



HOKKAIDO UNIVERSITY

Title	福島第一原子力発電所 1 号機を中心とした事故の分析と教訓抽出に関する研究
Author(s)	小林, 正英
Degree Grantor	北海道大学
Degree Name	博士(工学)
Dissertation Number	甲第11908号
Issue Date	2015-03-25
DOI	https://doi.org/10.14943/doctoral.k11908
Doc URL	https://hdl.handle.net/2115/58751
Type	doctoral thesis
File Information	Masahide_Kobayashi.pdf



福島第一原子力発電所 1 号機を中心とした
事故の分析と教訓抽出に関する研究

Study on lesson and learns through the analysis of the accident
mainly on the Fukushima Daiichi nuclear power station unit 1

(学位論文)

平成 27 年 2 月

小林 正英

目 次

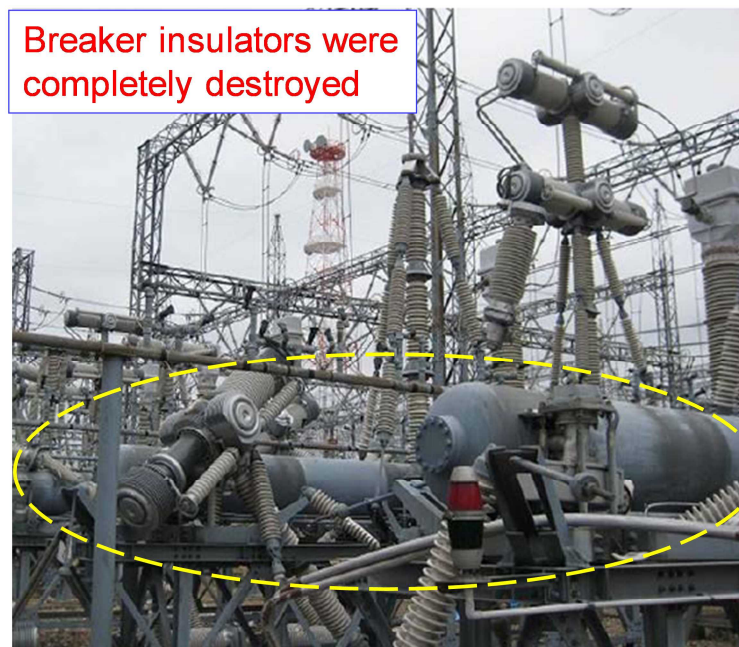
第 1 章 諸論	1
第 2 章 地震から津波来襲までの時系列評価	7
2.1 止める機能の分析	9
2.2 所内電源供給状況の分析	12
2.2.1 所内電源供給の時系列分析	12
2.2.2 主蒸気隔離弁（MSIV）全閉信号の発生についての考察	15
2.3 冷やす機能の分析	17
2.3.1 1F-1 の冷却状況の分析	18
2.3.2 1F-1 の IC 動作時冷却材温度変化の妥当性評価	20
2.3.3 1F-2 の冷却状況の分析	23
2.3.4 1F-3 の冷却状況の分析	25
2.4 閉じ込める機能の分析	28
2.5 まとめ	31
第 3 章 津波来襲後の事故解析と分析	35
3.1 実機データからの事故分析	36
3.3.1 実機データについて	36
3.1.2 IC の動作状況の分析	38
3.1.2 燃料の被覆管の破損開始時期の考察	39
3.1.3 原子炉圧力容器（RPV）破損時期の考察	39
3.1.4 非常時の非常用復水器（IC）の運転方法に関する考察	40

3.2	HUSAC コードによる 1F-1 の事故解析と事故分析	42
3.2.1	北海道大学過酷事故解析コード (HUSAC) について	42
3.2.2	崩壊熱の算出について	45
3.2.3	非常用復水器 (IC) の除熱解析について	46
3.2.4	原子炉圧力容器からの漏洩箇所に関する考察	47
3.2.5	HUSAC による事故解析も踏まえた事故分析	49
3.3	非常用復水器の作動継続解析による過酷事故回避の可能性検討	56
3.4	まとめ	58
第 4 章	結論	60
	謝辞	65
	参考文献	66
	略号集	75
別紙 1	HUSAC の基礎方程式	76
参考資料 1	1F-1 のプロセス計算機の打ち出し記録	92
参考資料 2	1F-2 のプロセス計算機の打ち出し記録	103
参考資料 3	1F-3 のプロセス計算機の打ち出し記録	120

第 1 章 諸論

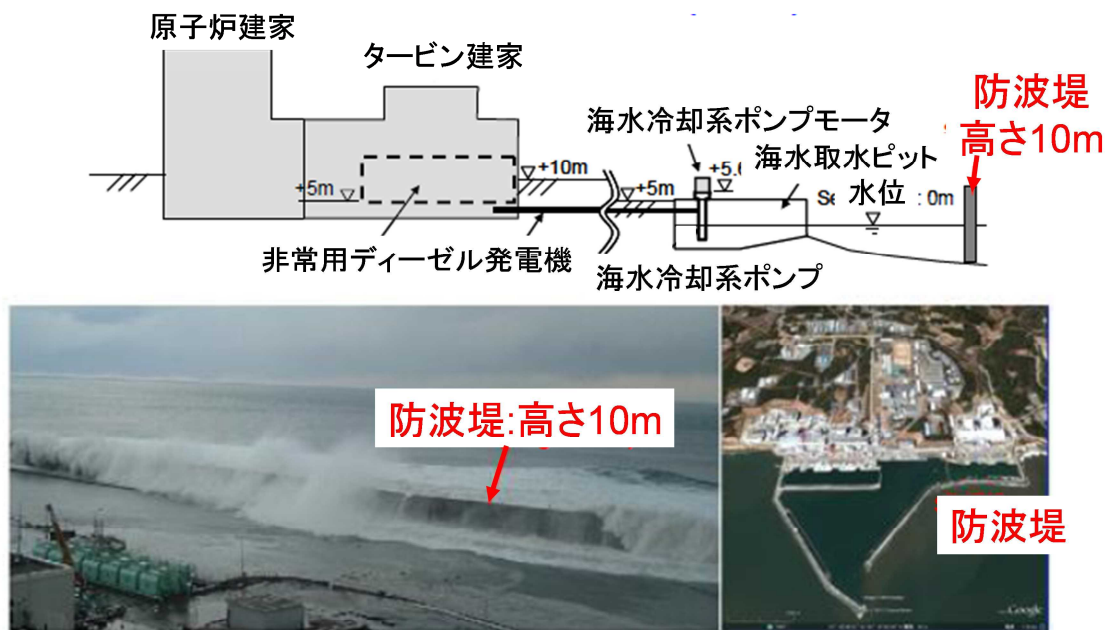
東北地方太平洋沖地震は、2011 年（平成 23 年）3 月 11 日 14 時 46 分 18 秒、日本の太平洋三陸沖を震源として発生したマグネチュード 9.0 の巨大地震である。この地震は、地震のみならず、北海道から千葉県に至る太平洋沿岸に大きな津波を発生させ、東日本を中心に甚大な被害をもたらした。東日本大震災と命名された。この沿岸に立地する火力発電所、原子力発電所の多くは何らかの影響を受け、運転停止した。なかでも、東京電力福島第一原子力発電所の 1 号機から 4 号機においては、Fig. 1-1～Fig.1-3 に示すように、①外部電源および非常用電源が全て失われたため、原子炉内への注水が止まると、②炉内の燃料の冷却が不能となり、燃料が高温となって水ジルコニウム反応による水素の発生、燃料の熔融、格納容器の過圧・過温破損によるリークが発生し、その結果として放射性物質が外部に放出され、周辺に甚大な影響を与える事態に至った。^{[1-1][1-2]}

商業用の原子力発電所で起こってはならない重大な事故であり、津波の被災に加えて強制退避が追い打ちを与える形で避難された方々、野菜や牛乳、漁業に与えた汚染と風評被害、さらには生き残った家畜の殺処分といった耐え難い状況が報道されるなか、原子力携わってきた著者も、事故の早期収束を願うところである。このためには、事故の詳細な事故調査・原因分析が行われ、今回と同様の事態に至らないための安全対策を緊急に講じる必要がある。



Damage at Switchyard at Fukushima Dai-ichi NPS

Fig. 1-1 Damaged ABB(Air Blast Breaker) at Fukushima Daiichi Unit 1.



Reference: The Tokyo Electric Power Co., Inc. Release
 [Online]. <http://www.tepco.co.jp/tepconews/pressroom/110311/index-j.html>

Fig.1-2 Tsunami got over the seawall at the Fukushima Dai-ichi NPS.

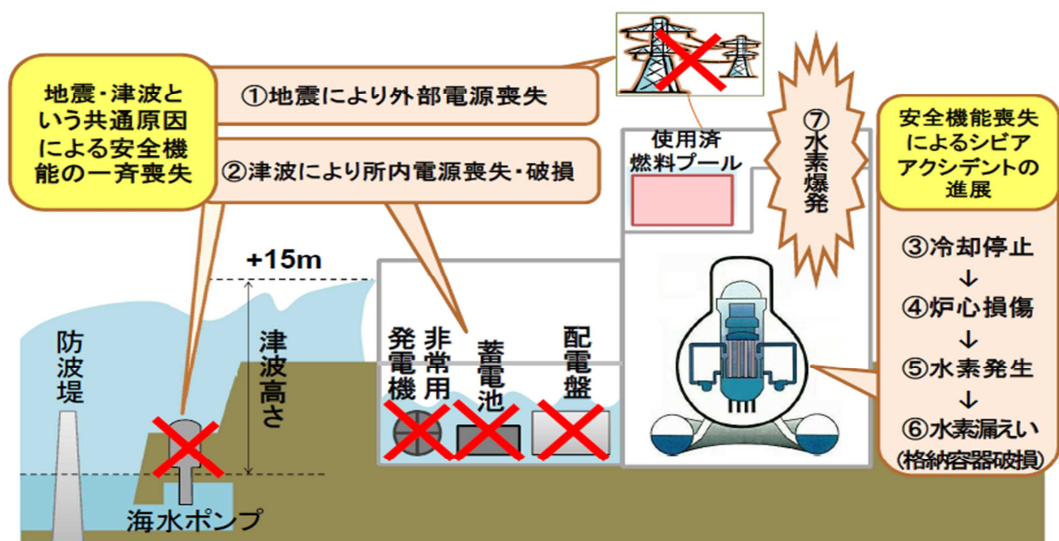


Fig.1-3 The cause of the severe accidents at Fukushima Daiichi NPS.

これまでに炉心損傷を伴う事故は、スリーマイルアイランド2号機とチェルノブイリ4号機の事故がある。この内、1979年3月28日に発生したスリーマイルアイランド2号機(TMI2)の事故については、米国原子力規制委員会(NRC)が事故の直後に原因究明のため事故調査委員会を発足させ、徹底した原因究明に乗り出した。一方、事故の社会的影響の大きさに鑑みて、カーター大統領は

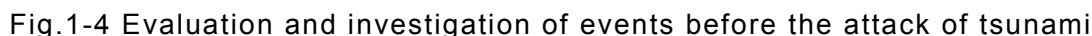
事故から2週間後の4月11日、ダートマス大学の学長ジョン・J・ケメニー氏を委員長とする大統領特別調査委員会を発足させた。これは、州知事、各界の学識経験者及び住民代表を含む12人で構成され、技術的な原因以外に背後要因も含めて徹底的な調査をおこなった。この委員会は半年間に150人以上から公式証言や個人面談を行い、積上げると100メートルにも達する多数の資料を収集したといわれている。この委員会は調査結果と改善策を大統領に提出した。この報告書では「多年にわたる原子力発電所の運転経験を経て、原子力発電所は全く安全であるという考え方が固定観念(Mindset)としてでき上がっていて、これがいろいろな面で適切な措置をとることを妨げた」と述べている。^[1-1] 我が国でもスリーマイルアイランド2号機(TMI2)の事故の対応として、原子力安全委員会が直ちに国内の原子力発電所の総合的な再点検を実施し、運転中の大飯発電所については、このような事故の起きる心配のないことを確認できるまで運転を中止することを勧告した。また、同委員会は特別調査委員会を設けてこの教訓を様々な角度から検討し、これをもとに「設計に係わる事項」と「運転管理に係わる事項」にわけて、その後の安全確保対策に反映させるべき事項を決定した。^{[1-3], [1-4]}

この最も重要な教訓も福島第一発電所では生かされていなかった。すなわち、米国での配置設計を基本としていたため、非常用ディーゼル発電機がタービン建屋地下1階に設置され、津波に対して無防備となっていた。また、シビアアクシデントに対する対応措置も検討はされたが、結果として念のために備えておくものの位置づけられてしまい運転訓練も十分ではなかった。まさに、良好な運転実績と強固な深層防護による設計に信頼を置き原子力プラントは安全であるという固定観念による油断があったと推定される。この点を世界の著名な原子力安全規制の専門家16名による声明文「ネバーアゲイン」^[1-5]では、「史上希に見る巨大地震プラス歴史的な大津波が全電源を喪失させた。低確率の事象があり得ない形で同時発生したが、福島サイトではその危機感が無かった」と指摘し、当初の安全基準を満たしているだけで満足するのではなく、常に最新の知見と緊張感を持って安全確保の努力を継続・強化していかなければならないと訴えている。すなわち、固定観念による油断を厳しく戒めている。

これらに鑑みて、本研究は、福島第一原子力発電所事故について、どのような事象が発生していたのか、その原因は何なのかを詳細に分析し、この分析結果から、今後同様な事故を避けるための教訓を抽出する事とした。本事故は津波の発生前後で大きく様相を変えるので、分析は地震発生から津波来襲前の段階と津波来襲後の段階の2段階に分けて検討した。

福島原子力発電所事故では分析に使用できるデータの記録が、プロセス計算機や過渡現象記録装置といった計算機の記録、中央制御室の記録計のチャート、津波来襲後の全電源喪失以降は運転員が熱電対の起電力をデジボルで測定した温度記録、重要パラメーターの計測回路に仮設のバッテリーをつないで読み取った記録、運転操作記録など様々なものがある。これまで実施された様々な事故調査委員会等の検討でもこれらのデータを使用しているが、これらのデータについての分析結果はそれぞれのチャート等に記載されているものが殆どであった。このため、全体として事象がどのように進展したのかは、頭のなかで再構成する必要があるがわかりにくいものであった。

- 津波来襲前は**安全機能**の健全性を分析評価
 - 止める・冷やす・閉じ込める機能を確認
- 地震～津波までは電源は非常用DGで確保 ⇒ 分析評価用のデータは十分あり
 - プロコン打ち出しデータ、過渡現象記録装置データ、記録計チャート、運転記録等
 - 上記データの時系列評価により分析



また、Fig.1-5 に示すように、津波来襲後の段階では、記録データが非常に少ないため、1号機のみであるが解析を実施し、解析結果と記録データから事象を分析した。

- 津波来襲後は全電源喪失 ⇒ 分析評価に活用できるデータが少ない
 - 1F-1に関して実機データで評価 ⇒ 解析で補完し炉心損傷後の事象を分析評価
- 事故解析コードは当研究室で開発したHUSACコードを改良
 - 東京電力や旧原子力安全機構の解析結果と比較して、事故分析した

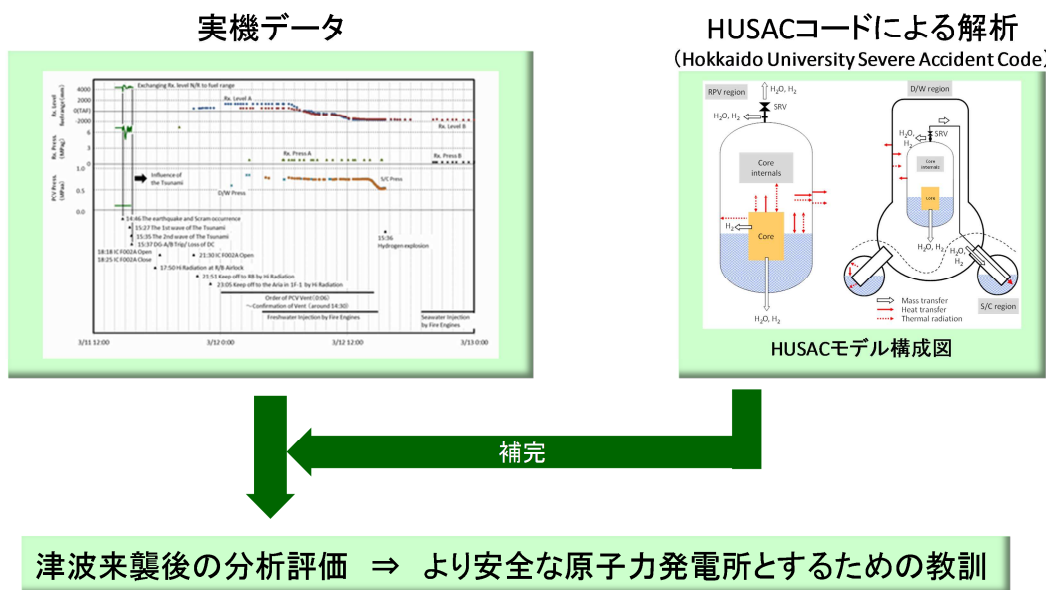


Fig.1-5 Evaluation and investigation of events after the attack of tsunami

本事故の原因については、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（以下、政府事故調）^[1-6]、福島原発事故独立検証委員会（以下、民間事故調）^[1-7]、東京電力 福島原子力事故調査報告書（以下、東電最終報告）^[1-8]、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（以下、国会事故調）^[1-9]などで、どのような事象が発生したか、東京電力・規制当局の事故対応や体制は十分であったか等様々な観点から論じられている。しかしながら、国会事故調で津波来襲前に小規模の LOCA の可能性は否定できないとされているなど他の事故調とは異なる検討結果になるなど明確ではない点もあったので、原子力規制委員会の東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会で検討が続けられている状況である。本研究の中ではこれらの各事故調の検討結果も参考として解析を実施することとした。

以上の背景のもとで、本研究では福島第一原子力発電所（以下、1Fと略記）の事故の分析評価を通じて、今後再稼働する我が国と運転中の全世界の原子力発電所をより安全な原子力発電所とするための教訓を得ることを目的とし、津波の来襲前と来襲後の2つに大別し、Fig.1-6に示すとおり、研究目的を以下の2項目とした。

目的1 地震～津波来襲：全体的事象進展を解明するとともに、安全向上のための教訓を得ること。

目的2 津波来襲後：全電源喪失により実機データが少ないことから、1F-1のみではあるが、解析により事象進展を補完し、事象進展を解明すること。また、そこから教訓を得ること。

背景

- 福島第一原子力発電所（以下1F）事故に関しては、政府事故調報告書、国会事故調報告書、原子力安全保安院（NISA）報告書、東電報告書等様々な分析評価結果がある。
 - 各報告書間で相違があり、例えば 国会事故調のみ津波来襲前に一次冷却材漏洩の可能性は否定出来ない等の可能性についての検討が必要。
 - 各報告書とも一次冷却材の漏洩（LOCA）はあるかないか等の詳細な議論となっており、事象進展がわかりづらい。
- ➔ 全体の事象進展を見通すこと、そこから教訓を得ることが必要

目的 1F事故の分析評価 ⇒ より安全な原子力発電所とするための教訓

目的1 地震～津波来襲：全体的事象進展を解明するとともに、安全向上のための教訓を得ること。

目的2 津波来襲後：全電源喪失により実機データが少ないことから、1F-1のみではあるが、解析により事象進展を補完し、事象進展を解明すること。また、そこから教訓を得ること。

Fig.1-6 Objectives of this study based on the situation of discrepancies of various accidents investigation reports.

第 2 章 地震から津波来襲までの時系列評価

本章では先ず、地震発生から津波来襲までの間、深層防護の第 2 レベルの「止める」機能、第 3 のレベルである「冷やす」、「閉じ込める」機能が有効であったかどうかを分析・評価した。^{[2-1], [2-2]}

本分析・評価には東京電力のホームページで公開されているデータ^[2-3]のうち、以下に示すものを組み合わせて使用した。

- ① プロセス計算機の打ち出し記録^[2-4]：通常、機器の起動・停止信号等は 1 分単位の印字時間と共に出力される。スクラム信号等の重要信号については、トリップシーケンスと呼ばれる機能により 10msec の時間分解能で発生時刻を記録させ打ち出す。本分析ではトリップシーケンスデータを基本的に使用し、補助的に通常打ち出し記録を使用した。参考資料 1 に 1F-1 の、参考資料 2 に 1F-2 の、参考資料 3 に 1F-3 のプロセス計算機の打ち出し記録を、本論文で利用したデータに下線を付して示す。
- ② 過渡現象記録装置の出力^[2-5]：スクラム等のトリガーの前後のパラメーターを記録しグラフとして出力する。本分析では主にこのデータを使用した。
- ③ 記録計のチャート^[2-6]：制御盤の記録計の出力であるが、1 時間が 2cm 程度で時間分解能は低い、過渡現象記録装置の記録がない時間等に補助的に活用した。なお、原子炉隔離時冷却系（RCIC）流量等スクラム等発生時には記録用紙の送り速度が 10 倍になるものがあり、時間分解能が過渡現象記録装置のグラフ並のものもあり、活用ができた例もある。
- ④ 運転員操作記録^[2-7]

各プラントのプロセス計算機及び過渡現象記録装置データの採取状況を Table 2-1 に示す。

なお、時系列評価の際には、①～③の記録は、それぞれの装置で時計を持っているため、時刻合わせをした上で評価する必要がある。装置間で共通の接点信号がある場合には、その変化時の時間により時刻合わせを実施した。共通信号がない場合には、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）開閉時やスクラム時等に各パラメーター間で共通且つ特徴的に現れる変化等により時刻合わせを実施した。

本時系列評価では、福島第一原子力発電所 1 号機（以下 1F-1）と同 3 号機（以下 1F-3）ではプロセス計算機の時刻を基準として分析・評価を行った。同 2 号機（以下 1F-2）では、プロセス計算機のトリップシーケンス記録がなかったため、過渡現象記録装置の時刻を基準として分析・評価を行った。なお、過渡現象記録装置及び記録計のチャートの記録は、公開されたデータより時間及び数値を読み込み、評価に必要な信号を 1 枚のグラフに編集した上で分析評価に使用した。

Table 2-1 Data stored on the process computer and transient computer during the period from the earthquake to the tsunami

プラント	プロセス計算機		過渡現象 記録装置
	通常の印字記録	トリップシーケンス	
1F-1	～2011/3/11 14:57	2011/3/11 14:46:46 400ms～ 14:58:07 610ms 上記以降の時間は、タイ パーの紙詰まりにより記 録がない。	①2011/3/11 14:42:03 ～15:17:02
1F-2	～2011/3/11 15:48	—	①2011/3/11 14:41:56 ～15:16:55 ②2011/3/11 15:12:06 ～15:47:05
1F-3	2011/3/11 00:15～ 18:16	2011/3/11 14:47:00 750ms～ 15:43:45 450ms	・2011/3/11 14:41:40 ～16:04:35 途中でデータの欠測あ り。詳細は提出データ範 囲説明書参照。

2.1 止める機能の分析

深層防護の第2のレベルでは、異常を早期に検知して、自動的に原子炉を止めることにより、異常の拡大を防止し、事故への発展を防止することとしている。BWRの場合、原子炉安全保護系（RPS）により異常を検知し、制御棒を自動的に挿入する。地震発生から津波来襲までの間の、この機能の健全性について分析・評価する。

Fig.2-1 に 1F-1 の、Fig. 2-2 に 1F-3 のトリップシーケンスデータ^[2-8]^[2-9]から、スクラム発生前後の原子炉安全保護系（RPS）の信号の推移をグラフにして示す。BWRの原子炉安全保護系は異常検出信号回路を4系統（通常は信号A～Dと称する。）持っていて、各異常検出信号とも信号A、CのOR信号（スクラムA信号）と信号B、DのOR信号（スクラムB信号）のAND信号でスクラム（全制御棒の挿入動作）が発生するロジック構成（1 out of 2 twice）となっている。

Fig.2-1 及び Fig.2-2 から、両プラントとも地震加速度大信号を検出してスクラム信号が発生したことがわかる。1F-1 は 14 時 46 分 58 秒 430ms に、1F-3 は 14 時 47 分 4 秒 250ms にスクラムを開始している。

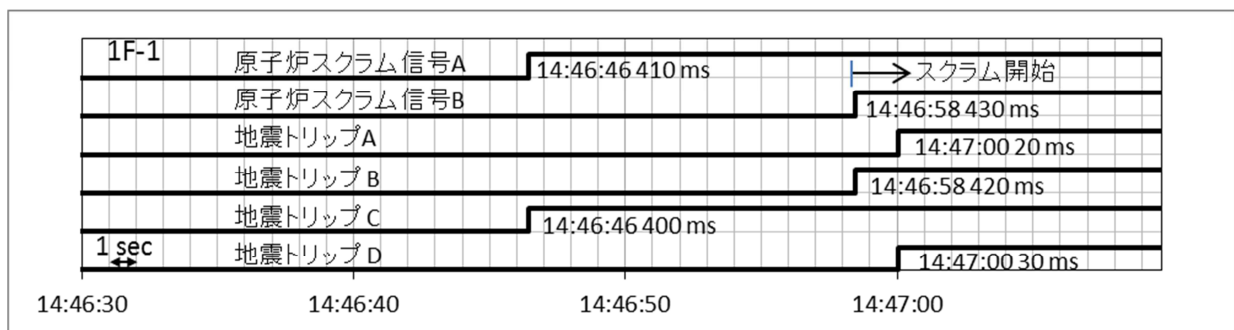


Fig. 2-1 Reactor protection system signals before and after the scram at 1F-1

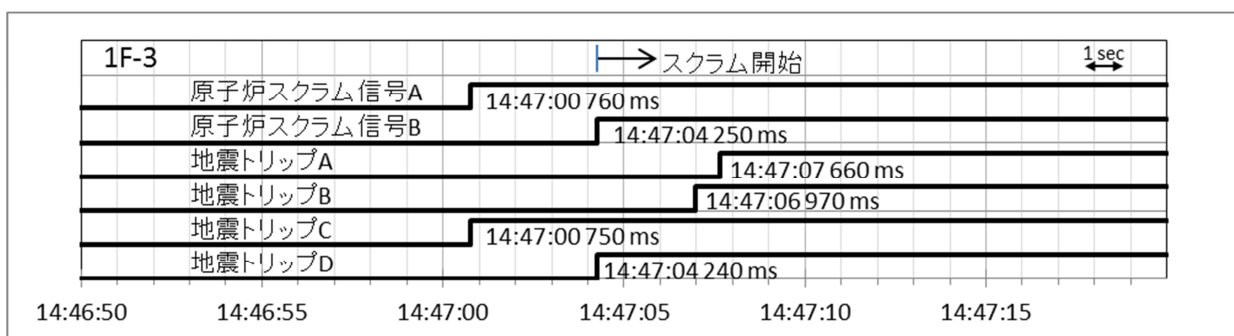


Fig. 2-2 Reactor protection system signals before and after the scram at 1F-3

また、プロセス計算機の印字記録に、1F-1 が「14 時 47 分 全制御棒全挿入」^[2-10]、1F-3 も「14 時 47 分 全制御棒全挿入」^[2-11]が確認できる。「全制御棒全挿入」信号は、制御棒が全挿入位置以上に挿入されたことを示す信号が全制御棒について成立した時に出る信号である。このことから、スクラム信号の発生

後、スクラム動作が正常に機能し、全制御棒が全挿入されたことが確認できる。

Fig.2-3 に 1F-1 の、Fig.2-4 に 1F-3 のスクラム信号と中性子束（APRM）の推移^[2-12]^[2-13]を示す。各プラントともスクラム信号発生後、中性子束は急減し 0% となっており、原子炉の自動停止に成功していることがわかる。



Fig. 2-3 Scram signal, APRM (Neutron Flux) (1F-1)

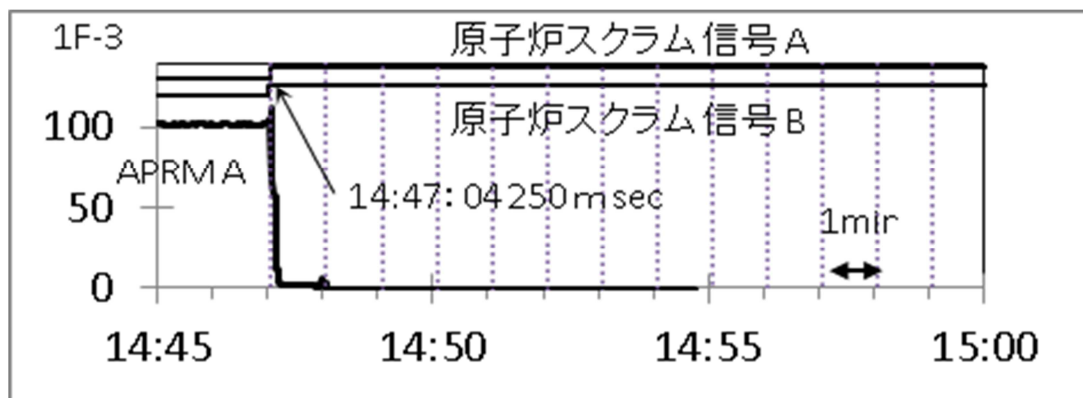


Fig. 2-4 Scram signal, APRM (Neutron Flux) (1F-3)

1F-2 に関しては、トリップシーケンスデータは採取されていないが、プロセス計算機の印字記録に「14 時 47 分 地震トリップ」、「14 時 47 分 全制御棒全挿入」^[2-14]と打ち出されており、地震加速度大によりスクラム信号が発生し、その後のスクラム動作により全制御棒が全挿入していることが確認できる。

Fig.2-5 に 1F-2 の中性子束（APRM）の推移^[2-15]を示す。1F-1 及び 1F-3 と同様に急減して 0% となっており、原子炉の自動停止に成功していることがわかる。なお、公表データにはスクラム信号が含まれていないが、APRM が急減し始める時間をスクラム信号発生時間とすると 14 時 47 分 36 秒である。なお、APRM にパルス状の変化が見られるが、全制御棒全挿入が確認されており未臨

界状態は維持されておりこのような中性子束上昇はありえないこと、パルス状の変化が非常用母線に非常用ディーゼル発電機（EDG）が給電を開始するタイミングと一致していることよりこの影響により何らかのノイズを拾っているものと推定している。1F-3 でもパルスの高さは小さいが同様の現象が見られる。

以上の分析から、1F-1,1F-2,1F-3 とも、自動的に原子炉を止める機能は健全であったと判断できる。

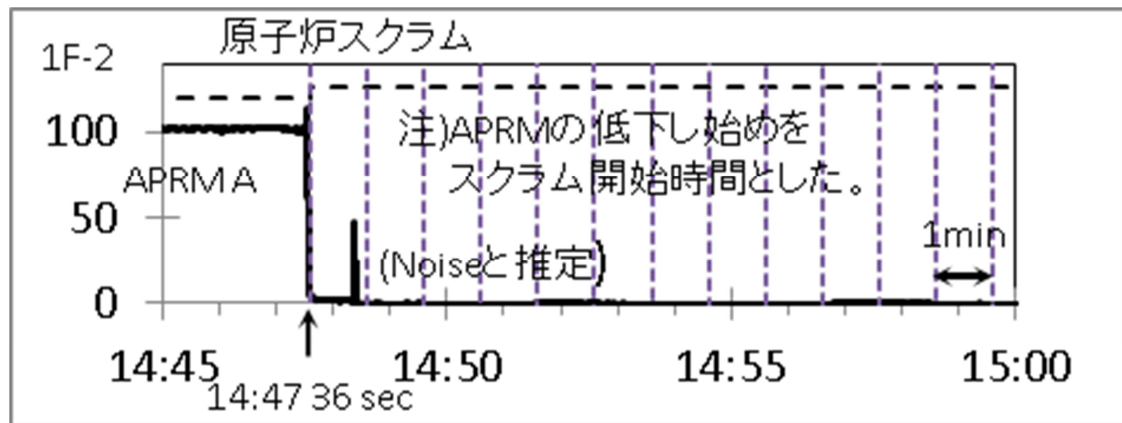


Fig. 2-5 Scram signal, APRM (Neutron Flux) (1F-2)

2.2 所内電源供給状況の分析

炉心を冷却する系統機器等に必要な電源の状況について分析・評価した。

2.2.1 所内電源供給の時系列分析

Fig.2-6～Fig.2-8 に各プラントの所内電源の構成図を示す。

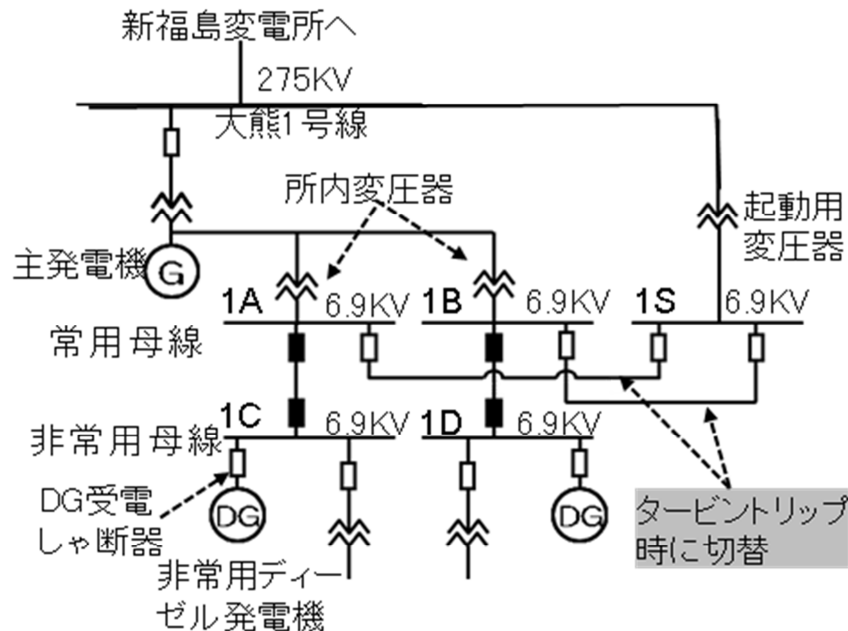


Fig. 2-6 The block diagram of 1F-1 power supply system

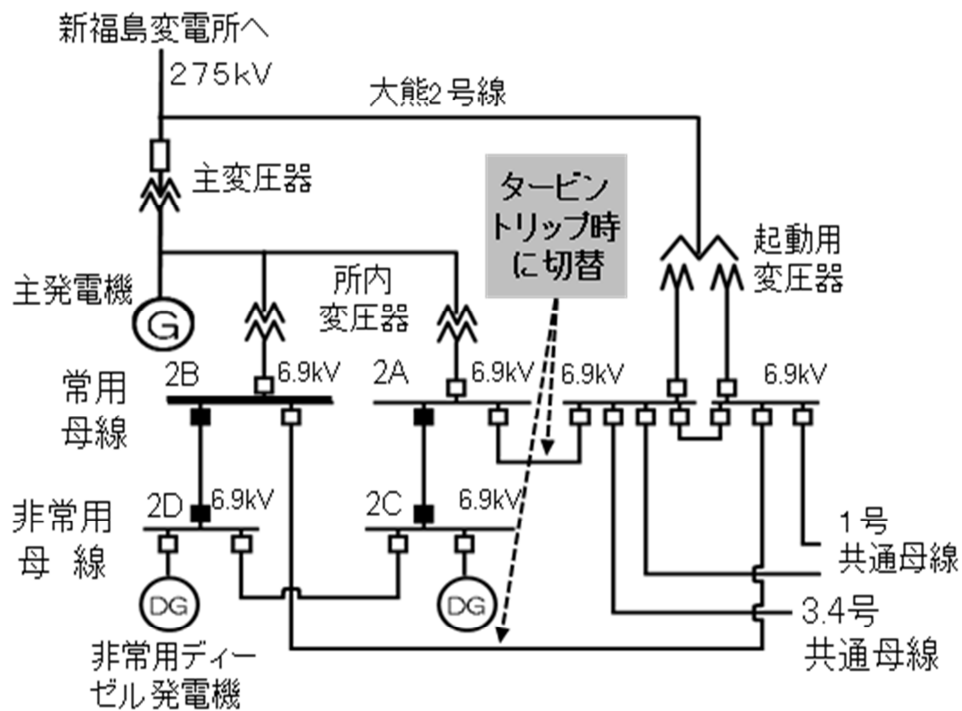


Fig. 2-7 The block diagram of 1F-2 power supply system

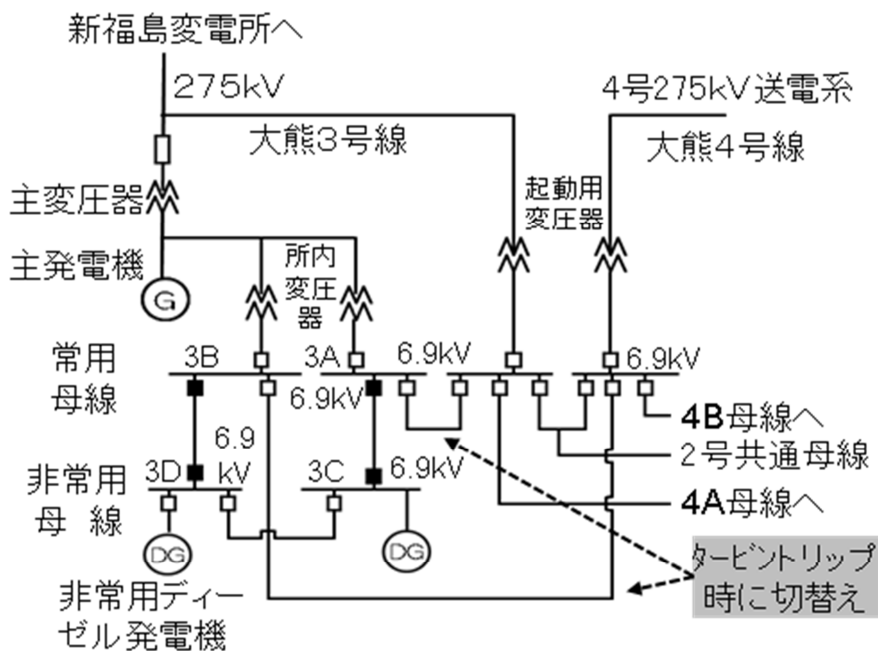


Fig. 2-8 The block diagram of 1F-3 power supply system

BWR では定格運転中は常用母線及び非常用母線の電源は自らの発電機から供給しているが、地震等によりスクラムした場合は自らの発電機の出力も減少するため、電源を確保するためタービントリップをトリガーとして起動変圧器側へ自動的に切替が行われる。この自動切替が失敗したり、起動変圧器に電源を供給している外部電源が喪失したりして非常用母線が電圧低下すると、非常用ディーゼル発電機（EDG）が自動起動し非常用母線に給電する。

