

総合講演・報告 1 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会活動報告

断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

(1) 断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策

(1) Risk evaluation method and countermeasures for fault displacements by engineering approach

\*奈良林 直<sup>1</sup>

<sup>1</sup>北海道大学、調査専門委員会主査

1. 緒論

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（主査：奈良林直、設置期間：2014年10月～2017年3月）（以下「委員会」という）は、原子力安全の観点から横断的・多角的な検討を行うために図1に示す多分野の専門家の参画を得て、断層変位が原子力施設に与える影響の評価手法やリスク低減策に関して調査・検討を行い、その成果を報告書として発刊した<sup>[1]</sup>。

なお、活動期間中に活断層に起因する2014年長野県北部地震（神城断層地震）や2016年熊本地震が発生したことから、これらの地震から得られる知見についても収集し、検討に活用した。

2017年春の年会において、委員会における検討の背景・問題認識、断層変位という自然現象の理解、断層変位に対する原子力安全の基本的考え方等について紹介し、原子力学会誌にても報告しているが、今回は、報告書の発刊を踏まえ、各委員がこの報告書の全体評価手順やポイント、今後の取り組むべき課題について紹介する。

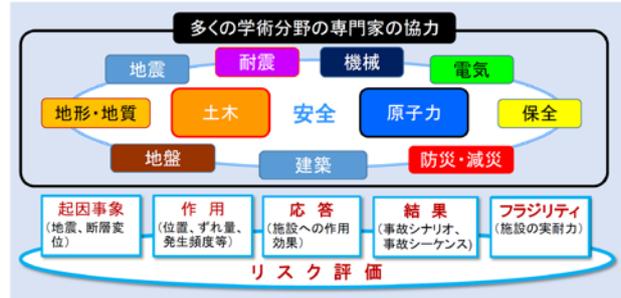


図1 本委員会の学術分野と横断的検討スキーム

2. 地震随伴事象の津波と断層変位のリスクへの対応

我が国は地震国である。しかし、2011年3月11日に発生した東日本大震災において、津波の想定において最新知見の反映ができていなかったことや、想定を超える事象に対する備え（過酷事故対策）が十分にできていなかったことなどが指摘されている<sup>[2],[3]</sup>。本報では、地震に随伴して断層が変位した場合、定格出力運転中のプラントへの影響とそのトランジェント解析から評価される対応策が開始されるまでのプラント挙動を評価した。

3. 断層変位と新規制基準による対応策

原子力安全の目的は、人と環境を、原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護することであり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとするところである。例えば、福島第一原子力発電所、同第二発電所では、津波で沿岸の海水ポンプモータが被水することにより、冷却源の喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機が停止し、非常用炉心冷却系の共倒れを引き起こした（図2）。深層防護の第3層が全滅したのである。このとき、福島第一発電所5号機は6号機の空冷ディーゼル発電機からの給電を受けて冷却を回復し、同第二発電所では、1号機が同様に他号機から給電を受けると共に、海水ポンプのモータを空輸と陸送により確保して交換し、冷却源を回復することができ、最終的な冷温停止を達成している。

このハードと人的アクションによって最終ヒートシンク（UHS）を回復する行為こそが、深層防護の第4層に相当するレジリエンス活動である。図3は、新規制基準に基づく、可搬式熱交換ポンプ車によるUHSの回復アクションを示す。このような資機材の準備と訓練により、事故収束も迅速かつ確実になる。図4は、新規制基準の導入により、対策後のリスクが相対的にどのくらい低下したかを示したものである。事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要となるが、このような簡易評価でも、リスクの低減効果を把握できる。原子力安全の考え方からは、リスクの定量化の努力を行い、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

