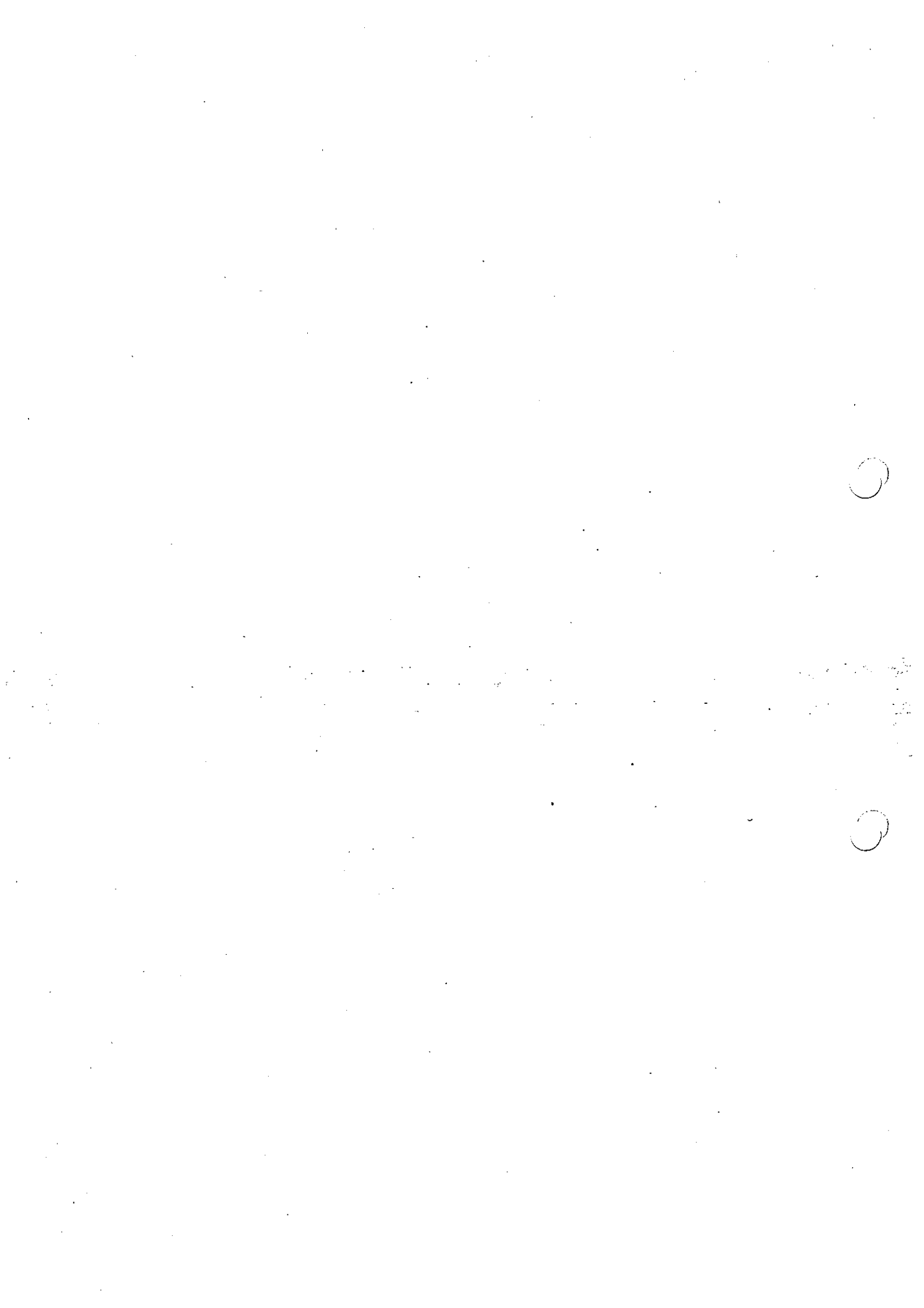


9. 解 説

9-1 運転操作解説

本解説は、運転操作手順書の中に記載してある運転操作についてその採用理由、背景を明確にすることを目的として作成した。

解説は、一件一葉の構成とし設計の考え方あるいは解析との関連についても明確にした。



運 転 操 作 解 説 A-1

RC-1.4 原子炉モードスイッチを「SHUT DOWN」にする。

解 説

モードスイッチを「SHUT DOWN」位置に切替えると、スクラム信号が出る。
また、MSIV閉インターロックのうち、主蒸気管圧力低(約5.86MPa以下)の信号は自動的にバイパスされる。
この結果、原子炉の崩壊熱をS/Pではなく復水器に放出できるため、後に急速な原子炉減圧を行う場合S/Pを吸熱源として使用できるようになる。

運 転 操 作 解 説 A-2

RC-2.5 原子炉水位がTAF [-343 cm (有効燃料頂部)] 以上に維持できない場合は、不測事
RC/L-3.1 態「水位回復」(C1) 及び「PCV水素濃度制御」(PC/H) へ移行する。

解 説

原子炉水位を維持するための手段には各種あるが、これらの手段は原子炉圧力と相乗作用があり原子炉水位が維持できないような事象に対しては原子炉の状態を的確に把握し対処することが必要となる。

このため、不測事態「水位回復」(C1) の中で事象と対応処置を明確にした。

運 転 操 作 解 説 A-3

- RC-3.9 MSIV「閉」の場合、SRVを手動開して原子炉圧力を [6.34MPa (タービン入口圧力制御装置無負荷設定圧力)] 付近まで減圧する。 (注5)
- RC/L-3.1 (注4) SRVがサイクリックに開閉している場合は、手動でICを起動するかSRVを手動開して6.27~7.06MPaに制御する。

解 説

- (1) 原子炉圧力を下げることにより、SRVの吹く機会を減少することができる。
このとき、運転員の操作頻度のバランスを考え、目安値として6.34MPaまで減圧する。
- (2) 原子炉隔離時にICが自動起動しなかった場合は、運転員は必ずICを手動起動させ、長時間にわたるSRVの開閉繰り返しを防止すること。
また、ICで崩壊熱を除去することにより、プール水温の上昇を抑えることができる。

運 転 操 作 解 説 A-4

- RC-7. 1 2 SRV「手動開閉」操作又はICを使用し、原子炉減圧操作実施。
1. SRV操作を実施した場合、S/Pの水温が上昇するため、S/P冷却を実施。
 2. 4.14MPaまで減圧し、下記警報発生確認。
「COND LOW VAC MAIN STEAM ISOL VALVE CLOSURE BYPASS」
温度低下率 55°C/h 以下
- CD-2. 2 主復水器使用可の場合、以下の系統を使用し減圧する。
また、冷却率は[55°C/h (最大RPV冷却率)]以下で行うこと。
- CD-2. 3 主復水器使用不可の場合、S/P熱容量制限を監視しながら以下の系統を使用し減圧する。また、冷却率は [55°C/h (最大RPV冷却率)] 以下で行うこと。

解 説

1. 原子炉減圧に使用できるシステムを以下に示す。
 - (1) タービンバイパス弁を開け、主復水器で減圧。
(所内電源があり、原子炉隔離されていない場合使用可。)
 - (2) IC
 - (3) HPCI
(7.72~0.98MPaで使用可。)
 - (4) SRV
(55°C/h以下の冷却速度になるようSRVを手動開閉する。)
2. 原子炉の冷却速度(55°C/h)について
原子炉の冷却速度55°C/hは、保有水量を維持するためとRPVに過度な熱荷重を与えないため及び急激な減圧による放射能の追加放出を抑制するために要求するものである。
3. HPCIによる減圧について
HPCIで原子炉水位を維持しつつ原子炉を減圧する場合、原子炉圧力を0.98MPa以下に低下しないよう注意すること。

運 転 操 作 解 説 A-5

RC-1 原子炉出力の監視と抑制。
RC/Q

解 説

制御棒挿入失敗時炉心出力レベル (BWR-4/5の例)

3次元核熱水カコードによる計算結果

解 析 ケ ー ス	炉 心 出 力	
	BWR-4	BWR-5
隣接3本の制御棒挿入失敗	未臨界 (未臨界)	未臨界 (未臨界)
隣接4本の制御棒挿入失敗	~0 (~0)	~0 (~0)
1/4スクラム失敗(分散)	(*) —	未臨界 (未臨界)
1/2スクラム失敗(分散)	~0 (~0)	~0 (~0)
3/4スクラム失敗(分散)	(*) —	~20%程度 (~10%程度)
1/2スクラム失敗 (炉心片側集中)	~35%程度 (~20%程度)	~30%程度 (~15%程度)

(*) 解析せず

解析条件 平衡サイクル
初期状態定格出力
() は再循環ポンプトリップ後の推定値

「反応度制御」(RC/Q)への導入条件であるAPRMの[3%]は下記により定めた。

- ・スクラムが正常に動作していないことが確実な出力
- ・S/P水温度上昇等の観点から早急に本操作手順書に入るのが必要な出力
(APRM 3%であればS/P水温度49℃まで15分~20分かかる。注意事項解説B-3参照)

運 転 操 作 解 説 A-5 (続き)

RC-1.5 最大未臨界引抜き位置
 RC/Q-2
 RC/Q-9.1

3次元核熱水力コードによる計算結果

(解析条件)

プラント : BWR 5

炉 心 : 高燃焼度 8 × 8 燃料平衡サイクル

(解析結果)

	COLD	H S B
ALL-IN (00 pos)	0.95	0.90
02 pos	0.95~0.96	-
04 pos	1.01~1.02	0.98

尚、上記解析はBWR 5の結果であるが、BWR 3、BWR 4についてはBWR 5に較べ小型の炉心であることから、最大未臨界制御棒引抜き位置は楽になることが定性的に言えるため、BWR 5の結果に包括できる。

運 転 操 作 解 説 A-6

RC/Q-3 タービンが運転中である場合は、再循環ポンプをランバックする。

RC/Q-4

RC/Q-5 再循環ポンプのトリップを確認するか再循環ポンプの停止を行う。

解 説

出力を低下させるために再循環ポンプ停止を行う。但し、主タービンがトリップしていないときはヒートシンクとして重要な主復水器が使用できるので、再循環ポンプ停止に伴う水位上昇によるタービントリップを避けるために先に再循環ポンプランバックを行い、ゆっくり出力を低下させる。

運 転 操 作 解 説 A-7

RC/Q-6. 1 S/P水温 (バルク温度) が [ほう酸水注入開始温度] に達する前に、原子炉を停止することができなかった場合は、ほう酸水注入が必要となるので、SLCを使ってRPV内へほう酸水を注入すること。

解 説

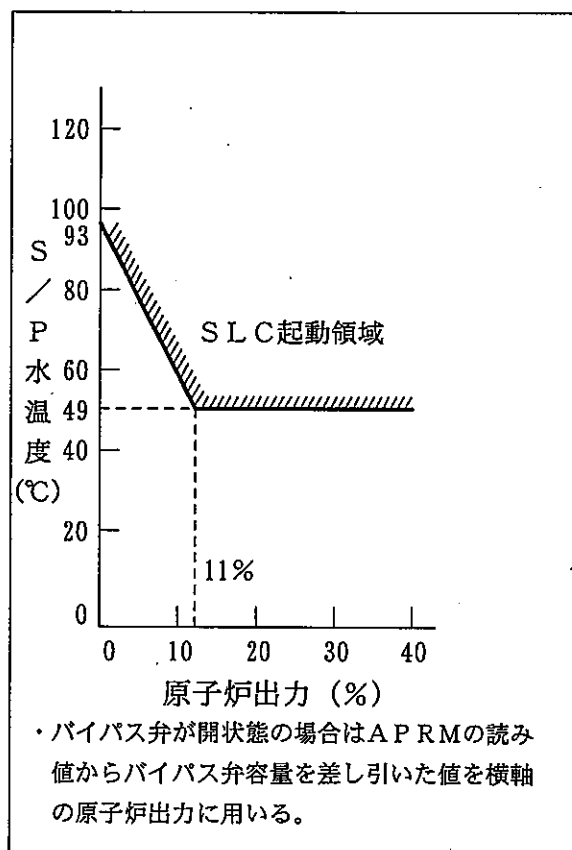
ほう酸水注入開始温度は

(1) S/P水温度が制限値を超えないために、RPVにほう酸水を注入しなければならないS/P水温度と(2) 高温待機制限温度を必要とするS/P水温度の高い方として、原子炉出力依存で規定している。

S/P水温度はバルク温度であるから、局所的なばらつきがある場合は温度記録計の平均で判定する。

尚、温度高、高々警報は当該温度検出器の最大指示のもので警報を発する。

SLC起動条件の関係図は、原子炉隔離状態を仮定して定めたものであるが、バイパスライン使用可能状態においても本図に示した原子炉出力依存の関係を用いる。これは判定の煩雑さを避けるためである。



制限図 図C-1 原子炉出力-S/P水温度相関曲線 (BWR 3)

運 転 操 作 解 説 A-8

RC-Q-7. 1 1. 原子炉が隔離状態にあり、かつ原子炉出力が〔3%〕以上もしくは原子炉出力が判断できない場合「水位低下」操作に移行する。

解 説

原子炉が隔離状態で、原子炉が核出力を保持している場合には、原子炉内で発生した蒸気は全てSRVを経てS/Pへ放出されS/P水温を上昇させる。

このS/P水温上昇を抑制する目的で原子炉水位を低下させる。

これに対してターピンは停止中であるが、バイパス弁が作動している場合には1F-1の場合、バイパス弁を通して定格(100%)の蒸気を復水器への放出することができるので復水器が使用できる場合は、S/Pへの蒸気放出はないため「原子炉水低下」操作は行わない。

運 転 操 作 解 説 A-9

RC/Q-7. 1. 3 上記の操作により原子炉水位が [L-L] に達して、HPCI が起動した場合、これによる注水を優先し給水系統を待機状態とする。
原子炉水位を [L-L +50 cm] に維持する。
原子炉水位 [L-L] まで低下し、HPCI が起動しないときは手動で起動する。

解 説

格納容器の健全性を維持するため、S/P水温制限を守れる水位に低下する。

原子炉水位が「L-L」に到達した場合、HPCI が自動起動し、これらの系統により原子炉への注水が開始される。

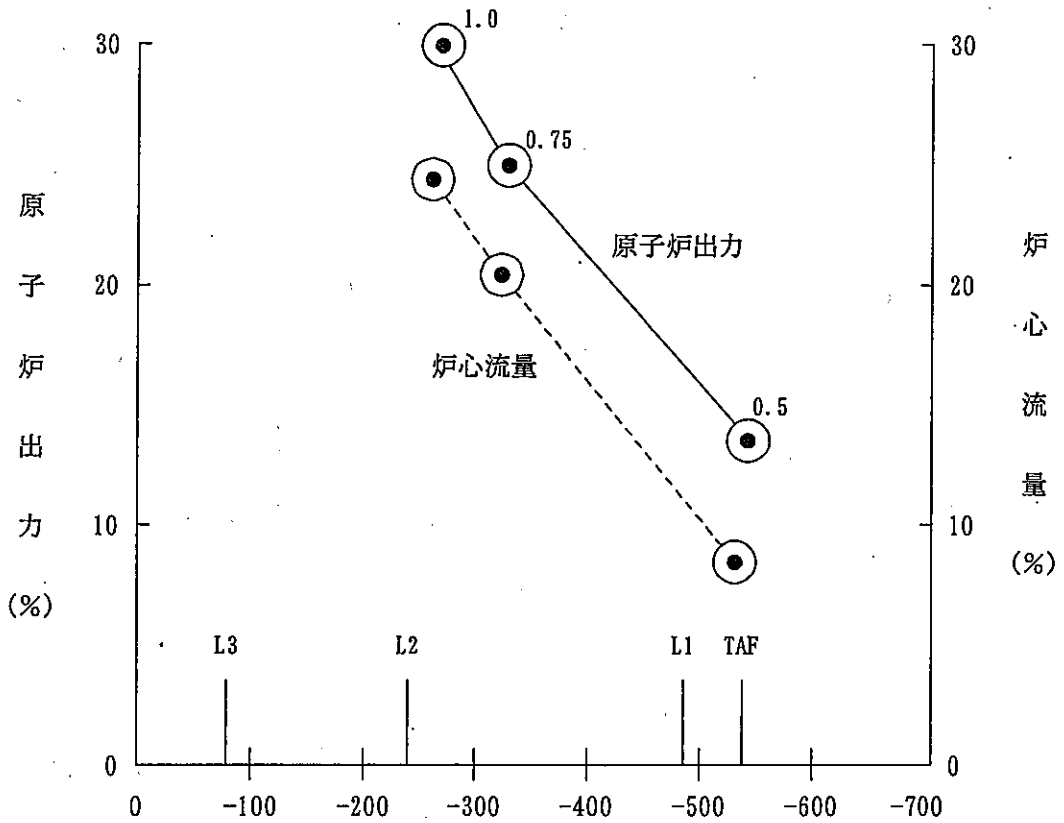
給水系統が作動している場合には、ATWSの最も厳しい場合を考慮しても原子炉への注水流量が原子炉からの発生蒸気量を上回るので原子炉水位は回復していくことになる。すると、再び原子炉出力が増加し、S/Pへの蒸気の放出が増加することになる。

これを抑える目的でHPCI 運転中は、給水による原子炉への注水を停止し、給水系統は待機状態にしておく。HPCI が何らかの原因により注水ができなくなり [L-L +50 cm] 維持が難しいときには速やかに給水系統により維持を行う。

部分制御棒全挿入失敗時又は、ほう酸水が注水されて原子炉からの発生蒸気量をHPCI の注水流量が上回るので、HPCI を絞り込むことにより [L-L +50 cm] を維持する。

次ページに典型的BWR-4プラントにおいて、HPCI の注入流量を絞り込むことにより、原子炉水位を低下させた場合の原子炉水位と原子炉出力及び炉心流量の関係を代表例として示した。

運 転 操 作 解 説 A-9 (続き)



シュラウド外原子炉水位
(cm: 通常水位を起点とする。)

添字はその水位を維持するのに必要な、HPCIとRCICの合計流量を定格流量の合計で割ったものである。

原子炉水位低下操作による原子炉出力の低減効果 (BWR-4)

運 転 操 作 解 説 A-10

- RC/Q-7. 2 原子炉水位 [L-L +50 cm] に維持できない場合は [L-L] 以上に維持する。
原子炉水位 [L-L] 以上を確保できない場合RC/Q-7. 3の減圧を行う。
- RC/Q-7. 3 原子炉水位が [L-L] まで低下し続ける場合には、SRV 1弁を作動させて原子炉の減圧を行い、下記の系統を使用して注水する。
- RC/Q-7. 4 前記の操作で原子炉水位 [L-L] を維持できない場合、SRVを更に1弁ずつ順次「手動開放」していく。

解 説

原子炉水位 [L-L +50 cm] 維持ができない場合は、原子炉水位を [L-L] 以上に維持する。

ATWS時には、S/P温度がかなり増加するので格納容器圧力高信号が発生する。そのとき、原子炉水位が [L-L] まで低下すると2分の時間遅れを持ってADSが作動し、原子炉は急速に減圧されることになる。これを避けるために [L-L +50 cm] に速やかに回復させる。

原子炉水位が [L-L] 以下まで低下し続ける場合には、ADSが作動する前に、前もってSRVを [1弁] 作動させて低圧注水系統の注水を促す。

ADSが作動すると原子炉が急速に減圧されるので、低圧注水系統が多量に、かつ急激に炉内へ冷水が注水されて、原子炉出力の急激な上昇を生じる可能性がある。そこで、ADS作動前に [L-L] でSRVを [1弁] 作動して緩やかに減圧し、低圧注水系統による炉内への急激な注水を防ぐ。SRVを作動させるのは [L-L] に達してADSが作動した場合でのSRV開放弁数を少なくし、著しい減圧を抑えることを目的としている。

ATWSで最も厳しいMSIV全閉、全制御棒全挿入失敗の場合、原子炉水位を [L-L] に維持すると原子炉出力は約30%程度である。これに対してSRV 1弁の容量は、原子炉出力の約11%に対応する。従って、[L-L] で原子炉を減圧するにはSRV 3弁が必要である。

SRV 1弁でも減圧が充分でない場合には、SRVを順次1弁ずつ作動させて急激な減圧を避けつつ、低圧注水系統の注水を促す。

運 転 操 作 解 説 A-11

- RC/Q-6.3 ほう酸水の注入が完了したことを確認した後、SLCを停止し「スクラム」(RC)
RC/Q-6.4 へ脱出する。
RC/Q-9.1 下記により制御棒挿入操作を行う。
RC/Q-9.2 全制御棒が全挿入又は「02」(最大未臨界引抜き位置)ポジションまで挿入されたら、
SLCを止め「スクラム」(RC)へ脱出する。

解 説

原子炉水位は、原子炉出力を制御する必要が生じた場合、自然循環流量を減少させ原子炉出力を低下させるために [ステップRC/Q-7.1.2~7.1.3] で低下維持されている。そのような状態で、注入するほう酸水は、下部プレナム部でよどむことがあるかもしれないので、全量のほう酸水が原子炉内へ注入されたならば(又は運転員がRC/Q-9.1に従った制御棒挿入に成功したならば) 原子炉水位を [L-3 (水位低スクラム設定点)] と [L-8 (水位高トリップ設定点)] との間に回復する。これにより自然循環流量が増加し、ほう酸水が炉心全体にわたって拡散される。

このステップでは、「スクラム」(RC)に脱出し、原子炉水位を回復することになる。

運 転 操 作 解 説 A-12

RC/Q-7. 1. 2	⑧	原子炉隔離事象, 全制御棒全挿入失敗時には, 原子炉水位が一時的に [L-L]
RC/Q-7. 2		L] を下回る可能性があるが [L-L] 到達時にはADSタイマーをリセッ
RC/Q-7. 4		トし, ADSの作動を阻止する。