所内の電源の切り替え状況はプロセス計算機のトリップシーケンスに打ち出される。Fig.2-9 に 1F-1、Fig.2-10 に 1F-3 の所内電源切替状況^[2-16]^[2-17]を示す。なお、1F-2 ではトリップシーケンスの記録がないが、過渡現象記録装置の記録に切り替え状況がわかる信号が入っているので、Fig.2-11 に 1F-2 の所内電源切替状況^[2-18]を示す。

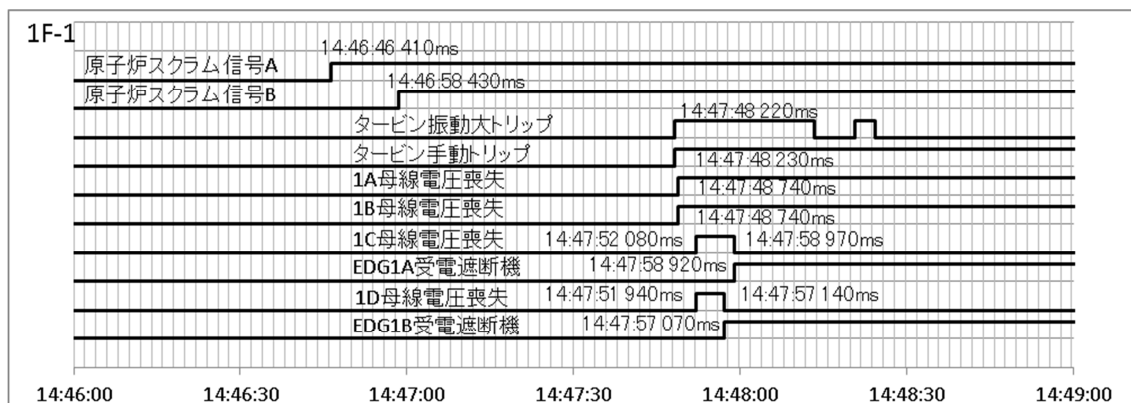


Fig. 2-9 Power supply change just after the reactor scram (1F-1)

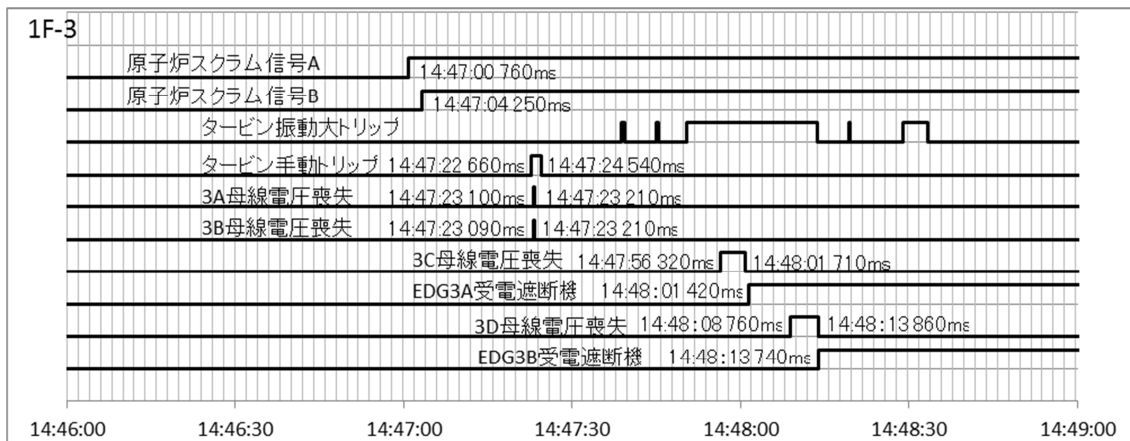


Fig. 2-10 Power supply change just after the reactor scram (1F-3)

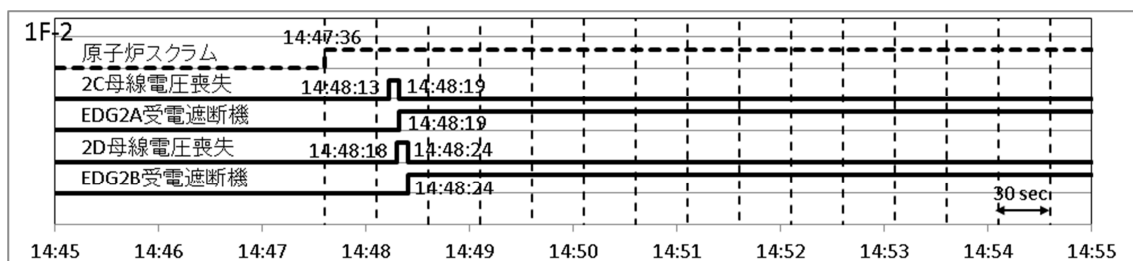


Fig. 2-11 Power supply change just after the reactor scram (1F-2)

1F-1 では、Fig.2-9 に示すように、「タービン軸振動大」トリップ信号が 14 時 47 分 48 秒 220ms に記録されている。これにより、所内母線切替が動作したが、起動変圧器側の外部電源が喪失していたため非常用母線 1C は 14 時 47 分 52 秒 80ms に、非常用母線 1D は 14 時 47 分 51 秒 940ms に電源喪失となっている。

このため、EDG が自動起動し、非常用母線 1C は電源喪失から 6.17 秒後の 14 時 47 分 58 秒 970ms に、非常用母線 1D は電源喪失から 5.20 秒後の 14 時 47 分 57 秒 140ms に EDG から電源の供給が開始されている。

1F-3 では、Fig.2-10 に示すように、「タービン手動」トリップ信号が 14 時 47 分 22 秒 660ms に記録されている。これにより、所内電源切替が動作し、14 時 47 分 23 秒 210ms に起動変圧器への切替が成功した。

その後、外部電源が喪失したため、14 時 47 分 56 秒 320ms に非常用母線 3C が、14 時 48 分 08 秒 760ms に非常用母線 3D が電源喪失している。

このため、EDG が自動起動し、非常用母線 3C は電源喪失から 5.4 秒後の 14 時 48 分 01 秒 710ms に、非常用母線 3D については電源喪失から 5.1 秒後の 14 時 48 分 13 秒 860ms に非常用ディーゼル発電機(EDG)から給電が開始された。

1F-2 では、プロセス計算機印字記録に 14 時 47 分にタービントリップ時に動作する「マスタートリップソレノイド動作」^[2-19]が記録されており、タービントリップが発生したことがわかる。

これにより、所内母線切替が動作したが、起動変圧器側の外部電源が喪失していたため、非常用ディーゼル発電機（EDG） 2A は 14 時 48 分 13 秒に、EDG 2B は 14 時 48 分 18 秒に起動信号が発生し、それぞれの EDG が起動している。

この結果、非常用母線 2C は 14 時 48 分 19 秒に、非常用母線 2D は 14 時 48 分 24 秒にそれぞれの EDG 受電遮断機が投入され、給電が開始された。

以上より、各プラントの非常用母線は、地震によるスクラム発生後一旦は外部電源喪失により電源喪失状態となるものの、EDG によりすぐに給電が開始され、冷却に必要な機器の電源は津波の到達までは確保できたと判断できる。

2.2.2 主蒸気隔離弁（MSIV）全閉信号の発生についての考察

各プラントとも主蒸気隔離弁（MSIV）の閉鎖信号が発生している。1F-1 及び 1F-3 のプロセス計算機のトリップシーケンス記録のうち、MSIV 閉鎖信号の原因信号の発生状況^[2-20]^[2-21]を Fig.2-12 及び Fig.2-13 に、特徴を以下に示す。

- ① 1F-1 及び 1F-3 共、MSIV 閉鎖の原因信号 A,C がほぼ同時（10～40msec の範囲内）に発生し、且つ、原因信号 B,D も同様にほぼ同時に発生している。

MSIV 閉鎖論理は原子炉安全保護系と同じ 1 out of 2 twice のロジックで構成されており、原因信号 A,C の OR と原因信号 B,D の OR の AND の信号で実際に MSIV を閉鎖する信号が発生させる。また、MSIV 閉鎖論理はリレー回路により構成され、フェイルセーフの考え方で設計されているため、電源が喪失してリレーが無励磁となった場合に原因信号が発生する。

MSIV 閉鎖の原因信号は、主蒸気配管破断等一次冷却材が流出した際に発生する現象を捉えて発生するもので、一次冷却材流出による原子炉水位の低下、主蒸気トンネル室の温度上昇、主蒸気圧力の低下等の変化を捉えるが、秒から分オーダーで変化するものであり、数十 msec の範囲内で同時に発生することはない。原因信号がほぼ同時に発生するのは、論理チャンネルの電源が喪失し、各原因信号のリレーが一斉に無励磁になったことが考えられる。

- ② MSIV 閉鎖論理は原子炉安全保護系（RPS）の電源を使用しているが、MSIV 閉鎖の原因信号が発生とほぼ同時に RPS の原因信号（中性子束高高、原子炉圧力高、原子炉水位低等^[2-22]のほぼ全数）も発生している点からも電源が喪失したと考えられる。

RPS の電源の上流は非常用母線であるが、一旦モーターでフライホール及び発電機を駆動して電源を供給（MG セット）している。これにより、電源喪失しても慣性効果ですぐには停電しない。1F 事故では非常用電源の喪失とほぼ同時に電源喪失に至っており、その原因は公開データからは不明であるが、RPS 電源が喪失したことにより MSIV 閉鎖信号が発生し、MSIV が閉鎖したことは

確実と判断できる。

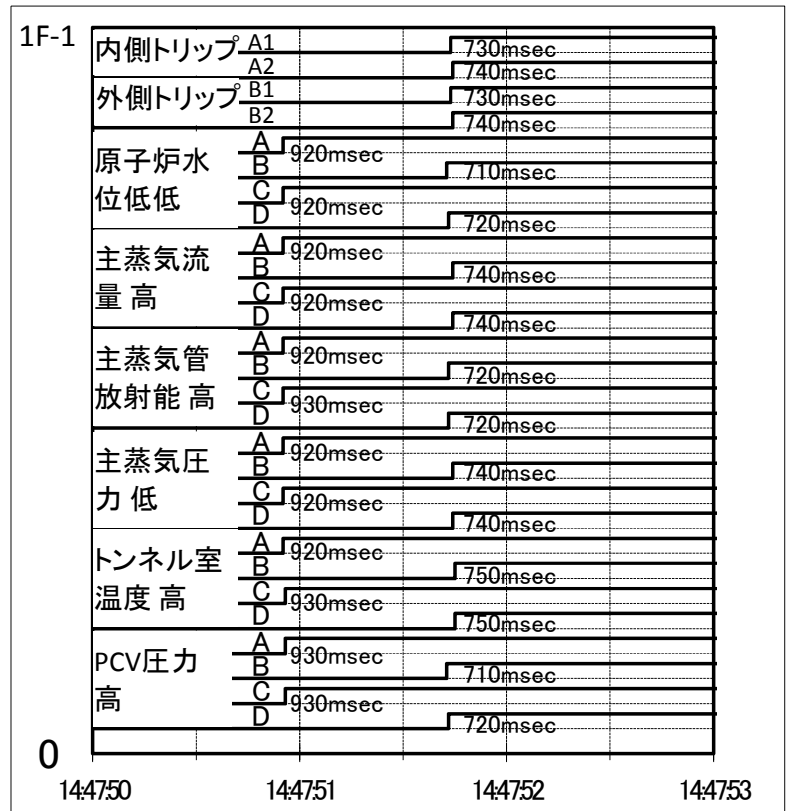


Fig. 2-12 The cause signal of MSIV closing (1F-1)

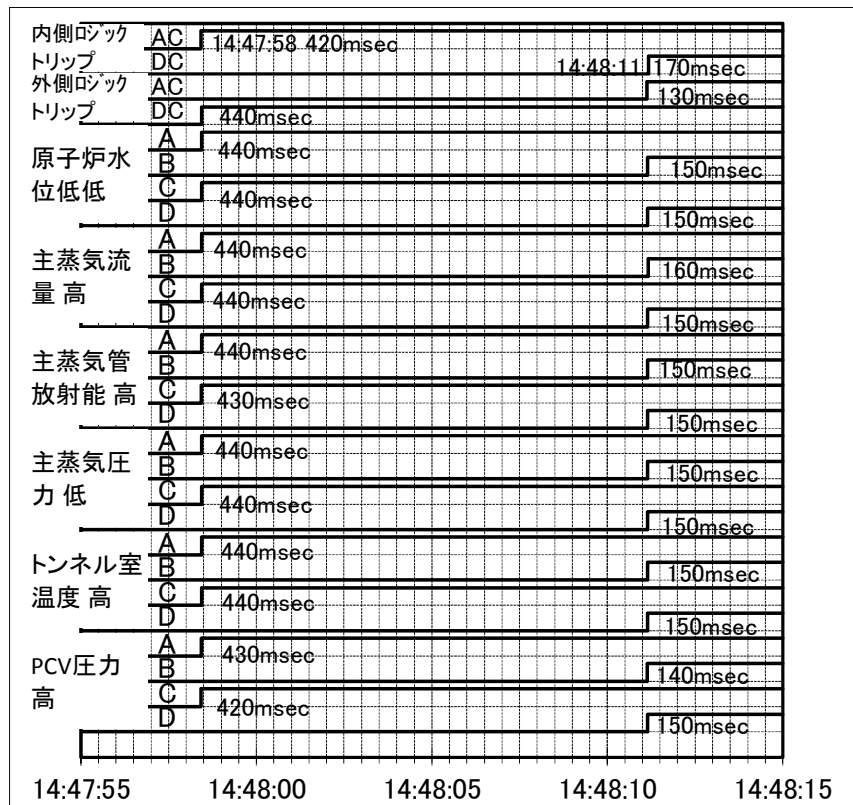


Fig. 2-13 The cause signal of MSIV closing (1F-3)

2.3 冷やす機能の分析

炉心を安定に冷却するには、一次冷却水の冷却方法が確保されていること、及び原子炉水位を保ち常に燃料を一次冷却水の中に保つことが必要である。BWRで炉心を冷却するのに使用出来る系統は、復水器・給復水系、非常用炉心冷却系、残留熱除去系（以下、「RHR」という。）、格納容器冷却系等がある。

2.2 で述べたように、1F-1、1F-2 及び 1F-3 では、外部電源喪失の影響で地震発生後、比較的早期に主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）が閉鎖したことより、一番大きな熱除去能力を持った復水器及び給復水系が使用できない状態となった。

Fig.2-14 に、1F-1 のスクラム後 MSIV が閉鎖している場合の一次冷却材の冷却方法を示す。

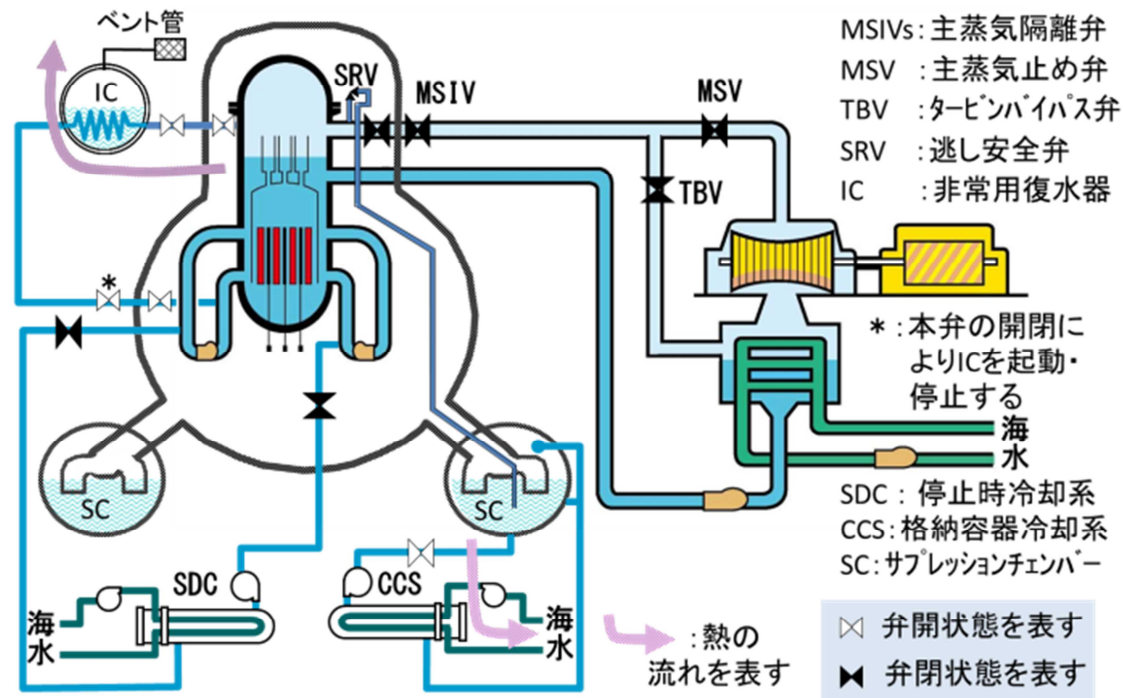


Fig. 2-14 The Cooling method when MSIVs were closed (1F-1)

Fig.2-14 に示す通り、1F-1 ではスクラム後 MSIV が閉鎖しているときには非常用復水器（IC）により一次冷却材を直接冷却する。IC は一次冷却材を蒸気の状態に熱交換器の一次側に導き、二次側の大量に保有した水で一次側の蒸気を凝縮して一次冷却材を冷却する装置で、原子炉圧力高信号により自動起動する。IC は一次冷却材を導くための弁を開くと、後は自然循環で一次冷却材が循環して冷却が進むため、ポンプ等は不要の装置であり、駆動するための電力は不要である。IC は 8 時間冷却できる水を保有している。なお、IC で凝縮された一次冷却材は原子炉へ戻されるため、原子炉から一次冷却材は放出されず減少することはない。

Fig.2-15 に、1F-2 及び 1F-3 のスクラム後 MSIV が閉鎖している場合の一次冷却材の冷却方法を示す。

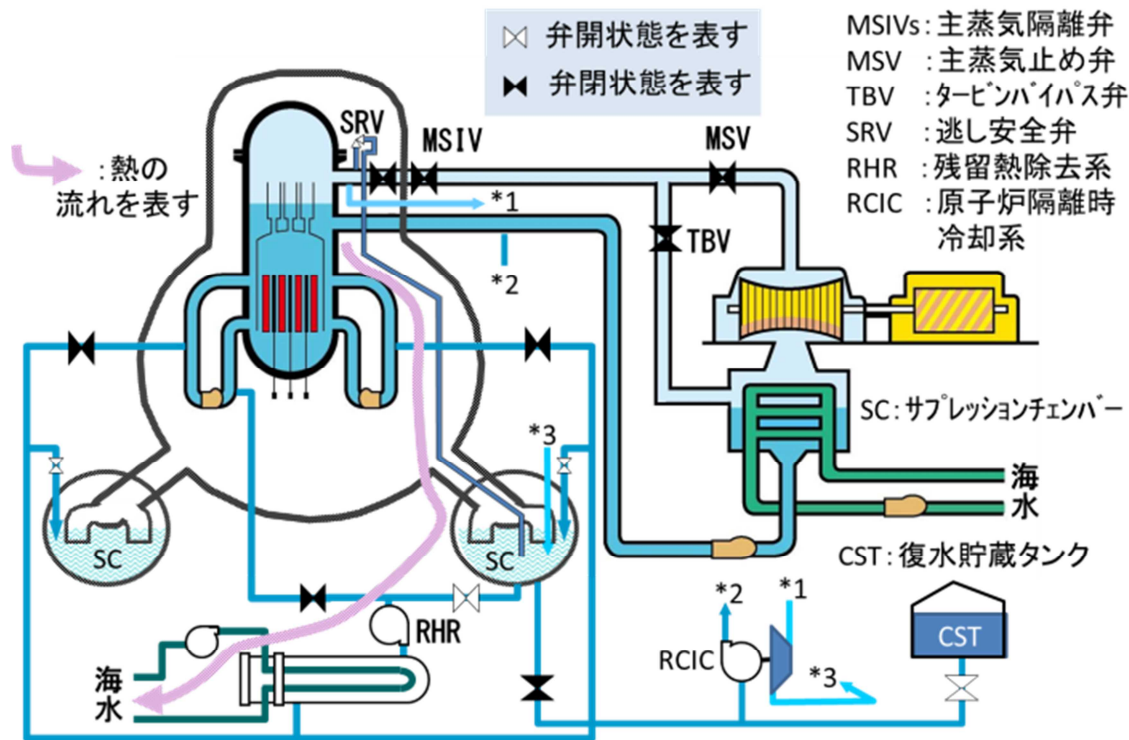


Fig. 2-15 The Cooling method when MSIVs were closed (1F-2,3)

1F-2 及び 1F-3 ではスクラム後 MSIV が閉鎖しているときには、Fig.2-15 に示すように、主蒸気逃し安全弁（以下「SR 弁」という。）を介して、一次冷却材を蒸気の状態でサプレッションチェンバー（以下「SC」という。）に導き凝縮させることにより一次冷却水を冷却する。加熱された SC の水は残留熱除去系（RHR）により冷却し、一次系の熱は最終的に海水に導く。SC に放出した一次冷却材の減少分は原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）により補給する。RCIC は炉蒸気によりタービンを駆動し、タービンに直結されたポンプにより原子炉に注水する系統である。RCIC タービンの排気は SC に放出される。なお、MSIV 閉鎖よりしばらくの間は、スクラム直後で崩壊熱が大きいいため原子炉圧力が上昇し、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）が設定圧力にて自動開して原子炉圧力の過圧を回避する。

2.3.1 1F-1 の冷却状況の分析

Fig.2-16 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメーターの時系列^[2-23]を示す。

Fig.2-12 に示すように 14 時 47 分 51.73 秒に主蒸気隔離弁（MSIV）隔離信号が発生している。

MSIV 全閉後は、崩壊熱により原子炉圧力が上昇するが、14 時 53 分頃原子炉圧力高（7.13MPa15 秒間継続）により非常用復水器（IC）は A 系及び B 系が自動起動して冷却を開始するため、原子炉圧力は 7.2MPa をピークとして急速に低下している。この後の一次冷却材は温度低下率約 150℃/h で低下している。なお、一次冷却材温度変化率は、炉水温度を原子炉圧力の飽和温度に等しいとして、原子炉圧力の変化より求めた。

東電最終報告によると、運転員はスクラムから約 16 分後、一次冷却材温度変化率を制限値である 55℃/h 以内とするために IC の A 系及び B 系を停止し、以

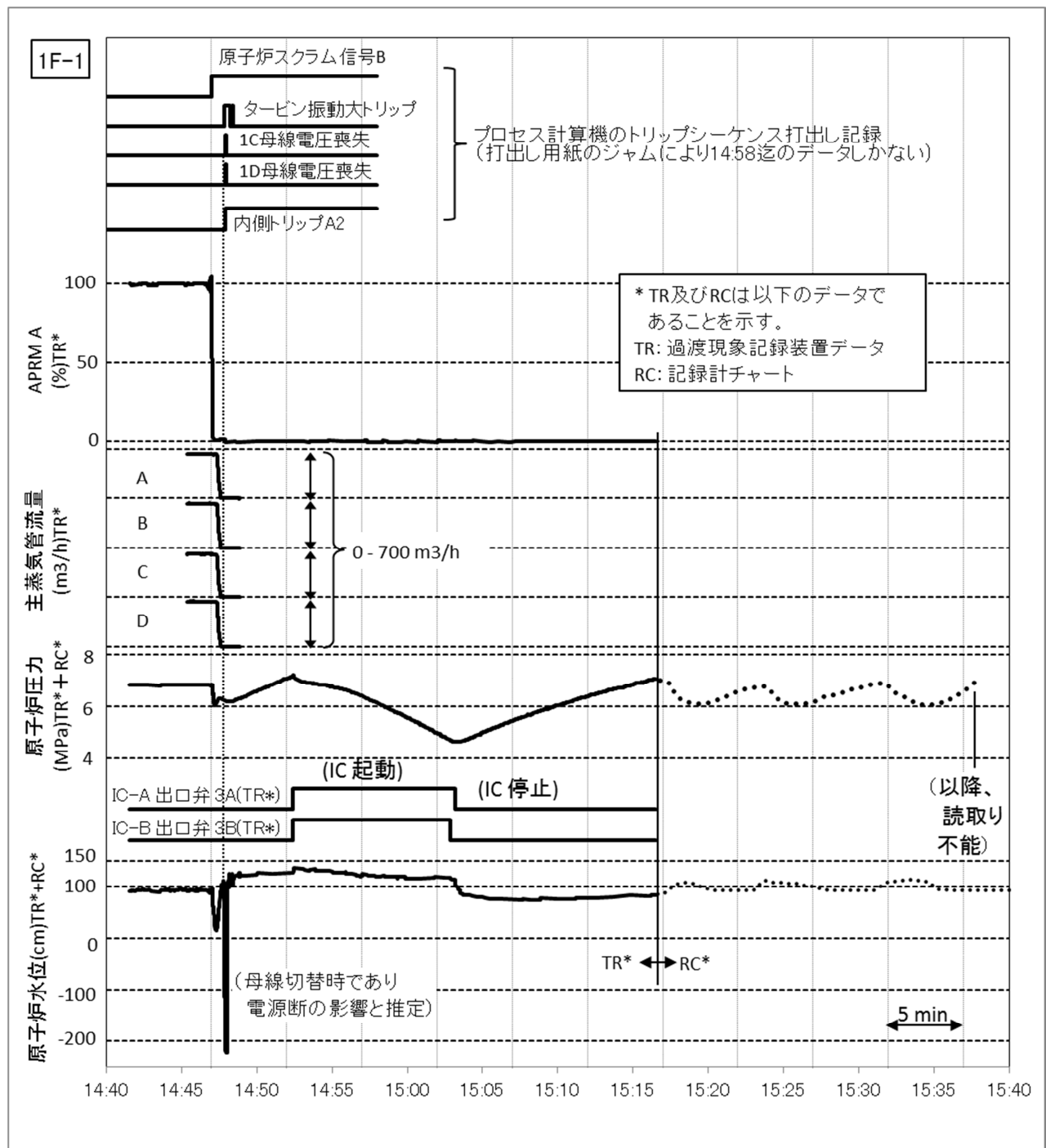


Fig. 2-16 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-1

降 IC A 系で圧力をコントロールしている^[2-24]。運転員は、通常、原子炉圧力が約 7～4 MPa 変化するには 1 時間程かかるのに比較して、今回は 10 分程度で変化していること、運転手順書にも一次冷却材温度変化率を 55℃/h 以内とするようになっていたことよりこのような操作をしたものと推定出来る。

このため、原子炉圧力は 4.2MPa まで低下後、再度上昇に転じており、その後は運転員が IC A 系を起動・停止する毎に下降・上昇を繰り返す。

なお、原子炉冷却材温度変化率 55℃/h は、原子炉圧力容器（RPV）設計時の熱疲労評価で通常起動停止時の原子炉冷却材温度変化率として使用されている値で、保安規定で原子炉冷却材温度変化率をこの値以下で運転するよう定められている。

津波の影響は 15 時 30 分頃から出始めるが、津波の影響により信号が失われる直前は、原子炉圧力が上昇傾向にあることから、非常用復水器（IC）は A 系、B 系とも停止していたことがわかる。

なお、原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下するが、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること等により原子炉水位はすぐに回復しその後は原子炉圧力の上昇下降に応じて変化している。

以上はスクラム後主蒸気隔離弁（MSIV）が閉鎖した時に取られる運転操作及び挙動であり、1F-1 では、地震発生から津波来襲までの間、炉心冷却機能は維持されており、MSIV 閉鎖状態における通常の冷却操作をしていたと判断できる。

2.3.2 1F-1 の IC 動作時冷却材温度変化の妥当性評価

1F-1 では、一次冷却材温度変化率を、一次冷却材温度は原子炉圧力の飽和温度であるとして求めると、非常用復水器（IC）動作時に約 -150℃/h と大きな値を示している。この部分だけを見ると IC の冷却の他に、例えば一次冷却材の漏洩等も同時に発生していたのではないかとの疑いも持たれる。そこで、この変化が IC の除熱だけにより可能なものかについて検討した。

一次冷却材の実際の除熱量を Q_{obj} 、IC の一次冷却材からの除熱可能熱量を Q_{IC} とすると、下式が成立した場合、IC の冷却により約 -150℃/h の一次冷却材の温度変化が発生したと判断できる。

$$Q_{obj} \leq Q_{IC} \dots (1)$$

(a) Q_{obj} の推定

IC が起動した直前（サフィックス 0）と IC が停止した直後の状態（サフィックス 1）とすると、 Q_{obj} は次のように表せる。

$$Q_{obj} = (h_0 - h_1) \times m \dots (2)$$

h_o : IC が起動した直前の一次冷却材の比エンタルピー (7.2Mpa の飽和水)

h_i : IC が停止した直後の一次冷却材の比エンタルピー (4.2Mpa の飽和水)

m : 一次冷却材質量 (一次冷却材体積は 205m^3 ^[2-25])

具体的な数値^[2-25]を入れると、

$$Q_{\text{obj}} = (1.31 \times 10^6 - 1.16 \times 10^6) \times (205 / 0.00138213) \\ = 2.34 \times 10^{10} \text{J} \quad \dots (3)$$

なお、一次冷却材の質量は初期状態の比容積より求めた。

(b) Q_{IC} の推定

Q_{IC} は下式により表せる。

$$Q_{\text{IC}} = Q_{\text{ICA}} + Q_{\text{ICB}} - Q_{\text{RH}} \quad \dots (4)$$

Q_{ICA} : IC-A による除熱量

Q_{ICB} : IC-B による除熱量

Q_{RH} : IC による除熱中に発生する崩壊熱

Q_{ICA} , Q_{ICB} は、IC が設置許可申請書^[2-25]に記載される除熱能力を発揮すると仮定すると次式で表せる。

$$Q_{\text{ICA}} = q_{\text{IC}} \times t_{\text{ICA}} \quad \dots (5)$$

q_{IC} : IC の 1 台の除熱能力

$36.2 \times 10^6 \text{Kcal/h/台}$ (設置許可申請書記載値) $= 42.1 \text{MW/台}$

t_{ICA} : IC-A 運転時間 (Fig.2-16 より 649 秒)

$$Q_{\text{ICB}} = q_{\text{IC}} \times t_{\text{ICB}} \quad \dots (6)$$

t_{ICB} : IC-B 運転時間 (Fig.2-16 より 629 秒)

Q_{RH} は、IC 起動時から停止時までは短時間なので崩壊熱割合は線形に変化すると仮定すると、次式で表せる。

$$Q_{\text{RH}} = 1/2 (R_s + R_e) \times Q_{\text{rated}} \times t_{\text{IC Run}} \quad \dots (7)$$

R_s : IC 起動時の崩壊熱割合 ($= 0.02540$: スクラム後 323 秒の値)^[2-26]

R_e : IC 停止時の崩壊熱割合 ($= 0.01972$: スクラム後 972 秒の値)^[2-26]

Q_{rated} : 定格熱出力 (1380MWt)

$t_{\text{IC Run}}$: IC A/B 運転時間 ($= 972 - 323 = 649$ 秒)

(5)~(7)式に具体的な値を入れると、

$$Q_{\text{ICA}} = 42.1 \times 649 = 2.73 \times 10^{10} \text{J}$$

$$Q_{\text{ICB}} = 42.1 \times 629 = 2.65 \times 10^{10} \text{J}$$

$$Q_{\text{RH}} = 2.02 \times 10^{10} \text{J}$$

上記の値を(4)式に当てはめると、

$$Q_{\text{IC}} = 2.73 \times 10^{10} + 2.65 \times 10^{10} - 2.02 \times 10^{10} \\ = 3.36 \times 10^{10} \text{J} \quad \dots (8)$$

(c) IC 動作時冷却材温度変化の妥当性評価

(3)式及び(8)式より、

$$Q_{\text{obj}} < Q_{\text{IC}}$$

となるので、IC2 台起動により実機で発生した $-150^{\circ}\text{C}/\text{h}$ の一次冷却材温度変化率を解析的に説明することが可能である。なお、崩壊熱は簡易法により求めたが、1F-1 の運転履歴を考慮した崩壊熱計算例^[2-27]でも 1000 秒で約 2.1%と簡易法と大差はなく、燃焼履歴等に由来する崩壊熱の不確かさを考慮しても、この結論 ($Q_{\text{obj}} < Q_{\text{IC}}$) は変わらない。

IC による一次冷却材からの除熱可能熱量のほうが大きいのは、本概算では設置許可記載の IC の伝熱容量をそのまま使用したが、実際は設置許可申請書記載の伝熱容量を示す条件と実機の条件の違いにより生じているものと考えられる。

なお、国会事故調報告では、この原子炉圧力の減少と関連して「小規模の LOCA（小さな配管破断などの小破口冷却材喪失事故）の可能性は独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）の解析結果も示唆していること、1 号機の運転員が配管からの冷却材の漏れを気にしていたこと、そして 1 号機の主蒸気逃がし安全弁（SR 弁）は作動しなかった可能性を否定できないことなどが挙げられ、特に 1 号機の地震による損傷の可能性は否定できない。」^[2-28]としている。

上記、JNES の解析は 1F-1 で漏えい面積を 0.3cm^2 と仮定した場合に、実機での IC の起動停止をさせた場合の原子炉側の応答を解析したものであり、小漏えいであるので、原子炉圧力・原子炉水位が実測値とほぼ合っており、小規模の LOCA の有無が実測値より判断できないのは妥当である。しかし、JNES では更に漏えい面積を 0.3cm^2 と仮定した場合の格納容器側の応答解析を実施しているが、これによると格納容器圧力の解析結果は、蒸気相漏えいの場合には実機の圧力変化の約 9.7 倍、液相漏えいの場合は約 12 倍の解析結果となっており^[2-29]、小規模の LOCA が発生している可能性は極めて小さいと判断できる。

次に、運転員が冷却材の漏れを気にしていたのは、原子炉圧力が低下している状況での運転員としては当然であり、IC を停止した場合に、一次冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を遵守のためと、その際、原子炉圧力の低下が止まれば漏えいはないことも判断できることもあって IC を手動停止したのは矛盾のない判断であった。

また、1F-1 で主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の動作音が確認できていないことから、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）は作動しなかった可能性を否定できなく、これも小規模 LOCA 発生の可能性の一つの証拠としているが、IC が作動している期間には主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の作動する圧力以下に原子炉圧力が維持できていたことになる。配管に微少な破断口が生じたとしても、小規模 LOCA が原子炉圧力に与える影響は非常に小さく、崩壊熱等による原子炉圧力の上昇を阻害したとは考えられない。実際、東電測定データでは 3/11 20:15 に原子炉圧力 6.9MPa が確認されており、崩壊熱等により主蒸気逃し安全弁（SR 弁）が開

閉していたと考えるほうが自然である。また、格納容器底部のドレンサンプの漏洩検出器の水位変化もほとんど無い。

以上より、小規模 LOCA について、発生の可能性は極めて低いと言える。

2.3.3 1F-2 の冷却状況の分析

Fig.2-17 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメーターの時系列^[2-30]を示す。

過渡現象記録装置データによると、14 時 47 分 36 秒に原子炉スクラム、14 時 48 分 21 秒に主蒸気隔離弁（MSIV）隔離信号が発生した。

(a)原子炉圧力の時系列分析

原子炉圧力は、原子炉スクラムの影響で初期値 6.8MPa から一端は低下し 6.1MPa となるものの、MSIV が閉鎖したため原子炉は閉め切り状態となり、崩壊熱の影響で上昇している。

原子炉圧力が主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の第 1 段設定値（7.44 MPa）に達すると SR 弁が開くため原子炉圧力は降下し、SR 弁吹き止まり圧力で SR 弁が閉まると原子炉圧力は再び上昇する。この繰り返しのにより、原子炉圧力はのこぎり波状に約 7.1～7.4 MPa の間を変化している。

過渡現象記録装置の記録では、残留熱除去系（RHR）の A ポンプが 15 時 05 分に、RHR の C ポンプが 15 時 07 分に起動しているが、サプレッションチェンバー（SC）水の冷却のために運転員が起動したものと推定される。

これにより、SR 弁を介してサプレッションチェンバーへ移動した原子炉の熱は、RHR 熱交を介して最終ヒートシンクである海水へ導かれることが可能な状況であった。

以上は、主蒸気隔離弁（MSIV）閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

なお、津波の影響と推定されるが、RHR-A/B 両ポンプは 15 時 38 分頃に停止している。

(b)原子炉水位の時系列分析

原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下する。過渡現象記録装置によると、原子炉水位はスクラム発生から約 9 秒後に約 6.2cm（これは有効燃料頂部（TAF）の 4232mm 上方の位置に相当する。）まで低下している。その後、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること、原子炉隔離時冷却系（RCIC）を手動起動したこと等により原子炉水位はすぐに回復する。

その後、原子炉水位は、主蒸気隔離弁が閉鎖後の主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の開閉繰り返しのによる原子炉圧力の変動により、原子炉圧力が降下すると原子炉水位は上昇、原子炉圧力が上昇すると原子炉水位は下降傾向となるため、の

こぎり波状に推移している。

原子炉水位は SR 弁が開くとサプレッションチェンバー (SC) に蒸気として一次冷却材が流出するため全体的には低下をしていくが、スクラム発生後約 15 分後の 15 時 02 分頃から運転員が原子炉隔離時冷却系 (RCIC) による注水を再開し、原子炉水位を回復させている。原子炉水位は一端 34cm (TAF の 4510mm 上方の位置に相当) まで低下後、上昇に転じている。

この後、原子炉水位は上昇を続け、15 時 26 分頃には運転員が RCIC の注入を停止している。一方、主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) は間欠的に開閉を繰り返して

