

福島第一原子力発電所事故の 確率論的安全評価の観点からの考察

A Study of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accidents by a Viewpoint of PSA

松岡 猛 Takeshi MATSUOKA

アブストラクト 平成23年3月11日に発生した福島第一原子力発電所事故を確率論的安全評価(PSA)の観点から検討した。地震及び津波により原子力プラントの全電源が喪失し、炉心溶融に至った事故である。全電源喪失時に起こり得る事象/事態をそれらの連鎖・分岐で表現し、炉心損傷確率を算出した。現実には3基の原子炉で炉心損傷が発生してしまったが、評価結果では7日後でも炉心損傷確率は1号機では0.71であり、2, 3号機では0.12と小さな値であった。この評価結果から、事故を防ぎ得る可能性がかなりあったことが分かった。その解析結果を基に、福島第一原子力発電所の事故について考察した。

キーワード 福島第一原子力発電所事故, 確率論的安全評価, 全電源喪失事故, 炉心損傷確率, 非常用炉心冷却系

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波により、東京電力福島第一原子力発電所の1~3号機が炉心溶融を起こすという未曾有の事故が発生してしまった。

確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)では、原子力プラントの建設の前にプラント運転に伴うリスク評価(炉心損傷頻度等)を実施することが可能である。その評価結果は、設計の改善、運転管理、万一の事故時の対応策、あるいはプラント建設決定にとって貴重な情報となる。米国では全ての原子力プラントをPSA手法により評価・チェックすることが義務付けられている⁽¹⁾。我が国では、アクシデントマネジメントの有効性検討や定期安全レビューにおける原子力発電所の安全性の定量的な評価への適用が行われており、現在原子炉の立地審査にPSAを導入すべく検討が進められている⁽²⁾。

本稿では、地震動により外部電源が喪失し引き続いての津波による非常用発電機停止の状態における、福島第一原子力プラントに起こり得る事象/事態の連鎖・分岐をイベントツリー^(注1)で表現し、炉心損傷確率を評価した。現実には1~3号炉とも炉心損傷が発生してしまったが、この事実に対する本評価結果の意味するところを検討し、今回の原子力事故について考察を行った。

(注1) 本誌が準拠している本会編改訂電子情報通信用語辞典では「イベントツリー」となるが、本稿では原子力分野で一般的に用いられている「イベントツリー」を用いている。また、「ツリー」も「ツリ」と表記している。

松岡 猛 正員 宇都宮大学大学院工学研究科
E-mail mats@cc.utsunomiya-u.ac.jp
Takeshi MATSUOKA, Member (Graduate School of Engineering, Utsunomiya University, Utsunomiya-shi, 321-8585 Japan)
電子情報通信学会 基礎・境界サイエティ
Fundamentals Review Vol.5 No.2 pp.128-135 2011年10月
©電子情報通信学会 2011

2. 沸騰水型原子炉の非常用冷却系

原子力プラントにおいては、事故を引き起こす可能性のある事象(起因事象)がプラントに発生した場合、各種の安全系を動作させることにより事故の発生を防止するシステムとなっている。PSAではこれらの安全系の動作がランダム故障(内的事象)、外部的要因、運転員の誤操作等により停止する確率を評価し、炉心損傷事故等の発生確率を算出する。

沸騰水型原子炉では、通常運転時には冷却水の循環により炉心(発熱部)から熱をタービンに伝達し発電に用いている。万一冷却水の循環が停止した場合、通常の冷却系とは別系統により炉心の冷却を行う安全系が備えられている。

図1に一般的な沸騰水型原子炉(BWR)の非常用冷却系(ECCS)の概要を示す⁽³⁾。発生した起因事象によっても対応は多少異なるが、まず高压注入系により炉心冷却を実施する。炉心冷却が進んだ段階で低压冷却系に切り換えての冷却を行う。更に長期間にわたる冷却は残留熱除去系(RHR)により行う。もし、原子炉圧力が高い段階で高压冷却系が停止した場

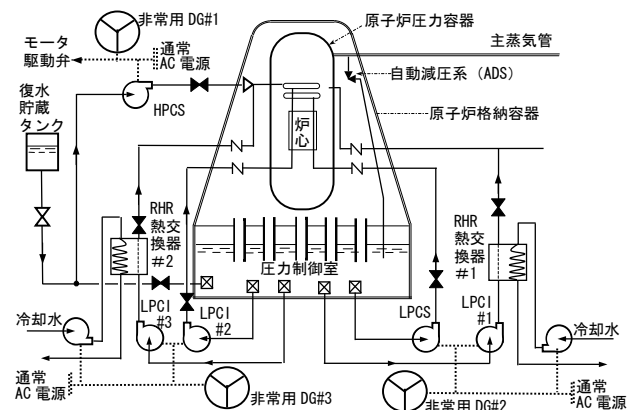


図1 一般的な沸騰水型原子炉(BWR)の非常用冷却系(ECCS)

