

システム安全評価への今後の対応

Future Subject for Its Application to Plant System Safety Analysis

エネルギー総合工学研究所	内藤 正則	Masanori NAITOH	Non-member
エネルギー総合工学研究所	内田 俊介	Shunsuke UCHIDA	Non-member
エネルギー総合工学研究所	岡田 英俊	Hidetoshi OKADA	Non-member
エネルギー総合工学研究所	鈴木 洋明	Hiroaki SUZUKI	Non-member
東京大学	越塚 誠一	Seiichi KOSIZUKA	Non-member

For application of the FAC code to system safety analysis, a 1D FAC code was developed by applying 1D mass transfer coefficients and geometry factors, which could prepare for not only the probability of serious wall thinning occurrence but also a hazard scale for pipe rupture could be analyzed. FAC risk was defined as the mathematical product of the possibility of wall thinning occurrence and its hazard scale. The local maximum thinning rate could be predicted with accuracy within a factor of 2 with the 1D FAC code. By applying probabilistic evaluation of FAC risk through entire plant based on 1D FAC code, propagation of elemental anomalies to reactor core damage can be analyzed to evaluate safety margin of each plant under miscellaneous anomaly conditions.

Keywords: flow-accelerated corrosion, wall thinning, mass transfer coefficient, geometrical factor, risk, computer program, system safety analysis

1. 緒言

FAC リスク評価により、FAC による配管破断の直接/間接効果を解析し、稼働中のプラントの通常時及び地震など異常時のプラントシステムとしての安全を評価できる基礎を固めた。本プラントシステム安全評価手法は、FAC のみでなく、応力腐食割れ、熱疲労、腐食疲労など構造材に生じる可能性の高い諸事象のシステム安全への寄与を評価するためにも適用可能である。また、FAC リスク回避のための運転法の改善策の有効性を定量的に評価することを可能とした。

2. 原子炉冷却系構造材の主要課題

PWR 及び BWR の冷却系の主要構造材料と構造材に係る主要損傷事象を Figure 1 に示す[1]。特に冷却系の圧力バウンダリにかかわる損傷としては、PWR では蒸気発器伝熱管の損傷、BWR では応力腐食割れに係る損傷がこれまで多く顕在化している。液滴エロージョン (LDI) の事象も報

告例は多いが、比較的圧力の低い配管での発生事例が多く、大きな問題に発展した例は見られていない。

FAC は Surry-2 や美浜-3 など、大きな事故が報告されているが、いずれも 2 次系であり、原子炉本体への影響はなかった。BWR では、これまで給・復水系の炭素鋼の防食を目的に、必要かつ十分な酸素を給水系に注入している結果、FAC の発生は見られていないが、原子炉浄化系などの炭素鋼配管においては、原子炉冷却系のステンレス鋼配管の SCC 抑制策として水素注入及び貴金属注入が行われているプラントもあり、システムの電位が下がりすぎると FAC が発生する懸念がある。この場合には、1 次冷却系ということもあり、原子炉への影響を十分に配慮することが求められる。

3. プラントシステム安全解析

FAC、SCC および腐食疲労を要素事象とする構造材の損傷に関しては、それぞれ評価モデルが作成されており、発生及び進展の定量的な評価が行われている。Table 1 に、主なモデルを示す[2,3]。いずれの事象も、実機条件、環境の定量化が不可欠で、環境を正確に定量化し、材料の挙動解析モデルと一体化することによって、発生及び進

連絡先：内藤正則、〒105-0003 東京都港区西新橋
1-14-2 新橋 SYビル8階 (一財)エネルギー総合工学研
究所、電話: 03-6367-0291、mnaito@iae.or.jp

