

断層変位に対するリスク評価と工学的対応策

(5) アクシデントマネジメントによるリスク低減

Risk Evaluation Method for Fault Displacements by Engineering Approach (5) Measures for Risk Reduction by Accident Management

MHI NS エンジ	黒岩 克也	Katsuya KUROIWA	
北陸電力	四十田 俊裕	Toshihiro AIDA	
東北電力	飯田 晋	Susumu IIDA	Member
北海道大学	奈良林 直	Tadashi NARABAYASHI	
電力中央研究所	蛭澤 勝三	Katsumi EBISAWA	Member
日本原子力発電	神谷 昌伸	Masanobu KAMIYA	

Studies have been carried out about fault displacements under the facilities as external hazard, and risk evaluation method for influence on facilities by fault displacements using engineering approach, “accident management” for domestic nuclear facilities. In this paper it shows the scenario of accident results in fault displacements directly under the nuclear power station causes loss of safety of the plant, and shows risk evaluation method measures for the image of quantitative effect of risk reduction by engineering approach, “accident management” for the scenario, and shows examples of application of that.

Keywords: fault displacement、 nuclear safety、 engineering approach、 risk evaluation、 margin analysis、 accident sequences、 accident management

1. 諸言

原子力施設を対象として、活断層の活動等に伴って生じる断層変位を外部ハザードの一つと捉え、施設に与える影響に関するリスクを評価し、アクシデントマネジメントも含めた工学的な対応策により、リスクを低減していくことが必要である。本検討では、断層変位に対する裕度評価手法の適用例を踏まえて、断層変位が起因となって原子力発電所の安全性を損なう可能性のある事故シナリオを対象として、アクシデントマネジメント等の対処方策によるリスクの低減効果の定量的なイメージについて示す。なお、本検討は、日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会における検討成果に基づいている。

連絡先:黒岩 克也、〒220-8401 神奈川県横浜市西区
みなとみらい三丁目3番1号、原子炉制御安全技術部
信頼性解析グループ、
E-mail: katsuya_kuroiwa@nseng.mhi.co.jp

2. 断層変位のリスク評価によるリスク低減効果の推定の考え方

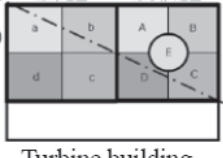
2.1 断層変位に対する裕度評価手法の適用性

断層変位の施設に対する影響評価手法として、裕度評価手法の適用が有効であり、断層変位による影響が局所的なことを適切に評価して得られたリスク情報に基づき、恒久設備の設置やアクシデントマネジメントを講じることにより、例えば炉心損傷に至るパスを回避できるといった利用可能性が期待できる。

裕度評価のフローを表1、イベントツリーを図1、評価結果を表2に示す。ここでは、加圧水型軽水炉（PWR）の原子炉建屋と補助建屋に影響するような断層変位（縦ずれ）を想定したケース、及び沸騰水型軽水炉（BWR）の海水取水路に影響するような断層変位を想定したケースに基づき検討している。

以降、この裕度評価手法の拡張の例として、ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例及び確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率について検討したPWRの評価例を示す。

Table.1 Flow of margin analysis of fault displacement

Location of fault displacement	Damage status of building and structure	Displacement influence on equipment and piping	Prevention damage to equipment and piping	Risk evaluation
In case of directly under buildings (Dashed line) 	No significant damage (✓) Local damage to foundation, wall or floor (M, X)	Slope of floor Displacement between buildings Decline ability of support Slope of floor Distortion of floor Displacement between buildings	Damage to equipment function Damage to piping structure Damage to fixed portion of equipment Damage to equipment function Damage to equipment structure Damage to piping structure	Risk evaluation based on margin analysis of nuclear power plant system