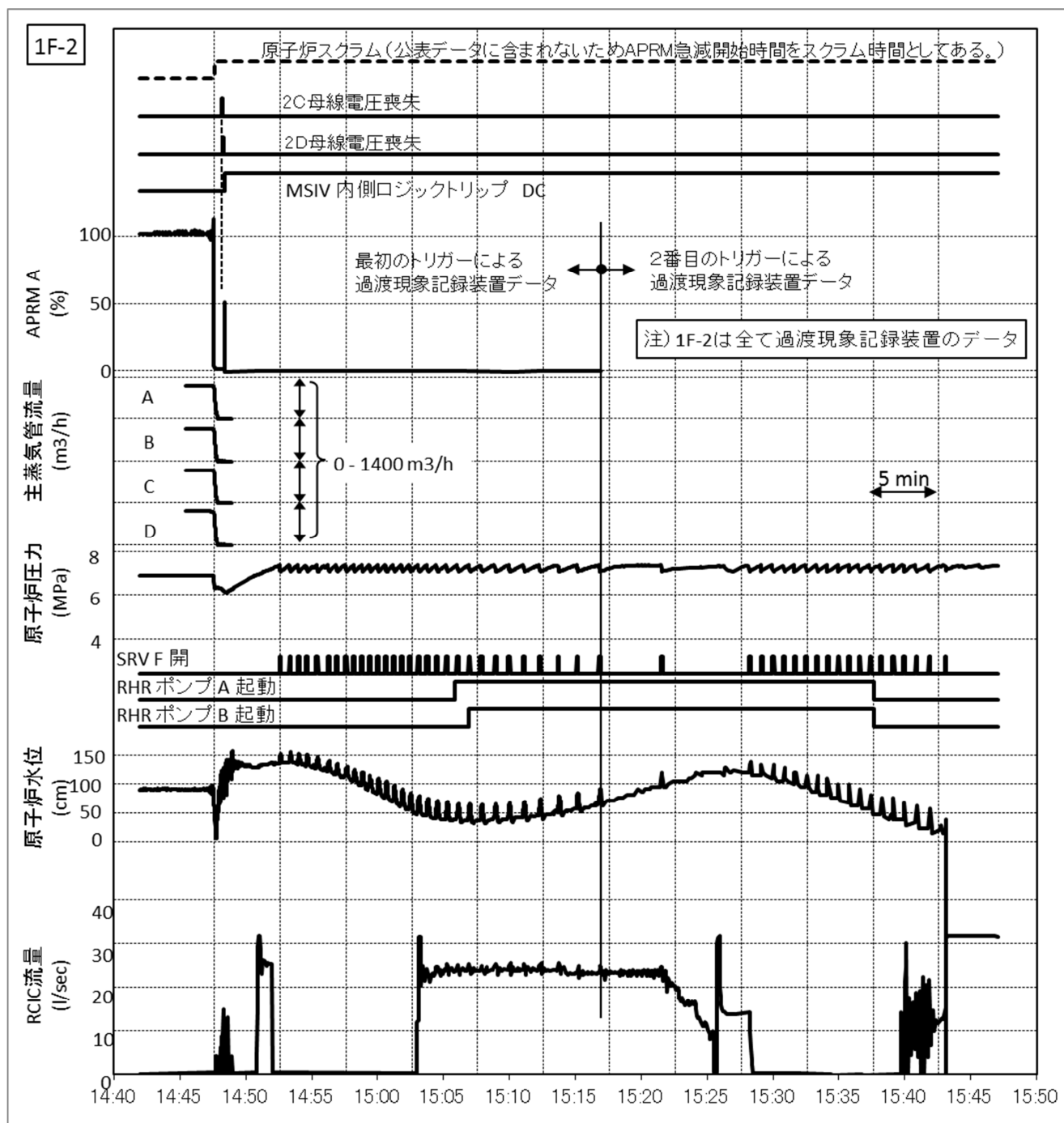


Fig. 2-17 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-2

いるため、原子炉水位は再び下降を始めている。

以上は、主蒸気隔離弁（MSIV）閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

以上、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系（RCIC）の注入により保たれていること、原子炉圧力は主蒸気逃し安全弁（SR 弁）により制御されていること、原子炉の保有するエネルギーは、SR 弁→サプレッションチェンバー（SC）水→残留熱除去系（RHR）→海水の経路で除去する状況となっていることより、1F-2 では、津波の影響を受ける前までは、スクラム後主蒸気隔離弁（MSIV）が閉鎖している場合の通常の冷却状況であったと判断できる。

2.3.4 1F-3 の冷却状況の分析

Fig.2-18 に原子炉水位、原子炉圧力等の冷却に関連したパラメーターの時系列^[2-31]を示す。1F-3 のプラント挙動は 1F-2 とほぼ同様である。

トリップシーケンス記録によると、14 時 47 分 4 秒 250msec に原子炉スクラム、14 時 47 分 51.74 秒に主蒸気隔離弁（MSIV）隔離信号が発生している^[2-32]。

(a)原子炉圧力の時系列分析

原子炉圧力は、原子炉スクラムの影響で初期値 7.0MPa から一端は低下し 6.3MPa となるものの、主蒸気隔離弁が閉鎖したため原子炉は閉め切り状態となり、崩壊熱の影響で上昇し始めている。

原子炉圧力が主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の第 1 段設定値（7.44 MPa）に達すると SR 弁が開くため原子炉圧力は降下し、SR 弁吹き止まり圧力で SR 弁が閉まると原子炉圧力は再び上昇する。この繰り返しにより、原子炉圧力はのこぎり波状に約 7.1～7.4 MPa の間を変化している。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

(b)原子炉水位の時系列評価

原子炉水位はスクラムによりボイドが消滅するため一時的に低下する。過渡現象記録装置によると、原子炉水位はスクラム発生から約 7 秒後に約 1cm（これは有効燃料頂部（TAF）の 4170mm 上方の位置に相当する。）まで低下している。その後、給水制御系により一時的に給水流量が急増したこと、制御棒駆動系から冷却水の流入があること等により原子炉水位はすぐに回復している。

その後、原子炉水位は、主蒸気隔離弁（MSIV）の閉鎖後の主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の開閉繰り返しによる原子炉圧力の変動により、原子炉圧力が降下すると原子炉水位は上昇、原子炉圧力が上昇すると原子炉水位は下降傾向となるため、のこぎり波状に推移している。

原子炉水位は SR 弁が開く度にサプレッションチェンバー（SC）に蒸気が流出するため全体的には低下をしていくが、スクラム発生後約 18 分後の 15 時 06

分頃から原子炉隔離時冷却系（RCIC）による注水が再開し、原子炉水位を回復している。運転員が RCIC を手動起動させ原子炉水位をコントロールしているものと推定される。この間、原子炉水位は一端 31cm（TA の 4480mm 上方の位置に相当）まで低下後、上昇に転じている。

この後、原子炉水位は上昇を続け、RCIC 原子炉水位高トリップ設定値（L8）に達したため、RCIC は 15 時 25 分 01 秒にトリップしている。（RCIC 原子炉水位高トリップは、原子炉水位の過度な上昇を防ぐため設けられている。）このため、原子炉水位は再び下降を始めている。

以上は、MSIV 閉鎖時のスクラム後の通常の挙動及び操作である。

1F-3 では、津波の影響を受ける前までは、原子炉圧力は主蒸気逃し安全弁（SR 弁）により制御されていること、原子炉の保有するエネルギーは、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）→SC 水→RHR→海水の経路で除去するための電源も確保されていたこと、原子炉水位は RCIC の注入により保たれていること等より、地震発生から津波来襲までの間、MSIV が閉鎖している場合の通常の冷却状況であったと判断できる。

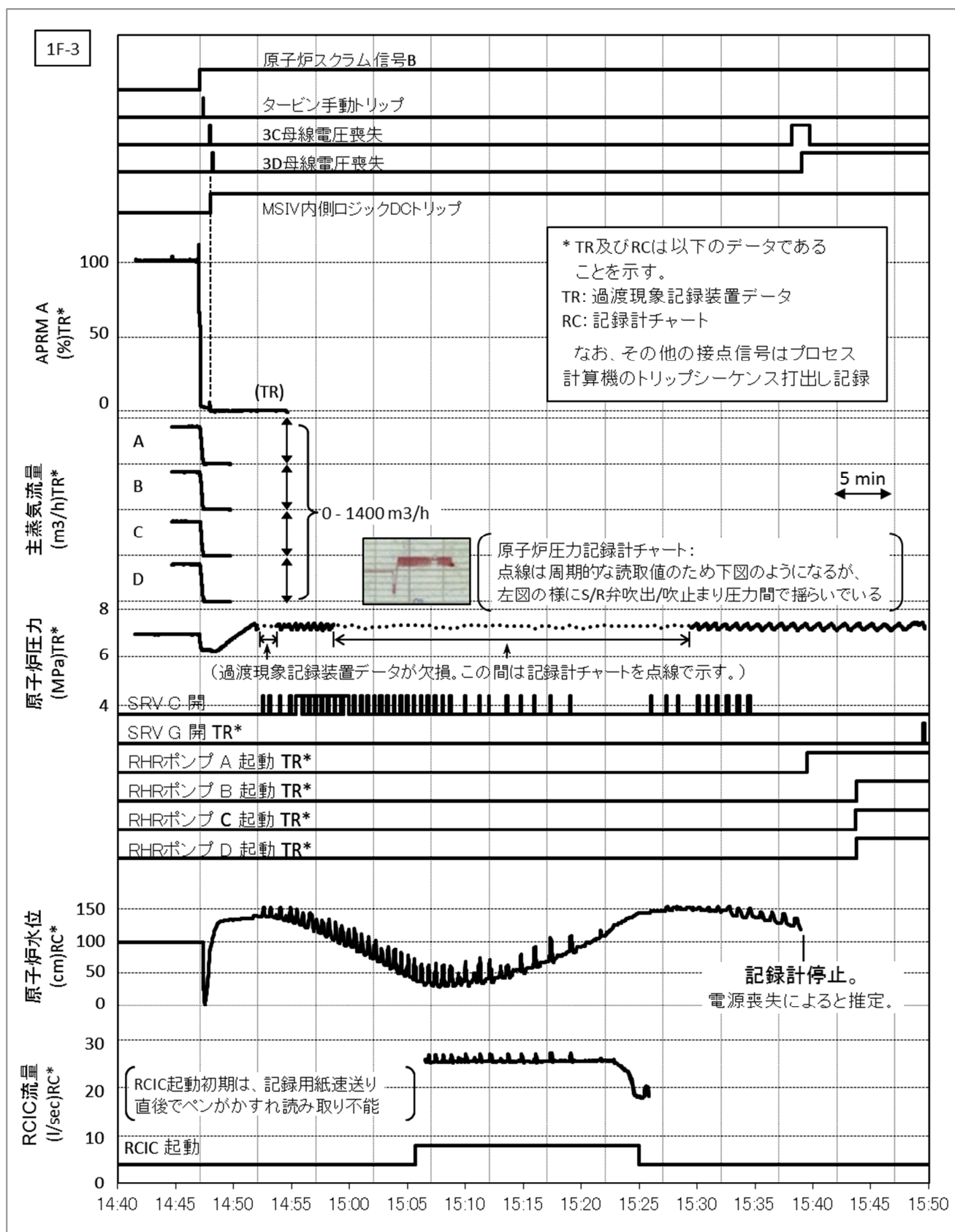


Fig. 2-18 The important parameters for cooling function during the period from the earthquake to the tsunami at 1F-3

2.4 閉じ込める機能の分析

前述の通り、深層防護の第3のレベルでは、非常用炉心冷却系統等により炉心を冷却すると共に、放射性物質は格納容器内に閉じ込めることにより、周辺環境への放射性物質の放出を防止としている。ここでは、後半の格納容器の機密性に関して分析・評価する。

Fig.2-19 , Fig.2-20 , Fig.2-21 に 1F-1、1F-2 及び 1F-3 のスクラム後の格納容器圧力の記録計チャート^{[2-33] [2-34] [2-35]}を示す。

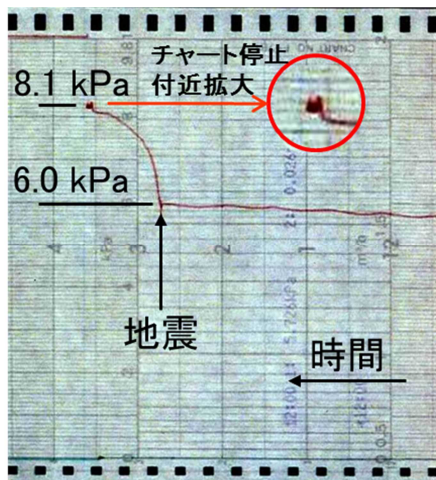


Fig. 2-19 1F-1 PCV Pressure change during the period from the earthquake to the tsunami

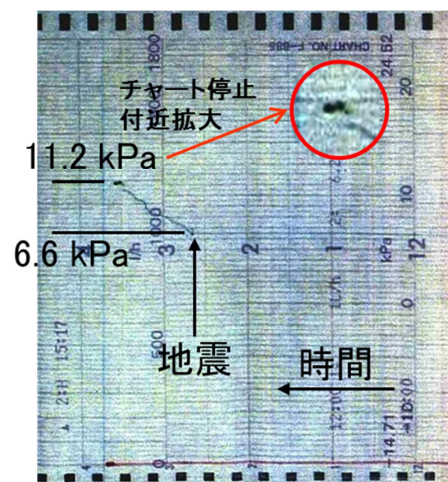


Fig. 2-20 1F-2 PCV Pressure change during the period from the earthquake to the tsunami

各プラントとも、スクラム後に格納容器圧力は僅かではあるが単調に増加をしている。これは、外部電源喪失により常用母線から電源が供給されているドライウェルクーラーが停止したため格納容器内の温度が上昇したために、格納容器圧力も上昇したものと考えられる。

仮に地震により格納容器が損傷していた場合には、格納容器圧力は大気圧と同じとなり、前記のような圧力上昇は見られない。各プラントで見られるように、格納容器圧力が立つこと自体が格納容器の健全性を示している。

なお、各プラントとも 15:40 頃に津波来襲の影響でチャート送りが停止している。各図にはこの付近のチャートを拡大して示すが、信号の線が膨らむ

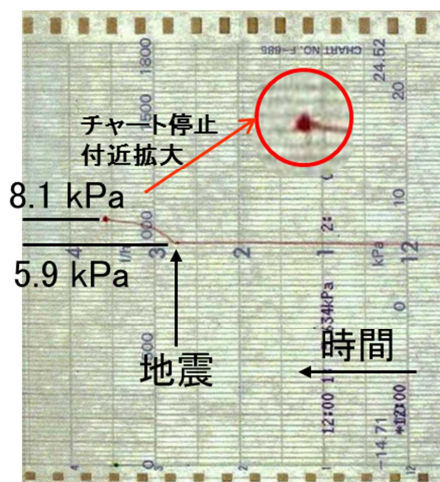


Fig. 2-21 1F-3 PCV Pressure change during the period from the earthquake to the tsunami

等チャート送りは停止したものの格納容器圧力信号は暫くは生きていたこと、且つ津波来襲後暫くは大幅な上昇が見られないことを示している。

温度上昇によりどの程度の圧力上昇が見込まれるか検討する。

理想気体の状態方程式は次の通りである。

$$PV=nRT \quad \dots\dots \textcircled{1}$$

P：気体の圧力[Pa]、V：気体が占める体積[m³]、

n：気体の物質質量（[モル数]）、

R：1モルの気体定数

= 8.314472(75)[J・mol⁻¹・K⁻¹]、

T：気体の絶対温度[°K]

ここで、格納容器にあてはめ、初期状態（原子炉スクラム時）をサフィックス 0、津波来襲直前状態（チャート送り停止時（15:40 前後））をサフィックス 1 とすると、

$$\text{地震前} \quad : P_0V_0=nRT_0 \quad \dots\dots \textcircled{2}$$

$$\text{津波来襲直前} : P_1V_1=nRT_1 \quad \dots\dots \textcircled{3}$$

両式のそれぞれの辺を除すると、

$$\frac{P_0V_0}{P_1V_1} = \frac{T_0}{T_1} \quad \dots\dots \textcircled{4}$$

従って、

$$P_1=P_0 (V_0/V_1) (T_1/T_0) \quad \dots\dots \textcircled{5}$$

温度変化が小さいので格納容器の体積はほとんど同じとすると、

$$P_1=P_0 (T_1/T_0) \quad \dots\dots \textcircled{6}$$

となり、格納容器が機密な場合の温度変化より格納容器圧力の変化が推定できる。

Table 2-2～Table 2-4 に各プラントの温度変化^{[2-36] [2-37] [2-38]}よりの納容器圧力の推定値を示す。なお、温度変化はドライウェルクーラー戻り温度の平均値を使用した。これらの表より、格納容器内温度変化からの格納容器圧力の推定値と実測値とはほぼ同じである。

格納容器圧力の変化要因としては、高温高压の一次冷却材の漏洩による圧力上昇、高压窒素等の漏洩による圧力上昇等が考えられるが、いずれの場合も圧力上昇が継続するが、記録ではチャート送り停止後もこのような上昇は見られず、他の要因による影響はなかったと考えられる。

Table 2-2 1F-1 PCV Pressure Estimated from the actual temperature change data

	初期値	津波来襲時	
Return air DUCT HVH-12A	43.2 °C	53.4 °C	
Return air DUCT HVH-12B	50.1 °C	55.8 °C	
Return air DUCT HVH-12C	47.4 °C	54.4 °C	
Return air DUCT HVH-12D	44.1 °C	54.4 °C	
Return air DUCT HVH-12E	49.5 °C	55.1 °C	
平均値	46.9 °C	54.6 °C	
PCV圧力実測値	6.0 kPag	8.1 kPag	(106.2 kPaa)
PCV圧力計算値	－	8.5 kPag	(106.6 kPaa)

初期値:スクラム時 津波来襲時:チャート送り停止時(15:40前後)

Table 2-3 1F-2 PCV Pressure Estimated from the actual temperature change data

	初期値	津波来襲時	
戻り空気ドライウェルクーラー HVH-16A	49.7 °C	68.5 °C	
戻り空気ドライウェルクーラー HVH-16B	46.1 °C	60.3 °C	
戻り空気ドライウェルクーラー HVH-16C	46.5 °C	56.6 °C	
戻り空気ドライウェルクーラー HVH-16D	49.7 °C	56.6 °C	
戻り空気ドライウェルクーラー HVH-16E	49.7 °C	56.6 °C	
平均値	48.3 °C	59.7 °C	
PCV圧力実測値	6.6 kPag	11.2 kPag	(109.3 kPaa)
PCV圧力計算値	－	10.3 kPag	(108.4 kPaa)

初期値:スクラム時 津波来襲時:チャート送り停止時(15:40前後)

Table 2-4 1F-3 PCV Pressure Estimated from the actual temperature change data

	初期値	津波来襲時	
格納容器空調戻り空気温度A	50.3 °C	51.0 °C	
格納容器空調戻り空気温度B	51.4 °C	54.8 °C	
格納容器空調戻り空気温度C	49.2 °C	50.0 °C	
格納容器空調戻り空気温度D	50.3 °C	52.8 °C	
格納容器空調戻り空気温度E	53.6 °C	55.5 °C	
平均値	51.0 °C	52.8 °C	
PCV圧力実測値	5.9 kPag	8.1 kPag	(106.2 kPaa)
PCV圧力計算値	－	6.5 kPag	(104.6 kPaa)

初期値:スクラム時 津波来襲時:チャート送り停止時(15:40前後)

2.5 まとめ

以上のとおり、地震発生から津波来襲前の段階における記録計や計算機打ち出しによる膨大なデータを時系列データにまとめ、詳細な分析評価を実施し、以下の結論を得た。

- ① 各プラントは地震加速度大の信号で原子炉スクラムしており、確実に停止しており、各プラントの止める機能は健全であった。
- ② 各プラントの非常用電源、即ち原子炉を冷却する等安全機能に必要な機器・設備への電源は、外部電源喪失したものの、非常用ディーゼル発電機(EDG)からの給電により津波来襲の影響を受けるまでは確保されていた。
- ③ 主蒸気隔離弁（MSIV）は自動閉しているが、原因は MSIV 論理回路の電源が喪失したことであり、実際に MSIV を閉める必要がある状態（主蒸気流量高、MS トンネル室温度高等の信号が発生するような主蒸気系からの一次冷却材の大流出している状態）が生じてはいないと判断できる。
- ④ 1F-1 で非常用復水器（IC）動作時に原子炉圧力（＝一次冷却材温度）の変化率が大きかったが、IC による除熱可能範囲内の挙動であり、一次冷却水の漏洩等はなかったと判断できる。
- ⑤ 各プラントとも地震発生から津波来襲までの間、MSIV 閉鎖時にスクラム後に取りられる原子炉冷却操作を実施していた。即ち、1F-1 では非常用復水器（IC）により原子炉推移を維持しつつ原子炉の冷却が行われていた。また、1F-2/3 では、主蒸気逃し安全弁の開閉によりサプレッションチェンバー（SC）に蒸気を移行するとともに、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系（RCIC）の手動運転により維持していた。また、SC 水は残留熱除去系（RHR）で除去可能な状態であった。以上より、各プラントの冷やす機能は健全であった。
- ⑥ 各プラントの格納容器は津波来襲の影響を受けるまでは、指示値がわずかに上昇していること、格納容器が破損した場合格納容器圧力は大気圧と同じになり変化しないことより、閉じ込める機能は健全性であった。なお、格納容器圧力の上昇の主要因はドライウェルクーラーが停止して格納容器内の温度が上昇した可能性が高く、一次冷却材の漏洩はなかったと考えられる。

以上、地震発生から津波来襲の影響を受ける前までの事象進展を解明した。その結果、各プラントとも止める機能、冷やす機能、閉じ込める機能は維持されており、地震により原子力安全への影響を及ぼすような事態は発生していなかったと判断できる。

このことから、津波の影響がなければ、原子炉は大気圧まで冷却できる状況にあったと考えられる。津波来襲後に炉心損傷に至った要因は、津波の影響により直流電源及び交流電源の全電源をを喪失して炉心の崩壊熱の除去に失敗したことであり、設計時に津波の影響を過小評価していたことが更にその要因である。この点を設計者は猛烈に反省し、将来に亘る教訓とする必要がある。

次に原子力安全の基本原則である、「止める機能」、「冷やす機能」及び「閉じ込める機能」について、政府事故調、民間事故調、東電最終報告、国会事故調の結論と本評価の結論の比較を以下に示す。

- ・政府事故調では、原子炉压力容器、格納容器、非常用復水器（IC）、原子炉隔離時冷却系（RCIC）、高圧注入系等の主要設備被害状況を検討している。津波到達前には停止機能は動作し、主要設備の冷却機能、閉じ込め機能を損なうような損傷はなかったとしており^[2-39]、本評価と同様な結論を得ている。しかしながら、その分析においてはトリップシーケンスの打ち出しリスト、過渡現象記録装置のグラフ、記録計のチャートそのものが使われており、時間軸を合わせての議論はされていない。異種のデータであっても同一時間軸に合わせて評価することが重要であることを示している。
- ・民間事故調では、津波来襲前に関して、地震により自動停止し未臨界を維持したこと、外部電源を喪失したが非常用ディーゼル発電機（EDG）により電源は回復したこと、その間にフェイルセーフが働き主蒸気隔離弁（MSIV）が閉止したこと、非常用復水器（IC）または原子炉隔離時冷却系（RCIC）が動作したこと、各プラントの最終ヒートシンクの状況が特に問題ないこと^[2-40]等本評価と同様の結論が述べられている。根拠に関しては IAEA への報告書、政府事故調の中間報告書、東電等が公開した資料によるとの記載があるのみである。
- ・東電最終報告では、1F-1～1F-3 について地震による自動停止と、自動停止から津波来襲までの動きに分けて評価している。前者は各プラントとも地震により正常にスクラムしたこと、外部電源喪失したが非常用ディーゼル発電機（EDG）により電圧を回復したこと、EDG 起動までの間に原子炉保護系（RPS）電源喪失し主蒸気隔離弁（MSIV）が自動閉じたこと等本評価と同様の結論を

得ている。また、後者に関しては、1F-1の非常用復水器（IC）の動作状況、1F-2/3の主蒸気逃し安全弁（SR弁）による原子炉圧力制御と原子炉隔離時冷却系（RCIC）による水位制御が通常操作として行われたことが記載されているが^[2-41]、その根拠として過渡現象記録装置データや記録計チャートをそのまま使用しており、本評価のように同じ時間軸で比較する等の議論はされていない。また、格納容器圧力温度がゆるやかに上昇していること、床サンプ水位は一定であること等から配管等の破断はなかったと推定しているが、本評価に見られる定量的な評価はしていないので、本研究の。

- ・国会事故調報告書では、小規模のLOCAの可能性は否定できない^[2-42]としているが、2.3.1項に示したように格納容器圧力の解析等から、LOCAと保安規定で定義される配管破断は、本研究の分析評価からその可能性は否定された。国会事故調を除いては、本評価とほぼ同様の結論であるが、本評価のように異種のデータを同一時間軸に合わせたの評価は行われていない。本評価はこれら事故調の結論を更に強固にするものとする。

なお、原子力規制委員会の「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析中間報告書」^[2-43]では、「地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すプラントデータは見いだせない。保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいがあっても、10時間程度の時間経過で炉心損傷が発生するとは考えられない」との結論を本研究とは異なる解析手法により得ている。

このことから、本研究の知見が裏付けられたと言える。

原子力安全の基本は深層防護である。福島第一原子力発電所事故に遭遇した各プラントはもちろん設計審査段階で深層防護については審査を受け合格していたものであるが、海外のプラントの状況を見ると、審査の合格段階から深層防護については更に強化している。

例えば、米国の2001年9月11日のテロ対策として2002年2月25日付された命令書のB.5.b項では、全電源喪失時の炉心及び格納容器の冷却機能の強化策を求めており、その中には福島第一原子力発電所事故でも活用できる項目も含まれていた。必要最低限の電源を外部から供給するための端子の設置等がこれに当たる。福島第一原子力発電所事故ではメタルクラッドが海水に浸水されて使用不能となったが、このような端子が設置されていれば電源車等の外部電源から炉心冷却に係る機器への電源供給がより迅速且つ容易であったと考えられる。

米国原子力規制委員会（NRC）ではこの命令書で要求した内容を、2002 年及び 2003 年に検査により確認し、その結果を更に検討して事業者にさらなる要求を出し、2005 年までに検査で確認するという徹底の仕方であった。なお、この間、プラントの運転は継続している。リスク発生の頻度からいついつまでに対策をすることとしており、我が国のゼロかーかに比べると、より合理的な対応と考えられる。

このように、海外では事業者・規制者とも“運転経験の反映（Operating Experience）”と称してトラブルの経験から得られる教訓を活かし、より安全なプラントとするように努力をしている。この取組が我が国では未だ弱く、強化していく必要がある。大切なのは、トラブル等であった事象について、これまでの設計・運用では対応していない点を着実に潰していくことで、考えられることは何がなんでも対応していくことではない。発生した事象を謙虚に捉え、必要なことを実施していくことが重要である。

第 3 章 津波来襲後の事故解析と分析

第 2 章で述べたように、2011 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災において、東京電力福島第一原子力発電所第 1～3 号機（1F-1～3）は地震発生直後に自動スクラムした後、非常用ディーゼル発電機（EDG）からの給電により、主蒸気隔離弁（MSIV）全閉時に取られる通常の冷却方法で炉心の冷却をしていた。しかしながら、約 1 時間後に津波による海水の浸水により全交流電源喪失（SBO: Station Blackout）に加えて直流電源喪失が発生し、各号機とも炉心が損傷するなど致命的な事象に至った。この間の事象解明や原因究明については、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）を始めとして多くの検討がなされているが、未だ解明できていない点も多く、検討が続けられている状況である。

本章では、最も早く炉心溶融した 1F-1 の津波来襲後に発生した事象について、実機データ及び解析結果を踏まえて分析・評価し、事象解明及び原因究明の一助とするとともに、教訓を引き出すことである。このため、既存のデータを整理し分析評価をするとともに、簡易ではあるが独自に作成した解析コード

（HUSAC : Hokkaido University Severe Accident Code）による解析結果を合わせて分析評価を実施した。^[3-1] なお、HUSAC の開発及び解析は以下に示す“HUSAC 開発チーム”で行った。

HUSAC 開発チーム：全 体 統 括：奈良林 直教授
コーディング指導：辻 雅司特任准教授
プログラムコーディング：長田 泰典
IC 可視化実験及び崩壊熱：下江 知弘
実機データ入力及び評価：小林 正英
原子力学会査読対応：小林 正英

この結果、津波により全電源喪失に至った時点から、炉心損傷、圧力容器破損に至るまでの期間の原子炉関係のパラメーターの推移を解明するとともに、炉心損傷後の一次冷却材漏洩箇所について、東京電力や旧原子力安全基盤機構での解析で中性子計装配管及び主蒸気逃し安全弁（SR 弁）管台のガスケット等からと仮定してきたが、中性子計装配管のみから漏洩した可能性があることがわかった。

また、1F-1 の非常用復水器（IC）が作動を続けていれば、原子炉の冠水状態は維持され、原子炉の冷却が進んで原子炉圧力も短時間で下がり、1F-1 の事故

を収束できた可能性が高いこともわかった。なお、IC のみの冷却による炉心損傷防止に関しては、玉井等による論文^[3-2]がある。この検討では、TRAC-BF を用いて IC を組み込んだ 1F-1 モデルの解析結果から、全交流電源喪失後 1.5 時間以内に IC を起動すれば炉心溶融を回避又は遅延出来るとしている。しかし、このモデルでは構造体の熱容量を考慮していないために、圧力や温度などの時間変化を急峻に予測している可能性があるとしている。HUSAC は単純化した集中定数モデルであるが、圧力容器等構造物の熱容量を考慮しており、より精度の高い解析が実現できているものと考ええる。

東京電力福島第一原子力発電所事故の原因究明については多くのベンチマークをすることが必要であり、ベンチマークを繰り返すことにより、以前解明できなかった点が少しずつ解明できていると考える。

3.1 実機データからの事故分析

3.3.1 実機データについて

1F-1～3 は地震発生時より津波来襲時までは非常用交流電源及び直流電源は確保されていたので記録計チャート、プロセス計算機データ、過渡現象記録装置データ等が採取されているが、津波来襲後は交流電源及びほとんどの直流電源が喪失したため計測器の電源がなくなり、実機データは非常に少なくなった。

事故分析に使用できるデータは、運転操作記録、中央操作室からバッテリーをつなぎ込んで復旧させた計器の読取り値、現場の電源不要な指示計の読取り値等のデータに限られる。^[3-3]1F-1 に関するこれらのデータをプロットして Fig.3-1 に示す。

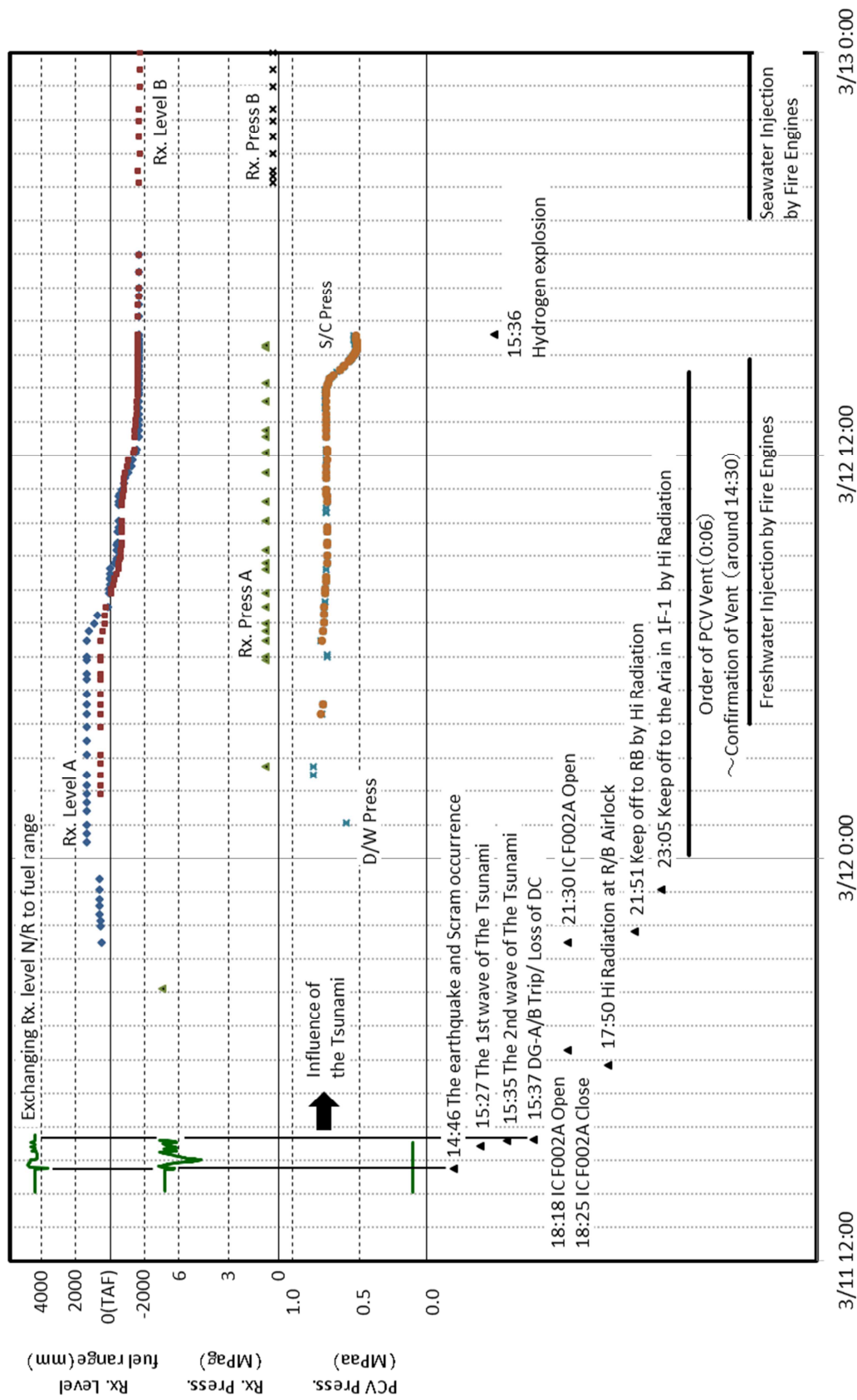


Fig.3-1 The actual plant data which can be used for accident analysis of 1F-1

3.1.2 IC の動作状況の分析

非常用復水器（IC: Isolation condenser）の系統構成を Fig.3-2 に示す。

IC は A 系、B 系の 2 系統が設置されている。蒸気は原子炉圧力容器（RPV）から、1A 弁、2A 弁を介して供給される。B 系も同じである。IC で蒸気は凝縮され、3A 弁で流量制御しながら 4A 弁を介して再循環（PLR）ポンプの吸込側配管に接続されている。1A、2A、4A 弁は常時開であり、3A 弁で IC の起動／停止を行う。

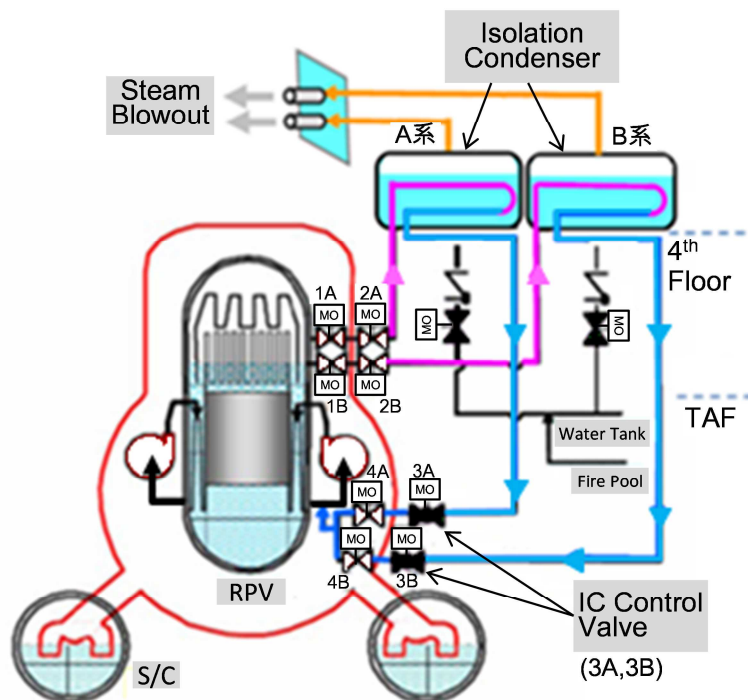


Fig.3-2 System Configuration of IC

また、1A 弁と 4A 弁は格納容器の内側に設置された交流モーター駆動弁で、非常用母線の電源が喪失した段階で As is(現状維持)となる。2A 弁、3A 弁は格納容器の外側に設置された直流モーター駆動弁であるが、弁の開閉を制御する制御盤内の論理回路とは別の直流バッテリーで駆動される。

IC 系の動作であるが、地震発生から津波来襲までは交流電源も直流電源も活きており、IC の弁は特に問題なく作動した。この間、原子炉圧力高により IC の A/B 系は自動起動したが、保安規定に定められた炉水温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を遵守するため両系統とも一旦手動停止され、その後 IC A 系を手動起動・停止(3A 弁の開閉)することにより原子炉圧力の制御がされている。

15:37 に非常用ディーゼル発電機（EDG）がトリップしており、この頃より津波による海水の侵入の影響を受け始めていることがわかる。津波の影響を受け始めた時には原子炉圧力は上昇傾向であり、IC は運転操作により停止していたと推定できる。その後、運転記録によると IC は 18 時頃に起動／停止操作がされている。一方、原子炉圧力の実機データは 20 時頃に 6.9MPa の記録があること、津波来襲前に IC を起動した際には原子炉圧力の低下が認められ IC は崩壊熱以上の冷却能力があること等から考えると、津波来襲後は IC による減圧はなく、原子炉圧力は崩壊熱により上昇し、主蒸気逃し安全弁（逃し安全弁（SR 弁））の吹き出し圧力に達した後は SR 弁吹き出しによる減圧と吹き止まり後の

上昇を繰り返し、7MPa 付近に維持されていたものと推定される。

この間、炉水は主蒸気逃し安全弁（SR 弁）を介してサプレッションチェンバー（SC）に移行するため、原子炉水位は原子炉圧力変化によるボイドの発生・消滅の影響で若干上下するものの全体的には低下していったものと推定される。