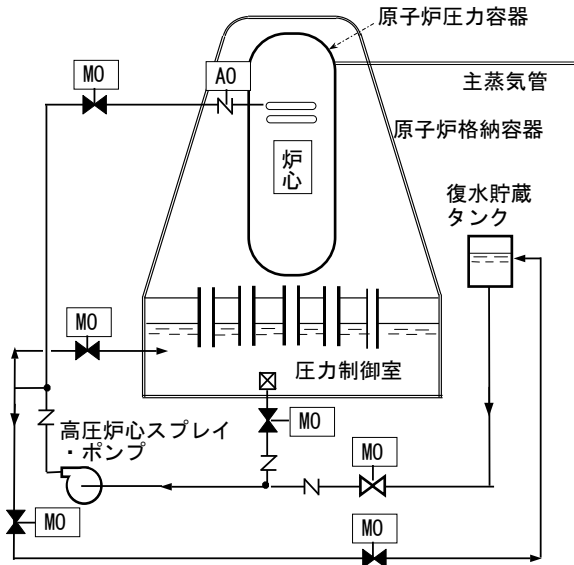


図2 高圧炉心スプレイ系 (HPCS) の詳細図

合は原子炉の減圧を行い低圧冷却系を用いて冷却する。

図1中にも示されている高圧炉心スプレイ系 (HPCS) をより詳細に示したのが図2である。初期の水源は復水貯蔵タンクを用い、最終水源は圧力抑制プールから取るシステムとなっている。HPCSの動作開始には1個の電動弁 (MOV) の開操作とポンプの起動が必要となる。

低圧注入系 (LPCI, LPCS) も同様の配管系であるが、水源は圧力抑制プールあるいは外部からの供給水となる。低圧注入系は同等の機能を持った4系統が備えられており、そのうちの1系統の動作成功で炉心の除熱が可能である。残留熱除去系も2系統中1系統の動作成功で炉心冷却が可能となる。

なお、何らかの異常により、通常の給水系が使用不可となり原子炉が隔離・閉鎖された場合に炉心の崩壊熱による蒸気を利用してポンプを駆動し炉心部の冷却を行う系統がある。図3は福島第一原子力発電所2, 3号機の隔離時冷却系 (RCIC) である⁽⁴⁾。この系統は電力が全て失われた場合でも動作可能な点に特長がある。ただし、外部冷却水 (海水等) による冷却が不可能な場合は格納容器内の温度・圧力が上昇していくので、長期の機能維持のためには格納容器ベントが必要となる。RCICは非常用冷却系とは別系統である。

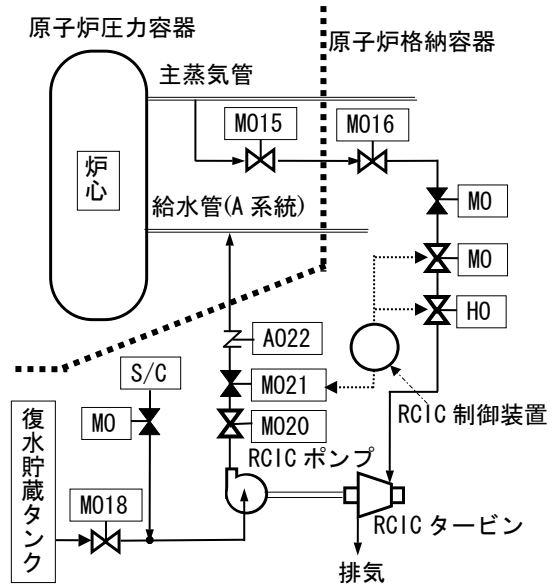


図3 福島第一原子力発電所2, 3号機の隔離時冷却系 (RCIC)

3. 地震 PSA 手法の概要

地震時の原子炉安全性を評価するため地震 PSA 手法が整備されており、日本原子力学会では標準的手引書を作成し、実施基準として販売している⁽⁵⁾。本解析は、この実施基準の記述に沿って進めた。

3.1 地震時起因事象階層ツリー

解析は起因事象階層イベントツリーを作成することから始まる。地震時に原子炉プラントに発生する起因事象を影響の大きな順に並べて分岐させそれぞれの起因事象ごとにその後のシーケンスに対応するイベントツリーを展開していく。図4がBWRの起因事象階層イベントツリーである。地震時にタービン駆動力を電気に変換するシステム (PCS) の機能確保は不確実であるとしてその他の過渡事象の中に含めて扱っている。このイベントツリーでは地震発生時には必ず何らかの起因事象が発生するとして保守的な評価 (炉心損傷頻度を大きめに評価) を実施する立場となっている。

