

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 Discussions of Fukushima nuclear power plant accidents by a viewpoint of PSA

松岡 猛
Takeshi Matsuoka

宇都宮大学基盤教育センター
Center for Fundamental Education, Utsunomiya University

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東日本大地震とそれともなう津波により、東京電力福島第一原子力発電所の1号機～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、原子力プラントの設計・建設の前にプラント運転にもなうリスク評価（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⁾。

本報では、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の炉心損傷の確率をイベント・ツリー手法を用いて評価した。現実には1～3号炉とも炉心損傷が発生してしまっ

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）からの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合は原子炉の減圧を行い低压冷却系を用いて冷却する。

高压炉心スプレイ系（HPCS）では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。

低压注入系（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。低压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。

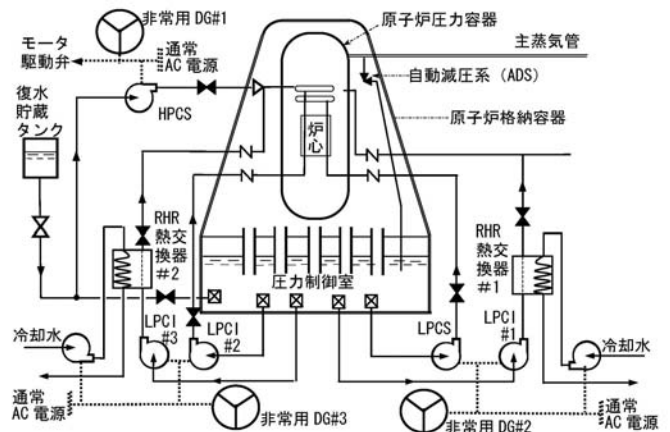


図1. 一般的な沸騰水型原子炉の非常用冷却系

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2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。但し、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。

東京電力福島原子力発電所の事故についての報告書⁽⁴⁾、操作実績取り纏め⁽⁵⁾をみると、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わかる。

福島第一原発につ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3に示す様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4に示す様に2系統の冗長系となって信頼度を高めてある。

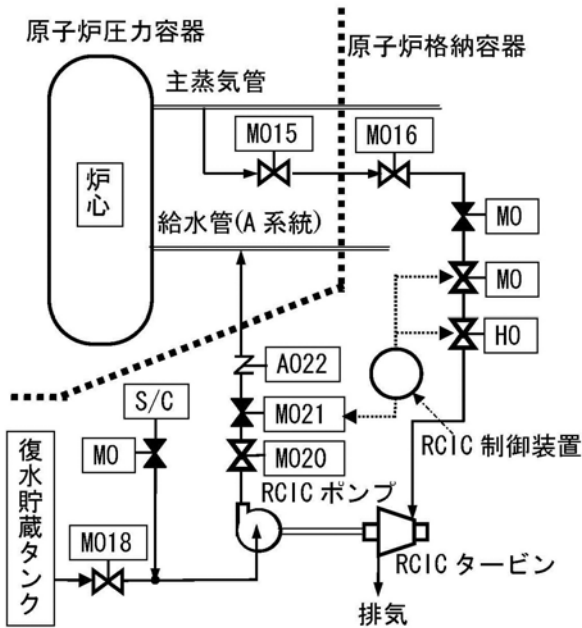


図2. 福島第一原子力発電所2,3号機のRCIC

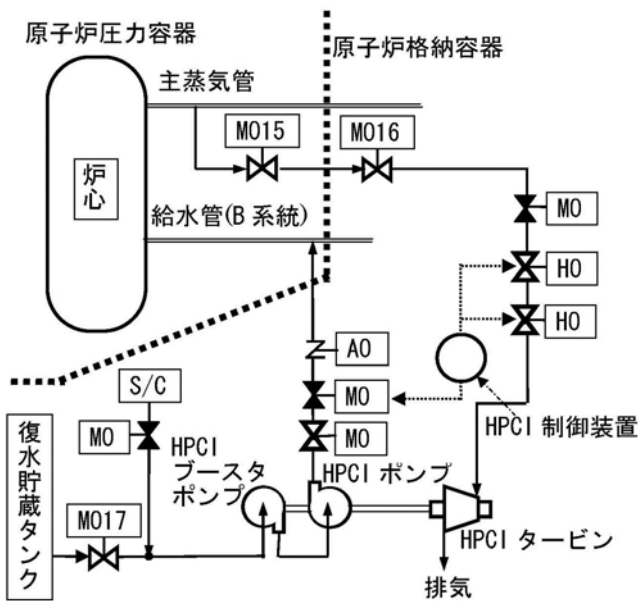


図3. 福島第一原子力発電所1,2,3号機のHPCI

3. 福島第一原子力発電所での地震発生後の対応

福島第一原子力発電所1号機～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各種事故調査報告書での記載があるが、平成23年5月16日東京電力発表の資料⁽⁵⁾を基に概要をまとめると以下の様になっている。