3.1.2 燃料の被覆管の破損開始時期の考察

原子炉水位が低下し燃料が露出すると、炉水による冷却機能が十分ではなくなるため被覆管温度が上昇して被覆管のジルコニウムと水が反応（水ジルコニウム反応）して水素と熱が発生し、燃料温度はますます上昇し被覆管の破損に至ると考えられる。

本事象が発生すると燃料の被覆管が破損し核分裂生成物が炉水に放出されるため、発電所内の放射線が増加する。1F-1 の運転日誌では 21：51 に放射線が高いために原子炉建屋（R/B）入域禁止となっており、この頃には被覆管の破損が既に始まっていたと推定される。

また、旧保安院の福島第 1 発電所の保安調査による聞き取り調査時の証言では、“ホワイトボードに記載されていた「17° 19' イソコン」は、IC の胴側水位計を確認にいくことを書いたと思うが、正確に記憶していないが、「17° 50'」は、IC の胴側水位計を確認するために、現場に向かったところ、原子炉建屋の二重扉を一つ入ったところで放射線モニタの指示値がオーバースケールしたことを記載したものである。”とのことである。^[3-4]この証言より、津波来襲から約 2 時間後には、原子炉建屋内の放射線の増加が始まっており、既に被覆管の破損が始まり核分裂生成物が炉水に放出されていたものと推定できる。

3.1.3 原子炉圧力容器（RPV）破損時期の考察

燃料の被覆管の破損後、高温となった燃料や気体は中性子計装管等を破損し、破損部から格納容器へ高温の気体が吹き出し格納容器内（PCV）を加熱・加圧する。また、原子炉圧力は原子炉圧力容器（RPV）破損部が拡大すると急激に低下するものと推定される。1F-1 では 3/12 1:20 にドライウェル(DW)圧力が 600KPa と観測されており、この時には既に RPV から大きな漏洩が発生していたことがわかる。

実機データで注目すべきは、原子炉水位の指示値が 3/11 21 時頃より上昇していることである。この時間帯には原子炉への注水はなく原子炉水位は上昇するこ

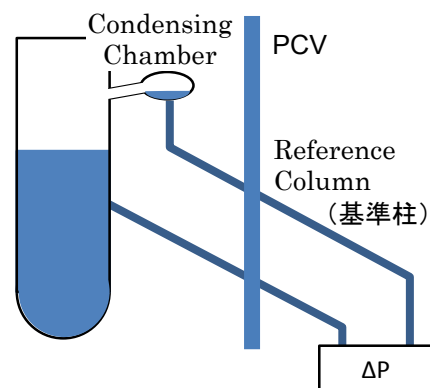


Fig.3-3 Measurement Principle of the Water level

とはないので、指示値の見かけ上の上昇と考えられる。

即ち、原子炉水位は Fig.3-3 に示すように実際の水位による水頭と基準柱の水頭の水頭差により測定されており、基準水柱が低下した場合にも指示値は上昇する。実機での原子炉水位計の指示値の上昇は、原子炉压力容器（RPV）から格納容器（PCV）への漏洩が発生し、PCV 内に噴出された高温の気体の影響で基準水柱内の水が蒸発し基準水柱が低下したことにより、見かけ上原子炉水位計の指示値が上昇したものと考えられる。

以上より、RPV からの大きな漏洩の発生は 3/11 21 時（津波来襲より約 5 時間後）より前と推定できる。

3.1.4 非常時の非常用復水器（IC）の運転方法に関する考察

IC 系の弁の論理回路は、交流及び直流電源が喪失した場合には隔離信号を発生するように設計されていた。津波の影響により交流電源はすぐに喪失したため、直流電源喪失により隔離信号が発生する状況であった。直流電源喪失し隔離信号が発信する方が、弁を駆動する直流電源喪失より早く、格納容器外側の直流弁が閉動作した可能性のあることが原子力規制委員会の検討会で示されている。^[3-5] IC は現在の設計では非常用炉心冷却系（ECCS）等の安全系の位置付けではなく、電源喪失時にはフェールクローズする設計自体は妥当と考えられるが、今回の事故を踏まえると、IC は設計事象を超えた場合の緩和機能を有した機器として位置付けて運転状態を継続させる等の設計上の対応が必要と考える。また、現状の設計に留意し、全交流電源喪失（SBO：Station Black Out）及び直流電源喪失時に現場で 3A 弁の開操作をする手順とするなど運転操作によりカバーしておく必要があった。

18:18 から 21:30 にかけて IC の起動操作が行われているが、前述のように、この頃には被覆管の破損が始まっており、量は少ないものの、燃料被覆管の酸化による水素の発生があったと考えられる。微量の水素が混入していれば、IC の凝縮熱伝達を阻害することが、単純化 BWR（SBWR）の IC の実験で確認されている。^[3-6]

このため、3A 弁を開けて IC を起動して IC 伝熱管に高温の蒸気が流入しても、水素などの不凝縮性ガスによって IC はすぐに機能を喪失する状況であった。SBO 及び直流電源喪失に至った初期の段階で IC を活かすことが重要であった。

以上より、運転管理上の問題として、今回のような津波来襲に伴う全電源喪失をきっかけとした過酷事故等を想定して、IC を隔離時冷却機能としての原子炉圧力を制御するモードから、過酷事故の防止又は緩和を目的とした IC2 基のフル冷却運転モードに切り替える規定が無かったことが挙げられる。

IC の隔離時冷却機能としての運転モードでは保安規定に定められる炉水温度変化率 55℃/h の制限が適用され、フル冷却運転モードではこの温度変化率

を超える冷却となる。しかしながら、原子炉圧力容器は大 LOCA 発生時の非常時炉心冷却系（ECCS）注水による 55℃/h を超える温度変化を考慮して設計されており、原子炉圧力容器（RPV）の健全性の担保は、RPV の熱衝撃評価（照射脆化の監視）に依っているため、過酷事故の発生を防ぐという観点からは、全てに優先して IC のフル冷却運転を実施することが望ましい。即ち、津波の襲来等によって SBO や直流電源喪失が発生し、炉心損傷が発生する可能性があると思えば、単なる隔離時冷却機能としての非常用復水器（IC）の運転モードから、過酷事故を防止する観点から IC を 2 基とも作動させるフル運転モードに切り替えることが望ましい。

このモードへの切り替えの判断基準としては、今回のような非常に強い地震、あるいは気象庁などの津波警報、沖合の GPS による津波の来襲検知などが考えられる。しかし、これらの情報は非常時において確実とは言い難い。全交流電源喪失（SBO）の発生時の方が確実であろう。

なお、フル冷却運転モードの導入には確実にフル運転冷却モードに移行させるために、入念な検討及び準備が必要である。例えば、格納容器内側の隔離弁が誤信号により閉止した場合や、全交流電源喪失により操作不能になった場合などは、その後の人的なアクションでは開動作が困難であり、弁 1 つの開操作ができないために過酷事故に進展するといった事態になる可能性がある。IC の格納容器内側の隔離弁については、次のような対策が必要と考える。

- ・非常用炉心冷却系（ECCS）系のように Fail as is 設計にする。
- ・全電源喪失時でも格納容器内側の隔離弁を常時開とし、閉動作をさせない。
- ・格納容器内側弁は格納容器外側からでも手動操作にて開動作可能なようにする。

開状態の維持又は格納容器外からの開操作可能とする対策は、IC のみではなくアクシデントマネジメントで緩和処置のため重要な系統の格納容器内側弁に関しても共通と考える。

3.2 HUSAC コードによる 1F-1 の事故解析と事故分析

前述の様に、津波来襲後は交流電源に加えて直流電源も喪失しているため、仮設のバッテリーで活かした信号以外に情報はほとんど無いので、これらの実機情報に加えて事故解析による情報も使用して 1F-1 の事故分析を行う。

事故解析のため、北海道大学過酷事故解析コード（HUSAC : Hokkaido University Severe Accident Code）を作成した。なお、このような解析は東京電力が MAAP を使用して、また旧原子力安全基盤機構（JNES）が MELCOR を使用して実施するなど既に行われており、HUSAC 作成時の参考とするとともに、解析結果の比較等を通じて検討の材料とした。以下に HUSAC の概要、解析で考慮した点、解析結果及び解析を踏まえた事故分析を示す。

3.2.1 北海道大学過酷事故解析コード（HUSAC）について

HUSAC では原子力プラントを大きく原子炉圧力容器（RPV）、ドライウェル（D/W）、サプレッションチェンバー（S/C）の 3 領域に分割し、各領域において質量保存則、エネルギー保存則、体積保存則及び各種状態方程式を組み合わせ状態量の時間変化を解いている。Table 3-1 に各領域で適用した保存則並びに方程式や仮定をまとめて示す。また、Fig.3-4 に各領域で想定した漏えい等の質量移動、熱伝達、熱放射を示す。

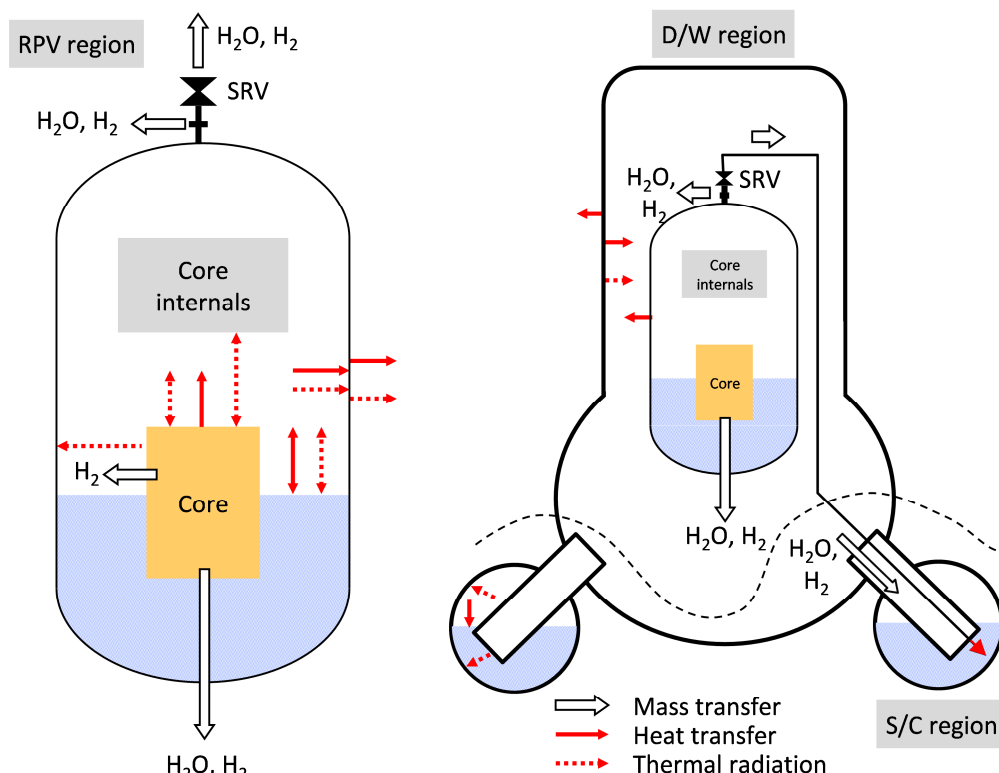


Fig.3-4 Model Diagram of the HUSAC
(Hokkaido University Severe Accident Code)

本研究では 1F-1 のスクラム後の事象を取り扱っており、再臨界にはならないので、炉心部は崩壊熱のみとし、米国原子力学会（ANSI/ANS5.1）のモデルから算出した。IC に関しては、除熱量を後述する Mini-TRAC を用いて作成したモデルにより解析し熱バランスで差し引くこととしている。なお、HUSAC では水ジルコニウム反応についてはモデル化していないが、水素の全発生量を MAAP と同じになるように、水素発生量や発熱量の時間変化を与えている。その他の仮定については Table 3-1 を参照のこと。また、別紙-1 に各領域の基礎方程式を示す。

Table 3-1 Outline of each region of HUSAC

領 域		概 要
R P V 領 域	全 般	<ul style="list-style-type: none"> ・ RPV 領域は圧力容器、炉心、炉内構造物から構成される。
	圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> ・ 圧力容器内の液相、気相毎に質量保存則、エネルギー保存則、液相・気相の体積に体積保存則、Dittus-Boelter の式、ステファン・ボルツマンの式等を組み合わせて、原子炉圧力、原子炉水位等の状態量の時間変化を解いている。 ・ ライニングと母材の 2 層構造でモデル化し、伝熱計算はこれを考慮。 ・ 系外への一次冷却水の流出として、①主蒸気逃し安全弁（SR 弁）開時の流出、②高温破損による炉内中性子計装管・SR 弁管台ガスケット等からの漏洩を考慮。 <ul style="list-style-type: none"> － 燃料温度 723℃以上で炉内中性子計装管漏洩： 漏洩断面積 0.00014m²（MAAP、MELCOR と同じ仮定） － RPV 気相温度 450℃以上で SR 弁管台ガスケット漏洩： 漏洩断面積 0.0013 m²（MAAP、MELCOR と同じ仮定） ・ IC による除熱：Mini-TRAC を使用して作成した非常用復水器（IC）伝熱モデルにより除熱量を求め、差し引いている。
	炉 心	<ul style="list-style-type: none"> ・ 一点炉近似とし、伝熱計算には被覆管、被覆管-ペレット間のギャップ、ペレットを考慮（従って、燃料温度、被覆管温度等は平均値のみ算出） ・ 1F-1 事故はスクラム後であり、臨界は考慮しなくて良いので崩壊熱のみを考慮。崩壊熱は ANSI/ANS5.1-1979 モデルを使用。 ・ 水ジルコニウム反応はモデル化しておらず、発熱量及び水素発生量は MAAP と同様となるように入力値として与えている。 ・ ペレット温度 2800° K 以上が 2 時間継続した場合、燃料は全て落下し、液相に触れると仮定。
	炉 内 構 造 物	<ul style="list-style-type: none"> ・ シュラウド、ドライヤー・セパレータ、炉心支持構造物、制御棒駆動機構等を一体として取り扱い、伝熱計算には熱容量等を考慮。
D / W 領域		<ul style="list-style-type: none"> ・ 気相のみと仮定して、窒素、水蒸気、水素等に質量保存則、エネルギー保存則、理想気体の状態方程式、ファンデルワールスの状態方程式を組み合わせて、DW 圧力、DW 温度等の状態量の時間変化を解いている。 ・ RPV 領域からの主蒸気逃し安全弁（SR 弁）ガスケット、炉内中性子計装管等の高温破損時の水素・蒸気の流入を考慮。 ・ S / C 領域への蒸気、窒素、水素の流出を考慮。
S / C 領域		<ul style="list-style-type: none"> ・ SC 内の液相、気相毎に質量保存則、エネルギー保存則、理想気体の状態方程式を組み合わせて、SC 圧力、SC 温度等の状態量の時間変化を解いている。 ・ RPV 領域からの主蒸気逃し安全弁（SR 弁）開時の水素・蒸気の流入を考慮。 ・ D / W 領域からの蒸気、窒素、水素の流入を考慮。

3.2.2 崩壊熱の算出について

IC の冷却能力及び炉心溶融・RPV 破損等の評価には、炉心の崩壊熱を正確に計算することが必要なため、崩壊熱を計算するコードを作成した。^[3-7]前述のように、コード中の計算式は ANSI/ANS5.1 のモデルを用いた。ANSI/ANS5.1 の崩壊熱計算式は、シビアアクシデント解析コードである MAAP や MELCOR でも用いられている。核燃料や出力のデータは福島第一原子力発電所の当時の公表値を使用した。即ち、燃料集合体は、高燃焼度 8×8 燃料が 68 体、9×9 燃料(B 型)が 332 体装荷されていたが、事故当時に装荷されていた燃料集合体の燃焼期間を計算し、これを考慮して事故当時の燃料のウランとプルトニウムの個数密度を計算して ANSI/ANS5.1 の崩壊熱計算式の入力として、地震による原子炉停止後に発生する崩壊熱を計算した。Fig.3-5 に崩壊熱を定格熱出力で除した規格化崩壊熱の時間変化を、Table1 3-2 に IC 起動時と津波による SBO 発生時の崩壊熱を示す。Fig.3-5 では、地震発生後のスクラム時間を 0 秒 とした。

Table 3-2 Estimated Decay Heat

Event	Time	Decay heat Power[MW]
IC Started	14:52	36.3
SBO occurrence	15:37	19.8

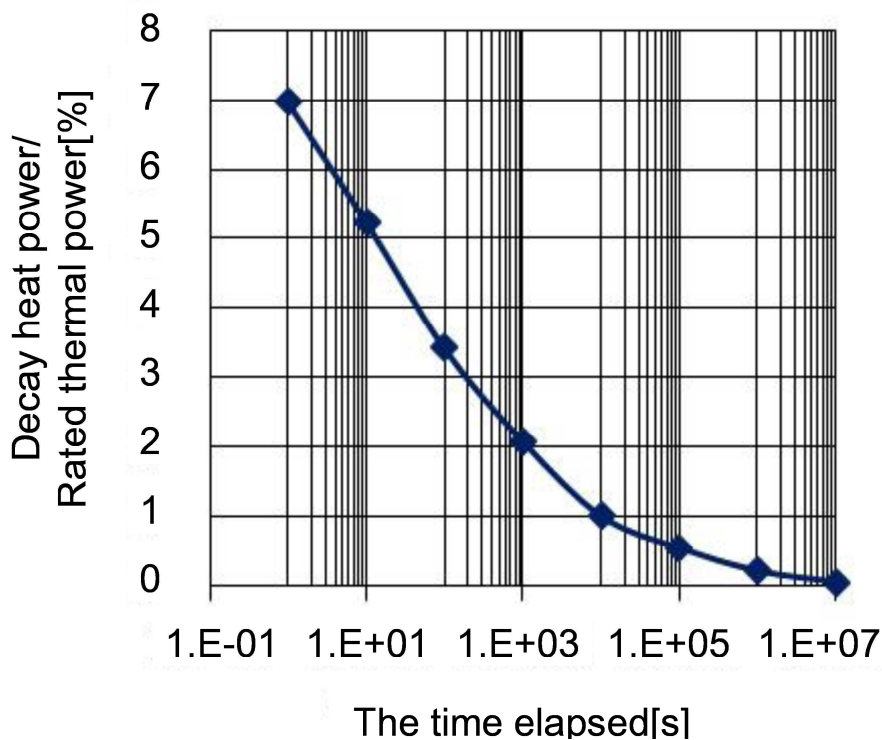


Fig. 3-5 1F-1 Estimated Decay Heat

3.2.3 非常用復水器（IC）の除熱解析について

実機 IC の除熱能力を評価するため、原子炉過渡解析コード Mini-TRAC を用いたが、次の 2 段階で除熱解析を行った。^[3-7] 参考文献[3-7]に詳細が示されているが、概要は次のとおりである。

まず、Fig.3-6 に示す IC を模擬した可視化実験装置を製作して冷却実験を行った。この実験データと Mini-TRAC コードを用いて作成した除熱モデルの解析結果を比較することにより、Mini-TRAC コードにおける設定データの妥当性を確認した。これにより Mini-TRAC を使用した可視化実験装置モデルにおける、IC の U 字管のノーディング方法、U 字部の圧力損失係数の設定、重力項の設定、沸騰熱伝達を含む伝熱計算方法等の妥当性の確認ができた。

次に、上記実験により得られた設定データ及び東京電力や旧原子力安全・保安院などが公表している諸元をもとに、実機 IC の設定データを決め除熱解析を実施した。

本除熱解析モデルの除熱量解析結果では、地震後の IC 自動起動時においては約 42MW（原子炉圧力 7.2MPa 時）、津波到達時には約 36MW（原子炉圧力 7.0MPa 時）となり、1F-1 の設置許可申請書に記載の除熱能力とほぼ一致

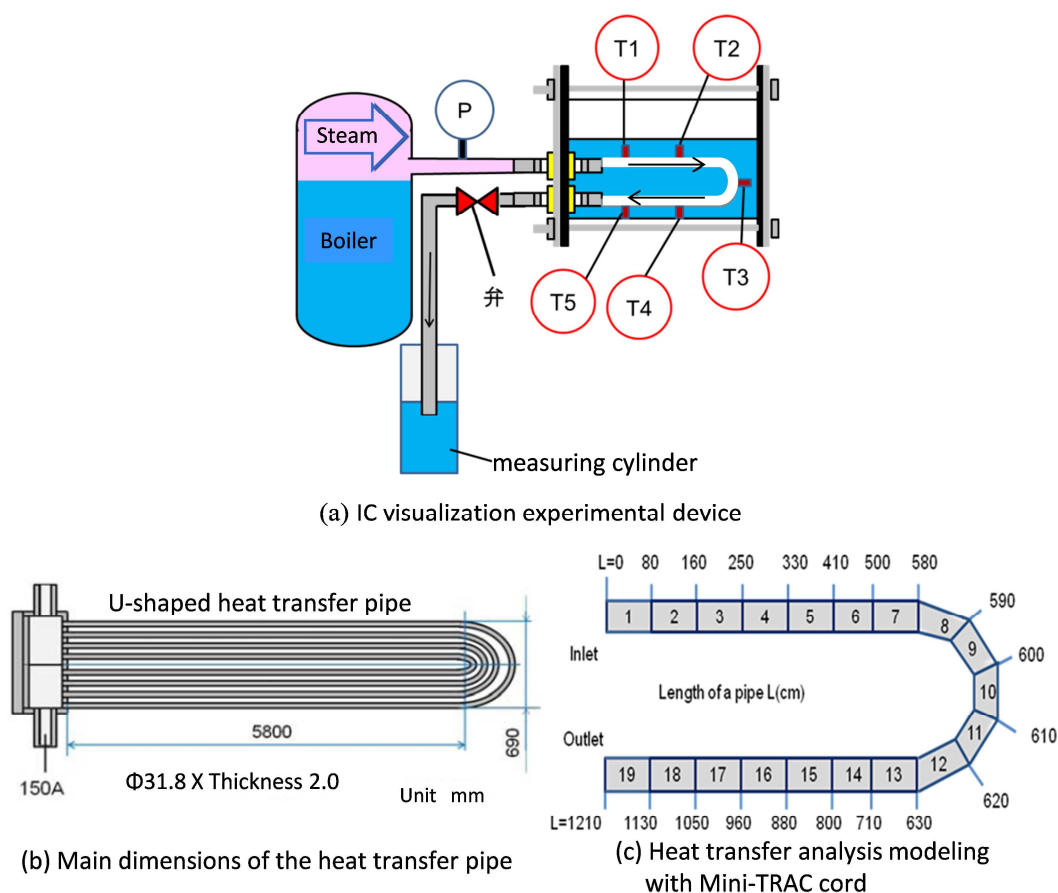


Fig.3-6 Associated figure of the IC heat transfer analysis model

した。

この除熱能力は、Table 3-2 に示した 1F-1 の崩壊熱同時刻の崩壊熱出力よりも大きく、IC 1 基で、原子炉を減圧できることを意味している。

3.2.4 原子炉圧力容器からの漏洩箇所に関する考察

1F-1 の事故解析には、原子炉圧力容器（RPV）から原子炉格納容器（PCV）への高温気体の漏洩経路の解明が必要である。漏洩箇所として有力な箇所を Fig.3-7 及び Table 3-3 に示す。

Table 3-3 The materials and heat-resistant temperature of the assumption leak point

Leak Point	Material	Heat-resistant temperature
SRV nozzle stub gasket	SNB7	About 450 °C
Upper spray vent nozzle	ASTM A533B Cl.1	About 538 °C
Tube for neutron flux instrumentation	SUS304	700 – 800 °C

Table 3-3 に示す想定漏洩箇所の内、最も早く漏洩が始まると考えられるのは、炉内中性子計装管である。炉内中性子計装管は燃料と隣接して配置されているため、その温度は燃料の被覆管温度とほぼ同等と考えられる。そのため、燃料露出後の急激な温度上昇により中性子計装管の温度も上がり、強度低下による損傷により PCV へ過熱蒸気が漏洩したと考えられる。なお、ステンレス鋼の耐熱温度は 700-800℃(融点は 1400-1450 °C)である。1F-1 の場合、中性子計装管は炉内に直径 7mm

のものが 22 本あるが、燃料が露出を開始した直後に全中性子束計装管の合計断面積相当の溶融漏洩が発生したかどうかは検討を要するが、まずは東京電力が MAAP 解析で仮定した漏洩断面

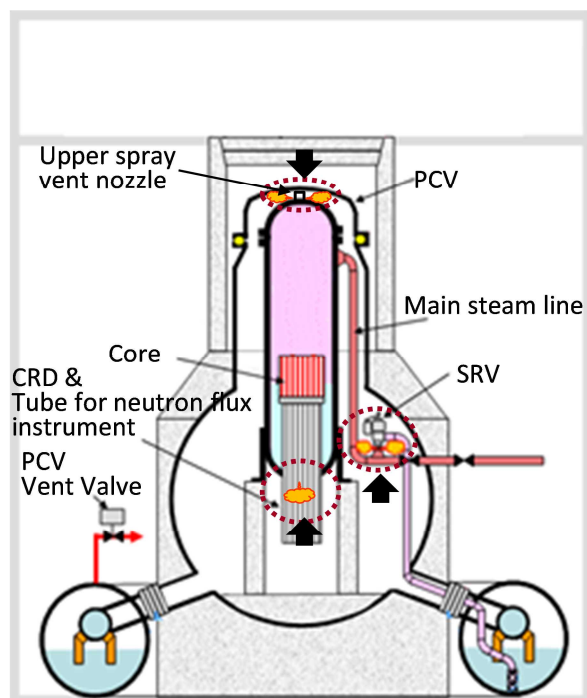


Fig.3-7 Assumption of leak point from RPV

積（全計装管の合計断面積の約 16%）と同じとし、その後、断面積を変更した感度解析を実施することとした。

他の有力な漏洩箇所としては、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の管台ボルト部とがある。Fig.3-8 に SR 弁の断面図を示す。MAAP 及び MELCOR では SR 弁管台フランジガスケットからの蒸気漏洩を仮定した解析が行われており、HUSAC でも最初は MAAP 等と同じ仮定でモデルを構築した。なお、タービン建屋の線量増加が確認された時刻（3/11 23:00 頃）において、SR 弁の開閉が行えたことから SR 弁本体は、この時点ではまだアクチュエータの電磁弁のコイルなどが損傷する 170℃以上の温度にはなっていないと考えられるので、SR 弁管台フランジガスケットの過温破損については、別途検討することとした。

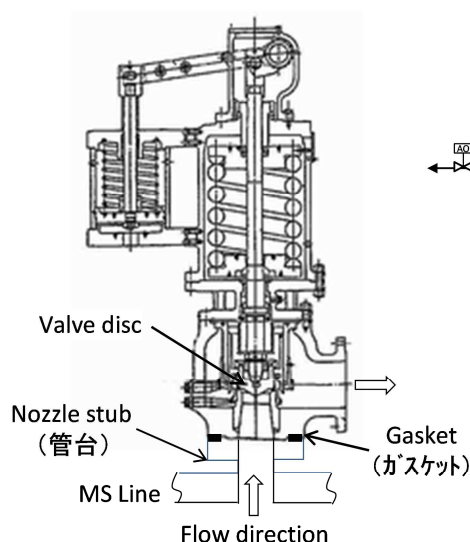


Fig.3-8 The Sectional View of SRV

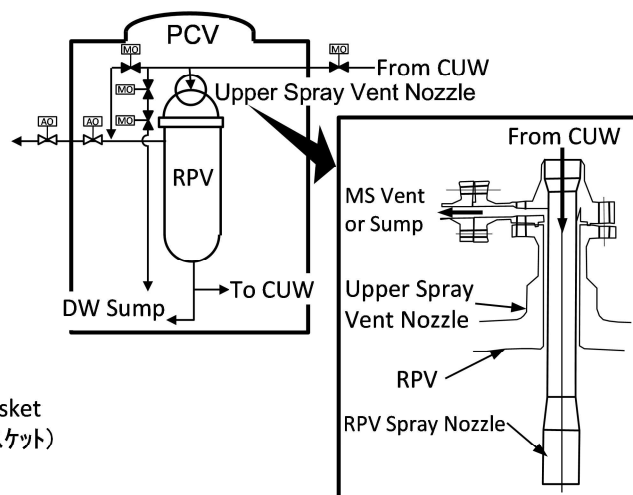


Fig.3-9 The Sectional View of RPV vent pipe and Valve

この他、原子炉圧力容器（RPV）上蓋のベント管は炉心の直上に位置し、小口径の配管で熱容量も小さく、容易に温度上昇すると考えられる。Fig.3-9 に RPV 上蓋のベント管の断面図を示す。締結体であるボルトは締め付け状態で引張応力状態であり、温度上昇に伴う許容応力の低下に伴うボルトの伸びが生じやすいため、ベント管締結部の破損による漏洩がより有力であると考えられる。ベント管締結部の過温破損についても別途検討することとした。

3.2.5 HUSAC による事故解析も踏まえた事故分析

以降、HUSAC の解析結果を踏まえた事故分析について述べるが、同様の事故解析はいくつか行なわれている。Table 3-4 に代表的な解析として東京電力が MAAP コードを用いて実施した解析結果と旧原子力安全基盤機構(JNES)が MELCOR も用いて実施した解析結果との比較を示す。

なお、実機データの分析で、津波来襲後約 2 時間で被覆管の破損が始まり核分裂生成物が炉水に放出されていたことを示したが、このことは少なくとも津波来襲より 2 時間迄には原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以下になっていることが必要条件である。各解析がこの条件を満足するかも表中に示した。

Table 3-4 Analysis result comparison between MAAP,MELCOR and HUSAC

	MAAP	MELCOR	HUSAC
TAF arrival time	3h*	2h*	2h*
Fuel damage start time	4h*	3h*	4h*
RPV damage time	11h*	5h*	5h*
Explanation characteristic of the radiation level rise in reactor building (原子炉建屋の放射線レベル上昇の説明性)	×	○	○

*) Time after Tsunami attack

(a)HUSAC の解析結果

Fig.3-10 に 1F-1 の HUSAC の解析結果を MELCOR (JNES)、MAAP (東電)と比較して示す。

なお、本解析では、対象としている全電源喪失時から炉心落下までの各状態量の推移を解析で追い、各部の熱量の総和が崩壊熱と一致することや、蒸気と水のマスバランスを各タイムステップでチェックした。

また、グラフの横軸は津波が来襲し DG がトリップした時刻(3/11 15:37)(以下、津波来襲時)を時刻ゼロとしている。

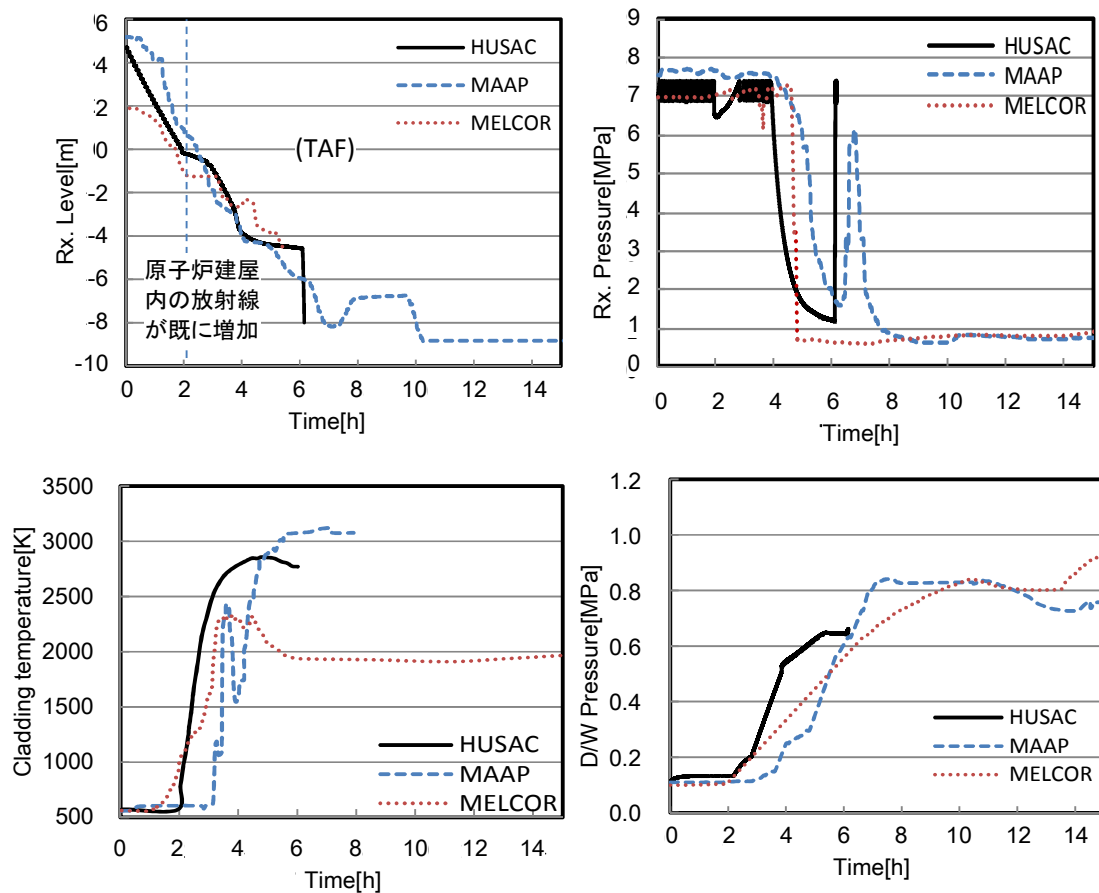


Fig.3-10 Comparison of Analysis Result between HUSAC, MELCOR (JNES) and MAAP (Tokyo Electric Company)

(b) 原子炉圧力及び原子炉水位について

津波来襲後は IC が停止し除熱機能を喪失したと考えられるため、原子炉圧力は崩壊熱により上昇し、主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) の吹き出し圧力と吹き止まり圧力との間で、頻繁に開閉を繰り返す。この間、SR 弁の吹き出し／吹き止まり圧力で決まるため、これによる原子炉圧力の低下は発生しない。

また、炉水は主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) を介してサブプレッションチェンバー (SC) に移行するため原子炉水位は低下する。原子炉水位は津波来襲から 2 時間後には有効燃料頂部 (TAF) 以下となり、燃料は露出を始め被覆管温度が上昇する。被覆管温度が 1000K (727℃) に達すると中性子計装管の損傷により格納容器 (PCV) へ一次冷却材の漏洩が発生するため、原子炉圧力は 6.5MPa まで低下し、PCV 内の放射線レベルは上昇する。この後、被覆管温度は上昇を続け、すぐに水ジルコニウム反応が発生する 1173K (900℃) となり熱と水素が発生するため、原子炉圧力は再度上昇し SR 弁の吹き出し／吹き止まりを繰り返す。この際、被覆管が破損するため核分裂生成物が炉水中

に放出され、SR 弁を介して SC に移行するため、原子炉建屋の放射線レベルが更に上昇する。

この後、RPV 気相温度が 723K (450℃) を超えるため、主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) 管台部ガスケットからの蒸気漏洩が発生し、原子炉圧力は約 1.0MPa まで低下する。その後の原子炉圧力の急上昇は、燃料が下部プレナムに落下し、液相と接触しフラッシングが発生することによるものである。

(Table 3-1 に示すように解析ではペレット温度 2800K 以上が 2 時間継続で燃料が落下するとしている。)

以上のように、実機の放射線の上昇するタイミングと、解析で原子炉水位が TAF を下回り炉心溶融の始まり放射線の上昇が予想されるタイミングとほぼあっていることから、解析結果はほぼ実機を再現出来ているものと思われる。なお、MAAP による解析では TAF 到達時間、炉心損傷開始時間とも HUSAC 及び MELCOR より遅れており、建屋内の放射線の上昇を説明できない。

(c) 格納容器のドライウェル圧力 (DW 圧力) について

DW 圧力は津波来襲後 2 時間で上昇を開始するが、中性子計装管から DW への炉水の漏洩が発生したためである。その後、主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) 管台部ガスケットからの漏洩も加わり上昇を続ける。

3 月 11 日の 23:00 には、タービン建屋の線量も上昇し、23:05 には全域の立ち入りが禁止されたが、これは PCV のペネトレーション (貫通部) やハッチ、上部フランジのパッキン (耐熱温度約 200℃のシリコンゴム) などから、水素と核分裂生成物 (FP) を含む放射性の気体や粒子状のエアロゾルが漏洩したことが原因として考えられる。

(d) 原子炉圧力容器 (RPV) からの漏洩箇所についての考察

3.2.4 に示すように原子炉圧力容器 (RPV) からの漏洩は MAAP や MELCOR と同じとして RPV 気相温度が 450℃以上で発生するとしたが、実機では主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) 管台や RPV 上蓋ベント管の温度は RPV 気相温度より低いと考えられる。このため、過温破損条件をその設置場所や形状を考慮しての伝熱計算によりそれぞれの設置箇所の温度とした場合の解析を実施した。なお、SR 弁管台部についてはその形状を考慮しての伝熱計算は困難だったため主蒸気管温度により過温破損を判断することとして解析した。主蒸気温度及び RPV 上蓋ベント管温度の解析結果を Fig. 3-11 に示すが、両者とも過温破損条件には至らない結果となった。主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) 管台部については、前述したように、タービン建屋の線量増加が確認された時刻 (3/11 23:00 頃) において、SR 弁の開閉が行えたことから SR 弁本体は、この時点ではまだアクチュエ

ータの電磁弁のコイルなどが損傷する 170℃以上の温度にはなっていないと考えられ、実機データとも合致する結果となった。

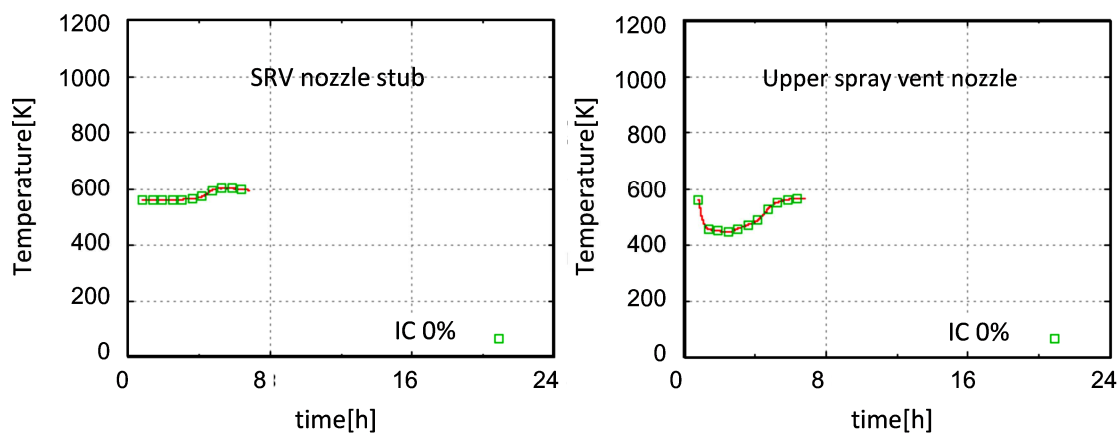


Fig.3-11 Analysis result of more realistic temperature condition

中性子計装管からの漏洩については、MAAP、MELCOR の仮定と同じとして被覆管温度が 1000K (727℃) で全断面積の 16%の断面積から漏洩が発生しその後も一定の断面積で漏洩するとしたが、被覆管温度は急上昇しすぐに中性子計装管の融点 (1673-1723K (1400-1450℃)) に達することを考慮すると、漏洩断