今回の地震時には福島第一原子力発電所では外部電源喪失が発生した。ツリー中では右から2番目の比較的軽度な起因

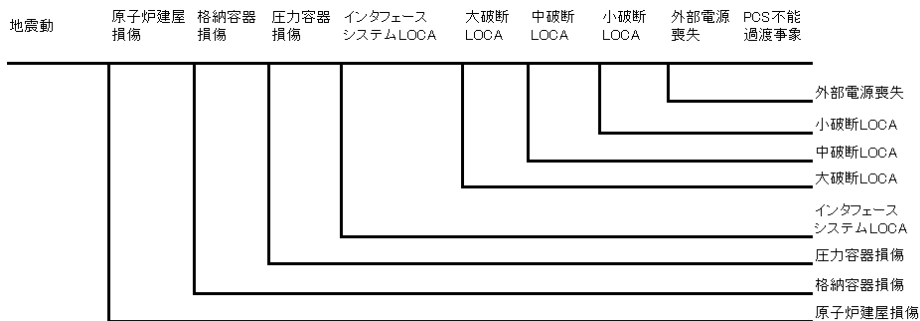


図4 地震時起因事象階層イベントツリー

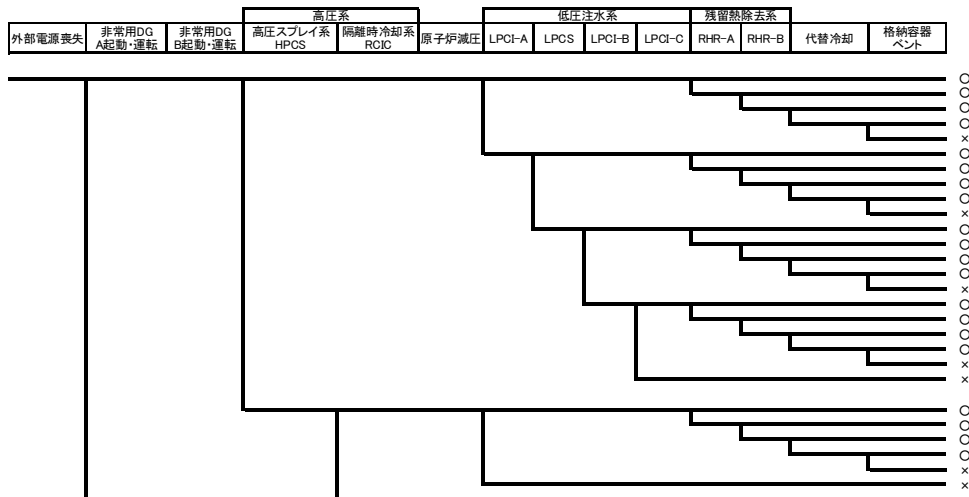


図5 一般的なBWRにおける外部電源喪失時のイベントツリー

事象と捉えられている。上位の起因事象，例えば原子炉建屋損傷などでは直接炉心損傷に至ると判断している。

3.2 外部電源喪失時のイベントツリー

外部電源喪失の場合は，そのまま炉心損傷に直結するわけではなく，各種の安全系の作動により事故の終息が試みられ，ほとんどのシーケンスで安全な炉停止に至る。

BWRについての外部電源喪失時のイベントツリーを原子力学会のレベル1PSA実施基準⁽⁶⁾の記載例を参考に，やや詳細に作成したのが図5である。この図はあくまでも一般的なBWRプラントについてのイベントツリーである。図では30シーケンス程度までの表示としており，以降の同様の分岐が繰り返す部分は省略してある。シーケンス右側にある○印は炉心の健全状態が維持され，×印は炉心損傷に至ることを意味する。

イベントツリーでは各安全系の動作成否を見出し（ヘディング）として上部に並べて置く。安全系の動作にはサポート系の支援が必要となるが，サポート系として，原子炉補機冷却系，制御用空気系，燃料取替用水タンクが考慮されている。サポート系全体の機能の成否はフォールトツリーを用いて評価した。サポート系の中では，補機冷却系が重要な役割を果たしている。海水ポンプ4台（A，B，C，D）が設置されており，A，Bで第1の系統，C，Dで第2の系統へ海水を供給している。それぞれ1台のポンプで必要水量が供給可能であり，各系統に2基の熱交換器が接続されている。機器側の冷却水がこれらの熱交換器で冷却されるが各系統1基の熱交換器が働いていれば，原子炉システムの全機器の冷却が可能となる。

3.2.1 外部電源喪失時のイベントツリー定量評価

福島第一原子力発電所では，地震動のみでは原子炉機器に損傷は発生せず，原子炉の自動停止が即座に成功したといわれている。そこで，図5のイベントツリーを機器のランダム故障のみを考慮して評価し，一般的なBWR原子力プラント

における外部電源喪失時の炉心損傷確率を算出してみた。

主要機器の故障率としては，原子力学会レベル1PSA実施基準⁽⁶⁾に記載されている値を参考に以下の様に設定した。

- 非常用発電機： 起動失敗 $1.1 \times 10^{-3} / D$
連続運転中の故障率 $2 \times 10^{-4} / \text{時間}$
- 電動駆動弁： 開閉操作失敗 $3.6 \times 10^{-3} / D$
連続使用中の故障率 $2 \times 10^{-7} / \text{時間}$
- ポンプ： 起動失敗 $3.6 \times 10^{-3} / D$
連続運転中の故障率 $1.4 \times 10^{-4} / \text{時間}$
- 手動減圧失敗／格納容器ベント失敗： $3.9 \times 10^{-2} / D$

