略がのあ格圧には厳気る容損象後間保、。
	評価項目となるパ ラメータに与える 影響	実間とこ目タ小納時敗場る操可納作な容器者める響子界68多炉性題態はほととにさ容にし操た作能容開の器址干,パを炉圧涨こ格ととの解ぼかな与い器選た作的時性器站た圧的上評う号格力的と納いな操作口等。べ隔場に、時間公式時場力13昇価メえ納は14分からの低いかなってのがあってのがあってのがなってのがあってのがなってのがなってのがなってのがあってのがなってのがあってので評す。大る仮し、後居で、「30名目をは略す項」を発生。まに、応程れ。の遅格 よたとに,の で原健は。時だる項ーは格施失現す度る格操く納 り な影原限 あ子全間
	運転員等操作時間に与 える影響	実て容基方、容益の能器的にの上等にご時さべ作者の運原圧る納点当及を能器の能器時しの上等にご時さべた物点当及を結果が、1.20~1.20~1.20~1.20~1.20~1.20~1.20~1.20~
	操作の不確かさ要因	「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」 「認知」
0	(操作条件) の (確かさ 一条件設定の)   え方	中お要し操は高対考央け時で作格使す慮、利は時に作格使す慮、制る間設開納用るし、制を用設置が用るし、御操を定始容圧余で、金器力裕定
	解析条件 不 解析上の 存 開始時間	サョル常:5 らプン水水弛いるプン水水流いるプラン水水流に3 クラブが位置が、10 到の1 シー通約港後
	項目	

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(LOCA時注水機能喪失)(3/3)

添 2. 6. 4-10 **1887** 

減圧・注水操作の時間余裕について

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」では,原子炉冷却材圧力 バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後,高圧注水機能,低圧注水機能が 喪失することから,逃がし安全弁を用いた急速減圧及び低圧原子炉代替注水系(常 設)による原子炉注水を実施することとしている。

ここでは、逃がし安全弁を用いた原子炉急速減圧操作が遅れ、事象発生35分後 (遅れ時間5分)に開始した場合の影響について評価した。なお、解析は、ベー スケースと同様に輻射熱伝達を保守的に取り扱うSAFERコードを使用してい る。

自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が有効性評価にお ける設定よりも5分遅れた場合の感度解析結果を表1に示す。

また,燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の 関係を図1に,自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動による原子炉減圧操作が5 分遅れた場合の原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内外水位),燃料被覆管温度 及び燃料被覆管酸化割合の推移を図2から図5に示す。

図1に示すとおり、5分の遅れ時間を想定した場合でも、燃料被覆管破裂は発生しないことから、運転員による原子炉減圧操作には少なくとも5分程度の時間 余裕は確保されている。

ベースケースの 減圧操作からの遅れ時間	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の 酸化割合
5分	約 842℃	1%以下

表1 減圧・注水操作遅れによる燃料被覆管温度及び酸化量への影響



燃料棒破裂発生時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の 円周方向の応力の関係



図3 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移(遅れ時間5分)



図5 燃料被覆管酸化割合の推移(遅れ時間5分)
○水源 低圧原子炉代替注水槽:約740m <sup>3</sup> 軸谷貯水槽(西) <sup>※</sup> :約7,000m <sup>3</sup> ※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置) 2	1.000 
○水使用パターン ①低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水 事象発生後,炉心冠水まで最大流量(250m³/h)で注水する。	200 200 0 1 2 3 4 5 6 7 8 20 21 22 23 24 25 28 27 28 167 168 Editation of the second secon
炉心冠水後は、崩壊熱に応じた注水量で注水する。 ②輪谷貯水槽(西)から低圧原子炉代替注水槽への移送 事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m <sup>3</sup> /hで低圧原 ③格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイ	汗炉代替注水槽へ移送する。
事象発生 21 時間後から格納容器圧力に応じ, 120m³/h で間欠運転; )時間評価 (右上図) 事象発生後 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原	を実施。 長子炉注水を実施するため,低圧原子炉代替注水槽水量は減少す
る。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開 力に応じた格納容器スプレイを実施するため, 低圧原子炉代替注水権	始するため水量は回復する。事象発生 21 時間後から格納容器圧 曹への移送を一旦停止するが, 格納容器スプレイは間欠運転であ
るため,格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送? 〇水源評価結果 時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。 原子炉代替注水槽に約 740m <sup>3</sup> 及び輪谷貯水槽(西)に約 7,000m <sup>3</sup> のか 却を継続することが可能である。	を再開し、以降安定して冷却が可能である。 は また、7日間の対応を考慮すると、約3,400m <sup>3</sup> 必要となる。低圧 、を保有することから、必要水量は確保可能であり、安定して治 9

7日間における水源の対応について(LOCA時注水機能喪失)

 $\bigcirc$ 

0

添 2.6.6-1

# 7日間における燃料の対応について(LOCA時注水機能喪失)

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>		ディーゼル燃料
時系列         非常用ディーゼル発電機 2台起動*1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定)         1.618m³/h×24h×7日×2台=543.648m³         高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定)         0.927m³/h×24h×7日×1台=155.736m³         大量送水車 1台起動         0.0652m³/h×24h×7日×1台=10.9536m³         ガスタービン発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定)         2.09m³/h×24h×7日×1台=351.12m³         緊急時対策所用発電機 1台         0.0469 m³/h×24h×7日×1台=7.8792m³	7日間の 軽油消費量 約711m <sup>3</sup>	貯蔵タンクの容 量は約730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 広可能
大量送水車 1 台起動 0.0652m <sup>3</sup> /h×24h×7 日×1 台=10.9536m <sup>3</sup>		
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1 台=351.12m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり、7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが,保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

常設代替交流電源設備の負荷(LOCA時注水機能喪失)

主要負荷リスト

電源設備:ガスタービン発電機

定格出力:4,800kW

扫制		<b>A</b> 古家县	負荷起動時の	定常時の
<b>些</b> 到	主要機器	〔貝何谷里 (1.w)	最大負荷容量	最大負荷容量
順庁		(KW)	(kW)	(kW)
1	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
2	代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
3	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
4	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354



- 2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)
- 2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムL OCA)」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「格納容器バイパ ス(インターフェイスシステムLOCA)(以下、「ISLOCA」という。)」 (ISLOCAの発生後、隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)であ る。
- (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方
  - 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」では,原子 炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で,高圧設計部分と低圧設計部分の インターフェイスとなる配管のうち,隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分 が過圧され破断することを想定する。このため,破断箇所から原子炉冷却材が 流出し,原子炉水位が低下することから,緩和措置がとられない場合には,原 子炉水位の低下により炉心が露出し,炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、ISLOCAが発生したことによって、最終 的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対 策の有効性評価には、ISLOCAに対する重大事故等対処設備及びISLO CAの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。

ここで、ISLOCAが生じた際の状況を想定すると、原子炉を減圧した後、 低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが、本事故シーケ ンスグループにおいては、低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず、 高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとする。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧 炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、ま た、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えい の抑制及びISLOCAの発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原 子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系(サプレッション・プー ル水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」における機 能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能 とするため、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に よる原子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇 所隔離による漏えい停止手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉 心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維 持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格納容器 除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第2.7.1-1(1)図及び第 2.7.1-1(3)図に、手順の概要を第2.7.1-2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操作手順の関係 を第2.7.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要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,緊急時対策要員10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,当直長1名,当直副長1名,運転操作対応を行う運転 員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う要員 は5名である。必要な要員と作業項目について第2.7.1-3図に示す。

a. ISLOCA発生

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で,高圧設計部分と低圧設 計部分のインターフェイスとなる配管のうち,隔離弁の隔離失敗等により低 圧設計部分が過圧され破断することで,ISLOCAが発生する。破断箇所 から原子炉冷却材が流出することにより,原子炉建物ブローアウトパネルが 開放する。

- b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
  - 事象発生後に外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,平均出力領域計装 である。

c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し,原子炉水位低(レベル2)で原子 炉隔離時冷却系が自動起動するが,原子炉水位は低下し続け,原子炉水位低 (レベル1H)で高圧炉心スプレイ系が自動起動する。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を確認す るために必要な計装設備は,各ポンプの出口流量等である。

- d. ISLOCA発生確認
  - 原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を確認し,格納容器 温度,格納容器圧力の上昇がないことから原子炉格納容器外での漏えい事象 であることを確認し,残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇(破断面積が大 きく漏えい量が多い場合は,運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある) により低圧設計部分が過圧されたことを確認し,ISLOCAが発生したこ とを確認する。

ISLOCAの発生を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),ドライウェル圧力(SA),残留熱除去ポンプ出口圧力等である。

なお,監視可能であればエリア放射線モニタ,床漏えい警報,火災警報等 により原子炉棟内の状況を参考情報として得ることが可能である。

e. 中央制御室での残留熱除去系隔離失敗

中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操作を実施するが, 残留熱除去系注水弁の閉操作に失敗する。

残留熱除去系の隔離失敗を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位 (広帯域),原子炉圧力(SA)等である。

f. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 中央制御室からの遠隔操作による残留熱除去系の隔離が失敗するため,破

2.7-2

断箇所からの漏えい量を抑制するため原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉圧力(SA) 及び原子炉圧力である。

g. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

原子炉急速減圧後は,破断箇所からの漏えい抑制のため,破断箇所の隔離 が終了するまで原子炉水位は原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持す る。

原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯 域),高圧炉心スプレイポンプ出口流量等である。

h. 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転

原子炉急速減圧によりサプレッション・プール水温度が35℃を超えた時点で、健全側の残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)の運転 を開始する。

残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)運転を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・プール水温度(SA)等である。

- i.残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転
   破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため,残留熱除去系をサプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。
   残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転を確認するために必要な計装設備は,残留熱除去系熱交換器入口温度等である。
- i. 現場操作での残留熱除去系隔離操作
  - 破断箇所からの漏えい抑制が継続し,現場操作により残留熱除去系注水弁 の全閉操作を実施し,残留熱除去系を隔離する。
  - 残留熱除去系の隔離を確認するための計装設備は,原子炉水位(広帯域) 等である。
- k. 残留熱除去系隔離後の水位維持

残留熱除去系の隔離が成功した後は、高圧炉心スプレイ系により、原子炉 水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持 する。

原子炉水位の維持を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯 域),高圧炉心スプレイポンプ出口流量等である。

以降, 炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は, 残留熱除去系により継続的に 行う。

- 2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価
- (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり,原子炉冷却材圧力 バウンダリと接続された系統で,高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフ

ェイスが,直列に設置された2個の隔離弁のみで隔離された系統において,隔 離弁が両弁ともに破損又は誤開放することで,低圧設計部分が過圧される「I SLOCA」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱,燃料棒表面熱伝達,気液 熱非平衡,沸騰遷移,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(水位変化)・対向流,三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸 騰・凝縮・ボイド率変化,気液分離(水位変化)・対向流,冷却材放出(臨界 流・差圧流),ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)が重要現象となる。 よって,これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変 化解析コードSAFERにより原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管温度等の 過渡応答を求める。

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,本重要 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。

(2) 有効性評価の条件

本重要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2.7.2 -1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の 解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

破断箇所は,運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち,原子炉圧力 容器から低圧設計配管までの弁数が2個であり,ISLOCAが発生する 可能性が最も高い残留熱除去系(低圧注水モード)の注水配管とする(残 留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)及び低圧炉心スプレイ系注水ライ ンについても原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が2個である が,運転中定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮 した発生確率の観点から,残留熱除去系(低圧注水モード)の注水配管に 比べてISLOCAの発生頻度は低くなる)。破断面積は,低圧設計部の 耐圧バウンダリとなる箇所に対して,実耐力を踏まえた評価を行った結果, 保守的に以下を設定する。

(i)残留熱除去系熱交換器フランジ部(破断面積 16cm<sup>2</sup>)

(ii)残留熱除去系機器等(破断面積 1 cm<sup>2</sup>)

(添付資料 2.7.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ISLOCAが発生した側の残留熱除去系が機能喪失するものとする。 (c) 外部電源

外部電源なしの場合は、給水・復水系による給水がなく、原子炉水位の 低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、非常用 ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。

また,原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の 低下が大きくなることで,炉心の冷却の観点で厳しくなり,外部電源があ る場合を包含する条件として,原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル 3)信号にて発生し,再循環系ポンプトリップは,原子炉水位低(レベル

2) 信号にて発生するものとする。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号
   原子炉スクラムは、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉
   水位低(レベル3)信号によるものとする。
- (b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、91m<sup>3</sup>/h (8.21~0.74MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (c) 高圧炉心スプレイ系
   高圧炉心スプレイ系が原子炉水位低(レベル1H)で自動起動し,318
   ~1,050 m<sup>3</sup>/h (8.14~1.38MPa[dif]において)の流量で注水するものとする。
- (d) 逃がし安全弁 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁(6個)を使用するもの とし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものと 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,「1.3.5 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) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生から 30 分後に開始するものとする。
- (b) 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、ISLOCA発生時の現場環境 条件を考慮し、事象発生から約9時間後に開始するものとし、現場移動、 操作等に要する時間を考慮して事象発生の10時間後に完了するものとす る。

(添付資料 2.7.2)

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及び シュラウド内外)<sup>\*</sup>,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量,原子炉圧力容 器内の保有水量の推移を第2.7.2-1(1)図から第2.7.2-1(6)図に,燃料被覆 管温度,高出力燃料集合体のボイド率,炉心下部プレナム部のボイド率,破断 流量の推移を第2.7.2-1(7)図から第2.7.2-1(10)図に示す。

※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を計測している。

2.7-5 **1899** 

#### a. 事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり、給水流量の全喪失が発生することで原 子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子 炉はスクラムし、また、原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプ2台全て がトリップするとともに、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。

破断口から原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位は低下し,原子 炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが,原子炉水位 は低下し続け,原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレイ系による原 子炉注水を開始する。

事象発生20分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため,事 象発生30分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁6個を手 動開することで,原子炉を減圧し,原子炉冷却材の漏えいの抑制を図る。原 子炉減圧により,原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの,高圧炉心スプ レイ系による注水を再開し,原子炉水位が回復する。また,主蒸気隔離弁は, 原子炉水位低(レベル2)で全閉する。

事象発生10時間後,現場操作により残留熱除去系の破断箇所を隔離した後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。

高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については,原子炉 減圧により増加する。また,高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が継続さ れ,その原子炉圧力変化により増減する。

その後は,健全側の残留熱除去系による原子炉圧力容器及び原子炉格納容 器除熱手順に従い,冷温停止状態に移行することができる。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は,第2.7.2-1(7)図に示すとおり,初期値(約309℃) を上回ることなく,1,200℃以下となる。また,燃料被覆管の酸化量は酸化 反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり,15%以下となる。

原子炉圧力は,第2.7.2-1(1)図に示すとおり,約7.59MPa[gage]以下に 抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は,原子炉圧力と原 子炉圧力容器底部圧力との差(高々約0.3MPa)を考慮しても,約7.89 MPa[gage]以下であり,最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,原子炉減圧及び破断 箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方,原子炉 格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度が最も高くなる設計基準事故で ある「原子炉格納容器内圧力,雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪 失」においては,ISLOCAとは異なり,事象開始から原子炉格納容器内 に原子炉冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており,この場合でも原 子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は,約 330kPa[gage] 及び約 145℃にとどまる。このため,本事象においても原子炉格納容器バウ ンダリにかかる圧力及び温度は,原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を 下回る。

中央制御室からの遠隔操作による残留熱除去系の破断箇所隔離には失敗 するが,逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し破断箇所からの原子炉冷却 材の漏えい抑制を図り,高圧炉心スプレイ系等による原子炉注水を継続する ことで,炉心の冷却が維持される。その後は,現場操作にて残留熱除去系の

> 2. 7-6 **1900**

破断箇所を隔離し,高圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系 による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態 が確立し,また,安定状態を維持できる。

(添付資料2.7.3)

本評価では「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

2.7.3 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。

格納容器バイパス(ISLOCA)では,原子炉冷却材圧力バウンダリと接続 された系統で,高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のう ち,隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断し,原子炉格納容器 外へ原子炉冷却材が流出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進展に有意な影響を与えると考えらえる操作として,逃が し安全弁による原子炉急速減圧操作及び残留熱除去系の破断箇所隔離操作とする。

- (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本重要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、 「1.7 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表面熱伝達の不確かさとして,解析コードは,炉心が 冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。 原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動によ り行われ,燃料被覆管温度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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは酸化量及び 酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため,解析結果 は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって,実際の燃料被覆 管温度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが,原子炉 注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行わ れることから,運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.7.4)

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表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される 実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析におい ても、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はお おむね冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を 上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは、燃料被覆 管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、

燃料被覆管温度を高めに評価するが、原子炉水位はおおむね燃料棒有効長頂 部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料被覆管の最 高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評価項目となる パラメータに与える影響はない。

(添付資料 2.7.4)

- (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2.7.2 -1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項目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

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに対して最確条件 は約40.6kW/m以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉注水は原子炉隔離 時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われ,燃料被覆管温 度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。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和されるが,操作手順(炉心冠水操作)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位及び炉心流量は,ゆらぎにより解析 条件に対して変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、 給水・復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電 源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給水・復水 系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操 作時間に与える影響はない。

機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は,解析条件の 不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持 可能な注水量に制御するが,注水後の流量調整操作であることから,運転 員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.7.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/m に対して最確条件 は約40.6kW/m 以下であり,解析条件の不確かさとして,最確条件とした 場合は,燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが,原子炉水位はおおむね燃

> 2. 7-8 **1902**

料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、 燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、 評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は,解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応 したものとしており,その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり,解 析条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,解析条件で設定してい る崩壊熱よりも小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水 位の低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが,本 重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから,評価項目と なるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位及び炉心流量は,ゆらぎにより解析 条件に対して変動を与え得るが,事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については,事象進展を厳しくする観点から, 給水・復水系による給水がなくなり,原子炉水位の低下が早くなる外部電 源がない状態を設定している。なお,外部電源がある場合は,給水・復水 系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため,事象進展が緩和 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。 機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は,解析条件の 不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の保守性),原子炉水位の回復が早くなることから,評価項目となるパラ メータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 2.7.4)

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

操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は,解析上の操作開 始時間として,事象発生から 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,破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧 の操作開始時間は変動する可能性があるが,原子炉隔離時冷却系及び高圧 炉心スプレイ系による原子炉注水により,炉心はおおむね冠水維持される ため,原子炉水位維持の点では問題とならない。

操作条件の残留熱除去系の破断箇所隔離操作は,解析上の操作開始時間 として,事象発生から約9時間後に開始し10時間後の完了を設定してい る。運転員等操作時間に与える影響として,隔離操作を実施すべき弁を容 易に認知でき,現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり,漏え いの影響を受けにくいため,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同 等であり,操作開始時間に与える影響は小さいことから,運転員等操作時 間に与える影響も小さい。

(添付資料 2.7.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は,運転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時間が早まった場合,原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが,原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水により,炉心はおおむね冠水維持されるため,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の残留熱除去系の破断箇所隔離操作は,運転員等操作時間に与 える影響として,隔離操作の有無に関わらず,高圧炉心スプレイ系の原子 炉注水継続により,炉心はおおむね冠水維持されるため,評価項目となる パラメータに与える影響はない。

(添付資料 2.7.4)

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作については,原子炉隔離 時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水により,炉心はおおむね冠水維 持されることから,時間余裕がある。

操作条件の現場での残留熱除去系の破断箇所隔離操作は,隔離操作の有無に 関わらず,高圧炉心スプレイ系の原子炉注水継続により,炉心はおおむね冠水 維持されることから,時間余裕がある。

(添付資料 2.7.4)

(4) 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,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。

- 2.7.4 必要な要員及び資源の評価
- (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」において, 重大事故等対策時における必要な要員は,「2.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に 示すとおり10名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で 説明している緊急時対策要員の45名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」において, 必要な水源,燃料及び電源は,「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行 い,その結果を以下に示す。

a. 水源

ISLOCA発生後の隔離までの流出量は、約600m<sup>3</sup>となる。高圧炉心ス プレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の水源は、サプレッショ ン・チェンバのプール水であり、約2,800m<sup>3</sup>の水を保有していることから、 水源が枯渇することはない。これにより必要な水量が確保可能であり、7日 間の注水継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については,事象発生後7日間 最大負荷で運転した場合,運転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。ディー ゼル燃料貯蔵タンクにて約730m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能で あることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給について,7日間の 運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m<sup>3</sup>の軽油を保有しており,この使用が可能であることから,緊急時対策所用発電機による電源供給について,7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.7.5)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し,非常用ディーゼル発電機等によっ て給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は,非常用ディー ゼル発電機等の負荷に含まれることから,非常用ディーゼル発電機等による 電源供給が可能である。

また,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。

2.7.5 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」では、原子炉冷 却材圧カバウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインタ ーフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧さ れ破断することで、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材が流出することで、原子炉 水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケ ンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」に対する炉心損傷防止対策と しては、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原 子炉注水手段、逃がし安全弁による原子炉減圧手段及び運転員の破断箇所隔離に よる漏えい停止手段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系による原子炉格 納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重要事故シー ケンス「ISLOCA」について有効性評価を行った。

上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原 子炉注水,残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉 格納容器除熱を実施することにより,炉心損傷することはない。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力,原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は,評価項目を満足して

いる。また,安定状態を維持できる。

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,緊急時対策要員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,原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水,逃がし安全弁による原子炉急速減圧,運転員の破断箇所隔離による漏えい停止,残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき,事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(ISLOCA)」に対して有効である。



第2.7.1-1(1)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概略 系統図

(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第2.7.1-1(2)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概 略系統図

(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第2.7.1-1(3)図 「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策の概 略系統図

(原子炉注水及び原子炉冷却)



「し、残留」 注意で「 まを言い 位を維持 冷温停止 航圧炉心スプレイ系によ (原子炉停止時治却モ-『子炉棟内のサーベイネ

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】 1 : 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。 また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による 窒素ガスの供給を行う。

ーフェイスシステムLOCA) 」の対応手順の概要 「格納容器バイパス(インタ 2.7.1-2 🗵 箫

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

[						T					677.37	1 and 1000 ( /							-	677.3	
						-	10	20	30 40	50	経 60	1時間(5 70	子) 80	90	100	110	120	130	8	経1 9	10 10
	1					_		1	1 1		<u> </u>	Ì	I							1	
		実施箇所・	必要人員数			\$	事象発生 原子炉ス	クラム													
l f	青瓜老	火背尾	1.4	中央制御室監視		$\downarrow$	約20秒 房	原子炉水位	低(レベル2	:)											
	莫Ц省	「日氏	17	緊急時対策本部連絡			7	ラント状況	判断												
操作項目	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮	操作内容		▽ *	約12分 原	子炉水位低	(レベル1 5乙に与油	. H) тжит										
	通報連絡等を行う	指示者	1人	初動での指揮						F 1 //~ /EVA	2094/11-							t-mm which	7 257 1		- the states of
	要員	連絡責任者 連絡担当者	4人	発電所内外連絡													Y ZP	可同 次管	1797 2	(永 ()泉子%)	
	運転員 (中央制御室)	運 = (現	転員 .場)	復旧班要員																	10時 残留 漏え
					<ul> <li>外部電源喪失確認</li> </ul>																
					<ul> <li>給水流量の全喪失確認</li> </ul>																
					・ 原子炉スクラム確認, タービントリップ確認																
					<ul> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動確認</li> </ul>																
					<ul> <li>再循環ポンプトリップ確認</li> </ul>																
状況判断	1人 A	-	_	_	<ul> <li>・ 主蒸気隔離弁全閉/逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認</li> </ul>	105	分														1
					<ul> <li>原子炉隔離時冷却系自動起動確認</li> </ul>																
					<ul> <li>原子炉水位低下継続確認</li> </ul>																1
					<ul> <li>高圧炉心スプレイ系自動起動確認</li> </ul>																1
					<ul> <li>ISLOCA発生を確認</li> </ul>																-
					<ul> <li>非常用ガス処理系自動起動確認</li> </ul>																
	(1人)	-	_	_	<ul> <li>原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認</li> </ul>	Т	適宜実	実施													-
原子炉注水操作	(1人)	-	_	_	<ul> <li>高圧炉心スプレイ系 原子炉注水確認</li> </ul>		適	面宝実施													-
	(1人)	-	_	_								漏えい	抑制のた	この原子加	炉水位を	2					
原子炉水位調整操作	A (1人)	-	_	_	<ul> <li>高圧炉心スプレイ系による原子炉水位調整操作</li> </ul>								712 Z K I	. (14.0)	(二 和田 千寸						原子炉
	A	-	_	_	<ul> <li>残留熟除去系 注水弁隔離操作(中央制御室)</li> </ul>		10分	ì	注水弁会	全閉失敗	を想定										
残留熱除去系の 漏えい停止操作(中央制御室)	(1人) A	-	_	-	<ul> <li>残留熱除去ボンブ起動阻止操作</li> <li>残留熱除去系封木ボンブ停止操作</li> <li>残留熱除去系 動交換緊入口弁等の閉止操作</li> </ul>								適	í宜実施							
原子炉急速減圧操作	(1人) A	-	_	_	・ 自動減圧機能付き逃がし安全弁 6個 手動開放操作				10分									1)			T
残留熱除去系	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>残留熟除去系起動操作</li> </ul>					10分											+
(サプレッション・プール水 冷却モード)運転	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)</li> <li>サプレッション・プール水冷却弁操作</li> </ul>						残留熱除 プール水	去系(サ 冷却モー	プレッシ ド)運転	/ョン・							1
残留熱除去系 (サプレッション・プール水 冷却モード)から残留熱除去系 (回乙焙焼止時冷却エード)加装	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>残留熟除去系(原子炉停止時冷却モード)系統構成</li> </ul>											20分					
(原于炉仔工时印刷 [ 17] 91音	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動</li> </ul>											_	10分	ŕ			1
(原子炉停止時冷却モード)運転	(1人) A	-	_	_	<ul> <li>原子炉冷却材温度調整</li> </ul>													$\uparrow$	)	残留熱除 冷却:	:去系(原 モード)j
残留執险去系からの	_	2	Å	_	<ul> <li>放射線防護具準備</li> </ul>					1	0分										$\square$
漏えい停止準備操作	_	B,	, C	_	<ul> <li>残留熱除去系隔離準備(電源ロック)</li> </ul>							30	分								1
残留熱除去系からの	-	(2	人)	_	<ul> <li>保護具装着</li> </ul>															30分	1
漏えい停止操作(現場操作)	_		, C	_	<ul> <li>残留熱除去系 注水弁隔離操作(現場)</li> </ul>																1時間
燃料プール冷却 再開	(1人) A	-	_	_	・ 燃料プール冷却系再起動		<ul> <li>・燃料</li> <li>・必引</li> </ul>	料プール¥ 要に応じっ	合却水ポン: こスキマサー	プを再起 ージタン	動し燃料 クへの補	プールの 給を実施	冷却を再 する。	<b>F開する</b> 。	,		適宜実力	ف			
必要人員数 合計	1人 A	2. B,	人 , C	_														,			