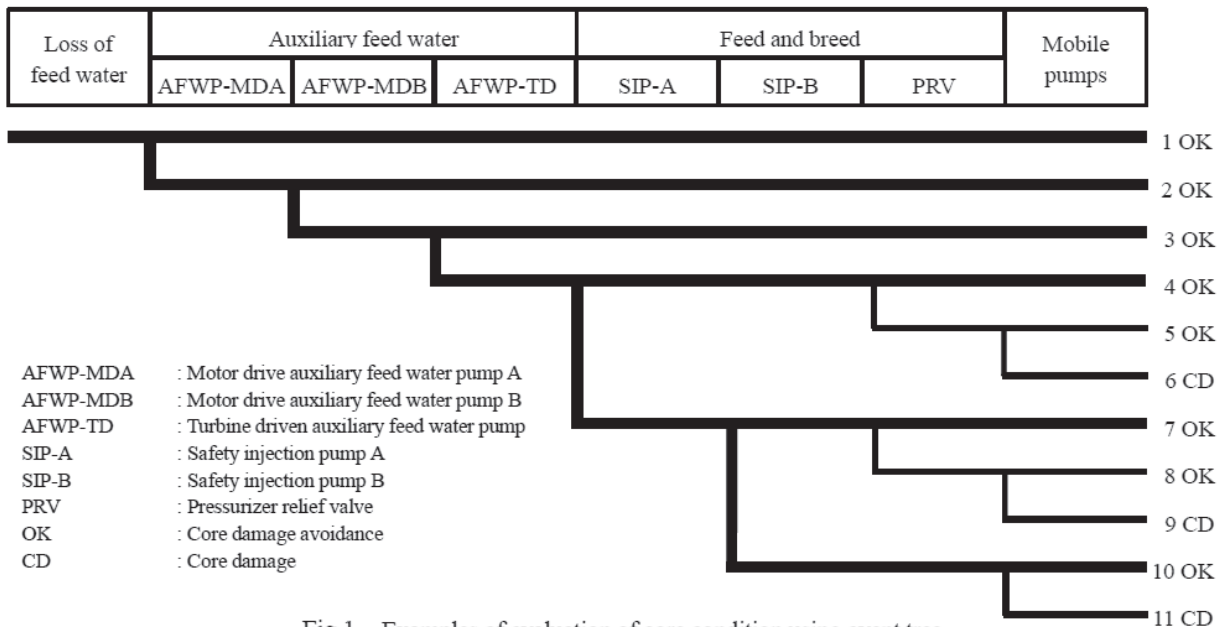


Fig.1 Examples of evaluation of core condition using event tree

Table.2 Examples of application of results of margin analysis

	Length of fault displacement (vertical) *1							
	10cm		20cm		30cm		50cm	
No alternative method	Skeleton damaged No equipment damage	Core damage avoidance	Skeleton damaged No equipment damage	Core damage avoidance	Skeleton damaged Equipment damaged	Possibility core damaged	Skeleton damaged Equipment damaged	Possibility core damaged
Alternative method*2	Ditto		Ditto		Ditto	Core damage avoidance	Ditto	Ditto
Additional method (Further diversity of mobile equipment, and so on)	Ditto		Ditto		Ditto		Ditto	Core damage avoidance

*1: Length of fault displacement is determined arbitrarily to describe image of margin analysis

*2: Alternative pumps, mobile pumps, etc. measures of accident management

[Notes]: Results of this table are not related to table.3 nor fig.2, but are image

2.2 ランダムな要因等による条件付き炉心損傷確率の評価例

断層変位の影響だけでは炉心損傷に至らない場合に対して、断層変位の影響に対して機能を維持できている機器、配管等が、内的事象によるランダムな要因等によって機能喪失して炉心損傷に至る条件付き確率を評価することが有効と考えられる。ランダム要因等による非信頼度は内的事象 PRA の結果が利用可能である。

例えば、断層変位が 50cm の場合に、機能喪失している機器 (AFWP-MDA/B、AFWP-TD、SIP-B : 図2の網掛けの機器)、機能を維持できる機器 (SIP-A、PRV) をイベントツリーに反映すると、図2のように表される。

ここで、機能を維持できている機器に対して、ランダム要因等による非信頼度を図中に示すように想定すると、50cm の断層変位が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、可搬ポンプがない場合でも 0.02 と評価でき、更に可搬ポンプがあれば、条件付き炉心損傷確率は 0.002 となる、といった評価が可能である。