外部電源喪失後168時間（7日間）の連続運転をミッションタイムとし，7日後においての炉心損傷確率を評価した。イベントツリー中で×印のシーケンスは168時間経過時点で炉心損傷発生を防止する冷却機能が停止していることを意味している。事象の進展には時間がかかり，厳密に言えばその時点で炉心損傷になっていない場合もあるが，全て炉心損傷に至るとして取り扱った。

ヘディングに現れる各安全系の動作成功確率は系を構成する主要機器の故障率より算出した。例えば図2に示す高圧スプレイ系では，1基のポンプ起動と1個の電動弁開操作が必要で，その後高圧注入系の必要運転時間として設定した72時間の故障発生を考慮して次の様に評価した。

$$3.6 \times 10^{-3} + 3.6 \times 10^{-3} + 1.4 \times 10^{-4} \times 72h + 2 \times 10^{-7} \times 7 \times 72h = 1.74 \times 10^{-2} \quad \rightarrow \text{HPCS 成功確率} = 0.983$$

ここで最後の項中の“7”は，系統中の7個の弁のいずれかが使用中に故障することを考慮している。

引き続きの低圧注水系，残留熱除去系の動作成功の評価は典型的なフェイズドミッション問題⁽⁷⁾となっているが，厳密な取扱いは複雑となるので，本稿では近似方法を採用した。つまり，低圧注水系，残留熱除去系とも動作要求時間として

168時間を使用し故障確率の上限値を求め、そのまま先行システムの故障確率との積を取ることでシケンス発生確率を評価した。

残留熱除去系以降の系統は168時間までの運転期間では不要の場合もあるが、本解析ではイベントツリーに現れるヘディング全てを評価して結果に組み入れた。

評価の結果、一般のBWR型原子力プラントにおける外部電源喪失7日後における炉心損傷確率は 2.95×10^{-5} と得られた。

3.3 津波PSAの概要

平成18年に改訂された耐震設計審査指針において、地震に伴って発生する津波による影響を評価することが求められている。現状では津波PSAの実施基準はできていないが、おおむね以下のような手順が検討されている。

第1ステップが津波ハザード評価である。津波の波源モデルを基に津波最大波高とその出現頻度の関係、いわゆる津波ハザード曲線を求める。第2ステップでは、フラジリティ評価を行う。津波遡上解析を行い津波の到達領域・水位を求め、それらの条件下における設備の機能喪失確率の評価を実施する。第3ステップで事故シナリオの評価を実施する。イベントツリー、フォールトツリーにより事故シナリオの発生頻度を算出する。つまり定量評価を実施し、津波のリスクを算出する。

まずプラントの基本的条件として、防波堤、屋外機器、原子炉建屋の開口部が水面から同一高さ H mの位置にあり、海水ポンプは通常海岸線近くに設置するので $H-5$ mの位置に設置されている等を明確にしておく。

フラジリティ評価では、方法が確立されていないので、以下の工学的判断を使用することもある。津波の波高が $H+2$ m以上の時で浸水した設備・機器の損傷確率は1.0とする。海水ポンプも $H+2$ m以上の波高(海水ポンプ設置位置から+7 m)の津波に襲われた場合、損傷確率1.0とする。波高 H mで全ての設備・機器の損傷確率を0.1とし、 $H-1$ m以下で0.01(ポンプ)、0.001(海水ポンプ)、0.0001(軽油タンク)等と設定しこれら以外の波高に対する損傷確率は直線近似で補間する。

シナリオ評価においては、以下の考え方を基本とし、津波により損傷・機能喪失した機器状態を境界条件としてイベントツリー解析を実施する。

まず、原子炉は津波到達前に停止されているとする。また、地震動による機器/構造物の損傷は考慮せず、津波により破損・機能停止した機器の復旧も考慮しない。

津波波高が防波堤以下のときは津波による炉心損傷は発生しないとする。海水ポンプの損傷が発生した場合はRCICの機能のみに頼ることとなる。海水ポンプが健全で起動変圧器が損傷した場合は非常用電源による安全系の動作を考慮する。原子炉建屋への海水侵入がなく、なおかつ海水ポンプ・起動変圧器が健全の場合は炉心損傷なしとする。

原子炉建屋への津波の浸入があった場合はフラジリティ評価の結果を基に炉心損傷頻度を算出する。

3.3.1 津波波高15 mの場合のイベントツリー定量評価

敷地高さ H が10 mの原子力プラント(福島第一原子力発電所の敷地高さも10 m)に対する津波を考えると、高さ15 mは $H+2$ 以上となり海水ポンプの損傷が発生すると判断されるためRCICの機能のみの成否で炉心損傷を判断することとなる。