() 内の数字は他の作業終了後,移動して対応する人員数。

第2.7.1-3 図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の作業と所要時間

時間)	
11 12	備考
おモード)	
問	
熱除去系からの い停止	
	解析上考慮せず
水位をレベル3 ベル8に維持	
	解析上考慮せず
原子炉停止時 運転継続	
	銀振し老成社ポ
	肺の上ち慮です 燃料プール水温66℃以下維持



第2.7.2-1(1)図 原子炉圧力の推移



第2.7.2-1(2)図 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移

2. 7-18 **1912** 



第2.7.2-1(3)図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第2.7.2-1(4)図 注水流量の推移

2. 7–19 **1913** 



第2.7.2-1(5)図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



第2.7.2-1(6)図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

2. 7–20 **1914** 







第2.7.2-1(8)図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

2. 7-21 **1915** 







第2.7.2-1(10)図 破断流量の推移

2. 7-22 **1916** 

	1					111
1部/倍		I	平均出力領域計装	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 高圧原子炉代替注水流量	〔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催
重大重扮笙动加	重べずいせんで	I	I	I	I	重:【】 】
	常設設備	原子炉建物ブローアウトパネル	【非常用ディーゼル発電機】 【ディーゼル燃料貯蔵タン ク】	【原子炉隔離時冷却系】 【高圧炉心スプレイ系】 サプレッション・チェンバ	高圧原子炉代替注水系 サプレッション・チェンバ	
	手順	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で,高圧設 計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管の うち,隔離チの隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され 破断することで,インターフェイスシステムLOCAが発 生する。破断箇所から原子炉冷却材が流出することによ り,原子炉建物ブローアウトパネルが開放する。	外部電源喪失が発生し,原子炉がスクラムしたことを確認 する。	原子炉スクラム後,原子炉水位は低下し,原子炉水位低(レ ベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが,原子炉 水位は低下し続け,原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉 心スプレイ系が自動起動する。	高圧注水機能喪失確認後,高圧原子炉代替注水系を起動 し,原子炉水位を回復する。	
	判断及び操作	インターフェイスシステムLOCA発生	外部電源喪失及び原子 炉スクラム確認	原子炉隔離時冷却系及 び高圧炉心スプレイ系 による原子炉注水	高圧原子炉代替注水系 による原子炉注水	

「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について(1/3) 第2.7.1-1表

<sup>2. 7–23</sup> **1917** 

			重大事故等対例	診備	
判断及び操作	手順	常設備	可搬型設備	計	
	原子炉水位及び原子炉圧力の低下によりLOCA事象を			原子炉圧力(SA)	
	確認し、格納容器温度、格納容器圧力の上昇がないことか			原子炉圧力	
	ら原子炉圧力容器外での漏えい事象であることを確認し、			原子炉水位 (SA)	
インターフェイスシス	残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇(破断面積が大きく			原子炉水位(広帯域)	
テムLOCA発生確認	漏えい量が多い場合は,運転員の対応なしに低下傾向を示	I	I	原子炉水位 (燃料域)	
	す場合もある)により低圧設計部分が過圧されたことを確			ドライウェル圧力 (SA)	
	認し、インターフェイスシステムLOCAが発生したこと			ドライウェル温度 (SA)	
	を確認する。			【残留熱除去ポンプ出口圧力】	
				原子炉圧力 (SA)	
東四番シングの東中中	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系の隔離操			原子炉圧力	
十大回便生での残留愁は十多世際を出る	作を実施するが、残留熱除去系注水弁の閉操作に失敗し、	I	I	原子炉水位 (SA)	
财艺术隔離大敗	残留熱除去系の隔離に失敗する。			原子炉水位 (広帯域)	
				原子炉水位 (燃料域)	
逃がし安全弁による原	残留熱除去系の隔離に失敗するため, 破断箇所からの漏え	自動減圧機能付き逃がし安		原子炉圧力 (SA)	
子炉急速减圧	い量を抑制するため原子炉を急速減圧する。	全弁		原子炉圧力	
				原子炉水位 (SA)	
高圧炉心スプレイ系に	原子炉水位回復後は,破断箇所からの漏えい抑制のため,	【高圧炉心スプレイ系】		原子炉水位 (広帯域)	
よる原子炉注水	原子炉水位低(レベル2)以上で低めに維持する。	サプレッション・チェンバ	l	原子炉水位 (燃料域)	
				【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】	
残留熱除去系 (サプレッ	原子炉急速減圧によりサプレッション・プール水温度が	【残留熱除去系(サプレッシ		サプレッション・プール水温度 (SA)	
ンヨン・ノール水倍却モード)運転	35 しを超えた時点で, 健全側の残留熟時去米によるサンレッション・プール水冷却モード運転を開始する。	ョン・プール水冷却モード)】	I	【残留熱除去ポンプ出口流量】	
		-	Ē: [ ]	<ul><li>     立大事故等対処設備(設計基準拡張)     有効性評価上考慮しない操作     </li></ul>	

「格納容器バイパス (ISTOCA)」の重大事故等対策について (2/3)第2.7.1-1表

2.7-24

水山座に 五、マジト日 ノケ	H 면		重大事故等対処	設備	
刊町及い操作	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備	
残留熱除去系(原子炉停 止時冷却モード)運転	破断箇所からの漏えい水の温度抑制のため,残留熱除去を サプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止 時冷却モード運転に切り替える。	【残留熟除去系(原子炉停止 時冷却モード)】	I	原子炉圧力(SA) 原子炉圧力 【残留熱除去ボンプ出口流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	
現場操作での残留熱除 去系隔離操作	破断箇所からの漏えい抑制を継続し, 現場操作により残留 熱除去系注水弁の全閉操作を実施し, 残留熱除去系を隔離 する。	【残留熟除去系注水弁】	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	
残留熱除去杀隔離後の 水位維持	残留熱除去系の隔離が成功した後は,高圧炉心スプレイ系 により,原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子 炉水位高(レベル8)の間で維持する。	【高圧炉心スプレイ系】 サプレッション・チェンバ	I	原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】	
			[ ] :重	<ul><li>(大事故等対処設備(設計基準拡張)</li><li>● 有効性評価上考慮しない操作</li></ul>	

「格納容器バイパス(ISLOCA)」の重大事故等対策について(3/3) 第2.7.1-1表

2.7-25

	第 2. 7.	2-1表 主要解析条件(格納容器バイ	ンポス (ISLOCA)) $(1/4)$
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	解析コード	SAFER	
	原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	$35.6 \times 10^3 t/h$	定格炉心流量として設定
	炉心入口温度	<b>約 278℃</b>	熱平衡計算による値
夜 報	炉心入口サブクール度	約 9 ℃	熱平衡計算による値
<b>郑条件</b>	燃料	9 × 9 燃料(A型)	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等 であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡される こと、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため,MOX燃料の評価は9 ×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し,代表的に9 ×9燃料(A型)を設定
	燃料棒最大線出力密度	44. 0kW/m	通常運転時の熱的制限値を設定(高出力燃料集合体)
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (姚焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
	水源温度	49°C	サプレッション・チェンバからの注水における代表温度を設定

2.7-26

<sup>1920</sup> 

	1.2 44	- 5 - 1 爻 工女呼叭 禾 ( 1 / 1 / 1 / 1 / 1 / 1 / 1 / 1 / 1 / 1	
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	起因事象	残留熱除去系(低圧注水モード)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フランジ部:16cm <sup>2</sup> 残留熱除去系機器等: 1 cm <sup>2</sup>	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち,低圧設計部の耐 圧バウンダリとなる箇所に対する実耐力を踏まえた影響評価 結果を踏まえて設定
<del>]II</del>	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェイスシステムLOCAが発生 した側の残留熱除去系の機能喪失	インターフェイスシステムLOCAが発生した側の残留熱除 去系が機能喪失するものとして設定
<b>*</b> 故条件	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給水・復水系 による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外 部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまで炉心の冷却の観点で厳しくなり、外 部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、 原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環ポンプトリ ップは、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生し、再循環ポンプトリ
重大事	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05 秒)	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
故等対策に関連する機器条件	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 91㎡/h(8.21~0.74MPa[dif]において)にて 注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定

筆272-1美

2.7-27

第2.7.2-1表 主要解析条件 (格維 項目 プレイ系 プレイ系 プレイ系 アウイ系 アウィ系 (14~1.38M て)にて注水 (14~1.38M て)にて注水 (5.8MPa[gage]×2個、367t/h 7.58MPa[gage]×2個、367t/h 7.58MPa[gage]×3個、377t/h 7.79MPa[gage]×3個、377t/h 1.770MPa[gage]×4個、377t/h 自動減圧機能付き述がし安全兼気流量の (第745年) 2.252万とによる原子炉急速減低	<b>1容器バイパス(ISLOCA))(3/4)</b>	条件設定の考え方	高圧炉心スプレイ系の設計値として設定 こて自動起動 Pa[dif]におい e <sup>666666666666666666666666666666666666</sup>	/個 /個 逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定 /個	产の 6 個を開す <sup>顕係&gt;</sup>	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	第2.7.2-1表 主要解析条件 (	項目	プレイ系 プレイ系 318~1,050 m <sup>3</sup> / て)にて注水	逃がし弁機能 7.58MPa[gage] 7.55MPa[gage] 7.79MPa[gage] 7.79MPa[gage]	自動減圧機能作 ることによる原 < <sup>原子炉圧力と逃が</sup>	新 K K K K K K K K K K K K K K K K K K K

<sup>2.7-28</sup> 

条件設定の考え方	ISLOCAの発生を確認した後、中央制御室において隔離操 作を行うが、その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の 操作時間を考慮して事象発生 30 分後を設定。	破断面積合計 17cm <sup>2</sup> のISLOCA発生時における原子炉建物 原子炉棟の現場環境条件を考慮し、運転員の現場移動時間及び 操作時間等を踏まえて設定。
王爱胜朳余件	事象発生 30 分後	事象発生 10 時間後に隔離完了
項日	逃がし安全弁による原子炉急速減 圧操作	残留熱除去系の破断箇所隔離操作
		項目         工業時期末代         工業時期末代         来付むたのちんり           1         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2         1         2

2.7-29

インターフェイスシステムLOCA発生時の対応操作について

A-残留熱除去系にてインターフェイスシステムLOCA(以下「ISLOC A」という。)が発生した場合の対応操作について,以下に示す。

ISLOCAの発生を確認した場合には、中央制御室からの遠隔操作によりA −残留熱除去系注水弁の閉止操作を実施することで低圧設計部への加圧を停止す る。これに失敗した場合には、中央制御室からの遠隔操作により原子炉を減圧す ることで漏えい量を抑制するとともに、可能な限り系統の隔離状態を確保するた め、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施す るとともに、現場操作によりA−残留熱除去系注水弁を閉止する。

また,不要な系統加圧を防止する観点で,A-残留熱除去ポンプのコントロー ルスイッチを停止位置に固定するとともに,A-残留熱除去系封水ポンプを停止 する。

添 2.7.1-1





添 2. 7. 1-2 **1925** 

インターフェイスシステムLOCA発生時の 破断面積及び現場環境等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムL OCA)」(以下「ISLOCA」という。)では,原子炉冷却材圧力バウン ダリと接続し原子炉格納容器外に敷設された配管を有する系統において,高圧 設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち,隔離弁の誤開 放等により低圧設計部分が過圧され,格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが 発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し原子炉格納容 器外に敷設された配管を図1に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し,原子炉格納容器外に系統配管があるラ インは下記の通りである。

- ・高圧炉心スプレイ系注入ライン
- ・残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン
- ・残留熱除去系炉頂部ライン
- ・残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン
- ・残留熱除去系停止時冷却モード抜出ライン
- ・低圧炉心スプレイ系注入ライン
- ・原子炉隔離時冷却系蒸気ライン
- ・ほう酸水注入系注入ライン
- ・原子炉浄化系系統入口ライン
- ・制御棒駆動系挿入ライン
- ・制御棒駆動系引抜ライン
- ・主蒸気系ライン
- ・給水系注入ライン
- ・試料採取系サンプリングライン
- ・圧力容器計装系ライン

高圧バウンダリのみで構成されている圧力容器計装系ラインは、ISLOC Aの対象としない。影響の観点から、配管の口径が小さい制御棒駆動系挿入ラ イン、制御棒駆動系引抜ラインおよび試料採取系サンプリングラインは、評価 の対象としない。

さらに、ISLOCA発生頻度の観点から、高圧炉心スプレイ系注入ライン、 残留熱除去系炉頂部ライン、原子炉隔離時冷却系蒸気ライン、ほう酸水注入系 注入ライン、原子炉浄化系系統入ロライン、主蒸気系ライン及び給水系注入ラ インは低圧設計部が3弁以上の弁で隔離等されていることから評価の対象とし

ない。

発生頻度の分析について、PRAにおいては、主に原子炉圧力容器から低圧 設計配管までの弁数及び定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有 無を考慮し、ISLOCAの発生確率が高いと考えられる配管(残留熱除去系

(低圧注水モード)注入ライン,残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン, 残留熱除去系停止時冷却モード抜出ライン,低圧炉心スプレイ系注入ライン) について,各々の箇所でのISLOCA発生確率を算出している。(事故シーケ ンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について別添島根原子力発 電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について)

表1の整理の通り,PRA上は低圧設計配管までの弁数が少なく,定期試験 時のヒューマンエラーによる発生が考えられる残留熱除去系(低圧注水モード) 注入ラインでのISLOCA発生確率が最も高い。各配管におけるISLOC Aの発生頻度は,定期試験のある残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン においては 6.0×10<sup>-8</sup> [/炉年],低圧炉心スプレイ注入ラインにおいては 2.0× 10<sup>-8</sup> [/炉年],定期試験のない残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインにおい ては 5.8×10<sup>-10</sup> [/炉年],残留熱除去系停止時冷却モード抜出ラインにおいては 2.1×10<sup>-10</sup> [/炉年]である。

以上により, ISLOCAの評価対象の配管は, 運転中に開閉試験を実施す る系統のうち, ISLOCAが発生する可能性が最も高く, ISLOCAが発 生した場合の影響が最も大きい残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインを 選定する。

この評価対象に対して構造健全性評価を実施し、その結果に基づき有効性評価 における破断面積を設定する。




表1 低圧設計配管までの弁数,運転中定期試験の有無及び

系統	低圧設計配管ま での弁数	運転中定期 試験の有無	ISLOCA 発生頻度[/炉年]
残留熱除去系(低圧注水モ ード)注入ライン <sup>*1</sup>	2 弁	有	6. $0 \times 10^{-8}$
残留熱除去系停止時冷却 モード戻りライン <sup>※2</sup>	2 弁	無	5.8 $\times 10^{-10}$
残留熱除去系停止時冷却 モード抜出ライン <sup>*3</sup>	2 弁	無	2. $1 \times 10^{-10}$
低圧炉心スプレイ系注入 ライン	2 弁	有	2. $0 \times 10^{-8}$

ISLOCA発生頻度

- ※1:残留熱除去系(低圧注水モード)の注入ラインは,原子炉圧力容器から 数えて2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され,2弁 目以降から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の 配管で構成されており,3弁目は中圧設計のラインに設置されている。 中圧設計の配管は低圧設計の配管よりも破断確率が低いが,3弁目まで は考慮の対象とせず,2弁目までを考慮の対象とした。
- ※2:残留熱除去系停止時冷却モード戻りラインは,原子炉圧力容器から数え て2弁目までの範囲が高圧設計(10.4MPa)の配管で構成され,2弁目以降 から残留熱除去ポンプの吐出までの範囲は中圧設計(3.92MPa)の配管で 構成されている。
- ※3:残留熱除去系停止時冷却モード抜出ラインは,原子炉圧力容器から数え て2弁目までの範囲が高圧設計(8.62MPa)の配管で構成され,2弁目以降 から残留熱除去ポンプの吸込みまでの範囲は低圧設計(1.37MPa)の配管 で構成されている。

2. ISLOCA発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I SLOCAの評価対象に対して,実機の系統構成,各機器 の特徴を踏まえて隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全 性評価の内容について示す。なお,A-残留熱除去系(低圧注水モード)とB-残留熱除去系(低圧注水モード)の系統構成に大きな相違はないため,代表とし てA-残留熱除去系(低圧注水モード)について評価を行った。

残留熱除去系(低圧注水モード)の系統概要図を図2に示す。残留熱除去系( 低圧注水モード)は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部分と低圧 設計部分とを内側隔離弁(逆止弁)及び外側隔離弁(電動仕切弁)の2弁により 隔離されている。内側隔離弁(逆止弁)も運転中に弁の開閉試験を行うが、弁の 前後に差圧がある場合には弁が開放しない構造であるため、外側隔離弁(電動仕 切弁)が開放する事象を想定する。評価においては、厳しい想定として、内側隔 離弁(逆止弁)が全開した状態で外側隔離弁(電動仕切弁)が全開するとした。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部分と低圧設計部 分が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると,高圧設計部分から低 圧設計部分に水が移動し,配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい 圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した 場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧 側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発 生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、そ の懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時 冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方,満水状態であったとしても,隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水 撃力が発生するが,緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり, また,後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず,圧力がバラ ンスするまで低圧側の系統が加圧される。

電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、約8秒(全ストローク217mm) となっており、電気的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、 水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。

文献\*<sup>1</sup>によると,配管端に設置された弁の急開,急閉により配管内で水撃作 用による圧力変化が大きくなるのは,弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)におい て,圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合であ るとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \le 1$$
$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

- θ:弁の時間定数
- T : 弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s)
- μ:管路内を圧力が往復する時間(s)
- L : 配管長(m)
- α: 圧力波の伝播速度(m/s)

ここで、αは管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすこ とができ、配管長(L)を実機の残留熱除去系(低圧注水モード)の注水配管の配 管長\*2を元に保守的に200m\*3とし、水の音速(α)を1,500m/s\*4とすると、管路 内を圧力波が往復する時間(μ)は約0.27秒となる。即ち、弁開放時間(T)を残留 熱除去系(低圧注水モード)の電動仕切弁の約8秒とすると水撃作用による大き な圧力変化は生じることはなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回 る荷重がかかることはないこととなる。

なお, 次項にて示す強度評価において, 例えば配管で最も厳しい No. 23 配管の 最小厚さ(ts) 13. 21mm における許容圧力(1次一般膜応力 0.6Su 適用値)は 10MPa を超えており, 十分な余裕がある。さらに, 設計引張強さ(Su)までの余 裕を考えると, さらなる余裕が含まれることとなる。

- \*1:水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」((財)電力中央研究 所 元特任研究員 秋元徳三)
- \*2:残留熱除去系(低圧注水モード)の原子炉圧力容器開口部から低圧設計 部分の末端の逆止弁までの長さは約150m
- \*3:配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価 することになり,水撃作用の発生条件に対し保守的となる。
- \*4: 圧力 7.2 MPa[abs],水温 38℃の場合,水の音速は約 1540m/s となる。

以上より,残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても,原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが,残留 熱除去系の外側隔離弁(電動仕切弁)が8秒で全閉から全開することにより,図 3に示す低圧設計部の範囲が過圧された場合の圧力推移をTRACGコードにより評価した。

残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン過圧時の各部の圧力最大値を表2 に,圧力推移図を図4に示す。

位置*	圧力最大値(MPa[abs])
注水弁入口(①)	7.7
逃し弁入口 (②)	7.4
残留熱除去系熱交換器(③)	7.9
ポンプ出口逆止弁出口(④)	8.0

表2 残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン過圧時の各部の圧力最大値

※数字は図3における位置を表す。





添 2. 7. 2-7 **1932** 



添 2. 7. 2-8 **1933** 



図4 残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン過圧時の圧力推移例 (ポンプ出口逆止弁出口位置)

弁開放直後は,定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口(原子炉圧力容器 側)の圧力 に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力 まで上昇し,その後,上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、TRACGの解析結果を踏まえ、隔離弁 開直後の最大圧力と系統待機水の温度(室温程度)との組み合わせ、隔離弁開か ら10秒程度以降の静定圧力と静定温度(炉圧及び炉水温度相当)との組み合わ せを考慮して評価圧力・温度を設定し、評価対象機器の構造健全性評価を実施し た。

として評価を実施した。

また,破断面積の算出においては,隔離弁開直後の最大圧力と漏えい発生後の 静定温度を保守的に組み合わせて評価を実施した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-9 **1934** 

- 3. 構造健全性評価
- 3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について 残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において,圧力バウン ダリとなる以下の箇所に対して2.で評価した圧力(7.4MPa[gage]),温度(288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。
  - ① 熱交換器
  - ② 逃がし弁
  - ③ 弁
  - ④ 計 器
  - ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を図5及び表3に示す。



図5 評価対象範囲系統図

添 2. 7. 2-11 **1936** 

	機器		弁番号, 個数等
残留	熱除去系熱交換	器	1個
逃が	し弁		1台
			RV222-1A
弁	プロセス弁		19 台
			V222-1A, V222-3A, V222-12A, V222-18A,
			V222-20A, V222-39, V222-37A, V222-83,
			MV222-2A, MV222-3A, MV222-5A, MV222-11A,
			MV222-13, MV222-15A, MV222-16A, MV222-20,
			MV222-22A, MV229-3A, CV222-1
	その他の弁	ベント弁	15 台
		ドレン弁	V222-504A, V222-507AX, V222-527AX, V222-529AX,
			V222-530AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X,
			V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X,
			V222-568X, V222-578AX, V222-579AX
		計器	6 台
		隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A,
			V222-725, V222-726
		サンプル	2台
		弁	AV222-706A, MV278-402
計器			10 個
			PS222-4A-1, PS222-4A-2, PX222-4A, FX222-1A,
			FX222-2A, FX222-3, dPX222-1A, TE222-1A,
			TE222-2A, TT222-13A
低圧	注水系配管		1式

表3 評価対象範囲に設置された機器

- 3.2 構造健全性評価の結果
  - (1) 熱交換器(別紙2)

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧,加温される熱交換器の各部 位について、「島根原子力発電所 工事計画認可申請書」(以下「既工認」とい う。)を基に設計上の裕度を確認し、裕度が2以上の部位を除く水室フランジ、 水室フランジボルト、管板及び伝熱管について評価した。

a. 水室フランジ,水室フランジボルト

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造-一般事項」を適用して算出した ボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断 面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価 した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の値	判定基準	判定*	
水室フランジ	120MPa	438MPa		
	(発生応力)	(許容応力)	$\bigcirc$	
水室フランジボルト	64, 029	26, 161	$\bigcirc$	
	(ボルトの総断面積)	(ボルトの必要な断面積)	U	

※水室フランジについては,発生応力が許容応力以下であること,水室フランジボルトについては,ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であること

b. 管板

設計・建設規格「PVC-3510 管穴の中心間距離および管板の厚さ規定」を適用 し、管板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以 上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定 <sup>*</sup> (t <sub>s</sub> ≧ t)
管板	SFVC2B		163	0

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

c. 伝熱管

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し,管板の必要最小厚 さを算出した。その結果,実機の最小厚さは必要厚さ以上であり,評価した各 部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材料	実機の最小厚さ [t <sub>s</sub> ](mm)	計算上必要な厚さ [t](mm)	判定 <sup>*</sup> (t <sub>s</sub> ≧ t)
伝熱管	SUS304TB			$\bigcirc$

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-13

<sup>1938</sup> 

- (2) 逃がし弁(別紙3)
  - a. 弁座

設計・建設規格「WVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用 し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さが必要厚さ以上で あり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*
弁座		0.8	0

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁体

弁体下面にかかる圧力(7.4MPa)が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして 発生するせん断応力を評価した。その結果,発生せん断応力は許容せん断応力 以下であり,評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判定*
弁体	41	88	0

※発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

## c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小 厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要な最小厚さ以上であり、評 価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判定*
弁本体の耐圧部		0.3	0

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

## d. 弁耐圧部の接合部

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱 フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量 からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイ ナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、ボンネットフラン ジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない 構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネットフランジと リフト制限板の合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破 損せず漏えいは発生しないことを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

# 添 2. 7. 2-14 **1939**

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
ボンネットナット座面	68	632	0
ボンネットフランジと リフト制限板の合わせ面	52	438(ボンネットフランジ) 392(リフト制限板)	0

※発生応力が許容応力以下であること

- (3) 弁(別紙4)
  - a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小 厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な最小厚さ以上であ り、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ	計算上必要な厚さ	判定 <b>※</b>
	[t <sub>s</sub> ] (mm)	[t] (mm)	(t <sub>s</sub> ≧ t)
弁本体の耐圧部		0.2~3.3	0

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱 フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量 からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラ スである弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部 位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボ ンネットフランジと弁箱フランジがメタルタッチしており、それ以上ガスケッ トが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面及びボンネ ットフランジと弁箱フランジの合わせ面の発生応力が許容応力以下であり、評 価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判定*
ボンネットナット座面	$36 \sim 280$	$524 \sim 865$	0
ボンネットフランジと 弁箱フランジの合わせ面	45~92	438(ボンネットフランジ) 407~438(弁箱フランジ)	0

※発生応力が許容応力以下であること

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

なお,以下の弁は加圧時の温度,圧力以上で設計していることから,破損は 発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部	的位	弁番号	設計圧力	設計温度
		MV222-5A	8.62MPa	302°C
プロセン	ス弁	MV222-11A	10.4MPa	302°C
		MV222-13	8.62MPa	302°C
その他の弁	ドレン弁	V222-507AX	8.62MPa	302°C
	ベント弁	V222-530AX	10.4MPa	$302^{\circ}\mathrm{C}$

また,以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表1にて温度 300℃における許 容圧力を確認し,加圧時の圧力を上回ることから,破損は発生せず漏えいが発 生しないことを確認した。

評価	部位	弁番号	許容圧力
プロセス弁		V222-18A, V222-20A	9.97MPa
その他の弁	ドレン弁 ベント弁	V222-507AX	14.97MPa
		V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX	9. 97MPa
	計器隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726	9.97MPa