解 説

ADSは、格納容器圧力高信号と原子炉水位低(L-L)信号とのADS信号を受けて、タイマーが作動し、120秒の遅れを持って作動することになる。

原子炉隔離を伴う厳しいATWS事象の場合、原子炉で発生した多量の蒸気は逃がし安全弁を介してS/Pに放出されたことになるので、事象発生後早い時点で格納容器圧力高は発生している。

このとき、高圧注水系統の故障等により原子炉水位が低下してL-Lに到達した場合には、ADSタイマーが作動し、時間遅れを持ってADSが作動して、原子炉は急激に減圧されることになる。

急激な減圧により低圧注水系統(CS)からの大量の注水が炉心内に流入し、炉心ボイドを急激に潰し、大きな正の反応度印加を引き起こす可能性がある。

そこで、このような反応度事故の発生を防ぐ目的で、ATWS事象発生時にはADS作動を避けるためADSタイマー作動時にはこれをリセットする。

運 転 操 作 解 説 A-13

RC/Q-7.5 原子炉圧力が低下し、低圧注水系統の締切圧力に達した場合には追加開放したSRV
⑩を一時閉鎖する。その後も原子炉水位[L-L]以上に回復できない場合に、再び1弁ずつSRVを開放すること。

解 説

原子炉への注水が充分でない場合には、SRVを順次開放して減圧を促進してできるだけ早く注水流量を増加させ、水位回復を図る必要がある。

しかし、圧力が低下して低圧注水系統が注水できるようになると、僅かな圧力の低下により注水流量が増大するようになり、圧力を制御して注水流量を調節することが難しくなる。

そこで、低圧注水系統の注水が始まる圧力、締切圧力まで減圧した時点で減圧を促進させるべく、開放した追加SRVを一時閉鎖して、減圧速度を遅くして注水流量の増加が急激に起こらないように注意する。

初期に開放したSRV[1弁]では注水流量が不十分で水位回復が難しいときには、再度SRVを1弁ずつ追加開弁をして減圧を行い、注水流量の増加を図る必要がある。

運 転 操 作 解 説 A-14

R/C/Q-7.5 炉心冠水に十分な注水流量を大きく上回る注水を行わないこと。

(注11)

解 説

低圧注水系統による注水へ移行するための減圧操作では、急激な減圧を避ける運転操作となっている。

しかし、圧力の制御だけでは、注水流量の調整が難しいことが解析評価より分かっている。

静的に考えれば、減圧して圧力が低下すると低圧系統の注水流量が増加し、水位上昇による自然循環流量増と冷却材温度低下により原子炉出力が上昇することになる。すると、原子炉からの発生蒸気流量が増加して圧力を上昇させるように働き、注水流量の増加は一定量で抑えられることになり、圧力をゆっくりと制御することで注水流量を増やし水位回復ができる訳である。

しかし、実際には上述のフィードバック機能には1分以上遅れがあるために、圧力上昇により注水流量が抑えられる以前に、多量のECCS水が流入することにより、出力急上昇を引き起こす可能性がある。

従って、圧力を制御すると共に注水流量も別途調整する必要がある。

出力と水位との関係から水位がL-Lにあるときの出力は、定格出力の約15%である。これは定格給水流量の15%を注水していれば、水位はL-Lに維持できることを意味する。すなわち、定格給水流量の15%を低圧注水系統で注水していれば炉心冠水は充分達成できる。

そこで、炉心への大量の冷水注入を避けるという観点から、注水流量は定格給水流量の15%を大きく上回らないように調整することが必要である。

運 転 操 作 解 説 A-15

RC/Q-8.1 MSIV, MSドレン弁, HPCI, IC, CUW, PCISの隔離弁を閉じること。

解 説

冠水操作を行うために隔離弁を閉じる。冠水操作を行うに際し、原子炉からの主蒸気ラインにかけて満水となる可能性がある。

この場合、原子炉からSRVを通り、S/Pまでの流路を確立すること。また、ウォーターハンマー等の可能性をなくすることを目的として隔離弁を閉じる。

RC/Q-8 原子炉水位が不明な場合の運転操作について

解 説

原子炉水位が不明の場合は、原子炉圧力により炉心の冠水を確認する。

ATWS時であり、かつ[ステップRC/Q-5]により再循環ポンプは、すでにトリップされているので原子炉は自然循環状態となっており、原子炉出力はシュラウド内外の水頭差によって生じる炉心流量により支配されている。[ステップRC/Q-8.1]により原子炉が隔離されると原子炉圧力は上昇し、逃がし弁の開閉によって主蒸気逃がし安全弁第一段設定圧近傍に維持される。この状態では、原子炉圧力から炉心の冠水が維持されているかどうか判断できないので、SRVを[1弁]開放し減圧を行う。減圧後は、原子炉圧力が主蒸気逃がし安全弁第一段設定圧以下に低下するので、高圧系の注水流量を調整し炉心冠水最低圧力以上で、かつ、できるだけ低くなるよう保持する。これにより、炉心の冠水は維持される。

また、上記高圧系による注水ができない場合には、更にSRVを1弁ずつ順次開放し低圧系により原子炉圧力を炉心最低圧力以上で、かつ、できるだけ低く保つことにより炉心の冠水は維持される。SRVを1弁ずつ順次開放するのは、低圧系による炉内への急激な注水を防ぐためである。

添付した表で示した炉心冠水最低圧力は、原子炉内部流よどみ時出力[全制御棒全挿入失敗時に原子炉水位がTAFにあった場合の出力]に発生する蒸気量と開いているSRVを通り、S/Pへ放出される蒸気流量とがつり合うときの原子炉圧力である。

注水流量により制御される炉心冠水最低圧力は、開放弁数との開放より一律に与えられている値であるが、炉心冠水最低圧力が低圧系統の締切圧力以上である場合には、低圧系統で制御できない。また、高圧系統が使用できる場合には、注水流量急増による出力急上昇の可能性のある低圧状態への移行は、できるだけ避けた方が望ましい。

運 転 操 作 解 説 A-17

RC/Q-1 次のようにして制御棒挿入操作を行うこと。
RC/Q-2
RC/Q-9. 1
RC/Q-9. 2

解 説

- ・スクラム弁の開放
制御棒挿入には、入口側及び出口側の両スクラム弁の開放が必要であるから、最初に行うべきことはスクラム弁が開放しているか否かを確認することである。但し、全てあるいは一部のスクラム弁が開放していない場合は、手動ARIを試みる。
- ・スクラムパイロット弁、励磁コイルの無励磁
RPS裏盤よりスクラムパイロット弁、励磁コイルを無励磁とし、スクラム弁を電氣的に開放する。但し、RPS母線トリップはMSIV閉鎖等により、発電所状態を悪化させることがあるので避ける。
- ・スクラム弁パイロット空気ヘッダーの隔離及びブロー
スクラム弁は空気圧で閉鎖しているのでこれを隔離し、ブローする。
- ・スクラムリセット
スクラム弁の開が成功した場合、スクラム空気系、スクラムパイロット弁、励磁コイル電源を通常状態としスクラムをリセットし、制御棒を挿入するための他の方法を試みる準備をする。
- ・スクラムリセットができない場合
全てのCRDポンプを起動し、CRD充填水配管調節弁を閉鎖する。これらの両方とも制御棒の挿入のために必要な、制御棒駆動ピストン上の差圧を上昇させるための要素である。
- ・手動スクラム
スクラムがリセットされたならば、手動スクラムを試みるのが最もよい方法である。手動スクラムの効果を得るため、スクラム排出容器水を排出する。制御棒動作が認められる場合、全ての制御棒を挿入するまで繰返す。制御棒の挿入動作が認められない場合は、スクラムをリセットし、スクラム排出容器第一、第二隔離弁を開放し、個別の制御棒スクラムを試みる。

運 転 操 作 運 解 説 A-18

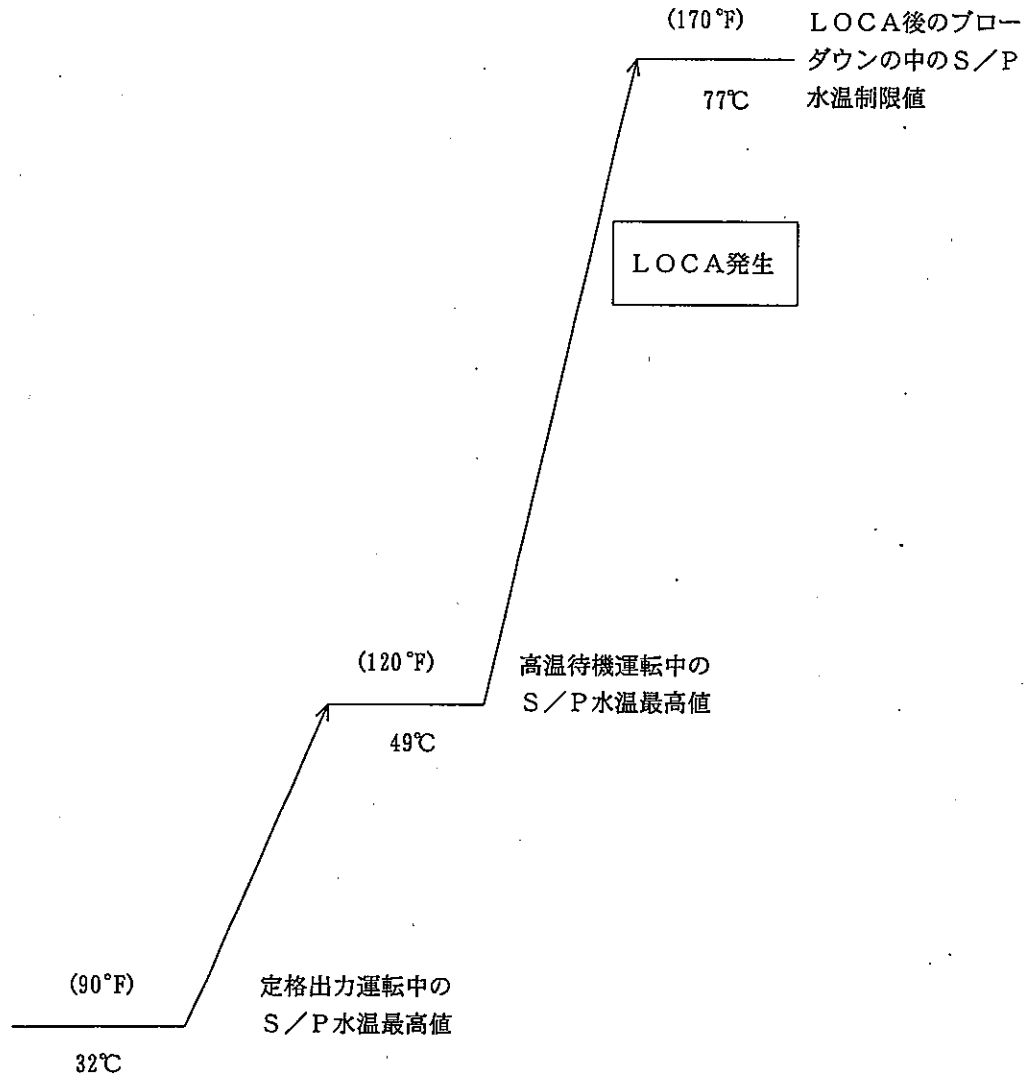
- | | |
|----------------|---|
| SP/T(W) - 1 | S/P水温が[32℃(通常運転制限温度)]まで上昇したらS/P水温の冷却を開始する。 |
| SP/T(W) - 2 | 24時間以内に[32℃(通常運転制限温度)]に下がらない場合「ユニット操作手順書」により原子炉を通常停止する。 |
| SP/T(W) - 2. 1 | 24時間以内に下がった場合監視強化へ脱出する。 |

解 説

通常運転制限温度を超える可能性のある事象としては、HPCIのテスト運転がある。このような場合は、S/P冷却モードにより24時間以内に32℃に戻すことが可能である。24時間以内にこの温度に戻せない場合は、他に異常が生じた場合であり、そのようなときは原子炉を停止する必要がある。

尚、この24時間の間は32℃をS/P水温が超えており、そのときに原子炉隔離現象が起きると49℃を超える可能性がある。49℃は次図に記述されるように、この点でLOCAが起きても格納容器の健全性が守れる最高温度である。24時間以内に原子炉隔離現象が起き、かつLOCAが重なる可能性は低いので、24時間は通常のプラント運転を続行する。

運 転 操 作 解 説 A-18 (続き)



参考3 図1 S/P水温度制限条件概要図

解 説

- (1) Bodega/Humboldt Bay の蒸気凝縮実験から、LOCA時ブローダウン中のS/P水温は170°F (77°C) 以下に制限する。
- (2) 170°F (77°C) を満足するためには、原子炉隔離事象を想定してもS/P水温が120°F (49°C) 以下であればよい。

2010年 1月 9日 (31)

運 転 操 作 解 説 A-19

SP/T (W) - 2. 2 S/P水温が [43℃ (スクラム制限温度)] になったら原子炉をスクラムし
SP/T (A) - 3. 3 「スクラム」(RC) へ脱出すると共にSP/T (W) - 3 (SP/T (A)
- 4) を実施する。

解 説

S/P水温が [43℃ (高温待機運転時プール水温制限値)] でLOCAが起きても、局所的なS/Pの水温は、
実験で確かめられた原子炉蒸気の凝縮が行える77℃を越えない。

原子炉スクラムは、保安規定のプール水温制限値に合わせて43℃とする。

運 転 操 作 解 説 A-20

DW/T-2 D/W空間温度が[138℃(D/W設計温度)]を超えて、それ以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」(C2)に移行する。

解 説

D/W温度が、D/Wの設計温度以下に保たれない場合は、PCVの健全性が維持できない。そこでRPVからD/Wへの放出エネルギーを、できる限り抑える目的でRPVを急速減圧させて保有エネルギーをS/Pに放出させて、S/Pに吸収させると共に低圧注水系の注水を促し炉心の冷却を充分に行う。

運 転 操 作 解 説 A-21

- SP/T (W) -3 S/P水温を確認し、他制御への移行を判断する。
 SP/T (A) -4 1. S/P熱容量制限内の場合「減圧冷却」(CD)へ移行する。
 2. S/P熱容量制限に達した場合、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

解 説

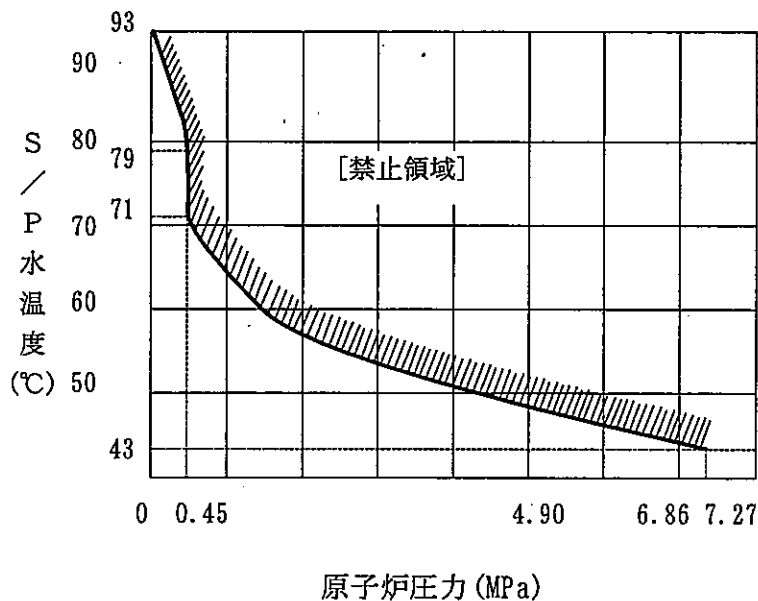
従来、SRV作動用のS/P水温制限温度は以下の考え方より決められていた。

原子炉を減圧していく際に、あまりS/P水温が上がりすぎるとSRV排気管の異常高温凝縮振動が起こる可能性がある。これを防ぐためにはSRVの最低開圧力(0.34MPa)の間は、NRCがクエンチャーに対して認めている93℃以下にする必要がある。

しかしながら、その後の知見によりSRV排気管先端形状リブレス後の本プラントのようにクエンチャー型のSRV排気管については、飽和温度まで凝縮振動が発生しないことが確認されたため今回、制限値の考え方を見直した。

制限値としては飽和温度100℃ではなく、プールを水源とする低圧ECCS(CS)の吸込み配管設計温度である93℃(CSの場合)を採用し、急速減圧終了後(炉圧0.34MPa)において、S/P水温がこの値以下になるようにした。

本制限曲線は、この曲線にS/P水温が達したときADS弁を開けて減圧すれば、上記S/P水温制限値以下に抑えられることを表したもので、不測事態「急速減圧」(C2)を前提としている。そのため、この曲線に達するまではいかなる減圧方法も許されるが、この曲線に達したら、不測事態「急速減圧」(C2)に移る必要がある。



制限図 図C-2 S/P熱容量制限値

運 転 操 作 解 説 A-22

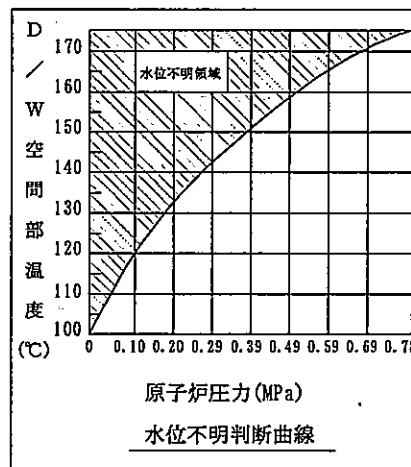
DW/T-3 急速減圧終了前に並行してD/W空間部温度を監視し、右記図の水位不明判断曲線に達したら、不測事態「水位不明」(C3)及び「PCV水素濃度制御」(PC/H)へ移行する。

解 説

原子炉圧力がD/W温度に対応する飽和圧力以下になると、水位計中の水が減圧沸騰するので水位計は信頼できなくなる。

この減圧沸騰は、原子炉圧力がD/W温度に対応する飽和圧力以上であれば防止できる。

D/Wの温度が飽和温度を超えると、すぐに沸騰するという訳ではないが計器に示される水位の確実性がなくなるため、急速に減圧して低圧注水系の注水を促し炉心の冷却を充分に行う。



制限図 図C-3 D/W空間温度制限値(RPV飽和温度)水位不明判断曲線

2010年 1月 9日（31）

運 転 操 作 解 説 A-23

PC/P-2 D/W圧力上昇の原因がN₂又は空気漏洩によると分かっている場合は、D/W温度が66
PC/P-3 ℃（チャコールフィルタ性能保証）以下であることを確認してSGTSを使用し、D/W
圧カバントを開始し「スクラム」（RC）へ脱出する。

解 説

格納容器へ直接又は格納容器内の機器へ供給されている窒素がリークしたことにより、格納容器内圧が上った場合、その窒素を排気しても格納容器への影響はないので排気し減圧しても良い。

このときSGTSの原子炉建屋内の吸込口を格納容器側に変え、バイパスラインの弁をオーバーライドスイッチを用いて開にする。

運 転 操 作 解 説 A-24

PC/P-7 D/W圧力高[13.7kPa (LOCA 信号) 以上で、かつ[98kPa (D/Wスプレイ圧力)]以下の状態が24時間続いた場合は、S/Pスプレイを作動
PC/P-7.1 させる。但し、状況に応じ早めにS/Pスプレイを作動させても良い。
24時間以内にD/W圧力が13.7kPa未滿に収束した場合は「スクラム」(RC)に脱出する。

解 説

1. 炉心の露出の発生しない中小破断事故で、格納容器内圧力が比較的低い場合(13.7~98kPa)には、24時間以内にS/Pスプレイを行うことで、格納容器からの放射性物質の漏洩を低く抑えることができる。
2. D/W圧力高と炉水位L-Lが両方とも発生した場合は、炉心が露出した可能性が強い。このような場合には炉心冷却の確保を確認後、速やかにS/P及びD/Wの両方にスプレイを行い、格納容器からの放射性物質の漏洩を低く抑える。

運 転 操 作 解 説 A-25

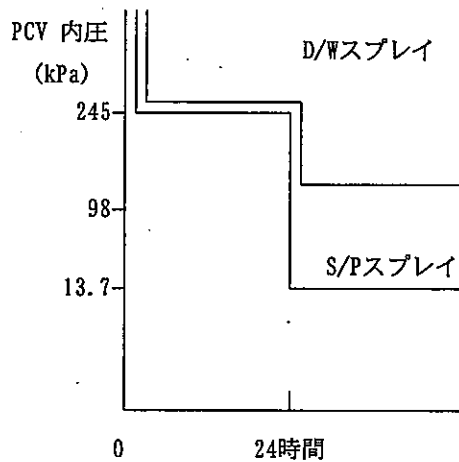
PC/P-7.2 以下の2つの場合のどちらか早い方で、S/Pスプレイ及びD/Wスプレイを作動させる。

PC/P-7.3 1. S/Pの圧力が[98kPa (D/Wスプレイ圧力)]以上の状態が24時間続いた場合

解 説

炉心露出の発生しない中小破断事故時で、格納容器内圧力が中間程度の場合(98~245kPa)には、24時間以内にS/P及びD/Wにスプレイを行うことで、格納容器からの放射性物質の漏洩を低く抑えることができる。