図5のイベントツリーで非常用DG-A、-B共に確率1.0で故障した場合のシケンスを評価する。全電源喪失状態であるのでRHRによる長期冷却は期待できない。したがって、この条件では外部電源喪失後72時間目での炉心損傷確率に着目した。

評価の結果、一般の原子力プラントに外部電源喪失及び波高15 mの津波が与えられた場合に72時間後(3日後)における炉心損傷確率は 5.92×10^{-2} と得られた。

4. 福島第一原子力発電所での地震発生直後の対応

福島第一原子力発電所1~3号機で地震発生直後から実際に行われた炉心冷却関係での対応操作は平成23年5月16日東京電力発表の資料⁽⁸⁾によると以下になっている。なお、炉心溶融時刻は原子力安全・保安院による推定時刻である。

4.1 福島第一原子力発電所1号機

| | | |
|-------|-------|----------------------------------|
| 3月11日 | 14:46 | 地震発生 |
| | 14:47 | 非常用D/G2基起動 |
| | 14:52 | 非常用復水器系(IC)自動起動 |
| | 15:27 | 津波第1波 |
| | 15:35 | 津波第2波 |
| | 15:37 | 非常用D/G2基とも停止 |
| | 18:10 | 非常用復水器A系2A, 3A弁開, 蒸気発生 |
| | 18:25 | 同3A弁閉 |
| | 20:00 | 炉心溶融 |
| | 21:19 | DG駆動消火ポンプからのラインアップ実施。 |
| | 21:30 | 同3A弁開 |
| 3月12日 | 01:48 | ポンプ故障, IC停止 (この間継続運転時間4時間23分) |
| | 09:15 | 格納容器ベントライン・モータ駆動弁(MOV)手動開(25%) |
| | 09:30 | MOV再度開を試みるも高線量のため断念 |
| | 10:17 | 空気作動弁(AOV)操作を複数回試みる。空気圧の問題から開状態 |

維持困難.
 14:00 仮設空気圧縮機設置
 14:00 ベント成功, 格納容器圧力低下
 15:36 水素爆発
 20:20 海水及びびほう酸水の炉心注水開始

3月13日 02:42 HPCI停止(運転継続時間14時間7分)
 08:41 ベントライン構成完了
 09:08 SRV開, 以降励磁維持の問題で閉
 09:20 格納容器圧力低下を確認
 11:17 空気抜けてベントライン AOV閉
 以降開閉を繰り返す
 11:55 真水の炉心注水開始
 3月14日 11:01 水素爆発発生
 22:00 炉心溶融

4.2 福島第一原子力発電所2号機

3月11日 14:46 地震発生
 14:47 非常用D/G2基起動
 15:02 隔離時冷却系(RCIC)手動起動
 15:27 津波第1波
 15:28 RCIC停止
 15:35 津波第2波
 15:41 非常用D/G2基とも停止
 16:00 この頃RCIC再起動
 3月12日 02:55 RCICの運転状態を確認
 04:20~5:00 RCICの水源を復水貯蔵タンクから圧力制御室に変更
 3月13日 11:00 ベントライン構成完了
 3月14日 11:01 弁開不能(ベント失敗)
 13:25 RCIC停止(推定)
 (この間継続運転時間70時間23分以下)
 16:00 圧力逃がし弁(SRV)開操作
 16:20 SRV閉
 16:34 海水の炉心注水開始
 SRV再度開, 以降SRVの開状態安定せず.
 18:00頃 原子炉圧力低下
 その後空気供給ライン電磁弁の励磁維持の問題からSRV閉
 21:00 圧力制御室小弁開を試みるが失敗(ベント失敗)
 21:20 仮設空気圧縮機設置
 23:00 炉心溶融
 3月15日 06:10 圧力抑制室付近で爆発音発生

4.4 福島第一原子力発電所における地震直後の対応まとめ

地震直後には自動炉停止が速やかに行われ, 外部電源喪失に対応すべく全ての非常用発電機が起動されており特に問題はない。

炉心冷却の対応では1号機の非常用復水器系(IC)が自動的に起動された。2, 3号機には非常用復水器系ではなくRCICが備えられており, RCICを手動で起動した。ただし, 起動までにはやや時間遅れがあり, それぞれ16分後, 20分後であった。

その後の1号機の推移は以下のようになっている。ICの弁が開かれたのは24分後の18:10であり, それまで冷却が行われていなかった。更に18:25には再度弁が閉じられ15分間の冷却で終わっている。その後水源を消火ポンプに切り換え, 21:30になり冷却が再開された。この間約3時間の冷却中断があった。

翌日12日01:48にICポンプの故障が発生し冷却が停止。この時点で1, 2号機では非常用バッテリーが水没してHPCIの起動が不可能になっていた。

その後20:20になり消火ポンプによる海水及びびほう酸水の炉心注水を開始した。この間18時間半余りの再度の冷却停止が続いた。

2号機では, 起動したRCICを26分後の15:28に停止してしまった。津波来襲後いずれかの段階でRCICを再起動し(翌日12日02:55に動作を確認), 更にその後水源を圧力制御室へと変更した。途中の大事なときに中断があったが, 冷却が長期間続けられ14日13:25に停止状態となったと推定されている。その後消火ポンプによる海水の炉心注水が16:34になり開始された。この間約3時間の注水中断があった。