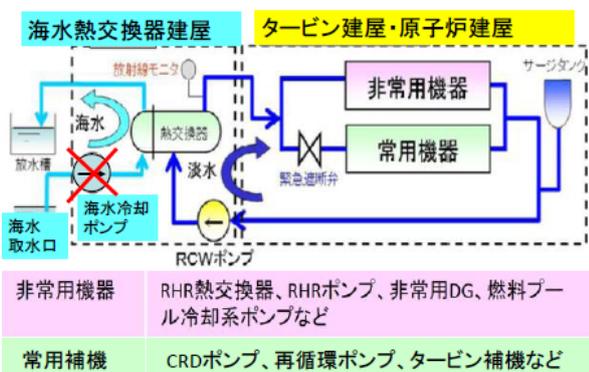


図2 補機冷却系機能喪失による ECCS 機能喪失

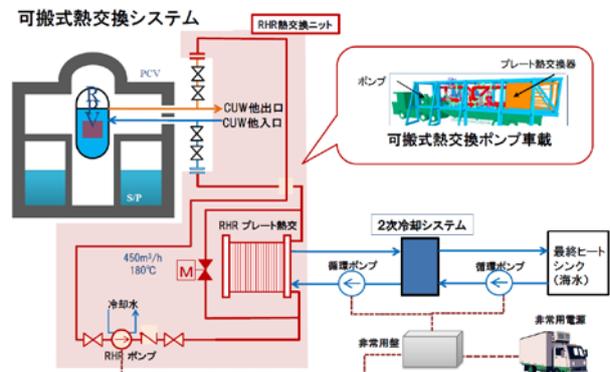


図3 移動冷却車によるヒートシンク回復

\*Tadashi Narabayashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Hokkaido Univ., Chairman of the Committee

3. 断層変位に対する対策の考え方

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定を検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破碎帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置盤の安定性評価等の検討は、これまでもなされている。

既設の原子力施設において、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、ずれ量、方向、傾度など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが、基本的な評価手順となる。図5は中越沖地震の際の柏崎刈羽原子力発電所の損傷事例である。活断層は沖合の海底下にあり、原子力発電所の敷地内には無かったが、図5に示すように強い加速度によって敷地地盤の液状化と沈降が生じて、堅牢な原子炉建屋との相対変位が生じた。このため、屋外の消火用の埋設配管の損傷が多数発生した。液状化は東日本大震災や熊本地震でも見られた。これらは断層変位そのものではないが、その後、埋設配管や不等沈下を想定して対策が講じられてきている。これらの知見や対策も含めて断層変位に対する評価を行っている。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合がある。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行った。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行った。例えば図6に示すように、敷地外の活断層につられて原子炉建屋の下部にある破碎帯が万一動いた場合の、プラントのトランジェントと過酷事故を回避する各種対応策について検討を行った。断層変位対策も他の自然現象に対する対応策と同様に過酷事故緩和対策の準備をして、事故を回避または緩和するべきである。

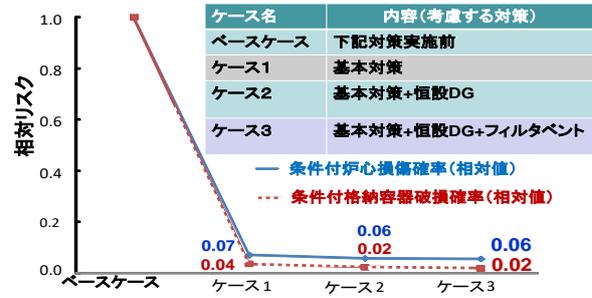


図4 新規基準による対策後のリスクの相対的低下

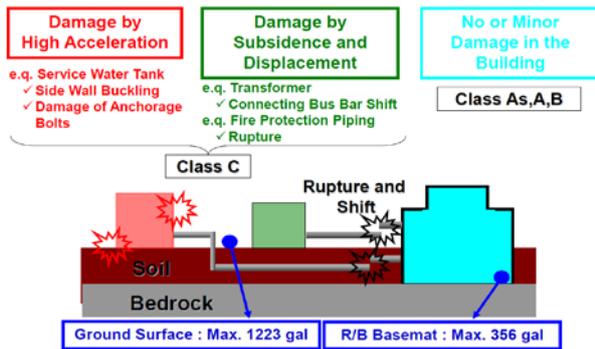


図5 中越沖地震時の地震動と地盤の相対変位による損傷液状化に伴う地盤沈下の差により生じた段差

4. BWRの過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象（DBA）の1つで、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が高くなり、主蒸気逃がし安全弁が作動する代表的な過渡事象である。この範ちゅうに属する事象として、発電機負荷遮断及びタービントリップが考えられる。両者はほとんど同一の事象であるので、ここでは若干厳しい発電機負荷遮断を取り上げる。