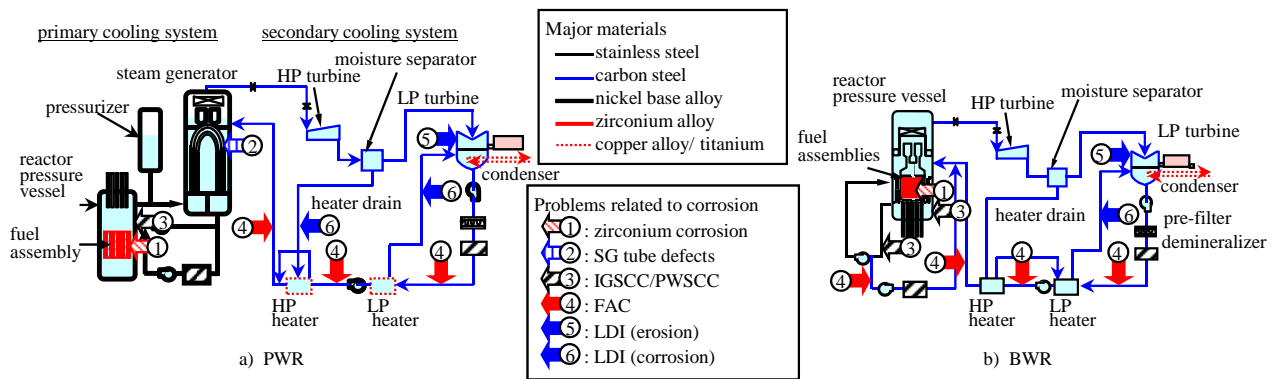


Figure. 1 Major subjects related to materials in cooling systems of nuclear power plants

展の定量的な予測が可能となる。FAC に関しては、腐食環境も含めた実機条件下での発生、進展評価が可能で、IDFAC コードで、プラントの冷却システムの任意の箇所について、ファクター2の精度で減肉速度を評価できることが示されている[4]。このコードを適用することにより、プラント全体でのFACを要素事象とするプラントシステム安全評価が可能である[5]。

4. 配管破断と原子炉炉心安全の相関

IDFAC 解析コードでは、設計時、通常運用時、運用法の改善時、異常発生時などさまざまな運転状態での、それぞれの部位での配管減肉速度の最大値を定量化すること

ができる。PWR では、配管破断による2次系冷却材喪失の原子炉冷却への影響を直接効果とすると、噴出した高温高压の蒸気による電源系、リレー系への影響を介した、原子炉への影響など間接効果についても含めた損傷の伝播評価が肝要である。Figure 2 に、FAC を起因事象とする冷却系の主として圧力バウンダリ機能喪失の進展についての事象伝播の主要プロセスを示す。もっとも単純に原子炉炉心に影響を及ぼすのは、2次冷却系の冷却材喪失による原子炉冷却機能の低下であるが、蒸気発生器を介しての間接効果となり、これまでの実績から見ても、その影響はさほど大きくはない。

配管破断を要素事象とする様々なプロセスをモデル化し、直接効果のみでなく、間接効果も含めて、Figure 3 に示す

Table 1 Mechanisms and evaluation procedures for major material degradation processes [2,3]

Phenomena	Major materials	Patterns of degradation	Mechanisms for generation and propagation	Key factors	Prediction models and codes
Pipe wall thinning ↑↓ Possibility of overlapping: low	carbon steel	local corrosion wall thinning	flow accelerated corrosion <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>Parabolic law with oxide film</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>Linear law without oxide film (FAC)</p> </div> </div>	flow parameters material properties corrosive conditions	DRAW3-FAC [2] BRT-CICERO [3]
Stress corrosion cracking ↑↓ Possibility of overlapping: high	stainless steel Ni based alloy	cracks	generation: incubation time (probabilistic) propagation: overlapping effects of stress and corrosion 	residual stress material properties corrosive conditions	JSME guideline*1 Ford's formula*1
Corrosion fatigue	stainless steel Ni based alloy	cracks	overlapping effects of fatigue and corrosion	cyclic stress material properties corrosive conditions	S-N curves*2

*1 Stress intensity factor due to residual stress and corrosive condition affected irradiation should be determined.³⁰⁻³³