3号機でも起動したRCICを15:25に停止している。38分の注水中断後の16:03に再度手動による起動がなされ, 約20時間後の12日11:36に停止状態となった。その後12:35にHPCIを起動した。この間注水中断時間は約1時間であった。HPCIによる冷却が約14時間継続した翌13日02:42に停止状態となる。その後消火ポンプによる真水の炉心注水が11:55になり開始された。この間約9時間の注水中断があった。

2, 3号機とも冷却操作は比較的適切に実施されたが, 途中何度か中断が挟まり, 時にはその中断も長期にわたっていた。

4.3 福島第一原子力発電所3号機

3月11日 14:46 地震発生
 14:47 非常用D/G2基起動
 15:06 隔離時冷却系(RCIC)手動起動
 15:25 RCIC停止
 15:27 津波第1波
 15:35 津波第2波
 15:38 非常用D/G2基とも停止
 16:03 RCIC手動起動
 3月12日 11:36 RCIC停止
 (運転継続時間19時間52分)
 12:35 高圧炉心注入系(HPCI)起動

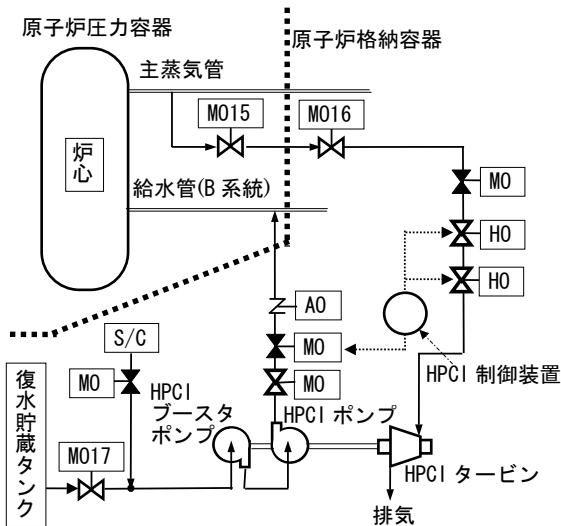


図6 福島第一原子力発電所1, 2, 3号機の高压注水系 (HPCI)

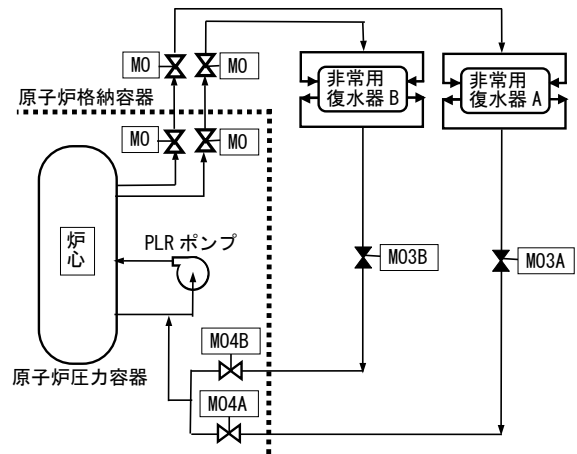


図7 福島第一原子力発電所1号機の非常用復水器 (IC)

5. 福島第一原子力発電所の全電源喪失時のイベントツリー

東京電力福島原子力発電所の事故についての報告書⁽⁴⁾、操作実績取りまとめ⁽⁸⁾を見ると、冷却系の構成が一般のBWR型原子炉とは異なっている点があることが分かる。

福島第一原子力発電所においては高压炉心注水系 (HPCI) も、全交流電源喪失を考慮して図6に示すようにタービン駆動となっている。また、1号機は比較的古い形式の原子炉のためRCICがなく、全交流電源喪失を考慮して非常用復水器 (IC) が設置されている。このICは図7に示すように2系統の冗長系となって信頼度を高めてある。

以上の条件を基に、全電源喪失後の対応可能な冷却系を考慮してイベントツリーを作成すると、図8, 9のようになる。

ICの最大継続時間は復水器中の冷却水の容量から8時間と見積もられているので、72時間の原子炉からの除熱は2系統

のICの動作と高压注水系 (HPCI) の動作を組み合わせるで行うとした。HPCIもRCICと同様、長期間の運転継続には格納容器ベントを必要とする。

72時間経過後、消火ポンプによる炉心注水系を接続し、高压注水に引き続いて炉心を冷却するシーケンスを加えて評価するようにしてある。

5.1 全電源喪失時のイベントツリー定量評価

機器の故障率として2.1で設定した値を使用し、イベントツリー定量評価を実施した。ツリー中に現れる“非常用バッテリー”の使用可能確率としては0.333を与えた。これは津波来襲時3基の原子炉中2基で水没のため使用不可となった事実を考慮して設定した。