2.3 確率論的なフラジリティ曲線を用いた条件付き炉心損傷確率の評価例

ここで適用した裕度評価の方法は、確率論的なフラジ

リティ曲線を用いた評価に拡張することもできる。

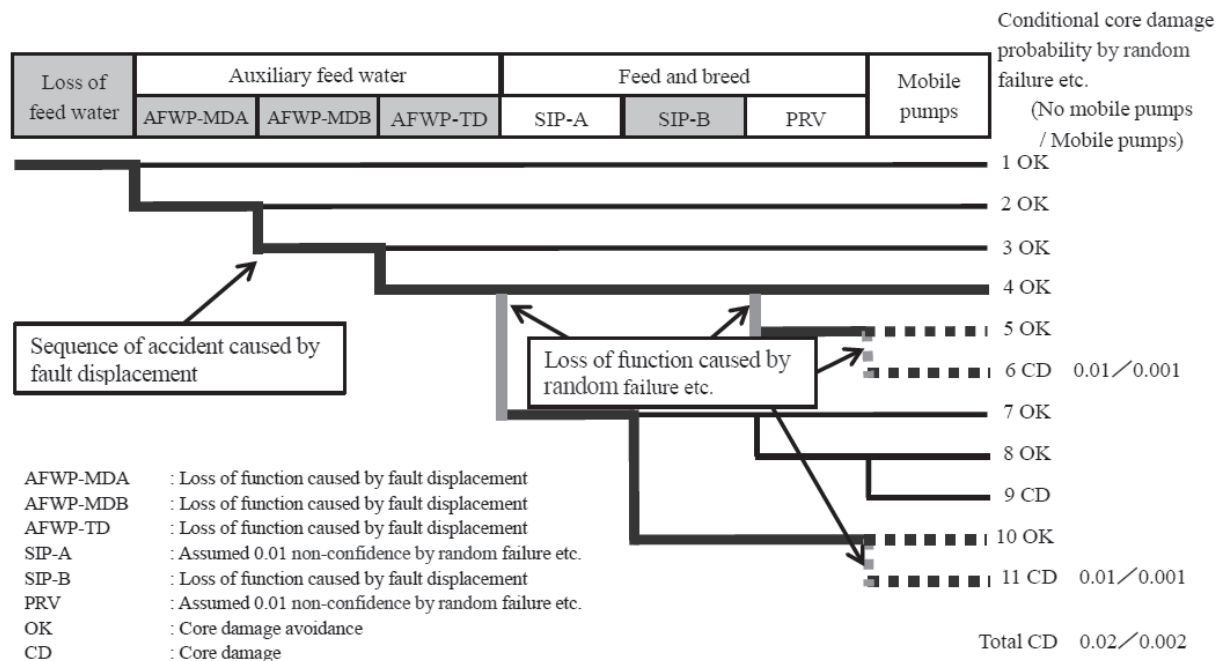
例えば、フラジリティ評価結果に基づき、起因事象である主給水喪失を除き、図2において損傷を想定した機器の損傷確率の平均値 (平均フラジリティ曲線上の断層変位量 50cm における損傷確率として求める) を 0.05 と仮定し注)、損傷に対する機器間の相関性は考慮しないものとする、図2のシーケンス 6、シーケンス 11 の断層変位量 50cm の発生を想定した条件付き炉心損傷確率は、図3 のように評価される。

例えば、可搬ポンプありの場合のシーケンス 6 の条件付き炉心損傷確率 (可搬ポンプありの場合) は以下のように概略評価される。

$$1.0 \times 0.05 \times 0.05 \times 0.05 \times 0.01 \times 0.1 \\ = \text{約 } 1 \times 10^{-7}$$

また、これらの確率値は、確率分布の代表値 (一般的には平均値) を用いた評価であるが、確率分布を直接用以て評価することにより、不確実さの影響をより直接的に取り扱う定量評価も可能となる。

注) ここでの「0.05」の仮定に絶対値としての物理的な意味はないが、フラジリティ評価結果を裕度評価に適用する場合には、例えば 0.01 以上は機能喪失と評価するといった適用が考えられる。



[Note] Consider 2 cases no mobile pumps and mobile pump assumed 0.01 non-confidence by random failure etc.