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

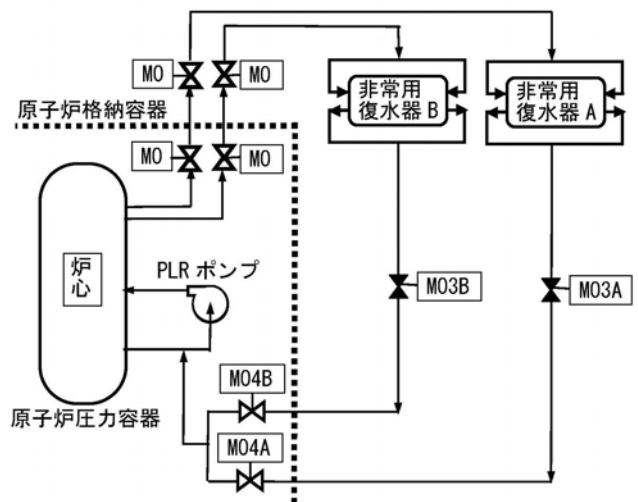


図4. 福島第一原子力発電所1号機のIC

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様になっている。自動起動していたICの弁を15:03に手動で閉とし、その後津波が来る15:35まで弁の開閉を繰り返した。津波による全電源喪失時フェイルセーフ機構によりICの弁が閉じられた状態に固定され、冷却不能となった。約2時間半後の18:10になりICの弁が開かれたが、18:25には再度弁が閉じられ15分間の冷却が終わっている。その後21:30になりICによる冷却が再開されたとされている。炉心溶融は20時頃発生と推定されている。12日15:36に水素爆発発生。

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。

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)、さらにその後水源を圧力制御室へと変更した。途中の大事な時に中断があったが、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。炉心溶融は14日午後11時頃、15日6:10頃放射性物質の大量放出開始。

3号機でも起動したRCICを15:25に停止している。13分の注水中断後の15:38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が起動できた。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に手動停止を行い消火ポンプでの注水を試みるが減圧できず注水に失敗した。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時間の冷却中断となった。14日11:01水素爆発発生。14日22:00

炉心溶融発生。水素爆発の1時間前に炉心溶融が起こっていたとする説もある。

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. 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

福島原子力発電所では、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言われている。そこで、地震動による損傷はなしとして、その

後襲来した津波による損傷を考慮し、加えて機器のランダム故障を考慮して評価を実施した。

まず、原子炉は津波到達前に停止されているとする。また、津波により破損・機能停止した機器の復旧も考慮しない。原子炉建屋への津波の浸入があったので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必要がある。

今回、津波により交流、直流共に喪失した全電源喪失となっているので、その後の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。7日の間には外部電源が復旧する可能性は大であるという前提での評価となっている。