評価の結果、福島第一原子力発電所に外部電源喪失及び波高15 mの津波の来襲で全電源喪失の状態になった場合に72時間後(3日後)における炉心損傷確率は1号機で 6.86×10^{-1} と得られ、2, 3号機で 5.26×10^{-2} と得られた。

更に消火ポンプによる炉心冷却を考慮した場合、168時間

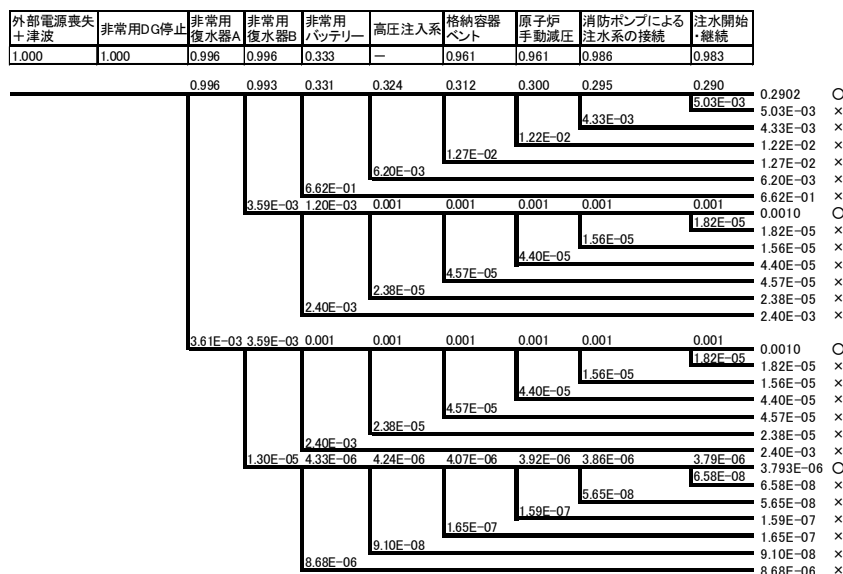


図8 福島第一原子力発電所1号機的全電源喪失時のイベントツリー

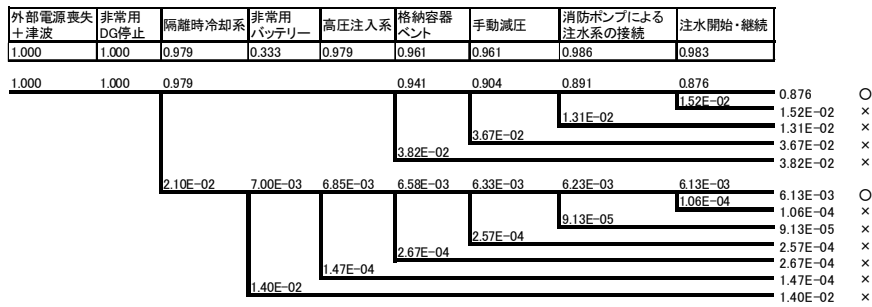


図9 福島第一原子力発電所2, 3号機の全電源喪失時のイベントツリー

後(7日後)における炉心損傷確率は1号機で 7.08×10^{-1} と得られ, 2, 3号機で 1.18×10^{-1} と得られた。

72時間後における1号機の炉心損傷確率が高いのは, ICの最大継続時間が8時間と短いためと, HPCI起動に要する非常用バッテリーが津波で損傷する確率を高く設定してあるためである。

なお, 以上の定量評価に用いた機器等の故障率は原子力学会レベルIPSA実施基準⁽⁶⁾に記載されている値であり, やや大きめの値である。したがって得られた炉心損傷確率の値も大きめと考えられる。

6. 考察

以上の解析結果をまとめると表1のようになる。ここに示した炉心損傷確率はいずれも条件付確率であることに注意する必要がある。したがって全電源喪失状態は外部電源喪失状態と比較して, 通常の場合非常用発電機2台の同時故障発生確率($0.015 \times 0.015 = 2.25 \times 10^{-4}$; 起動に成功し, 72時間連続運転成功の条件の場合)だけ発生頻度が小となる。

一般のBWR型プラントと比較して, 福島第一1号機の全電源喪失時の72時間後における炉心損傷確率は一桁以上大きな値になっている。これは1号機の場合, ICの最大運転継続時間が8時間と短いことと, HPCIの起動に必要な非常用バッテリーの津波対策が十分でなかったためである。外部電源復旧に長時間を要した今回の津波起因の全電源喪失事故に対しては十分な設計上の対応ができていなかったといえる。

これに対して2, 3号機では一般のBWR型原子炉とほぼ同じ炉心損傷確率となっている。全電源喪失時の冷却系が二重の構成であるので, より小さな炉心損傷確率が期待されたが, HPCIの起動に要する直流バッテリーの津波対策が十分でなかったため一般のBWR型プラントと大差ない値となっている。