この事象は、原子炉の出力運転中に送電系統の故障等により、発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇するものである。タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁は急速閉止し、原子炉をスクラム（タービン蒸気加減弁急速閉スクラム）し、10台のインターナルポンプ(RIP)のうち4台をトリップさせる。定格出力の約102%から全負荷遮断し、タービンバイパス弁が作動しない場合の解析結果を図7に示す。タービンバイパス弁作動の場合に比べ、過渡変化は厳しくなるが、中性子束は定格値の約129%に抑えられ、表面熱流束は初期値を超えることはない。MCPRは1.10以上を維持する。原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しないため上昇するが、逃がし安全弁の作動により、約8.29MPa[gage]に抑えられる。原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、タービンバイパス弁が使用できないので、原子炉スクラム（主蒸気隔離弁閉）時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行する。



図6 新規基準による断層調査と各種重大事故対策

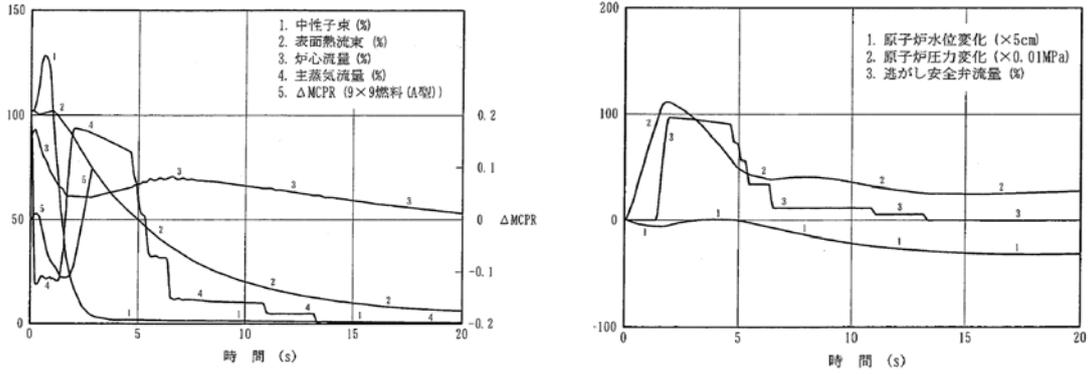


図7 負荷の喪失（発電機負荷遮断，タービンバイパス弁不動作）の解析例

(2) 高圧・低圧注水機能喪失時の対応策

図8に示すように、非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失（LUHS）が発生し、工学系安全施設の要である非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合を想定する。なお、非常用海水取水路が断層変位により、一部損傷したとしても、海水取水がただちに不能になるわけではなく、ポンプにストレーナなどを設置すれば、ロバストになると考えられるが、本報告においては、厳しめにこれらの対策がなく、海水取水不能となったと仮定し、そのあとに起こり得る過渡事象の評価を行うこととした。

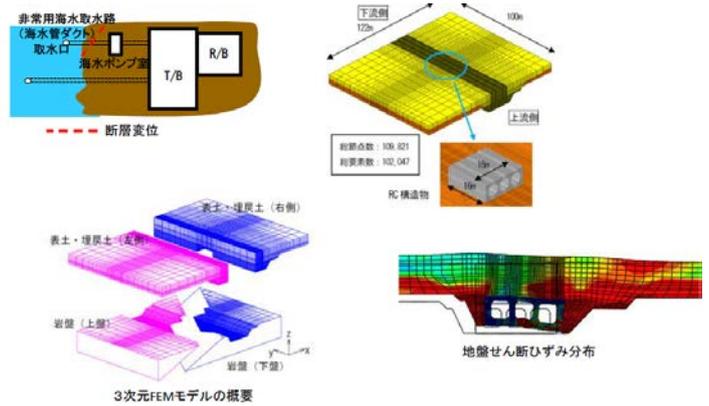


図8 非常用海水取水路直下の断層変位によるLUHS

類似の事象をまとめると、以下のものがある。

(a-1) 高圧・低圧注水機能喪失

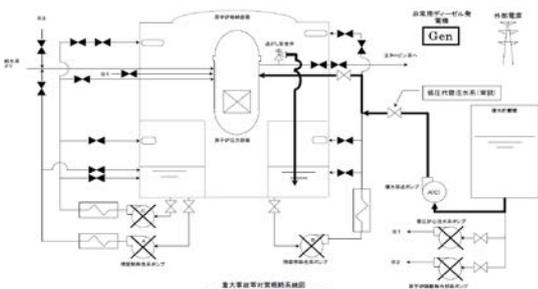
過渡事象発生時に高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故