福島第一原子力発電所では、電源喪失時も蒸気駆動のIC、

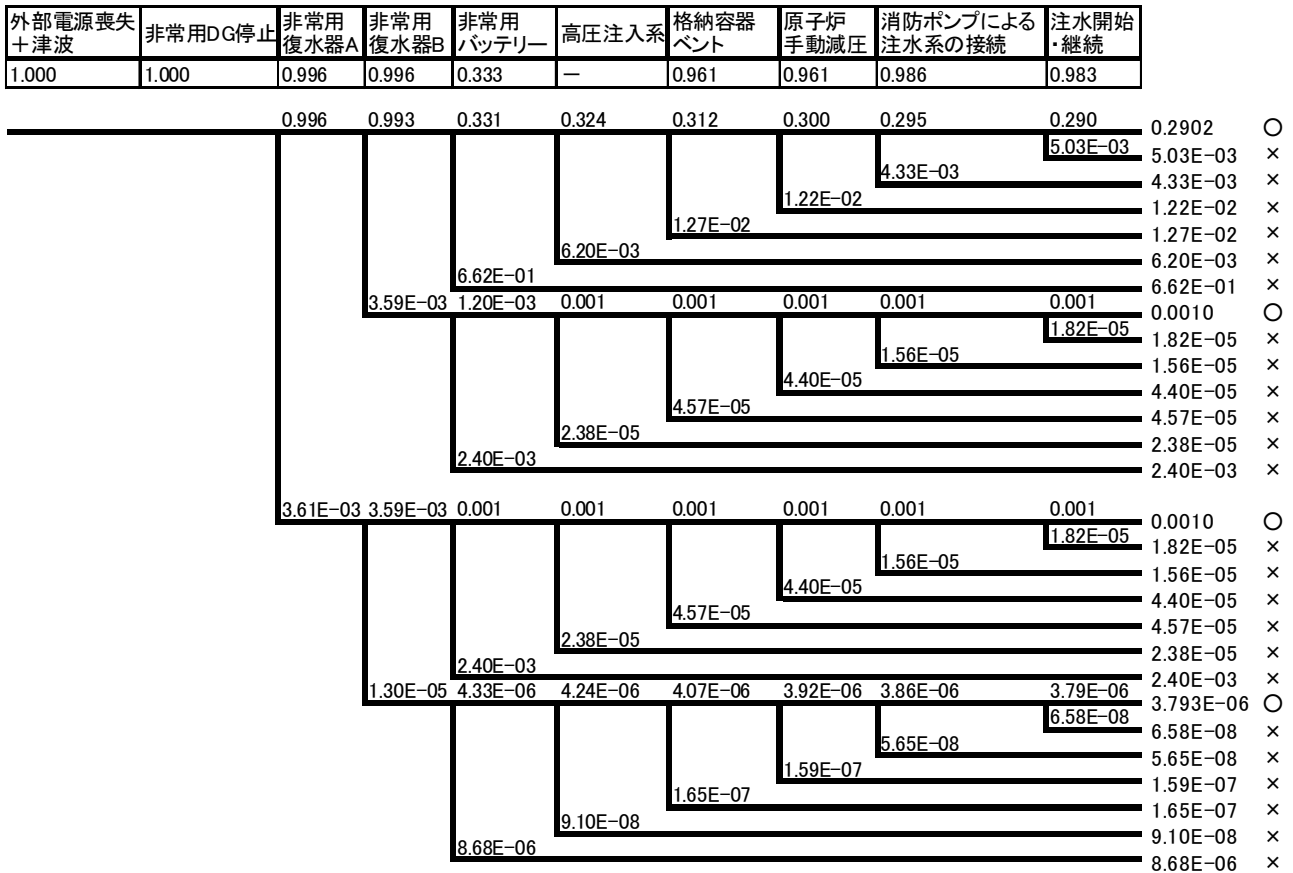


図5. 福島第一原子力発電所1号機の全電源喪失時のイベントツリー



図6. 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

RCIC, HPCI の動作が可能であるのでこれらの系統の動作の可能性を考慮した。高圧注入系の必要運転時間として 72 時間 (3 日間) を設定し、それ以降は低圧注入系、あるいは消火ポンプによる冷却水注入を考慮している。

以上の条件を考慮した全電源喪失後のイベント・ツリーを作成すると、図 5, 6 の様になる。

全電源喪失の場合でも、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、多くのシーケンスで安全な炉停止に至る。

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 の動作と高圧注水系 (HPCI) の動作を組み合わせで行うとした。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。

外部電源喪失後イベント・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、すべて炉心損傷に至るとして取り扱った。

主要機器の故障率としては、原子力学会レベル 1 PSA 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。

電動駆動弁：	開閉操作失敗	3.6x10 ⁻³ /D
	連続使用中の故障率	2x10 ⁻⁷ /時間
ポンプ：	起動失敗	3.6x10 ⁻³ /D
	連続運転中の故障率	1.4x10 ⁻⁴ /時間
手動減圧失敗/格納容器ベント失敗：		3.9x10 ⁻² /D

5. イベントツリーの評価結果

評価結果をまとめると表 1 の様になる。ここに示した炉心損傷確率はいずれも条件付き確率であることに注意する必要がある。表では比較のため、一般形式の BWR 炉について、津波のない場合の外部電源喪失時と津波等による全電源喪失時の評価結果も併せて示してある。

表 1. 炉心損傷確率値評価結果

	72時間後	168時間後
外部電源喪失時 (BWR一般)	1. 93x10 ⁻⁵	2. 95x10 ⁻⁵
全電源喪失時 (BWR一般)	5. 92x10 ⁻²	
全電源喪失時 (福島1号機)	6. 86x10 ⁻¹	7. 08x10 ⁻¹
全電源喪失時 (福島2, 3号機)	5. 26x10 ⁻²	1. 18x10 ⁻¹

一般の BWR 型プラントに比較して、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 時間と短い事と、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。

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 2 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、ここでも 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。

6. 考察

福島第一原子力発電 2/3 号機では、消火ポンプによる緊急の冷却対策を取ることにより、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。

本評価では、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) と仮定している。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⁵⁾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。

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・劣化が存在したことを指摘する事故調査報告書もある。その影響により炉心損傷確率が高くなり、2, 3 号機 2 基同時炉心損傷が発生したという推察も可能であろう。

さらに、本解析では使用可能な炉心冷却機能が順次作動して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 3 章で示した様に炉心冷却開始に遅れがあり、また途中に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、本論で示した 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。万一これらの要因で、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。

参考文献

- 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 5 月 31 日.
- 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まし, 昭和 59 年 10 月.
- 4) 原子力災害対策本部, 原子力安全に関する IAEA 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 6 月.
- 5) 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, 平成 23 年 5 月 16 日. (<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>)
- 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 1 P S A 編) (AESJ-SC-P008:2008), 平成 20 年.