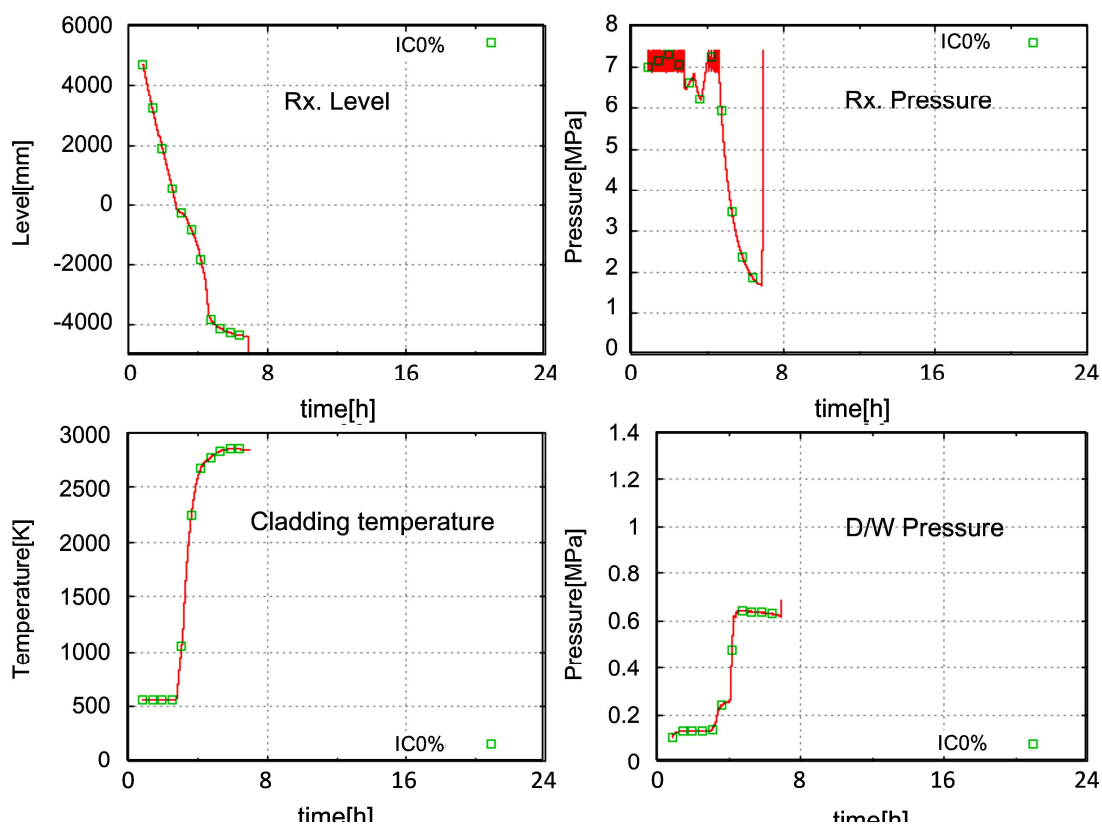


Fig.3-12 Analysis result of the leak from neutron instrument tube only

面積は増加することが考えられる。このため、被覆管温度が中性子計装管の融点を超えた場合には中性子計装管の全断面積で漏洩する条件で解析を実施した。解析結果を Fig. 3-12 に示すが、全体的には主蒸気逃し安全弁（SR 弁）管台部ガスケットから漏洩した場合とほぼ同様の結果が得られている。SR 弁管台部の過温破損条件が成立しないことを考慮すると、原子炉圧力容器（RPV）からの漏洩は中性子計装管からその漏洩断面積を増加しながら発生したとのシナリオは有力なものと考えられる。

(e) 地震発生から炉心溶融・圧力容器損傷までの事象のまとめ

Fig.3-13 に炉内圧力と水位の本解析結果と実機データの比較を示す。解析結果が実機データの無い時期をカバーしていることがわかる。

津波来襲後炉心溶融から RPV 破損・PCV 破損に至るがおよそ 3 段階に別れる。

まず、津波来襲後交流電源も直流電源もなくなり、非常用復水器（IC）も動作していないことから、崩壊熱により原子炉圧力が上昇し、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の吹出し圧力と吹止まり圧力の間に原子炉圧力が維持される段階がある。この段階では炉水が主蒸気逃し安全弁（SR 弁）を介してサブプレッションチェンバー（SC）に移行するため原子炉水位が低下する。

次に、原子炉水位の低下が有効燃料頂部（TAF）に達した後の段階となる。ここでは、燃料が露出するため被覆管温度が上昇し、中性子計装管から格納容器の（PCV）ドライウェル（DW）へ漏洩を生じる。このため、原子炉圧力は低下する。被覆管温度は上昇を続け、水ジルコニウム反応が生じ、熱と水素が発生し始め、原子炉圧力は再び上昇を始め、再び SR 弁の開閉により原子炉圧力は維持される。この後、水ジルコニウム反応の熱と原子炉水位の更なる低下による燃料冷却機能の低下により燃料温度は益々上昇し、やがて燃料の被覆管は損傷を開始する。炉内からは高温の水蒸気、水素等が発生する。被覆管の破損により核分裂生成物（FP）の放出も始まり、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）を介してサブプレッションチェンバー（SC）に移行するため原子炉建屋内の放射線の上昇も始まる。

次に、燃料被覆管の温度は更に上昇し中性子計装管の融点を超え、中性子計装管からの漏洩が更に増えるため原子炉圧力が低下するとともに、格納容器圧力及び格納容器内温度が上昇する。格納容器温度の上昇により、PCV のペネトレーション（貫通部）やハッチ、上部フランジのパッキン（耐熱温度約 200℃のシリコンゴム）などから、水素と FP を含む放射性の気体や粒子状のエアロゾルが漏洩したことが原因となって、タービン建屋の放射線量も

上昇し、23:05には全域の立ち入りが禁止された。また、原子炉建屋内に移行した水素が原子炉建屋上部に溜まり、3月12日15:36の水素爆発に結びついていく。

なお、HUSACの解析では原子炉圧力の大幅低下が、実機データより早く発生しているが、一次冷却材の漏洩箇所の仮定等さらに検討する必要があると思われる。

また、3月11日夜の原子炉水位計の指示値の上昇は、原子炉水位計の基準水頭菅の水が過熱した高温気体により蒸発をした影響であることは前述したが、このドリフト誤差は約5mであることがわかる。

以上、実機データ及びHUSAC解析結果から、1F-1の炉心損傷に至るまでの全体の事象進展についてより明確になった。

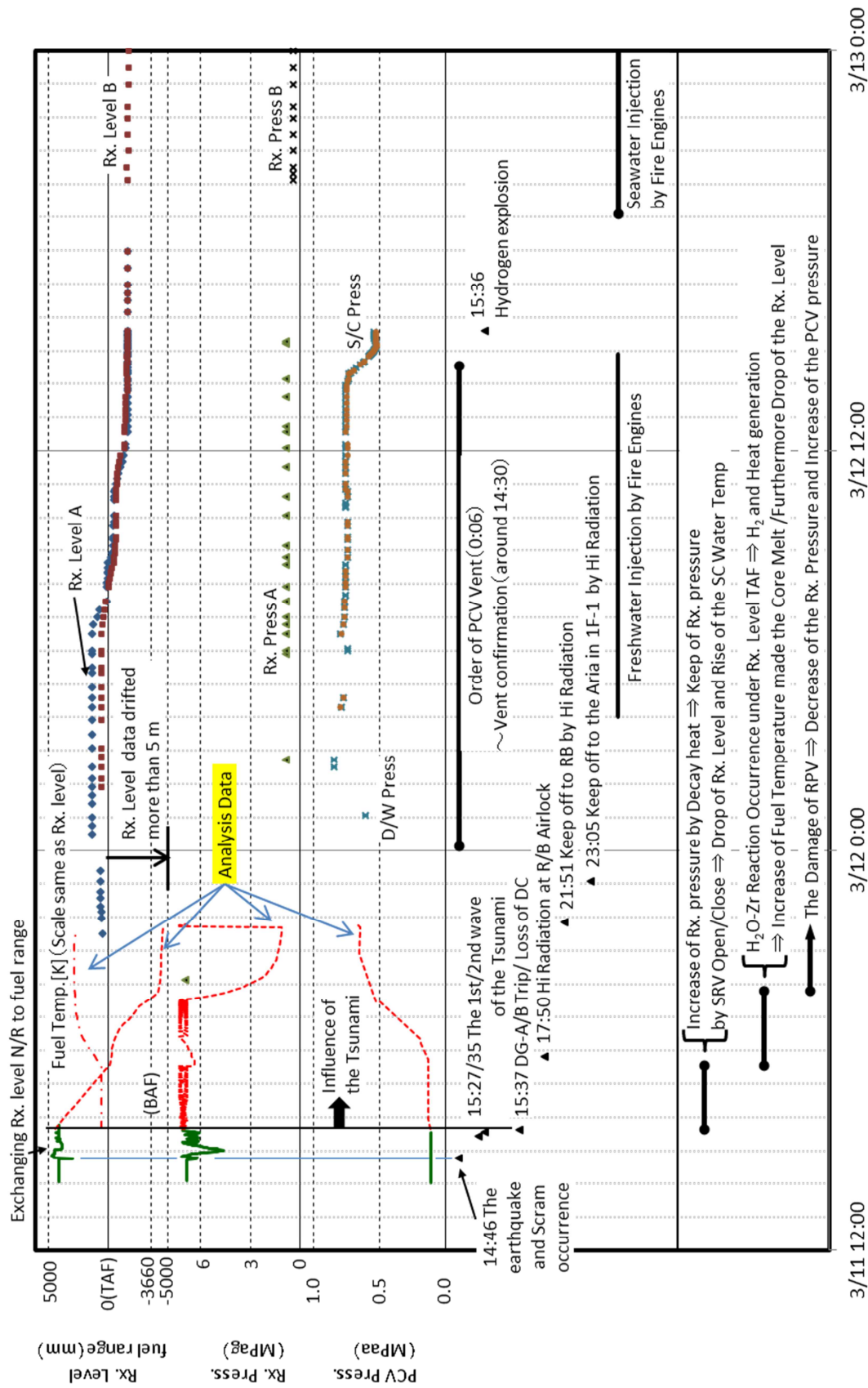


Fig.3-13 HUSAC analysis result and the actual data

3.3 非常用復水器の作動継続解析による過酷事故回避の可能性検討

HUSAC コードで地震スクラム発生直後より非常用復水器（IC）が 1 基作動した場合の解析を行った。Fig.3-14 に、IC 1 基が 100%能力を発揮した場合、50%の場合及び 0%の場合の 3 ケースの解析結果を比較して示す。

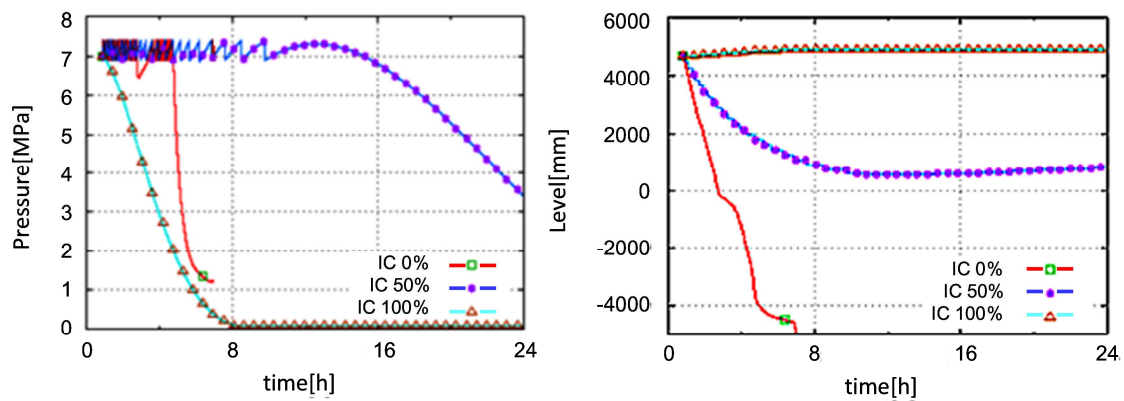


Fig.3-14 Sensitivity Analysis by HUSAC when an IC operated

IC 1 基が 100%の冷却能力を発揮した場合、事故後約 8 時間で原子炉は圧力上昇することなく、大気圧近傍まで減圧される。原子炉圧力の上昇はなく、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の開放により一次冷却水を失うことがないため、原子炉水位はほぼ維持される。原子炉圧力が 0.7MPa 以下まで冷却された場合、消防ポンプにより原子炉への注水も期待できるため、さらに冷却が可能となる。この間、崩壊熱の除去が IC のみのできるため格納容器の内圧も上昇しない。

IC 1 基が 50%の除熱能力の場合、除熱量が崩壊熱を上回るまで、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）が開閉を繰り返し、炉水が失われるが、原子炉水位は有効燃料頂部（TAF）までは低下しない。

なお、IC が 0%の除熱能力の場合については、1F-1 の解析条件と同じであり、Fig.3-10 に記載のグラフと同じであるため、説明を省略する。

以上より、IC が 1 基 100%の冷却能力を発揮した場合、約 8 時間で原子炉は大気圧近傍まで減圧され、この間、原子炉水位は維持され、格納容器圧力も上昇しないことより、炉心溶融には至らずに事態を収束できた可能性が極めて高い。

なお、IC のみの冷却による炉心損傷防止に関しては玉井等による論文^[3-2]がある。玉井等の検討においては、TRAC-BF を用いて IC を組み込んで 1F-1 モデルを構築し、IC の伝熱性能に関しては津波来襲前の IC 起動・停止時の圧力変化を利用して妥当性を確認し、解析結果より全交流電源喪失後 1.5 時間以内に IC を起動すれば炉心溶融を回避又は遅延出来るとしている。しかしながら、このモデルでは構造体の熱容量を考慮していないために、圧力や温度などの時間

変化を急峻に予測している可能性があるとしている。HUSAC は単純化した集中定数モデルであるが、圧力容器等構造物の熱容量を考慮しており、より精度の高い解析が実現できているものとする。

3.4 まとめ

本章では、津波来襲後の段階での解析を実施した。記録データが非常に少ないため、1号機（1F-1）を対象に、原子炉工学研究室にて開発した過酷事故解析コード HUSAC(Hokkaido University Severe Accident Code)を用いて解析し、解析結果と記録データから事象を分析した。

これにより、実機データと HUSAC 解説結果より 1F-1 の津波来襲から炉心損傷までの事象進展の全体像が明らかになった。1F-1 の事故分析により明確になった知見や提言を以下にまとめた。

- ①炉心損傷に至った要因は、津波の影響により直流電源を含む全電源を喪失して炉心の崩壊熱の除去に失敗したことであり、設計時に津波の影響を過小評価していたことが更にその要因であったことを指摘した。
- ②津波来襲後は非常用復水器(IC: Isolation Condenser)が不動作となり、炉心からの蒸気は逃し安全弁を介してサブプレッションチェンバーに移行し、原子炉水位が低下し、燃料が露出して炉心損傷に至ったことを示した。
- ③1号機において IC が 1 基が冷却能力を発揮した場合、約 8 時間で原子炉は大気圧近傍まで減圧され、この間、原子炉水位は維持され、格納容器圧力も上昇しないことより、炉心熔融には至らずに事態を収束できたことを HUSAC コード解析で示した。
- ④非常用復水器（IC）は 1 系統の 50%の機能を発揮していれば、炉心損傷に至らなかった可能性が高い。交流電源も直流電源も喪失するような事態に対して、IC は原子炉の減圧と水位維持、崩壊熱の除去に有効なパンプ機器であり、既存の BWR への設置を将来的に検討すべきである。
- ⑤炉心損傷後、一次冷却材の大規模な漏洩は、中性子計装管から発生し、炉心温度上昇に伴いその漏洩断面積を増加しながら漏洩量を増加していった可能性が高い。
- ⑥原子炉圧力容器周りの蒸気の漏洩箇所は逃し安全弁管台フランジ等が想定されてきたが、HUSAC 解析より中性子計装管から漏洩した可能性があることを示した。その後、公表されたデータでは 1 号機 1 階のトラバース式中性子検出器(TIP)室の線量が異常に高く^[3-8]、本研究の妥当性が裏付けられた。

- ⑦ IC など ECCS 系に準じて炉心注水冷却に使用される格納容器内側の隔離弁の作動ロジックは、過酷事故防止の観点から ECCS の系統と同様に電源喪失時でも開となるように変更すべきである。特に BWR の場合、制御盤や弁の作動用の直流電源が喪失して格納容器内側隔離弁が閉した場合、手動開操作が困難となり、過酷事故を防止できない可能性がある。この観点からみると、全電源喪失時に重要な機能を果たす IC に対しては、全電源喪失時でも冷却機能を果たす状態にすることがフェイルセーフ側であるが、現在は IC の伝熱管の破断を想定して原子炉と IC を接続する配管を弁で隔離する (Fail Close) 設計となっている。伝熱管の損傷に対しては、主蒸気の漏洩を伴うので、配管破断を想定して放射能高の検知と AND を取るなど、安全上重要な弁の開閉信号を発する論理回路の総点検が必要であることを指摘した。
- ⑧ フィルターベント系の弁も同様である。IC 隔離弁論理回路の現在のフェイルセーフ設計では、直流電源を含む全電源喪失時に隔離信号を発することを明らかにした。
- ⑨ 炉心損傷への進展防止に係る重要な系統にあっては、その機能発揮を確実なものとするため、格納容器内側の隔離弁は撤去し、開位置に固定すべきである。運転員がどれほど優秀であっても、BWR の格納容器の内側弁は手動操作ができないからである。また、格納容器の内側弁の撤去が困難な場合、電動弁や手動弁は弁操作が可能な延長シャフトを、空気作動弁は弁駆動シリンダーから弁駆動用チューブ等を格納容器外に設置し、格納容器外からの操作を可能とすべきである。
- ⑩ アクジデントマネジメントは、平時のこのような周到な系統の調査や SBO 対応訓練によって問題点を事前に抽出し、炉心損傷等の影響を緩和する程度に応じた対策をとっておくことが重要である。

第4章 結論

第1章においては、本研究の目的が、事故の詳細な分析や解析を通じて事項の原因を明らかにし、再発防止の教訓を得ることであること、そのために、津波来襲前と来襲後の2つに分けて検討することとした。

以下に地震発生から津波来襲までの事象分析を行った第2章、津波来襲後の解析評価を行った第3章のそれぞれから得られた教訓・提言を以下に示す。

第2章においては、地震発生から津波来襲前の段階における記録計や計算機打ち出しによる膨大なデータを詳細に分析し、各プラントの時系列評価より、以下の結論を得た。

- ① 津波来襲前までは各プラントとも、地震による一次系の漏えい等のダメージはなく、所内電源は非常用ディーゼル発電機（DG）により確保され、MSIV全閉時に通常取られる操作で原子炉を冷却していることを示した。
- ② 各プラントは地震加速度大の信号で原子炉スクラムしており、確実に停止しており、各プラントの止める機能は健全であった。
- ⑦ 各プラントの非常用電源、即ち原子炉を冷却する等安全機能に必要な機器・設備への電源は、外部電源喪失したものの、非常用ディーゼル発電機（EDG）からの給電により津波来襲の影響を受けるまでは確保されていた。
- ⑧ 主蒸気隔離弁（MSIV）は自動閉しているが、原因はMSIV論理回路の電源が喪失したことであり、実際にMSIVを閉める必要がある状態（主蒸気流量高、MSトンネル室温度高等の信号が発生するような主蒸気系からの一次冷却材の大流出している状態）が生じてはいないと判断した。
- ⑨ 1F-1で非常用復水器（IC）動作時に原子炉圧力（＝一次冷却材温度）の変化率が大きかったが、ICによる除熱可能範囲内の挙動であり、一次冷却水の漏洩等はなかったと判断した。
- ⑩ 各プラントとも地震発生から津波来襲までの間、MSIV閉鎖時にスクラム後に取りられる原子炉冷却操作を実施していた。即ち、1F-1では非常用復水器（IC）により原子炉推移を維持しつつ原子炉の冷却が行われていた。
また、1F-2/3では、主蒸気逃し安全弁の開閉によりサプレッションチェンバー（SC）に蒸気を移行するとともに、原子炉水位は原子炉隔離時冷却系（RCIC）

の手動運転により維持していた。また、SC 水は残留熱除去系（RHR）で除去可能な状態であった。以上より、各プラントの冷やす機能は健全であった。

- ⑪ 格納容器の圧力と温度の分析から、冷却材喪失事故（LOCA）に相当するような一次系の漏洩はない事を明らかにした。

第3章では、津波来襲後の段階での解析を実施した。記録データが非常に少ないため、1号機を対象に、原子炉工学研究室にて開発した過酷事故解析コードHUSAC(Hokkaido University Severe Accident Code)を用いて解析し、解析結果と記録データから事象を分析し、以下の結論を得た。

- ⑫ 炉心損傷に至った要因は、津波の影響により直流電源を含む全電源を喪失して炉心の崩壊熱の除去に失敗したことであり、設計時に津波の影響を過小評価していたことが更にその要因であったことを指摘した。

- ⑬ 津波来襲後は非常用復水器(IC: Isolation Condenser)が不動作となり、炉心からの蒸気は逃し安全弁を介してサプレッションチェンバーに移行し、原子炉水位が低下し、燃料が露出して炉心損傷に至ったことを示した。

- ⑭ 1号機においてICが1基が冷却能力を発揮した場合、約8時間で原子炉は大気圧近傍まで減圧され、この間、原子炉水位は維持され、格納容器圧力も上昇しないことより、炉心溶融には至らずに事態を収束できたことをHUSACコード解析で示した。また、非常用復水器（IC）が50%の機能を発揮していれば炉心溶融に至らなかったことを示した。

- ⑮ 原子炉圧力容器周りの蒸気の漏洩箇所は逃し安全弁管台フランジ等が想定されてきたが、HUSAC解析より中性子計装管から漏洩した可能性があることを示した。その後、公表されたデータでは1号機1階のトラバース式中性子検出器(TIP)室の線量が異常に高く、本研究の妥当性が裏付けられた。

更に本研究から得られた教訓から、米国の規制も踏まえ、提言を、以下にまとめる。

- ① IC 隔離弁論理回路の現在のフェイルセーフ設計では、直流電源を含む全電源喪失時に隔離信号を発することを明らかにした。全電源喪失時に重要な機能を果たすICに対しては、全電源喪失時でも冷却機能を果たす状態にすることがフェイルセーフ側であるが、ICの伝熱管の破断を想定して原子炉とICを接続する配管を弁で隔離する(Fail Close)設計となっている。伝熱管

の損傷に対しては、主蒸気の漏洩を伴うので、配管破断を想定して放射能高の検知と AND を取るなど、安全上重要な弁の開閉信号を発する論理回路の総点検が必要であることを指摘した。

- ②米国の同様なプラントでは現状のフェイルセーフの設計回路についてよく理解をしており、直流電源を含む全電源喪失時には先ず、隔離弁を手動開する手順になっており、その訓練も行われているとのことである。全電源喪失発生時の初期段階ではプラント内の放射線が高いわけでもなく、手動操作は十分に可能であり、この操作により炉心溶融を防げる可能性が大きい。

平時の運転対策として、全電源喪失時のプラントの挙動を論理回路も含めて再点検し、運転操作によりカバーできる範囲を確認し手順に盛り込むことも必要と考える。なお、米国では IC に関しては 3 年に一度は実作動させ、作動時の状況を共有出来るようにしているとのことである。機器の健全性の確認としてのサーバランス試験の観点のみではなく、作動頻度の少ない安全機器に対して、機器状況把握のための訓練としての観点からもサーバランス試験実施の有無及び頻度を見直すことも必要である。

- ③上記①②項では IC の全電源喪失時に関して述べたが、現在新規制基準で考慮されているシビアアクシデントのアクシデントマネジメントでも同様であり、平時からのシビアアクシデント状態に対する十分な検討と準備が重要である。

このような取組の一例として、米国の 2001 年 9 月 11 日のテロ対策として 2002 年 2 月 25 日付された命令書の B.5.b 項が挙げられる。B.5.b 項では、全電源喪失時の炉心及び格納容器の冷却機能の強化策を求めており、その中には福島第一原子力発電所事故でも活用できる項目も含まれていた。必要最低限の電源を外部から供給するための電源ケーブルの接続端子(コネクタ等)の設置等がこれに当たる。

福島第一原子力発電所事故ではメタルクラッド（金属被覆開閉器）の配電盤が海水に浸水されて使用不能となったが、このような防水型の電源供給の接続端子が設置されていれば、電源車等の外部電源から炉心冷却に係る機器への電源供給がより迅速且つ容易であったと考えられる。

米国原子力規制委員会（NRC）ではこの命令書で要求した内容を、2002 年及び 2003 年に検査により確認し、その結果を更に検討して事業者さらなる要求を出し、2005 年までに検査で確認するという徹底の仕方であった。なお、この間、プラントの運転は継続している。リスク発生の頻度からいついつまでに対策をすることとしており、我が国のゼロか一かに比べると、より合理的な対応と考えられる。

このように、海外では事業者・規制者とも“運転経験の反映（Operating

Experience) と称してトラブルの経験から得られる教訓を活かし、より安全なプラントとするように努力をしている。この取組が我が国では未だ弱く、強化していく必要がある。大切なのは、トラブル等であった事象について、これまでの設計・運用では対応していない点を着実に潰していくことで、考えられることは何がなんでも対応していくことではない。発生した事象を謙虚に捉え、重要度分類に基づいて優先順位を決めて必要なことを実施していくことが重要である。

- ④ 非常用復水器（IC）のような電源がなくても冷却機能を発揮するパッシブな機器が炉心損傷を防止するために極めて有効であり重要である。今後の新規プラントの設計及び既設プラントの安全性向上のため検討をしていく必要がある。

1F-2、1F-3 のような原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び主蒸気逃し安全弁（SR弁）に全電源喪失時の冷却機能をもたせた場合、炉心の包含する熱及び崩壊熱から発生される熱は、サプレッションチェンバー（SC）水に移動するため、最終的には何らかの形でサプレッションプールを冷却するための機器を動作させる必要があり、部分的にでも電源を普及させる必要がある。

これに対して 1F-1 で採用されている非常用復水器（IC）は起動用の弁さえ開けば、1 次冷却材は蒸気となって熱交換器を通過し、IC の 2 次系の水を蒸発させ蒸気として 1 次系の熱を直接大気に放出する。また、一次系の蒸気は熱交換器により凝縮し再び一次系に戻される。従って、IC の 2 次側に水さえあれば炉心の冷却が可能であり、一次冷却材は一次系に戻されるため基本的に水位は維持される。2 次系の水は当初 8 時間分が保有されているが、消防ポンプ等により補給が可能である。このように炉心冷却に電源は必要とせず、全電源喪失時には確実に炉心冷却が可能である。

福島原子力発電所事故を考えると、このように電源を必要とせず炉心冷却をすることの出来るパッシブな機器が重要な役割を果たしていくと考えられる。

米国では、現在建設中の AP1000 および、型式承認が下りた高経済性単純化 BWR（ESBWR）等でパッシブな炉心冷却及び格納容器冷却機能を果たす設備が設計上考慮されている。今後パッシブな冷却機器を ECCS の一系統としての採用が必須と考える。また、可能であれば、既設の BWR にも採用していくことが望ましい。

パッシブな冷却機器に加え、最終的にサプレッションプールの熱を除去するための最終ヒートシンク（UHSS）を強化する等の工夫も必須である。

最後に、今回の事故で炉心損傷に至った要因は、津波の影響により直流電源

を含む全電源を喪失して炉心の崩壊熱の除去に失敗したことであり、設計時に津波の影響を過小評価していたことが更にその要因である。先ず、この点を設計者は猛烈に反省する必要がある。

原子力安全の基本は深層防護である。東京電力福島第一原子力発電所の事故に遭遇した各プラントはもちろん、全ての原子力発電所が設計基準事象（DBA）に対する工学系安全施設である非常用炉心冷却系（ECCS）や格納容器の閉じ込め機能に関して安全審査段階で審査を受け合格していたものであるが、海外のプラントの状況を見ると、建設して営業運転に入っている発電所であっても、国内外の他の発電所の不適合事象に対しての安全性改善命令等を教訓として、深層防護の思想をより深め、認可時よりも更に安全性を向上させている。今後、我が国でも、このような規制や事業者の取組により、弛まぬ安全性向上を図り、二度と東京電力福島第一原子力発電所のような事故を起こしてはならないと肝に銘じるべきである。これには、規制と事業者が共に「人と環境を守る」という共通の安全目標に向かって、緊張感を持った協働作業が必要である。

謝辞

本論文は筆者が株式会社東芝に入社以来約 30 年弱にわたる BWR の試運転やトラブル対応の経験、旧原子力安全基盤機構において東日本大震災に端を発した東京電力福島第一原子力発電所事故の対応にあたった経験、及び北海道大学大学院工学院エネルギー環境システム専攻原子炉工学研究室で行われた前記事故に関する研究を基本に纏めたものである。

また、平成 21 年 10 月 1 日に北海道大学大学院工学研究科エネルギー環境システム専攻博士後期課程（社会人特別選抜）に入学した当初の研究テーマはオンラインメンテナンスを中心とする保全研究であったが、平成 23 年 3 月 11 日に東日本大震災及びそれに続く福島第一原子力発電所の事故が発生し、優先度の高い本研究テーマへの大幅変更となった。

先ず、この間、本論文の執筆完了まで、5 年半の長期に亘り、共に事故原因の究明や研究に当り、終始暖かいご指導、ご鞭撻を頂いたエネルギー環境システム専攻 奈良林 直教授に心から感謝の意を表します。

また、原子炉工学研究室において非常用復水器のモデルの構築、その妥当性確認のための実験を担当した下江 知弘氏、シビアアクシデント解析コード HUSAC の開発にあたった長田 泰典氏及びこれら研究の指導にあたった辻 雅司特任准教授、千葉 豪准教授に深く感謝申し上げます。

最後に、長期に亘る社会人博士課程の入学から修了まで、休日を返上しての論文執筆作業を支えてくれた妻および家族に感謝します。

参考文献

- [1-1] 奈良林 直, 杉 山憲一郎: 解説 “東日本大震災に伴う原子力発電所の事故と災害”, ATOMOΣ Vol.53 6 (2011)
- [1-2] T.Narabayashi: "Lessons and learned from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident", Turbulence, Heat and Mass Transfer 7 (2012)
- [1-3] 原子力安全委員会: 原子力安全委員会月報 資料 “米国原子力発電所事故調査特別委員会報告書」－第2次について－ (概要)”, 9月号通巻12号 (1979)
- [1-4] 原子力文化振興財団: “我が国の安全確保対策に反映させるべき事項 (52項目)” 原子力図面集 (1992改訂)
- [1-5] 原子力産業新聞、第2571号, (2011.4.21).
- [1-6] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会: "最終報告書" (2012) .
- [1-7] 福島原発事故独立検証委員会: "調査・検証報告書" (2012)
- [1-8] 東京電力株式会社: "福島原子力事故調査報告書" (2012)
- [1-9] 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会: "国会事故調報告書" (2012)
-
- [2-1] 小林 正英, 奈良林 直: "福島第一原子力発電所第1号機～第3号機の地震から津波来襲までの時系列評価 (その1)", 保全学, Vol.12, No.2, pp.84-93 (2013)
- [2-2] 小林 正英, 奈良林 直: "福島第一原子力発電所第1号機～第3号機の地震から津波来襲までの時系列評価 (その2)", 保全学, Vol.12 No.4, pp.69-78 (2014)
- [2-3] 東京電力株式会社 “東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータについて”
(<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html> よりダウンロード可能)
- [2-4] 参考文献[2-3]の “3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー”
- [2-5] 参考文献[2-3]の “6. 過渡現象記録装置データ”
- [2-6] 参考文献[2-3]の “2. チャート”
- [2-7] 参考文献[2-3]の “4. 運転日誌等”
- [2-8] 参考文献[2-3]の “3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1号機” 以下、グラフ作成に使用した箇所を示す。なお、本資料には頁数が付いていないため、引用頁数は、章毎にプラント別にダウンロードした pdf ファイルの頁数で示す。(以下同じ。)

- ・原子炉スクラム信号 A：4 頁の下から 25 行目
- ・原子炉スクラム信号 B：4 頁の下から 23 行目
- ・地震トリップ A：4 頁の下から 20 行目
- ・地震トリップ B：4 頁の下から 24 行目
- ・地震トリップ C：4 頁の下から 26 行目
- ・地震トリップ D：4 頁の下から 19 行目

[2-9] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3 号機”

- ・原子炉スクラム信号 A：2 頁の下から 14 行目
- ・原子炉スクラム信号 B：3 頁の上から 5 行目
- ・地震トリップ A：3 頁の下から 28 行目
- ・地震トリップ B：3 頁の下から 32 行目
- ・地震トリップ C：2 頁の下から 15 行目
- ・地震トリップ D：3 頁の上から 4 行目

[2-10] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1 号機” 4 頁の下から 15 行目

[2-11] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3 号機” 4 頁の下から 5 行目

[2-12]参考文献[2-3]の“6. 過渡現象記録装置データ 1 号機” 2 頁の一番上のグラフ（スクラム信号 A、B については[2-8]参照）

[2-13]参考文献[2-3]の“6. 過渡現象記録装置データ 3 号機” 14 頁の一番上のグラフ（スクラム信号 A、B については[2-9]参照）

[2-14]参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 2 号機”

- ・地震トリップ：4 頁の上から 16、17、19、20 行目
- ・全制御棒全挿入：15 頁の上から 1 行目

[2-15]参考文献[2-3]の“6. 過渡現象記録装置データ 2 号機” 1 頁の一番上のグラフ

[2-16] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1 号機”

- ・原子炉スクラム信号 A, B：[2-9]参照
- ・タービン振動大トリップ：5 頁の上から 32 行目、8 頁の下から 27 行目、25 行目、23 行目
- ・タービン手動トリップ：5 頁の上から 34 行目
- ・1A 母線電圧喪失：5 頁の下から 2 行目
- ・1B 母線電圧喪失：5 頁の下から 4 行目
- ・1C 母線電圧喪失：7 頁の下から 3 行目

- ・ EDG1A 受電遮断機：8 頁の上から 22 行目
- ・ 1D 母線電圧喪失：8 頁の上から 18 行目
- ・ EDG1B 受電遮断機：8 頁の上から 20 行目

[2-17] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3 号機”

- ・ 原子炉スクラム信号 A, B：[2-10]参照
- ・ タービン振動大トリップ：10 頁の上から 23 行目、25 行目、26 行目、27 行目、29 行目、
13 頁の上から 4 行目、7 行目、13 頁の下から 6 行目、5 行目、4 行目
- ・ タービン手動トリップ：7 頁の上から 13 行目、10 頁の上から 8 行目
- ・ 3A 母線電圧喪失：9 頁の下から 3 行目、10 頁の上から 5 行目
- ・ 3B 母線電圧喪失：9 頁の下から 7 行目、10 頁の上から 2 行目
- ・ 3C 母線電圧喪失：10 頁の上から 30 行目、11 頁の上から 20 行目
- ・ EDG3A 受電遮断機：11 頁の上から 19 行目
- ・ 3D 母線電圧喪失：11 頁の下から 18 行目、
13 頁の上から 6 行目
- ・ EDG3B 受電遮断機：13 頁の上から 5 行目

[2-18] 参考文献[2-3]の“6. 過渡現象記録装置データ 2 号機”

- ・ 2C 母線電圧喪失：13 頁の一番上のグラフ
- ・ EDG2A 受電遮断機：13 頁の上から 3 番目のグラフ
- ・ 2D 母線電圧喪失：13 頁の上から 2 番目のグラフ
- ・ EDG2B 受電遮断機：13 頁の一番下のグラフ

[2-19] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 2 号機” 16 頁下から 3 行目

[2-20] 参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1 号機”

- ・ MSIV 内側トリップ A1：7 頁の下から 37 行目
- ・ MSIV 内側トリップ A2：7 頁の下から 31 行目
- ・ MSIV 外側トリップ B1：7 頁の下から 35 行目
- ・ MSIV 外側トリップ B2：7 頁の下から 29 行目
- ・ 原子炉水位低低 A：6 頁の上から 24 行目
- ・ 原子炉水位低低 B：7 頁の下から 19 行目
- ・ 原子炉水位低低 C：6 頁の上から 20 行目
- ・ 原子炉水位低低 D：7 頁の下から 25 行目
- ・ 主蒸気流量 高 A：6 頁の上から 22 行目
- ・ 主蒸気流量 高 B：7 頁の下から 27 行目
- ・ 主蒸気流量 高 C：6 頁の上から 30 行目

- ・主蒸気流量 高 D：7 頁の下から 21 行目
- ・主蒸気管放射能 高 A：6 頁の上から 28 行目
- ・主蒸気管放射能 高 B：7 頁の上から 16 行目
- ・主蒸気管放射能 高 C：6 頁の下から 27 行目
- ・主蒸気管放射能 高 D：7 頁の上から 24 行目
- ・主蒸気圧力 低 A：6 頁の上から 16 行目
- ・主蒸気圧力 低 B：7 頁の下から 23 行目
- ・主蒸気圧力 低 C：6 頁の上から 18 行目
- ・主蒸気圧力 低 D：7 頁の下から 33 行目
- ・トンネル室温度 高 A：6 頁の上から 14 行目
- ・トンネル室温度 高 B：7 頁の下から 17 行目
- ・トンネル室温度 高 C：6 頁の下から 31 行目
- ・トンネル室温度 高 D：7 頁の下から 15 行目
- ・PCV 圧力 高 A：6 頁の下から 19 行目
- ・PCV 圧力 高 B：7 頁の上から 12 行目
- ・PCV 圧力 高 C：6 頁の下から 11 行目
- ・PCV 圧力 高 D：7 頁の上から 34 行目