PCVスプレイ起動判断の考え方



PCV 圧力	PCVスプレイ作動状況	
13.7kPa	13.7kPaを超えると D/W...スプレイなし S/P...24時間後にスプレイ	98kPa弱の状態が保たれても、左記のスプレイ条件で、現行の安全評価被曝量以下である。245kPa弱の状態が保たれても、左記のスプレイ条件で、現行の安全評価被曝量以下である。
98kPa	98kPaを超えると D/W... } 24時間後にスプレイ S/P... }	
245kPa	245kPaを超えると D/W... } 即スプレイ S/P... }	現行の安全評価方法と同一。

(注1) 245kPaという値は、圧力抑制型格納容器のLOCA時一次ピーク最大圧力の設計目標に一致する。

(注2) 24時間という許容おくれ時間は、被曝評価上の要求でD/Wスプレイをかける必要がない。

運 転 操 作 解 説 A-26

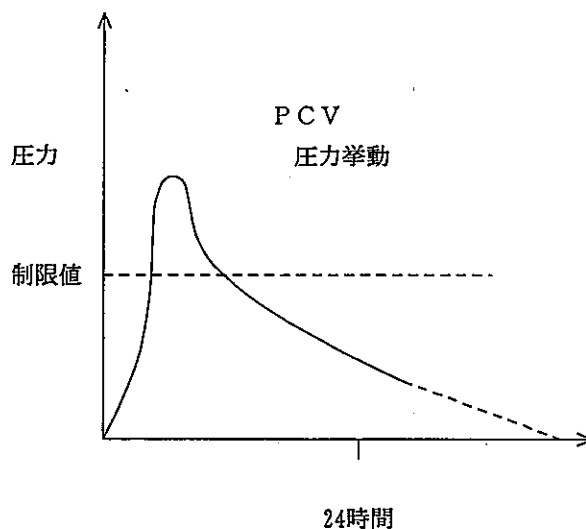
PC/P-7.2 2. S/Pの圧力が [245kPa (設計基準事故時最高圧力)] に到達した場合。
PC/P-7.3

解 説

格納容器の圧力抑制の機能が正常の場合は、LOCAのときでもS/Pの水位が高水位限界値 (+26.5 cm) 以下なら245kPaを超えない。もしS/Pの圧力が245kPaを超えたならば圧力抑制の機能が喪失していることが考えられるので、遅くとも245kPaに達するときまでにはD/W及びS/Pへスプレイを行う。

また、以下のような場合でLOCA発生後数分以内にPCV圧力が制限値を超えたが、破断口よりECCS系からの冷却水が流出することで制限値以下になった場合 (炉水位はL-Lに至らなかった) には、圧力の低下に伴い放出放射線量は減少し24時間後に13.7kPa以下になり、かつピーク時のPCV漏洩率の影響以下であることが確実であれば現行の安全評価被曝量以下に抑えられるので、D/Wスプレイは不要となるが、24時間後に13.7kPa以下に確実に低下することがLOCA発生後数分後では不明であるので、このような場合でも245kPaを超えたならば即座にD/Wスプレイをする必要がある。

例



運 転 操 作 解 説 A-27

PC/P-7 S/Pの圧力を [245kPa (設計基準事故時の最高圧力)] 以下に維持できない場合もしくは [384kPa (PCV設計圧力)] 以上に上昇した場合、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。(P6-1)

解 説

格納容器の圧力抑制の機能が正常の場合は、LOCAの時でもS/Pの水位が通常運転高水位限界値(+36.5 cm)以下なら、245kPaを超えない。もし、S/Pの圧力が245kPaを超えたならば圧力抑制の機能が喪失していることが考えられるので、ADSにて原子炉のエネルギーを直接S/Pに落とす必要がある。

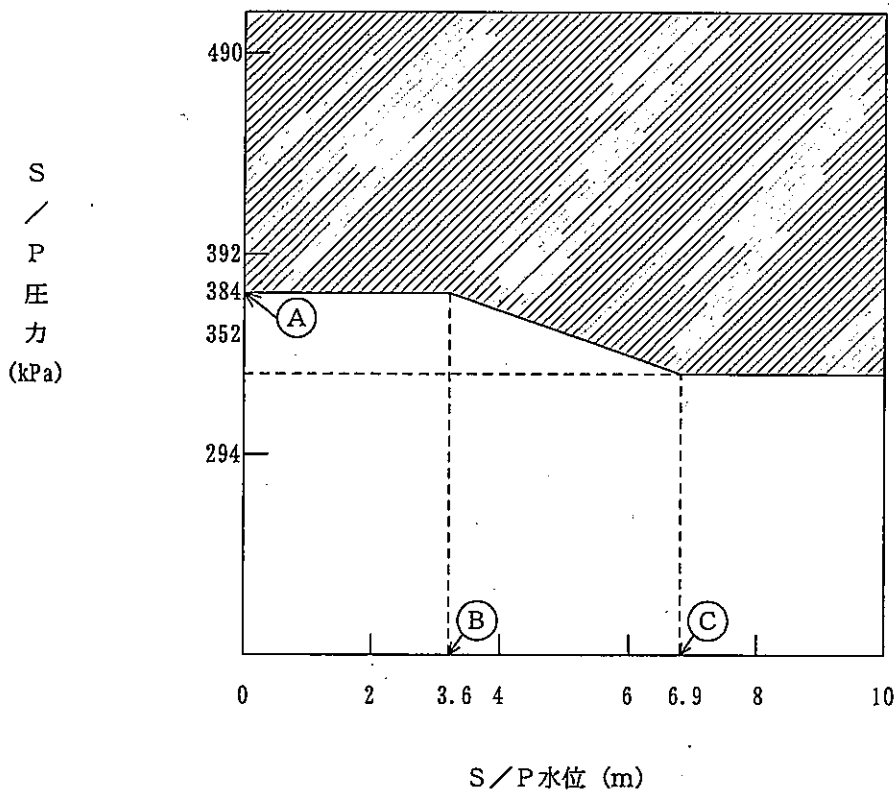
運 転 操 作 解 説 A-28

PC/P-7.4 S/P圧力が [384kPa (PCV設計圧力)] 以下に維持できない場合は、PCVスプレイ (下記両モード) を使用してPCVを減圧させると共に「原子炉満水」(PC/P-8) 操作を行う。

- ・D/Wスプレイ
- ・S/Pスプレイ

解 説

この制限値を超える場合はSGTS又はAC系パージラインを通して、D/W内気体を排気し格納容器を設計圧力内に収める。
この制限値を超えないよう、この制限値になる前に格納容器スプレイにより減圧をする。
尚、S/Pの水位が通常運転高水位制限値 (+26.5 cm) を超える場合には、この384kPa を下図の通り修正して適用する必要がある。



解 説

- A : サプレッションプール設計圧力 (384kPa)
- B : サプレッションプール通常運転高水位制限値 (3.6m) [S/P水位計 (+26.5 cm) に相当]
- C : サプレッションプール圧力計タップのエレベーション (6.9m)

運 転 操 作 解 説 A-29

PC/P-8. 1 1弁(急速減圧に必要な最小弁数)以上のSRVが開しているか又はM/D RFP
PC/P-8. 2 が注水可能なときは, MSIV, MSドレン弁, HPCI, IC, CUWの隔離弁を
閉じる。

解 説

SRVが1弁開して低圧注水系が作動していれば, 炉心の冠水は維持されている。そのため, 他の減圧ラインは不要なので, ウォーターハンマーの可能性をなくすため隔離弁は閉じる。

更に, 隔離弁を閉じSRVを通り流路を確立すると, 原子炉とS/P間の差圧により原子炉が満水したかどうか判断できる。

運 転 操 作 解 説 A-30

PC/P-8.5 1. S/P圧力が [384kPa (PCV設計圧力)] 以下に維持されるならば「水位確保」(RC/L)へ移行する。

解 説

S/P圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合、格納容器の健全性を維持するためD/Wスプレイ、S/Pスプレイの作動と同時に実施する。

この場合、原子炉を満水することにより炉心を冷却すると共に直接、格納容器空間部へ熱が放出されることを防止する。

更に、冷却水を注入した結果格納容器内の蒸気が凝縮し、格納容器減圧を促進する効果も期待される。

従って、RPV満水操作を実施しS/P圧力が格納容器設計圧力以下に維持できる場合には、原子炉水位を制御するため「水位確保」(RC/L)に移行すること。また、引き続き「格納容器制御」運転操作手順書に従い格納容器の状態を監視すること。

運 転 操 作 解 説 A-31

PC/P-8.5 2. 前記の操作にもかかわらずS/P圧力が [384kPa (PCV設計) 圧力]] 以下に維持できない場合は「PCVベント準備」(PC/P-9.1) 操作を行う。

解 説

設計小委員会水素ガス対策ワーキング・グループでは現在の設計基準で設計されている格納容器がどの程度の内圧に耐え得るのかを「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示501号, 以下「告示501」という。)に定められている許容応力を用いて評価している。その結果は以下の通りである。

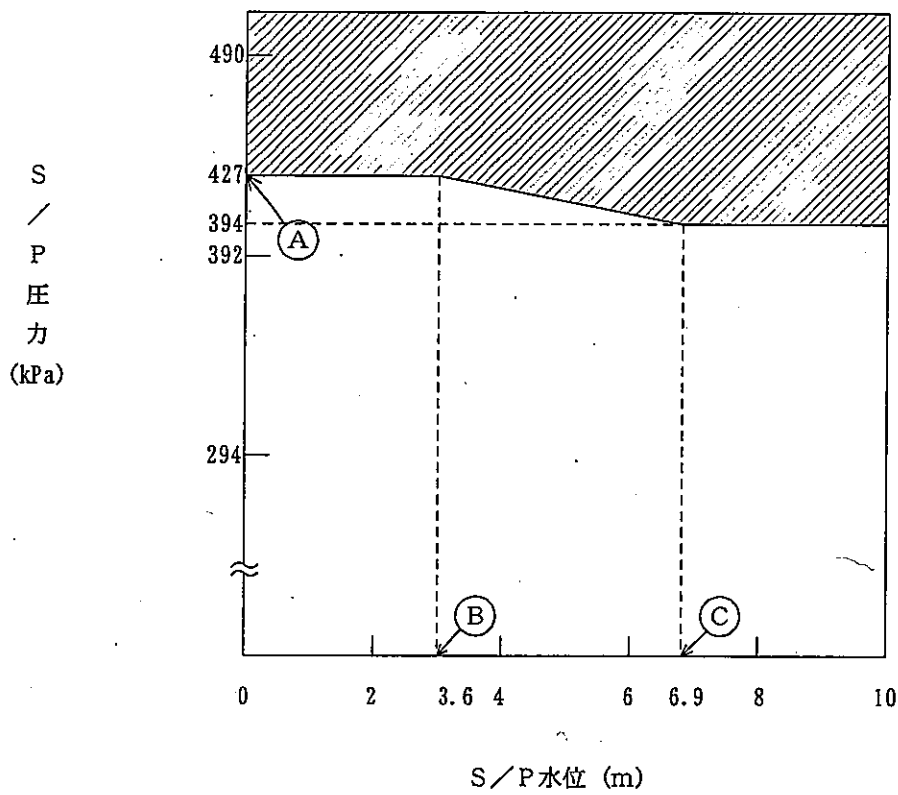
「格納容器は、設計ベースの冷却材喪失事故 (LOCA) 後の最高使用圧力において設計条件の許容応力を満足するように設計されている。この最高使用圧力を超えた状態での格納容器の機能を評価するため仮に、運転状態Ⅲ及びⅣの許容応力に対する圧力を格納容器の限界圧力として求めた。運転状態Ⅲの許容応力に対する限界圧力まで内圧が上昇した場合、格納容器は弾性域にあり、漏洩率はほとんど変わらないと考えられる。運転状態Ⅳの許容応力に対する限界圧力まで内圧が上昇した場合、格納容器の一部は塑性域に入り、漏洩率が増加する恐れはあるが、破損に至ることなく放射性物質の閉じ込め機能を期待できると考えられる。

しかしながら、本操作手順書では、運転状態Ⅳの許容応力に対する限界圧力 (1000kPa) を制限値として採用せず、PCVの健全性維持及びベント後の弁の再閉鎖性まで考慮して格納容器の最高使用圧力 (427kPa) にてベントすることにした。但し、本操作手順書では、炉心溶融前の事象としており、CAMSの放射線等により炉心が健全であることを確認した後、ベントする手順となる。

注) 運転状態Ⅲ：原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転停止が緊急に必要とされる状態をいう。
 運転状態Ⅳ：原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。

運 転 操 作 解 説 A-31 (続き)

尚, S/Pの水位が通常運転高水位制限値 (+26.5 cm) を超える場合には, この 427kPa を下図の通り修正して適用する必要がある。



解 説

A : サプレッションプール最高使用圧力 (427kPa)

B : サプレッションプール通常運転高水位制限値 (3.6m) [S/P水位計 (+26.5 cm) に相当]

C : サプレッションプール圧力計タップのエレベーション (6.9m)

運 転 操 作 解 説 A-32

SP/L S/P水位の抑制と監視

解 説

格納容器制御ガイドラインでは、D/W及び圧力抑制室の水位変化の微候を監視する事象を想定している。一方、実機の格納容器内水位計としては、S/P水位計のみであるので、この水位計の測定範囲は通常運転時のS/P水位の前後である。

そこで、圧力抑制室の水位のみでなく、D/Wの水位も監視する方法について説明する。

格納容器内水位を監視可能な計器として下記の計器が考えられる。

1. S/P水位計
2. S/P水位計(AM対策設備)
3. 圧力抑制室圧力計
4. D/W圧力計

一方、再循環系配管破断の場合には更に次の2つの水位計が使用可能である。

5. 燃料域用水位計
6. 停止域用水位計

これら5つの計器を使用し、格納容器内水位を測定できる範囲を次頁に示す。

このとき、水位の上昇に伴い使用する計器は表-1に示すように変わる。

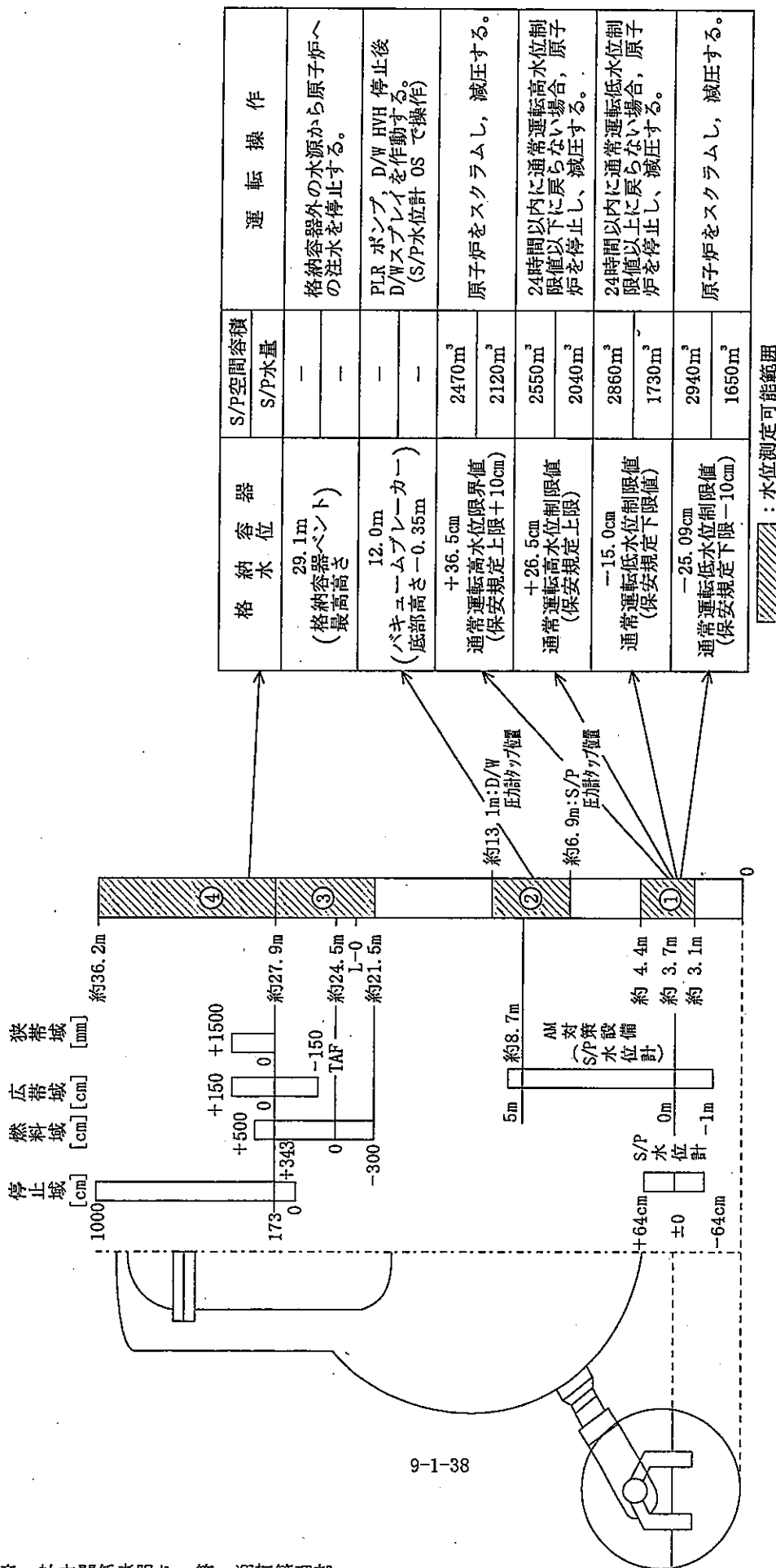
尚、D/W圧力計タップとS/P圧力計タップ間のD/W水位の求め方を図-2に示す。

表-1 格納容器内水位監視計器

領域	測定範囲	再循環系配管破断以外の事象	再循環系配管破断
1	約 3.1m～約 4.4m	サブプレッションプール水位計	同 左
2	約 2.7m～約 8.7m	サブプレッションプール水位計	同 左
3	約 6.9m～約 13.1m	圧力抑制室圧力計と ドライウエル圧力計との差圧	同 左
4	約 21.5m～約 29.5m	—	燃料域水位計
5	約 26.2m～約 36.2m	—	停止域水位計

←ANN+7cm

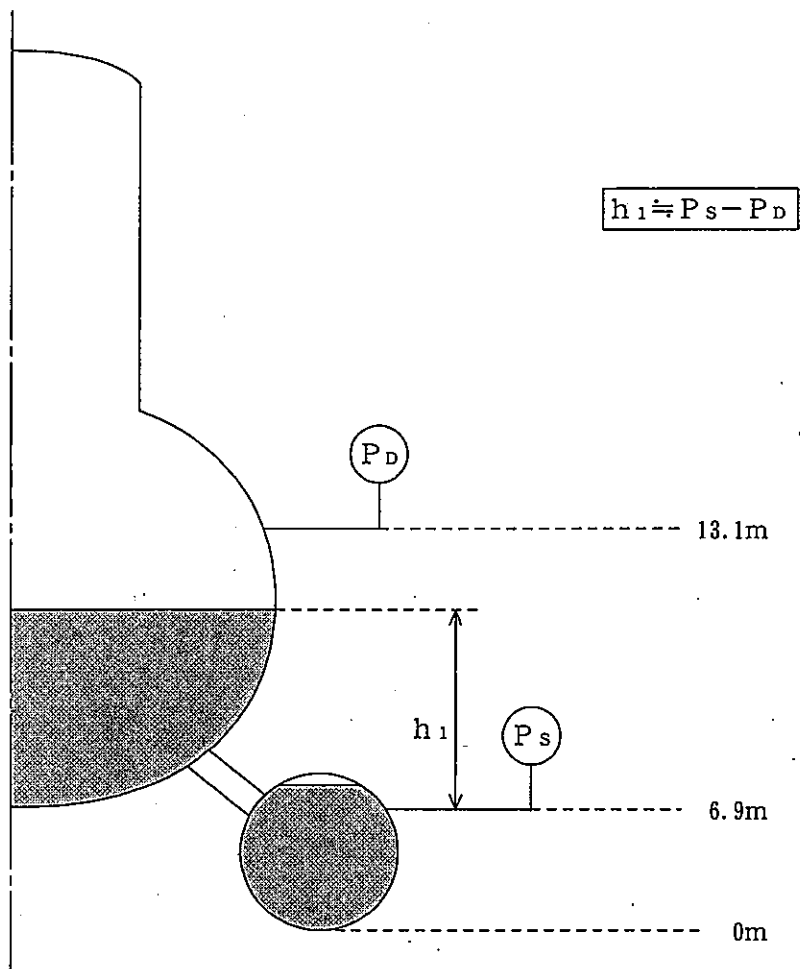
←ANN-3cm



参考 3 図 2 格納容器水位

運 転 操 作 解 説 A-32 (続き)

図-2 D/W圧力計タップとS/P圧力計タップ間の水位について



運 転 操 作 解 説 A-33

SP/L (H) -1 S/P水位を [+26.5 cm (通常運転高水位制限値)] 以下に維持するため、水位低下操作を行う。

解 説

S/Pの最高水位は、その水位を超えると空気体積が不足して、LOCA時格納容器の最高使用圧力 427kPa を超える可能性がでてくることから定めたものである。

尚、上記水位はS/P自由空間容積 2550m³に相当し、LOCA時格納容器の解析では、最高圧力は181kPa であり最高使用圧力に充分余裕を持った圧力となる水位である。