(4) 計器(別紙5)

a. 圧力計, 差圧計

以下の圧力計及び差圧計のうち PS222-4A-1, PS222-4A-2 については,漏え いが想定されるため,株部のプロセス取合い(外径:5mm)の断面積から,破 断面積を下表のとおり評価した。

以下の圧力計及び差圧計のうち, PS222-4A-1, PS222-4A-2 以外の計器は, 隔 離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有して おり,破損は発生しないことを確認した。なお,構造材の温度上昇に伴う耐力 低下(温度-30~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張 強さの割合は SUS316L の場合で約 79%)を考慮しても,計装設備耐圧値は加 圧時における圧力以上となる。

計器番号	計器設備耐圧	判定	破断面積
	(MPa)		$(mm^2)$
PS222-4A-1	5.4	×	19.63
PS222-4A-2	4.4	×	19.63
PX222-4A	14.7	0	_
FX222-1A	22.1	0	_
FX222-2A	22.1	0	—
FX222-3	22.1	0	
dPX222-1A	15	0	—

b. 温度計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」(JSME S012-1998) を適用し、同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を 実施した。その結果、換算流速 Vγが1より小さく、組合せ応力が許容値以下、 かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから、評価した部位は破損せず漏え いは発生しないことを確認した。

(同期振動発生の回避または抑制評価)

計器番号	流速 V	換算流速	換算減衰率	判定*
	(m/sec)	V <sub>r</sub>	C <sub>n</sub>	
TE222-1A	1.26	0.03	0.21	○ (V <sub>r</sub> <1のため)
TE222-2A	1.26	0.03	0.21	○ (V <sub>r</sub> <1のため)
TE222-13A	1.26	0. 03	0.21	○ (V <sub>r</sub> <1のため)

※「 $V_r < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_r < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

(流体振動に対する強度評価)

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の 許容値(MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の 設計疲労限 <sub>の F</sub> (MPa)	判定*
TE222-1A	17.0	145	0.07	84	0
TE222-2A	17.0	145	0.07	84	0
TE222-13A	17.0	165	0.07	84	0

※組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること,かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下で あること (5) 配管(別紙6)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さ を算出した。その結果、実機の最小厚さは、必要厚さ以上であり、評価した部 位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判定*	
管	7.53~16.63	1.04~3.24	0	

※実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

#### b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力 を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナス であり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合 計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認

した。

	伸び量		ガスケットの	ガスケットの	ガ スケットの	)	
評価部位 (mm)		初期圧縮量		合計圧縮量	許容圧縮量		判定*
	【最小値】		(mm)	(mm)【最大値】	(mm)		
フランパ 立7	-0.02						$\bigcirc$
(1日 くくくく	-0.08						0

※伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 破断面積の設定について(別紙7)

3.の評価結果から,隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が 加圧され,計器が破損する可能性があることを確認した。

上記評価に基づき,有効性評価では,計器の破断面積として保守的に約1cm<sup>2</sup>を想定する。

さらに,残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換 器フランジ部に対して,保守的に弁開放直後のピーク圧力(7.9MPa[gage])及 び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷され,かつガスケットに期 待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	正士	油味	伸	び量 (mm)	)	中汉	全部材	破断
	)王力 (MD <sub>2</sub> )	(℃)	+	+	—	PJ住 (mm)	伸び量	面積
	(MPa)		⊿L1	∠L2	∐L3	(mm)	(mm)	$(cm^2)$
<ul><li>熱交換器</li><li>フランジ部</li></ul>	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1, 965	0.241	14.88

∠L1:ボルトの内圧による伸び量

∠L2:ボルトの熱による伸び量

∠L3:管板及びフランジ部の熱による伸び量

上記評価に基づき,有効性評価では,残留熱除去系熱交換器フランジ部の破断面積として保守的に約16cm<sup>2</sup>を想定する。

なお,評価対象のうちA-残留熱除去系(低圧注水モード)及びB-残留熱 除去系(低圧注水モード)以外の低圧炉心スプレイ系及びC-残留熱除去系(低 圧注水モード)には,加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機 器は設置されていない。 5. 現場の環境評価

ISLOCAが発生した場合,事象を収束させるために,健全な原子炉注水系 統による原子炉注水,逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサ プレッション・プール水冷却を実施する。また,漏えい箇所の隔離は,残留熱除 去系(低圧注水モード)の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

ISLOCA発生に伴い原子炉冷却材が原子炉棟内に漏えいすることで,建物 下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建物内の雰囲気温度,湿 度,圧力及び放射線量の上昇が想定されることから,設備の健全性及び現場作業 の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件,重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は,有効性評価の解析と同様であり, ISLOCAはA-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインにて発生するものとする。

なお, ISLOCAがB-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインにて発 生することを想定した場合,破断面積(約17 cm<sup>2</sup>)及び破断箇所(残留熱除去 系熱交換器フランジ部及び残留熱除去系機器等)はA-残留熱除去系(低圧注水 モード)注入ラインの場合と同等であり,原子炉建物における雰囲気温度等は同 程度上昇する。

C-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入 ラインにて発生することを想定した場合,漏えい箇所が圧力スイッチ(各ポンプ 室)のみであり,漏えい量がA-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインの ISLOCAより小規模となるため,原子炉建物における雰囲気温度等の上昇は, A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインのISLOCA発生時よりも小 さくなる。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において,A-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ラインにおけるISLOCA発生時に期待する設備は,隔離操作を行う注水弁,原子炉隔離時 冷却系,高圧炉心スプレイ系,B-残留熱除去系及び逃がし安全弁並びに関連す る計装設備である。

漏えい量が最も多く環境条件の厳しくなるA-残留熱除去系(低圧注水モード) 注入ラインでのISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合の設備の 健全性への影響について,以下のとおり評価した。なお,有効性評価で想定した 以外の系統(B-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン,C-残留熱除去 系(低圧注水モード)注入ライン及び低圧炉心スプレイ系注入ライン)において ISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも,表4-1~4-4に示す とおり,ISLOCA対応に必要な設備の健全性に影響がないことを確認してい る。

添 2.7.2-22

a. 溢水による影響(別紙8)

ISLOCAによる原子炉冷却材の漏えいのうち,A-残留熱除去系圧力 スイッチからの溢水は,漏えい発生区画と隣接する原子炉隔離時冷却系のポ ンプ室との境界に水密扉を設置し区画化されているため,原子炉隔離時冷却 系のポンプ室は溢水の影響を受けない。また,A-残留熱除去系熱交換器か らの溢水は,漏えい発生区画で滞留したのちに,隣接区画へ伝播し,最終滞 留箇所であるトーラス室に排出されるが,高圧炉心スプレイ系及びB-残留 熱除去系のポンプ室は、トーラス室との境界に水密扉を設置し区画化されて いるため,これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。また,系統の運転に 必要な補機冷却系等の設備も溢水の影響を受けないため,系統の機能は維持 される。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置され ており、関連計装設備も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持 される。

b. 雰囲気温度・湿度による影響(別紙8)

原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ 室等の溢水の流入がない区画における温度・湿度については,初期値から有 意な上昇はないため,系統の運転に必要な補機冷却系等を含め,これらの系 統機能は維持される。また,隔離操作を行う注水弁(MV222-5A)は,ISL OCA発生時の雰囲気温度・湿度に対し耐性を有していることから,機能維 持される。さらに,逃がし安全弁及び関連する計装設備についても,区画と して分離されている原子炉格納容器内に設置されており,ISLOCA発生 時の雰囲気温度・湿度に伴う影響はなく,逃がし安全弁の機能は維持される。

c. 放射線による影響(別紙9)

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が,原子炉棟 内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果,東側 PCV ペネトレ ーション室における吸収線量率は最大でも約8.0mGy/h 程度であり,設計基 準事故対象設備の設計条件である1.76kGyと比較しても十分な余裕があるた め,期待している機器の機能維持を妨げることはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において, A-残留熱除去系における ISLOCA発生時に必要な 現場操作は, A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作である。B-残留熱除去系, C-残留熱除去系,低圧炉心スプレイ系で ISLOCAが発生した場合も現場操 作は, 注水弁の閉止操作である。

ISLOCA発生時における原子炉棟内状況概要を図6に,A-残留熱除去系の注水弁の操作場所,アクセスルート及び漏えい水が伝播する範囲を図7に示す。

また,漏えい水が伝播する範囲の溢水水位を表6に示す。A-残留熱除去系にお けるISLOCA発生時は,原子炉棟内の環境を考慮して,漏えいが発生してい る階より上階を移動することとしている。

漏えい量が最も多いA-残留熱除去系でのISLOCA発生時の原子炉棟内 環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

なお,有効性評価で想定した以外の系統(B-残留熱除去系(低圧注水モード) 注入ライン,C-残留熱除去系(低圧注水モード)注入ライン及び低圧炉心スプ レイ系注入ライン)においてISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場 合でも,表4-1~4-4に示すとおり,漏えい隔離操作に影響がないことを確認し ている。

a. 溢水による影響(別紙8)

図6及び図7に示すとおり、ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発 生する階より上階を移動することから、溢水によるアクセス性への影響はな い。また、注水弁は原子炉棟内中1階(EL19.0m)の床面上に設置されており、 この場所において注水弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、 現場隔離操作の完了時間として設定している10時間までの原子炉冷却材の 流出量は約600m<sup>3</sup>であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定して もアクセスルート上に溢水はなく、操作及び操作場所へのアクセスへの影響 はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響(別紙8)

アクセスルート及び操作場所となる原子炉棟内において,原子炉減圧後に 原子炉棟内環境が静定する事象発生の約9時間後から現場隔離操作の完了 時間として設定している10時間後までの温度及び湿度は,最大で約44℃及 び約100%である。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内の 滞在時間は約38分(表5参照)であるため,操作場所へのアクセス及び操 作は可能である。\*1

なお,操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は,保護具(汚染防 護服,耐熱服,個人線量計,作業用長靴,酸素呼吸器,綿手袋,ゴム手袋) を着用する。

※1 想定している作業環境(約44℃)においては、主に低温やけどが懸念 されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその 時間の関係は、44℃で3時間~4時間として知られている。(出典:消 費者庁 News Release(平成25年2月27日))

c. 放射線による影響(別紙9)

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が,原子炉棟 内に瞬時に移行するという,保守的な条件で評価した結果,線量率は最大で

約8.0mSv/hである。A-残留熱除去系の注水弁の閉止操作での原子炉棟内 の滞在時間は約38分<sup>\*1</sup>であるため,作業時間を保守的に1時間と設定し時 間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 8.0mSvとなる。また,有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 9時間後における線量率は約1.3mSv/hであり,この場合に作業員の受ける 実効線量は約1.3mSvとなる。

なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一部は原子炉建 物ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの 事故時においては原子炉建物放射能高の信号により中央制御室の換気系は 再循環運転モードとなるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの 影響を受けることはない。 ISLOCA時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果(A-残留熱除去系におけるISLOCA発生時) 表 4-1

漏えい箇所隔離操作	注水弁 (MV222-5A) 東側PCVペ ホレレーション室 (EL19m)	事象発生9時間	・隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、ISLOCAに	より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	・原子炉建物内温度は約 44℃のた め,隔離操作及び操作場所へのア	クセスは可能である。	・線量率約1.3mSv/hに対して,操作時間(移動時間含む)を約1時間	と想定した場合でも、実効線量は約1.3mSv であるため,隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。
残留熱除去系(原子炉 停止時冷却モード)に よる原子炉除熱	B-残留熟除去系 原子炉建物(EL1.3m)	事象発生2時間後	同左	・B-残留熱除去系が 設置されている区 画で溢水は発生し ない。	同左	・雰囲気温度・湿度に 対してB – 残留熟 除去系の耐性が十 分にあるため,機能 維持される。	子回	<ul> <li>・放射線量に対してB</li> <li>一残留熟除去系の 耐性が十分にある ため,機能維持され る。</li> </ul>
残留熱除去系(サプレ ッション・プール水冷 却モード)による原子 炉格納容器除熱	B - 残留熱除去系 原子炉建物(EL1.3m)	事象発生 40 分後	同左	・B -残留熱除去系が設置されている区 設置されている区 画で溢水は発生し ない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対してB-残留熟院去系の耐性が十分にあるため、機能維持される。	同左	<ul> <li>・放射線量に対してB</li> <li>一残留熟除去系の 耐性が十分にある ため,機能維持され る。</li> </ul>
冷却系及び による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系 原子炉建物(EL1.3m)		同左	・ 高圧炉心スプレイ 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度 に対して高圧炉心 スプレイ糸の配体 ジ 十分にあるた め、機能維持され る。	同左	<ul> <li>・ 放射線量に対して 高圧炉心スプレイ 系の耐性が十分に あるため, 機能維 持される。</li> </ul>
原子炉隔離時高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 原子炉建物(EL1.3m)	事象発生から減圧まで	同左	・原子炉隔離時冷却系が 設置されている区面で 溢水は発生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却 して原子炉隔離時冷却 系の耐性が十分にある ため,機能維持される。	同左	・放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため,機 能維持される。
逃がし安全弁による 原子炉減圧	逃がし安全弁原子の権利容器内	事象発生 30 分後	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格</li> <li>納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。
対応手順	機器 設置場所	時間	溢水評価		雰囲気温 度・湿度	証	放射線量 評価	

上段:機器の操作性 下段:機器の機能維持

添 2.7.2-26

ISLOCA時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果(B-残留熱除去系におけるISLOCA発生時) 2 表4-5

漏えい箇所隔離操作	注水弁 (MV222-5B)	西側 P C V ペ 补 レーション室 (EL23.8m)	事象発生9時間	・隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、ISLOCAに	より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	・原子炉建物内温度は約 44℃のた め,隔離操作及び操作場所へのア	クセスは可能である。	・線量率 1mSv/h 未満であり, 隔離操作及び操作場所へのアクセスは可	能である。
残留熱除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	A-残留熟除去系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生2時間後	同左	<ul> <li>A - 残留熱除去系が 設置されている区 画で溢水は発生し ない。</li> </ul>	同左	・雰囲気温度・湿度に 対してA –残留熟 除去系の耐性が十 分にあるため,機能 維持される。	同左	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>一残留熱除去系の 耐性が十分にある</li> <li>耐性が十分にある</li> <li>ため、機能維持され</li> <li>る。</li> </ul>
残留熱除去系(サプレ ッション・プール水冷 却モード)による原子 炉格納容器除熱	A-残留熱除去系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生 40 分後	同左	・A-残留熱除去系が設置されている区 酸置されている区 画で溢水は発生し ない。	同左	・雰囲気温度・湿度に 対して A -残留熟 除去系の耐性が十 分にあるため, 機能 維持される。	同左	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>一残留熱除去系の 耐性が十分にある ため,機能維持され る。</li> </ul>
冷却系及び による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生後	同左	・高圧炉心スプレイ 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度 に対して高圧炉心 スプレイ系の配件 ジ 十分にあるた め、機能維持され る。	同左	<ul> <li>・ 放射線量に対して 南圧炉心スプレイ 系の耐性が十分に あるため,機能維 持される。</li> </ul>
原子炉隔離時 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生から減圧まで	同左	・原子炉隔離時冷却系が 設置されている区面で 溢水は発生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却 して原子炉隔離時冷却 系の耐性が十分にある ため,機能維持される。	同左	・放射線量に対して原子 ヶ隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため、機 能維持される。
逃がし安全弁による 原子炉減圧	逃がし安全弁	原子炉格納容器内	事象発生 30 分後	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。	・中央制御室からの操作の ため, 操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお</li> <li>り、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>
対応手順	機器	設置場所	時間	溢水評価		雰囲気温 度・湿度	甲基	放射線量 評価	

上段:機器の操作性 下段:機器の機能維持

添 2.7.2-27

ISLOCA時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果(Cー残留熱除去系におけるISLOCA発生時) 表 4-3

漏えい箇所隔離操作	注水弁 (MV222-5C) 亜個 D C X12 され いいな (E1 93 8m)	回測FCV、小V-73/至(DD23.0m) 事象発生9時間	・隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては、ISLOCAに	より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	・原子炉建物内温度は約44℃未満で 推移するため,隔離操作及び操作	場所へのアクセスは可能である。	・線量率 1mSv/h 未満であり、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可	能である。
残留熟除去系 (原子炉 停止時冷却モード) に よる原子炉除熱	A(B)-残留熱除去系 恒子/后律伽(EI13m)	<u> </u>	同左	・A(B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対してA(B)-残留熟除去系の耐性が十分にあるため,機能維持される。	同左	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>(B) -残留熱除去系の耐性が十分にあ の耐性が十分にあ るため,機能維持さ れる。</li> </ul>
残留熱除去系 (サプレ ッション・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱	A(B) - 残留熱除去系同工后律物 (E11.3m)	パエア/注意(IDT - 200) 事象発生 40 分後	同左	<ul> <li>・A(B)-残留熟除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。</li> </ul>	同左	・雰囲気温度・湿度に 対してA(B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	同左	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>(B) -残留熱除去系</li> <li>(B) -残留熱除去系</li> <li>の耐性が十分にあ</li> <li>のため,機能維持される。</li> </ul>
冷却系及び による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系 両ヱ炬建物(四13 <sup>3</sup> ))	いていたまか(ELI. JIII) 事象発生後	同左	・高圧炉心スプレイ 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度 に対して高圧炉心 スプレイ系の耐性 ジ 十分にあるた め、機能維持され る。	同左	<ul> <li>・放射線量に対して 高圧炉心スプレイ 系の耐性が十分に あるため、機能維 持される。</li> </ul>
原子炉隔離時 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 面子后建物(四13m)	原丁が建物(ETT:011) 事象発生から減圧まで	同左	・原子炉隔離時冷却系が 設置されている区画で 溢水は発生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるため。	同左	・放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため,機 能維持される。
逃がし安全弁による 原子炉減圧	逃がし安全弁 国ユ后救劾応哭内	原丁沪怕和社会的 事象発生 30 分後	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格</li> <li>納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	・中央制御室からの操作の ため, 操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格</li> <li>納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	・中央制御室からの操作の ため, 操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお り、関連計装品も含め影 響はない。</li> </ul>
対応手順	機器	政 国 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	溢水評価		雰囲気温 度・湿度	世	放射線量 評価	

上段:機器の操作性 下段:機器の機能維持

添 2.7.2-28

ISLOCA時の設備の健全性及び対応操作の成立性確認結果(低圧炉心スプレイ系におけるISLOCA発生時) 表 4-4

漏えい箇所隔離操作	注水弁 (MV223-2)	南側 P C V ~ 补 / - ション室(EL19.5m)	事象発生9時間	・隔離操作場所及びそのアクセスル ートについては, ISLOCAに	より漏えいが発生する機器の設置されているフロアよりも上層に位置しているため、溢水の影響を受けず、隔離操作及び操作場所へのアクセスは可能である。	・原子炉建物内温度は約 44℃未満で 推移するため,隔離操作及び操作	場所へのアクセスは可能である。	・線量率 1mSv/h 未満であり, 隔離操作及び操作場所へのアクセスは可	能である。
残留熟除去系(原子炉 停止時冷却モード)に よる原子炉除熱	A(B)-残留熱除去系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生2時間後	同左	・A(B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に 対してA(B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため, 機 能維持される。	目左	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>(B)-残留熱除去系の耐性が十分にあ の耐性が十分にあ るため,機能維持さ れる。</li> </ul>
残留熟除去系 (サプレ ッション・プール水冷 却モード) による原子 炉格納容器除熱	A(B)-残留熱除去系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生 40 分後	子旦	・A(B)-残留熱除去 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	当后	・雰囲気温度・湿度に 対してA(B)-残留 熱除去系の耐性が 十分にあるため、機 能維持される。	子闾	<ul> <li>・放射線量に対してA</li> <li>(B)-残留熱除去系の耐性が十分にあ の耐性が十分にあ るため,機能維持される。</li> </ul>
冷却系及び による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生後	同左	・高圧炉心スプレイ 系が設置されてい る区画で溢水は発 生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度 に対して高圧炉心 スプレイ系の耐性 パ十分にあるた め、機能維持され る。	同左	<ul> <li>・ 放射線量に対して 南圧炉心スプレイ 系の耐性が十分に あるため, 機能維 持される。</li> </ul>
原子が隔離時高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	原子炉建物(EL1.3m)	事象発生から減圧まで	同左	・原子炉隔離時冷却系が 設置されている区面で 溢水は発生しない。	同左	・雰囲気温度・湿度に対して原子炉隔離時冷却して原子炉隔離時冷却系の耐性が十分にあるための、ため、機能維持されため、ため、機能維持される。	同左	・放射線量に対して原子 炉隔離時冷却系の耐性 が十分にあるため,機 能維持される。
逃がし安全弁による 原子炉減圧	逃がし安全弁	原子炉格納容器内	事象発生 30 分後	・中央制御室からの操作の ため, 操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されており、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	<ul> <li>・中央制御室からの操作のため、操作可能である。</li> </ul>	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお</li> <li>り、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>	・中央制御室からの操作の ため,操作可能である。	<ul> <li>・逃がし安全弁は原子炉格 納容器内に設置されてお</li> <li>り、関連計装品も含め影響はない。</li> </ul>
対応手順	機器	設置場所	時間	溢水評価		雰囲気温 度・湿度	њ 一	放射線量 評価	

上段:機器の操作性 下段:機器の機能維持

添 2. 7. 2-29 **1954** 

	表5 ISLO	CA発生時の現場滞在時間及	<b>及び操作の想定時間</b>	
	A-残留熟除去系注水弁	B-残留熱除去系注水弁	C-残留熱除去系注水弁	低圧炉心スプレイ系注水弁
	隔離操作の場合	隔離操作の場合	隔離操作の場合	隔離操作の場合
注水弁の閉止操作、 原子炉棟内の滞在1	での 待間	約 37 分*2	約 37 分 <sup>※2</sup>	約 41 分 <sup>※2</sup>
想定時間	1時間	1時間	1 時間	1 時間
(所要時間目安)	(所要時間目安40分)	(所要時間目安 39 分)	(所要時間目安39分)	(所要時間目安42分)
	(1)移動:	(1)移動:	(1)移動:	(1)移動:
	所要時間目安時間2分(移	所要時間目安時間2分(移	所要時間目安時間2分(移	所要時間目安時間1分(
	動経路:原子炉棟地上1階	動経路:原子炉棟地上1階	動経路:原子炉棟地上1階	移動経路:原子炉棟地上1
	(第2チェックポイント)	(第2チェックポイント)	(第2チェックポイント)	階 (第2チェックポイント
	から原子炉棟地上 2 階 (東	から原子炉棟地上2階 (東	から原子炉棟地上2階(東	) から原子炉棟地上1階
	側エアロック)	側エアロック)	側エアロック)	(東側エアロック)
	(2)移動:	(2)移動:	(2)移動:	(2)移動:
	所要時間目安時間7分(移	所要時間目安時間6分(移	所要時間目安時間6分(移	所要時間目安時間10分(移
	動経路:原子炉棟地上2階	動経路:原子炉棟地上2階	動経路:原子炉棟地上2階	動経路:原子炉棟地上1階
	(東側エアロックから原	(東側エアロックから原	(東側エアロックから原	(東側エアロックから原
	子炉棟地上中1階(東側P	子炉棟地上2階(西側PC	子炉棟地上2階(西側PC	子炉棟地上1階(南側PC
	C N ペネトレーション室)	Vペネトレーション室) の	V ペネトレーション室)の	∇ペネトレーション室) の
	の往復	往復	往復	往復
	(3) 注水弁隔離操作:	(3)注水弁隔離操作:	(3)注水弁隔離操作:	(3) 注水 弁隔離操作:
	所要時間時間 31 分 (操作	所要時間時間 31 分(操作	所要時間時間 31 分(操作	所要時間時間 31 分(操作
	対象1 弁:原子炉棟地上	対象1弁:原子炉棟地上2	対象1弁:原子炉棟地上2	対象1弁:原子炉棟地上1
	中1階(東側PCVペネ	階(西側PCVペネトレー	階(西側PCVペネトレー	階(南側PCVペネトレー
	トレーション室)	ション室)	ション室)	ション室)
※2 以下作	<b>F業時間のうち, (2)及び(3)を足し</b>	と時間が、原子炉棟内の滞在	E時間となる。	

添 2.7.2-30

<sup>1955</sup> 



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-31

図7 A-残留熱除去系 溢水範囲(2/2)

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-32

破断箇所	漏えい量[m <sup>3</sup> ] <sup>※1</sup>	伝播する区画 (EL[m])	溢水水位 (FL+[m] <sup>※2</sup> )	
A-残留熱除去系 熱交換哭	560	1 階 (15.3[m])	0. 17 <sup>**3</sup>	
		地下2階		
A-残留熱除去系 圧力スイッチ	35	(1.3[m])	0.65	

表6 A-残留熱除去系 溢水水位

※1 事象発生10時間後の溢水量

※2 伝播を考慮した水位 ※3 ハッチからの排出評価を実施

(3)結 論

> ISLOCA発生時の原子炉棟内環境を想定した場合でも、 ISLOCA対 応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の確認操作に失敗し た場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 敷地境界の実効線量評価について

ISLOCAの発生後,原子炉棟が加圧され原子炉建物ブローアウトパネルが 開放された場合,原子炉棟内に放出された核分裂生成物が原子炉建物ブローアウ トパネルから大気中に放出されるため,この場合における敷地境界の実効線量を 評価した。

その結果,敷地境界における実効線量は約3.9mSvとなった。

A, B-残留熱除去系電動弁作動試験について

この試験は、保安規定第39条に基づく試験であり、原子炉の状態が運転、 起動又は高温停止において1箇月に1回の頻度で実施する。

保安規定第39条(抜粋) 低圧注水系(格納容器冷却系)の注水弁,ドライウェルスプレイ弁,トーラス スプレイ弁,残留熱除去系テスト弁および試験可能逆止弁が開することを確認 する。また,動作確認後,動作確認に際して作動した弁の開閉状態および主要 配管が満水であることを確認する。

## 熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し,裕度が2以上の部位を除く水室フランジ,水室フランジボルト,管板,伝熱管について,ISLOCA発生時の圧力 (7.4MPa[gage]\*)及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された 条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

- \* 弁開放直後の圧力上昇に比べ,弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇 に伴う耐力低下の方が,系統全体への影響が大きいため,静定圧力を採用し た。
- 1. 強度評価
- 1.1 評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し,裕度が2以上の部位を除く水室フランジ, 水室フランジボルト,管板,伝熱管について評価した。別表2-1に既工認強度 計算結果の設計裕度,別図2-1に残留熱除去系熱交換器構造図を示す。