[2-21]参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3 号機”

- ・MSIV 内側ロジックトリップ AC：10 頁の下から 25 行目
- ・MSIV 内側ロジックトリップ DC：12 頁の下から 7 行目
- ・MSIV 外側ロジックトリップ AC：11 頁の下から 13 行目
- ・MSIV 外側ロジックトリップ DC：11 頁の上から 6 行目
- ・原子炉水位低低 A：10 頁の下から 9 行目
- ・原子炉水位低低 B：11 頁の下から 11 行目
- ・原子炉水位低低 C：10 頁の下から 7 行目
- ・原子炉水位低低 D：11 頁の下から 5 行目
- ・主蒸気管流量 高 A：10 頁の下から 5 行目
- ・主蒸気管流量 高 B：12 頁の上から 10 行目
- ・主蒸気管流量 高 C：10 頁の下から 4 行目
- ・主蒸気管流量 高 D：11 頁の下から 3 行目
- ・主蒸気管放射能 高 A：10 頁の下から 11 行目
- ・主蒸気管放射能 高 B：12 頁の上から 4 行目
- ・主蒸気管放射能 高 C：10 頁の下から 15 行目
- ・主蒸気管放射能 高 D：11 頁の下から 4 行目
- ・主蒸気管圧力 低 A：10 頁の下から 10 行目
- ・主蒸気管圧力 低 B：11 頁の下から 6 行目

- ・主蒸気管圧力 低 C : 11 頁の上から 5 行目
- ・主蒸気管圧力 低 D : 12 頁の下から 10 行目
- ・トンネル室温度 高 A : 10 頁の下から 1 行目
- ・トンネル室温度 高 B : 12 頁の下から 8 行目
- ・トンネル室温度 高 C : 11 頁の上から 1 行目
- ・トンネル室温度 高 D : 11 頁の下から 9 行目
- ・PCV 圧力 高 A : 10 頁の下から 13 行目
- ・PCV 圧力 高 B : 11 頁の下から 13 行目
- ・PCV 圧力 高 C : 10 頁の下から 20 行目
- ・PCV 圧力 高 D : 11 頁の下から 10 行目

[2-22]参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1 号機及び 3 号機”

- ・1F-1 中性子束高高 : 6 頁上から 10、12 行目
- ・1F-1 原子炉圧力高 : 6 頁上から 26、32 行目
- ・1F-1 原子炉水位低 : 6 頁上から 34、38 行目
- ・1F-3 中性子束高高 : 11 頁上から 9、10 行目
- ・1F-3 原子炉圧力高 : 10 頁下から 8、17 行目
- ・1F-3 原子炉水位低 : 10 頁下から 2、3 行目

[2-23]①以下の信号は、参考文献[2-3]の“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 1 号機”の次の箇所を使用。

- ・原子炉スクラム信号 B : p.4 下から 23 行目
- ・タービン振動大トリップ : p.5 上から 32 行目, p.8 上から 28, 32, 34 行目
- ・1C 母線電圧喪失 : p.7 下から 3 行目
- ・1D 母線電圧喪失 : p.7 上から 7 行目
- ・MSIV 内側トリップ A2 : p.7 下から 31 行目

②以下の信号は“6. 過渡現象記録装置データ 1 号機”の次の箇所を使用。

- ・APRM A : p.2 一番上のグラフ
- ・主蒸気管 A 流量 : p.46 一番上のグラフ
- ・主蒸気管 B 流量 : p.46 上から 2 番目のグラフ
- ・主蒸気管 C 流量 : p.46 上から 3 番目のグラフ
- ・主蒸気管 D 流量 : p.46 上から 4 番目のグラフ
- ・原子炉圧力 : 前半は p.35 上から 2 番目のグラフ, 後半は“2. チャート 1 号機”の p.3
- ・IC-A 出口弁 3A : p.19 上から 3 番目のグラフ
- ・IC-B 出口弁 3B : p.20 上から 3 番目のグラフ
- ・原子炉水位 : 前半は p.8 一番上のグラフ, 後半は“2. チャート 1 号機”の p.3。なお、前半は広帯域水位計、後半は狭帯域水位計であるが、チャ

ートの広帯域水位計は記録用紙が自動的に早送りとなり、その後通常速度となっており、速度切り替わり時間が不明確な部分があるので、同等の指示を示す狭帯域水位計を使用。

- [2-24] 東京電力株式会社: “福島原子力事故調査報告書”, p.85 上 15 から 35 行目(2012)
- [2-25] 東京電力株式会社: “福島第一原子力発電所設置許可申請書 (1号炉完本 平成 14 年 4 月現在)”, p.8-6-6 (1997)
- [2-26] American Nuclear Society: “Decay heat power in light water reactors”, ANSI/ANS-5.1 (2005)
- [2-27] 下江 知弘, 奈良林 直, 辻 雅司, 千葉 豪: “福島第 1 原子力発電所の非常用復水器の除熱能力評価”, 日本機械学会 第 17 回動力・エネルギー技術シンポジウム, 福岡, 2012.6.22, p.1 Fig.1
- [2-28] 参考文献[1-9]: p.13 下 15 から下 11 行目 (2012)
- [2-29] 原子力安全基盤機構 原子力システム安全部: “配管微小リーク仮定時の原子炉水位と格納容器の圧力・温度の解析について (2) MELCOR コードによる格納容器の圧力・温度解析”, 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ, 東京, 2012.7.23、pp.9-10 (2012)
- [2-30] 参考文献[2-3]の “6. 過渡現象記録装置データ 2号機”
- ・ 2C 母線電圧喪失: p.13 一番上のグラフ
 - ・ 2D 母線電圧喪失: p.13 上から 2 番目のグラフ
 - ・ MSIV 内側ロジックトリップ DC: p.17 上から 2 番目のグラフ
 - ・ APRM A: p.1 一番上のグラフ
 - ・ 主蒸気管 A 流量: p.18 一番上のグラフ
 - ・ 主蒸気管 B 流量: p.18 上から 2 番目のグラフ
 - ・ 主蒸気管 C 流量: p.18 上から 3 番目のグラフ
 - ・ 主蒸気管 D 流量: p.18 上から 4 番目のグラフ
 - ・ 原子炉圧力: 前半は p.15 上から 2 番目のグラフ, 後半は p.33 上から 2 番目のグラフ
 - ・ 主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) F 開: 前半は p.16 上から 4 番目のグラフ, 後半は p.34 上から 4 番目のグラフ
 - ・ RHR ポンプ A 起動: 前半は p.8 一番上のグラフ, 後半は p.26 一番上のグラフ
 - ・ RHR ポンプ C 起動: 前半は p.8 上から 3 番目のグラフ, 後半は p.26 上から 3 番目のグラフ
 - ・ 原子炉水位: 前半は p.3 上から 2 番目のグラフ, 後半は p.21 上から 2 番目のグラフ

- ・ RCIC 流量: 前半は p.10 一番上のグラフ, 後半は p.28 一番上のグラフ
- [2-31] 参考文献[2-3]: グラフ作成に使用した箇所を以下に示す
- ①以下の信号は“3. 警報発生記録等データ ①アラームタイパー 3号機”の次の箇所を使用。
- ・ 原子炉スクラム信号 B: p.3 上から 5 行目
 - ・ タービン手動トリップ: p.7 上から 13 行目, p.10 上から 8 行目
 - ・ 3C 母線電圧喪失: p.10 上から 30 行目, p.11 上から 20 行目
 - ・ 3D 母線電圧喪失: p.11 下から 18 行目, p.13 上から 6 行目
 - ・ MSIV 内側ロジックトリップ DC: p.12 の下から 7 行目
 - ・ 主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) C 開: p.14 上から 4, 10, 下から 20, 11 行目, p.15 上から 11, 19, 下から 6 行目, p.16 上から 1, 29, 35, 下から 9 行目, p.17 上から 1, 13, 16, 下から 30, 28, 2 行目, p.18 上から 29, 下から 21, 13 行目, p.19 の上から 1, 4, 18, 22, 下から 32, 25, 14, 9 行目, p.20 上から 4, 7, 20, 24, 32, 下から 27, 15, 7 行目, p.21 上から 8, 11, 26, 28, 下から 28, 22, 10, 1 行目, p.22 上から 13, 17, 30, 34, 下から 12, 9 行目, p.23 上から 10, 20, 下から 21, 12 行目, p.24 上から 6, 13 行目, p.25 上から 9, 12 行目, p.26 下から 22, 17 行目, p.27 下から 17, 9 行目, p.28 上から 9, 10 行目, p.29 下から 17, 16 行目, p.30 下から 17, 11 行目, p.31 上から 19, 21 行目, p.32 上から 19, 25 行目, p.33 下から 22, 21 行目, p.38 下から 14, 9 行目, p.39 下から 11, 10 行目, p.40 下から 13, 11 行目, p.41 下から 17, 16 行目, p.42 上から 9, 11 行目, p.43 上から 7, 14 行目, p.44 上から 10, 14 行目, p.45 上から 10, 14 行目, p.46 上から 10, 13, 下から 25, 20 行目, p.47 上から 12, 17, 下から 24, 15 行目, p.48 上から 29, 下から 25 行目, p.50 下から 8 行目, p.56 上から 4 行目, p.60 下から 14 行目, p.61 下から 10 行目, p.62 下から 19, 17, 16, 15 行目
 - ・ RCIC 起動: p.22 上から 36 行目, p.37 上から 2 行目
- ②以下の信号は“6. 過渡現象記録装置データ 3号機”の次の箇所を使用。
- ・ 原子炉圧力: p.1 一番下のグラフ
 - ・ 主蒸気流量 A, B, C, D: p.10 の 4 つのグラフ
 - ・ 主蒸気逃し安全弁 (SR 弁) G 開: p.2 一番下のグラフ
 - ・ RHR ポンプ A 起動: p.7 一番上のグラフ
 - ・ RHR ポンプ B 起動: p.8 一番上のグラフ
 - ・ RHR ポンプ C 起動: p.7 上から 2 番目のグラフ
 - ・ RHR ポンプ D 起動: p.8 上から 2 番目のグラフ
- ③以下の信号は“2. チャート 3号機”の次の箇所を使用。
- ・ 原子炉圧力 (過渡現象記録装置の欠損部): p.16
 - ・ 原子炉水位: pp.3-5

・ RCIC 流量: pp.36-42

- [2-32] 参考文献[2-3]: p.87 Fig.10, p.88 Fig.13
- [2-33]参考文献[2-3]の“2. チャート 1号機”9頁
- [2-34]参考文献[2-3]の“2. チャート 2号機”11頁
- [2-35]参考文献[2-3]の“2. チャート 3号機”21頁
- [2-36]参考文献[2-3]の“2. チャート 1号機”32頁
- [2-37]参考文献[2-3]の“2. チャート 2号機”47頁
- [2-38]参考文献[2-3]の“2. チャート 3号機”50頁
- [2-39] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会最終報告書:
本文編 28～40 頁、資料編資料Ⅱ-1-1 主要施設、設備の被害状況に関する
検証結果報告 3～14 頁、42～43 頁、51～55 頁、 58～70 頁、102～103
頁、136～138 頁、145～146 頁、148～155 頁、201～202 頁、217～218
頁、219～220 頁 (2012)
- [2-40] 福島原発事故独立検証委員会: “調査・検証報告書”, pp.22-24(2012)
- [2-41] 東京電力株式会社: “福島原子力事故調査報告書” pp.84-90(2012)
- [2-42] 参考文献[1-9]: pp.234-235(2012)
- [2-43] 原子力規制委員会: “東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中
間報告書”(2014.10)(原子力規制委員会 HP にて公開:
<http://www.nsr.go.jp/nra/kettei/data/20141007-chukanhoukoku.pdf>)
- [3-1]M. Kobayashi and T. Narabayashi, "The Accident Analysis of
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 1", Transactions of the
Atomic Energy Society of Japan Vol.14 No.1, Atomic Energy Society of
Japan, (2015) [in Japanese]
- [3-2] H.Tamai,H.Akimoto,K.Takase,"Study on Influence of Isolation
Condenser in Fukushima Daiichi Nuclear Plant Unit 1 Accident with
TRAC-BF Code" Atomic Energy Society of Japan,
Vol.11,No.1,pp8-12(2012)[in Japanese]
- [3-3] Tokyo Electric Power Co. Inc., “Collection of Fukushima Daiichi
Nuclear Power Plant plant data at the time of the Pacific coast of
Tohoku Earthquake occurrence ([http://www.tepco.co.jp/ nu/](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html)
[fukushima-np/index10-j.html](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html))” (2011),pp.1-3 [in Japanese]
- [3-4] Nuclear and Industrial Safety Agency, “Technical Knowledge of the
Accident at Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station of Tokyo
Electric Power Co. Inc.”, Attached Materials (2012) pp.552-553 [in
Japanese]

- [3-5] Nuclear Regulation Authority, "Material-1 The discussion on operation of isolation condenser at Fukushima Daiichi unit 1", The Committee on Accident Analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station #5, Aug. 30 2014, Tokyo Japan (2014) , p. 14 [in Japanese]
- [3-6] J.D.Jackson, P.An, A.Reinert, M.Ahmadinejad, et al., "Experimental tests and qualification of analytical methods to address thermo hydraulic phenomena in advanced water cooled reactors ", IAEA-TECDOC-1149, IAEA, pp. 53-81 (2000)
- [3-7] T. Shimoe, T. Narabayashi, M. Tuji, G. Chiba, "Evaluation about Decay Heat Removal Capability of Isolation Condenser in Fukushima Daiichi Nuclear Plant Unit 1", Japan Society of Mechanical Engineers, National Symposium on Power and Energy Symposium (SPES2012), Fukuoka, June 20-21 (2012)
- [3-8] 東京電力株式会社：“1号機原子炉建屋内サーベイマップ【2月14日測定】”（2013.3.15）（東京電力株式会社 HP にて公開、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/surveymap/images/f1-sv3-20130315-j.pdf>）

略号集

- APRM：平均出力領域レンジモニター（Average Power Range Monitor）
（中性子束で定格熱出力時に 100%となるように校正する）
- CCS：格納容器冷却系（Containment Cooling System）
- DW：ドライウエル（Drywell）
- ECCS：非常用炉心冷却系（Emergency Core Cooling System）
- EDG：非常用ディーゼル発電機（Emergency Diesel Generator）
- FP：核分裂生成物（Fission Products）
- IC：非常用復水器（Isolation Condenser）
- JNES：原子力安全基盤機構（Japan Nuclear Energy Safety Organization）
- MSV：主蒸気止め弁（Main Stop Valve）
- MSIV：主蒸気隔離弁（Main Steam Isolation Valve）
- NISA：原子力安全・保安院（Nuclear and Industry Safety Agency）（旧規制当局）
- NRC：米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission）
- PCV：格納容器（Primary Containment Vessel）
（BWR の場合、ドライウエルとサプレッションチェンバーから構成される。）
- RCIC：原子炉隔離時冷却系（Reactor Core Isolation Cooling System）
- RHR：残留熱除去系（Residual Heat Removal System）
- RPS：原子炉安全保護系（Reactor Protection System）
- RPV：原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel）
- R/B：原子炉建屋（Reactor Building）
- SC：サプレッションチェンバー（Suppression Chamber）
- SDC：停止時冷却系（Shutdown Cooling System）
- SR 弁：主蒸気逃し安全弁（Safety Relief Valve）
- TAF：有効燃料頂部（Top of Active Fuel）
- TBV：タービンバイパス弁（Turbine Bypass Valve）

別紙1 HUSAC の基礎方程式

1. 原子炉容器 (RV) モデル

1-1 燃料が冠水している場合

- ・液相は飽和水、気相は飽和温度と仮定している。
- ・各パラメーターの関係を Fig.1-1 に示す。

[質量保存]

<液相>

$$\frac{dM_w}{dt} = -\dot{M}_E \quad -①$$

<気相>

$$\frac{dM_g}{dt} = \dot{M}_E - \dot{M}_{SRV} \quad -②$$

[エネルギー保存]

<液相>

$$\frac{d}{dt}(M_w h_{ws}) - V_w \frac{dp_s}{dt} = \dot{Q}_{res} + \dot{Q}_{gw} - \dot{M}_E h_{gs} \quad -③$$

<気相>

$$\frac{d}{dt}(M_g h_{gs}) - V_g \frac{dp_s}{dt} = -\dot{Q}_{str} - \dot{Q}_{gw} - \dot{Q}_{lining} + \dot{Q}_{radirpv} + \dot{M}_E h_{gs} - \dot{M}_{SRV} h_{gs} \quad -④$$

$$\dot{Q}_{radirpv} = -\dot{Q}_{radig1} - \dot{Q}_{radigstr} - \dot{Q}_{radig3}$$

[体積保存]

$$V_w + V_g = const \quad -⑤$$

未定項

$$\frac{dp_s}{dt}, \dot{M}_E$$

[熱伝達]

- ・熱伝達率が良いため、崩壊熱は全てそのまま液相に入るとしている。
- ・Dittus-Boelter の式

$$\alpha = 0.023 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.4} \lambda / De$$

[輻射]

- ・液相温度は飽和温度からほぼ変化しないため、液相-構造物や液相-燃料棒間の輻射は小さいとして無視している。
- ・ステファン・ボルツマンの式

$$\dot{q}_{radi} = -\sigma \varepsilon_h \varepsilon_l (T_h^4 - T_l^4)$$

■用語

M_w : 液相質量[kg]
 M_g : 気相質量[kg]
 $\dot{M}_E$: 蒸発量[kg/s]
 $\dot{M}_{SRV}$: SR 弁からの蒸気流出量[kg/s]

V_w : 液相体積[m³]
 V_g : 気相体積[m³]
 T_s : 液相・気相温度[K]
 P_s : 圧力容器圧力[Pa]

h_{ws} : RV 飽和水比エンタルピー[J/kg]
 h_{gs} : RV 飽和蒸気比エンタルピー[J/kg]
 v_{ws} : RV 飽和水比容積[m³/kg]
 v_{gs} : RV 飽和蒸気比容積[m³/kg]

q_{radi} : 輻射熱流束[W/ m²]
 σ : ステファン・ボルツマン定数
= 5.67×10^{-8} [W /m²・K⁴]
 ε_h : 高温側の全半球放射率[-]
 ε_l : 低温側の全半球放射率[-]
 T_h : 高温側の温度[K]
 T_l : 低温側の温度[K]

α : 熱伝達率[W/ m²・K]
 Re : レイノルズ数[-]
 Pr : プラントル数[-]
 λ : 流体の熱伝導率[W/ m・K]
 De : 等価水力直径[m]

熱源
 $\dot{Q}_{res}$: 崩壊熱[W]

熱伝達
 $\dot{Q}_{str}$: 気相-内部構造物間[W]
 $\dot{Q}_{lining}$: 気相-内張り材間[W]
 $\dot{Q}_{gw}$: 気相-液相間[W]
 $\dot{Q}_{pcv}$: 母材-PCV 間[W]

輻射
 $Q_{radistr lining}$: 気相-内張り材間[W]
 $Q_{radipcv}$: 母材-PCV 間[W]
 Q_{radig1} : 気相-液相間[W]
 $Q_{radigstr}$ (Q_{radig2}) : 気相-炉内構造物間[W]
 Q_{radig3} : $Q_{radistr lining}$ における気相吸収分[W]

熱伝導
 $Q_{liningbase}$: 内張り材-母材間[W]

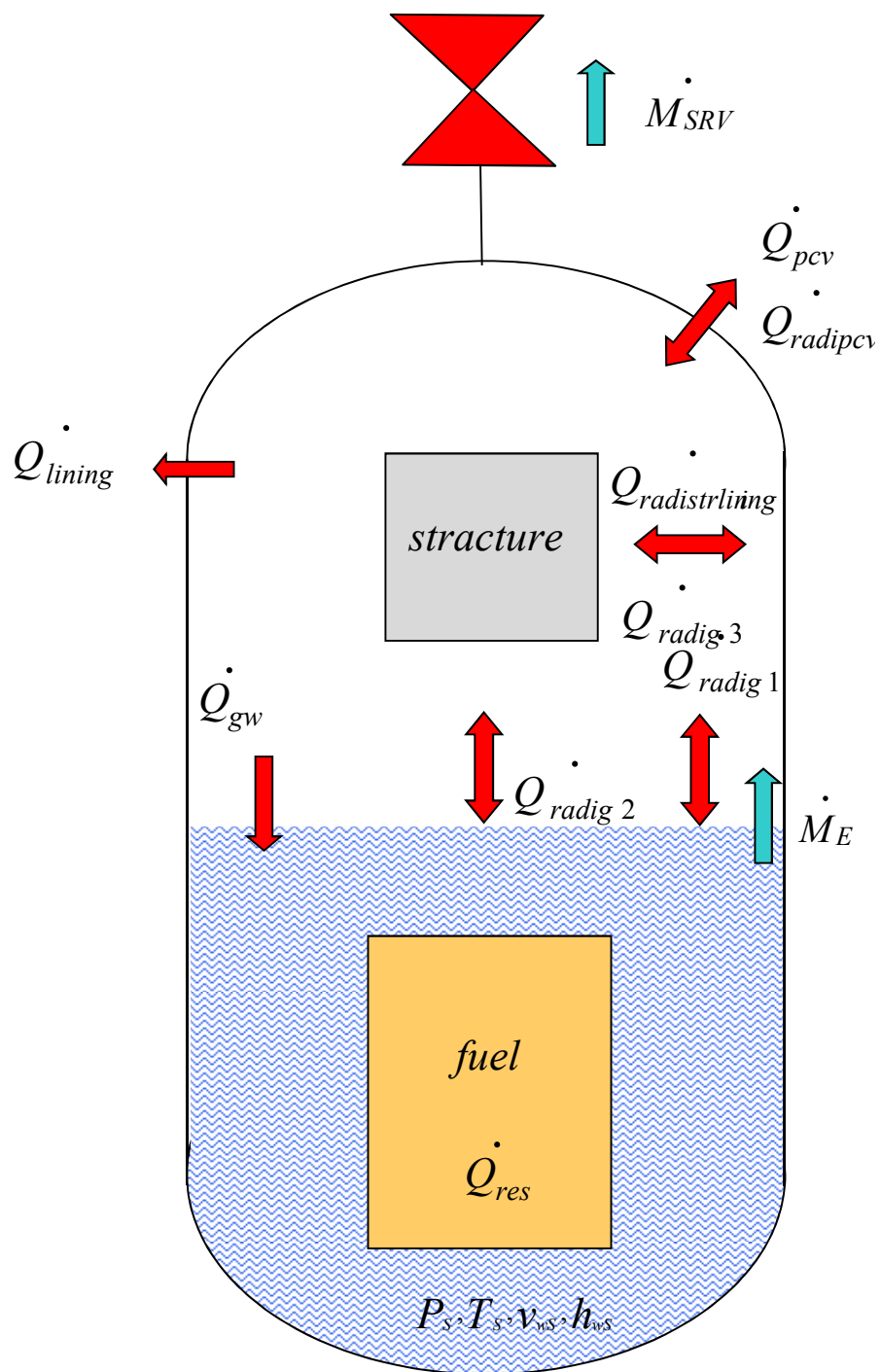


Fig.1-1. RPV submerged model

1-2 燃料が露出している場合

- ・燃料が露出すると気相はすぐに過熱蒸気になると仮定する
- ・蒸気に対し水素の量が少ないので、水素の炉内温度、圧力への影響は無視している（発熱並びに、PCV、S/P への漏洩は考慮している。）
- ・各パラメーターの関係を Fig.1-2 に示す。

[質量保存]

<液相>

$$\frac{dM_w}{dt} = -\dot{M}_E \quad -①$$

<気相>

$$\frac{dM_g}{dt} = \dot{M}_E - \dot{M}_{SRV} - \dot{M}_{leak_h2o} \quad -②$$

[エネルギー保存]

<液相>

$$\frac{d}{dt}(M_w h_{ws}) - V_w \frac{dp_s}{dt} = \dot{Q}_w + \dot{Q}_{gw} - \dot{M}_E h_{gs} \quad -③$$

<気相>

$$\begin{aligned} & \frac{d}{dt}(M_g h_g) - V_g \frac{dp_s}{dt} \\ &= \dot{Q}_g + \dot{Q}_{fuel} - \dot{Q}_{str} - \dot{Q}_{gw} - \dot{Q}_{lining} + \dot{Q}_{radirpv} + \dot{M}_E h_{gs} - h_g \left(\dot{M}_{SRV} + \dot{M}_{leak_h2o} \right) \quad -④ \\ & \dot{Q}_{radirpv} = \dot{Q}_{radifuel} - \dot{Q}_{radig1} - \dot{Q}_{radig2} - \dot{Q}_{radig3} \end{aligned}$$

[体積保存]

$$V_w + V_g = const \quad -⑤$$

未定項

$$\frac{dp_s}{dt}, \frac{dT_g}{dt}, \dot{M}_E$$

[熱伝達]

<燃料部>

- ・ポストドライアウト域における Dittus-Boelter の式

<燃料部以外（壁面、構造物等）>

- ・水位が燃料底部未満：浮力による自然循環
- ・水位が燃料底部以上：ポストドライアウト域における Dittus-Boelter の式

[輻射]

- ・ステファン・ボルツマンの式

[その他]

- ・水素生成による発熱は、全て被覆管に入るものとした。

■用語

M_w : 液相質量[kg]	熱源
M_g : 気相質量[kg]	$\dot{Q}_w$: 液相への崩壊熱[W]
$\dot{M}_E$: 蒸発量[kg/s]	$\dot{Q}_g$: 気相への崩壊熱[W]
$\dot{M}_{h2}$: 水素生成量[kg/s]	$\dot{Q}_{h2}$: 水素の生成熱[W]
$\dot{M}_{SRV}$: SR弁からの蒸気流出量[kg/s]	熱伝達
$\dot{M}_{leak_h2o}$: SR弁（仮定）並びに 炉内中性子計装管からの漏洩量[kg/s]	$\dot{Q}_{fuel}$: 気相-燃料間
$\dot{M}_{leak_h2}$: SR弁（仮定）並びに 炉内中性子計装管からの漏洩量[kg/s]	$\dot{Q}_{str}$: 気相-内部構造物間[W]
V_w : 液相体積[m ³]	$\dot{Q}_{lining}$: 気相-内張り材間[W]
V_g : 気相体積[m ³]	$\dot{Q}_{gw}$: 気相-液相間[W]
T_s : 液相温度[K]	$\dot{Q}_{pcv}$: 母材-PCV間[W]
T_g : 気相温度[K]	輻射
P_s : 圧力容器圧力[Pa]	$Q_{radifuel}$: 燃料棒-気相間[W]
	$Q_{radistr}$: 燃料-炉内構造物間[W]
	$Q_{radistr lining}$: 気相-内張り材間[W]
	$Q_{radipcv}$: 母材-PCV間[W]
h_{ws} : RV飽和水比エンタルピー[J/kg]	Q_{radig1} : 気相-液相間[W]
h_{gs} : RV飽和蒸気比エンタルピー[J/kg]	Q_{radig2} : $Q_{radistr}$ における気相吸収分[W]
h_g : RV過熱蒸気比エンタルピー[J/kg]	Q_{radig3} : $Q_{radistr lining}$ における 気相吸収分[W]
	熱伝導
	$Q_{liningbase}$: 内張り材-母材間[W]

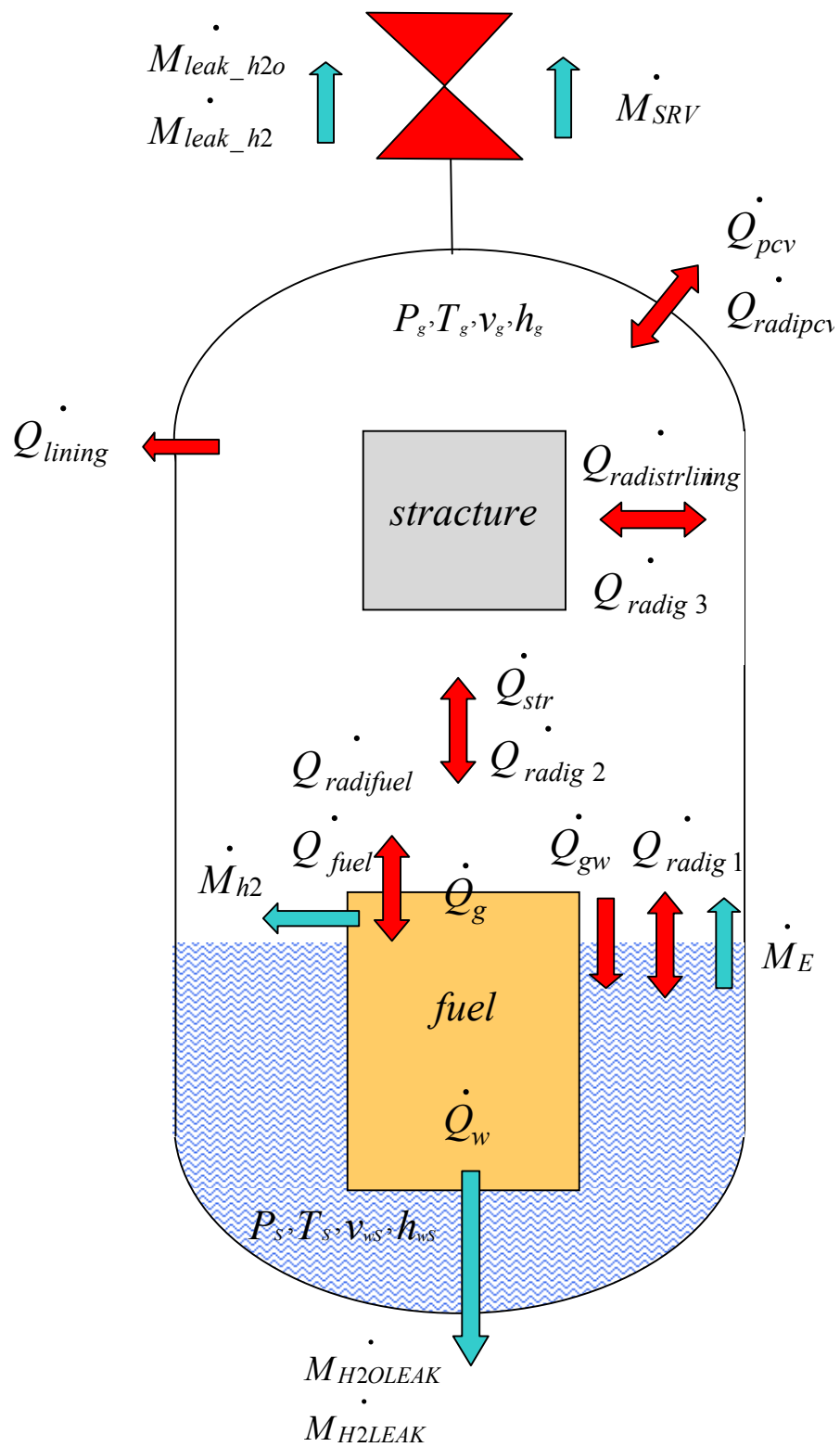


Fig.1-2 RPV exposed model

2. PCV モデル

・各パラメーターの関係を Fig.2-1 に示す。

2.1 RV 気相が過熱蒸気の場合

[質量保存]

$$\frac{dM_{h2o}}{dt} = \dot{M}_{h2oLEAK} - \dot{M}_{dwh2o} \quad -①$$

$$\frac{dM_{h2}}{dt} = \dot{M}_{h2LEAK} - \dot{M}_{dwh2} \quad -②$$

$$\frac{dM_{n2}}{dt} = -\dot{M}_{dwn2} \quad -③$$

[エネルギー保存]

$$\begin{aligned} & \frac{d}{dt} (M_{h2o} h_{h2o}^{pcv} + M_{h2} h_{h2}^{pcv} + M_{n2} h_{n2}^{pcv}) - V_{pcv} \left(\frac{dP_{h2o}^{pcv}}{dt} + \frac{dP_{h2}^{pcv}}{dt} + \frac{dP_{n2}^{pcv}}{dt} \right) \\ &= \dot{Q}_{pcv} - \dot{Q}_{pcvwall} + \dot{Q}_{radipcv} \\ &+ \dot{M}_{h2oLEAK} h_{h2o}^{RV} + \dot{M}_{h2LEAK} h_{h2}^{RV} - \dot{M}_{dwh2o} h_{h2o}^{pcv} - \dot{M}_{dwh2} h_{h2}^{pcv} - \dot{M}_{dwn2} h_{n2}^{pcv} \quad -④ \\ &\dot{Q}_{radipcv} = -\dot{Q}_{radipcvwall} - \dot{Q}_{radipcvg} \end{aligned}$$

[ファンデルワールス方程式]

$$\left(P_{h2o}^{pcv} + \frac{n^2 a}{V_{pcv}^2} \right) (V_{pcv} - nb) = nRT_{pcv} \quad -⑤$$

未定項

[理想気体の状態方程式]

$$P_{h2}^{pcv} V_{pcv} = nRT_{pcv} \quad -⑥$$

$$P_{n2}^{pcv} V_{pcv} = nRT_{pcv} \quad -⑦$$

$$\frac{dp_{h2o}}{dt}, \frac{dp_{h2}}{dt}, \frac{dp_{n2}}{dt}, \frac{dT_{pcv}}{dt}$$

2.2 RV 気相が飽和蒸気の場合

[質量保存]

$$\frac{dM_{h2o}}{dt} = \dot{M}_{h2oLEAK} - \dot{M}_{dwh2o} \quad -①$$

$$\frac{dM_{h2}}{dt} = \dot{M}_{h2LEAK} - \dot{M}_{dwh2} \quad -②$$

$$\frac{dM_{n2}}{dt} = -\dot{M}_{dwn2} \quad -③$$

[エネルギー保存]

$$\begin{aligned} & \frac{d}{dt} (M_{h2o} h_{h2o}^{pcvsat} + M_{h2} h_{h2}^{pcv} + M_{n2} h_{n2}^{pcv}) - V_{pcv} \left(\frac{dP_{h2o}^{pcv}}{dt} + \frac{dP_{h2}^{pcv}}{dt} + \frac{dP_{n2}^{pcv}}{dt} \right) \\ &= \dot{Q}_{pcv} - \dot{Q}_{pcvwall} + \dot{Q}_{radipcv} \\ &+ \dot{M}_{h2oLEAK} h_{h2o}^{RVsat} + \dot{M}_{h2LEAK} h_{h2}^{RV} - \dot{M}_{dwh2o} h_{h2o}^{pcVsat} - \dot{M}_{dwh2} h_{h2}^{pcV} - \dot{M}_{dwn2} h_{n2}^{pcV} \\ &\dot{Q}_{radipcv} = -\dot{Q}_{radipcvwall} - \dot{Q}_{radipcvg} \end{aligned} \quad -④$$

[ファンデルワールス方程式]

$$\left(P_{h2o}^{pcv} + \frac{n^2 a}{V_{pcv}} \right) (V_{pcv} - nb) = nRT_{pcv} \quad -⑤$$

[理想気体の状態方程式]

$$P_{h2}^{pcv} V_{pcv} = nRT_{pcv} \quad -⑥$$

$$P_{n2}^{pcv} V_{pcv} = nRT_{pcv} \quad -⑦$$

[熱伝達]

- ・浮力による自然循環

[輻射]

- ・ステファン・ボルツマンの式

■用語

M_{h2o} : 蒸気質量[kg]

M_{h2} : 水素質量[kg]

M_{n2} : 窒素質量[kg]

$\dot{M}_{leak_h2o}$: SR 弁 (仮定) 並びに
炉内計装管からの漏洩量[kg/s]

$\dot{M}_{leak_h2}$: SR 弁 (仮定) 並びに
炉内計装管からの漏洩量[kg/s]

$\dot{M}_{dwh2o}$: D/W から S/P への蒸気流量[kg/s]

$\dot{M}_{dwh2}$: D/W から S/P への水素流量[kg/s]

$\dot{M}_{dwn2}$: D/W から S/P への窒素流量[kg/s]

V_{pcv} : D/W 体積[m³]

V_{spw} : S/P 体積[m³]

T_{pcv} : D/W 温度[K]

T_{spw} : S/P 温度[K]

T_g : RV 気相温度[K]

P_{pcv} : D/W 圧力[Pa]

P_{h2o} : D/W 蒸気分圧[Pa]

P_{h2} : D/W 水素分圧[Pa]

P_{n2} : D/W 窒素分圧[Pa]

P_{spw} : S/P 圧力[Pa]

P_{RV} : RV 圧力[Pa]

h^{pcv}_{h2o} : D/W 飽和水比エンタルピー[J/kg]

h^{pcv}_{h2} : D/W 水素比エンタルピー[J/kg]

h^{pcv}_{n2} : D/W 窒素比エンタルピー[J/kg]

h_{spw} : S/P 圧縮水比エンタルピー[J/kg]

h^{RV}_{h2o} : RV 過熱蒸気比エンタルピー[J/kg]

h^{RV}_{h2} : RV 水素比エンタルピー[J/kg]

v^{pcv}_{h2o} : D/W 飽和水比容積[m³/kg]

v^{pcv}_{h2} : D/W 水素比容積[m³/kg]

v^{pcv}_{n2} : D/W 窒素比容積[m³/kg]

v_{spw} : S/P 圧縮水比容積[m³/kg]

v_g : RV 過熱蒸気比容積[m³/kg]

熱伝達

$\dot{Q}_{pcv}$: RPV 母材-PCV 気相間[W]

$\dot{Q}_{pcvwall}$: PCV 気相-PCV 壁面間[W]

輻射

$\dot{Q}_{radipcv}$: RPV 母材-PCV 気相間[W]

$\dot{Q}_{radirpvpcv}$: PCV 気相-PCV 壁面間[W]

$\dot{Q}_{radipcv} : \dot{Q}_{radirpvpcv}$ の PCV 気相吸収
分 [W]

熱伝導

$Q_{wallconc}$: PCV 壁面-原子炉建屋間[W]