運 転 操 作 解 説 A-34

- | | |
|-----------------|--|
| SP/L (H) - 2 | S/P水位が24時間以内に [+26.5 cm (通常運転高水位制限値)] 以下に戻ら |
| SP/L (H) - 2. 1 | ない場合は、「ユニット操作手順書」により原子炉を通常停止する。
S/P水位が24時間以内に復旧した場合は、監視強化へ脱出する。 |
| SP/L (H) - 2. 2 | S/P水位が [+36.5 cm (通常運転高水位限界値)] に達した場合は、直ちに
原子炉をスクラムし「スクラム」(RC) に脱出すると共に「減圧冷却」(CD)
へ移行する。 |

解 説

通常運転高水位制限値として保安規定上限値を採用している。

保安規定上限値は、高温待機運転時の最大S/P水量、即ち必要最小S/P空間部体積を確保し得る最大水量に対応する水位に余裕をみた値として決定している。S/P水がこの最大S/P水量を上回った場合には、S/P空間部体積が小さくなり、LOCA後のPCV内最大圧力が上昇する。

しかし、この最大圧力は最高使用圧力に対して十分な余裕を有している。

従って、保安規定上限値を上回ったとしても、そのときにLOCAが起こる確率が低いこと及び即座に原子炉を停止すると稼働率の損失が無意味に大きくなることを考慮すると短時間であれば通常運転を続行しても問題ないと考えられる。

この時間はS/P水温の考え方にに基づき24時間とする。

しかし、24時間たってもS/P水位を保安規定上限値以下に回復できない場合には原子炉を停止し減圧する。

更に、通常プラント運転中にS/P水位が+36.5 cmに達したならば、LOCA後のPCV内圧力の余裕がなくなるので(S/P自由空間容積は2550m³となり、必要空間容積約2470m³を下回ることはないが)原子炉をスクラムし減圧する。

このとき、LOCAが起きたとしても最大圧力は181kPaであり、PCVの最高使用圧力の427kPaを充分下回っている。

運 転 操 作 解 説 A-35

SP/L (H) - 2. 3 S/P水位が [12.0m (バキュームブレーカー底部の高さから水柱で表した
 SP/L (H) - 2. 4 バキュームブレーカー開圧力を差し引いた高さ)] に達する前にS/P水位が
 [+64 cm以上 (水位計OS)] でD/Wスプレイを始動し並行して、不測事態
 「急速減圧」(C2)に移行する。水位が [+64 cm以上 (水位計OS)] のときは連続的に運転させる。

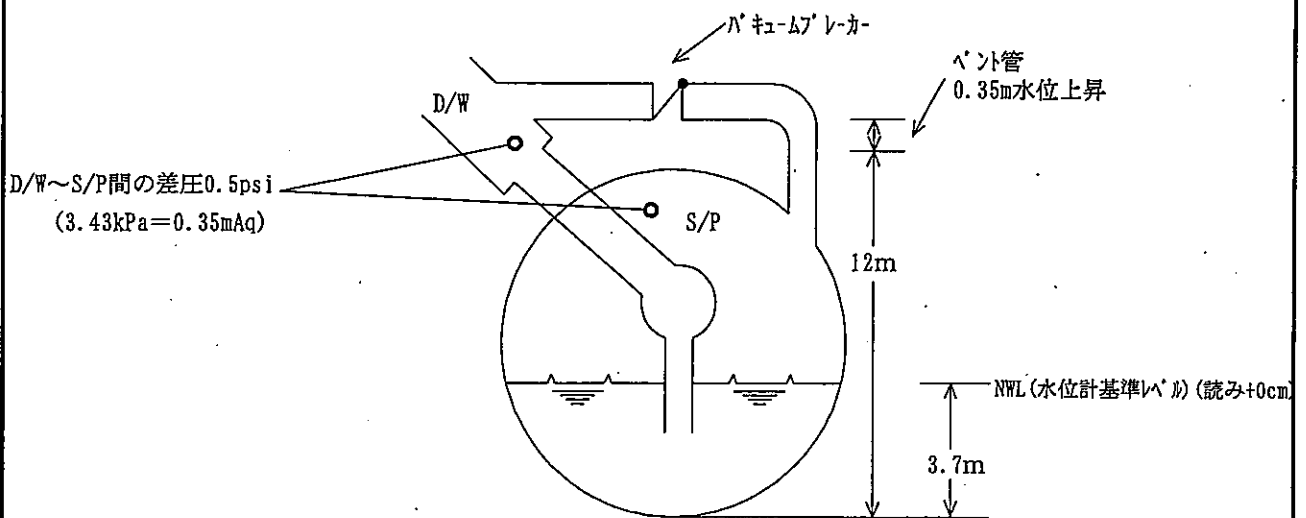
解 説

LOCA時、ドライウェルスプレイを作動させたとき、格納容器が負圧になることを防止するため、バキュームブレーカーを設定しているが、ベント管内水位がバキュームブレーカーの高さまで達すると、ドライウェルスプレイを作動させてドライウェル内圧を下げて、バキュームブレーカーはドライウェルとサブプレッションチェンバーの圧力を平衡にすることができなくなる。そのため、サブプレッションプール水位が+64 cmを超えたならばドライウェルスプレイを作動させる。実際には、サブプレッションプール水位とドライウェルのバキュームブレーカーの位置から、バキュームブレーカーの作動差圧を差し引いた値 (下図参照) である 5.0m になる前に作動させればよいが、サブプレッションプール水位の正確な計測手段がなくなるため、サブプレッションプール水位計の最大値である +64 cm を制限値として採用する。

尚、+64 cm を超えた時点で、ドライウェルスプレイの作動が可能となった場合は、AC系 (不活性ガス系) のベントライン等を用い、ドライウェル内圧がサブプレッションチェンバ内圧より、13.7kPa (PCV設計外圧) 以上のバキュームとならないような手段を講じること。

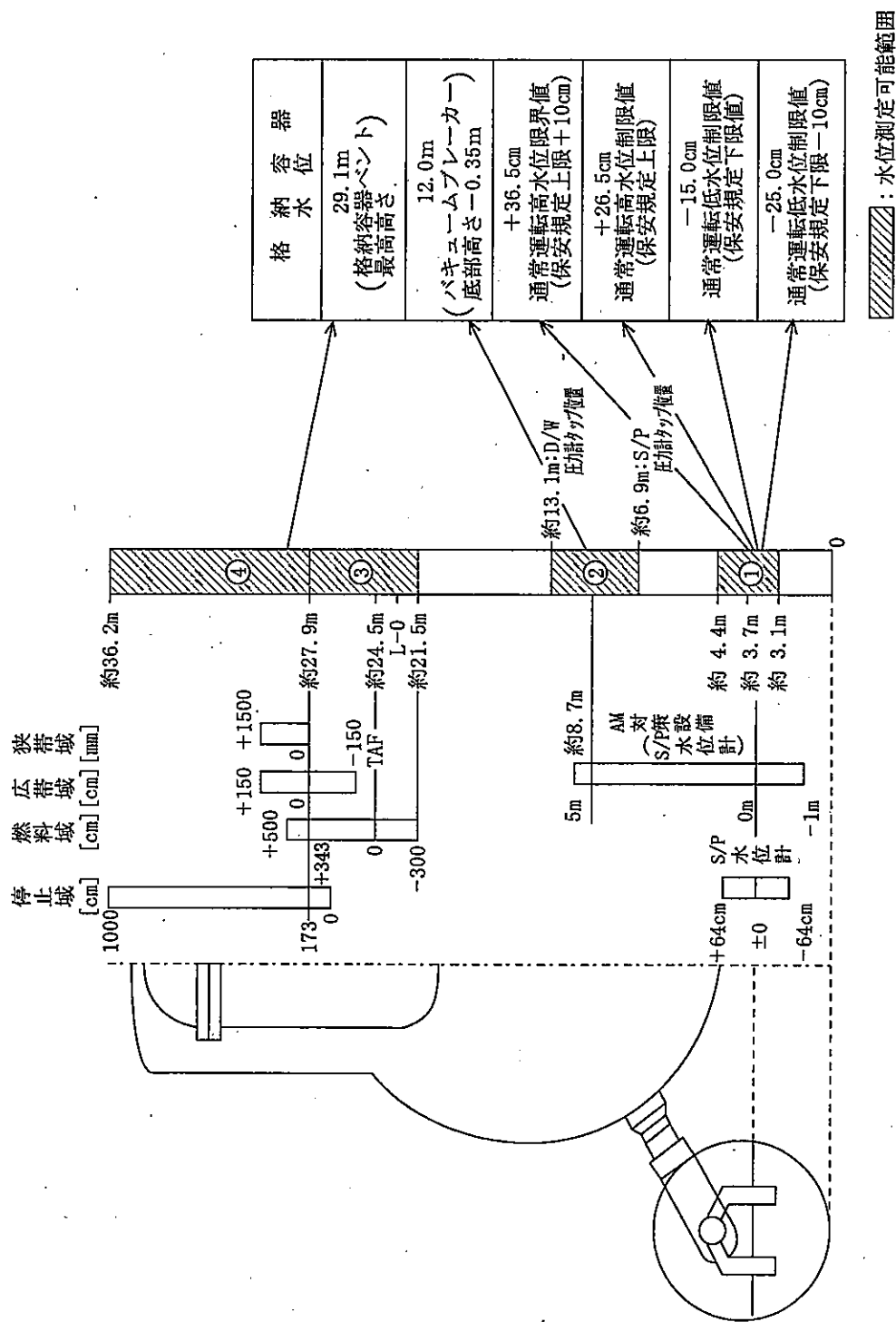
サブプレッションプール水位が上昇すると、SRV作動時にサブプレッションチェンバ構造物に作用する動荷重が増加する。このため、サブプレッションプール水位が上昇した場合には原子炉圧力を低下させて、SRV作動時の動荷重を減少させる必要がある。

サブプレッションプール水位計計測が+50 cm であるため、この水位を超える場合には、不測事態「急速減圧」(C2)に移行して原子炉の圧力を低下させる。



※水位+64 cm (水位計OS) とは、S/P 底部より約 4.4m

運 転 操 作 解 説 A-35 (続き)



参考3 図2 格納容器水位

運 転 操 作 解 説 A-36

SP/L (H) - 2. 5 格納容器内水位が [29.1m (PCVベント最高水位)] に達する前に、PCV外の水源からPCVへの注水を停止する。

解 説

LOCA時において、格納容器外の水源を用い原子炉へ注水を継続した場合D/W内水位が上昇する可能性がある。このような事態を想定し、D/WのベントがいつでもできるようD/W内水位を29.1m以下に維持する。この水位はTAF (24.5m) より上でありD/W空間部圧力が大気圧の場合、格納容器を最高使用圧力内に維持できる水位である。

尚、D/W空間部に圧力がある場合は、ステップPC/P-8以降の操作により実施することになる。

運 転 操 作 解 説 A-37

SP/L (L) -1 S/P水位を [-15.0 cm (通常運転低水位制限値)] 以上に維持するため、水位上昇操作を行う。

解 説

通常運転低水位制限値は、その水位以下になると水量が不足し、LOCA時S/Pがブローダウン期間中の蒸気凝縮性能が確認されている水温77℃を超える可能性がでてくることから定めたものである。この水位は1730m³に相当し、これを確保していれば高温待機中の最高S/P水温が120°F (49℃) の場合、LOCAが起きたとしてもブローダウン期間中のS/P水温は46°F (26℃) 上昇し、166°F (75℃) となりボデカベイの実験で蒸気凝縮性能が確認されている温度77℃以下を満足する。

運 転 操 作 解 説 A-38

SP/L (L) - 2. S/P水位が24時間以内に [-15.0 cm (通常運転低水位制限値)] 以上に戻ら
 SP/L (L) - 2. 1 ない場合は「ユニット操作手順書」により原子炉を通常停止する。
 SP/L (L) - 2. 2 S/P水位が [-25.0 cm (通常運転低水位限界値)] に達した場合は、直ちに
 手動スクラムし「スクラム」(RC) へ脱出すると共に「減圧冷却」(CD) へ
 移行する。この際、復水器が使用可能な場合は、タービンバイパス弁による減
 圧を優先する。

解 説

通常運転低水位制限値として保安規定下限値を採用している。

保安規定下限値に対応するS/P水量は、LOCA時ブローダウン期間中のS/P水温度を所定の温度以下に抑えるに必要な最小値として決定している。

但し、保安規定下限値を若干下回ったとしても、そのときにLOCAが起こる確率が低いこと及び即座に原子炉を停止すると稼働率の損失が無意味に大きくなること等を考慮して、短時間であれば通常運転の継続を許容する。この時間は、S/P水温の考え方にに基づき24時間とする。

しかし、24時間たってもS/P水位を保安規定下限値以上に回復できない場合には原子炉を停止し減圧する。

更に、S/P水位が-25.0 cmに達したならばLOCA時のS/P水温の余裕がなくなるので、原子炉をスクラムし減圧する。

このとき、高温待機中の最高S/P水温が120°F (49°C) の場合、LOCAが起きたとしてもブローダウン期間中のS/P水温度は46°F (26°C) 上昇し166°F (75°C) 以下となり、ボデガベイの実験で蒸気凝縮性能が確認されている温度77°C以下を満足する。

運 転 操 作 解 説 A-39

PC/H-1 以下のいずれかの条件が成立した場合には速やかにCAMSを起動すること。

(起動条件)

1. MSI \dot{V} 全閉後12時間以内に冷温停止に移行できない場合。
2. 原子炉水位が不明となった場合。

解 説

FCSの運転が必要となる可能性のある、LOCA時及び長時間の隔離のうち、LOCA時にはCAMSは自動起動される。

一方、隔離の場合CAMSの指示値によってFCSを起動するためには、充分な時間的余裕をもってCAMSを手動起動しておく必要がある。隔離時に水素・酸素濃度が可燃限界に達するまでには、S/P空間部のみに水素がとどまるという保守的な仮定によっても1日以上時間を要するが、隔離事象がこのような長時間継続する状態においては、格納容器の雰囲気監視することが重要であると考え、CAMSの起動時間を隔離後12時間とした。

運 転 操 作 解 説 A-40

- PC/H-3 以下のいずれかの条件が成立した場合には、速やかにFCSを起動すること。
- PC/H-4 (起動条件)
- PC/H-5 1. D/Wが [13.7kPa (ECCS起動信号)] かつ原子炉水位がL-L [-148 cm (ECCS起動信号)] を経験
2. PCV水素濃度が [3.2% (可燃性限界4%に対しFCSの暖機に要する時間, CAMSの応答時間及び計測誤差の余裕をみた濃度)] に到達
3. 原子炉水位がTAF [-343 cm (有効燃料頂部)] を経験

解 説

起動条件2.は、隔離後の水の放射線分解により水素・酸素濃度の上昇に対応している。

隔離が長時間継続した場合の導入条件としては、種々の水素濃度が考えられるが、可燃限界である4%に対しFCSの暖機に要する時間、CAMSの応答時間及び計測誤差の余裕をみた濃度が妥当である。

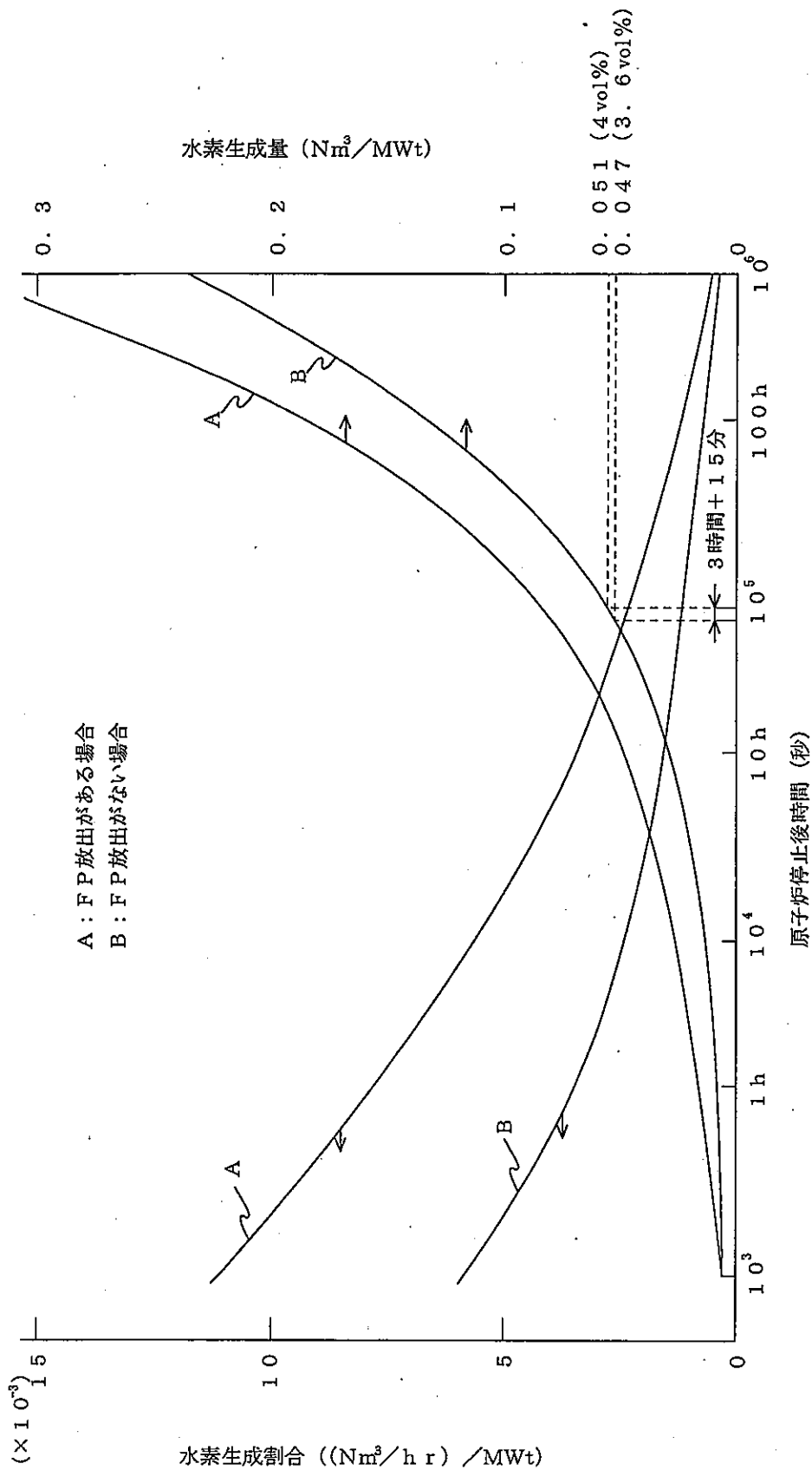
そこで次図に示すようにFCSの暖機に要する時間(3時間)、CAMSの応答時間(15分)の余裕をみる。

更に、計測誤差はドライ状態(注)での水素についてフルケースの2%(水素濃度では0.4vol%)となるので、ドライ状態での水素濃度が3.2vol%に到達した時点でFCSを起動することとする。

CAMS 時間遅れ時間 炉 型	2時間 (従 来)	15分 (リプレース後)
BWR-3	3.2	3.3
BWR-4	3.0	3.2
BWR-5	3.0	3.2

(単位: vol%)

(注) CAMSにおいては、格納容器よりサンプリングしたガスを除湿し、ドライ状態で水素濃度を測定すると共に湿分を補正し、現実的な水素濃度を記録計に出力している。運転ガイドラインでは水素濃度をドライ状態で測定した方が保守的であり、また、計測誤差が小さくなることを考慮し、ドライ状態の水素濃度を監視し必要な操作を実施するものとする。



(注) 縦軸の単位中のMWtは、定常運転中の原子炉出力を意味する。
110万KWeクラスのプラントでは、3440MWtになる。

図-1 水素発生量

運 転 操 作 解 説 A-41

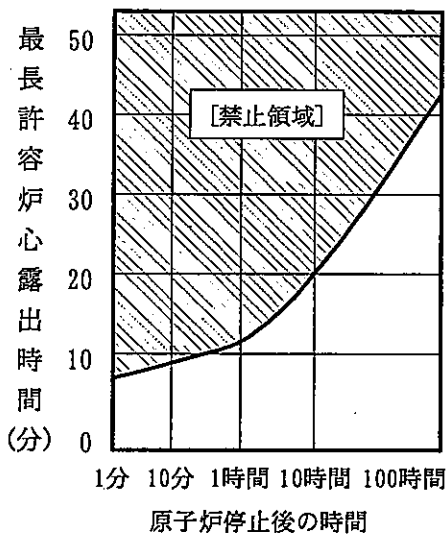
C1-7.1 HPCIが作動している場合

C1-7.2 下記グラフ(最長許容炉心露出時間)以内に原子炉水位がTAF[-343cm(有効燃料頂部)]を回復できない場合は、下記の低圧注水可能ECCSの1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

- ・CS-A系
- ・CS-B系

解 説

水位が上昇していて上昇速度が遅い場合、燃料被覆管温度は上昇して1200℃に到達する可能性があるため、このために要する時間を最長許容炉心露出時間として示し、C1-1で計測を開始した炉心露出時間がこの時間になる前にCSの起動を条件として急速減圧を行い、注水能力の増大を図り再冠水を早めることとした。



本図は次のように使うこと。
 例えば、スクラム後10分で水位が有効燃料頂部以下となった場合には、許容し得る炉心露出は9分までである。
 同様にスクラム後、
 1時間では12分
 10時間では20分
 100時間では42分

制限図C-4 原子炉停止後時間に対する最長許容炉心露出時間

運 転 操 作 解 説 A-42

C1-7.3 HPCIが作動していない場合、以下の低圧注水可能ECCSの1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