評価部位	実機の値	判定基準	裕度※	備考
水室鏡板		≧14.80mm		
	(最小厚さ)	(必要厚さ)		
管側出入口管台		≧6.47mm		
	(最小厚さ)	(必要厚さ)		
管側ベント/		$\geq 1.70$ mm		
ドレン管台	(最小厚さ)	(必要厚さ)		
管側出入口管台	$12483$ mm $^2$	$\geq$ 5038mm <sup>2</sup>	2. 47	
(補強計算)	(補強に有効な面積)	(補強に必要な面積)		
水室フランジ	$6.5 \mathrm{kg/mm^2}$	$\leq 12.2 \mathrm{kg/mm^2}$	1.87	
	(発生応力)	(許容応力)		
水安フランジ	64020 mm <sup>2</sup>	$\geq$ 59796mm <sup>2</sup>		
ボルト	(ボルト総断面積)	(ボルトの所要	1.07	
		総断面積)		
管側出入口管台	$6.1 \mathrm{kg/mm^2}$	$\leq 12.2 \mathrm{kg/mm^2}$	2 00	
フランジ	(発生応力)	(許容応力)	2.00	
答何山へ口答と	12480 mm <sup>2</sup>	$\geq 4401 \mathrm{mm}^2$		
目前山八口目口	13400mm (ボルト絵紙西待)	(ボルトの所要	3.06	
))))))/////F	(ハノレト応的国情)	総断面積)		
管板		$\geq$ 226.02mm		最小裕
	(最小厚さ)	(必要厚さ)		度部位
伝熱管		$\geq 0.65$ mm		
	(最小厚さ)	(必要厚さ)		

別表2-1 既工認強度計算結果の設計裕度(40kg/cm<sup>2</sup>, 185℃)

※小数点第3位切り捨て

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



別図2-1 残留熱除去系熱交換器構造図
1.2 評価方法

(1) 水室フランジ (ボルト含む)

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造-一般事項」を適用してボルト の必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果,ボルトの実機の断面積は ボルトの必要な断面積以上であり,かつ発生応力が許容応力以下であることを 確認した。

(2) 管板

管板は,JSME 設計・建設規格 PVC-3510「管穴の中心間距離および管板の厚 さの規定」の手法を適用して評価を行い,管板の必要な厚さは,実機の最小厚 さより小さいため,問題ないことを確認した。

$$t = \frac{FD}{2} \frac{P}{Su} = 163(\text{mm}) < 実際の最小厚さ (= ____ mm))$$

t:管板の必要な厚さ

F:管板の支え方による係数(=1.25)

D:パッキンの中心円の径(=1997.18 (mm))

Su:管板の設計引張強さ(=438 (MPa)【SFVC2B (288℃)】)

(3) 伝熱管

伝熱管の評価は,JSME 設計・建設規格 PVC-3610「管台の厚さの規定」の手 法を適用して評価を行い,伝熱管の必要な厚さは,実機の最小厚さより小さい ため,問題ないことを確認した。

a. 内圧に圧力を受ける管台の必要厚さ t<sub>1</sub>



1.3 評価結果

残留熱除去系熱交換器の各部位について評価した結果,別表2-2に示すとお り実機の値は判定基準を満足し,ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa[gage])及 び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損せず, 漏えいは発生しないことを確認した。

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 1964

評価部位	実機の値	判定基準	備考
水室フランジ	120MPa $\leq 438$ MPa		
	(発生応力)	(許容応力)	
水安フランジ	64020mm <sup>2</sup>	$\geq 26161 \mathrm{mm}^2$	
ボエレト	(ボルト総断面積)	(ボルトの所要	
	(ハノレト総例面傾)	総断面積)	
答坛		$\geq 163$ mm	
	(最小厚さ)	(必要厚さ)	
伝熱管			
	(最小厚さ)	(必要厚さ)	

別表2-2 評価結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について、ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa [gage]\*)及び原子炉 冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないこと を以下のとおり確認した。

\*弁開放直後の圧力上昇に比べ,弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇 に伴う耐力低下の方が,系統全体への影響が大きいため,静定圧力を採用した。

1. 強度評価

1.1 評価部位

逃がし弁については,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座,弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧 部及び弁耐圧部の接合部について評価した。別図3-1に逃がし弁の構造を示す。



別図3-1 逃がし弁構造図

添 2. 7. 2-41 **1966**  1.2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には 7.4MPa[gage]になる前に逃がし弁 が吹き出し,圧力は低下すると考えられるが,ここでは,逃がし弁の吹き出し前 に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに 7.4MPa[gage],288℃に なるものとして評価する。

(1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒型の形状であることから,設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し,計算上必要な厚さを算出し,実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \tag{VVC - 8}$$

t:管台の計算上必要な厚さ(mm)

P: ISLOCA発生時の圧力 (=7.4MPa)

D<sub>0</sub>:管台の外径 (mm)

S:使用温度における許容引張応力(MPa)

 $\eta$ :継手効率<sup>\*</sup>

※ 弁座は溶接を実施していないため、1.0を使用

(2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心 部を弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体 下面にかかる圧力(7.4MPa [gage])が全て弁体の最小肉厚部に作用するとし て発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であることを確認した。

$$\sigma = \frac{F}{A}$$

$$F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$$

- σ: せん断応力 (MPa)
- F: せん断力 (N)
- A: 弁体最小断面積 (mm<sup>2</sup>)
- D: 弁座口の径 (mm)
- P: I S L O C A 発生時の圧力 (=7.4MPa)

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小 厚さを算出し,実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量からボンネットフランジ ジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラス側の場合とマイナス の場合について評価した。

・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸 び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量\*以下であることを確認した。

- ※ ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカ試験によって確認した値。
- ・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は,弁耐圧部の接合部は圧縮されることになる。 弁耐圧部の接合部については,ボンネットフランジとリフト制限板がメタル タッチしており,それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることか ら,ボンネットナット座面及びボンネットフランジとリフト制限板の合わせ 面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。

- a. 伸び量によるフランジの評価
- (a) 内圧による伸び量
  - ・ボンネットボルトの発生応力
    - $(\underline{4})' = (1000 \times (\underline{1})' \times (\underline{2})') / (0.2 \times (\underline{3})')$  $(\underline{8})' = (\pi \times (\underline{5})' \times 7.4 / 4) \times ((\underline{5})' + 8 \times (\underline{6})' \times (\overline{7})')$
    - 9' = 4' 8'  $10' = 9' \neq 2'$  $12' = 10' \neq 11'$
    - ①':締付けトルク値 (N・m)
    - ②':ボンネットボルト本数(本)
    - ③':ボンネットボルト外径 (mm)
    - ④':ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重(N)
    - ⑤':ガスケット反力円の直径 (mm)
    - ⑥':ガスケット有効幅 (mm)
    - ⑦':ガスケット係数
    - ⑧': 7.4MPaの加圧に必要な最小荷重(N)
    - ⑨':不足する荷重 (N)
    - ⑩':ボンネットボルト1本当たりに発生する荷重 (N)
    - ①:ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)
    - 12':ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
  - ・ボンネットボルトの内圧による伸び量
    - $7 = (2' \times (1+2)) / 3$
    - ①:ボンネットフランジ厚さ (mm)
    - ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
    - ③:ボンネットボルト材料の縦弾性係数(MPa at 288℃)
    - ⑦:ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

#### (b) 熱による伸び量

- ・ボンネットボルトの熱による伸び量
  - $(3) = (4) \times ((1) + (2)) \times (288^{\circ}C 20^{\circ}C^{*})$ 
    - ①:ボンネットフランジ厚さ (mm)
    - ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
    - ④:ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)
    - ⑧:ボンネットボルトの熱による伸び量(mm)
      - ※ 伸び量を大きく見積もるため,隔離弁の誤開放等による加圧事象 発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設 定
  - ・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量
  - $9 = 5 \times 1 \times (288^{\circ} \text{C} 20^{\circ} \text{C}) + 6 \times 2 \times (288^{\circ} \text{C} 20^{\circ} \text{C}^{*})$ 
    - ①:ボンネットフランジ厚さ(mm)
    - ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
    - ⑤:ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm<sup>℃</sup> at 288<sup>℃</sup>)
    - ⑥:弁箱フランジ線膨張係数(mm/mm℃ at 288℃)
    - ⑨:ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量(mm)
      - ※ 伸び量を大きく見積もるため,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の 温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

#### (c) 伸び量

- 伸び量 (mm) =⑦+⑧-⑨
  - ⑦:ボンネットボルトの内圧による伸び量(mm)
  - ⑧:ボンネットボルトの熱による伸び量(mm)
  - ⑨:ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量(mm)

b. ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重®'をボンネットナット座 面の面積Sで除し面圧を算出する。ボンネットナット座面を別図3-2に示す。

・ボンネットナット座面の面積(ナット座面丸面の場合)
 S=(a<sup>2</sup>-b<sup>2</sup>)/4×π
 a:ボンネットナット面外径(mm)
 b:ボンネット穴径(mm)
 S:ボンネットナット面面積(mm<sup>2</sup>)

・ボンネットナット座面の面積(ナット座面平面の場合)
 S=(√3/16×a<sup>2</sup>×6)-(b<sup>2</sup>×π/4)
 a:ボンネットナット面外径(mm)
 b:ボンネット穴径(mm)
 S:ボンネットナット面面積(mm<sup>2</sup>)

- ・ボンネットナット座面の面圧
  - d = (S×c)
    - c:ボンネットボルト本数(本)
    - d:ボンネットナット応力 (MPa)
    - S:ボンネットナット面面積 (MPa)



別図3-2 ボンネットナット座面

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧 ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重®'を合わせ面の面積Sで除 し面圧を算出する。ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面を別図3-3 に示す。

 ・ボンネットフランジ及びリフト制限面の合わせ面の面積 S=(a<sup>2</sup>-b<sup>2</sup>)/4×π
 a:メタルタッチ部外径(mm)
 b:メタルタッチ部内径(mm)
 S:メタルタッチ部面積(mm<sup>2</sup>)

- ・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧
  - d=⑧'∕S

d:メタルタッチ部応力 (MPa)

S:メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)



別図3-3 ボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面

### 1.3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果,別表3-1から3-7に示すとおり 実機の値は判定基準を満足し,ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa [gage])及び 原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損せず,漏え いは発生しないことを確認した。

	(uuu) 必要な最小厚さ	0.8
	実機の最小厚さ (mm)	
評価結果 (弁座)	S:使用温度における 許容引張応力 (MPa)	110
別表 3-1	D <sub>0</sub> :外径 (mn)	
	P:内压 (MPa)	7.4
	材料	
	ŢŢ/	弁座
	評価部	RV222-1A

(弁体)
評価結果
3 - 2
別表;

L	評価部位		材料	P:内压 (MPa)	A: 弁体最小断面積 (mm <sup>2</sup> )	D:弁座口の径 (mm)	許容せん断応力* (MPa)	発生せん断応力 (MPa)	
<u> </u>	RV222-1A	体		7.4	60.04		88	41	
. ^	*:ボイラー構造	<sup>告規格。</sup>	より設計の	許容値とし	て 0.85を適用した。				

	小厚さ 必要最小厚さ	im) (mm)	0.3
	実機最	(n	
(弁本体の耐圧部)	S:設計引張強さ	(MPa)	438
評価結果	d:内径 (mm)		
別表 3-3	P:内压 (MPa)		7.4
	材料		
	季価部位		弁本体の 耐圧部
			RV222-1A

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-48 **1973** 

	伸び量 (mm)	-0.003
トの伸び量)	©、ポンメットボ № の発生応力 (MPa)	-16
	©ボンネットフランジと 弁箱フテンジの熱に よる伸び量(mm)	0.131
	(mm) まる伸び (mm)	0.131
ットボル	①ボンネット ま、wトの内圧 はとよる 伸び量 (mm)	-0.003
ポンネ	来 の <i>述が</i> 村料	
部の評価結果(ボ	ま"ンネット フランシ゛の 材料	
	⑤祿朓張係数 (弁箱7725) (mm)	1.291E-05
部の接合書	⑤線膨張係数 (ポンネット7 テンジ (nm/mm <sup>*</sup> C)	1.291E-05
<u> </u>	オンネット オブル・00 杉村	
₹ 3 - 4	<ul> <li>④線膨張係数</li> <li>(本*ンネット</li> <li>オ* ルト)</li> <li>(mm/mm°C)</li> </ul>	1.291E-05
別才	<ul> <li>③縦弾性係数</li> <li>(ボンオット</li> <li>ボ ルト)</li> <li>(MPa)</li> </ul>	183960
	③弁箱 7ランジ 厚さ (mn)	
	$\begin{array}{c} \mathbb{D}^{\pi^{2},\gamma^{2}\gamma^{1}}\\ 7799^{\gamma}\\ \overline{7}99^{\gamma}\\ \overline{q} \geq\\ (\mathcal{S},\tilde{r})\\ (\operatorname{Imm}) \end{array}$	
	金	RV222-1A

F
12
七
111
21
発
$\hat{\Box}$
0
~
2
行
_
3
$\sim$
21
2
14
K
$\sim$
mν
μĽ
焸
Ĩ
伯
1 注
$\sim$
0
뜱
ЦП
-filk
凝
の被
吊の接
部の接
圧部の接
所圧部の接
・耐圧部の接
弁耐圧部の接
弁耐圧部の接
弁耐圧部の接
5 弁耐圧部の接
- 2 弁耐圧部の接
-5 弁耐圧部の接
3-5 弁耐圧部の接
₹3-5 弁耐圧部の接
表3-5 弁耐圧部の接
別表3−5 弁耐圧部の接

⑫'ま゚ンネット ま゙ルトの発生応力 (MPa)	-16
①' ボンネット ボ ルト径面積 (mm²)	84.30
<ul> <li>(1) オンネットオットオットオート</li> <li>(1) 本あたりに発生</li> <li>する荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	1332
<ul><li>③' 不足する荷重</li><li>(N)</li></ul>	7994
<ul> <li>⑧, 7, 4MPa 加圧</li> <li>に必要な最小荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	54531
①' ガスウット 係数	
⑤ <sup>*</sup> カ <sup>*</sup> スケット の有効喃 (mm)	
⑤ <sup>*</sup> カ <sup>*</sup> スウット 反力円 の直径 (mm)	
<ul> <li>④'ま'ンネットボルト締</li> <li>付トレルフによる</li> <li>全緒付荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	62525
③' ボンネット ボルト外径 (mm)	12.0
②'ま"ンネット ま` ルト本数 (本)	6
①、緒付 トルク値 (N・m)	
舟番舟	RV222-1A

面の面圧)	◇▲ ◇ 44十7 4% - 十一 キンパキ -
ンネットナット座回	표전신과막 매만 모(은
i結果(ボ	しいやいぐち
含部の評価	√~*<,* S
圧部の接合	1 4144 1
- 6 弁	
別表 3	オペネンネット

ポンネットナット の許容応力 (MPa)	632	
d ポンネットナット締付部の発 生応力 (MPa)	89	
<ul> <li>⑧、7. 4MPa 加圧に必要 な最小荷重 (N)</li> </ul>	54531	
c ボンネット ボルト木数 (木)	9	
S ボ ンネット ナット座面の 面積 (mm <sup>2</sup> )	134.8	
b ポンネット 六径 (mm)		
a ボンネットナット面 直径 (mm)		
** <sup>2491</sup> ナット 呼び径	M12	
**`ンネット ナットの 村本		
弁番号	RV222-1A	

	)フトト制限板の 許容応力 (MPa)
合せ面の面圧	ポンネットフランシーの 許容応力 (MPa)
7ト制限板の	d ボンネットフランジ とリフト制限板の 合わせ面の応 力
ランジとリフ	<ol> <li>3.7.4MPa 加圧 に必要な最小 荷重 か</li> </ol>
ドンネットフ	S メタルタッチ部 面積 (mm <sup>2</sup> )
評価結果(オ	b <i>メタルタッ</i> チ部 内径 (mm)
3の接合部の	a <i>メタルタッ</i> チ部 外径 (mm)
7	リフト制限板 の材料
別表 3 —	ホ゛ンネットフテンシ゛ の村 料
	弁番号

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

392

438

カ (MPa) 52

荷重 (S

RV222-1A

54531

添 2.7.2-49

1974

弁(逃がし弁を除く。)からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について, ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa [gage]\*)及 び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生し ないことを以下のとおり確認した。

\*弁開放直後の圧力上昇に比べ,弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇 に伴う耐力低下の方が,系統全体への影響が大きいため,静定圧力を採用した。

ここで,以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力, 温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

	機器等		弁番号	設計圧力	設計温度
弁	プロセス弁		MV222-5A	8.62MPa	302°C
			MV222-11A	10.4MPa	302°C
			MV222-13	8.62MPa	302°C
	その他の弁	ベント弁	V222-507AX	8.62MPa	302°C
		ドレン弁	V222-530AX	10.4MPa	302°C

別表4-1 弁の設計圧力・温度

また,以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表1にて温度 300℃における許容圧 力を確認し,加圧時の圧力を上回ることから,破損は発生しないことを確認した。

評価	部位	弁番号	許容圧力
プロセ	マス弁	V222-18A, V222-20A	9.97MPa
その他の弁	ドレン弁 ベント弁	V222-507AX	14.97MPa
		V222-527AX, V222-529AX, V222-543AX, V222-559X, V222-560X, V222-561X, V222-562X, V222-563AX, V222-564X, V222-568X, V222-578AX, V222-579AX	9.97MPa
	計器隔離弁	V222-703A, V222-704A, V222-705A, V222-708A, V222-725, V222-726	9.97MPa

別表4-2 弁の許容圧力

1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損 が発生すると想定される部位として,弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並び に弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小 厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 弁耐圧部の接合部の評価

弁本体の耐圧部の接合部については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた 伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸 び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量<sup>\*3</sup>を下回ることを確認した。

- ※3 ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカ試験によって確認した値。
- ・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は, 弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから, ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること, ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。

- a. 伸び量によるフランジの評価
- (a) 内圧による伸び量
  - ・ボンネットボルトの発生応力 ④'=(1000×①'×②')/(0.2×③') ⑧'=( $\pi$ ×⑤'×7.4/4)×(⑤'+8×⑥'×⑦')
    - **⑨'** =**④'** −**⑧'**
    - 10'=9'/2'
    - 12'=10'∕11'
    - ①': 締付トルク値 (N・m)
    - ②':ボンネットボルト本数(本)
    - ③':ボンネットボルト外径 (mm)
    - ④':ボンネットボルト締付トルクによる全締付荷重(N)
    - ⑤':ガスケット反力円の直径(mm)
    - ⑥':ガスケット有効幅 (mm)
    - ⑦':ガスケット係数
    - ⑧':7.4MPa の加圧に必要な最小荷重 (N)
    - ⑨':不足する荷重 (N)
    - ⑩':ボンネットボルト1本あたりに発生する荷重 (N)
    - ①: ボンネットボルト径面積 (mm<sup>2</sup>)
    - 12':ボンネットボルトの発生応力 (MPa)
  - ・ボンネットボルトの内圧による伸び量
    - $7 = (12' \times (1+2)) / 3$ 
      - ①:ボンネットフランジ厚さ (mm)
      - ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
      - ③:ボンネットボルト材料の縦弾性係数(MPa at 288℃)
      - ⑦:ボンネットボルトの内圧による伸び量(mm)

- (b) 熱による伸び量
  - ・ボンネットボルトの熱による伸び量
    - $(1) = (1) \times ((1) + (2)) \times (288^{\circ}C 20^{\circ}C)$ 
      - ①:ボンネットフランジ厚さ (mm)
      - ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
      - ④:ボンネットボルト線膨張係数(mm/mm℃ at 288℃)
      - ⑧:ボンネットボルトの熱による伸び量(mm)
        - ※ 伸び量を大きく見積もるため,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の 温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定
  - ・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

 $(9 = 5 \times 1) \times (288^{\circ} C - 20^{\circ} C) + (6 \times 2) \times (288^{\circ} C - 20^{\circ} C^{*})$ 

- ①:ボンネットフランジ厚さ (mm)
- ②:弁箱フランジ厚さ (mm)
- ⑤:ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)
- ⑥:弁箱フランジ線膨張係数(mm/mm℃ at 288℃)
- ⑨:ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量(mm)
  - ※ 伸び量を大きく見積もるため,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後 の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

#### (c) 伸び量

- 伸び量 (mm) =⑦+⑧-⑨
  - ⑦:ボンネットボルトの内圧による伸び量(mm)
  - ⑧:ボンネットボルトの熱による伸び量(mm)
  - ⑨:ボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量(mm)

b. ボンネットナット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重®'をボンネットナット座面の面積Sで除し面圧を算出する。ボンネットナット座面を別図4-1,4-2に示す。

・ボンネットナット座面の面積(ナット座面丸面の場合)
 S=(a<sup>2</sup>-b<sup>2</sup>)/4×π
 a:ボンネットナット面外径(mm)
 b:ボンネット穴径(mm)
 S:ボンネットナット面面積(mm<sup>2</sup>)

・ボンネットナット座面の面積(ナット座面平面の場合)
 S=(√3/16×a<sup>2</sup>×6)-(b<sup>2</sup>×π/4)
 a:ボンネットナット面外径(mm)
 b:ボンネット穴径(mm)
 S:ボンネットナット面面積(mm<sup>2</sup>)

・ボンネットナット座面の面圧
 d=⑧' /(S×c)
 c:ボンネットボルト本数(本)
 d:ボンネットナット応力(MPa)
 S:ボンネットナット面面積(mm<sup>2</sup>)



別図4-1 ボンネットナット座面<ナット座面丸面>



別図4-2 ボンネットナット座面<ナット座面平面>

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重®'を合わせ面の面積Sで除 し面圧を算出する。ボンネットボルト締付時のボンネットフランジと弁箱フラン ジの合わせ面を別図4-3,別図4-4に示す。

 ・ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面積 S=(a<sup>2</sup>-b<sup>2</sup>)/4×π
 a:メタルタッチ部外径(mm)
 b:メタルタッチ部内径(mm)
 S:メタルタッチ部面積(mm<sup>2</sup>)

 ・ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧 d=⑧'/S

d:メタルタッチ部応力 (MPa)

S:メタルタッチ部面積 (mm<sup>2</sup>)



別図4-3 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面 <パターン1>



別図4-4 ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面 <パターン2>

2. 評価結果

弁(逃がし弁を除く。)の各部位について評価した結果,別第4-3表から別第 4-7表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し, ISLOCA発生時の圧力 (7.4MPa [gage])及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された 条件下で破損せず,漏えいは発生しないことを確認した。