(a-2) 高圧注水・減圧機能喪失

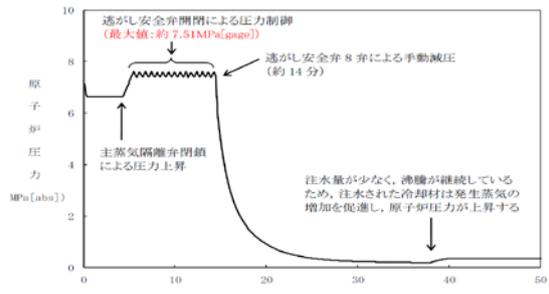
過渡事象発生時に高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する事故

(a-3) 全交流動力電源喪失

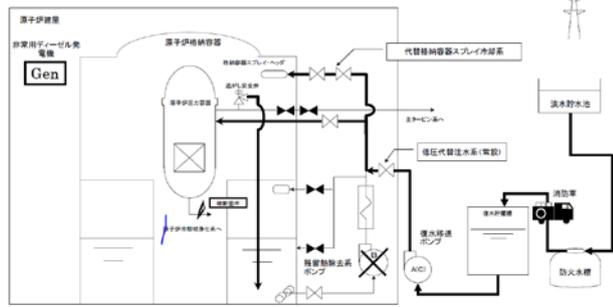
①外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失する事故、②外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉隔離時冷却系の機能が喪失する事故、③外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能及び直流電源が喪失する事故、④外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の機能が喪失、逃がし安全弁の再閉に失敗する事故



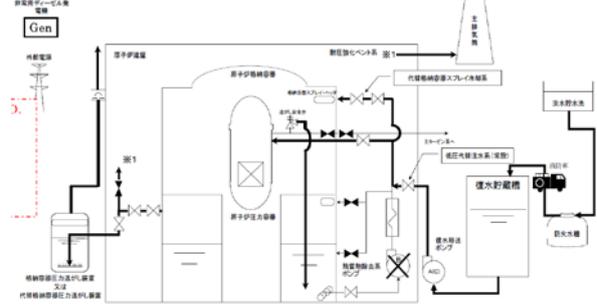
(a) 低圧代替注水系による炉心注水



(b) 主蒸気逃がし安全弁による圧力制御と減圧



(c) 復水貯蔵タンクへの淡水貯水池からの補給水

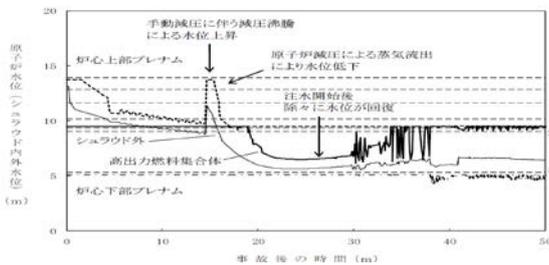


(d) フィルターベントによるFeed & Bleed冷却

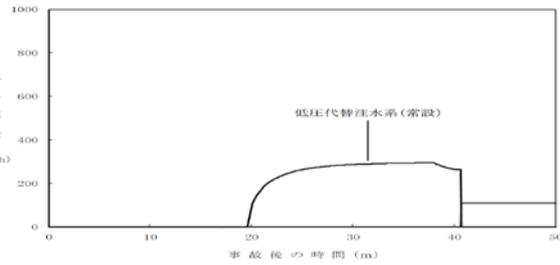
図9 高圧・低圧注水機能喪失時の代替炉心注水冷却

(a-4) 崩壊熱除去機能喪失

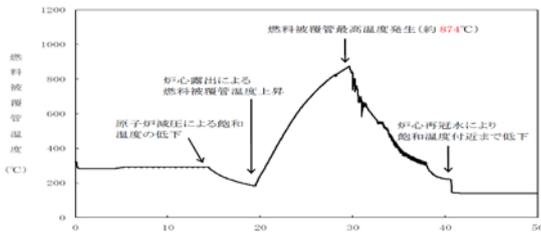
過渡事象発生時に取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失。非常用海水取水路直下の断層変位により、冷却源喪失 (LUHS) が発生し、非常用ディーゼル発電機が作動不能となり、高圧・低圧注水機能喪失が発生した場合、図9に示すように、(a)主蒸気逃がし安全弁による手動減圧後、復水移送ポンプを用いた代替炉心注水、(c)復水貯蔵タンクへの消防車を用いた淡水貯水槽からの補給水、(d)フィルターベントを用いた格納容器の減圧と大気への熱放散 (Feed & Bleed) による LUHS の回復を行う。



(a) シュラウド内外水位



(b) 低圧代替炉心注水流量



(c) 燃料棒被覆管温度 (PCT)