表1 外部電源喪失時及び全電源喪失時における炉心損傷確率まとめ

| | 72時間後 | 168時間後 |
|----------------------|-----------------------|-----------------------|
| 外部電源喪失時 (BWR一般) | 1.93×10^{-5} | 2.95×10^{-5} |
| 全電源喪失時 (BWR一般) | 5.92×10^{-2} | |
| 全電源喪失時 (福島1号機) | 6.86×10^{-1} | 7.08×10^{-1} |
| 全電源喪失時 (福島2, 3号機) | 5.26×10^{-2} | 1.18×10^{-1} |

更に, 消火ポンプによる炉心注水を72時間以降に取ることになると, 168時間後における炉心損傷確率は1号機で 7.08×10^{-1} と得られ, 2, 3号機で 1.18×10^{-1} と評価される。

福島第一原子力発電所2, 3号機では, 消火ポンプによる緊急の冷却対策を取ったことにより, 全電源喪失時の炉心損傷確率は低く抑えられていたはずであることが, 本検討結果から見てとれる。

しかし, 現実には2, 3号機において炉心損傷事故が発生してしまった。2, 3号機の168時間後における本評価で得られた炉心損傷確率の積をとると, 1×10^{-2} 程度の値となり, 今回たまたま2基同時に炉心損傷が発生したと解釈することは難しい。

5.1の評価では, 全電源喪失以外は全ての機器は健全である(直流バッテリーを除く)と仮定して評価した。現実には海水ポンプも津波により機能しなくなっている。この影響によりポンプ等各種の機器の冷却ができなくなるとの指摘もあるが, 東電の資料⁽⁸⁾によると津波後の炉心注水は海水ポンプの停止にも関わらず長時間実施されている。タービン駆動の冷却系(IC, RCIC, HPCI)には海水ポンプの動作は必須ではないと考えられる。また, 外部接続の消火ポンプの動作は海水ポンプ動作の成否とは無関係である。

東電の発表では地震動による機器損傷に顕著なものはないとのことであるが, 地震動による機器の損傷・劣化がかなり存在したことが考えられる。その影響により炉心損傷確率が高くなり2基同時の炉心損傷が発生したという推察も可能であろう。

更に, 本解析では使用可能な炉心冷却機能が順次作動できた場合を基本に置き, 機器のランダム故障を考慮して炉心損傷確率を算出している。実際には4.で示したように炉心冷却開始に遅れがあり, また途中で炉心注水中断の期間も見られた。このような全電源喪失後の対応が必ずしも適切でなかったことが原因で炉心損傷に至ってしまったとも考えられる。

最後に, 本稿で示したPSAによる炉心損傷確率の算出方法に何らかの考え落とし, 方法の誤り, ミスが存在している可能性も謙虚に検討しなくてはならない。PSAによる事前の安全評価で現実には発生する作業環境の劣化等の事故状況をどれだけ適切に考慮できるかの問題もある。万一これらの原因で, 炉心損傷確率を現実より低く算出していたならば, 従来行われていたPSAによる安全評価の見直しが必要となってくる。

以上、福島第一原子力発電所事故をPSAの観点から検討してみた。ここで検討した内容が今後の原子力プラントの安全性を考える際の参考となれば幸いである。

文 献

- (1) 米国原子力規制委員会, "Individual plant examination program : perspectives on reactor safety and plant performance, Summary Report, NUREG-1560, vol.1," 1997.
- (2) 原子力安全・保安院, 原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方, 平成17年.
- (3) 原子力安全研究協会, 実務テキストシリーズNo.1, 軽水炉発電所のあらし, Oct. 1984.
- (4) 原子力災害対策本部, 原子力安全に関する I A E A 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—, 平成23年.
- (5) 日本原子力学会, "原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準: 2007 (AESJ-SC-P006:2007)," 2007.
- (6) 日本原子力学会, "原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準: 2008 (レベル1PSA編) (AESJ-SC-P008:2008)," 2008.
- (7) T.Matsuoka, "A phased mission analysis by the GO-FLOW methodology," Proc. International ANS/ENS Topical Meeting Probability, Reliability and Safety Assessment, Pittsburgh, pp.1148-1145, Pittsburg, U.S.A., April 1989.
- (8) 東京電力公表資料, "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—7各種操作実績取り纏め," May 2011. <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>
(SSS研究会提案, 平成23年6月24日受付
7月30日最終受付)



松岡 猛 (正員)

昭43東工大・理工・物理卒。昭45東大大学院修士課程了, 昭48同大学院博士課程単位取得退学。運輸省船舶技術研究所にて原子力船の安全性研究に従事。昭54-55米国MIT留学。平12船舶技術研究所部長。海上技術安全研究所領域長を経て, 平18宇都宮大・工・教授。現在同大学客員教授。工博。平5年度科学技術庁長官賞研究功績者賞。著書「確率論的安全評価のためのシステム信頼性解析手法GO-FLOW—基本概念から実際の使用まで—」(CRC総合研究所, 平8)など。