	【プロセス弁】						
V222-1A         7.4         407         2.9           V222-3A         7.4         407         3.0           V222-3A         7.4         407         1.8           V222-3A         7.4         438         0.9           V222-504A         7.4         438         0.9           V222-504         7.4         438         0.9           V222-504         7.4         438         0.9           W222-3A         7.4         438         0.9           W222-504         7.4         438         0.9           W222-504         7.4         407         3.3           W222-51A         7.4         438         0.9           W222-51A         7.4         438         0.9           W222-52A         7.4         438         0.9           W222-1         7.4         438         0.9           W222-15A         7.4         438         0.9           W222-14         7.4         438         0.9           W222-15A         7.4         438         0.9           W222-15A         7.4         438         0.9           W222-16A         W222         7.4         3.0 </td <td>弁番号</td> <td>材料</td> <td>P:内压 (MPa)</td> <td>d:内径 (mm)</td> <td>S:設計引張強さ Su (MPa)</td> <td>実機の最小厚さ (mm)</td> <td>必要な最小厚さ (mm)</td>	弁番号	材料	P:内压 (MPa)	d:内径 (mm)	S:設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
V222-3A         7.4         407         3.0           V222-12A         7.4         407         1.8           V222-12A         7.4         407         1.8           V222-31A         7.4         438         0.9           V222-504A         7.4         438         0.9           V222-504         7.4         438         0.9           W222-2A         7.4         438         0.9           W222-504         7.4         438         0.9           W222-2A         7.4         438         0.9           W222-2A         7.4         438         0.9           W222-2A         7.4         438         0.9           W222-2A         7.4         437         3.0           W222-2D         7.4         438         0.9           W222-1         7.4         438         0.9           W222-1         7.4         4.38         0.0	V222-1A		7.4		407		2.9
V222-12A         7.4         407         407         1.8           V222-33         7.4         438         7.4         0.9           V222-33         7.4         438         0.9         0.9           V222-33         7.4         438         0.9         0.9           V222-543         7.4         438         0.9         0.9           W222-54         7.4         407         3.3         0.9           W222-54         7.4         407         3.3         0.9           W222-54         7.4         407         3.3         0.9           W222-16A         7.4         407         3.3         0.9           W222-20         7.4         438         0.9         0.9           W222-216A         7.4         438         0.9         0.9           W222-220         7.4         438         0.7         0.9           W222-16A         7.4         438         0.9         0.9           W222-220         W222-16A         7.4         438         0.8         0.9           W222-16A         7.4         7.4         438         0.8         0.8           W222-16A         17.4         <	V222-3A		7.4		407		3.0
V222-39         7.4         438         0.0           V222-604A         7.4         438         0.0           V222-504A         7.4         438         0.0           V222-504A         7.4         438         0.0           V222-504A         7.4         438         0.0           W222-504         7.4         407         3.3           MV222-515         7.4         407         3.3           MV222-15A         7.4         407         3.0           MV222-16A         7.4         407         3.0           MV222-20         7.4         438         0.9           MV222-216         7.4         438         0.9           MV222-216         7.4         438         0.9           MV222-216         7.4         438         0.9           MV222-216         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         438         0.9           MV222-10         7.4         438         0.9           MV222-106A         7.4         1.438         0.8           MV222-706A         7.4         0.9         0.9           MV222-706A         7.4         0.9	V222-12A		7.4		407		1.8
V222-37A         7.4         438         0.9           V222-83         7.4         438         0.9           V222-504A         7.4         438         0.9           V222-504A         7.4         438         0.9           W222-504         7.4         407         3.3           W222-504         7.4         407         3.3           W222-16A         7.4         407         3.0           W222-200         7.4         407         3.0           W222-203         7.4         407         3.0           W222-204         7.4         407         3.0           W222-205         7.4         438         407         3.0           W222-224         7.4         438         407         3.0           W222-229         7.4         438         407         3.0           W222-224         7.4         3.79         0.8         0.8           W222-105         7.4         1.38         3.79         0.8         0.8           W222-105         8         8         9         0.8         0.8         0.8           M222-105         7.4         1.74         1.43         1.420	V222-39		7.4		438		0.9
V222-83         7.4         438         0.9           W222-504A         7.4         407         3.3           W222-504A         7.4         407         3.3           W222-504A         7.4         407         3.3           W222-504         7.4         407         3.0           W222-504         7.4         407         3.0           W222-16A         7.4         407         3.0           W222-20         7.4         407         3.0           W222-20         7.4         407         3.0           W222-20         7.4         407         3.0           W222-20         7.4         438         407         3.0           W222-20         7.4         438         407         3.0           W222-20         7.4         438         407         3.0           W222-106         7.4         379         0.8         0.9           W222-1         48         407         3.0         0.8           W222-1         1         1         438         407         0.9           W222-1         1         1         1         3.0         0.1           W222-1	V222-37A		7.4		438		0.9
V222-504A         7.4         438         407         3.3           MV222-2A         7.4         407         3.0           MV222-15A         7.4         407         3.0           MV222-16A         7.4         407         3.0           MV222-16A         7.4         407         3.0           MV222-16A         7.4         407         3.0           MV222-20         7.4         438         0.9           MV222-21A         7.4         438         0.9           MV222-22A         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         3.79         0.9           MV222-22A         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         3.79         0.9           MV222-21         7.4         3.79         0.9           MV222-21         7.4         3.79         0.9           MV222-1         7.4         3.79         0.9           MV222-10         MV23         7.4         3.79           MV222-1         MV23         1.407         0.9           MV23         MV23	V222-83		7.4		438		0.9
WV222-2A         1.4         407         3.3           WV222-15A         7.4         407         3.0           WV222-15A         7.4         407         3.0           WV222-16A         7.4         407         3.0           WV222-16A         7.4         407         3.0           WV222-20         7.4         438         0.9           WV222-21         7.4         438         0.9           WV222-22A         7.4         438         0.9           WV222-21         7.4         438         0.9           WV229-3A         7.4         379         0.8           WV229-21         7.4         438         0.9           WV229-3A         7.4         438         0.9           WV229-1         7.4         438         0.8           WV229-1         7.4         438         0.1           WV229-1         7.4         1.438         0.8           MV229-1         1.4         1.438         0.8           MV21         1.4         1.438         0.8           MV21         1.4         1.438         0.1           MV21         1.4         1.4         0.1	V222-504A		7.4		438		0.9
WV222-3A         7.4         407         3.0           WV222-15A         7.4         407         2.3           WV222-16A         7.4         438         0.9           MV222-16A         7.4         438         0.9           MV222-16A         7.4         438         0.9           MV222-20         7.4         438         0.9           MV222-21A         7.4         438         0.9           MV222-22A         7.4         438         0.9           MV222-22A         7.4         379         0.4           MV222-22A         7.4         438         0.4           MV222-13         7.4         438         0.4           MV222-10         7.4         1.43         1.407           Area         0.1         0.1         0.1           AV222-706A         7.4         1.408         1.407           AV222-706A         7.4         1.408         0.2           AV222-706A         7.4         0.1         0.2           AV222-706A         7.4         3.57         0.2	MV222-2A		7.4		407		3.3
MV222-15A         7.4         407         2.3           MV222-16A         7.4         438         0.9           MV222-20         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         438         0.9           MV222-22         7.4         438         0.9           MV222-21         7.4         407         379           MV222-21         7.4         379         0.4           MV222-1         7.4         379         0.8           MV222-1         7.4         379         0.8           MV222-1         7.4         379         0.8           MV222-1         7.4         379         0.8           MV222-1         7.4         1.43         0.8           MV222-106         7.4         0.10         0.10           MV222-706A         7.4         1.420         0.0           MV278-402         7.4         1.420         0.0         0.2	MV222-3A		7.4		407		3.0
MV222-16A         7.4         438         0.9           MV222-22A         7.4         437         60.9           MV222-22A         7.4         437         60.9           MV222-22A         7.4         437         60.4           MV222-22A         7.4         437         60.4           MV222-1         7.4         379         60.4           MV222-1         7.4         438         0.4           MV222-1         7.4         438         0.4           MV222-1         7.4         438         0.4           MV222-106A         7.4         1.40         1.40           AV222-706A         7.4         420         0.2           MV278-402         7.4         357         420         0.2	MV222-15A		7.4		407		2.3
WV222-20         7.4         438         0.9           MV222-23A         7.4         407         3.0           MV222-3A         7.4         9.7         407         3.0           MV222-1         7.4         379         0.4         0.4           CV222-1         7.4         9.379         0.6         0.4           CV222-1         7.4         1.4         9.38         0.6         0.6           MV222-70:A         村料         P: 内圧         d: 内径         Su (MPa)         (mn)         0.0           AV222-706A         7.4         1.42         3.0         0.2         0.2           MV278-402         7.4         1.40         0.2         0.2	MV222-16A		7.4		438		0.9
WV222-22A         7.4         407         3.0           WV229-3A         7.4         379         0.4           WV229-3A         7.4         379         0.4           WV229-3A         7.4         438         0.4           VV222-1         7.4         438         0.8           (V222-1)         7.4         1.438         0.8           (V222-7)A         Nth         P: 内压         d: 内径         Su (MPa)         (mn)           AV222-706A         7.4         3.7         420         0.2           MV278-402         7.4         3.57         0.2         0.2	MV222-20		7.4		438		0.9
W229-3A     7.4     379     0.4       CV222-1     7.4     438     0.4       (V222-1     7.4     438     0.8       (サンプル弁     7.4     438     0.8       (サンプル弁     7.4     1.4     1.43       (サンプル弁     8:設計引張強さ     実機の最小厚き     必要な最小       (h*)     0.1     0.1     0.2       (h*)     7.4     1420     0.2       AV222-706A     7.4     357     0.2       MV278-402     7.4     357     0.2	MV222-22A		7.4		407		3.0
CV222-1     7.4     438     0.8       (サンプル弁)     (サンプル弁)     (11)     (13)     (13)     (13)     (14)       (サンプル弁)     村料     P:内圧     d:内径     S:設計引張強さ     実機の最小厚き     必要な最小       (MPa)     (MPa)     (11)     Su (MPa)     (11)     (111)       AV222-706A     7.4     1420     0.2       MV278-402     7.4     357     0.2	MV229-3A		7.4		379		0.4
サンプル弁】     村料     P: 内圧     d: 内径     S: 設計引張強さ     実機の最小厚さ     必要な最小       弁番号     材料     P: 内正     d: 内径     S: 設計引張強さ     実機の最小厚さ     必要な最小       第一     (mn)     Su (MPa)     (mn)     Su (MPa)     (mn)     (mn)       AV222-706A     7.4     1.4     420     0.2       MV278-402     7.4     357     0.2	CV222-1		7.4		438		0.8
弁番号     材料     P:内圧     d:内径     S:設計引張強さ     実機の最小厚さ     必要な最小       (MPa)     (MPa)     (MPa)     (MPa)     (mm)     (mm)       AV222-706A     7.4     140     0.2       MV278-402     7.4     357     0.2	【サンプル弁】		7				
AV222-706A     7.4     420     0.2       MV278-402     7.4     357     0.2	舟番号	材料	P:内压 (MPa)	d:内径 (mm)	S:設計引張強さ Su (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)
MV278-402     7.4     357     0.2	AV222-706A		7.4		420		0.2
本容和のらた「妙田五の内容は継密に低ス重佰のたみ公開できませた」	MV278-402		7.4		357		0.2
	-		-				
					本資料のうち,枠囲みの内容	客は機密に係る事項のため公	い開できません。

別表4-3 弁耐圧部の強度評価結果

添 2. 7. 2-58 **1983**  別表4-4 弁耐圧部の強度評価結果(ボンネットボルトの伸び量)

【プロセス弁】

⑨伸び量 (mm)	-0. 058	-0.022	-0.005	-0.036	-0.036	-0.036	-0.001	-0.014	-0.022	-0.041	-0.001	-0.016	-0.022	-0.052	-0.028
<ul> <li>(1) キャンネット まっからの</li> <li>第4応力 (MPa)</li> </ul>	66-	-35	-11	-120	-120	-120	-2	-30	-35	-19	-2	-61	-35	-172	-72
<ul> <li>③ボンネットフランジ</li> <li>と 弁箱フランジ の</li> <li>熱による 伸び量</li> <li>(mn)</li> </ul>	0.400	0.401	0.318	0.193	0.193	0.193	0.249	0.304	0.401	0.339	0.249	0.166	0.401	0.197	0.249
<ul> <li>⑧ボンネット</li> <li>ボル・の</li> <li>熱による</li> <li>伸び車</li> <li>(mm)</li> </ul>	0.404	0.401	0.318	0.193	0.193	0.193	0.249	0.304	0.401	0.339	0.249	0.166	0.401	0.197	0.249
<ul> <li>③ボンネット</li> <li>ボールの内圧</li> <li>による伸び</li> <li>車</li> <li>(mm)</li> </ul>	-0.062	-0.022	-0.005	-0.036	-0.036	-0.036	-0.001	-0.014	-0.022	-0.041	-0.001	-0.016	-0.022	-0.052	-0.028
弁箱 7525 の 材料															
ま*ンネット フランシ <sup>・</sup> の 材料	-														
⑤線膨張係数 (弁 箱7ランジ) (mn/mn℃)	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05
<ul> <li>③線膨張係数</li> <li>(ボンメット7 ランジ)</li> <li>(mm/mm°C)</li> </ul>	1.269E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05
ま*ンネット ま*ルトの 材料															
<ul> <li>④線膨張係数</li> <li>(ま*ンネット ま*ルト)</li> <li>(mm/mm°C)</li> </ul>	1. 291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05	1.291E-05
<ul> <li>③維弾性係数</li> <li>(**ンネット</li> <li>** ルト)</li> <li>(MPa)</li> </ul>	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960	186960
③ サ 新 語 (IIII)															
① <i>は、</i> ンネット フランジ 厚さ (ふた) (mm)															
<b>哈</b> 播	V222-1A	V222-3A	V222-12A	V222-39	V222-37A	V222-83	MV222-504A	MV222-2A	MV222-3A	MV222-15A	MV222-16A	MV222-20	MV222-22A	MV229-3A	CV222-1

【サンプル弁】

-0. 096	-0. 094
-100	-142
0. 220	0. 229
0. 151	0.173
-0.027	-0. 038
1.711E-05	1.711E-05
1.711E-05	1.711E-05
1.171E-05	1.291E-05
176480	186960
AV222-706A	MV278-402
	AV222-706A         1.71E-05         1.71E-05         1.71E-05         -0.027         0.151         0.220         -0.06

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-59 **1984** 

別表4-5 弁耐圧部の接合部評価結果(ボンネットボルトの発生応力)

【プロセス弁】

©'ポンネット ポルトの発生 応力 (MPa)	-99	-35	-11	-120	-120	-120	-2	-30	-35	-79	-2	-61	-35	-172	-72
①' ボンネット ボ ルト径面積 (mm²)	562.1	551.6	331.7	150.3	150.3	150.3	146.5	551.6	551.6	683.5	146.5	230.8	551.6	146.5	353.0
<ul> <li>(1) * シネットボット</li> <li>(1) 本あたりに発生</li> <li>する荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	55631	19453	3641	17972	17972	17972	341	16631	19453	53788	341	14034	19453	25178	25332
<ul><li>⑨、不足する</li><li>荷重</li><li>(N)</li></ul>	667569	311240	43694	143772	143772	143772	4095	332622	311240	860606	4095	112269	311240	201422	202652
<ul> <li>(8) 7. 4MPa 加圧</li> <li>(こ必要な最小荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	1270431	1533466	770592	216228	216228	216228	366883	1973260	1533466	1413592	366883	282693	1533466	45897	287681
①' ガ スケ ット係数															
⑥、ガ スケット の有効幅 (mm)															
⑤ <sup>*</sup> オ <sup>*</sup> スケット 反力円 の直径 (mm)															
<ul> <li>④、ポッキット</li> <li>ポット給付トッパこよる</li> <li>全給付荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	1938000	1844706	814286	360000	360000	360000	370978	2305882	1844706	2274198	370978	394962	1844706	247319	490333
③' <i>*</i> シネット <i>*</i> ット外径 (mm)	30.0	29.75	23.8	16.0	16.0	16.0	15.85	29.75	29.75	32.75	15.85	19.85	29.75	15.85	24.0
②' ボンネット ボルト本数 (本)	12	16	12	8	8	8	12	20	16	16	12	8	16	8	8
①' 締付 トルク値 (N・m)															
舟番号	7222-1A	r222-3A	222-12A	222-39	222-37A	222-83	22-504A	/222-2A	V222-3A	'222-15A	'222-16A	V222-20	'222-22A	V229-3A	V222-1

【サンプル弁】

⑫'ま゙ンネット ま゙ルトの発生 応力 (MPa)	-100	-142
⑪、ボンネット ボルト径面積 (nm²)	157.0	146.5
<ul> <li>(1) * * ンネット</li> <li>* * か り に発生</li> <li>する荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	15648	20872
<ul> <li>③、不足す</li> <li>る荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	62593	83487
⑧' 7. 4MPa 加圧 に必要な最小荷重 (N)	45282	40172
⑦`ガスウ ット係数		
⑥' ガスケット の有効幅 (mm)		
⑤ <sup>*</sup> カ <sup>*</sup> スウット 反力円 の直径 (mm)		
<ul> <li>④**ンネット</li> <li>④**ンネット</li> <li>* ルト緒付トルクによる</li> <li>全緒付荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	107875	123659
③'ま"ンネット ま_かト外径 (mm)	16.0	15.85
②'ま゙ンネット ま´ルト本数 (本)	4	4
<ul> <li>①、</li></ul>		
舟蕃伞	AV222-706A	MV278-402

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

弁耐圧部の接合部の評価結果(ボンネットナット座面の面圧評価結果) 別表4-6

【プロセス弁】

ボンネットナット の許容応力 (MPa)	759	604	604	759	759	759	604	604	604	604	604	604	604	604	524
d ボンネットナット 緒付部の 発生応力 (MPa)	184	145	171	280	280	280	190	149	145	112	190	127	145	36	66
<ul> <li>(8)、7, 4MPa</li> <li>加圧に必要</li> <li>な最小荷重</li> <li>(N)</li> </ul>	1270431	1533466	770592	216228	216228	216228	366883	1973260	1533466	1413592	366883	282693	1533466	45897	287681
c ボンネット ボルト本数 (本)	12	16	12	8	8	8	12	20	16	16	12	8	16	8	8
S ボンネット ナット面の面積 (mm <sup>2</sup> )	576. 7	665. 2	377.0	96.60	96.60	96.60	161.0	665. 2	665. 2	791.7	161.0	280. 4	665. 2	161.0	551.4
b ボンネット 六径 (mm)					<b> </b>		<u>+</u>	<b> </b>			<b> </b>				
a ボンネット ナット面外径 (mm)															
ボンネット ナット 呼び径	M30	M30	M24	M16	M16	M16	M16	M30	M30	M33	M16	M20	M30	M16	M24
ボンネット ナットの 材料					,						,	 			
<b>弁番</b> 号	V222-1A	V222-3A	V222-12A	V222-39	V222-37A	V222-83	V222-504A	MV222-2A	MV222-3A	MV222-15A	MV222-16A	MV222-20	MV222-22A	MV229-3A	CV222-1

ボンネットナット の許容応力 (MPa) 本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。 865 604d ボンネットナット 稀付部の 発生応力 (MPa) 5377 (8)<sup>7</sup>.4m<sup>a</sup> 加圧に必要 な最小荷重 (N) 4528240172 c ボンネット ボル本数 (本) 4 4 S ボンネット ナット面積 (mm<sup>2</sup>) 214.9 131.9 b ボンネット 穴径 (III) a ボンネット ナット面外径 (mm) M16 M16 \*, ナットの 村本 【サンプル弁】 AV222-706A MV278-402 弁番号

弁耐圧部の接合部の評価結果(ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧) 別表4-7

【プロセス弁】

先番舟	ホ*ンネット フランシ゛の材料	弁箱 フランジの材料	a <i>メタレルタッ</i> チ部 外径 (mm)	b <i>メタルタッ</i> テ部5 内径 (mm)	S メタルタッチ部 面積 (mm²)	⑧'7.4MPa 加圧に 必要な最小荷重 (N)	d ボンネットランジと 弁箱アランジの 合わせ面の応力 (MPa)	ボンネットフランジ の許容応力 (MPa)	弁箱7ランジ の許容応力 (MPa)
V222-1A	-	-			1.640E+04	1270431	78	438	407
V222-39					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-37A					4.850E+03	216228	45	438	438
V222-83					4.850E+03	216228	45	438	438
CV222-1					3.148E+03	287681	92	438	438

#### 計器からの漏えいの可能性について

計器について, ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa [gage]\*)及び原子炉冷却 材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以 下のとおり確認した。

\*弁開放直後の圧力上昇に比べ,弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇 に伴う耐力低下の方が,系統全体への影響が大きいため,静定圧力を採用した。

1. 圧力計, 差圧計

別表5-1に示す圧力計及び差圧計が,ISLOCA時に過圧される範囲に設置されており,そのうちPS222-4A-1及びPS222-4A-2については,計器耐圧値が ISLOCA時の圧力(7.4MPa [gage])よりも低いため,漏えいするとした。 別図5-1に示すように計器内部のブルドン管やその接続部で漏えいすること が想定されるため,漏えい面積は株部のプロセス取合い(外径:5mm)の断面積 とした。

別表5-1に示す圧力計及び差圧計のうちPS222-4A-1及びPS222-4A-2以外の 計器については,隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備 耐圧値を有しており,破損は発生しないことを確認した。なお,構造材の温度上 昇に伴う耐力低下(温度-30~40℃における設計引張強さに対する288℃におけ る設計引張強さの割合はSUS316Lの場合で約79%)を考慮しても,計装設備耐 圧値は加圧時における圧力以上となる。

計器番号	計器耐圧*	漏えい有無	漏えい想定箇所	漏えい面積
PS222-4A-1	5.4MPa	漏えい	プロセス取合の	$\pi \times 5^2 \swarrow 4$
			$\Phi5$ 導圧口	=19.63mm <sup>2</sup>
PS222-4A-2	4.4MPa	漏えい	プロセス取合の	$\pi \times 5^2 \swarrow 4$
			$\Phi5$ 導圧口	=19.63mm <sup>2</sup>
PX222-4A	14.7MPa	漏えいなし	—	—
FX222-1A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-2A	22.1MPa	漏えいなし	—	—
FX222-3	22.1MPa	漏えいなし	—	—
dPX222-1A	15MPa	漏えいなし	_	

別表5-1 計器健全性評価結果

\*計器耐圧は計器単品の耐圧試験で印加する圧力値。



別図5-1 計器内部構造図(例)

- 2. 温度計
- 2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について,耐圧 部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として,日本機械学会「配 管内円柱状構造物の流力振動評価指針(JSME S 012-1998)」に従い,同期振動 発生の回避または抑制評価,一次応力評価並びに疲労評価を実施し,破損の有 無を確認した。評価条件を別表5-2に示す。

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
7.4MPa	288°C	$200 \text{m}^3/\text{h}$	$736 \mathrm{kg/m^3}$	$1.25 \times 10^{-7} \text{m}^2/\text{s}$

別表5-2 温度計評価条件

## 2.2 評価方法

(1) 評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別図5-2に示す。



別図5-2 配管内円柱状構造物の流力振動評価フロー

添 2. 7. 2-65 **1990** 

# (2)評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別表5-3に示す。

項目	評価式
1. 各種パラメー	・基本固有振動数 f <sub>0</sub>
タの算定	$f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}}  \dots \dots$
	$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_{o}^{4} - d_{i}^{4}) \qquad (3.2)$
	$\lambda_0 = 1.875$
	$\mathbf{m} = \frac{\pi}{4} \cdot \{ \rho_{s} \cdot (\mathbf{d}_{o}^{2} - \mathbf{d}_{i}^{2}) + \rho \cdot \mathbf{d}_{o}^{2} \} \qquad \dots \dots$
	・換算流速 V <sub>r</sub>
	$V_{r} = \frac{V}{f_{0} \cdot d_{o}} \qquad (3.4)$
	流速 V には流速分布が非一様(通常,管中心部で管壁部よりも流速は大き
	い。)の場合は,構造物周辺平均流速 V を用いる。
	$\overline{\mathbf{V}} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left( \frac{\mathbf{L}_{e}}{\mathbf{D}/2} \right)^{\frac{1}{n}+1} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left( \frac{\mathbf{L}_{e}}{\mathbf{D}/2} \right)^{\frac{1}{n}+2} \right\}}{1 - \left\{ 1 - \left( \frac{\mathbf{L}_{e}}{\mathbf{D}/2} \right) \right\}^{2}} \cdot \frac{(n+1) (2 \cdot n+1)}{2 \cdot n^{2}} \cdot \mathbf{V}_{m}}{(3.5)}$
	また, 流速 V はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流
	速 ▼ に以下の割増係数を乗じた値とするが、今回は十分な保守性が確保さ
	れていることを確認するために割増係数を「2」として計算する。
	割増係数         -         x:偏流発生源から構造物までの
	1.5 x/D≦3 距離
	1.25 3< x/D≦5 D:配管内径
	<ul> <li>換算減衰率 C<sub>n</sub></li> </ul>
	$C_{n} = \frac{2 \cdot \mathbf{m} \cdot \delta}{\rho \cdot d_{o}^{2}} \qquad (3.6)$
	$\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi \qquad (3.7)$
	ξ=0.002(ねじ接合),0.0005(溶接接合)

別表5-3 評価式(その1)

添 2.7.2-66

項目	評価式
2. 流体力による	<ul> <li>・定常抗力による応力 σ<sub>D</sub></li> </ul>
応力の算出	$\sigma_{\rm D} = \frac{F_{\rm D} \cdot L_{\rm e} \cdot (2 \cdot L - L_{\rm e})}{2 \cdot Z} \qquad (3.8)$
	$F_{D} = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^{2} \cdot d_{o} \cdot C_{D} \qquad (3.9)$
	$C_{\rm D} = 1.2$ $Z = \frac{\pi}{1-2} \cdot \frac{({\rm d_o}^4 - {\rm d_i}^4)}{({\rm d_o}^4 - {\rm d_i}^4)} \qquad (3.10)$
	$32   d_o$ (0.10)
	・ランダム振動応力振幅 $\sigma_R$
	$\sigma_{R} = \frac{E \cdot I}{Z} \cdot y_{R} (L) \cdot \frac{\lambda_{0}^{2}}{L^{2}} \qquad (3.11)$
	$y_{R} (L) = 2 \cdot C_{0} \cdot \sqrt{\frac{\beta_{0}^{2} \cdot G(f_{0})}{64 \cdot \pi^{3} \cdot m^{2} \cdot f_{0}^{3} \cdot (\xi + \xi_{f})}} \cdots (3.12)$
	$C_0 = 3.0$ $\xi_f = 0$
	$\beta_0 = \eta_0 / \lambda_0 \qquad (3.13)$
	$\eta_{0} = -\{\sinh (\kappa_{0}) - \sin (\kappa_{0}) \} + \tau_{0} \cdot \{\cosh (\kappa_{0}) + \cos (\kappa_{0}) \} \dots $
	$\kappa_0 = \lambda_0 \cdot \left(1 - \frac{L_e}{L}\right) \qquad (3.15)$
	$\tau_{0} = 0.734$ $G_{0}(f_{0}) = (C' \cdot \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^{2} \cdot d_{0})^{-2} \cdot \Phi_{0}(\overline{f_{0}}) \cdot \frac{d_{0}}{V}$
	C' = 0.13
	$\Phi_{-}(\overline{f}_{0}) = \frac{4}{1+4 \cdot \pi^{2} \cdot \overline{f}_{0}^{2}} \qquad (3.17)$
	$\overline{f}_0 = \frac{f_0 \cdot d_o}{V} \qquad (3.18)$
	・外圧により円柱状構造物に発生する応力 $\sigma_{G}$
	厚肉円面において、外圧かかかっている場合の円周万回の応力式を使用 する。
	$\sigma_{\rm G} = \frac{2 \cdot P \cdot d_{\rm o}^{2}}{d_{\rm o}^{2} - d_{\rm i}^{2}} \qquad (3.19)$

別表5-3 評価式(その2)

1992

(3) 記号説明

B <sub>1</sub> , B <sub>2</sub>	応力係数(-)
C <sub>0</sub>	二乗平均値からピーク値への換算係数(-)
C <sub>D</sub>	定常抗力係数(-)
C <sub>n</sub>	換算減衰率(-)
C'	ランダム励振力係数(-)
d <sub>o</sub>	構造物の代表外径 (m)
$d_i$	構造物の代表内径 (m)
Е	構造物の縦弾性係数 (Pa)
$f_0$	円柱状構造物の基本固有振動数 (Hz)
F <sub>D</sub>	単位長さ当たりの流体抗力 (N/m)
G	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度 (N <sup>2</sup> ・s/m <sup>2</sup> )
Ι	構造物の断面二次モーメント (m <sup>4</sup> )
К	応力集中係数(-)
L	構造物の長さ(m)
L <sub>e</sub>	流体中に突き出た構造物長さ(m)
m	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量(kg/m)
n	Re 数に基づく係数 (-)
Р	配管の最高使用圧力 (MPa)
S <sub>m</sub>	設計応力強さ (MPa)
V	流速 (m/s)
V <sub>m</sub>	断面平均流速(m/s)
$\overline{\mathrm{V}}$	構造物周辺平均流速(m/s)
Vr	換算流速(-)
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅(m)
Ζ	構造物の断面係数 (m <sup>3</sup> )
$\beta_{0}$	基本振動モードの刺激係数 (-)
δ	空気中における構造物の対数減衰率(-)
ξ	空気中における構造物の臨界減衰比(-)
$\xi_{ m f}$	流体減衰(-)
ρ	流体の密度 (kg/m <sup>3</sup> )
ho s	構造物の密度 (kg/m <sup>3</sup> )
σ <sub>D</sub>	定常抗力による応力 (MPa)
$\sigma_{\rm F}$	設計疲労限 (MPa)
σ <sub>R</sub>	ランダム振動応力振幅 (MPa)
σ <sub>G</sub>	外圧により構造物に発生する応力(MPa)
Φ	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度(-)