- ・CS-A系
- ・CS-B系

解 説

HPCIが運転できずに水位が上昇しているということは、電動機駆動ポンプ(CS)で水位を回復していることを意味する。このような状態では、原子炉圧力が低い程注水流量が増加するので原子炉を減圧し、ポンプの注水能力を最大にするのが良い方法である。

運 転 操 作 解 説 A-43

C1-8 原子炉圧力が0.98MPa以上の場合は、HPCIを起動する。

解 説

「水位確保」運転操作手順書のステップRC/L-3.1と不測事態「水位回復」のステップC1-2において起動を試みた系統のうち、HPCIについては次の理由で再起動を試みることにする。

- ①HPCIのみで水位回復できる場合がある。
- ②徴候分類において、本領域はHPCIが使用可能な領域である。
- ③ADSによる減圧操作をできる限り回避する。

このHPCIの再起動を試みて、水位が上昇に転じるか否かにより、このステップ以降の操作が次の2ケースに大きく分かれるので、HPCIの再起動の操作を実施する。

- ①HPCIの再起動で原子炉水位が上昇する場合
ADSによる減圧操作が回避でき、HPCIのみで水位を確保することになる。
- ②HPCIの再起動で原子炉水位が下降する場合
ADSによる減圧操作を実施後、低圧注水可能系統、代替注水系で水位を確保することになる。

2010年 1月 9日(31)

運 転 操 作 解 説 A-44

- C1-8.3 原子炉圧力が0.98MPa以下もしくはHPCIが起動不能の場合は、低圧注水可能システムを起動する。
- もし、低圧注水可能システムが1システム以上運転可能な場合は、不測事態「急速減圧」(C2)に移行する。
- ・復水系(CP)
 - ・CS-A系
 - ・CS-B系

解 説

HPCIが運転しても水位が上昇しない場合、注水能力が不足しているため、低圧注水可能システムの起動が必要となる。低圧注水可能システムの少なくとも1台の起動に成功した場合、減圧してこの系の注水能力増大を図り、水位を回復させることが必要となる。

低圧注水可能システムの起動は以前に試みているはずであるが、この段階で再度試み、代替注水系を使用する前に低圧注水可能システムの再起動の可能性を残す。

運 転 操 作 解 説 A-45

- C1-8. 4. 低圧注水可能系統が1系統も起動できない場合は、代替注水系を起動し、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。
代替注水が作動しない場合は、低圧注水可能系統及び代替注水系の復旧を図ると共に「EOP/SOPインターフェイス」(ES/I)へ移行する。
- C1-8. 5 低圧注水可能系統、代替注水系の全部が起動しない場合は、低圧注水可能系統、代替注入系の復旧を行い、これらの系統が作動した場合は、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

解 説

低圧注水可能系統が1台も起動しない場合には、代替注水系を全系統起動し起動した全ての代替注水系で原子炉へ注水を行うこと。

この際、シュラウド内へ注水することが必要である。代替注水系が1台でも起動した場合には、その注水能力を最大にするため急速減圧を行う。

*代替注水系の注水順位としては、一応、以下の順位としているが炉心冷却の確保を最優先して、水位が回復するまで順次以下の系統を起動して注水を行うこと。

1. CCS系
2. MUW系(復水)
3. 消火系
4. CRD系
5. SLC系(配管水張りライン, テストタンク, SLCタンク)

この状態では、早急に炉心に注水を行わない場合には、炉心溶融の可能性もあるので代替注水系の起動は速やかに行うこと。

また、低圧注水可能系統が復旧した場合には十分な炉心冷却が望めることから、上記操作と並行してECCSの再起動、復旧に努めること。

尚、低圧注水可能系統及び代替注水系の全部が起動しない場合は、低圧注水可能系統及び代替注水系の復旧を行い、これらの系統が作動した場合は不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

運 転 操 作 解 説 A-46

- C1-8.4 低圧注水可能系統が1系統も起動できない場合は代替注水系を起動し、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。
以上の操作により、水位が上昇に転じた場合は「水位上昇中」に移行する。
代替注水系が1台も起動しない場合はADSの起動を避け、低圧注水可能系統と代替注水系の復旧を図ると共に「EOP/SOPインターフェイス」(ES/I)へ移行する。
- C1-8.5 低圧注水可能系統、代替注水系の全部が起動しない場合は、低圧注水可能系統、代替注水系の復旧を行い、これらの系統が作動した場合は不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

解 説

低圧注水可能系統の起動があっても、原子炉水位が上昇に転じない場合は、注水能力の不足を意味するので代替注水系を起動する。

尚、代替注水系が1台も起動しない場合はADSの起動を避け、低圧注水可能系統と代替注水系の復旧を図ると共に「EOP/SOPインターフェイス」(ES/I)へ移行する。

運 転 操 作 解 説 A-47

C2-2 SRVを全弁順次開放する。

解 説

原子炉減圧の観点から最も厳しい原子炉隔離の状態、注水系としてCS1系統を仮定し、燃料被覆管温度が最高許容温度である1200℃を超えないようにするSRVの最低必要弁数は1弁であり、ADS弁を全弁開放すれば急速減圧を行うには充分である。

RPV側からの急速減圧の導入条件としては、水位回復過程で水位不明の場合及び水位判明の場合で、

- ①最長許容炉心露出時間内に水位回復できない場合
- ②炉圧が上昇してしまう場合
- ③水位が上昇しない場合

更に、スプレイ冷却過程が考えられる。

この場合、注入量の確保が優先されるので、SRVは1弁ずつ順次規定弁数まで開いてゆくが、時間的余裕はあまりないので早急に急速減圧に移る必要がある。

一方、PCV側からの急速減圧の導入条件としては、S/P水温制御過程の熱容量制限値、D/W温度制御過程のD/W温度制限値、PCV圧力制御過程の熱容量制限値及びS/P水位制御過程のS/P高水位制限値(真空破壊弁機能喪失)が考えられる。

この場合、RPV側からの急速減圧への導入条件がない限り、原子炉水位は減圧開始時は充分確保されているのだから、原子炉側からの導入時に較べて時間的な余裕もある。PCV制御側の制限値は、それが多少超えても、すぐには壊れてしまうものではないので、SRVは順次規定弁数まで開いて行くが炉水位、PCV各パラメータを充分監視しながら行えばよい。

急速減圧操作について

高圧系による注水が不可で「低圧注水可能系統」による注水を行う場合には、原子炉の急速減圧を行う。これは、前述のような場合にRPV冷却率55℃/hを守って減圧していると、それだけ「低圧注水可能系統」の起動が遅れ、原子炉の健全性が守れなくなること及びサーマルサイクルにおいて緊急状態の中でLOCAを想定し、55℃/h以上のRPV冷却率を考慮して評価していることから、高圧系による注水が不可で「低圧注水可能系統」による注水を行う場合及び非常時にはRPV冷却率55℃/hにとらわれずに急速減圧を行う。

運 転 操 作 解 説 A-48

C2-4 SRVが[1弁(急速減圧に必要な最小弁数)]も開できない場合は、以下の系統を用いて減圧を行う。

また、並行してSRVの追加開放を試みる。

1. HPCI蒸気ライン
2. IC蒸気ライン

C2-5 上記手順が実行できない場合及び上記手順にても減圧が不十分である場合は、緊急時対策本部

C2-6 (TSC)相談の上、MSIVを開放しタービンバイパス弁と復水器により減圧する。

C2-7

#17

解 説

本運転操作手順書中の最低必要SRV数は、減圧速度の最も小さくなる破断面積0の場合に、1系CSで燃料被覆管最高温度を1200℃以下に留めることを条件として決定された。

代替減圧系統は比較的減圧能力のある系統を記載した。

タービン系による減圧は隔離解除を含み、放射能の環境への放出の可能性が増すので優先順位を下げた。

運 転 操 作 解 説 A-49

C2-8 水位が不明である場合は、不測事態「水位不明」(C3)の「満水注入」前操作(C3-2.5)に移行すること。

また、「PCV水素濃度制御」(PC/H)操作を並行して行う。

C2-9 1. 原子炉水位計の基準水柱近傍のD/W温度が水位不明判断曲線に達した場合、不測事態「水位不明」(C3)の「満水注入」前操作(C3-2.5)に移行すること。

また、「PCV水素濃度制御」(PC/H)操作を並行して行う。

2. 水位が明確な場合は、本制御に入る前のステップに戻ること。

解 説

原子炉を急速に減圧するときに、原子炉水位計の基準水頭がフラッシングにより変化し、その分水位の指示値に誤差を生じたり、あるいは原子炉水位が不明になる場合がある。

本ステップは、原子炉水位が不明になった場合に炉心冷却を確保するためのステップである。

原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」(C3)の「満水注入」を行い確実に炉心を冷却する。

運 転 操 作 解 説 A-50

- C3-2.1 低圧注水可能系統を起動し、少なくとも1台作動した場合は、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。
- C3-2.2 低圧注水可能系統が1台も作動しない場合はHPCI及びICを起動する。
- C3-2.3 低圧注水可能系統が1台も作動起動しない場合は代替注水系を起動させ、代替注水系が作動した場合は、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。
代替注水系が作動しない場合は、低圧注水可能系統及び代替注水系の復旧を図ると共に「EOP/SOPインターフェイス」(ES/I)へ移行する。
低圧注水可能系統又は代替注水系が作動した場合は、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。
- C3-2.4 HPCI又はICだけが起動している場合及び低圧注水可能系統、HPCI、IC、代替注水系の全部が起動しない場合は低圧注水可能系統、代替注水系の復旧を行い、これらの系統が作動した場合は、不測事態「急速減圧」(C2)へ移行する。

解 説

格納容器内計装配管破断などにより、原子炉水位計装配管近傍雰囲気温度が局所的に上昇し、原子炉水位指示が不明(原子炉水位指示値に極端な差があり、実際の水位が把握することができない)となるような事象が発生した場合、次のような対応手段が考えられる。

注水系が1系以上作動しているときの、不測事態「急速減圧」(C2)に移行し原子炉を減圧し、注水系の注水能力を増加させると共に、不測事態「水位不明」(C3)の「満水注入」へ移行する。

但し、HPCIは原子炉圧力が低下すると機能を喪失するので、これのみの運転下にある場合及び代替注水系が1台も起動しない場合はADSの起動を避け、低圧注水可能系統と代替注水系の復旧を図ると共に「EOP/SOPインターフェイス」(ES/I)へ移行する。

運 転 操 作 解 説 A-51

- 尚、開放するSRV弁は3弁とするが3弁を開放できない時は1弁以上開とする。
- C3-2.5.1
1. 1弁（急速減圧に必要な最小弁数）以上のSRVが開いているか、RFPが注入可能なとき。
 2. 水位計復旧において、最長許容炉心露出時間内に水位が判明しないとき。
 3. 急速減圧において、水位が判明しないか又は水位不明判断曲線に達した場合。

解 説

水位不明操作におけるRPV満水確認のための適正SRV数としては、注水が止まった場合でもRPV満水状態と誤判断のないよう注水無し時、SRVから蒸気を放出している状態での、バランス炉圧より高い差圧を確認炉圧とできるよう3弁を標準とする。但し、何らかの原因により3弁開できない場合には最低1弁でも可能だが、その場合は注水流量の監視を継続して行う必要がある。

SRVが1弁開して低圧注水可能系統が作動していれば、炉心の冠水は維持されている。また、電動駆動給水ポンプが起動していれば冠水は維持されている。そのため、他の減圧ラインは不要なので、ウォーターハンマーの可能性をなくすため隔離弁は閉じる。(MSIV, MSドレン弁, HPCI, IC, CUW)

更に、隔離弁を閉じSRVを通る流路を確立すると、原子炉とS/P間の差圧により原子炉が満水したかどうか判断できる。

運 転 操 作 解 説 A-52

C3-3.2 低圧注水可能系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注入し、注入流量を増してRPVを加圧し、3弁(RPV満水適正弁数)以下のSRVを開け、原子炉の圧力をS/Pの圧力より0.49MPa以上(RPV満水確認最低圧力)に保ちその圧力を維持する。

- ・復水系(CP)
- ・CS系

解 説

SRV弁を1弁以上開け、原子炉への給水系統により原子炉の圧力を、S/Pの圧力より0.49MPa以上に維持すれば、原子炉からの崩壊熱を除去しSRVより水を流す状態を作ることができ、炉心の冷却が可能となる。

0.49MPaの差圧は、SRVより炉水が流れた場合の圧損で0.49MPaの差圧が生じた場合、MS管が炉水で満たされており結局、原子炉はMSノズルまで炉水で満たされた状態となっている。

炉圧を0.49MPa以上に保つのに必要な、ECCSポンプの台数はSRVの弁数と関連しており、SRVが1弁開いているときはECCSポンプ1台以上、SRVが2弁開いているときはECCSポンプ2台以上、SRVが3弁開いているときはECCSポンプ3台以上が起動している必要がある。

運 転 操 作 解 説 A-53

- C3-4. 1 前記の操作により、原子炉の圧力をS/Pの圧力より0.49MPa以上に維持できていれば炉心健全性は維持されている。(水位TAF以上)
- C3-4. 2 水位計の基準水柱に水を満たす。
- C3-4. 3 原子炉への注水を続け、基準水柱の回りの温度を100℃以下にし、水位計を使用可能とする。
- C3-4. 4 炉水位を読みとるため、注水を全て停止し原子炉水位を下げる。

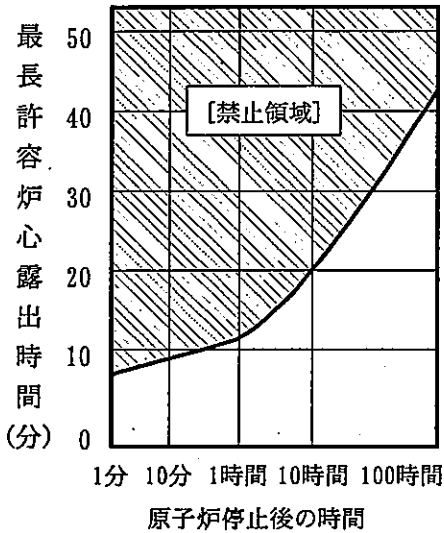
解 説

多くの場合は、C3-3での操作で原子炉水位は明確になっているはずである。それにも拘らず本項では、原子炉水位が依然不明な場合の手段を示すものである。

本項のC3-4. 2., C3-4. 3は主として大LOCAの場合の操作であり、C3-4. 4は主として中小LOCA又は原子炉隔離の場合の操作である。

運 転 操 作 解 説 A-54

C3-4.5 前項の操作開始後、原子炉水位計の指示が右記のグラフ（最長許容炉心露出時間）以内に読めない場合はC3-3.2へ戻る。



本図は次のように使うこと。
 例えばスクラム後10分で水位が有効燃料頂部以下となった場合には、許容し得る炉心露出は9分までである。
 同様にスクラム後、1時間では12分
 10時間では20分
 100時間では42分

制限図C-4 原子炉停止後時間に対する最長許容炉心露出時間

解 説

最長許容炉心露出時間は定格出力から原子炉停止した場合、横軸に停止後炉心が冠水した時間を示し、その時間に炉心が露出した場合、被覆管の温度が1200℃に上昇するのに要する時間を示したものである。

運 転 操 作 解 説 A-55

ES-I-2 緊急減圧する

解 説

「EOP/SOPインターフェイス」においてはRPV損傷による圧力衝撃で、PCV側の損傷を防止するため緊急減圧を行う。

5

5

9-2 注意事項解説

本解説は、運転操作手順書の中に記載してある注意事項について、その採用理由、背景を明確にすることを目的として作成した。

解説は、一件一葉の構成とし、設計の考え方あるいは解析との関連についても明確にした。



注 意 事 項 解 説 B-1

注意事項#1 安全系が自動作動した場合、2つ以上の独立なプロセス表示(多重性、多様性)により状況を
確認するまでは自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しないこと。

解 説

多重性及び多様性のプロセスについて具体例を示す。

(1) プロセス表示の多重性

HPCIが自動起動した場合、2台の原子炉水位計で原子炉水位がL-Lレベル以下でないことを確認するまでは手動停止しないこと。

(2) プロセス表示の多様性

ADSが自動起動した場合、原子炉水位計で原子炉水位がL-Lレベル以下でないこと及びD/W圧力計でD/W圧力が13.7kPa以上でないことを確認するまでは手動停止しないこと。

2010年 1月 9日 (31)

注 意 事 項 解 説 B-2

注意事項#2 制御棒挿入状態は下記機能により確認できる。

- ・全制御棒全挿入表示灯
- ・全炉心表示器
- ・4制御棒表示
- ・CRT表示
- ・プロコン (OD-7)

解 説

制御棒位置指示系 (R P I S) は、制御棒位置をリード・スイッチにより検出すると共に、プロセスコンピュータは各制御棒位置の情報を蓄える。全挿入、全引抜きは全炉心表示器により全表示され、制御棒ポジションは下記の方法により表示される。

・4制御棒表示

選択した制御棒を含め隣接する4本の制御棒位置を表示。

・CRTのメニュー「制御棒位置」を選択することによる表示。

・プロコンのOD-7を操作することによる表示。

R P I Sの電源はバイタル電源であるが、リードスイッチ等の故障による表示不良が考えられるため、出力とのクロスチェックが必要である。

注 意 事 項 解 説 B-3

注意事項#3 APRMで判断できない場合の判定手段。

- ・IRM
- ・SRM

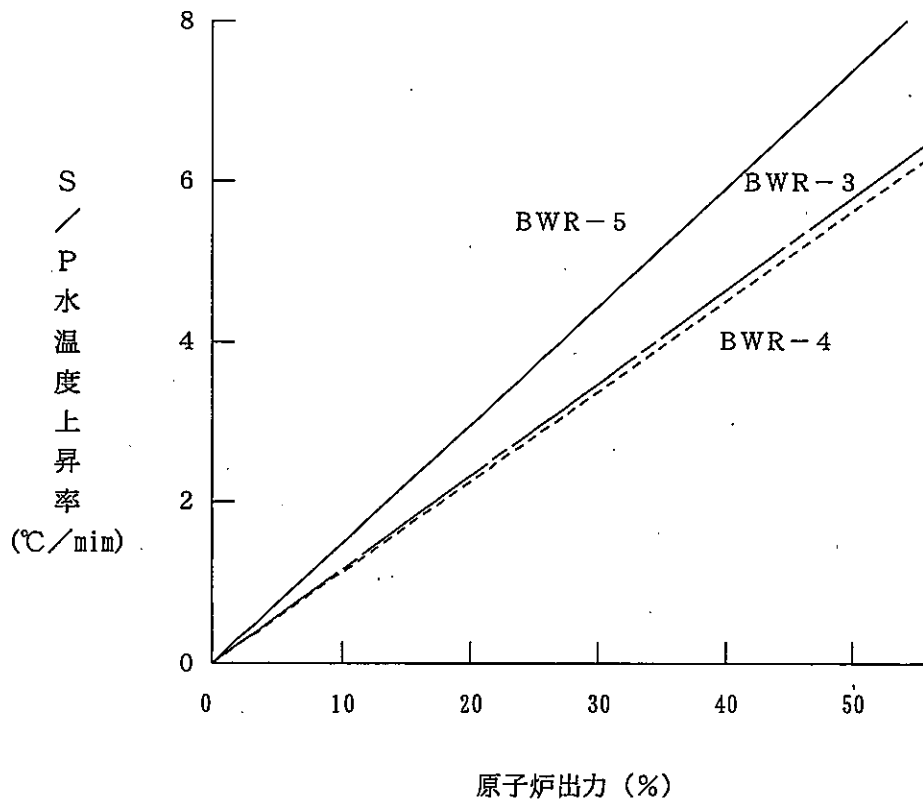
原子炉出力の判定の目安

- ・主蒸気流量(原子炉が隔離していないとき)
- ・SRV開個数(原子炉隔離時)約11%/個

解 説

APRM記録計はベンチ盤に6チャンネルあり、電源A系、B系にそれぞれA、C、E及びB、D、Fが接続している。従って、出力の判定は両電源のAPRM指示値を比較して行う。

APRMで判断できない場合、低出力に対してはSRM、IRMで判定する。また、高出力に対しては原子炉発生蒸気量から判定する。原子炉発生蒸気量は、原子炉が隔離されていない場合は主蒸気流量から、原子炉隔離状態ではSRV開個数、S/P水温度上昇率等から算出することができる。原子炉未臨界の判定もSRM、IRM等を使用する。



原子炉隔離状態における原子炉出力とS/P水温度上昇率の関係

2010年 1月 9日 (31)

注 意 事 項 解 説 B-3 (続き)

A PRM指示値が3%のとき、崩壊熱を3%とするとS/P水温度の上昇率はBWR-3/4/5でそれぞれ0.72℃/min, 0.66℃/min, 0.9℃/minとなり、S/P水温度高々 (BWR-3.4は45℃, BWR-5は49℃) に達するには、初期温度を32℃ (温度高) とすると18分, 20分, 19分を要する。

また、制御棒全挿入失敗時の出力は再循環ポンプトリップ後で約50%であるので、S/P水温度上昇率はそれぞれ6.0℃/min, 5.5℃/min, 7.5℃/minであり、S/P水温度高々 (BWR-3.4は45℃, BWR-5は49℃) に達するには、初期を32℃ (温度高) とすると2.2分, 2.4分, 2.3分である。

注 意 事 項 解 説 B-4

注意事項#4 この手順を実行するために、RWMのバイパスが必要となることがある。

解 説

RWMは低出力時の制御棒操作手順を規定したものであり、RWMシーケンスに一致しない制御棒パターンを選んだ場合、制御棒駆動阻止インターロックがかかる。従って、制御棒手動挿入時に本機能により、挿入阻止インターロックが作動した場合はRWMをバイパスする。