図 11 電源機能と除熱機能・注水強化策

図 10 高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果

図10に高圧・低圧注水機能喪失時の解析結果を示す。SR弁の手動減圧後に、復水移送ポンプで炉心に注水することで、被覆管最高温度は、880°C以下となり、燃料は損傷しないことが分かる。このためには、常設のディーゼル発電機が必要で、復水移送ポンプも、断層変位後約15分以内に起動できるように、常にAM対策に使えるように訓練しておくことが効果的である。更なる安全性向上のために、HPCIやRCICによる高圧炉心注水が不能の場合に備えて蒸気タービン駆動・水潤滑軸受け (TWL) ポンプを用いたHPAC (代替高圧炉心注水システム) を設置したり、図11のように大型の常設ガスタービン電源または電源車を用意して、海水冷却ポンプを作動させ、強力な冷却系であるECCSポンプの復旧を可能にした発電所もある。崩壊熱除去機能喪失の場合は、EWS注水設備と大型免振建屋に収納した非常用電源で対応する。

5. PWRの過渡事象の検討

(1) 発電機負荷遮断

BWRと同様に、東日本大震災並みの強い地震と敷地外の断層変位に伴い、送電系統が損傷して、発電機負荷遮断が発生したと想定する。本事象は、設計基準事象 (DBA) の1つであり、非常用ディーゼル発電機や開閉器室などが系統区分されており、単一故障を考慮しても生き残る系統を断層との位置関係から確認できると考えられる。図12のように、非常用ディーゼル発電機と安全補機開閉器室の系統区分の例を示す。系統は、

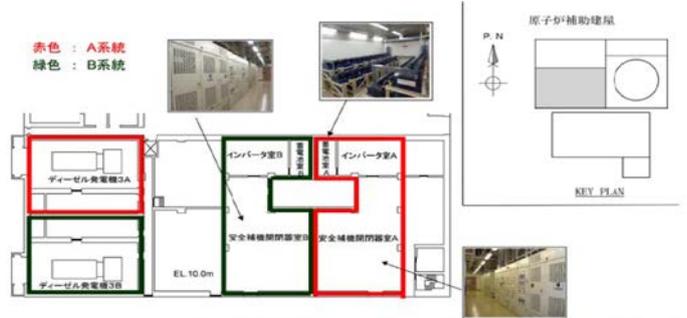


図 12 非常用電源と安全補機開閉器室の系統区分例

各々が隔壁によって区画化されており、仮に施設建物の地下に断層があっても、断層変位による影響が限定されるため、個々の発電所で検討すれば、一系統が生き残るといったことは、十分に考えられる。断層変位に対する評価・検討においては、以上のように、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置 (弱面の位置) に設定することができる。これにより、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定される場合もあり、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。PWRにおいても負荷遮断は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の観点で、代表的な過渡事象である。

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定するが、実際には、以下に示す防止対策により、原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に収束できる。タービントリップを生じると、低出力時 (パーミッシブ信号の設定値以下) を除き、直ちに原子炉も自動停止する。タービンバイパス

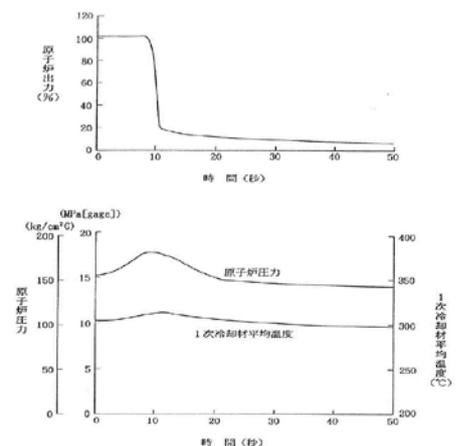


図 13 負荷喪失

系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。図13に解析結果の例を示す。原子炉は、過渡現象発生時の約6秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下して自動停止。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa [gage]にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa [gage]にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は融点より十分低い。原子炉停止後は、高温停止状態に移行、2次側冷却操作で冷態停止状態に移行する。

(2) 炉心損傷防止対応時の減圧・低圧注水効果

PWRにおいても、断層変位に伴い、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機不作為が発生した場合でも、図14に示すように、海水冷却系を動かし、蒸気発生器代替注水ポンプで、蒸気発生器の2次側に注水し、Feed & Bleedにより、1次系を冷却し、減圧する。これらのポンプを動かすために、図15に示す様々な電源確保対策が実施されている。