# (4) 判定基準

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別表 5-4に示す。

項目	判定基準				
1. 同期振動の回	下記のいずれかを満足すること。				
避又は抑制評	(a) $V_r < 1$				
価	(b) $C_n > 64$				
	(c) $V_r < 3.3$ カン $C_n > 2.5$				
2. 流力振動に対	・応力制限				
する強度評価	組合せ応力は,発電用原子力設備規格(設計・建設規格 JSME				
	S NC1-2005)(日本機械学会 2005年8月)(以下「設計・建				
	設規格」という。)より PPB-3520(クラス1)を準用した以下の条件				
	を満足すること。				
	$( \mathcal{P}  \overline{\supset}  \mathcal{X}  1)  \cdots \cdots B_1 \cdot \sigma_G + B_2 \cdot (\sigma_D + \sigma_R) \leq \min (1.5 \cdot S_m, 1.5 \cdot S)$				
	B <sub>1</sub> =1.0 (ねじ接合), 0.75 (溶接接合)				
	B <sub>2</sub> =4.0 (ねじ接合), 1.5 (溶接接合)				
	・疲労評価				
	応力集中係数 K を考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。				
	$K \cdot \sigma_R \leq \sigma_F$				
	K=4.0(ねじ接合), 4.2(溶接接合)				

別表5-4 判定基準

(5)構造図の形状構造物の形状を別図5-3に示す。



材料:SUS316L,SUS304

別図5-3 温度計ウェル形状図

## 2.3 評価結果

計器について評価した結果,別表5-5に示すとおり実機の値は判定基準 を満足し,ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa [gage])及び原子炉冷却材 温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損せず,漏えいは発 生しないことを確認した。

評価結果
ß
ß
影志

構造物仕様 同期振動評価	$f_0^{}$ (Hz)	1480.09	1480.09	1480.09
	$E^{*1}$ (×10 <sup>11</sup> Pa)	1. 76	1.76	1. 76
	m (kg/m)	4.44	4.44	4.44
	$(\times 10^{-8} \mathrm{m^4})$	2.58	2.58	2.58
	$ ho_{ m s}( imes 10^3 { m kg/m^3})$	7.91	7.91	7.91
	$\stackrel{L_e}{(\times 10^{^3}m)}$	66.9	66.9	66.9
	$L ( imes 10^{-3} m)$	110	110	110
	$\overset{d_1}{(\times 10^{-3}m)}$	9.1	9.1	9.1
	$\overset{d_{0}}{(\times 10^{-3}m)}$	27.0	27.0	27.0
-	材料	SUS316L	SUS316L	SUS304
	タイプ	ねじ接合	ねじ接合	ねじ接合
配管仕様	最高使 用温度 (°C)	288	288	288
	P (MPa)	7.40	7.40	7.40
	クラス	I	I	Ι
流体条件	ρ (kg/m³)	736	736	736
	V (m/s)	1.26	1. 26	1.26
	橫海	¥	¥	¥
	計器番号	TE222-1A	TE222-2A	TT222-13A
構造物		「古井田	直及三ント	

総合評価		0	0	0
疲労評価	斯	0	0	0
	$\sigma_{\rm F}^{*3}$ (MPa)	84	84	84
	応力振幅 (MPa)	0.07	0.07	0.07
	評価	0	0	0
	min (1.5 · S <sub>a</sub> , 1.5 · S) *2 (MPa)	145	145	165
	組合せ 応力 (MPa)	17.0	17.0	17.0
	σ <sub>6</sub> (MPa)	16.7	16.7	16.7
力制限	σ <sub>R</sub> (MPa)	0.02	0.02	0.02
Ϋ́Υ.	$\substack{y_{R}\left(L\right)}{\left(\times10^{-8}m\right)}$	2.59	2.59	2. 59
	σ <sub>b</sub> (MPa)	0.05	0, 05	0.05
	$\overset{\rm Z}{(\times 10^{-6}m^3)}$	1.91	1.91	1.91
	$F_{\rm b} \\ (\rm N/m)$	18.9	18.9	18.9
	斯価	0	0	0
	$\begin{array}{c} (c) \\ V_r < 3.\ 3 \\ C_n > 2.\ 5 \end{array}$	×	×	×
援動評価	(b) $C_n > 64$	×	×	×
回期	$\stackrel{(a)}{_{\rm r}}<1$	0	0	0
	ں" ن	0. 21	0.21	0.21
	V.	0. 03	0. 03	0.03
播		TE222-1A	TE222-2A	TT222-13A
構造物		「「」た「花祖男	値次回 ション	

付録材料図表 Part6 表1におけるオーステナイト系ステンレス鋼の288℃の値 注記\*1:設計・建設規格

\*2:Sm は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表1における SUS316L, SUS304 の 288℃の値

\*3:設計・建設規格 付録材料図表 Part8 図2におけるC線図の繰返しピーク応力強さを288℃の縦弾性係数で補正した値 S は設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 における SUS316L, SUS304 の 288°Cの値

添 2.7.2-72

1997

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について, ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa[gage] \*)及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が 発生しないことを以下のとおり確認した。

\*弁開放直後の圧力上昇に比べ,弁開放から10秒程度以降の構造材の温度上昇 に伴う耐力低下の方が,系統全体への影響が大きいため,静定圧力を採用した。

- 1. 強度評価
- 1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管 と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。 評価対象配管を別図6-1に示す。

- 1.2 評価方法
  - (1) 配管の評価

クラス2配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける 直管」を適用して必要な厚さを算出し,実機の最小厚さが計算上必要な厚さを 上回ることを確認した。

$$PD_0$$

 $t = \frac{1}{2Su \eta + 0.8P}$ 

(PPC-1.3 準用)

t:管の計算上必要な厚さ(mm) P:ISLOCA発生時の圧力(=7.4MPa) D<sub>0</sub>:管の外径(mm) Su:設計引張強さ(MPa) η:長手継手効率

(2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」の手法を適用してフランジ応力算定 用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ,伸び量がマイナスの場 合は,フランジ部が増し締めされるため,ガスケットの最大圧縮量を下回るこ とを確認した。

なお,熱曲げモーメントの影響については,設計・建設規格で規定されている(PPC-1.7)式を使用し,フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。



SH 1-2-1-1-2-N (E) 2S
	厚さ[t]	(mm)	3. 24	3. 24	2.44	1. 97	1. 97	1.04	2.44	2.44	1.04	2.44
-	必要											
	Su	(MPa)	404	404	404	404	404	404	404	404	404	404
	最小厚さ	(mm)	13. 21	16.63	13.21	11. 11	11.11	7. 53	11. 11	13.21	7. 53	11.11
	公差	(%)	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5	12.5
	:	11	1. 00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00
	評価温度	(°C)	288	288	288	288	288	288	288	288	288	288
	評価圧力	(MPa)	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4	7.4
	]\3 <u>7</u> <del>- 1</del>	1211	STS42 (STS410)	STS42 (STS410)	STS42 (STS410)	STS42 (STS410)	STPT42 (STPT410)	STPT42 (STPT410)	STPT42 (STPT410)	STPT42 (STPT410)	STPT42 (STPT410)	STPT42 (STPT410)
	公称厚さ	(mm)	15.1	19.0	15.1	12.7	12.7	8.6	12.7	15.1	8.6	12.7
	外径 [D <sub>0</sub> ]	(mm)	355. 6	355. 6	267.4	216.3	216.3	114.3	267.4	267.4	114.3	267.4
	クラス	区分	7	7	7	2	7	2	7	2	7	7
	配管	No.	23	24	25	26	27	28	32	33	39	40

別表6-1 必要厚さ評価結果

別表6-2 フランジ部評価結果

S-8A	200A	288	7.4			24	12	186960	7.4	1.96E+05	9.29E+06	3.69	11.09	235.7	4.36E+04	4.84E+05	4.03E+04	338.23	119.25	6.38E-04	116.0	0.07	58513	173.0	9.25E-04	0.11	1.29E-05	1.29E-05	1.70E-05	1.70E-05	116.0	84.0	25.0	6.0	0.40	0.29	0.11	0.03	-0.06				
RHRHx 管側ドレン 分解25ンジ	20A	288	7.4	-		16	4	186960	7.4	2.19E+03	2.26E+05	25.97	33.37	35.5	9.90E+02	3.30E+04	8.26E+03	150.44	54.90	2.94E-04	43.5	0.01	12885	85.6	4.58E-04	0.02	1.29E-05	1.29E-05	1	1.70E-05	43.5	40.0	1	3.00	0.15	0.14	1	0.01	-0.01				
RHRHx 分解75ンジ	350A	288	7.4	-		30	16	186960	7.4	1.57E+06	5.81E+07	5.54	12.94	380.1	1.13E+05	1.47E+06	9.17E+04	562.00	163.22	8.73E-04	111.5	0.10	89281	158.9	8.50E-04	60.0	1.29E-05	1.29E-05	1	1.70E-05	111.5	108.0	1	3.00	0.39	0.37	I	0.01	0.00				
FE-1A	350A	288	7.4			30	16	186960	7.4	4.84E+06	5.56E+07	5.61	13.01	380.1	1.13E+05	1.48E+06	9.22E+04	562.00	164.09	8.78E-04	126.0	0.11	97241	173.0	9.25E-04	0.12	1.29E-05	1.29E-05	1.70E-05	1.70E-05	126.0	114.0	5.0	6.0	0.44	0.39	0.02	0.03	-0.01	-			
RV-1A	25A	288	7.4	-		16	4	186960	7.4	1.75E+04	4.34E+05	13.44	20.84	55.5	2.42E+03	5.04E+04	1.26E+04	150.44	83.77	4.48E-04	47.5	0.02	21943	145.9	7.80E-04	0.04	1.29E-05	1.29E-05	1	1.70E-05	47.5	44.0	1	3.00	0.16	0.15	1	0.01	-0.02				
FE-3	100A	288	7.4	•		22	8	186960	7.4	1.10E+05	4.46E+04	0.37	7.77	128.5	1.30E+04	1.01E+05	1.26E+04	292.25	43.10	2.31E-04	110.0	0.03	50580	173.1	9.26E-04	0.10	1.29E-05	1.29E-05	1.71E-05	1.70E-05	110.0	100.0	3.0	6.0	0.38	0.35	0.01	0.03	-0.08				
S-4A	350A	288	7.4			30	16	186960	7.4	1.86E+06	1.98E+07	2.01	9.41	380.1	1.13E+05	1.07E+06	6.67E+04	562.00	118.67	6.35E-04	127.0	0.08	89281	158.9	8.50E-04	0.11	1.29E-05	1.29E-05	1.70E-05	1.70E-05	127.0	108.0	12.0	6.0	0.44	0.37	0.05	0.03	-0.04				
S-3A	350A	288	7.4			30	16	186960	7.4	5.32E+05	2.98E+07	2.81	10.21	380.1	1.13E+05	1.16E+06	7.24E+04	562.00	128.81	6.89E-04	130.0	60.0	89281	158.9	8.50E-04	0.11	1.29E-05	1.29E-05	1.70E-05	1.70E-05	130.0	108.0	15.0	6.0	0.45	0.37	0.07	0.03	-0.04				
フランジ用途	フランジロ径	評価温度(°C)	評価圧力(MPa)	ガスケット仕様	ボルト材置	デリトサイズ 「 ボルトサイズ	4////11/14 本数 本数	E(MPa)	内压(MPa)	フランジに作用する自重曲げモーメント <sup>注1</sup> M(N・mm)	フランジに作用する熱伸び曲げモーメント <sup>注1</sup> M(N・mm)	曲げモーメントによる等価圧力Ped <sup>注2</sup> (MPa)	内圧P+等価圧力Peq(MPa)	G(mm)	有効断面積(mm2)A= π/4G <sup>2</sup>	発生荷重F(N)=(P+Peq) *A	ポルト1本あたりの荷重F/n(N)	ポルト断面積A2(mn2)	ポルト1本あたりの応力(MPa)	ポルトひずみ ε	ボルト長さL1(mm)	(www.)コレータインシート中ひるシート(www.)	初期締付荷重(N)	初期締付による応力(MPa)	ボルトひずみ E O	初期締付によるボルト伸び量力L0(mm)	ポルト熟膨張係数α1(mm/mm°C)	フランジ熱膨張係数 a 2(mm/mm°C)	オリフィス熱膨張係数 a 3(mm/mm°C)	ガスケット内外輪熱膨張係数 α 4(mm/mm°C)	ポルト熱伸び対象長さL2(mm)	フランジ熟伸び対象長さL3(mm)	オリフィス熱伸び対象長さL4(mm)	ガスケット内外輪熱伸び対象長さL5(mm)	ポルト熱伸び量⊿L2=α1・L2・⊿T(mm)	フランジ熱伸び量⊿L3=α2・L3・⊿T(mm)	オリフィス熱伸び量 <i>乙</i> L4= α 3 · L4 • <i>Δ</i> T(mm)	ガスケット内外輪熱伸び量⊿L5=α4·L5・⊿T(mm)	伸び量⊿L1-⊿L0+⊿L2-⊿L3-⊿L4-⊿L5(mm)	ガスケットの初期圧縮量:最大(me)	ガスケットの合計圧縮量(mm)	ガスケットの許容圧縮量(mun)	

(注 2)設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 Ped=16M/(πG3) により算出。今回は,熱伸びによる (注1)該当するフランジを含んだ配管モデルにて応力解析を実施し、算出した値にて評価。

曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 1.3 評価結果

配管の各部位について評価した結果,別表6-1及び別表6-2に示すとおり実機の値は判定基準を満足し,ISLOCA発生時の圧力(7.4MPa[gage])及び原子炉冷却材温度(288°C)が同時に継続して負荷された条件下で破損せず,漏えいは発生しないことを確認した。

### 破断面積の設定について

#### 1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙2~別紙6の評価結果から,隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低 圧設計部分が加圧され,計器が破損する可能性があることを確認した。

さらに,隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシ ール構造であり,損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交 換器フランジ部に対して,保守的に弁開放直後のピーク圧力(7.9MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷され,かつガスケットに 期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

a. 内圧による伸び量

・フランジのボルト荷重△W

$$\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^{\bullet}(P_2 - P_1)$$
  
G:ガスケット反力円の直径 (=D<sub>0</sub>-2b=2,000mm)  
 $b=2.5\sqrt{\frac{1}{2}} \times (\frac{D_0 - D_1}{2} - 2)$   
D<sub>0</sub>:ガスケット接触面の外径 (=2,017.5mm)  
D<sub>i</sub>:ガスケット接触面の内径 (=1,965mm)  
P<sub>1</sub>:設計条件における圧力 (5.88MPa)  
P<sub>2</sub>:隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力 (=7.9MPa)

・内圧による伸び量/L1

$$\Delta L1 = H_{*} \times \frac{\Delta W}{N_{*} \cdot A} \times \frac{1}{E}$$
  
H<sub>b</sub>: ボルト長さ(ナット間)(=415.4mm)  
N<sub>b</sub>: ボルト本数 (=76)  
A: ボルト有効径における断面積 (=  $\pi / 4 \times 34.051^{2} = 911 \text{mm}^{2}$ )  
E: ボルトのヤング率 (=187,000N/mm<sup>2</sup> at288°C[SNB23-1])

b. 熱による伸び量

・ボルトの熱による伸び量/L2

 $\Delta L2 = \alpha_1 \times H_{\rm b} \times (288^{\circ}{\rm C} - 20^{\circ}{\rm C})$ 

 $\alpha_1$ : ボルトの熱膨張係数 (=13.04×10<sup>-6</sup> mm/mm<sup>°</sup> at288<sup>°</sup>C[SNB23-1]) N<sub>b</sub>: ボルト長さ (=415.4mm) ・管板及びフランジの熱による伸び量/L3

 $\Delta L3 = \alpha_{\circ} \times (h \ 1 + h2) \times (288^{\circ}\text{C} - 20^{\circ}\text{C})$ 

- α<sub>2</sub>:管板及び水室フランジの熱膨張係数(=12.91×10<sup>-6</sup>mm/mm℃ at288℃ [SFVC2B])
- h1:水室フランジ厚さ (=170mm)
- h2:管板厚さ (=239mm)
- c. 破断面積 A

 $A = \pi \times D_{i} \times (\Delta L1 + \Delta L2 - \Delta L3)$ 

D<sub>i</sub>: ガスケット接触面の内径(=1,965mm)

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果,別表 7-1 に示すとおり 破断面積は約 14.88cm<sup>2</sup>となる。

	Г. <del>1</del>	泪库		伸び量		内汉	全部材	破断
評価部位	$(MP_{e})$		+	+	—	PJ1主 (mm)	伸び量	面積
	(MPa)	$(\mathbf{C})$	⊿L1	∠L2	∠L3		(mm)	$(cm^2)$
フランジ部	7.9	288	0.204	1.452	1.415	1,965	0.241	14.88

別表7-1 破断面積の評価結果

∠L1:ボルトの内圧による伸び量

∠L2:ボルトの熱による伸び量

∠L3:管板及びフランジ部の熱による伸び量

# ISLOCA発生時の原子炉冷却材漏えい量評価 及び原子炉建物原子炉棟内環境評価

# 1. A-残留熱除去系における ISLOCA発生時の評価

1.1 評価条件

A-残留熱除去系における I SLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及 び原子炉建物原子炉棟内の環境(雰囲気温度,湿度,圧力及び溢水による影響) を評価した。

原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別表 8-1 に, 原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-1 に示す。

別表 8-1	原子炉建物原子炉棟内の環境評価特有の評価条件
· · · · ·	

項目	解析条件	条件設定の考え方
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給水・復水系に
		よる給水がなく,原子炉水位の低下が
		早くなることから設定
漏えい箇所及び漏え	A-残留熱除去ポンプ室:1 cm <sup>2</sup>	圧力応答評価に基づき評価された漏
い面積	A-残留熱除去系熱交換器室:16cm <sup>2</sup>	えい面積に余裕をとった値
	原子炉水位低(レベル3)で自動スクラム	保有水量の低下を保守的に評価する
		条件を設定
	原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時	インターロック設定値
	冷却系,原子炉水位低(レベル1H)で高	
	圧炉心スプレイ系が自動起動	
	事象発生から 30 分後に逃がし安全弁6弁	中央制御室における破断箇所の隔離
	を手動開放	操作失敗の判断時間及び逃がし安全
		弁の操作時間を考慮して事象発生か
		ら 30 分後を設定
	原子炉急速減圧後、漏えい箇所の隔離が終	漏えい量低減のために実施する操作
東故シナリオ	了するまで原子炉水位を原子炉水位低(レ	を想定
ず成マアノス	ベル2)以上で低めに維持	
	残留熱除去系(サプレッション・プール水	サプレッション・プール水の温度上昇
	冷却モード)による原子炉格納容器除熱は	を抑えるための操作を想定
	事象発生から 40 分後に開始	
	残留熱除去系のサプレッション・プール水	原子炉建物内の環境を改善するため
	冷却モードによる原子炉格納容器除熱を事	の操作を想定
	象発生から1時間40分後に停止し,原子炉	なお、事象発生後の状況確認および原
	停止時冷却モードによる原子炉格納容器除	子炉減圧操作等に余裕を加味し、操作
	熱を事象発生から2時間後に開始	可能な時間として2時間後を設定
	事象発生 10 時間後にインターフェイスシ	運転員の現場移動時間及び操作時間
	ステムLOCA発生箇所隔離	等を踏まえて設定
原子炉建物への流出	原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい	原子炉建物内の雰囲気温度を保守的
経路条件	あり。原子炉建物から環境への漏えいなし	に評価する条件を設定
評価コード	MAAP4	_
原子炉建物モデル	分割モデル(別図 8-1 参照)	現実的な伝播経路を想定
原子炉建物壁から環	孝虐したい	雰囲気温度,湿度及び圧力の観点から
境への放熱		厳しい想定として設定
百子乍建物扬气玄	孝虐したい	雰囲気温度,湿度及び圧力の観点から
		厳しい想定として設定
原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル2)	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系		
および高圧炉心スプ	サプレッション・プール水	_
レイ系の水源		
サプレッション・プ	35°C	通営運転時の制限値を設定
ールの水源初期水温		21日 (1944年3月) 21日 21日 (1944年3月) 1945年3月)
ブローアウトパネル		安全更求值
開放圧力	1. UKF algagej	<u> </u>



別図 8-1 原子炉建物ノード分割モデル

1.2 評価結果

解析結果に基づく, ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-2 に, 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-3 に,原 子炉建物内の雰囲気温度,湿度及び圧力の推移を別図 8-4 から別図 8-6 に示す。



別図 8-2 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

添 2. 7. 2-82 **2007** 

○各漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-3 に示すとおり,現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m<sup>3</sup>である。



別図 8-3 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-4 から別図 8-6 に示すとおり, アクセスルートとなる「原子炉棟その他 (二次格納施設)」及び操作場所である「東側PCVペネトレーション室」にお ける雰囲気温度の最大値は約 78℃となるが,原子炉減圧操作後は漏えい箇所か らの高温水及び蒸気の流出量が減少するため,雰囲気温度は低下傾向となり,建 物内環境が静定する事象発生9時間後から10時間後までの雰囲気温度の最大値 は約 44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高い 値で維持されるものの,破断箇所隔離操作を実施することで約10時間以降低下 する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの,ブローアウ トパネルが開放され,その後は大気圧相当となる。



別図 8-4 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-5 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-6 原子炉建物内の圧力の推移

1.2.1 溢水による影響

別図 8-2 に示すとおり、「A-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水 は、原子炉建物1階(EL15.3m)に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所 である「トーラス室」に排出される。

「A-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は,境界に水密扉を設置して いることから「原子炉隔離時冷却ポンプ室」へ伝播しないが,「トーラス室」に 対しては,境界に設置している水密扉の止水方向が異なることから伝播する。 溢水範囲を別図 8-7 に,想定する漏えい量を別表 8-2 に示す。

(1) 注水弁 (MV222-5A) へのアクセス性に対する影響

A-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁(MV222-5A)は、原子炉建物中1階 (EL19.0m)の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する機 器は、1階(EL15.3m)及び地下2階(EL1.3m)に設置されている。隔離操作場所 へは溢水影響のない2階(EL23.8m)からアクセスするため、アクセス性への影響 はない。

(2) ISLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレ イ系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界,トーラス室とB-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置によ り区画化されているため,これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されてお

添 2.7.2-85

#### 2010

り,関連計装部品も含め溢水の影響はなく,逃がし安全弁の機能は維持される。 漏えい水が伝播する区画においてISLOCA時に必要となる系統の溢水評価 結果を別表 8-3 に示す。

別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)

本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-87

2012

# 別図 8-7 A-残留熱除去系 溢水範囲 (2/2)

	漏え	い量[m <sup>3</sup> ]
事故後の時間[h]	A-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-02N)	A-残留熱除去系熱交換器室 (R-1F-05N)
0.5	約 7	約 107
1.0	約 9	約 130
2.0	約 11	約 165
3. 0	約 14	約 214
4.0	約 17	約 265
5.0	約 20	約 315
6. 0	約 23	約 364
7.0	約 26	約 414
8.0	約 29	約 463
9.0	約 32	約 512
10.0	約 35	約 560

別表 8-2 想定する漏えい量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-88

建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>*1</sup>	滞留 面積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>*2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>*2</sup>	影響評価	備考
		R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-05N R-1F-04N	560	808	0.075	$0.17^{*4}$	2-RIR-1-8B	B-原子炉圧力容器計器ラック	0.56	1)<2)	
	15.3	R-1F-07-1N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0. 17 <sup>**4</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	1<2	
原子炉 建物		R-1F-10N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N	560	827	0.075	0. 17 <sup>**4</sup>	MV222-15B	B-RHR テスト弁	1.99	1<2	
	1.3	R-B2F-31N	R-1F-05N R-1F-04N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-02N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCS ポンブ CST 側第 2 ミ=マムフロー弁	7.63	1<2	

別表 8-3 溢水評価結果

二 : 溢水源のある区画

※1 事象発生 10 時間後の溢水量

※2 基準床からの高さ

※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

※4 ハッチからの排出評価を実施

1.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-2 に示すとおり,「A-残留熱除去系熱交換器室」,「A-残留熱除去ポ ンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は, 各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内を移動し,原子炉棟内の圧力や温度を一 時的に上昇させる。原子炉棟内の圧力上昇に伴いブローアウトパネルが開放し, 環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生する ことで,原子炉棟内の環境条件はほぼ一様になる。なお,ブローアウトパネルが 開放された以降は,原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため, その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-8 に示す。

(1) 注水弁(MV222-5A) への影響

隔離操作を行う注水弁(MV222-5A)は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧 力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気 等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であ り、湿度100%、温度100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

ISLOCA発生時において必要な対応操作のうち,注水弁(MV222-5A)の隔離操作を除いては,全て中央制御室からの操作による。注水弁(MV222-5A)の隔離操作については,事象発生9時間後から行うこととしており,その際の原子炉建物内雰囲気温度及び湿度は約44℃及び約100%である。防護具等の着用により

## 2014

現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり,注水弁の隔離操作における原子炉 棟内の滞在時間は約38分である。

(2) ISLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレ イ系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界,トーラス室とB-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びB-残留熱除去系のポンプ、弁及び計器等は、湿度100%、温度100℃以上の耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されて おり、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴 う影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別図 8-8 A-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. B-残留熱除去系における ISLOCA発生時の評価

2.1 評価条件

B-残留熱除去系における ISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及 び原子炉建物原子炉棟内の環境(雰囲気温度,湿度,圧力及び溢水による影響) を評価した。

B-残留熱除去系における ISLOCA発生時の漏えい箇所及び漏えい面積 は、別表 8-1 に示すA-残留熱除去系の評価条件と同等(B-残留熱除去ポンプ 室:1 cm<sup>2</sup>, B-残留熱除去系熱交換器室:16cm<sup>2</sup>)であり、その他評価条件も同 等となる。原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-9 に示す。



別図 8-9 原子炉建物ノード分割モデル

### 2.2 評価結果

解析結果に基づく, ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-10 に, 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-11 に, 原子炉建物内の雰囲気温度,湿度及び圧力の推移を別図 8-12 から別図 8-14 に示 す。

#### ○事象進展

事象進展は、「2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」 に示す、A-残留熱除去系にてISLOCAが発生した場合と同様である。



別図 8-10 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

○各漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-11 に示すとおり,現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 10 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 600m<sup>3</sup>である。



別図 8-11 各漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

### ○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-12 から別図 8-14 に示すとおり、アクセスルートとなる「原子炉棟その 他(二次格納施設)」及び操作場所である「西側PCVペネトレーション室」に おける雰囲気温度の最大値は約 77℃となるが、原子炉減圧操作後は漏えい箇所 からの高温水及び蒸気の流出量が減少するため、雰囲気温度は低下傾向となり、 建物内環境が静定する事象発生9時間後から 10 時間後までの雰囲気温度の最大 値は約 44℃である。湿度については漏えい箇所からの漏えいが継続するため高 い値で維持されるものの、破断箇所隔離操作を実施することで約 10 時間以降低 下する傾向にある。圧力については漏えい発生直後に上昇するものの、ブローア ウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。