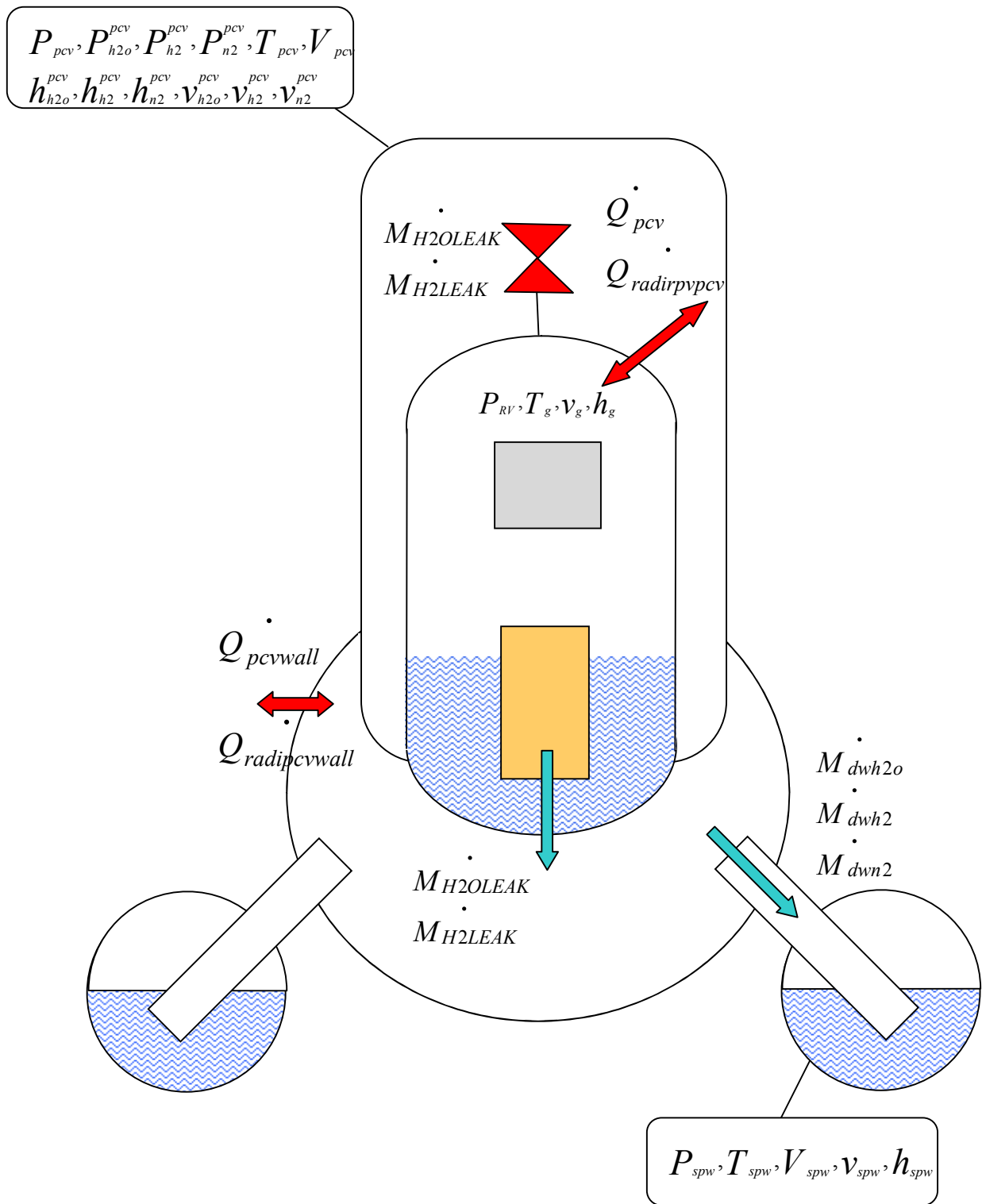


Fig. 2-1.PCV model

3. S/C モデル (S/P 飽和温度到達前)

- ・液相、気相の圧力は同じとし、トーラス室への熱伝達・熱輻射は無視している。
- ・水素、窒素は溶解性が低いため、全て気相に溜まると仮定する。
- ・各パラメーターの関係を Fig.3-1 に示す。

3.1 RV 気相が過熱蒸気の場合

[質量保存]

<液相>

$$\frac{dM_{h2o}^{scw}}{dt} = \dot{M}_{dwh2o} + \dot{M}_{SRV} \quad -①$$

<気相>

$$\frac{dM_{h2}^{scg}}{dt} = \dot{M}_{dwh2} + \dot{M}_{SRVh2} \quad -②$$

$$\frac{dM_{n2}^{scg}}{dt} = \dot{M}_{dwn2} \quad -③$$

[エネルギー保存]

<液相>

$$\frac{d}{dt} (M_{h2o}^{scw} h_{h2o}^{scw}) - V_{scw} \frac{dp_{sc}}{dt} = \dot{Q}_{gWSC} + \dot{M}_{SRV} h_g + \dot{M}_{dwh2o} h_{h2o}^{pcv} \quad -④$$

<気相>

$$\frac{d}{dt} (M_{h2}^{scg} h_{h2}^{scg} + M_{n2}^{scg} h_{n2}^{scg}) - V_{scg} \frac{dP_{sc}}{dt} = -\dot{Q}_{gWSC} + \dot{M}_{SRVh2} h_{h2}^{RV} + \dot{M}_{dwh2} h_{h2}^{pcv} + \dot{M}_{dwn2} h_{n2}^{pcv} \quad -⑤$$

$$(\quad \therefore dP_{sc}/dt = dP_{scg_{h2}}/dt + dP_{scg_{n2}}/dt)$$

[理想気体の状態方程式]

$$P_{h2}^{scg} V_{scg} = nRT_{scg} \quad -⑥$$

$$P_{n2}^{scg} V_{scg} = nRT_{scg} \quad -⑦$$

未定項

$$\frac{dT_{scg}}{dt}, \frac{dT_{scw}}{dt}, \frac{dP_{sc}}{dt}$$

■用語

$\dot{M}^{scw}_{h2o}$: S/C 液相圧縮水質量[kg]

$\dot{M}^{scg}_{h2}$: S/C 気相水素質量[kg]

$\dot{M}^{scg}_{n2}$: S/C 気相窒素質量[kg]

$\dot{M}_{SRVh2}$: SR 弁からの水素流出量[kg/s]

$\dot{M}_{dwh2o}$: D/W から S/P への蒸気流量[kg/s]

$\dot{M}_{dwh2}$: D/W から S/P への水素流量[kg/s]

$\dot{M}_{dwn2}$: D/W から S/P への窒素流量[kg/s]

$\dot{M}^{scE}$: S/C 蒸発水質量[kg]

V_{scw} : S/C 液相体積[m³]

V_{scg} : S/C 気相体積[m³]

T_{scw} : S/C 液相温度[K]

T_{scg} : S/C 気相温度[K]

P_{scw} : S/C 液相圧力[Pa]

P_{scg} : S/C 気相圧力[Pa]

P_{sc} : S/C 圧力

P^{scg}_{h2} : S/C 気相水素圧力[Pa]

P^{scg}_{n2} : S/C 気相窒素圧力[Pa]

h^{scw}_{h2o} : S/C 液相圧縮水比エンタルピー[J/kg]

h^{scg}_{h2} : S/C 気相水素比エンタルピー[J/kg]

h^{scg}_{n2} : S/C 気相窒素比エンタルピー[J/kg]

h_g : RV 過熱蒸気水素比エンタルピー[J/kg]

h^{RV}_{h2} : RV 水素比エンタルピー[J/kg]

h^{pcv}_{h2o} : D/W 飽和水比エンタルピー[J/kg]

h^{pcv}_{h2} : D/W 水素比エンタルピー[J/kg]

h^{pcv}_{n2} : D/W 窒素比エンタルピー[J/kg]

v^{scw}_{h2o} : S/C 液相圧縮水比容積[m³/kg]

v^{scg}_{h2} : S/C 気相水素比容積[m³/kg]

v^{scg}_{n2} : S/C 気相窒素比容積[m³/kg]

$\dot{Q}_{gwsc}$: S/C 気相から液相への伝熱[W]

$\dot{Q}_{wallscg}$: S/C 気相壁面への伝熱[W]

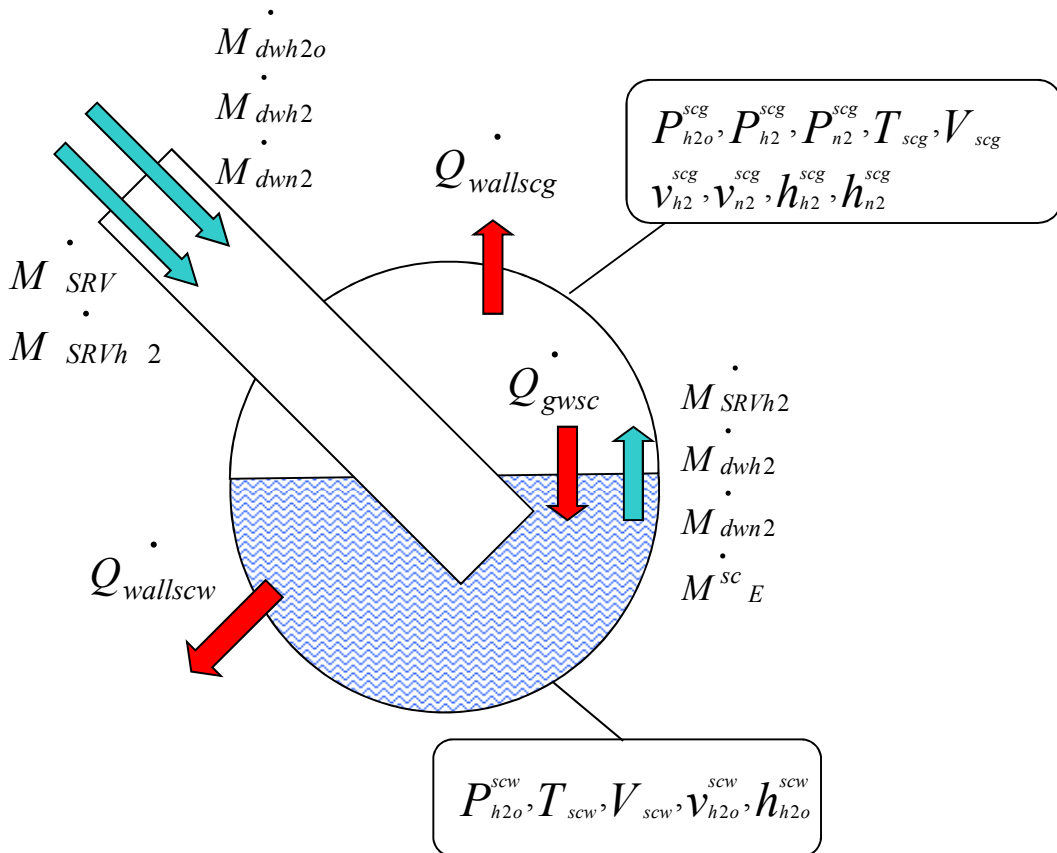


Fig3-1. S/C model

3.2 RV 気相が飽和蒸気の場合

[質量保存]

<液相>

$$\frac{dM_{h2o}^{scw}}{dt} = \dot{M}_{dwh2o} + \dot{M}_{SRV} \quad -①$$

<気相>

$$\frac{dM_{h2}^{scg}}{dt} = \dot{M}_{dwh2} + \dot{M}_{SRVh2} \quad -②$$

$$\frac{dM_{n2}^{scg}}{dt} = \dot{M}_{dwn2} \quad -③$$

[理想気体の状態方程式]

$$P_{h2}^{scg} V_{scg} = nRT_{scg} \quad -⑥$$

$$P_{n2}^{scg} V_{scg} = nRT_{scg} \quad -⑦$$

[エネルギー保存]

<液相>

$$\frac{d}{dt} (M_{h2o}^{scw} h_{h2o}^{scw}) - V_{scw} \frac{dp_{sc}}{dt} = \dot{Q}_{gWSC} + \dot{M}_{SRV} h_{gs} + \dot{M}_{dwh2o} h_{h2o}^{pcvsat} \quad -④$$

($\ddot{P}_{sc}/dt = dP_{scg_{h2}}/dt + dP_{scg_{n2}}/dt$)

<気相>

$$\frac{d}{dt} (M_{h2}^{scg} h_{h2}^{scg} + M_{n2}^{scg} h_{n2}^{scg}) - V_{scg} \frac{dP_{sc}}{dt} = -\dot{Q}_{gWSC} + \dot{M}_{SRVh2} h_{h2}^{RV} + \dot{M}_{dwh2} h_{h2}^{pcv} + \dot{M}_{dwn2} h_{n2}^{pcv} \quad -⑤$$

■用語

M_{h2o}^{scw} : S/C 液相圧縮水質量[kg]	P_{sc} : S/C 圧力
M_{h2}^{scg} : S/C 気相水素質量[kg]	$P_{scg_{h2}}$: S/C 気相水素圧力[Pa]
M_{n2}^{scg} : S/C 気相窒素質量[kg]	$P_{scg_{n2}}$: S/C 気相窒素圧力[Pa]
$\dot{M}_{SRVh2}$: SR 弁からの水素流出量[kg/s]	$\dot{Q}_{gWSC}$: S/C 気相から液相への伝熱[W]
$\dot{M}_{dwh2o}$: D/W から S/P への蒸気流量[kg/s]	$\dot{Q}_{wallscg}$: S/C 気相壁面への伝熱[W]
$\dot{M}_{dwh2}$: D/W から S/P への水素流量[kg/s]	h_{h2o}^{scw} : S/C 液相圧縮水比エンタルピー[J/kg]
$\dot{M}_{dwn2}$: D/W から S/P への窒素流量[kg/s]	h_{h2}^{scg} : S/C 気相水素比エンタルピー[J/kg]
M_{scE} : S/C 蒸発水質量[kg]	h_{n2}^{scg} : S/C 気相窒素比エンタルピー[J/kg]
V_{scw} : S/C 液相体積[m ³]	h_{gs} : RV 飽和蒸気水素比エンタルピー[J/kg]
V_{scg} : S/C 気相体積[m ³]	h_{h2}^{RV} : RV 水素比エンタルピー[J/kg]
T_{scw} : S/C 液相温度[K]	h_{h2o}^{pcvsat} : D/W 飽和水比エンタルピー[J/kg]
T_{scg} : S/C 気相温度[K]	h_{h2}^{pcv} : D/W 水素比エンタルピー[J/kg]
P_{scw} : S/C 液相圧力[Pa]	h_{n2}^{pcv} : D/W 窒素比エンタルピー[J/kg]
P_{scg} : S/C 気相圧力[Pa]	v_{h2o}^{scw} : S/C 液相圧縮水比容積[m ³ /kg]
	v_{h2}^{scg} : S/C 気相水素比容積[m ³ /kg]
	v_{n2}^{scg} : S/C 気相窒素比容積[m ³ /kg]

4. 伝熱に関する補足

[ガスを含む熱輻射]

例(燃料-炉内構造物間の輻射)

- ・燃料（チャンネルボックス）側面からシュラウド内面（側面部）へ電磁波が伝わり、反射分が再び燃料に吸収される。その仮定で吸収率に応じた量がガス（過熱蒸気）に吸収される輻射を考える。

今,ガス G を水蒸気 h2o,伝熱面 C を燃料 fuel,反射面をシュラウド shr と置く.反射率はそれぞれ $\varepsilon_{h2o}=0.35$, $\varepsilon_{fuel}=0.45$, $\varepsilon_{wall}=0.80$ を与えている.

熱収支より

$$\left\{ \begin{aligned} q_{h2o} &= \left(\frac{A_{fuel}}{A_T} \varepsilon_{h2o} q_{ofuel} + \frac{A_{shr}}{A_T} \varepsilon_{h2o} q_{oshr} \right) - \varepsilon_{h2o} q_{BLh2o} \quad -① \\ q_{fuel} &= \frac{\varepsilon_{fuel}}{1 - \varepsilon_{fuel}} (q_{ofuel} - q_{BLfuel}) \quad -② \\ q_{shr} &= \frac{\varepsilon_{shr}}{1 - \varepsilon_{shr}} (q_{oshr} - q_{BLshr}) \quad -③ \end{aligned} \right.$$

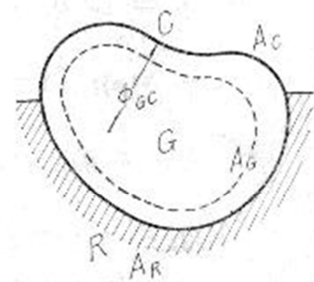


Fig.4-1 Radiation system includes gas G

$$\left\{ \begin{aligned} q_{fuel} &= \{ \varepsilon_{h2o} q_{BLh2o} + (1 - \varepsilon_{h2o}) (q_{ofuel} F_{fuelfuel} + q_{oshr} F_{fuelshr}) \} - q_{ofuel} \quad -④ \\ q_{shr} &= \{ \varepsilon_{h2o} q_{BLh2o} + (1 - \varepsilon_{h2o}) (q_{ofuel} F_{fuelshr} + q_{oshr} F_{shrshr}) \} - q_{oshr} \quad -⑤ \\ q_{h2o} &= -\frac{A_{fuel}}{A_T} q_{fuel} \quad -⑥ \end{aligned} \right.$$

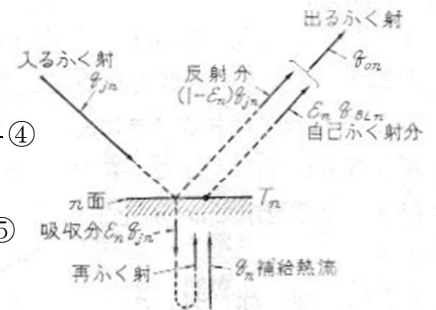


Fig.4-2 Heat balance on grey surface

$$A_{h2o} = A_{fuel} + A_{shr} \cong A_T \quad -⑦$$

$$F_{shrfuel} + F_{shrshr} = 1, F_{fuelshr} = \beta F_{shrfuel} \quad -⑧$$

また、Fig.4-3 の様な 2 重円筒管の場合、

$$F_{shrfuel} = 1, F_{fuelfuel} = 0 \quad -⑨$$

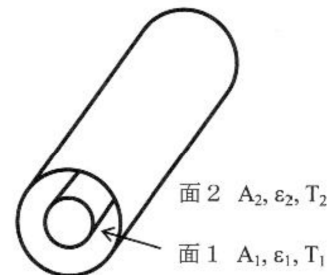


Fig.4-3 Cilindrical face Image

■用語

輻射線熱流束 [$\text{J}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$]

q_{h2o} : 気相部に吸収される

q_{fuel} : 燃料に吸収される

q_{shr} : シュラウドに吸収される

q_{ofuel} : 燃料に外方より入射する輻射線熱流束の内,反射を含め外部へ放射される

q_{oshr} : シュラウドに外方より入射する輻射線熱流束の内,反射を含め外部へ放射される

q_{BLh2o} : 気相を黒体とした

q_{BLfuel} : 燃料を黒体とした

q_{BLshr} : シュラウドを黒体とした

吸収率

ε_{h2o} : 気相の全半球放射率[-]

ε_{fuel} : 燃料の全半球放射率[-]

ε_{shr} : シュラウドの全半球放射率[-]

σ : ステファン・ボルツマン定数
 $=5.67 \times 10^{-8} [\text{W} / \text{m}^2 \cdot \text{K}^4]$

A_{h2o} : 気相の輻射表面積 [m^2]

A_{fuel} : 燃料の輻射表面積 [m^2]

A_{shr} : シュラウドの輻射表面積 [m^2]

$F_{fuelfuel}$: 燃料の自己形態係数

F_{shrshr} : シュラウドの自己形態係数

$F_{fuelshr}$: 燃料から見た RV 内壁の形態係数

$F_{shrfuel}$: シュラウドから見た燃料の形態係数

T_{fuel} : 燃料被覆管温度 [K]

T_{shr} : シュラウド温度 [K]

T_g : 気相温度 [K]

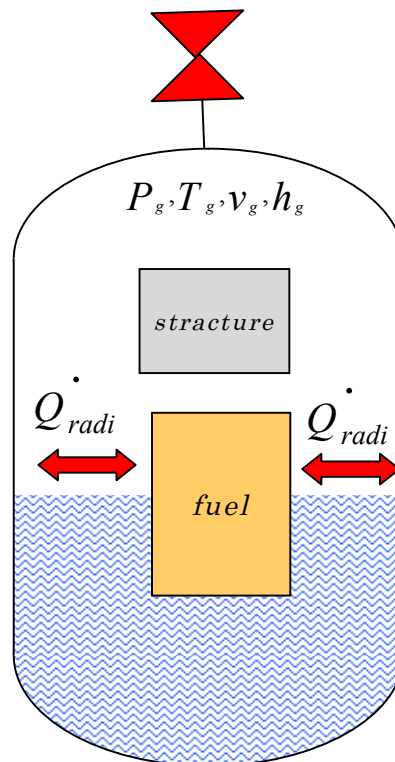


Fig.4-4 Radiation model

①内張り材-母材間の熱伝導

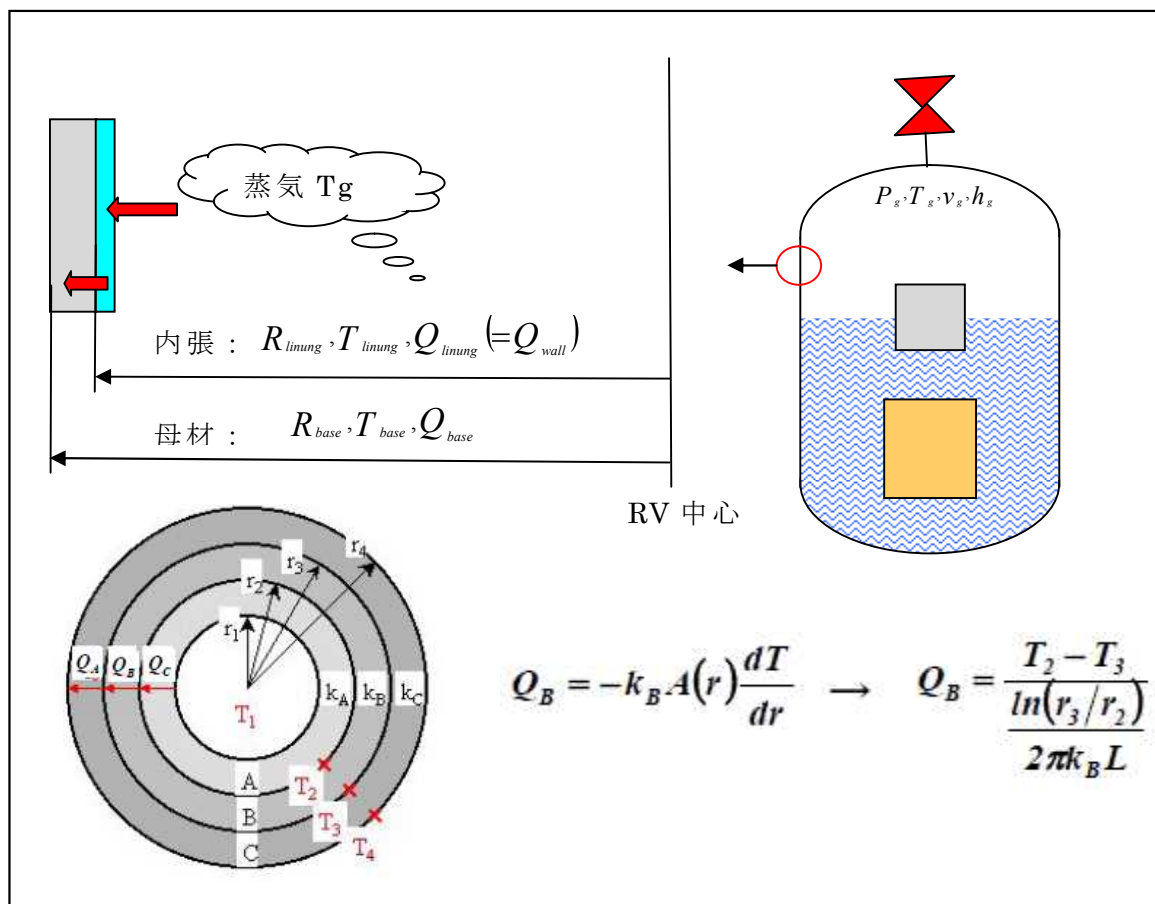


Fig.4-5 Heat conductance model

②PCV における自然対流熱伝達率の導出

PCV 気相と PCV 壁面の温度差を ΔT [K] とする。この温度差により生じる密度差により、対流が発生。代表長さには PCV 高さをとっている。

- ・ グラスホフ数 Gr [-]

$$Gr = \frac{gL^3 \beta_v \Delta T}{\nu^2}$$

- ・ ヌセルト数 Nu [-]

垂直平板における乱流のヌセルト数

$$Nu = 0.129 (Gr Pr)^{1/3}$$

- ・ 熱伝達率 α [W/(m² K)]

$$\alpha = \frac{\lambda}{L} Nu$$

■用語

α_g : 気相の熱伝達率 [W/(m² K)]

$\lambda_{pcvwall}$: PCV 壁面の熱伝導率 [W/(m K)]

β : 流体の体積膨張率 [1/K]

ν : 流体の動粘性係数 [m² /s]

L : 代表長さ [m]

Pr : プラントル数 [-]

参考資料1 1F-1のプロセス計算機の打ち出し記録

- 本データは東京電力がホームページで公開している「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」の「3. 警報発生記録等データ」「1号機」のアラームタイパー部分を抜粋したものである。
(url : <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>)
- 本論文で活用したデータに付いては下線を付してある。なお、参考文献に示した頁と本参考資料の右下に示した頁は合致している。

3. 警報発生記録等データ

1 号機

(運転中)

内訳

- ① アラームタイプ
- ② BOP タイパ (BOP=Balance of Plant : バランス・オブ・プラント)
- ③ NSS タイパ (NSS=Nuclear Steam Supply : 原子炉蒸気供給系)
- ④ OD タイパ他 (OD=On Demand : 任意要求)

1枚目

0001	BOP	1H	CYCLE DATA XFER START
0001	BOP	1H	CYCLE DATA XFER COMPLETE
0001	BOP	6H	CYCLE DATA XFER START
0001	BOP	6H	CYCLE DATA XFER COMPLETE
0101	BOP	TW	FAIL
0101	BOP	1H	CYCLE DATA XFER START
0101	BOP	1H	CYCLE DATA XFER COMPLETE
0105	BOP	TW	OUT OF SERVICE REQUEST
0105	BOP	TW	OUT OF SERVICE
0105	BOP	TW	IN SERVICE REQUEST
0105	BOP	TW	IN SERVICE
0106	BOP	TW	FAIL
0107	BOP	TW	OUT OF SERVICE REQUEST
0107	BOP	TW	OUT OF SERVICE
0107	BOP	TW	IN SERVICE REQUEST
0108	BOP	TW	IN SERVICE REQUEST
0108	BOP	TW	IN SERVICE
0109	BOP	TW	FAIL
0109	BOP	TW	OUT OF SERVICE REQUEST
0109	BOP	TW	OUT OF SERVICE
0110	BOP	TW	IN SERVICE REQUEST
0110	BOP	TW	IN SERVICE
0111	BOP	TW	OUT OF SERVICE REQUEST
0112	BOP	TW	OUT OF SERVICE
0115	BOP	TW	IN SERVICE REQUEST
0115	BOP	TW	IN SERVICE
0201	BOP	1H	CYCLE DATA XFER START
0201	BOP	1H	CYCLE DATA XFER COMPLETE

11-03-11 FRI. FUKUSHIMA DALICHI-1

0301	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0301	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	
0401	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0401	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	
0501	BOP	CTP	(1M AVE)				1380.0>1380.0 MAT
0501	BOP	CTP	(1M AVE)				1376.0 MAT NORMAL RETURN
0442	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.349< 0.350 MPA
0442	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.351 MPA NORMAL RETURN
0443	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.350< 0.350 MPA
0443	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.350 MPA NORMAL RETURN
0444	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.380< 0.350 MPA
0444	0605	SMP	DISCHG	HDR	PRES		0.351 MPA NORMAL RETURN
0501	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0501	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	
0600	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0600	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	
0600	BOP	GH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0600	BOP	GH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	
0701	0601	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START
0701	0601	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE
0800	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	START	
0800	BOP	IH	CYCLE	DATA	XFER	COMPLETE	

11-03-11 FRI. FUKUSHIMA DAIICHI-1

9901	BOP	1H	CYCLE DATA XFER START
9954	BOP	1H	CYCLE DATA XFER COMPLETE ON
9954	A532	AFRM	BYPS CH-1 ON
9954	A536	AFRM	BYPS CH-5
9956	A532	AFRM	BYPS CH-1 OFF NORMAL RETURN
9956	A536	AFRM	BYPS CH-5 OFF NORMAL RETURN

4 頁 (1 号機)

2枚目

0954	A532 AFRM	EYFS CH-1	ON
0954	A536 AFRM	EYFS CH-5	ON
0956	A532 AFRM	EYFS CH-1	OFF NORM ^N RETURN
0956	A536 AFRM	EYFS CH-5	OFF NORM ^N RETURN
1001	BOP 1H CYCLE DATA XFER START		
1001	BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE		ON
1002	A532 AFRM	EYFS CH-1	ON
1002	A536 AFRM	EYFS CH-5	ON
1028	A532 AFRM	EYFS CH-1	OFF NORMAL RETURN
1028	A536 AFRM	EYFS CH-5	OFF NORMAL RETURN
1028	A533 AFRM	EYFS CH-2	ON
1028	A536 AFRM	EYFS CH-5	ON
1028	A536 AFRM	EYFS CH-5	OFF NORMAL RETURN
1028	A537 AFRM	EYFS CH-6	ON
1052	A533 AFRM	EYFS CH-2	OFF NORMAL RETURN
1052	A537 AFRM	EYFS CH-6	OFF NORMAL RETURN
1101	BOP 1H CYCLE DATA XFER START		
1101	BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE		ON
1103	A534 AFRM	EYFS CH-3	ON
1103	A535 AFRM	EYFS CH-4	ON
1113	S256 CTP (IM AVE)		1380.0>1380.0 MM 1377.0 MM ^N NORMAL RETURN
1114	S256 CTP (IM AVE)		0.347<0.350 MEA 0.360 MEA ^N NORMAL RETURN
1123	F065 SWE DISCHG HDR PRES		0.347<0.350 MEA 0.351 MEA ^N NORMAL RETURN
1124	F065 SWE DISCHG HDR PRES		0.347<0.350 MEA 0.351 MEA ^N NORMAL RETURN
1125	F065 SWE DISCHG HDR PRES		0.349<0.350 MEA 0.371 MEA ^N NORMAL RETURN
1125	F065 SWE DISCHG HDR PRES		0.371 MEA ^N NORMAL RETURN
1126	F065 SWE DISCHG HDR PRES		0.371 MEA ^N NORMAL RETURN
1148	A534 AFRM	EYFS CH-3	OFF NORMAL RETURN
1148	A535 AFRM	EYFS CH-4	OFF NORMAL RETURN
1201	BOP 1H CYCLE DATA XFER START		
1201	BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE		1379.0 MM ^N NORMAL RETURN
1201	BOP 6H CYCLE DATA XFER START		
1201	BOP 6H CYCLE DATA XFER COMPLETE		1380.0>1380.0 MM ^N
1221	S256 CTP (IM AVE)		1379.0 MM ^N NORMAL RETURN
1223	S256 CTP (IM AVE)		1379.0 MM ^N NORMAL RETURN
1300	BOP 1H CYCLE DATA XFER START		
1300	BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE		
1401	BOP 1H CYCLE DATA XFER START		
1401	BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE		
TRIP SEQUENCE LOG 11-03-11			
H MIN SEC NSEC	PID	ABBREVIATION	STATUS
14 46 46 400	D564*	SEISMIC TRIP C	TRIP
14 46 46 410	D534	REACTOR SCRM A	TRIP
14 46 58 420	D563	SEISMIC TRIP B	TRIP
14 46 58 430	D535	REACTOR SCRM B	TRIP
1446	A538 RRM	EYFS	ON
1446	B500 CONT ROD DRT ALRM		ON
14 47 00 020	D562	SEISMIC TRIP A	TRIP
14 47 00 030	D565	SEISMIC TRIP D	TRIP
1447	C020 SUPPRESSION LEVL	-40.8<-20.0 IM	
1447	A523 AFRM	DOWN SGAL	TREL
1447	A539 RAM	ROD BLK	ON
1447	A553 ALL CR FULL IN		ON
1447	G002 GENERATOR VOLT	18.56>18.50 KV	
1447	C000 CONT ROD SYST FLOW	OUR FLW	
1447	C020 SUPPRESSION LEVL	16.0 IM	NORMAL RETURN
14 47 09 140	D520	REAC WIR LEVL A	LOW
1447	C004 REACTOR WATER LEVL	516<800 IM	
14 47 09 150	D521	REAC WIR LEVL B	LOW
1447	B004 SWNGEAR BUS 1A	7217>7200 V	
14 47 10 910	D523	REAC WIR LEVL D	LOW
1447	C020 SUPPRESSION LEVL	21.6>20.0 IM	
14 47 10 910	D522	REAC WIR LEVL C	LOW
1447	A549 LOW PWR ALRM POINT	UNDER	
14 47 20 620	D522	REAC WTR LEVL C	NORM
1447	D522 PCIS ISO IN TRIP		ON
14 47 20 620	D522	REAC WTR LEVL C	NORM

1380.0 > 1380.0 MM
1377.0 MM
0.347 < 0.350 MEA
0.360 MEA
0.347 < 0.350 MEA
0.351 MEA
0.349 < 0.350 MEA
0.371 MEA
1379.0 MM
1380.0 > 1380.0 MM
1379.0 MM
18.56 > 18.50 KV
OUR FLW
16.0 IM
516 < 800 IM
7217 > 7200 V
21.6 > 20.0 IM
UNDER
REAC WTR LEVL C
REAC WTR LEVL C

1447	A549	LOW POWER	ALARM POINT	UNDER	REACTOR WTR LVL C	NORM
1447	D622	FCIS ISO IN	TRIP	ON	REACTOR WTR LVL D	NORM
1447	D623	FCIS ISO OUT	TRIP	ON	REACTOR WTR LVL B	NORM
1447	B519	SGTS B START	ON	ON	REACTOR WTR LVL A	NORM
1447	G001	GENERATOR GROS VARS	264.0 > 228.0 MVAR	264.0 > 228.0 MVAR	DUMPTANK 2 LVL B	HIGH
1447	C055	FX WTR LVL (W/R) A	214 < 700 MM	214 < 700 MM	DUMPTANK 1 LVL C	HIGH
1447	C056	FX WTR LVL (W/R) B	276 < 700 MM	276 < 700 MM	DUMPTANK 1 LVL D	HIGH
1447	A550	LOW POWER STING POINT	UNDER	UNDER	DUMPTANK 1 LVL A	HIGH
1447	S265	REACTOR TRM POWER	UKN B.V	UKN B.V	DUMPTANK 1 LVL B	HIGH
1447	S264	REACTOR TRM POWER	UKN B.V	UKN B.V	DUMPTANK 2 LVL A	HIGH
1447	S267	REACTOR CORE FLOW (%)	52.0 < 80.5 %	52.0 < 80.5 %	DUMPTANK 2 LVL C	HIGH
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	-27.6 < -20.0 MM	-27.6 < -20.0 MM	DUMPTANK 2 LVL D	HIGH
1447	B532	S/C 02 MON RANG (W)	ON	ON	DUMPTANK 2 LVL C	NORM
1447	B536	CAMS 02 DNS HI (S/C)	ON	ON	DUMPTANK 2 LVL C	HIGH
1447	B530	D/A 02 MON RANG (W)	ON	ON	GENERATOR CB 0-11	OFF
1447	C057	FX WTR LVL (F/R) A	2750 MM	2750 MM	TURBINE VIB OVER	TRIP
1447	C057	FX WTR LVL (F/R) A	2750 MM	2750 MM	TURB MANIAL TRIP	TRIP
1447	G001	GENERATOR GROS VARS	205.8 MVAR	205.8 MVAR	GEN POWER LOSS B	ON
1447	G002	GENERATOR VOLT	18.21 KV	18.21 KV	GEN POWER LOSS A	ON
1447	E004	SCHHEAR BUS 1A	7102 V	7102 V	GEN POWER LOSS D	ON
1447	T001	CONDENSER PRES B	3.94 < 4.30 KPA	3.94 < 4.30 KPA	GEN POWER LOSS C	ON
1447	A512	WTR LVL ROD BLOC	ON	ON	TURSTOP VALV	CLOS
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	26.8 > 20.0 MM	26.8 > 20.0 MM	TURSTOP VALV D	CLOS
1447	S211	CONDENSER PRES	3.50 < 4.30 KPA	3.50 < 4.30 KPA	TURSTOP VALV C	CLOS
1447	C004	REACTOR WTR LVL	833 MM	833 MM	TURSTOP VALV A	CLOS
1447	C055	FX WTR LVL (W/R) A	853 MM	853 MM	TURSTOP VALV B	CLOS
1447	C056	FX WTR LVL (W/R) B	748 MM	748 MM	TURB GEN REL B	TRIP
1447	C058	FX WTR LVL (F/R) B	2900 MM	2900 MM	TURB GEN REL D	TRIP
1447	D682	STR CB	1S-1	OFF	TURB GEN REL A	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	-4.4 MM	-4.4 MM	TURB GEN REL C	TRIP
1447	F038	LP HTR SHELL 3A	LOW RSN	LOW RSN	TURB STOP TRIP	ON
1447	F035	LP HTR SHELL 1A	LOW RSN	LOW RSN	GENERATOR LOCK RLY	TRIP
1447	F036	LP HTR SHELL 1B	LOW RSN	LOW RSN	AUX POWER LOSS 1B	TRIP
1447	S228	LP HTR 1 SHELL PRES	UKN B.V	UKN B.V	AUX POWER LOSS 1A	TRIP
1447	D696	LINE CB	0-1	OFF	GEN RTID BEG OPEN	ON