Fig.2 Examples of application of evaluation for conditional core damage probability

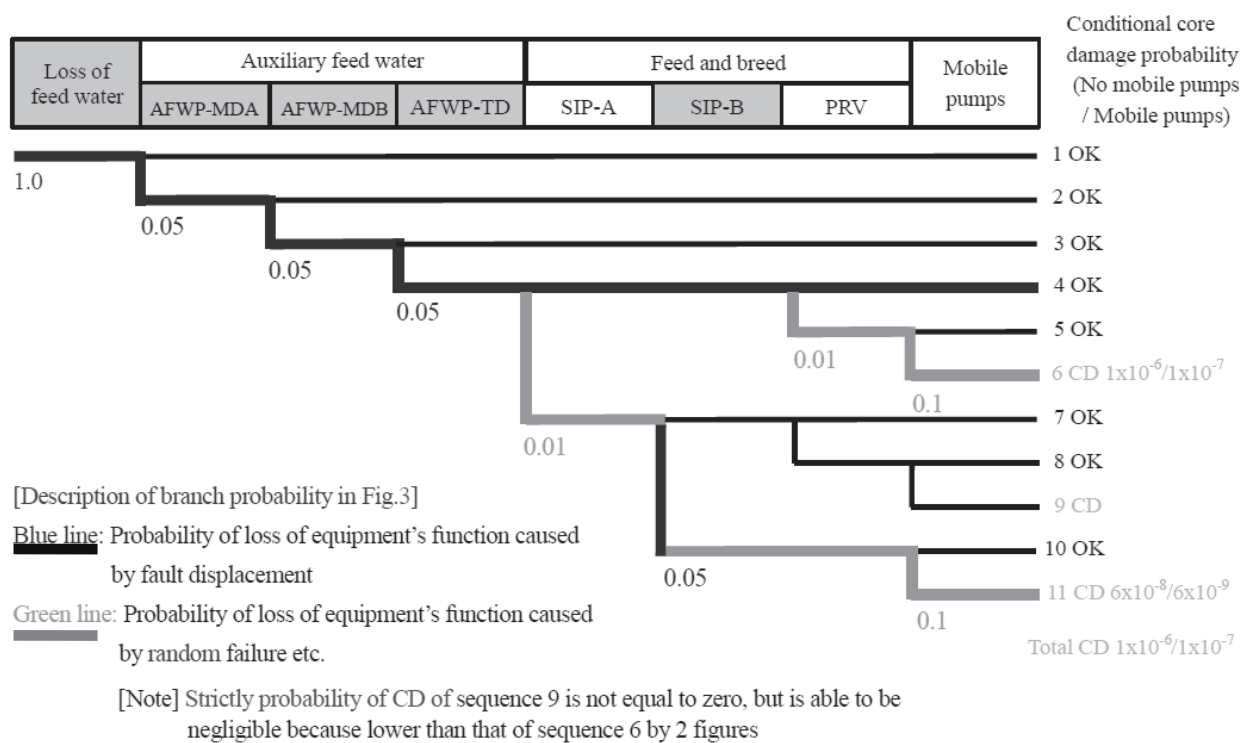


Fig.3 Examples of image of analysis of conditional core damage probability used by results of fragility evaluation

3. 結言

本検討においては、断層変位を起因とする事故シナリオを対象として、アクシデントマネジメント等の対処方策の効果を考慮できるリスク評価の方法として、裕度評価手法の適用例と、定量的なリスク低減効果を把握するための拡張例について示した。

この結果、断層変位の影響範囲が限定的なことを考慮したアクシデントマネジメント等の対処方策のリスク低減効果を定量的に評価するツールとしても有効なことを確認した。

今後、本手法を実機の評価に適用する際には、対象とするプラントの設計・運転条件、想定する断層変位の特性、対象とする事故シーケンス等によって結果が異なることに留意する必要がある。

参考文献

- [1] 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、“断層変位に対するリスク評価と工学的な対応策 調査専門委員会報告書”、2017年3月。(http://www.aesj.net/sp_committee/com_danso)