別図 8-12 原子炉建物内の雰囲気温度の推移



別図 8-13 原子炉建物内の湿度の推移



別図 8-14 原子炉建物内の圧力の推移

2.2.1 溢水による影響

別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」で発生した漏えい水 は、原子炉建物1階(EL15.3m)に伝播し、ハッチ開口部を通じて最終滞留箇所 である「トーラス室」に排出される。

「B-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は,境界に設置している水密 扉の止水方向が異なることから「トーラス室」及び「C-残留熱除去ポンプ室」 に伝播する。

溢水範囲を別図 8-15 に,想定する漏えい量を別表 8-4 に示す。

(1) 注水弁 (MV222-5B) へのアクセス性に対する影響

B-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁(MV222-5B)は、原子炉建物2階 (EL23.8m)の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する 機器は、1階(EL15.3m)及び地下2階(EL1.3m)に設置されている。隔離操作 場所へは溢水影響のない2階(EL23.8m)からアクセスするため、アクセス性へ の影響はない。

(2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

トーラス室とA-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は 水密扉の設置により区画化されているため、これらのポンプ室は溢水の影響を受 けない。

原子炉隔離時冷却ポンプ室は,隣接する区画に漏えい水が伝播しないため,溢 水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

漏えい水が伝播する区画において ISLOCA時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-5 に示す。

別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-98

2023

# 別図 8-15 B-残留熱除去系 溢水範囲(2/2)

	漏え	い量[m <sup>3</sup> ]
事故後の時間[h]	B-残留熱除去ポンプ室 (R-B2F-15N)	B-残留熱除去系熱交換器室 (R−1F−11N)
0.5	約 7	約 106
1.0	約 9	約 129
2. 0	約11	約 164
3. 0	約 14	約 213
4.0	約17	約 264
5.0	約 20	約 314
6. 0	約 23	約 364
7.0	約 26	約 414
8.0	約 29	約 463
9.0	約 32	約 512
10.0	約 35	約 560

別表 8-4 想定する漏えい量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-99

建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>*1</sup>	滞 面 積 [m <sup>2</sup> ]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>※3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>*2</sup>	影響価	備考
		R-1F-03N R-1F-22N	R-1F-11N R-1F-10N	560	808	0.075	0. 17 <sup>**4</sup>	2-RIR-1-8B	B-原子炉圧力容器計器テック	0.56	1)<2)	
原子炉	15.3	R-1F-07-1N	R-1F-11N R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N	560	860	0.075	0. 17 <sup>**4</sup>	MV227-3	ADS 逃し機能用外側隔離弁	0.30	1<2	
建物	1.3	R-B2F-31N	R-1F-11N R-1F-10N R-1F-03N R-1F-22N R-B2F-15N	595	1041	0.075	0.65	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマムフロー弁	7.63	1<2	

別表 8-5 溢水評価結果

- ※1 事象発生10時間後の溢水量
- ※2 基準床からの高さ
- ※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

※4 ハッチからの排出評価を実施

2.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響

別図 8-10 に示すとおり、「B-残留熱除去系熱交換器室」、「B-残留熱除去ポ ンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、 各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内を移動し、原子炉棟内の圧力や温度を一 時的に上昇させる。原子炉棟内の圧力上昇に伴いブローアウトパネルが開放し、 環境へ蒸気が放出されるとともにハッチ開口部等を通じてガス流動が発生する ことで、原子炉棟内の環境条件はほぼ一様になる。なお、ブローアウトパネルが 開放された以降は、原子炉棟から環境への蒸気の放出の流れが支配的となるため、 その他ポンプ室等への蒸気の流入はない。蒸気の滞留範囲を別図 8-16 に示す。

(1) 注水弁 (MV222-5B) への影響

隔離操作を行う注水弁(MV222-5B)は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧 力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気 等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であ り、湿度100%、温度100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

ISLOCA発生時において必要な対応操作のうち,注水弁(MV222-5B)の隔 離操作を除いては,全て中央制御室からの操作による。注水弁(MV222-5B)の隔 離操作については,事象発生9時間後から行うこととしており,その際の原子炉 建物内雰囲気温度及び湿度は約44℃及び約100%である。防護具等の着用により 現場へのアクセス及び隔離操作は可能であり,注水弁の隔離操作における原子炉 棟内の滞在時間は約37分である。 (2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

A-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界,トーラス室とA -残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置に より区画化されているため、これらのポンプ室には溢水の流入がなく、蒸気によ る有意な雰囲気温度の上昇もないため、系統の運転に必要な補機冷却系等の設備 も含めて、系統の機能は維持される。なお、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプ レイ系及びA-残留熱除去系のポンプ、弁及び計器等は、湿度100%、温度100℃ 以上の耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う 影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

別図 8-16 B-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-102

2027

別図 8-16 B-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. C-残留熱除去系における ISLOCA発生時の評価

3.1 評価条件

C-残留熱除去系における I SLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及 び原子炉建物原子炉棟内の環境(雰囲気温度,湿度,圧力及び溢水による影響) を評価した。

C-残留熱除去系においてISLOCAが発生した場合の漏えい箇所は圧力 スイッチ(C-残留熱除去ポンプ室)のみであり、漏えい面積は1 cm<sup>2</sup>(圧力応 答評価に基づき評価された,圧力スイッチ2台分の漏えい面積に余裕をとった値) となる。その他の評価条件は,別表 8-1 において設定した評価条件と同様とした。 原子炉建物ノード分割モデルを別図 8-17 に示す。



別図 8-17 原子炉建物ノード分割モデル

3.2 評価結果

解析結果に基づく, ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-18 に, 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-19 に,原 子炉建物内の雰囲気温度,湿度及び圧力の推移を別図 8-20 から別図 8-22 に示す。

#### ○事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり,給水流量の全喪失が発生することで原子炉 水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉はスク ラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプ2台全てがトリップす るとともに,原子炉隔離時冷却系が自動起動する。

事象発生20分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象

発生 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全 弁6 個を手動開することで,原子炉を減圧し,原子炉冷却材の漏えいの抑制を図 る。原子炉減圧により,原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの,高圧炉心ス プレイ系による原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復する。また,主蒸 気隔離弁は,原子炉水位低(レベル2)で全閉する。



事象発生10時間後,現場操作により残留熱除去系の破断箇所を隔離した後は, 高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。

別図 8-18 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

○漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-19 に示すとおり、C-残留熱除去系における漏えいは、事象発生 30 分後の原子炉減圧操作によって停止し、原子炉冷却材の漏えい量は約7m<sup>3</sup>となる。 これは、破断箇所からの漏えいは原子炉圧力と漏えい発生区画の圧力の関係に応 じて発生するが、漏えい発生区画である「C-残留熱除去ポンプ室」は水密扉に より他室と区切られているため、漏えい水や蒸気はこの区画内に留まっており、 また評価上、原子炉建物から環境への漏えいを考慮しない条件としていることか ら、原子炉減圧操作によって原子炉圧力が「C-残留熱除去ポンプ室」の圧力を 下回るためである。

なお、「C-残留熱除去ポンプ室」から隣接する区画への伝播を仮定した場合 には、隔離操作完了まで漏えいが継続することとなるが、この場合でも漏えいは A-残留熱除去系に比べ小規模となる。



別図 8-19 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-20 から別図 8-22 に示すとおり, アクセスルートとなる「原子炉棟その 他(二次格納施設)」及び操作場所である「西側PCVペネトレーション室」に おける雰囲気温度は, 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転によるト ーラス室の温度上昇に伴って初期温度から僅かに上昇するが, 現場隔離操作の完 了までの最大値は約 31℃であり, 想定している作業環境(約 44℃)未満で推移 する。また, 原子炉の減圧まで破断箇所からの漏えいが継続するものの, 湿度, 圧力においてその影響は軽微であり低い値で維持される。なお, ブローアウトパ ネルの開放圧力には到達しない。



別図 8-20 原子炉建物内の雰囲気温度の推移







別図 8-22 原子炉建物内の圧力の推移

3.2.1 溢水による影響

「C-残留熱除去ポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に水密扉を設置して いることから、隣接する「B-残留熱除去ポンプ室」及び「原子炉隔離時冷却ポ ンプ室」へ伝播しない。

溢水範囲を別図 8-23 に,想定する漏えい量を別表 8-6 に示す。

(1) 注水弁 (MV222-5C) へのアクセス性に対する影響

C-残留熱除去系の隔離操作を行う注水弁(MV222-5C)は、原子炉建物2階 (EL23.8m)の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生する 機器は、地下2階(EL1.3m)に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響のな い2階(EL23.8m)からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

(2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界, C-残留熱除去 ポンプ室とB-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されて いるため,これらのポンプ室は溢水の影響を受けない。

A-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室については,隣接する 区画に漏えい水が伝播しないため,溢水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

# 別図 8-23 C-残留熱除去系 溢水範囲(2/2)

	漏えい量[m <sup>3</sup> ]
事故後の時間[h]	C-残留熱除去ポンプ室 (R-R2E-03N)
0.5	約 6.7
1.0	約 7.1
2.0	約 7.1
3. 0	約 7.1
4.0	約 7.1
5.0	約 7.1
6. 0	約 7.1
7.0	約 7.1
8.0	約 7.1
9. 0	約 7.1
10.0	約 7.1

別表 8-6 想定する漏えい量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。
3.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響 別図 8-18 に示すとおり、「C-残留熱除去ポンプ室」において漏えいした蒸気 は、境界に設置した水密扉により隣接する区画に伝播せず、「C-残留熱除去ポ ンプ室」内に留まる。蒸気の滞留範囲を別図 8-24 に示す。

(1) 注水弁(MV222-5C) への影響

隔離操作を行う注水弁(MV222-5C)は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧 力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気 等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であ り、湿度100%、温度100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

ISLOCA発生時において必要な対応操作のうち,注水弁(MV222-5C)の隔離操作を除いては,全て中央制御室からの操作による。注水弁(MV222-5C)の隔離操作において,原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境(約44℃) 未満で推移するため,防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお,注水弁(MV222-5C)の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は,約37分である。

(2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

C-残留熱除去ポンプ室と原子炉隔離時冷却ポンプ室の境界, C-残留熱除去 ポンプ室とB-残留熱除去ポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されて おり,またA-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心スプレイポンプ室については, 漏えい水が伝播する区画に隣接していないため,これらのポンプ室には溢水の流 入がなく,蒸気による有意な雰囲気温度の上昇もないため,系統の運転に必要な 補機冷却系等の設備も含めて,系統の機能は維持される。なお,原子炉隔離時冷 却系,高圧炉心スプレイ系及びA-残留熱除去系(又はB-残留熱除去系)のポ ンプ,弁及び計器等は,湿度100%,温度100℃以上の耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されてお り、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う 影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (1/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-112 **2037**  別図 8-24 C-残留熱除去系 蒸気滞留範囲 (2/2)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-113 **2038**  4.1 評価条件

低圧炉心スプレイ系における ISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量 及び原子炉建物原子炉棟内の環境(雰囲気温度,湿度,圧力及び溢水による影響) を評価した。

低圧炉心スプレイ系においてISLOCAが発生した場合の漏えい箇所は圧 カスイッチ(低圧炉心スプレイポンプ室)のみであり,漏えい面積は0.5cm<sup>2</sup>(圧 力応答評価に基づき評価された,圧力スイッチ1台分の漏えい面積に余裕をと った値)となる。その他の評価条件は,別表8-1において設定した評価条件と 同様とした。原子炉建物ノード分割モデルを別図8-25に示す。



別図 8-25 原子炉建物ノード分割モデル

4.2 評価結果

解析結果に基づく, ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要を別図 8-26 に, 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別図 8-27 に,原 子炉建物内の雰囲気温度,湿度及び圧力の推移を別図 8-28 から別図 8-30 に示す。

### ○事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり,給水流量の全喪失が発生することで原子炉 水位は急速に低下する。原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉はスク ラムし,また,原子炉水位低(レベル2)で再循環ポンプ2台全てがトリップす るとともに,原子炉隔離時冷却系が自動起動する。

事象発生20分後の中央制御室における破断箇所の隔離に失敗するため、事象

発生 30 分後に中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全 弁6 個を手動開することで,原子炉を減圧し,原子炉冷却材の漏えいの抑制を図 る。原子炉減圧により,原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの,高圧炉心ス プレイ系による原子炉注水を開始することで原子炉水位が回復する。また,主蒸 気隔離弁は,原子炉水位低(レベル2)で全閉する。



事象発生10時間後,現場操作により低圧炉心スプレイ系の破断箇所を隔離した後は,高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は適切に維持される。

別図 8-26 ISLOCA発生時の原子炉棟内状況概要

○漏えい発生区画における漏えい量

別図 8-27 に示すとおり、低圧炉心スプレイ系における漏えいはA-残留熱除 去系に比べ小規模となるため、現場での隔離操作は比較的早期に実施可能と考え られるが、事象発生10時間後まで隔離が実施できないことを想定した場合、原 子炉冷却材の漏えい量は約16m<sup>3</sup>である。



別図 8-27 漏えい発生区画における原子炉冷却材の積算漏えい量の推移

○温度・湿度・圧力の想定

別図 8-28 から別図 8-30 に示すとおり,アクセスルート及び操作場所である「原 子炉棟その他(二次格納施設)」における雰囲気温度は,初期温度から僅かに上 昇するが,現場隔離操作の完了までの最大値は約 31℃であり,想定している作 業環境(約 44℃)未満で推移する。湿度については漏えい箇所からの漏えいが 継続するため,ゆっくりと上昇を続けた後,高い値で維持される。圧力について は漏えい発生後から上昇傾向となるものの,ブローアウトパネルの開放圧力には 到達しない。



別図 8-28 原子炉建物内の雰囲気温度の推移







別図 8-30 原子炉建物内の圧力の推移

### 4.2.1 溢水による影響

「低圧炉心スプレイポンプ室」で発生した漏えい水は、境界に設置している水 密扉の止水方向が異なることから「トーラス室」に伝播する。

溢水範囲を別図 8-31 に,想定する漏えい量を別表 8-7 に示す。

(1) 注水弁 (MV223-2) へのアクセス性に対する影響

低圧炉心スプレイ系の隔離操作を行う注水弁(MV223-2)は、原子炉建物中1 階(EL19.5m)の床面上に設置されており、ISLOCAにより漏えいが発生す る機器は、地下2階(EL1.3m)に設置されている。隔離操作場所へは溢水影響の ない1階(EL15.3m)からアクセスするため、アクセス性への影響はない。

(2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

トーラス室とA-残留熱除去ポンプ室, B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心 スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されているため, これらの ポンプ室は溢水の影響を受けない。

原子炉隔離時冷却ポンプ室は,隣接する区画に漏えい水が伝播しないため,溢 水の影響を受けない。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されており、関連計装部品も含め溢水の影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

漏えい水が伝播する区画において ISLOCA時に必要となる系統の溢水評価結果を別表 8-8 に示す。

別図 8-31 低圧炉心スプレイ系 溢水範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2.7.2-119
-------------

2044

	漏えい量[m <sup>3</sup> ]	
事故後の時間[h]	低圧炉心スプレイポンプ室 (R-B2F-09N)	
0.5	約 3.2	
1.0	約 4.0	
2.0	約 5.0	
3. 0	約 6.3	
4.0	約 7.7	
5.0	約 9.0	
6.0	約 10.4	
7.0	約 11.7	
8.0	約 13.1	
9.0	約 14.4	
10.0	約 15.8	

別表 8-7 想定する漏えい量

別表 8-8 溢水評価結果

建物	EL [m]	評価 区画	流入を 考慮する 他区画	溢水量 [m <sup>3</sup> ] <sup>*1</sup>	滞留 面積 [m²]	床勾 配 [m]	① 溢水水位 FL+[m] <sup>※2</sup>	機器番号	ISLOCA 時に必要となる系統 の溢水防護対象設備 <sup>*3</sup>	② 機能喪失 高さ FL+[m] <sup>**2</sup>	影響価	備考
原子炉 建物	1.3	R-B2F-31N	R-B2F-09N	15.8	1039	0.075	0.10	MV224-9	HPCS ポンプ CST 側第 2 ミニマムフロー弁	7.63	1<2	

※1 事象発生10時間後の溢水量

※2 基準床からの高さ

※3 評価対象区画で機能喪失高さが最も低い機器

4.2.2 漏えいした蒸気の回り込みに伴う雰囲気温度・湿度上昇の影響
 別図 8-26 に示すとおり、「低圧炉心スプレイポンプ室」において漏えいした蒸気及び溢水の伝播区画において発生した蒸気は、各隣接区画の圧力差に応じて原子炉棟内に伝播する。蒸気の滞留範囲を別図 8-32 に示す。

(1) 注水弁 (MV223-2) への影響

隔離操作を行う注水弁(MV223-2)は、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧 力及び温度が最も高くなる設計基準事故である「原子炉格納容器内圧力、雰囲気 等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」時の環境条件に耐性を有する設備であ り、湿度100%、温度100℃以上の耐性を有していることから機能維持される。

ISLOCA発生時において必要な対応操作のうち,注水弁(MV223-2)の隔離操作を除いては,全て中央制御室からの操作による。注水弁(MV223-2)の隔離操作において,原子炉建物内雰囲気温度は想定している作業環境(約44℃) 未満で推移するため,防護具等の着用により現場へのアクセス及び隔離操作は可能である。なお,注水弁(MV223-2)の隔離操作における原子炉棟内の滞在時間は,約41分である。

(2) I SLOCA時に必要となる系統(原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ 系,残留熱除去系及び逃がし安全弁)への影響

トーラス室とA-残留熱除去ポンプ室,B-残留熱除去ポンプ室及び高圧炉心 スプレイポンプ室の境界は水密扉の設置により区画化されており,また原子炉隔 離時冷却ポンプ室については,漏えい水が伝播する区画に隣接していないため, これらのポンプ室には溢水の流入がなく,蒸気による有意な雰囲気温度の上昇も ないため,系統の運転に必要な補機冷却系等の設備も含めて,系統の機能は維持 される。なお,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系及びA-残留熱除去系 (又はB-残留熱除去系)のポンプ,弁及び計器等は,湿度100%,温度100℃ 以上の耐性を有している。

逃がし安全弁は、区画として分離されている原子炉格納容器内に設置されてお り、関連計装部品も含め、原子炉建物内及びトーラス室の雰囲気温度上昇に伴う 影響はなく、逃がし安全弁の機能は維持される。

別図 8-32 低圧炉心スプレイ系 蒸気滞留範囲

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

|--|

2047

ISLOCA発生時の原子炉棟内線量率評価及び敷地境界の実効線量評価

- 1. 原子炉建物内線量率について
  - (1) 評価の想定

A-残留熱除去系の破断口から原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中 の放射性物質のうち気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出さ れる放射性物質について原子炉棟から環境への漏えいを考慮せずに原子 炉棟内に均一に分布するものとして原子炉棟内の線量率を評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約8.1×10<sup>7</sup>Bq)「平成元年1月18日(起動試験)」 であり,評価に使用する I-131 の追加放出量は,実績値を包絡する値とし て100Ci (3.7×10<sup>12</sup>Bq)と設定した。(別表9-1参照)

また,放出される放射性物質には,冷却材中に含まれる放射性物質があ るが,追加放出量と比較すると数%程度であり,追加放出量で見込んだ余 裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉棟内の作業の被ばく評価においては,放射線防護具(酸素呼吸器) を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため,外部被ばくの みを対象とする。

項 目	評価値	実績値(最大)	
		約 8.1×10 <sup>7</sup>	
I-131 追加放出量(Bq)	3. $7 \times 10^{12}$	(平成元年1月18日	
		(起動試験))	
希ガス及びハロゲン等の追加放	$2.2 \times 10^{14}$		
出量(γ線0.5MeV 換算値)(Bq)	2. $3 \times 10^{-1}$	_	

別表 9-1 評価条件(追加放出量)

各系統においてIS-LOCAが発生した場合の,原子炉建物へ漏えい した冷却材からの気相部への移行割合は別表 9-2 のとおり,A-残留熱除 去系及びB-残留熱除去系に包絡される。また,評価対象エリアの体積は A-残留熱除去系(東側PCVペネトレーション室気相部)がB-残留熱 除去系(西側PCVペネトレーション室気相部)より大きいことから,線 量率はA-残留熱除去系に包絡される。

別表 9-2 原子炉建物へ漏えいした冷却材からの

項目	漏えい面積	追加放出の気相部への
	$(cm^2)$	移行割合(%)
A-残留熱除去系	17	約 11.4
B-残留熱除去系	17	約 11.4
C-残留熱除去系	1	約 0.4
低圧炉心スプレイ系	0.5	約 0.2

追加放出F	Pの気相部へ	、の移行割合

なお,線量率評価においては保守的にA-残留熱除去系における ISL OCA時の追加放出FPの気相部への移行割合を全量として評価する。

(2) 評価の方法

原子炉棟内の空間線量率は,以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別図 9-1 に示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot \left(1 - e^{-\mu \cdot R}\right) \cdot 3600$$

ここで,

D : 放射線量率 (Gy/h)  

$$6.2 \times 10^{-14}$$
 : サブマージョンモデルによる換算係数  
((dis・m<sup>3</sup>・Gy)/(MeV・Bq・s))  
 $Q_{\gamma}$  : 原子炉棟内放射性物質量  
(Bq:  $\gamma$ 線実効エネルギ0.5MeV換算値)  
 $V_{R/B}$  : 原子炉棟内空間体積  
( $\int_{\mu} m^{3}$ )  
 $E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線エネルギ (0.5MeV/dis)  
 $\mu$  : 空気に対する  $\gamma$ 線のエネルギ吸収係数  
本資料のうち,枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 2049

添 2.7.2-124

$$(3.9 \times 10^{-3} / \text{m})$$

:評価対象エリア(東側PCVペネトレーショ ン室気相部)の空間体積と等価な半球の半径(m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot}{2 \cdot \pi}}$$

V

R

:評価対象エリア(東側PCVペネトレーショ ン室気相部)の体積 (**「」**m<sup>3</sup>)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



サブマージョンモデル概要図

別図 9-1 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別図 9-2 に示す。線量率の最大は約 8.0mSv/h 程度であり, 時間減衰によって低下するため,線量率の上昇が現場操作に影響を与える 可能性は小さく,期待している機器の機能は維持される。

なお、事故時には原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出され る可能性があるが、中央制御室換気系の給気口の位置はプルームの広がり を取り込みにくい箇所にあり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込 むことはないと考えられる(別図 9-3)。さらに、これらの事故時において は原子炉棟放射線異常高又は換気系放射線異常高の信号により中央制御 室換気系が系統隔離運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な 被ばくの影響を受けることはない。

追加放出量(Bd) ( <sub>2</sub> 線実効エネルギ 0. 5MeV 換算値)	2. 82E+12 2. 47E+13 1. 07E+13 5. 45E+13 5. 45E+13 1. 04E+10 4. 40E+12 2. 56E+12 1. 83E+12 1. 83E+12	1.29E+14	<ol> <li>6. 90E+09</li> <li>1. 09E+12</li> <li>91E+08</li> <li>91E+08</li> <li>1. 05E+13</li> <li>3. 64E+13</li> <li>4. 17E+09</li> <li>4. 16E+10</li> <li>1. 59E+12</li> <li>2. 39E+12</li> <li>8. 64E+12</li> <li>3. 87E+13</li> <li>9. 93E+13</li> </ol>	2. 28E+14
追加放出量 (Bq)	3. 70E+12 5. 48E+12 8. 82E+12 9. 91E+12 8. 35E+12 6. 90E+11 1. 26E+12 7. 99E+12 7. 04E+12	5.32E+13	<ol> <li>38E+12</li> <li>41E+12</li> <li>25E+11</li> <li>662E+12</li> <li>93E+12</li> <li>04E+11</li> <li>04E+11</li> <li>76E+13</li> <li>76E+13</li> <li>76E+13</li> <li>756E+13</li> </ol>	1.29E+14
y線実効エネルギ (MeV)	$\begin{array}{c} 0. \ 381 \\ 2. \ 253 \\ 0. \ 608 \\ 2. \ 750 \\ 1. \ 645 \\ 0. \ 0075 \\ 1. \ 742 \\ 0. \ 16 \\ 0. \ 13 \end{array}$	I	$\begin{array}{c} 0.\ 0025\\ 0.\ 159\\ 0.\ 0022\\ 0.\ 793\\ 1.\ 950\\ 0.\ 045\\ 0.\ 045\\ 0.\ 432\\ 0.\ 432\\ 1.\ 183\end{array}$	I
崩壞定数 (d <sup>-1</sup> )	8. 60E-02 7. 30 8. 00E-01 1. 90E+01 2. 52 6. 96 3. 14E+01 2. 49E-01 2. 76		9.09 3.71 1.775–04 1.315+01 5.94 5.94 5.825–02 3.085–01 1.315–01 6.385+01 1.83 7.045+01 7.045+01	1
收率 (%)	$\begin{array}{c} 2.84\\ 2.84\\ 4.21\\ 6.77\\ 7.61\\ 6.41\\ 0.53\\ 0.97\\ 6.13\\ 5.40\end{array}$		$\left \begin{array}{c} 0.53\\ 0.29\\ 0.29\\ 0.040\\ 0.19\\ 6.77\\ 6.28\\ 6.28\\ 6.28\\ 6.28\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.19\\ 0.$	
核種	I-131 I-132 I-132 I-133 I-134 I-135 Br-83 Br-84 Mo-99 Tc-99m	ハロゲン等 合 計	Kr-83m Kr-85m Kr-85 Kr-85 Kr-87 Kr-87 Kr-88 Kr-88 Xe-131m Xe-131m Xe-135m Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Xe-135 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-88 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-87 Kr-88 Kr-131m Kr-133 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-135 Kr-1	ハロゲン等 +希ガス 合計

9-3 ISLOCA時の放出量



別図 9-2 原子炉棟立入開始時間と線量率の関係

(a) 平面概略図

(b) 断面概略図

別図 9-3 原子炉建物/中央制御室の配置と給気口・ブローアウトパネルの 位置関係(ISLOCA)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添 2. 7. 2-130 **2055** 

- 2. 敷地境界の実効線量評価について
  - (1) 評価想定

敷地境界の実効線量評価では、ISLOCAにより原子炉棟内に放出され た核分裂生成物がブローアウトパネルを経由して大気中に放出されること を想定し、敷地境界の実効線量を評価した。