図16(a)に全交流電源喪失時の重大事故防止対策を示す。①SG2次側への給水と逃し弁からの蒸気放出による冷却・減圧、②原子炉1次系への代替注水、③格納容器再循環冷却への冷却水供給がある。

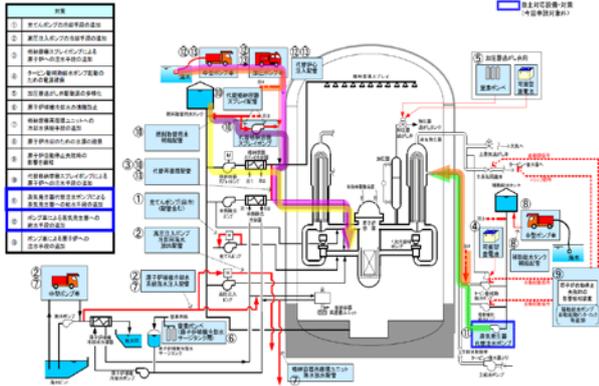
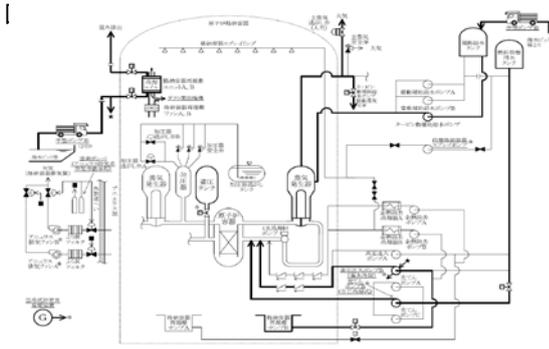


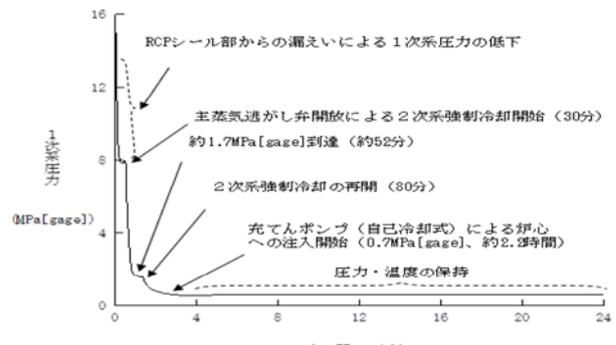
図14 PWRの過酷事故回避対応



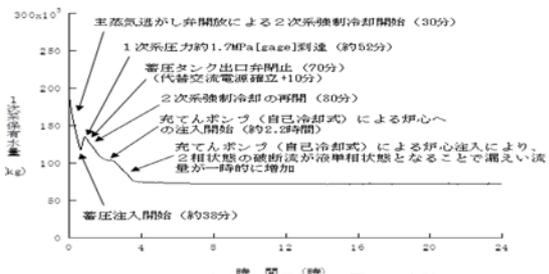
図15 電源の確保対策



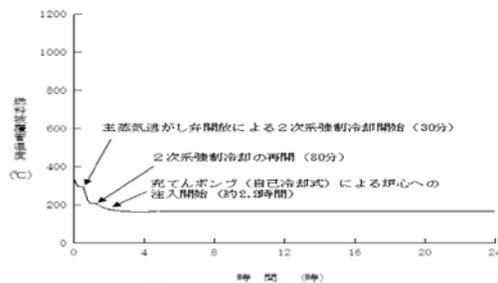
(a)全交流電源喪失時の重大事故防止対策



(b) 原子炉圧力・温度の推移



(c)一次系の保有水量の推移



(d)燃料被覆管最高温度 (PCT)

図16 全交流電源喪失時の過酷事故対応による原子炉および格納容器冷却

6. 結言

断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。多様性と分散配置により、安全上重要なシステムの共通要因故障の回避が可能となる。BWR および PWR の断層変位後に、全交流電源喪失が発生した場合でも、過酷事故対策用の機材を適切に準備することにより、炉心注水や格納容器冷却が可能で、炉心損傷などの重大事故を回避して事象を収束させることが可能である。

参考文献

- [1]原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会報告書(2017.3)
- [2]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, 中間報告(本文編)(2011)
- [3]原子力学会, 福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言~学会事故調 最終報告書~(2014.3), 丸善