注 意 事 項 解 説 B-5

注意事項#5 SRVの開閉により原子炉圧力が変動し、原子炉出力の平均値が読み取り難い場合は、開閉を繰り返しているSRVを原子炉圧力が一定になるまで、順次手動開し安定させ、原子炉出力を読み取り易くすることができる。

解 説

原子炉の隔離された場合等の昇圧過渡変化時には、原子炉圧力が上昇し逃し安全弁の開設定圧まで達し、逃し安全弁が開閉を繰り返す。このような場合には、逃し安全弁の開閉により原子炉圧力が変動するため、炉内ポイド率に変化しその結果、ポイド反応度効果により原子炉出力も変動する。従って、原子炉出力の平均値を読み取るのは、非常に困難になる。

そこで、このような場合には、逃し安全弁の開閉を抑えるための、順次開閉を繰り返している逃し安全弁を開す。そうすれば、原子炉出力の変動を抑えられ、原子炉出力も十分に安定させることができる。

また、逃し安全弁の開放は、S/Pへの熱負荷を増加させることになるが、既に開放している逃し弁を開放する分には過度の熱負荷にはならず、上記のように順次、逃し安全弁を開弁し圧力を一定に保つようにすれば、S/Pにかかる熱負荷も自動で開放させたときと、ほぼ同等であることが解析で確かめられている。

但し、原子炉圧力が低下するようであれば、開弁数が多すぎS/Pにかかる熱負荷も大きくなっているはずであるので、直ちに手動で開した逃し安全弁を閉して、原子炉圧力を一定に保つようにしなければならない。

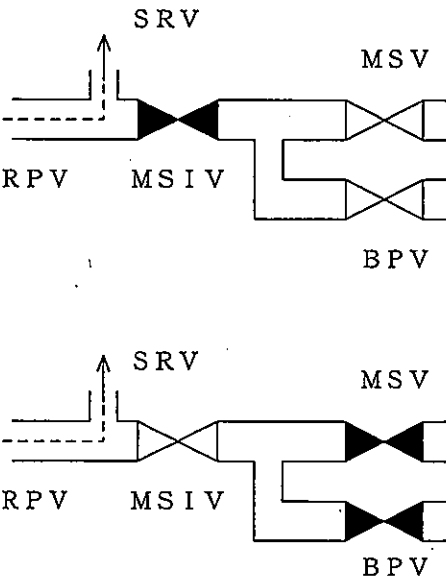
注 意 事 項 解 説 B-6

注意事項# 6 原子炉が隔離状態であるとは、下記の状態である。

- ・MSIV閉
- ・タービン停止中かつバイパス弁閉

解 説

下記の状態が原子炉隔離状態である。

プラント状態	主 蒸 気 の 流 れ	現 象
<p>ヒートシンクとして 復水器が使用不可</p>	 <p>The diagrams illustrate the main steam flow paths. In the top diagram, the MSIV valve is closed, and the SRV valve is open, allowing steam to escape from the RPV through the SRV. In the bottom diagram, the MSIV valve is open, and the SRV valve is closed, allowing steam to flow from the RPV through the MSIV to the MSV and BPV.</p>	<p>原子炉圧力高 SRV開 S/P水温度上昇</p>

2010年 1月 9日 (31)

注 意 事 項 解 説 B-7

注意事項#7 HPCIのタービン回転速度を、許容連続運転範囲以下に絞りにこまないこと。
HPCI [2125rpm (許容連続運転範囲)]

解 説

1. 上記回転速度は、ポンプ定格流量を確保できる最低回転速度であり、また、軸受の潤滑に関しても軸端駆動油ポンプで十分な油量を確保できる。
2. 上記回転速度以下で運転した場合には调速弁の開度が非常に小さく、弁座に近づき排気流量がとぎれとぎれになるため、排気ラインにウォーターハンマーの発生する可能性がある。

注 意 事 項 解 説 B-8

注意事項#8 R P V内への注水の急激な増加は、大きな出力上昇を誘発し、その結果炉心に損傷を生じさせることがある。

解 説

R P V内への注水の急激な増加は、冷水による炉心入口サブクーリングの増加による出力急増を生じさせる。また、ほう酸水注入時においては、冷水によるほう酸の析出によって出力急増を生じさせることがある。従って、R P V内への注水の急激な増加は避ける。特に、減圧時における注水には注意する。

注 意 事 項 解 説 B-9

注意事項#9 S/P水位高 [+15.2 cm (水位高インターロック)] あるいはCST水位低 [1290 mm (水位低吸込弁インターロック)] の信号が発生した場合は、HPCIの吸込弁がCSTよりS/P側に自動で切替わったことを確認する。(CST 1290 mmは水位計で約10%)

解 説

S/P水位高の信号は、その水位がLOCAが起きても十分な空気体積を確保し、PCVの最高使用圧力 427kPaを超えないように定められている。

そのため、この水位以上に水位が高くなるとLOCA時十分な空気体積ができず、最高使用圧力を超える可能性が出てくる。そこで、PCV内の空気体積を減少させる恐れのある場合、HPCIの水源を切替え、上記の可能性を防止する。

注 意 事 項 解 説 B-10

注意事項#10 原子炉減圧中にD/W圧力高のECCS起動信号が発生している場合、炉心冷却の確保が確認されたときのみ、注入可能な原子炉圧力範囲になる前に注入弁を絞ることが望ましい。

解 説

低圧ECCSはD/W圧力高信号でスタンドバイをし、原子炉圧力がポンプのシャットオフヘッド以下に減圧すると注入を開始する。必要な範囲に原子炉水位が保持されている場合、これらのシステムから不必要に大容量の水を急激に注入することとなる。

また、ECCSポンプ注入量に比べ冷却材喪失量が少ない場合には、主蒸気管満水となり安全弁からD/W内に冷却材が放出される可能性もある。

注 意 事 項 解 説 B-11

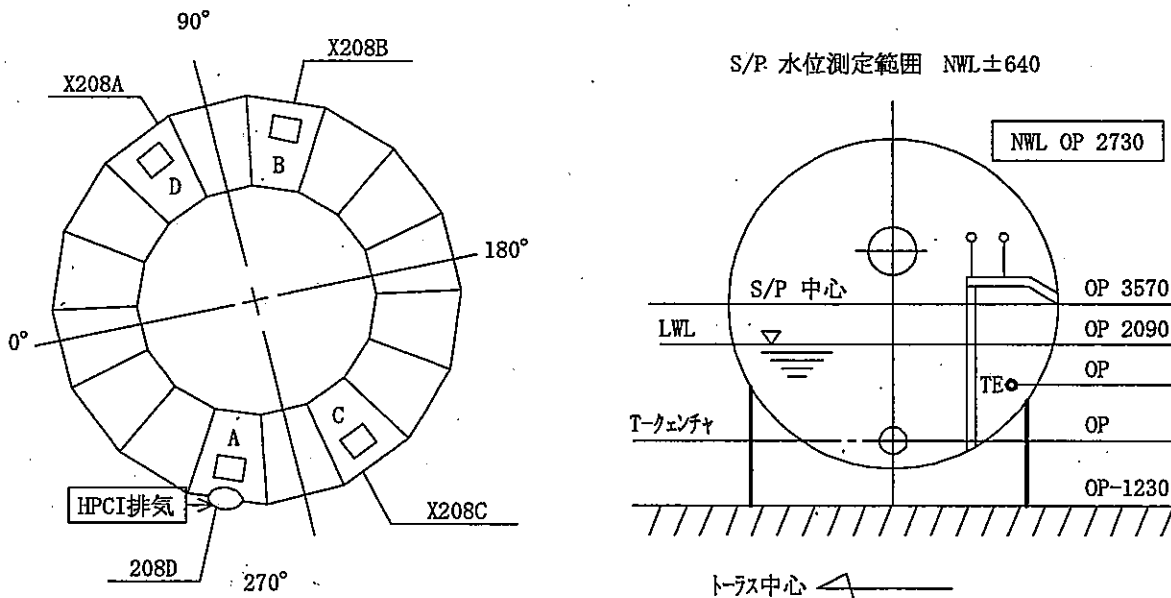
注意事項#11 SRVによる減圧を行う場合、可能ならS/Pの温度上昇を均一にするため、なるべく離れたSRVを順次開放すること。
 SRVの開弁は、冷却率を確認し間欠で行うこと。

解 説

S/Pの水温は、逃し弁作動中は局所温度を低温（S/P熱容量制限値以下）に保つ必要がある。
 一つのSRVのみ用いて炉を減圧すると、その領域のみ水温が上昇するので、均一にS/P水が上昇するよう逃し弁はローテーションして開弁をする。
 SRVは1弁開弁状態だと、炉圧が高いときは55℃/hを超えるので、平均55℃/h以下になるよう間欠的な運転をする。また、炉圧が低いときで2弁以上用いるときは、それらの弁は間欠的な運転をし平均55℃/h以下になるようにする。

参考4 表1 1F-1 各SRVの設定圧力

弁 番 号	ADSの有無	排気管の位置 (度)	設 定 圧 力		吹出し容量 (t/h)
			逃がし弁機能 (MPa)	安全弁機能 (MPa)	
203-3A	有	292.5	7.27	7.64	263
203-3B	有	112.5	7.34	7.64	264
203-3C	有	247.5	7.34	7.71	264
203-3D	有	67.5	7.41	7.71	266
203-4A	—	D/W 吹き出し	—	8.51	290
203-4B	—	D/W 吹き出し	—	8.51	290
203-4C	—	D/W 吹き出し	—	8.62	293



参考4 図1-1 F-1 各SRV吹出し位置及びTE X208A~X208D設置場所

注 意 事 項 解 説 B-12

注意事項#12 SHC系を復旧する間、ステップCD-2の系統を用いて、原子炉圧力をできる限り低い圧力に維持しておけば安全上問題ない。
しかし、S/P冷却が可能であって早急に冷温停止に移行する必要が生じた場合「代替停止冷却」に移行し、プラントを冷温停止することができる。
但し、ほう酸水注入により原子炉が未臨界になった場合には「代替停止冷却」に移行しないこと。(ほう酸水濃度が希釈されないように)

解 説

- (1) 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持でき、かつ原子炉減圧が達成されていればSHCの復旧を待っていても安全上問題はない。
- (2) 格納容器冷却系(プール水冷却モード)が使用可能な場合には「代替停止冷却」に移行しプラントを冷温停止できる。
「代替停止冷却」の手順を次頁以降に示す。



「代替停止冷却」

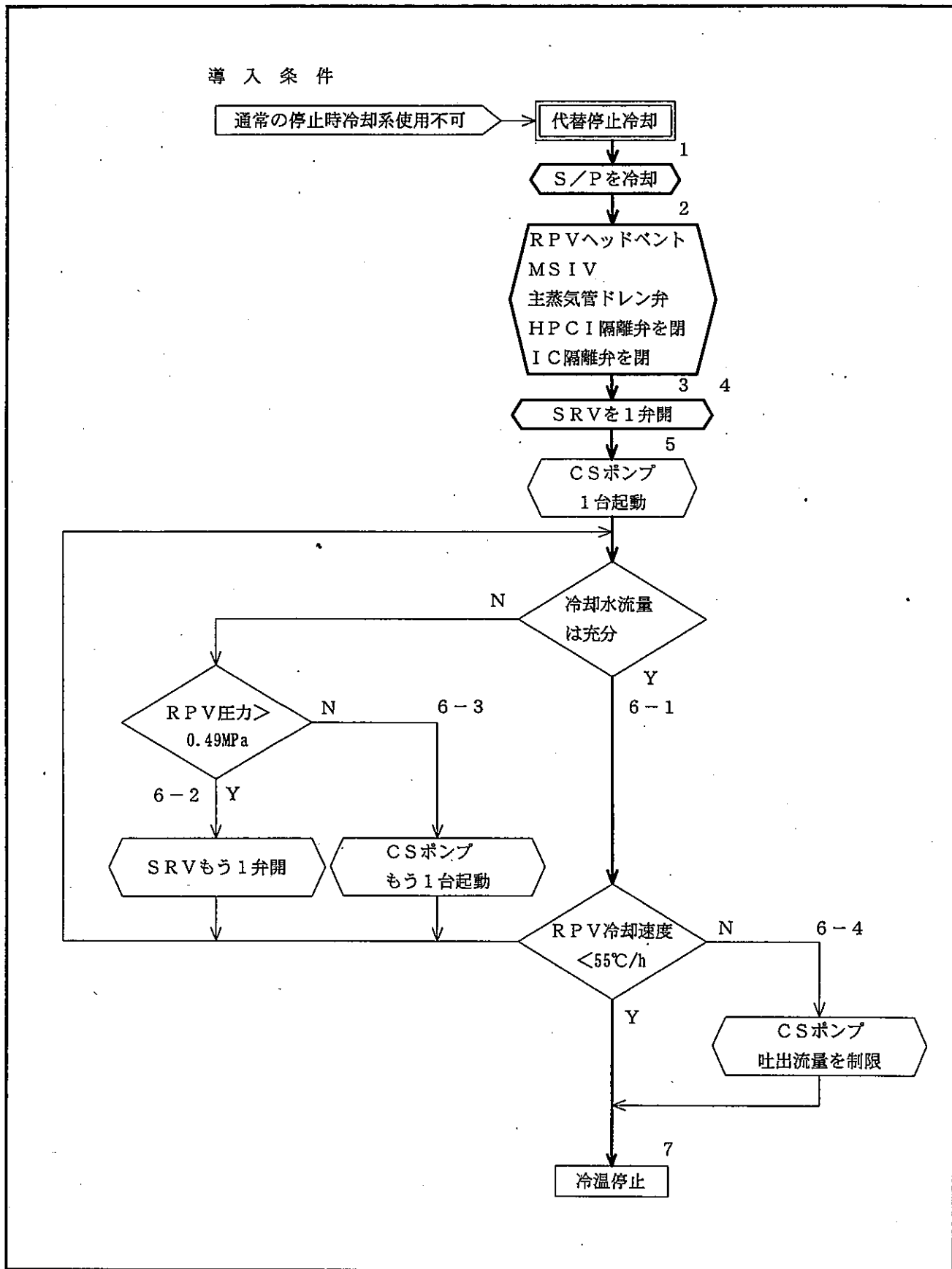
(1) 目 的

通常の原子炉停止時冷却系が機能しない場合に、崩壊熱を除去し、長期の炉心の冷却を行う。

(2) 導入条件

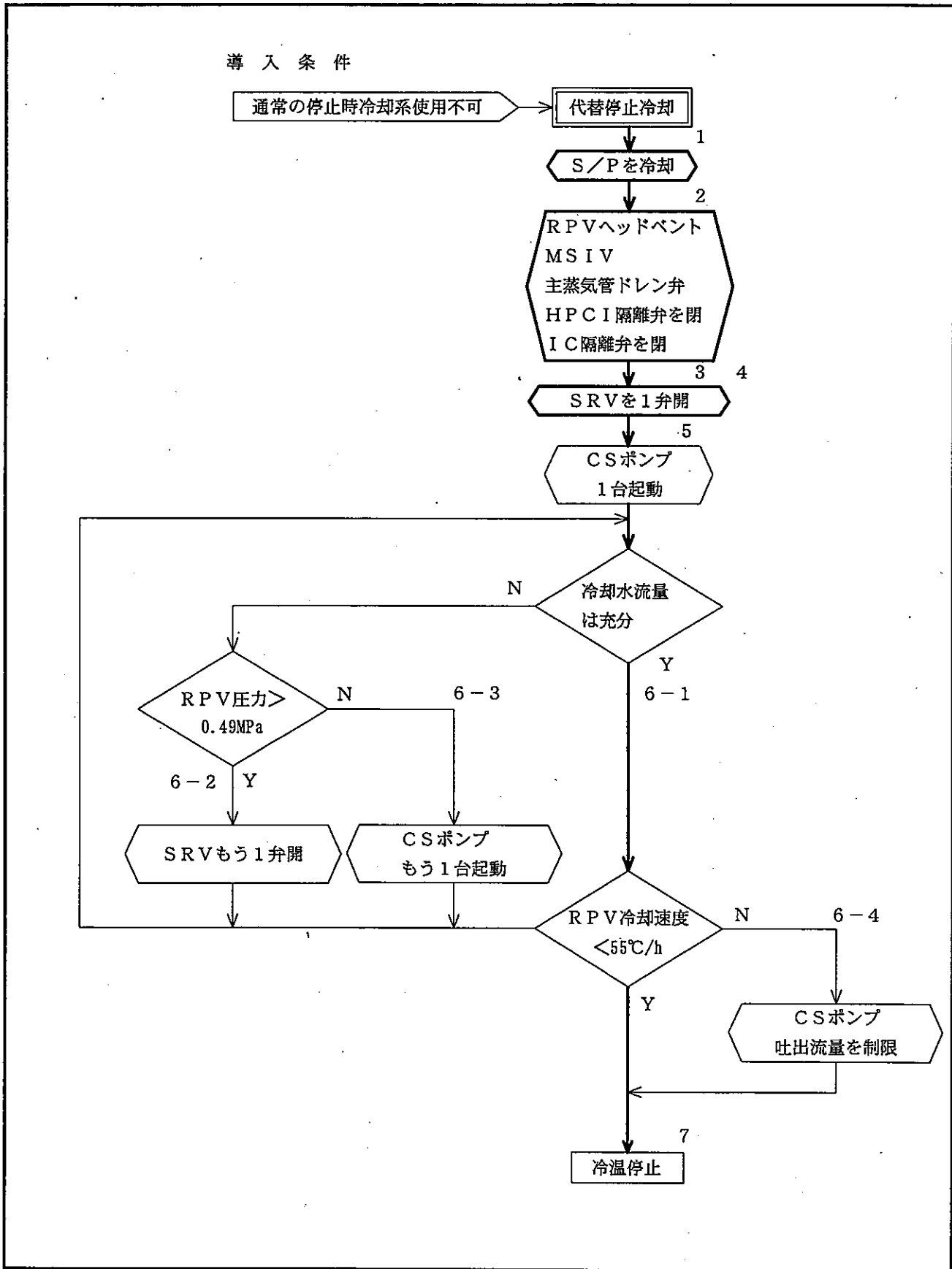
「減圧冷却」において、通常の原子炉停止時冷却系が機能せず、更に、修復を行っても機能が回復しない場合

「代替停止冷却」フローチャート



ステップ	運 転 操 作	参 考 事 項	備 考
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">代替停止冷却</div>		
1	S/Pの冷却を行う (補1)	(補1)SLC が起動していないことを確認する	
2	RPVヘッドベント, MSIV, 主蒸気管ドレン弁及びHPCI 隔離弁を閉じる		
3	1 個のSRVの制御スイッチを「全開」位置にする	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">「代替停止冷却」 の基本操作の考え方</p> </div>	
4	RPVの水位を徐々に上昇させ, 開いているSRVを通して, S/Pへ冷却水を排出する		

「代替停止冷却」フローチャート



ステップ	運 転 操 作	参 考 事 項	備 考
5	CSポンプ1台起動する (補2)	(補2) CSポンプを使用する場合は、CCSはS/P冷却を行う	
6 6-1 6-2 6-3 6-4	<p>CSのRPV注入流量を最大流量まで徐々に増加させる</p> <p>1. CSポンプの吐出流量を調べ、炉心の崩壊熱を除去するのに十分な流量が得られていることを確認する (補3)(補4)</p> <p>2. RPV注入量が充分でない場合で、RPV圧力が0.49MPa以上の場合には、SRVをもう1弁開く。</p> <p>3. RPV注入量が充分でない場合で、RPV圧力が0.49MPa以下の場合には、CS又は他のLPCIポンプを起動する。</p> <p>4. RPVの冷却速度が55℃/hを超える場合は、冷却速度が55℃/h以下となるまで、CSのRPV注入流量を減少させる</p>	<p>(補3) 炉停止から10分後の崩壊熱を除去するのに必要な流量は560m³/h以上である</p> <p>(補4) ポンプ吐出流量が不明の場合には、CSポンプ使用時は、炉圧力が1.96MPa以下であることを確認する</p> <p>炉圧力が前記の値を超える場合には、RPV注入流量が560m³/h以下である可能性がある</p>	<p>解説 A'-1 (次頁)</p> <p>解説 A'-2 (次頁)</p>
7	S/P水温を制御して、原子炉を冷温停止にする	<p>蒸気と水の比較</p>	

2010年 1月 9日(31)

運 転 操 作 解 説 A'-1

6-1 1. CSポンプの吐出流量を調べ、炉心の崩壊熱を除去するのに十分な流量が得られていることを確認する。

(補3) 炉停止から10分後の崩壊熱を除去するのに必要な流量は、 $560\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

解 説

GE作成の運転ガイドラインに対するNRCの見解の中に冷却水の適切な流量として、定格出力状態からスクラムし10分後の崩壊熱において、冷却水の入口・出口温度差が 100°F (55°C)以下となる流量が示されている。これに相当する流量は、1F-1プラントでは、 $560\text{m}^3/\text{h}$ となる。

運 転 操 作 解 説 A - 2

6-2 2. R P V注入流量が充分でない場合で、R P V圧力が0.49MPa 以上の場合には、S R Vをもう1弁開く。

解 説

炉圧が0.49MPa 以下の状態でS R Vをもう1弁開にすると、炉圧が低下し運転しているC Sポンプがランアウトする可能性がある。よって、炉圧が0.49MPa 以下では、S R Vを更に開くことは避ける。