3枚目

4枚目

14	47	40	740	1001	AUX FUEL LOSS 1B	TRIP
1447	S228	IF HTR 1	SHEL PRES	UNN B.V		
14	47	48	740	D686	AUX POWER LOSS	TRIP
1447	D696	LINE CB	O-1	OFF		
14	47	48	740	D677	GEN FLD BKR OP-1	ON
1447	D685	AUX CB	1S-6	OFF		
14	47	48	760	D688	AUX POWER LOSS 1S	TRIP
1447	G002	GENERATOR VOLT	19.532 18.50 KV			
14	47	48	770	D672	TURB STOP TRIP	OFF
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL 34.0> 20.0 MM			
14	47	50	910	D644	AFRM HIHI CH-1	HIGH
1447	B527	STCK RAD MON HI (L/R)	ON			
14	47	50	910	D646	AFRM HIHI CH-3	HIGH
1447	D595	6.9KV M/C CB	1A-2B	OFF		
14	47	50	920	D604	MAIN STM TEMP HIGH A	HIGH
1447	D598	6.9KV M/C CB	1B-2	OFF		
14	47	50	920	D608	MAIN STM PRES LOW A	LOW
1447	MM = NOT LATCHED	WITHDRAW ERROR				
14	47	50	920	D610	MAIN STM PRES LOW C	LOW
1447	A545	FRM OPER	OFF			
14	47	50	920	D614	REAC LEVEL C LOW LOW	ON
1447	B532	S/C O2 MON RANG (W)	OFF			
14	47	50	920	D600	MAIN STM FLOW A HI	ON
1447	B530	D/W O2 MON RANG (W)	OFF			
14	47	50	920	D612	REAC LEVEL A LOW LOW	ON
1447	B539	H2/O2 FLOW RANG (W)	OFF			
14	47	50	920	D516	REACTOR PRES A	HIGH
1447	B535	CAMS O2 DNS HI (D/W)	OFF			
14	47	50	920	D524	STM LINE RAD A	HIGH
1447	B536	CAMS O2 DNS HI (S/C)	OFF			
14	47	50	920	D602	MAIN STM FLOW C HI	ON
1447	B519	SCTS B START	OFF			
14	47	50	930	D518	REACTOR PRES C	HIGH
1447	P063	SWP DISCHG HTR PRES	LOW RSN			
14	47	50	930	D520	REAC WTR LEVL A	LOW
1447	B008	H2 IN FLOW	LOW RSN			
14	47	50	930	D508	MAIN STM VALV A	CLOSE
1447	B009	O2 IN FLOW	LOW RSN			
14	47	50	930	D522	REAC WTR LEVL C	LOW
1447	B001	O3 RECON OUT O2 DENS	LOW RSN			
14	47	50	930	D606	MAIN STM TEMP HIGH C	HIGH
1447	A099	HOTWELL M480	A LOW RSN			
14	47	50	930	D530	NEUT MON SYST C	TRIP
1447	C030	D/W PRES (W/R)	LOW RSN			
14	47	50	930	D526	STM LINE RAD C	HIGH
1447	P001	CLEANUP OUTL A	LOW RSN			
14	47	50	930	D510	MAIN STM VALV C	CLOSE
1447	C015	SUPPRESSION PRES	LOW RSN			
14	47	50	930	D532	MANUAL SCRM A	TRIP
1447	C057	RK WTR LVL (F/R) A	LOW RSN			
14	47	50	930	D504	CONDENSER VAC A	LOW
1447	B022	STACK RAD MONI H/R	0.472 -1.30 NS/H			
14	47	50	930	D512	CONTAIN PRES A	HIGH
1447	P006	CLEANUP OUTL B	LOW RSN			
14	47	50	930	D528	NEUT MON SYST A	TRIP
1447	C014	HOTWELL MKUP FLOW	LOW RSN			
14	47	50	930	D560	AFRM SDWN A	LOW
1447	G007	REACTOR WATR M480	LOW RSN			
14	47	50	930	D506	CONDENSER VAC C	LOW
1447	P063	OST WTR LEVEL	LOW RSN			
14	47	50	930	D514	CONTAIN PRES C	HIGH
1447	G000	GENERATOR GROS LOAD	OUR PLAN			
14	47	51	010	D544	AFRM HIHI CH-1	NORM
1447	G002	GENERATOR VOLT	12.70< 17.50 KV			
14	47	51	010	D546	AFRM HIHI CH-3	NORM
1447	P002	CONDUMIN OUTL PRES	LOW RSN			
14	47	51	710	D547	AFRM HIHI CH-4	HIGH
1447	P064	IA PRES	LOW RSN			
14	47	51	710	D531	NEUT MON SYST D	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	LOW RSN			
14	47	51	710	D517	REACTOR PRES B	HIGH

5枚目

1447	F064	IA	PRES	LOW RSN	NEUT MON SYST D	TRIP	HIGH
14	47	51	710	D531	REACTOR PRES	HIGH	
1447	C020	SUPPRESSION	LEV	LOW RSN	REACTOR PRES	HIGH	
14	47	51	710	D517	REACTOR PRES	HIGH	
1447	C027	DRYWELL	PRES	LOW RSN	REACTOR PRES D	HIGH	
14	47	51	710	D519	REACTOR PRES D	HIGH	
1447	G006	GENERATR H2	PRES	LOW RSN	CONDENS VAC B	LOW	
14	47	51	710	D505	CONDENS VAC B	LOW	
1447	T001	CONDENS	PRES B	LOW RSN	REAC WTR LEV B	LOW	
14	47	51	710	D521	REAC WTR LEV B	LOW	
1447	A500	MAIN STM FLOW A		HIGH	CONTAIN PRES B	HIGH	
14	47	51	710	D513	CONTAIN PRES B	HIGH	
1447	A504	MAIN STM LEAK A		HIGH	NEUT MON SYST B	TRIP	
14	47	51	720	D529	NEUT MON SYST B	TRIP	
1447	A502	MAIN STM FLOW C		HIGH	STM LINE RAD B	HIGH	
14	47	51	720	D525	STM LINE RAD B	HIGH	
1447	A506	MAIN STM LEAK C		HIGH	MANUAL SCRM B	TRIP	
14	47	51	720	D533	MANUAL SCRM B	TRIP	
1447	A525	APRM		TRBL	MAIN STM VALV D	CLOSE	
14	47	51	720	D511	MAIN STM VALV D	CLOSE	
1447	A526	APRM FLOW BIAS INOP		TRBL	MAIN STM VALV B	CLOSE	
14	47	51	720	D509	MAIN STM VALV B	CLOSE	
1447	A529	REM		TRBL	STM LINE RAD D	HIGH	
14	47	51	720	D527	STM LINE RAD D	HIGH	
1447	A540	APRM FLOW BIAS CMER		TRBL	SWAN B	LOW	
14	47	51	720	D561	SWAN B	LOW	
1447	B528	SGTS RAD MON HI (L/R)		ON	CONDENS VAC D	LOW	
14	47	51	720	D507	CONDENS VAC D	LOW	
1447	A523	APRM		DOWN SCAL	NORM NORMAL RETURN	LOW	
14	47	51	720	D523	REAC WTR LEV D	LOW	
1447	A538	REM		BYP	OFF NORMAL RETURN	HIGH	
14	47	51	720	D515	CONTAIN PRES D	HIGH	
1447	D599	6.9KV M/C CB 1B-10		OFF	MSIV INNER TRIP A1	ON	
14	47	51	730	D616	MSIV INNER TRIP A1	ON	
1447	A501	MAIN STM FLOW B		HIGH	MSIV OUTER TRIP B1	ON	
14	47	51	730	D618	MSIV OUTER TRIP B1	ON	
1447	A503	MAIN STM FLOW D		HIGH	MAIN STM PRES LOW D	LOW	
14	47	51	740	D611	MAIN STM PRES LOW D	LOW	
1447	A505	MAIN STM LEAK B		HIGH	MSIV INNER TRIP A2	ON	
14	47	51	740	D617	MSIV INNER TRIP A2	ON	
1447	A507	MAIN STM LEAK D		HIGH	MSIV OUTER TRIP B2	ON	
14	47	51	740	D619	MSIV OUTER TRIP B2	ON	
1447	D596	6.9KV M/C CB 1A-7A		OFF	MAIN STM FLOW B HI	ON	
14	47	51	740	D601	MAIN STM FLOW B HI	ON	
1447	A577	#1 MSIV D		CLOSE	REAC LEV D LOW LOW	ON	
14	47	51	740	D615	REAC LEV D LOW LOW	ON	
1447	A583	#2 MSIV B		CLOSE	MAIN STM PRES LOW B	LOW	
14	47	51	740	D609	MAIN STM PRES LOW B	LOW	
1447	A574	#1 MSIV A		CLOSE	AMIN STM FLOW D HI	ON	
14	47	51	740	D603	AMIN STM FLOW D HI	ON	
1447	A575	#1 MSIV B		CLOSE	REAC LEV B LOW LOW	ON	
14	47	51	740	D613	REAC LEV B LOW LOW	ON	
1447	A584	#2 MSIV C		CLOSE	MAIN STM TEMP HIGH B	HIGH	
14	47	51	750	D605	MAIN STM TEMP HIGH B	HIGH	
1447	A576	#1 MSIV C		CLOSE	MAIN STM TEMP HIGH D	HIGH	
14	47	51	750	D607	MAIN STM TEMP HIGH D	HIGH	
1447	A582	#2 MSIV A		CLOSE	PLR M-G SET B TRIP	ON	
14	47	51	770	D659	PLR M-G SET B TRIP	ON	
1447	A585	#2 MSIV D		CLOSE	PLR M-G SET A TRIP	ON	
14	47	51	780	D658	PLR M-G SET A TRIP	ON	
1447	B527	STCK RAD MON HI (L/R)		OFF	HIHI CH-4	NORM	
14	47	51	810	D547	APRM HIHI CH-4	NORM	
1447	A578	#2 MSIV A		OPN	6.9KV BUS VLT 1D LOS	ON	
14	47	51	940	D681	6.9KV BUS VLT 1D LOS	ON	
1447	A572	#1 MSIV C		OPN	AUX POWER LOSS 1S	NORM	
14	47	51	990	D588	AUX POWER LOSS 1S	NORM	
1447	A570	#1 MSIV A		OPN	6.9KV BUS VLT 1C LOS	ON	
14	47	52	080	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	ON	
1447	A581	#2 MSIV D		OPN	AUX POWER LOSS 1S	TRIP	
14	47	52	090	D588	AUX POWER LOSS 1S	TRIP	

MSIV A1

6枚目

```

1447 A570 #1 MSIV A OFN OFF 6.9KV BUS VLT IC LOS ON
14 47 52 080 D680 OFF
1447 A581 #2 MSIV D OFN OFF
14 47 52 090 D688 AUX POWER LOSS TRIP
1447 A571 #1 MSIV B OFN OFF
14 47 52 120 D651 CWP B TRIP ON
1447 A573 #1 MSIV D OFN OFF
14 47 52 130 D657 RFP C TRIP ON
1447 A579 #2 MSIV B OFN OFF
14 47 52 140 D654 CP C TRIP ON
1447 A580 #2 MSIV C OFN OFF
14 47 52 250 D653 CP B TRIP ON
1447 B031 CANS H2 MONI D/W LOW RSN
14 47 52 290 D650 CWP A TRIP ON
1447 B032 CANS O2 MONI D/W LOW RSN
14 47 52 270 D655 RFP A TRIP ON
1447 B033 CANS H2 MONI S/C LOW RSN
14 47 57 070 D590 DIES GEN CB ID-1 ON
1447 B034 CANS O2 MONI S/C LOW RSN
14 47 57 140 D681 6.9KV BUS VLT IC LOS OFF
1447 G000 GENERATOR GROS LOAD 383.0 MW NORMAL RETURN
14 47 58 920 D589 DIES GEN CB IC-1 ON
1447 G001 GENERATOR GROS VARS 9.0C 10.0 MWAR
14 47 58 970 D680 6.9KV BUS VLT IC LOS OFF
1447 G002 GENERATOR VOLT LOW RSN
14 48 00 220 D660 PLR A LOOOUT RV ACT ON
1447 C007 REAC FMP TOTL FLOW LOW RSN
14 48 13 280 D576 TURBINE VIB OVER NORM
1447 C037 RECIRC2A DRUG FLOW LOW RSN
14 48 14 980 D661 PLR B LOOOUT RV ACT ON
1447 C029 EMERSON LEVL B LOW RSN
14 48 20 570 D576 TURBINE VIB OVER TRIP
1447 C039 RECIRC2B DRUG FLOW LOW RSN
14 48 24 340 D576 TURBINE VIB OVER NORM
1447 C013 RE CLUMP FLOW A LOW RSN
END JOB
1447 C006 REACTOR CORE DIFF LOW RSN
TRIP SEQUENCE LOG 11-03-11

H MIN SEC MSEC PID ABBREVIATION STATUS
1447 E014 COND FMP PRES B LOW RSN
14 48 59 850 D568* GEN STAT COOL LOSS TRIP
1447 A100 TPM(MWG) LOW RSN
END JOB
1447 B003 REAC POWER LMT LOW RSN
TRIP SEQUENCE LOG 11-03-11

H MIN SEC MSEC PID ABBREVIATION STATUS
1447 C025 MAIN STM PRES A LOW RSN
14 52 18 950 D549* IC LINE B INIT ON
1447 T000 CONDENSER PRES A LOW RSN
14 52 18 950 D545 IC LINE A INIT ON
1447 F015 CONDENSATE FLOW LOW RSN
1447 F051 HOTWELL LEVL A LOW RSN
1447 F052 HOTWELL LEVL B LOW RSN
1447 S266 REAC CORE FLOW (T/H) UNB B.V
1447 S267 REAC CORE FLOW (%) UNB B.V
1447 B519 SGTS B START ON
END JOB
1447 S209 CLEANUP OUTL UNB B.V
1447 S211 CONDENSER PRES UNB B.V
1447 S236 HOTWELL LEVEL UNB B.V
1447 B533 CANS H2 DNS HI (D/W) ON
1447 B534 CANS H2 DNS HI (S/C) ON
1447 B535 CANS O2 DNS HI (D/W) ON

```

7枚目

1447	S236	HOTWELL	LEVEL	URN B.V
1447	B533	CAMS H2 DNS HI (D/W)	ON	
1447	B534	CAMS H2 DNS HI (S/C)	ON	
1447	B535	CAMS O2 DNS HI (D/W)	ON	
1447	B536	CAMS O2 DNS HI (S/C)	ON	
1448	A545	RW	ON	
1448	A560	CR IN/OUT	OFF	
1448	A545	RW	OPER	
1448	C008	REDIRG1A DRVG FLOW	LOW RSN	
1448	C038	REDIRG1B DRVG FLOW	LOW RSN	
1448	F001	CLEANUP OUTL A	0.00 MS/C NORMAL RETURN	
1448	F006	CLEANUP OUTL B	0.00 MS/C NORMAL RETURN	
1448	C014	HOTWELL MKUP FLOW	21.0 T/H NORMAL RETURN	
1448	G007	REACTOR WATER MHO	0.00< 0.04 MS/C	
1448	F063	CST WTR LEVEL	72.0 % NORMAL RETURN	
1448	G002	GENERATOR VOLT	2.97< 17.50 KV	
1448	C020	SUPPRESSION LEVEL	-12.8 MM NORMAL RETURN	
1448	C027	DRYWELL PRES	5.9 KPA NORMAL RETURN	
1448	G008	CONDEMIN DIFF PRES	LOW RSN	
1448	G006	CONDENSER H2 PRES	0.3175 MEA NORMAL RETURN	
1448	T001	CONDENSER PRES B	2.61< 4.30 KPAA	
1448	G007	REACTOR WATER MHO	0.05 MS/C NORMAL RETURN	
1448	G007	REACTOR WATER MHO	1995 T/H NORMAL RETURN	
1448	C000	CONT ROD SYST FLOW	0.0 T/H NORMAL RETURN	
1448	C013	RE CLAMP FLOW A	0.0 T/H NORMAL RETURN	
1448	C006	REACTOR CORE DIFF	0 KPA NORMAL RETURN	
1448	F064	IA PRES	0.595< 0.618 MEA	
1448	C020	SUPPRESSION LEVEL	49.6< 20.0 MM	
1448	A100	TRM(MVG)	1.7 % NORMAL RETURN	
1448	C004	REACTOR WATER LEVEL	1062< 1050 MM	
1448	B003	REACTOR POWER LMT	40.1 % NORMAL RETURN	
1448	E004	SWEGEAR BUS 1A	3< 6201 V	
1448	E005	SWEGEAR BUS 1B	3< 6201 V	
1448	C025	MAIN STM PRES A	5.97 MEA NORMAL RETURN	
1448	F004	HP TURB EXH C	LOW RSN	
1448	F012	CRV/CIV HOOD B	LOW RSN	
1448	T000	CONDENSER PRES A	2.64 KPAA NORMAL RETURN	
1448	F015	CONDENSATE FLOW	0 T/H NORMAL RETURN	
1448	F051	HOTWELL LEVEL A	11.4 CM NORMAL RETURN	
1448	F052	HOTWELL LEVEL B	11.1 CM NORMAL RETURN	
1448	B532	S/C O2 MON RANG (W)	ON	
1448	B530	D/W O2 MON RANG (W)	ON	
1448	C020	SUPPRESSION LEVEL	15.2 MM NORMAL RETURN	
1448	F007	MOIS SEP STM A	LOW RSN	
1448	F013	CRV/CIV HOOD C	LOW RSN	
1448	F008	MOIS SEP STM B	LOW RSN	
1448	F014	CRV/CIV HOOD D	LOW RSN	
1448	C055	EX WTR LVL (W/R) A	1059< 1000 MM	
1448	F009	MOIS SEP STM C	LOW RSN	
1448	C056	EX WTR LVL (W/R) B	1089< 1005 MM	
1448	S206	REDIRG A DRVG FLOW A URN B.V	URN B.V	
1448	S211	REDIRG B DRVG FLOW B URN B.V	URN B.V	
1448	S211	CONDENSER PRES	2.64< 4.30 KPAA	
1448	S267	REACTOR CORE FLOW (%)	0.0< 80.5 %	
1448	C020	SUPPRESSION LEVEL	25.2< 20.0 MM	
1448	F010	MOIS SEP STM D	LOW RSN	
1448	F003	HP TURB EXH A	LOW RSN	
1448	F011	CRV/CIV HOOD A	LOW RSN	
1448	S212	REDIRG DRVG FLOW	URN B.V	
1448	F065	SMP DISCHG HDR PRES	0.020< 0.350 MEA	
1448	B008	H2 IN FLOW	1.59 M3/H NORMAL RETURN	
1448	B009	O2 IN FLOW	1.06 M3/H NORMAL RETURN	
1448	B001	O3 RECOM OUT O2 DENS	64.03 % NORMAL RETURN	
1448	C015	SUPPRESSION PRES	106 KPAA NORMAL RETURN	
1448	C057	EX WTR LVL (F/R) A	2250 MM NORMAL RETURN	
1448	C020	SUPPRESSION LEVEL	9.6 MM NORMAL RETURN	
1448	B031	CAMS H2 MONI D/W	0.2 % NORMAL RETURN	
1448	B032	CAMS O2 MONI D/W	18.5 % NORMAL RETURN	
1448	B033	CAMS H2 MONI S/C	0.1 % NORMAL RETURN	
1448	B034	CAMS O2 MONI S/C	18.3 % NORMAL RETURN	

8枚目

1448	B031	CAMS	H2 MONI	D/W	0.2 %	NORMAL	RETURN
1448	B032	CAMS	O2 MONI	D/W	18.5 %	NORMAL	RETURN
1448	B033	CAMS	H2 MONI	S/C	0.1 %	NORMAL	RETURN
1448	B034	CAMS	O2 MONI	S/C	18.3 %	NORMAL	RETURN
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		26.8 >	20.0 MM	
1448	S213	HF TURB	EXH	PRS	UKN B.V		
1448	S215	CRV/CIV	HOOD	PRS	UKN B.V		
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		3.2 MM	NORMAL	RETURN
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		25.2 >	20.0 MM	
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		2.0 MM	NORMAL	RETURN
1448	TOSWAY	L-STN	O1	FAIL			
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		31.2 >	20.0 MM	
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL		9.6 MM	NORMAL	RETURN
1448	A099	HOTWELL	WMO	A	0.07 MS/C	NORMAL	RETURN
1449	C030	D/W	PRES	(W/R)	107 KPA	NORMAL	RETURN
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		36.8 >	20.0 MM	
1449	B015	COND	IMP	PRS	LOW PSN		
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		18.4 MM	NORMAL	RETURN
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		25.6 >	20.0 MM	
1449	F051	HOTWELL	LEVEL	A	UP PSN		
1449	F052	HOTWELL	LEVEL	B	UP PSN		
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		14.8 MM	NORMAL	RETURN
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		29.6 >	20.0 MM	
1449	S236	HOTWELL	LEVEL		UKN B.V		
1449	F064	TA	PRS		0.620 MEA	NORMAL	RETURN
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL		10.4 MM	NORMAL	RETURN
1449	B022	STACK	RAD	MONI	H/R	22.4 >	20.0 MM
1449	F002	CONDENM	OUTL	PRS	-1.37 MS/H	NORMAL	RETURN
1449	C029	EMERCON	LEVEL	B	0.10 MEA	NORMAL	RETURN
1450	B530	D/W	O2 MON	RANG	(W)	80.3 %	NORMAL
1450	F004	HE TURB	EXH	C	OFF		
1450	F007	MOIS	SEP	STM	A	0.010 MEA	NORMAL
1450	F008	MOIS	SEP	STM	B	0.010 MEA	NORMAL
1450	F009	MOIS	SEP	STM	C	0.013 MEA	NORMAL
1450	A553	ALL CR	FULL	IN	0.008 MEA	NORMAL	RETURN
1450	A553	ALL CR	FULL	IN	OFF		
1450	F010	MOIS	SEP	STM	D	ON	
1450	F003	HE TURB	EXH	A	0.012 MEA	NORMAL	RETURN
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL		0.008 MEA	NORMAL	RETURN
1450	S573	CMS	TROUBLE		9.6 MM	NORMAL	RETURN
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL		ON		
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL		34.0 >	20.0 MM	
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL		8.4 MM	NORMAL	RETURN
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL		28.4 >	20.0 MM	
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL		17.2 MM	NORMAL	RETURN
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL		22.0 >	20.0 MM	
1451	C003	REACTOR	PRS		6.90 >	6.90 MEA	
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL		14.0 MM	NORMAL	RETURN
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL		30.0 >	20.0 MM	
1452	A519	IRM	DET	POS	OUT		
1452	A520	IRM	DOWN	SCAL	TRBL		
1452	A565	RX	MODE	SW	STAT	ON	
1452	A564	RX	MODE	SW	OFFER	OFF	
1452	A567	RX	MODE	SW	REFUEL	ON	
1452	A565	RX	MODE	SW	STAT	OFF	
1452	A566	RX	MODE	SW	SHT	DOWN	
1452	A567	RX	MODE	SW	REFUEL	ON	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		16.8 MM	NORMAL	RETURN
1452	B526	ISO-CON	VLV	B	37.6 >	20.0 MM	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		ON		
1452	B525	ISO-CON	VLV	A	ON		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		14.0 MM	NORMAL	RETURN
1452	A516	SRM	DET	POS	IN		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		35.2 >	20.0 MM	
1452	A516	SRM	DET	POS	OUT	NORMAL	RETURN
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		4.4 MM	NORMAL	RETURN
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL		34.4 >	20.0 MM	
1453	C020	SUPPRESSION	LEVEL		16.0 MM	NORMAL	RETURN
1453	C020	SUPPRESSION	LEVEL		30.8 >	20.0 MM	

Perf SW file

[illegible]

参考資料 2 1F-2 のプロセス計算機の打ち出し記録

- ・本データは東京電力がホームページで公開している「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」の「3. 警報発生記録等データ」「2号機」のアラームタイパー部分を抜粋したものである。
(url : <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>)
- ・2号機のプロセス計算機の打ち出し記録には、原因は不明であるが、トリップシーケンスデータは含まれていない。
- ・本論文で活用したデータに付いては下線を付してある。なお、参考文献に示した頁と本参考資料の右下に示した頁は合致している。

2 号機

(運転中)

内訳

- ① アラームタイパ
- ② BOP タイパ (BOP=Balance of Plant : バランス・オブ・プラント)
- ③ NSS タイパ (NSS=Nuclear Steam Supply : 原子炉蒸気供給系)
- ④ OD タイパ他 (OD=On Demand : 任意要求)

2 頁 (2 号機)

3 頁 (2 号機)

[illegible]

2011/03/11 14:47:45

2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	18-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	22-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	26-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	30-15	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	34-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	38-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	42-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	46-15	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	02-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	06-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	10-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	14-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	18-19	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	22-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	26-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	30-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	34-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	38-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	42-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	46-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	50-19	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	02-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	06-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	10-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	14-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	18-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	22-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	26-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	30-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	34-23	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	38-23	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	42-23	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	46-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	50-23	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	02-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	06-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	10-27	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	14-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	18-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	22-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	26-27	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	30-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	34-27	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	38-27	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	42-27	96pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	46-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	50-27	96pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御終了	位置変化	02-31	96pos	ドリフト

2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	06-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	10-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	14-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	18-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	22-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	26-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	30-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	34-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	38-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	42-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	46-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	50-31	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	02-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	06-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	10-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	14-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	18-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	22-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	26-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	30-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	34-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	38-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	42-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	46-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	50-35	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	06-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	10-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	14-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	18-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	22-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	26-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	30-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	34-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	38-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	42-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	46-39	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	06-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	10-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	14-43	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	18-43	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	22-43	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	26-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	30-43	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	34-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	38-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	42-43	99pos	正常
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	46-43	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択印刷機	位置変化	10-47	99pos	ドリフト

2011/03/11 14:47:45

[illegible]

* 2011/03/11 14:47 2735	制御棒状態 (警報)	42-15	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2736	制御棒状態 (警報)	46-15	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2737	制御棒状態 (警報)	02-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2738	制御棒状態 (警報)	06-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2739	制御棒状態 (警報)	10-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2740	制御棒状態 (警報)	14-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2742	制御棒状態 (警報)	22-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2743	制御棒状態 (警報)	26-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2744	制御棒状態 (警報)	30-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2745	制御棒状態 (警報)	34-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2746	制御棒状態 (警報)	38-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2747	制御棒状態 (警報)	42-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2748	制御棒状態 (警報)	46-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2749	制御棒状態 (警報)	50-19	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2750	制御棒状態 (警報)	02-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2751	制御棒状態 (警報)	06-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2752	制御棒状態 (警報)	10-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2753	制御棒状態 (警報)	14-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2754	制御棒状態 (警報)	18-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2755	制御棒状態 (警報)	22-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2756	制御棒状態 (警報)	26-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2757	制御棒状態 (警報)	30-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2761	制御棒状態 (警報)	46-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2762	制御棒状態 (警報)	50-23	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2763	制御棒状態 (警報)	02-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2764	制御棒状態 (警報)	06-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2766	制御棒状態 (警報)	14-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2767	制御棒状態 (警報)	18-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2768	制御棒状態 (警報)	22-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2770	制御棒状態 (警報)	30-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2774	制御棒状態 (警報)	46-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2775	制御棒状態 (警報)	50-27	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2776	制御棒状態 (警報)	02-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2777	制御棒状態 (警報)	06-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2778	制御棒状態 (警報)	10-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2779	制御棒状態 (警報)	14-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2783	制御棒状態 (警報)	18-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2784	制御棒状態 (警報)	22-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2781	制御棒状態 (警報)	26-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2782	制御棒状態 (警報)	30-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2783	制御棒状態 (警報)	34-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2784	制御棒状態 (警報)	38-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2785	制御棒状態 (警報)	42-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2786	制御棒状態 (警報)	46-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2787	制御棒状態 (警報)	50-31	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2788	制御棒状態 (警報)	02-35	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2789	制御棒状態 (警報)	06-35	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2790	制御棒状態 (警報)	10-35	=	リフト	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 2791	制御棒状態 (警報)		=	リフト	P=01 警報

[illegible]

[illegible]

[illegible]

[illegible]

2011/03/31 14:47	AT14	フェーストランパンタ A	ON
2011/03/31 14:47	NT15	フェーストランパンタ B	ON
2011/03/31 14:47	AT54	RWM 動作可能	OFF
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 22-03	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 10-03	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 18-07	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 28-17	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-07	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 25-17	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 14-11	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 18-11	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-11	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-11	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 40-11	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 18-15	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 26-15	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-15	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 34-15	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 38-15	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 40-15	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 06-19	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 10-19	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 22-19	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 38-19	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 50-19	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 02-23	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 22-23	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 34-23	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 38-23	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-25	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 50-25	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-27	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 00-31	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 14-31	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 18-31	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 34-31	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 20-35	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 38-35	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 50-35	10pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 00-39	8pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 10-39	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 26-39	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 34-39	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 30-43	12pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 38-43	12pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 14-47	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 26-47	9pos
2011/03/31 14:47	未読長距離時速	位置変化 34-47	9pos

[illegible]

2011/03/11 14:47	A535	全制御棒	全通入	= ON
* 2011/03/11 14:47 C002	原子炉 給水流量 B	蒸気圧力	制限値=10.8	P=01 入力不良
* 2011/03/11 14:47 T006	タービン グランドシール	蒸気圧力	制限値=10.8	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 P048	EHC負荷要求値履歴番号		制限値=----	P=01 R L 上段復帰
* 2011/03/11 14:47 P044	炉内機 制動 水位		制限値=----	P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 B033	延長抑振減速履歴			P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 C002	発電機 無効電力			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 C002	発電機 無効電力			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 C002	電力制御室 冷却			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 C002	タービン 制動 水位		制限値=-102	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 C002	給水流量 A C 炉内機用		制限値=----	P=01 入力不良
* 2011/03/11 14:47 C002	給水流量 B C 炉内機用		制限値=----	P=01 入力不良
* 2011/03/11 14:47 D690	PCIS 閉鎖番号 内側トリップ			
* 2011/03/11 14:47 P091	PCIS 閉鎖番号 外側トリップ			
* 2011/03/11 14:47 P708	SGTS A 起動番号			
* 2011/03/11 14:47 Z558	T1Pババ-ジ保護分 開			
* 2011/03/11 14:47 Z559	T1Pババ-ジ保護分 閉			
* 2011/03/11 14:47 Z560	T1P制御室 正常			
* 2011/03/11 14:47 C028	圧力制御室 水位		制限値=-30	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 T004	タービン 第1段落 蒸気室 圧力		制限値=1.47	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 T006	タービン グランドシール	蒸気圧力	制限値=1.47	P=01 R L 下段復帰
* 2011/03/11 14:47 T008	タービン 潤滑油 レベル		制限値=----	P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 D520	原子炉 水位 A			P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 B521	原子炉 水位 B			P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 B522	原子炉 水位 C			P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 B523	原子炉 水位 D			P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 A549	低負荷 管電圧		制限値=400.1	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 C004	RWM 制動			
* 2011/03/11 14:47 A547	原子炉 水位			
* 2011/03/11 14:47 A548	RWM 制動			
* 2011/03/11 14:47 S264	原子炉 制動力			
* 2011/03/11 14:47 S265	原子炉 熱出力			
* 2011/03/11 14:47 C028	電力制御室 水位		制限値=----	P=01 入力不良
* 2011/03/11 14:47 T008	タービン 潤滑油 レベル		制限値=70	P=01 高
* 2011/03/11 14:47 T006	タービン グランドシール	蒸気圧力	制限値=-102	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 B033	延長抑振減速履歴		制限値=10.8	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 T008	タービン 潤滑油 レベル			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 A550	低負荷 管電圧			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 T006	タービン グランドシール	蒸気圧力	制限値=-30	P=01 R L 下段復帰
* 2011/03/11 14:47 C028	圧力制御室 水位		制限値=-30	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 C002	原子炉 給水流量 B			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 C028	圧力制御室 水位			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 A512	スクラム排出管線 蒸気室 水位			P=01 高
* 2011/03/11 14:47 C028	圧力制御室 水位		制限値=70	P=01 高
* 2011/03/11 14:47 T008	スクラム排出管線 蒸気室 水位		制限値=-102	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 A508	タービン 潤滑油 レベル			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 T008	スクラム排出管線 蒸気室 水位			P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 A500	原子炉モータースピード 履歴			P=01 正常復帰

2011/03/11 14:47 A501	原子炉モータースイッチ 起動	= ON	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 A503	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= ON	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= -14	P=01 警報
2011/03/11 14:47 A604	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D710	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D711	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D712	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D713	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D714	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D715	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D716	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D717	SRNM 計数率 高	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 A502	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= ON	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= -105	P=01 低
2011/03/11 14:47 D532	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D533	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C031	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= 2364	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 S253	原子炉 給水流量 (TOTAL)	= 4654	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 S259	原子炉 給水流量 (TOTAL)	= -0	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 R006	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 A501	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 A503	原子炉モータースイッチ 燃料取扱	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= 64	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 D558	スクラム排出容器 水位 A 2	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C028	スクラム排出容器 水位 B 2	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D559	スクラム排出容器 水位 B 2	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D521	原子炉 水位 B	= 正常	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 D522	原子炉 水位 C	= 正常	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 D523	原子炉 水位 D	= 正常	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= 8	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 D520	原子炉 水位 A	= 正常	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= -129	P=01 低
2011/03/11 14:47 D500	スクラム排出容器 水位 A 1	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D501	スクラム排出容器 水位 B 1	= 高	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C028	圧力抑制室 水位	= 79	P=01 警報
2011/03/11 14:47 C004	原子炉 水位	= 414.1	P=01 高
2011/03/11 14:47 S268	原子炉 水位	= -0	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 D536	タービン止め弁 A	= 閉	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D537	タービン止め弁 B	= 閉	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D538	タービン止め弁 C	= 閉	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D539	タービン止め弁 D	= 閉	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D540	タービン止め弁 E	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D541	タービン止め弁 F	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D542	タービン止め弁 G	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D543	タービン止め弁 H	= トリップ	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D577	タービン止め弁 I	= ON	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D586	タービン止め弁 J	= ON	P=01 警報
2011/03/11 14:47 D587	タービン止め弁 K	= ON	P=01 警報

* 2011/03/11 14:47 0688	タービン CV 3 閉	= ON	P=01 警報
2011/03/11 14:47 0692	6. 9KV M/C 遮断器 2A-1B	= OFF	
2011/03/11 14:47 0693	6. 9KV M/C 遮断器 2A-3B	= ON	
2011/03/11 14:47 0695	6. 9KV M/C 遮断器 2B-1	= OFF	
* 2011/03/11 14:47 0697	タービン止め弁 全開	= 閉	
* 2011/03/11 14:47 0699	タービン 過速トリップ	= ON	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 0700	タービン メカニカル トリップ	= トリップ	
* 2011/03/11 14:47 0701	発電機 ロックアウトリレー 動作	= トリップ	
* 2011/03/11 14:47 0702	発電機 モータリング トリップ	= ON	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 0703	発電機 昇降機 閉	= ON	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 0704	タービン CV 4 閉	= ON	P=01 警報
* 2011/03/11 14:47 0705	PLR-IN V A 瞬停処理中	= ON	
* 2011/03/11 14:47 0706	PLR-IN V B 瞬停処理中	= ON	
* 2011/03/11 14:47 0707	6. 9KV M/C 遮断器 2B-2	= ON	
* 2011/03/11 14:47 0708	電力調整室 水位	= -12	P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 0709	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B1	= -0.01	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0710	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B2	= -0.01	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0711	発電機 励磁 電圧	= -2.5	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0712	発電機 遮断器	= トリップ	
* 2011/03/11 14:47 0713	タービントリップ 11号	= トリップ	
* 2011/03/11 14:47 0714	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A1	= -234	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0715	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B1	= 0.01	P=01 R L 下脱逸脱
* 2011/03/11 14:47 0716	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C1	= -0.01	P=01 R L 下脱逸脱
* 2011/03/11 14:47 0717	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A2	= 0.01	P=01 R L 下脱逸脱
* 2011/03/11 14:47 0718	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B2	= -0.01	P=01 R L 下脱逸脱
* 2011/03/11 14:47 0719	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C2	= 0.01	P=01 R L 下脱逸脱
* 2011/03/11 14:47 0720	発電機 SRI 電流	= -14	P=01 低
2011/03/11 14:47 0721	発電機トリップ 8GG1	= トリップ	
2011/03/11 14:47 0722	発電機トリップ 8GG2	= トリップ	
2011/03/11 14:47 0723	発電機遮断器 トリップ	= トリップ	
2011/03/11 14:47 0724	発電機昇降機遮断器トリップ	= トリップ	
* 2011/03/11 14:47 0725	第3給水加熱器 シェル側圧力 A	= 0.01	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0726	第3給水加熱器 シェル側圧力 B	= 0.010	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0727	第3給水加熱器 シェル側圧力 C	= 0.013	P=01 低
* 2011/03/11 14:47 0728	発電機 昇降機 温度	= 2	P=01 正常復帰
* 2011/03/11 14:47 0729	マスタター トリップ ソレノイド作動	= OFF	P=01 不良
* 2011/03/11 14:47 0730	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A	= 0.00	P=01 不良
* 2011/03/11 14:47 0731	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B	= 0.01	P=01 不良
* 2011/03/11 14:47 0732	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C	= -0.01	P=01 不良
* 2011/03/11 14:47 0733	第3給水加熱器 シェル側圧力 A	= 0.026	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0734	第3給水加熱器 シェル側圧力 B	= 0.020	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0735	発電機 モータリング トリップ	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0736	PLR-IN V A 瞬停処理中	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0737	PLR-IN V B 瞬停処理中	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0738	ファーストランバック A	= OFF	P=01 正常復帰
2011/03/11 14:47 0739	ファーストランバック B	= OFF	P=01 正常復帰

以下、省略

参考資料3 1F-3のプロセス計算機の打ち出し記録

- ・本データは東京電力がホームページで公開している「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」の「3. 警報発生記録等データ」「2号機」のアラームタイパー部分を抜粋したものである。
(url : <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>)
- ・本論文で活用したデータに付いては下線を付してある。なお、参考文献に示した頁と本参考資料の右下に示した頁は合致している。

3号機

(運転中)

内訳

- ① アラームタイパ
- ② BOP タイパ (BOP=Balance of Plant : バランス・オブ・プラント)
- ③ NSS タイパ (NSS=Nuclear Steam Supply : 原子炉蒸気供給系)
- ④ OD タイパ他 (OD=On Demand : 任意要求)

テスト

[illegible]

福島第一原子力発電所 3号機

福島第一原子力発電所 3号機

[illegible]

3 頁 (3 号機)

3枚目

[illegible]

4枚目

[illegible]

[illegible]

7枚目

8 頁 (3 号機)

8枚目

[illegible]

[illegible]

10 頁 (3 号機)

11 頁 (3 号機)

[illegible]

12枚目

以下、省略

[illegible]