評価条件は別表 9-1 から別表 9-6 に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉棟内に放出されることに伴 う減圧沸騰によって気体となる蒸気量に対応する放射性物質が建物内の気 相部へ移行するものとし,破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気 相部へ移行する割合は,運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉棟放出に伴 う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射 性物質が気相へ移行する割合は,燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉 圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ,同様に運転時 の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合 から算定した。また,破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は,各々 の移行率に応じた量が流出するものとした。(別図 9-4 参照)

原子炉棟内の気相部に移行した放射性物質は, ブローアウトパネルの開口 部より大気中に徐々に放出されることとなるが, 被ばく評価上は, 事象発生 直後に大気中に放出されるものとし, 放出高さは地上放出として評価した。 その結果, 放出量は別表 9-5 に示すとおりとなった。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は,次に述べる内部被ばくによる実効線量及 び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

a. よう素による内部被ばく

よう素の内部被ばくによる実効線量H<sub>I</sub>は次の式で計算する。

 $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I$ 

ここで

R:呼吸率(m<sup>3</sup>/s)

呼吸率Rは,事故期間が比較的短いことを考慮し,小児の活動時の呼吸率 0.31 (m<sup>3</sup>/h)を用いる。

H<sub>∞</sub>:よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の小児の実効線量係数(1.6× 10<sup>-7</sup>Sv/Bq)  $\chi/Q$ :相対濃度 (s/m<sup>3</sup>) (別表 9-6 のとおり)

 $Q_I$ :よう素の放出量(Bq)

(I-131 等価量-小児実効線量係数換算)(別表 9-5 のとおり)

- b. γ線による外部被ばく
- 敷地境界外における希ガス及びハロゲン等のγ線外部被ばくによる実効 線量*H*<sub>ν</sub>は次の式で計算する。

 $H_{\nu} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\nu}$ 

ここで,

K:空気カーマから実効線量への換算係数(K=1Sv/Gy)

**D/Q**:相対線量(Gy/Bq)(別表 9-6 のとおり)

*Q<sub>v</sub>*:希ガス及びハロゲン等の大気放出量(Bq)

(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)(別表 9-5 のとおり)

(3) 評価結果

敷地境界における実効線量は約 3.9mSv となり事故時線量限度の5mSv を 下回った。

本事象は、放射性物質の放出に際し格納容器フィルタベント系や非常用ガ ス処理系による放射性物質の捕集効果及び高所放出による大気希釈に期待 できないため、敷地境界における実効線量評価において、設計基準事故や他 の炉心損傷防止シナリオにおける評価条件に比べて厳しい評価結果となっ ていると考えられる。また、ISLOCA 発生後、30分後に急速減圧を実施する 評価としているため、それまでの間に、高圧炉心スプレイ系の自動起動に伴 う蒸気凝縮により原子炉圧力低下が起きており、この期間における燃料棒内 ギャップ部の放射性物質の追加放出が大きくなっている。この期間は破断口 からの冷却材漏洩量も大きいため、大気中への放射性物質の放出量が大きく なる結果となる。

なお,評価に使用した I-131 追加放出量の 100Ci (3.7×10<sup>12</sup>Bq)は,運転 開始からの I-131 追加放出量の実測値の最大値である約 8.1×10<sup>7</sup>Bq「平成 元年1月18日(起動試験)」に対し保守性を有した設定となっている。

また,評価上は考慮していないものの,原子炉棟に放出された放射性物質 は外部に放出されるまでの建物内壁への沈着による放出量の低減に期待で きること,冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた 濃度を用いているが,実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できること 及び破断口から放出されるまでの時間減衰により,さらに実効線量が低くな ると考えられる。

# 別表 9-4 放出評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数(日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時   間
追加放出量(I—131) (Bq)	3. $7 \times 10^{12}$	至近の I-131 追加放出量の実績値 を包絡する値として設定し,その 他の核種はその組成を平衡組成と して求め,希ガスについてはよう 素の2倍の放出があるものとす る。
冷却材中濃度(I-131) (Bq∕g)	$1.4  imes 10^2$	全希ガス漏えい率から冷却材中濃 度を設定し,その組成を拡散組成 とする。
燃料から追加放出される よう素の割合(%)	無機よう素:96% 有機よう素:4%	「発電用軽水型原子炉施設の安全 評価に関する審査指針」に基づき 設定
逃がし安全弁からサプレ ッション・チェンバへの 移行率(%)	無機よう素, ハロゲン等:2 有機よう素:99.98	無機よう素,ハロゲン等について は「発電用軽水型原子炉施設の安 全評価に関する審査指針」に基づ き設定 有機よう素についてはSAFER 解析の積算蒸気量の割合に基づき 設定
破断口から原子炉棟への 移行率(%)	無機よう素, ハロゲン等:100 有機よう素:0.02	無機よう素,ハロゲン等について は保守的に全量が破断口から原子 炉棟へ移行するものとして設定。 有機よう素についてはSAFER 解析の積算蒸気量の割合に基づき 設定
サプレッション・チェン バのプール水のスクラビ ング等による除去係数	5	Standard Review Plan6.5.5 に基 づき設定
冷却水から気相への放出 割合 (冷却材中の放射性物 質)(%)	24	原子炉冷却材量に対する原子炉棟 放出に伴う減圧沸騰による蒸気量 の割合を設定
冷却材から気相への放出 割合 (追加放出される放射性 物質)(%)	12	原子炉減圧により燃料棒内ギャッ プ部から冷却材中へ放出されるこ とを踏まえ,原子炉冷却材量に対 する減圧沸騰による蒸気量から算 出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定
原子炉棟の気密性	考慮しない	ブローアウトパネル開口部の面積 に依存せず,原子炉棟内気相部の 放射性物質が事象発生直後に大気 中に放出されるものとする。

## 別表9-5 放出量

核種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギ 0. 5MeV 換算値)	2. $0 \times 10^{13}$
よう素 (I-131 等価量(小児実効線量係数換算))	7. $9 \times 10^{11}$

別表 9-6 大気拡散条件(地上放出)

大気拡散条件	敷地境界
相対濃度(χ/Q) (s/m <sup>3</sup> )	3. $5 \times 10^{-4}$
相対線量(D/Q) (Gy/Bq)	2. $1 \times 10^{-18}$





急速減圧以降はギャップ内の残りの 放出されるものとして, 冷却材中の ※5 被ばく評価上はブローアウト 沸騰による蒸発分の割合として算出 放射性物質が全て冷却材中に放出に **濃度を決定し、その冷却材量に対す** る減圧沸騰による蒸発分の割合とし が冷却材中に放出されるものとし, ※3 運転時冷却材量に対する減圧 ※4 燃料棒内ギャップ部の放射性 じて冷却材中に放出されることを 踏まえ、急速減圧するまではその 低下割合に応じた量の放射性物質 物質が原子炉圧力の低下割合に応 ※2 ガンマ線 0.5MeV 換算値 ※1 I-131 等価量 て算定した。

※5 被ばく評価上はブローアウト パネルの開口面積に依存せず、原子 炉建物内気相中の放射性物質は事 象発生直後に大気中に放出される ものとして評価した。

添 2.7.2-136

2061

## I-131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

定検回数	停止年月日	増加量 (Bq)
(起動試験)	<u>H1. 1. 18</u>	8. $10 \times 10^{7}$
第1回	H2.2.5	2. $2 \times 1 0^7$
第2回	H3.5.7	7.67 $ imes$ 10 $^6$
第3回	H4.9.7	2. $0 \times 10^{7}$
第4回	H6.1.12	1. $7 \times 10^{7}$
第5回	H7.4.27	1. $9 \times 10^{7}$
中間停止	H8.5.13	2. $3 \times 10^{7}$
第6回	H8.9.6	2. $3 \times 10^{7}$
第7回	H10.1.5	2. $4 \times 10^{7}$
第8回	H11.5.11	2. $2 \times 10^{7}$
第9回	H12.9.17	1. $4 \times 10^{7}$
第10回	H14.1.8	2. $0 \times 10^{7}$
第11回	H15.4.15	3. $6 \times 1 \ 0^{7}$
第12回	H16.9.7	2. $6 \times 10^{7}$
第13回	H18.2.28	2. $9 \times 10^{7}$
第14回	H19.5.8	3. $9 \times 10^{7}$
第15回	H20.9.7	1. $9 \times 10^{7}$
第16回	H22.3.18	2. $2 \times 10^{7}$

添付資料 2.7.3

安定状態について

(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)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,設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備 を用いた炉心冷却により,炉心冠水が維持でき,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:炉心冠水後に,設計基準事故対処設備及び重大事故等対 処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能(格納容器フィ ルタベント系,残留熱除去系又は残留熱代替除去系)に より,格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ, また,原子炉格納容器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】

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生10時間後に残留熱除去系の破断箇所を現場操作にて隔離されることで漏 えいが停止し、高圧炉心スプレイ系による注水継続により炉心が冠水し、健全側の 残留熱除去系による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

残留熱除去系による炉心の冷却を継続することで,冷温停止状態に移行することができ,格納容器圧力及び温度も安定又は低下傾向となり,原子炉格納容器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,また,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】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また,残留熱除去系機能を維持し,除熱を行うことによって,安定状態の維持が可 能となる。 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(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))

	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
	崩壞熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を 設定することにより崩壊熱を大きくするよう考 慮している。	「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。
I	然。 李 李 御 後 御 御 御 御 御 御	燃料 構表 面熟 伝達 モデル	TBL, ROSA一面の実験解析において, 熱伝 递係数を低めに評価する可能性があり, 他の解析 モデルの不確かさとも相まってコード全体とし て、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には 実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程 度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実 酸結果に比べて10℃~150℃高めに評価する。ま た、炉心が冠水維持する場合においては、F1S た、か心が冠水維持する場合においては、F1S て、ABWRの実験解析において然料被覆管温 度の上昇はないため、不確かさば小さい。また 低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程 における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確か さは20℃~40℃程度である。	解析コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上昇しないた め不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレ イ系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度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。	<b>炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温</b> 度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析において も、原子炉水位は有効燃料棒質部を下回ることな く、炉心は冠水維持されるため、燃料破覆管の最高 温度は初期値(約309℃)を上回ることはないこと から,評価項目となるバラメータに与える影響はな い。
	燃料被覆管酸 化	ジルコニウム - 水反応モデ ル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく 見積もるBaker-Just式による計算モ デルを採用しており,保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードでは、燃料被覆管の酸化について、酸化 量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与 え、燃料被覆管温度を高めに評価するが、原子炉水 位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水 維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値 (約309℃)を上回ることはないことから評価項目 となるパラメータに与える影響はない。
	烋料柀矡管変 浵	膨わ・破裂評価 モデル	膨れ・破裂は、燃料破覆管温度と円周方向応力に 基づいて評価され、燃料破覆管温度は上述のよう に高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の ご高めに評価して燃料棒内に声を大きく設定し保守 的に評価している。従って、ベストフィット曲線 を用いる場合も破裂の判定は概ね保守的となる。	解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定として ベストフィット曲線を用いる場合においても概ね保守的な判定結果を与え るものと考える。仮に格納容器内雰囲気放射線モニタ(CAMS)を用いて, 設計基準事故相当のッ線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測 した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があり、格納容器フィ ルタベント系による格納容器除熟績作の起点が、サブレッション・ブール水 位が通常水位+約 1.3mに到達した時点となる。此かしながら、原子炉水位 は有効感者成日を下回ることなく、炉心は冠水和されるため、燃料破覆 信の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、運転員等 操作時間に与える影響はない。	燃料被覆管温度を高めに評価することから,破裂判 定は厳しめの結果を与える。原子炉水位は有効燃料 棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるた め、燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を 上回ることはないことから評価項目となるバラメ ータに与える影響はない。
	沸騰・ボイド 幸変化,気液 分離(水位変 化)・対向流, 三次元効果	二祖流体の流 動モデル	TBL, ROSA一匹, FIST-ABWRの実 酸解析において, 二相水位変化は, 解析結果に重 置する水位振動成分を除いて, 実験結果と概ね同 等のけっかが得られている。低圧代替注水系の注 水による燃料棒冷却(蒸気単相冷却又は噴霧流冷 却)の不確かさは20℃~40℃程度である。	運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作であることから 運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	炉心内の二相水位変化を概ね同等に評価することから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 さい。 原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は が期値(約309℃)を上回ることはないことから評価値目とかえるメムームパケルをというたいととから評価値

添付資料 2.7.4

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(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(2/2)

S⊦	AFER]				
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
	<ul> <li>沸騰・凝縮・     <li>ボイド単変     <li>パイド単変     </li> <li>人ため     </li> <li>人ため     </li> <li>人の     </li> <li>人の     </li> <li>人の     </li> <li>人の     </li> </li></li></ul>	二相流体の流 動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二 相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを 取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被 覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二 福水位及びこかを決定する二相流動モデルの妥 当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバラン スだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十 分である。このため、特段の不確かさを考慮する 必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため,運転員 等操作時間に与える影響はない。	シュラウド外水位を適切に評価することから,評 価項目となるバラメータに与える影響は小さい。 なお,原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ること なく,炉心は冠水維持されるため,燃料破穫管の 最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはない ことから評価項目となるバラメータに与える影響 はない。
原子炉圧力容器	冷 劫 材 放 出 (臨界流・港 圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA→Ⅲ, FIST→ABWRの実 験解析において, 圧力変化は実験結果と概ね同等 の解析結果が得られており、臨界流モデルに関し て特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員 等操作時間に与える影響はない。	逃がし安全弁流量は,設定圧力で設計流量が放出さ れるように入力で設定するため不確かさの影響は ない。 破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨 界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧 力変化を適切に評価し,原子炉への注水のタイミン グ及び性水流量を適切に評価するため,評価項目と がるでラメータに与える影響は小さい。なお,原子 たなでにラスの影響は小さい。なお,原子 記水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期 値(約 309℃)を上回ることはないことから評価項 目となるバラメータに影響を与えることはない。
	ECCS注水 (約水系・代 替注水設備 む)	原子炉注水系 モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原 子炉圧力と注水流量の関係を使用しており,実機 設備仕様に対して注水流量を少なめに与え, 燃料 被覆管温度を高めに評価する。	「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。

添 2.7.4-2 2065

I Á						
	通日	解析条件(初期条件、〕 の不&	事故条件及び機器条件) 確かさ	条件設定の考え方	運転員等機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			
	〔子炉熱出力	2, 436MW	2,4350W 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は,最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運 止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運 転員等操作時間への影響は,最大線出力密度及び原子 炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩 壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラ メータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩 壊熱にて説明する。
些	(子炉圧力	6.93MPa[gage]	約 6. 77~ 6. 79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁によ り制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さいこ とから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を 与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため 事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。
些	(子炉水位	通常水位 (気水分離器 下端から+83 ㎝)	通常水位 (気水分離器 下端から約+83 cm~ 約+85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対し て変動を与えうるが、ゆらぎの幅は小さく、事象発生 後に自動起動する原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプ レイ系により炉心は冠水を維持するため、事象進展に 及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響 は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を 与えうるが、ゆらぎの幅は小さく、事象発生後に自動起動する 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系により炉心は冠水を 維持するため、ゆらぎを考慮したとしても燃料被覆管温度は初 期値を上回ることはなく、評価項目となるバラメータに与える 影響はない。
⊾	心流量	$35.6\!\times\!10^3 \mathrm{t/h}$	定格流量の 85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発 生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量 が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等 操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期 に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼ す影響は小さいことから、評価項目となるバラメータに与える 影響は小さい。
初期条件	惑	9 × 9 燃料(A型)	装荷炉心龟	9×9燃料(A型),9×9燃料(B型))は熟水力的な特性は同等であり,その 相違は燃料棒長大祿出力密度の保守性 に包給されること,また,9×9燃料の 方がMO2燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいた め,MO2燃料の評価に9×9燃料(A 型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷 炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料は装荷 9×9燃料(A型),9×9燃料(B型),MOX燃料 について,9×9燃料(A型),9×9燃料(B型) は熟水力的な特性は同等であり、また,MOX燃料の 評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、事象進 展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間 に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料に装荷炉心毎に 異なることとたるが、装荷される燃料である9×9燃料(A 型),9×9燃料(B型),MOX燃料のうち,9×9燃料(A 型),9×9燃料(B型)は熟水力的な特性は同等であり、事 象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメ ータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型)の評価に包給され、評価項目となるバラメータに対す る余裕は大きくなる。
送 田	※料椿最大線 1力密度	44. 0kW/m	約 40. 6㎏/m以下 (実績値)	通常運転時の熱的制限値を設定 (高出力 燃焼集合体)	最確条件とした場合は, 燃料被覆管温度の上昇は緩和 されるが, 原子炉水位は原子炉隔離時冷却系及び高圧 炉心スプレイ系の自動起動により行われ, 燃料被覆管 温度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。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は燃料棒有効長を下回ることなく、炉心は冠水維持するため、燃料被覆管温度の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
町の	[子炉停止後 )崩壞熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度336Wd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的姚焼度約 30GWd/t (実積値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考 慮し, 10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊 熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくな り、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順(炉 心冠水)に変わりはないことから、運転員等操作時間 に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は,解析条件で設定している崩壊熱よりも 小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水位の 低下は緩和され,それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる が,本重要事故シーケンスは格納容器バイバス事象であること から,評価項目となるバラメータに与える影響はない。
¥	<b>源温度</b>	49°C	約19℃~約35℃ (実測値)	サプレッション・チェンバからの注水に おける代表温度を設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温 よりも低くなる可能性があるため、原子炉注水による 炉心冷却効果は高くなるが、操作手順(炉心を冠水維 持する操作)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小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため,原子炉水位回復までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熟分の影響は小さいことから,評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。
凝	料の容量	1180m <sup>3</sup>	1180㎡以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を 参考に, 最確条件を包絡できる条件を設 定	最確条件とした場合は,解析条件より燃料容量の余裕 が大きく。また,事象発生直後から最大負荷運転を想 定しても燃料は枯渇しないことから,運転員等操作時 間に与える影響はない、	I

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(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(1 / 2)

1	11=4	مانا حال ليحر	事故条件	,		機器条件		•
通目	起因事象	安全機能の喪 失に対する仮 定	外部電源	原子炉スクラ ム信号	原子炉隔離時 冷却系	高圧炉心スプ レイ系	来か!」 社 今 弁	<b>2011 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 11 </b>
<ul> <li>         ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</li></ul>	残留熱除去系(低圧注水モ 一下)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フラ ンジ部:16cm <sup>8</sup> 残留熱除去系機器等:1cm <sup>8</sup>	インターフェイスシステ ムLOCAが発生した側 の残留熟除去系の機能喪 失	外部電源なし	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル 2) にて自動起動 91m <sup>3</sup> /h(8.21~ 0.74MPa[dif]において)に く注水	原子炉水位低(レベル 1 H)にて自動起動 318~1,050㎡/h(8.14~ 1.38MPa[dif]において)に て注水	逃がし 弁機能 7.58~7.79MPa [gage] 367~377 t/h/個	自動減圧機能付き逃がし 安全弁の6弁を開するこ レドナス両子何急速減圧
<ul> <li>(故条件及び機器条件)の</li> <li>(かさ) 最確条件</li> </ul>	1	I	Ι	原子炉水位低(レベル 3) 等	原子炉水位低(レベル 2) にて自動起動 91㎡/h(8.21~ 0.74MPa[dif]において)に て注水	原子炉水位低(レベル 1 H)にて自動起動 318~1,050㎡/h(8.14~ 1.38MPa [dif]において)に て注水	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	自動減圧機能付き逃ぶし 安全弁の6弁を開するこ レドナス同子何急速減圧
1110.99 0 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	運転中に弁の開閉試験を実施 する系統のうち, 低圧設計部の 耐圧バウンダリとなる箇所に 対する実耐力を踏まえた影響 評価結果を踏まえて設定	インターフェイスシステムL OCAが発生した側の残留熱 除去系が機能喪失するものと して設定	外部電源の有無を比較し,外部 電源なしの場合は給水・復水系 による給水がなく,原子炉水位 の低下が早くなることから,外 部電源立しを設定 また,原子炉スクラムまで行い の冷却の観点で厳しくなり,外 部電源がある場合を包含する 非として、原子炉スクラムは の合類の観点で厳しくなり,外 部電源がある場合を包含する たてて、原子炉スクラムは して、原子炉スクラムは の合類の観点で酸しくなり,外 の合類のとして、原子が水佐低(レベ レ2)信号にて発生するものと た2)信号にて発生するものと よる	保有水量の低下を保守的に評 価するスクラム条件を設定	原子炉隔離時冷却系の設計値 として設定	高圧炉心スプレイ系の設計値 として設定	逃がし安全弁の逃がし弁機能 の設計値として設定	逃がし安全弁の設計値に基づ く蒸気流量及び原子炉圧力の 関係から設定
	Ι		事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による 給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電 源がない状態を設定している。なお、外部電源派ある 場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能 は維持されることから、運転員等操作時間に与える影 嘗はない。	実態が解析上の想定より早くスクラムした場合,事象 進展は緩やかになり, 運転員等操作時間に対する余裕 は大きくなる。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,運転員等操作時間に与える影響 はない。	実際の注水量が解析より多い場合 (注水特性 (設計値) の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。水位回復 後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから,運転員等操作 時間に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,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は同様であることから,事象進展 に与える影響はなく,運転員等操作時間に与える影響 けたい
アー・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	I		事象進展を厳しくする観点から,給水・復水系による給水がな くなり,原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設 定している。なお,外部電源がある場合は,給復水系による原 子炉圧力容器への給水機能は維持されるため,事象進展が緩和 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。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため、実態が解析上の想定 より早くスクラムした場合でも、事象進展は緩やかになること から、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える 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。	解析条件でも炉心は冠水を維持するため、実際の注水量が解析 より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)でも、事象進展 に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに 与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える 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。	解析条件と最確条件は同様であることから,事象進展に与える 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。

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(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(2/2)

添	2.	7.	4-	-5			
2068							

操作条件

	訓練実績等		中央制御室における操作のキシュンテク	下のため、シスヨマークにて訓練実績を取得。訓練では、逃がし安全弁によって言いな生産に	よっか1ゲ歳圧採下用 始まで約2分。 想症で意図している運 情操作が実施可能なこ した2000	り 名無悲 した。			訓練実績等より、残留熱 いセマンユムから産品が	WATATACATいの地球 WATATACATATA MALA 着、状況確認及び移動時 間を含め約 54 分で完了 する見込みを得た。 相応にで意図している通	戦業下が米過も思えしとや確認した。	
くテムLOCA))	操作時間余裕		闻之佔隔離陆冷却	原士学園羅母白母米及Q島田治ウスプレイ米の原土街	は水にょっ、ゲー は冠水維持される にとかで、時間余 裕がある。				隔離操作の有無に	関わっず、高圧がしメプレイ米の原一・レクレイ米の原一・レークロン米総にはり、「かいた路線にはお、おいたにになるとない。	ŝ	
インターフェイスシン	評価項目となるパ ラメータに与える 影響		実能の操作開始時 間が早まった場合, 原子炉減圧時点の	崩壊熱が大きくなるが、原子炉隔離時 るが、原子炉隔離時 冷却系及び高圧炉	ウスプレイ米の原 予炉注水により、炉 心は脳水維持さた るため、評価項目と	なるパラメータに 与える影響はない。		瞬間 「大」、 「大」、 「大」、 「大」、 「「大」、 「「「「」」」 「「「」」、 「「」」、 「「」」、 「」」、				
(格納容器バイパス (	運転員等操作時間 に与える影響	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)							隔離操作を実施すくきかな多い認知であ、当時のなどの構成です。通常のの操作者であ、通常での操作者がは、通常での操作者がは、通常での構成での構成で、通知での	PD こまえ 2000 に こまえ 2000 開えいの影響 を受けてくいため 実態の操作開始時 間は解析上の設定 品に開始下回の設定 品に開始す	線市周知時間に↓ 水の影響は小ない いとから、運転員等 線価時間に中火の 影響****	影響も小でい。
<b>寺間に与える影響,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</b>	操作の不確かさ要因	【認知】 残留熟除去系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり、隔離箇所の認知及び その隔離操作の失敗の認知についても容易であり、認知の遅れから操作開始時間 に与える影響なし。	【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。	【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作時間に与える影響はなし。	【操作所要時間】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため, 操作開始時間に与える影響はなし。	【他の並列操作有無】 原子何減圧操作時に、当該操作に対応する操作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し。	【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こり にくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	【認知】 残留熟除去系の電動弁の開閉試験にで発生した事象であり、隔離箇所を認知する ことは容易であり、認知の遅れから操作開始時間に与える影響なし。	【要員配置】 現場棟作のため、中央制御室の運転員とは別に現場棟作を行う運転員(現場)を 配置している。運転員(現場)は、残留熟除去系の破断箇所の隔離換作を行って いる間,他の操作を担っていない。よって,操作開始時間に与える影響はなし。	【移動・操作所要時間】 隔離操作を行う運転員(現場)は,現場環境を踏まえて9時間後から現場へ移動 することとし、その移動前の防護具装着は30分,9時間後からの操作所要時間 (移動時間を含む)は1時間を想定している。このため,移動・操作所要時間が 操作開始時間に与える影響はなし。	【他の並列操作有無】 隔離操作時に,当該操作に対応する操作員に他の並列操作はなく,操作時間に与 える影響はなし。	【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため,2人1組で実施すること としており、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。
きる 運転員等操作時	(操作条件) の F確かさ 条件設定の考え方	確実 体学 本学 本学 本学 本 本 本 本 本 大 本 本 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大 大						磁にののので、 低いののでは、 低いのののでは、 「176号」を した様をのの し、 を、 の、 発子様をのの で、 で、 で、 で、 の、 で、 の、 で、 の、 で、 の、 で、 の、 で、 の、 で、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の、 の				
ΜT	解析条件 - 存開始時間			事象発生 30	分後					事象発生 10 時間後に隔 離完了		
	項目			が余くした子をした。	の急速 海 道 王 河					敷 報報 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御 御		

### 7日間における燃料の対応について

(格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA))

保守的に全ての設備が,事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1.618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543.648m <sup>3</sup>	7日間の	ディーゼル燃料 貯蔵タンクの容
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0.927m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=155.736m <sup>3</sup>	軽油消費量 約 700m <sup>3</sup>	量は約 730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能
緊急時対策所用発電機 1台 0.0469 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7.8792m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼ ル発電機2台を起動させて評価した。