一方、炉圧が0.49MPa 以上の状態で更に、もう1台のC Sポンプを起動した場合には、炉圧が高くなりポンプの1台当りの吐出流量が減少するため、R P V注入流量の増加は少なく効果的でない。よって、炉心圧が0.49MPa 以上では、S R Vをもう1弁開にした方が効果的である。

図1は、原子炉圧力と冷却水量の関係を示している。ここで、例えば原子炉圧力が0.49MPa 以上でもS R Vから設計流量が流れず、十分なR P V注入流量が得られない場合には、(図1中のA点に相当) S R Vをもう1弁開放すると、C Sポンプの吐出流量が増加しB点付近で平衡状態となるため、残留熱を除去するに十分な流量が得られることとなる。

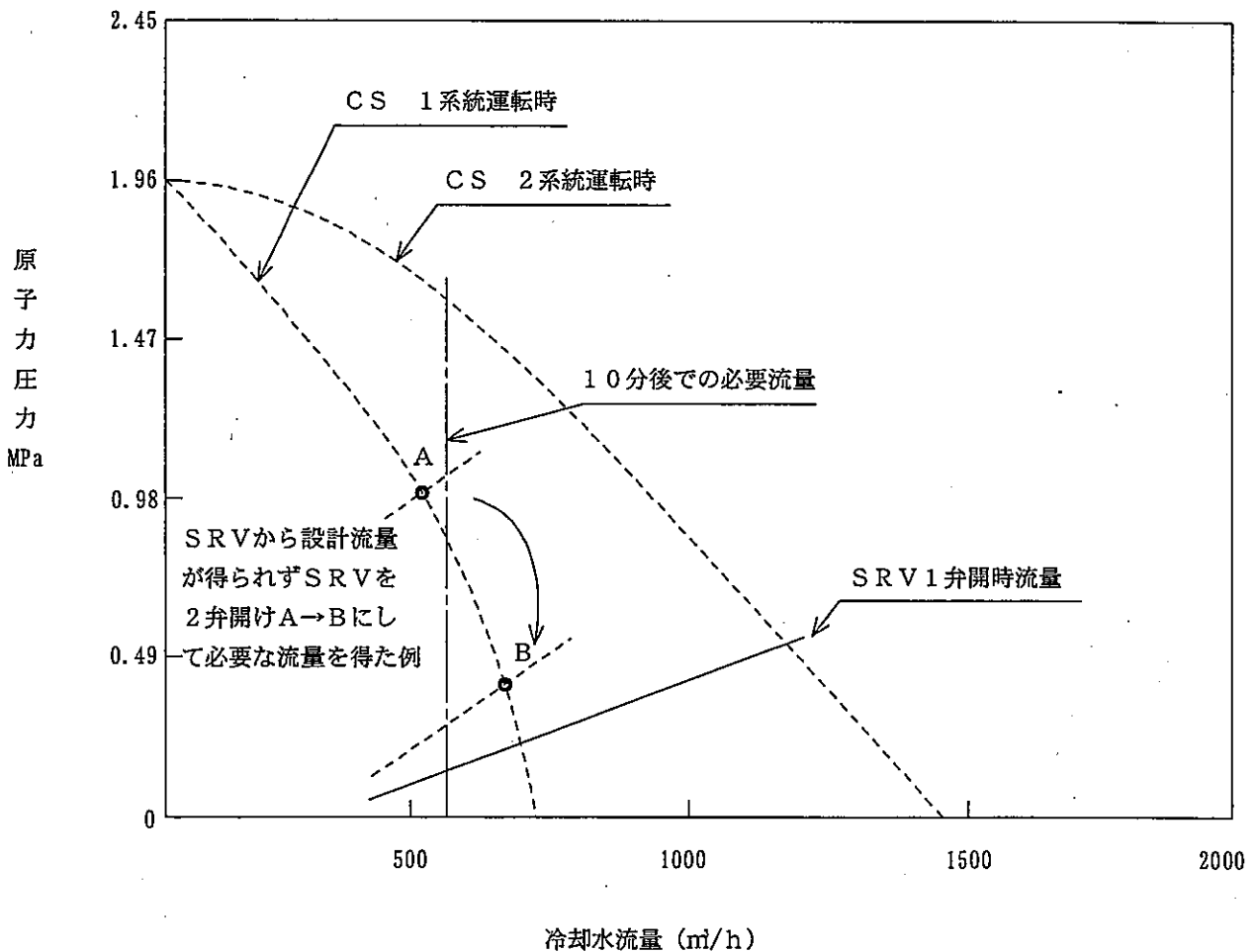


図1 原子炉圧力と冷却水量の関係

注 意 事 項 解 説 B-13

注意事項#13 格納容器の温度に関する制限値は次のように適用する。

- ・ S/P冷却開始温度 ……………バルク温度
- ・ スクラム制限温度 ……………バルク温度
- ・ S/P熱容量制限曲線 ……………局所温度
- ・ D/W及びS/P空間部温度 ……局所温度

解 説

- (1) S/P冷却開始温度(32℃)、スクラム制限温度(43℃)は、LOCA事象を想定し決められているので、S/P全体の平均温度であるバルク温度を適用する。
- (2) S/P熱容量制限曲線は、S/Pを水源とするECCSの設計温度を基に定めているので、局所温度を適用する。
- (3) D/W及びS/P空間部温度は、局部でも設計温度、環境条件温度を超えないようにするため局所温度を適用する。

注意事項#14

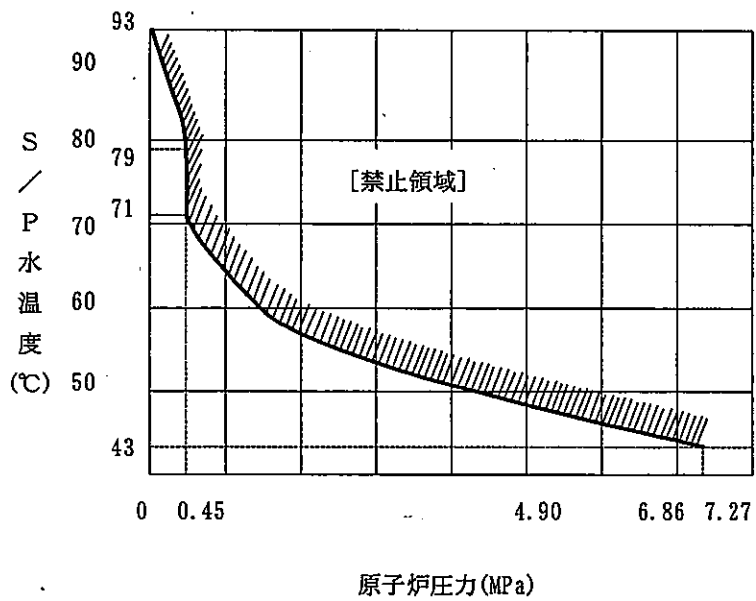
1号機では欠番とする。

注 意 事 項 解 説 B-15

注意事項#15 原子炉冷却材の確保, P CV健全性維持のためには [55℃/h (最大RPV冷却率)]
以上での冷却が必要となる場合がある。

解 説

下図の制限曲線に達したとき, 55℃/h以内の減圧を行っていると, 最終的に炉圧が0.34MPa以上で93℃に達し, 低圧ECCS配管の設計温度(本プラントではCS系の93℃)を超えてしまう。そのため, この曲線に達したらSRVを順次開いて急速に減圧することが必要である。



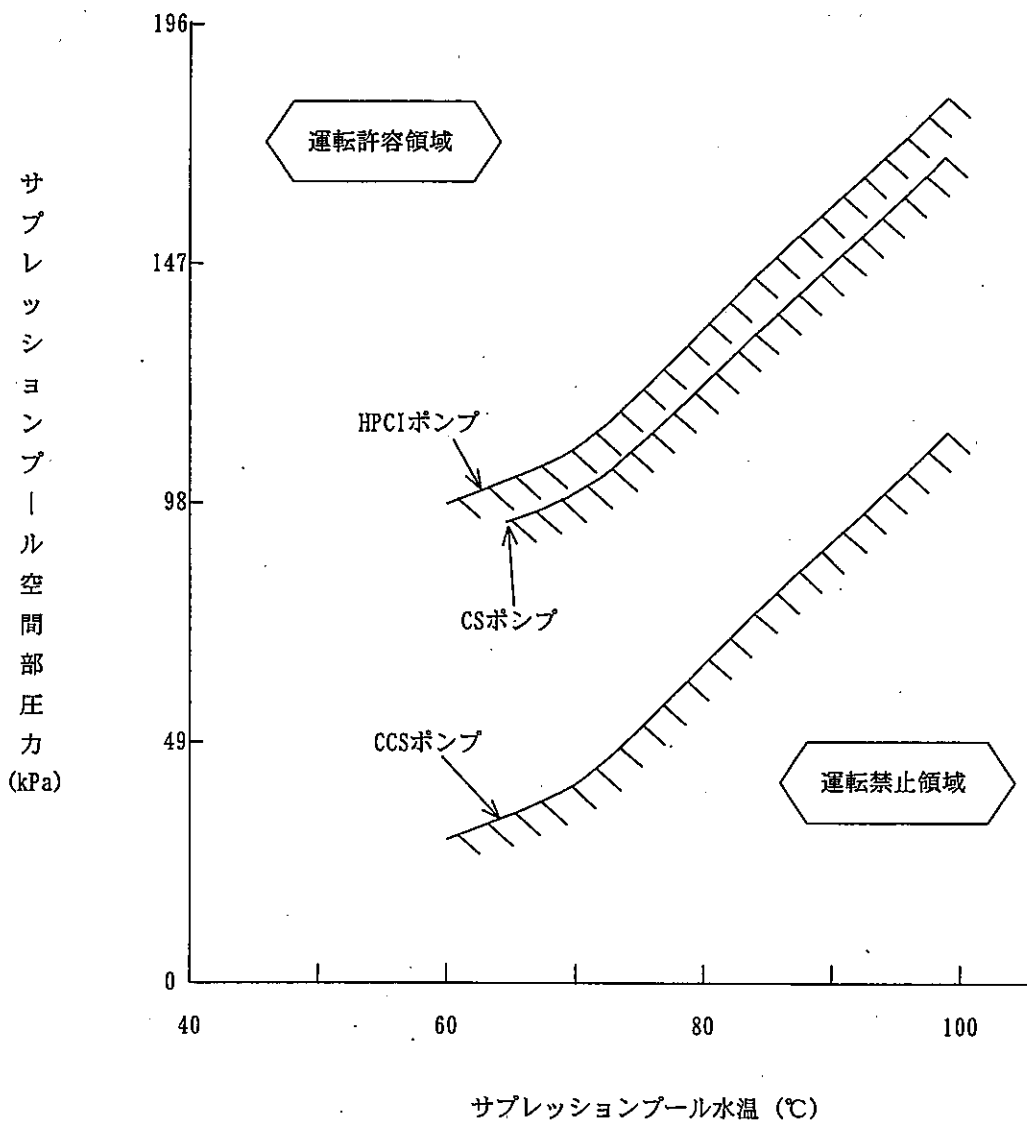
制限図 図C-2 S/P熱容量制限値

注 意 事 項 解 説 B-16

注意事項#16 S/P水温が上昇するような事象が発生しているときに、S/Pを吸込み側としてポンプを運転している場合には、ポンプキャビテーション防止のためS/P水温と圧力を監視し、NPSHについての要求に注意すること。

解 説

十分な炉心冷却の確認がなされた時点においては、ポンプキャビテーション防止を計るため、下図に示すキャビテーション防止曲線に従い、これよりNPSHについての要求に注意すること。



定格流量時キャビテーション防止曲線図

注 意 事 項 解 説 B-17

注意事項#17 このステップを実施するには、隔離インターロックの解除もありうる。

解 説

本ステップは原子炉を急速減圧し、炉心の健全性・格納容器の健全性を維持するための操作であり、代替減圧手段を追加使用したにもかかわらず減圧が促進できない場合は、隔離解除を行うことも必要である。

この場合、事故の状況を複数のパラメータにより判断し、隔離解除をして良いことを確認する。

注 意 事 項 解 説 B-18

注意事項#18 PCVスプレイを作動させる場合は、S/P～D/W間の差圧並びにR/B～PCV間の差圧を監視し、差圧が設計値(-13.7kPa)を超えないように、スプレイ流量の制限あるいはスプレイの発停を行うこと。

解 説

PCV内の状態によっては、PCVスプレイを作動させると、S/P～D/W間の差圧あるいはR/B～PCV間の差圧が設計値(-13.7kPa)を超えることがある。

そのため、PCVスプレイを作動させる場合は、S/P～D/W間の差圧並びにR/B～PCV間の差圧を監視し、差圧が設計値(-13.7kPa)を超えないようにスプレイ流量を絞ったり、あるいはスプレイを停止する等の操作が必要になる。

注意すべき状態の例を以下に示す。

- (1) D/W内が乾燥状態のとき ……特にS/P～D/W間の差圧 (例えば、LOCAを伴わない隔離事象の発生により、D/Wの温度が上昇し、それに伴い圧力も上昇し制限値に達した場合など)
- (2) S/P～D/W間のバキュームブレイカーの機能喪失のとき ……特にS/P～D/W間の差圧 (例えば、S/Pの水位上昇に伴うバキュームブレイカーの水没の場合など)
- (3) PCV内のN₂ガス量減少時 ……特にR/B～PCV間の差圧 (例えば、PCVのベント後にPCVスプレイの作動が可能になった場合など)
- (4) S/P水温が極めて低いとき ……特にR/B～PCV間の差圧

注 意 事 項 解 説 B-19

注意事項#19 PCVスプレイを作動させる場合は、S/P圧力を監視し13.7kPa以下となったら、負圧になる前にPCVスプレイを停止する。なお、CCSポンプによるPCVスプレイが作動できない場合には、代替PCVスプレイ(MUW, 消火系)を起動させること。

解 説

PCVの設計負圧は-13.7kPaであるが、S/P~R/B差圧が-1.741kPaにてS/P~R/B間真空破壊弁が開き始め、R/B内空気がPCV内に流入してしまう。これを防ぐためにS/P空間部圧力が負圧とならないようにスプレイの停止をすれば良いことになるが、操作上の余裕等も見込んでS/P圧力が13.7kPa以下に低下したら、監視を強化しながら負圧になる前にスプレイを停止させる。なお、PCVが負圧になる事象としてはPCVベント後のスプレイ等が想定される。また、代替スプレイの系統としてはMUW, 消火系を利用することが可能である。

注 意 事 項 解 説 B-20

注意事項#20 S/P水位が水位計下限値（-64 cm）を下回るような事態が生じた場合は、可能ならば ECCSを外部水源に切替えるか、代替注水等によりS/P水位を回復させること。
また、S/Pを水源として運転する場合は系統運転パラメータの監視を強化する。

解 説

S/P水位が、水位計下限を下回るような事象は通常は起こり得ない。例えば、S/PにつながるECCS系等の配管破断などが想定される。S/P水が流出してしまうと、ECCSの水源確保ができないこと及びS/Pの圧力抑制機能が喪失してしまうので、重大な事故に発展する可能性がある。このため、このような場合は早急に流出箇所を調査し、隔離すると共にS/Pに外部水源からECCS等により直接又は間接的に注水することが必要になる。

このような状況でECCSをS/P水源で運転するか否かについては、その状況によって異なり一概には言えないが、原則的には系統運転パラメータの監視を強化しながら運転継続することとなる。

注 意 事 項 解 説 B-21

注意事項#21 最長許容炉心露出時間を再度適用する場合には、5分以上の炉心冷却状態が維持されていることを確認する。

解 説

最長許容炉心露出時間を再適用するためには、炉心露出前に燃料被覆管のヒートアップがない状態が必要である。すなわち、炉心は冠水し核沸騰冷却状態となっていることが必要となる。燃料被覆管が露出し被覆管温度が限界値の1200℃となっている状態から、炉心冷却により被覆管温度が低下し、核沸騰状態となるのに約3分程度を要する。(下図参照)

従って、最長許容炉心露出時間の再適用にあたっては、3分に余裕を見て5分以上の炉心冷却状態が維持されていることを確認する必要がある。

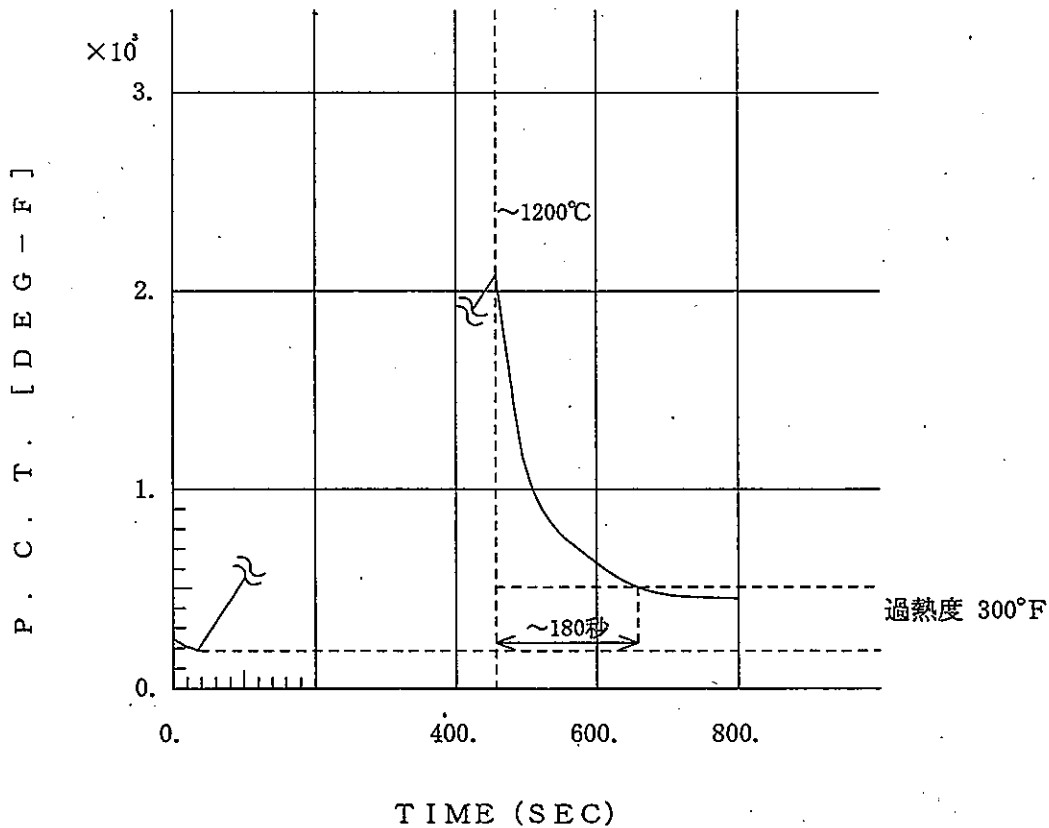


図1 再冠水後の被覆管温度の変化

注 意 事 項 解 説 B-22

注意事項#22 D/W圧力上昇の原因が窒素漏洩と分かっている場合は、D/W内温度が[66℃ (チャコールフィルタ機能保証)]以下であることを確認して、SGTSを使用しD/W圧力を下げる。

解 説

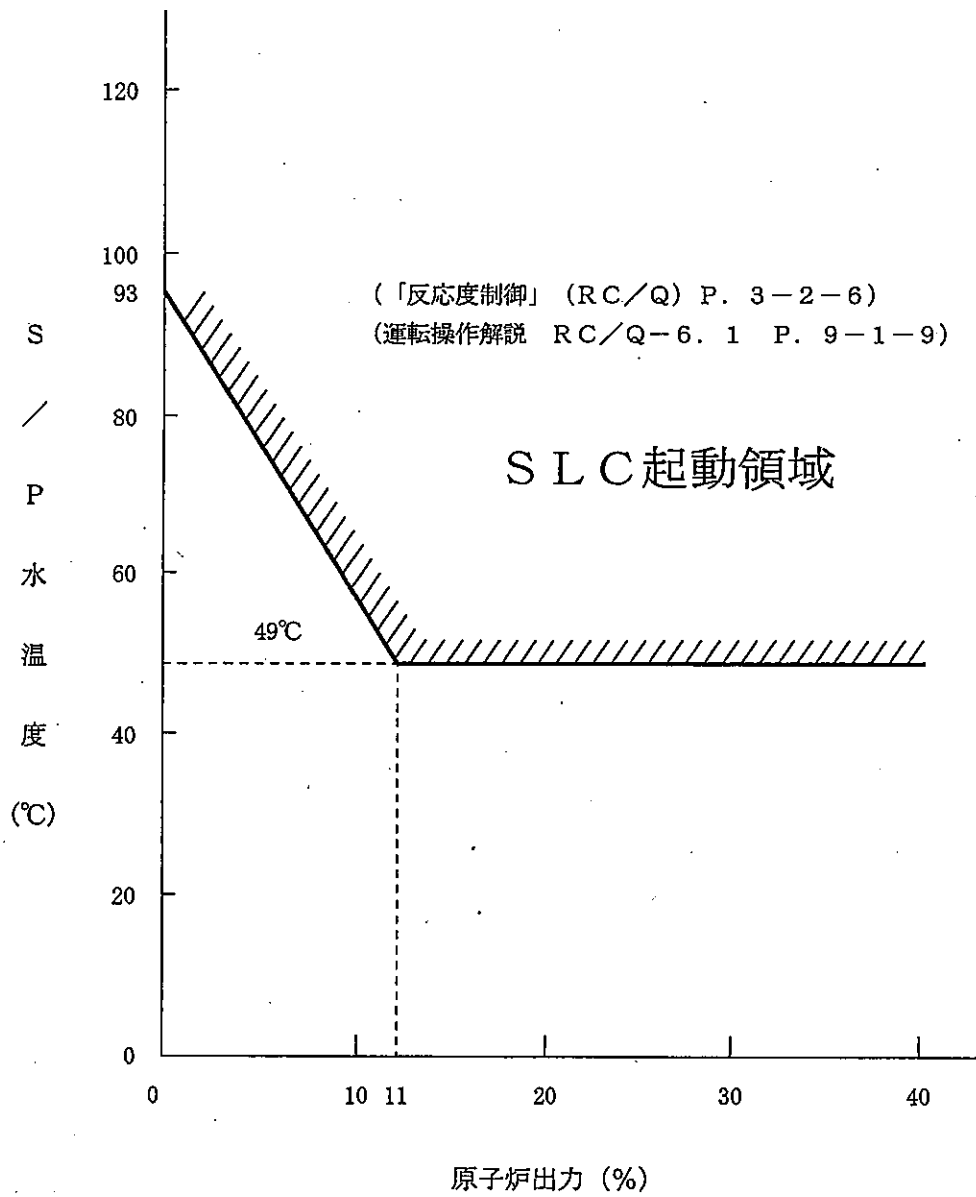
格納容器へ直接又は格納容器内の機器へ供給されている窒素がリークしたことにより、格納容器内圧が上がった場合、その窒素を排気しても格納容器への影響はないので排気し減圧してもよい。

このとき、SGTSの原子炉建屋内の吸込口を格納容器側に変え、バイパスラインの弁をオーバーライドスイッチを用いて開にする。

9-3 制限図一覧表

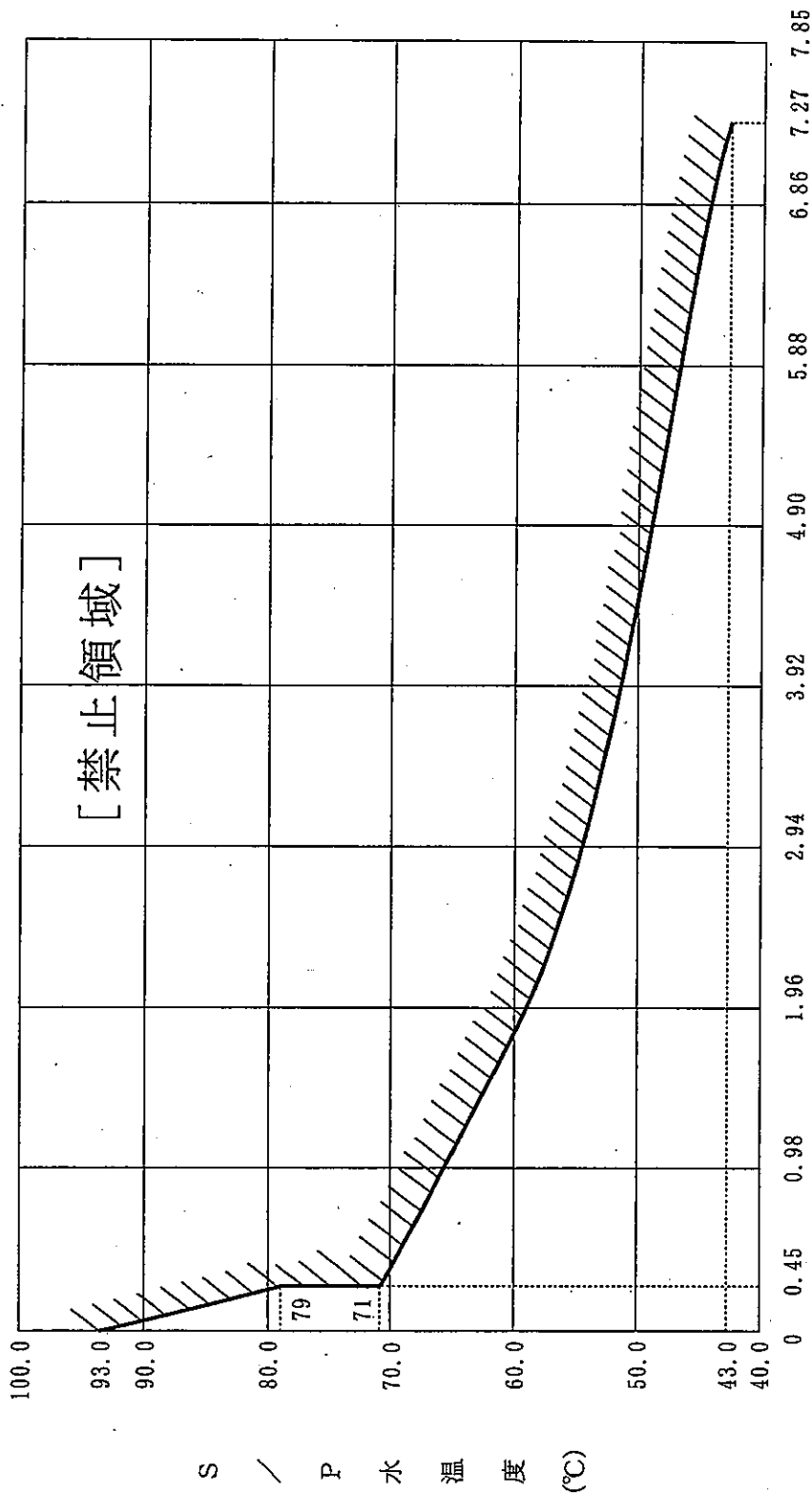
本節では、運転操作手順書の中に記載してある制限図を一括して示す。

- 図C-1 原子炉出力-S/P水温度相関曲線(BWR-3)
- 図C-2 S/P熱容量制限値
- 図C-3 D/W空間部温度制限値(RPV飽和温度)水位不明判断曲線
- 図C-4 原子炉停止後時間に対する最長許容炉心露出時間
- 図C-5 原子炉冷却材喪失時のCAMSガンマ線量率の経時変化(BWR-4許認可ベース)
- 図C-6 SOP導入条件判断図



図C-1 原子炉出力-S/P水温度相関曲線 (BWR-3)

(「減圧冷却」(CD) P. 3-4-7)
(「S/P温度制御」(SP/T) P. 4-3-5)
(運転操作解説 SP/T(W)-3 P. 9-1-25)
SP/T(A)-4
(注意事項#15 P. 9-2-23)



原子炉圧力 (MPa)

図 C-2 S/P 熱容量制限値

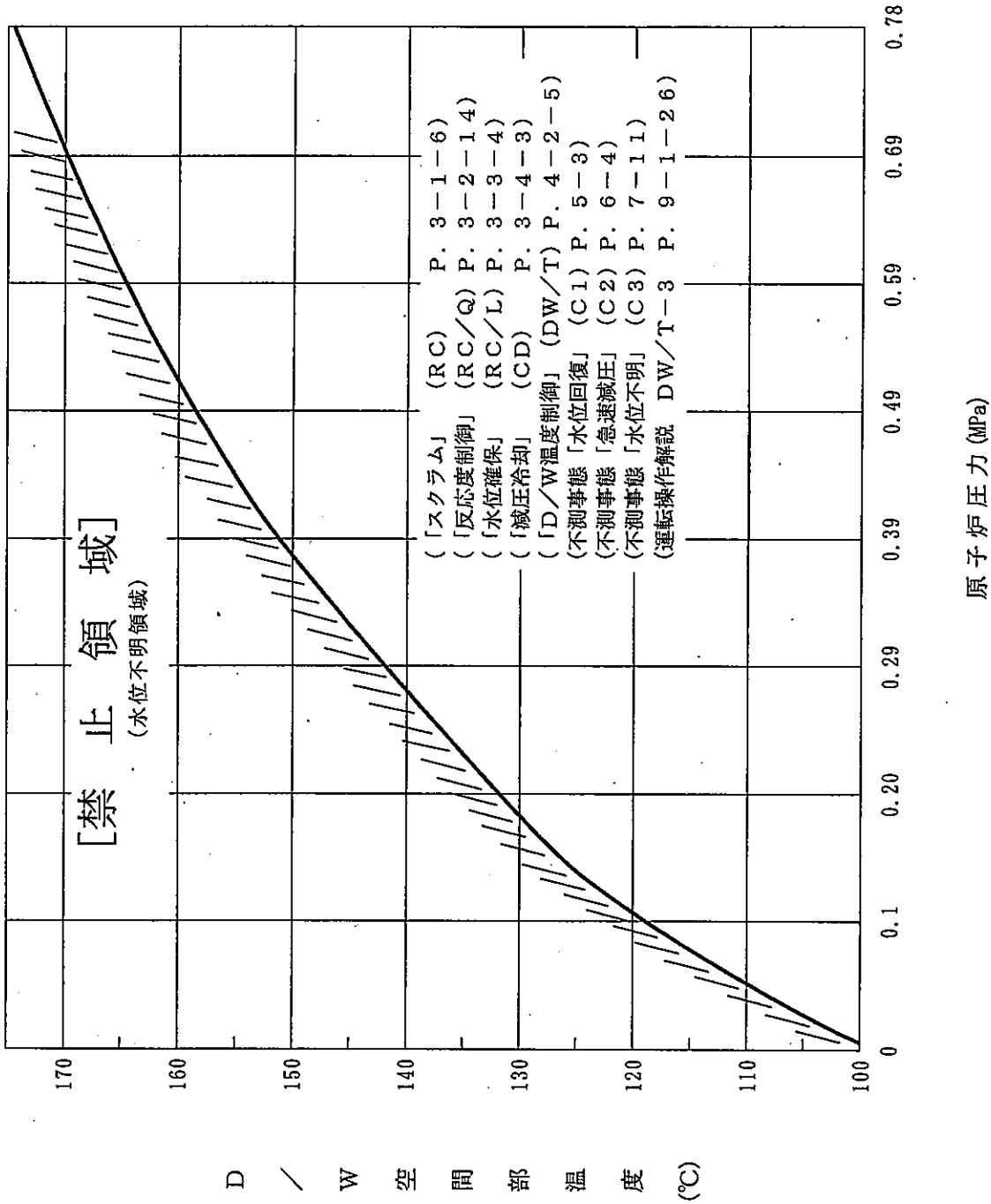
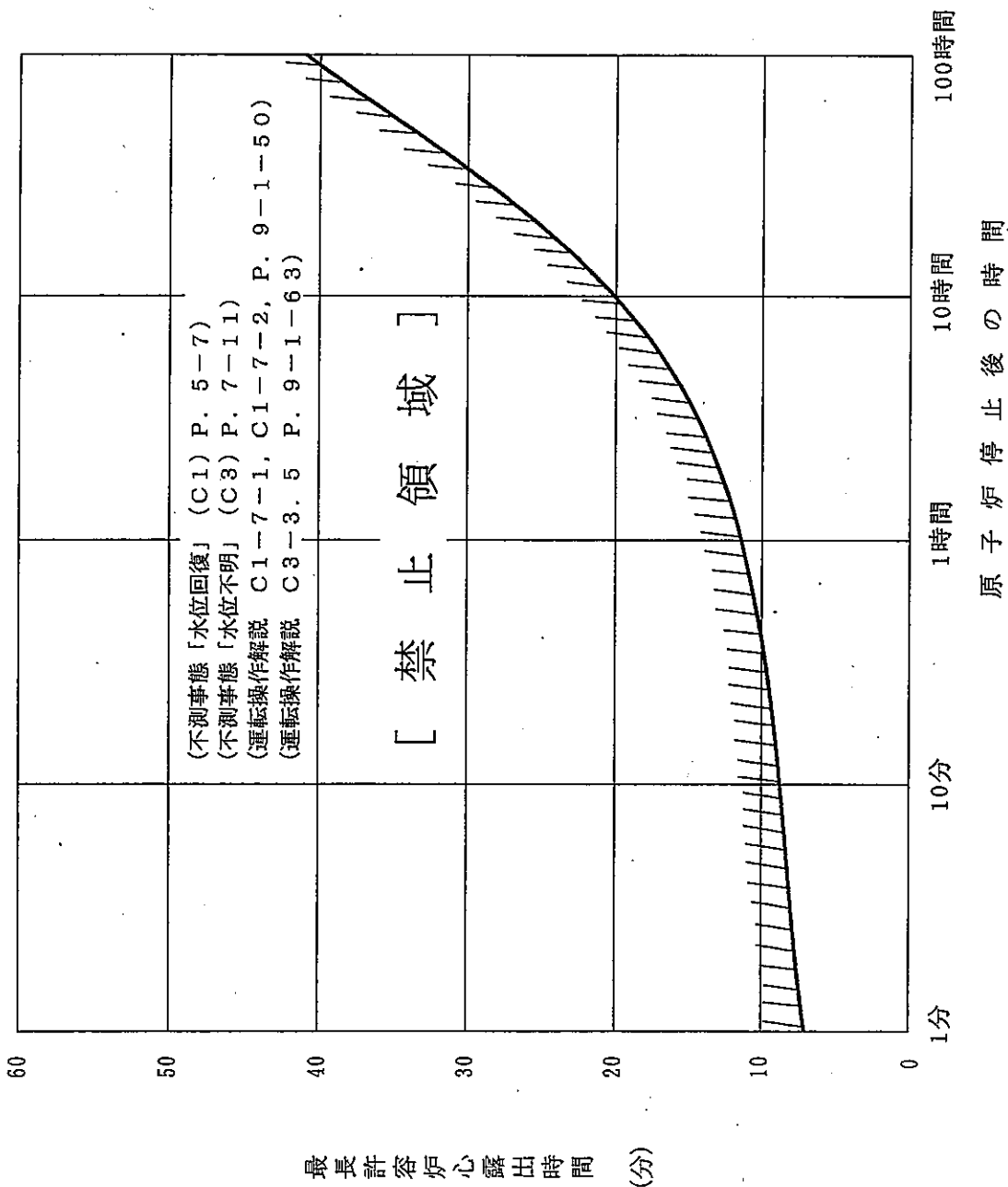
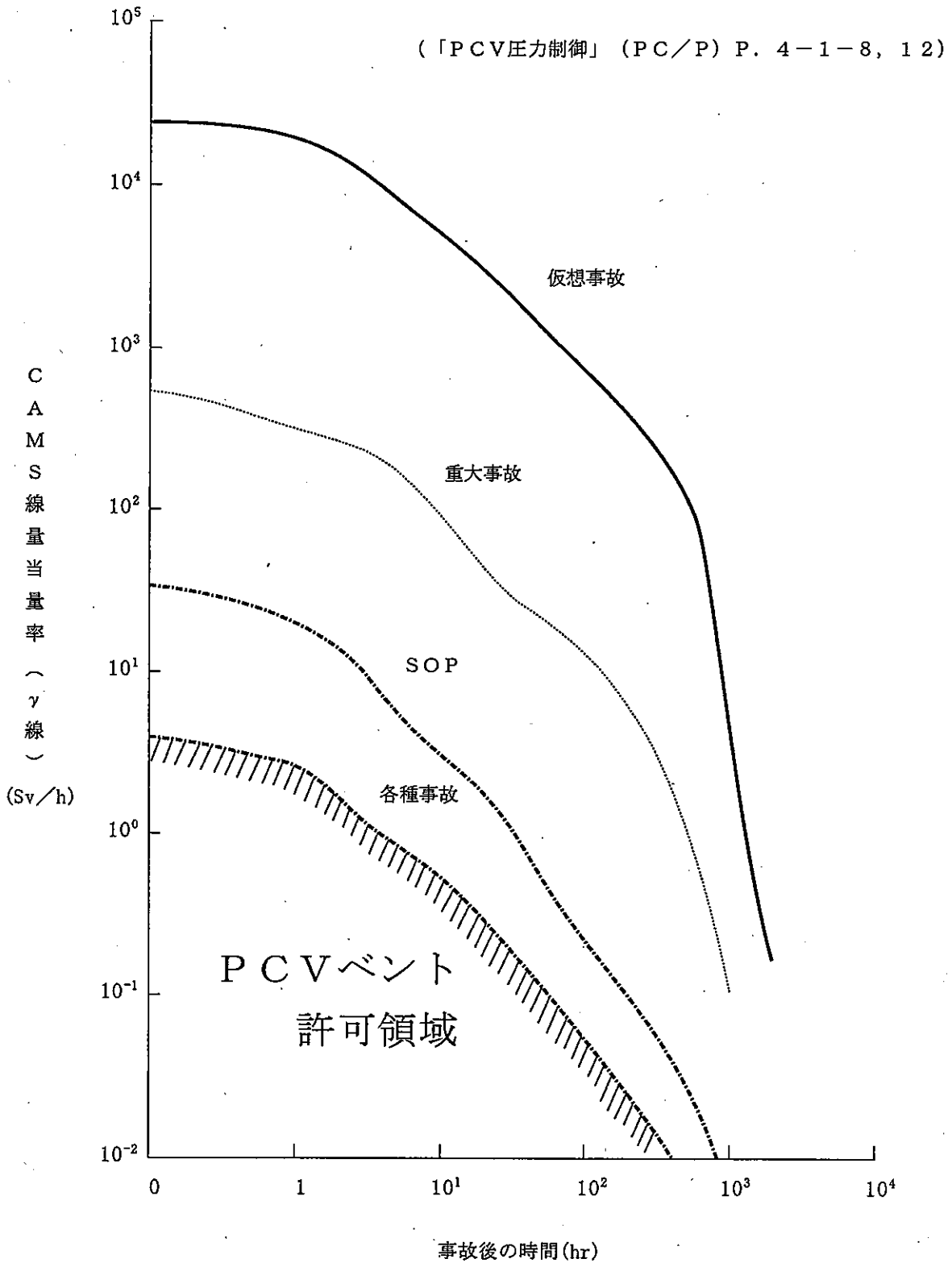


図 C-3 D/W空間部温度制限値 (R/PV飽和温度)水位不明判断断曲線

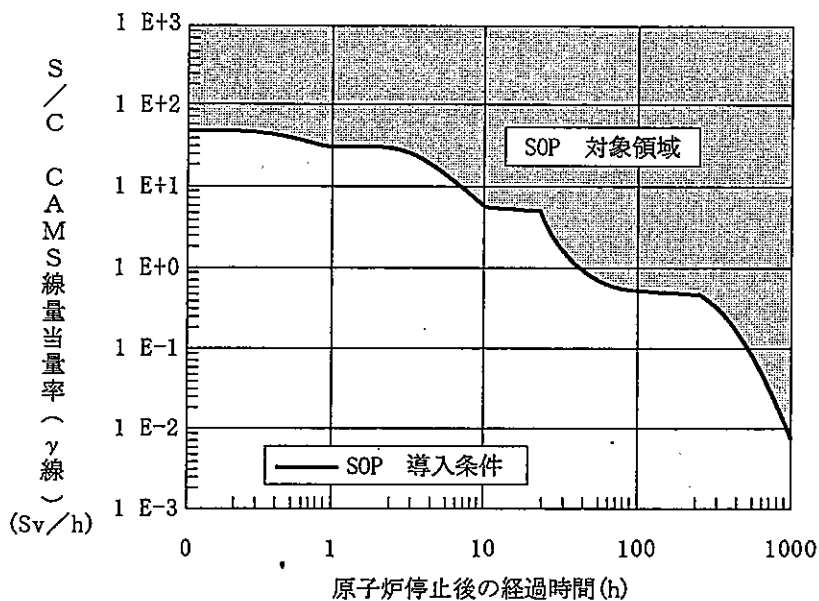


本図は次のように使うこと。
 例えばスクラム後10分で水位が有効燃料頂部以下となった場合には許容し得る炉心露出は9分までである。
 同様にスクラム後1時間では12分
 10時間では20分
 100時間では42分

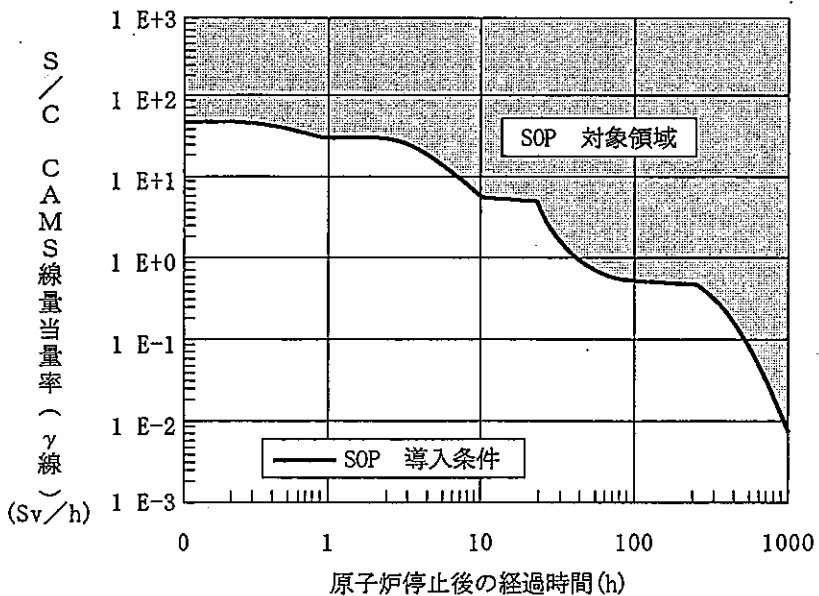
図C-4 原子炉停止後時間に対する最長許容炉心露出時間



図C-5 原子炉冷却材喪失時のCAMS線量当量率(γ線)の経時変化(BWR-4許認可ベース)



(1) ドライウエル領域の線量当量率 (γ線)



(2) サプレッションチェンバ領域の線量当量率 (γ線)

図C-6 SOP導入条件判断図 (BWR-3, Mark-1)

5

5