*2 Flow-induced vibration and stress should be determined.³⁴

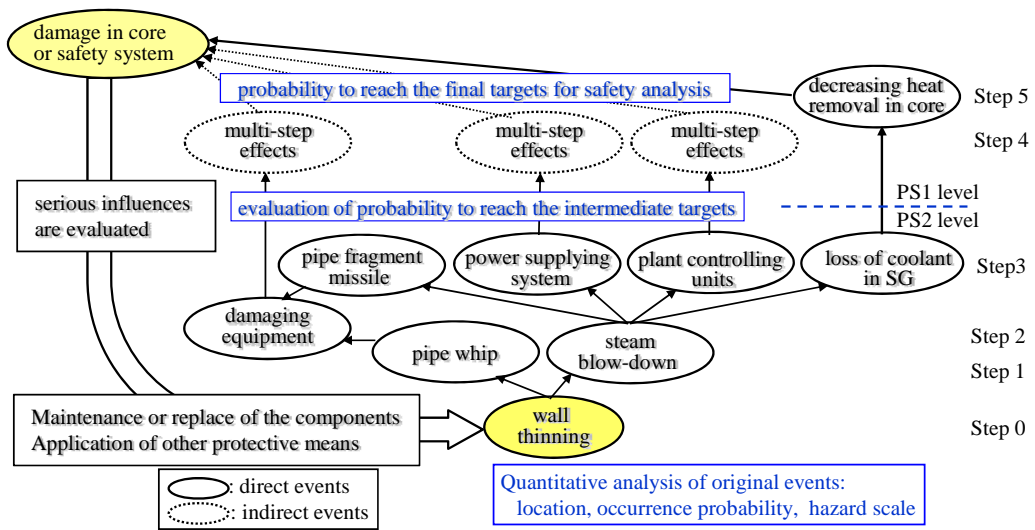


Figure 2 Loss of function related to reactor safety due to degradation of components and piping (Direct and indirect influences)

各ステップ間の伝播解析を行うことにより、配管破断という要素損傷が原子炉の損傷へ至るプロセスが定量的に評価できる。

求めた。

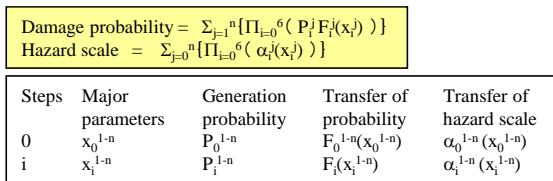


Figure 3 Propagation of elemental events to reactor damage events

FAC による配管破断の発生確率は、後段のプラントシステム安全評価のためには、Figure 4 c)に示すような微分型

5. システム安全評価への適用

FAC を要素事象とする損傷確率の評価を行うためには、FAC による配管破断の発生確率と判断した場合にハザードスケールの定量化が不可欠である。先の報告[6]で示したように、減肉余裕厚さと減肉速度の確率分布を導入することにより、減肉余裕厚さと減肉速度から破断確率を定量化した (Figure 4)。

配管破断確率例は、Figure 5 に示すシステムの主要箇所

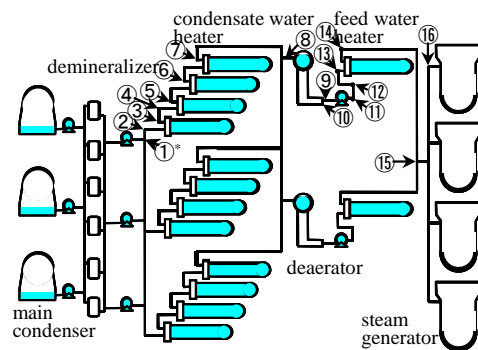


Figure 5 Schematic diagram of PWR secondary cooling system

のものではなく、累計確率とすることが好ましい。このためには、Figure 4 c)を時間積分することにより、累計確率を求めた。FAC による配管破断の累計確率の例を Figure 6 に示す。こういった個別事象の直接・間接効果を含めた炉心損傷への進展評価は、Figure 2 に示した伝播解析を経て、FAC のみでなく、SCC、腐食疲労 (CF) に

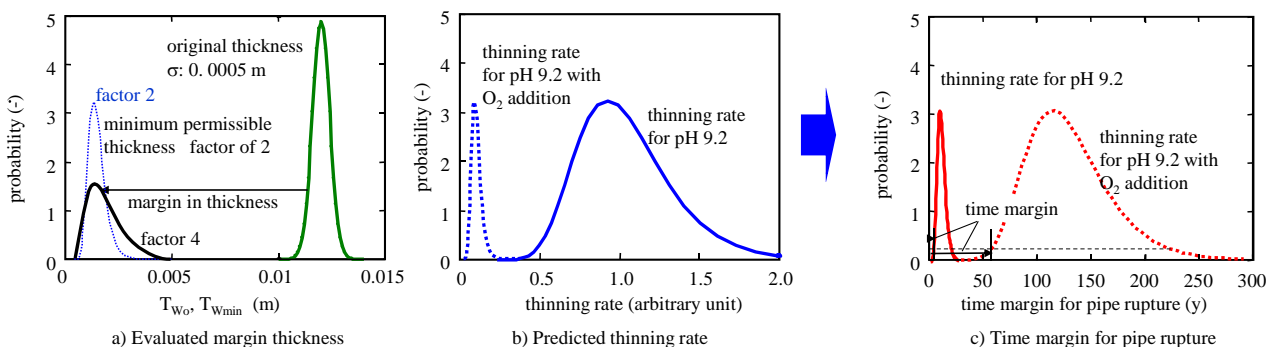


Figure 4 Probability distributions of thinning rate, margin in thickness and rupture time

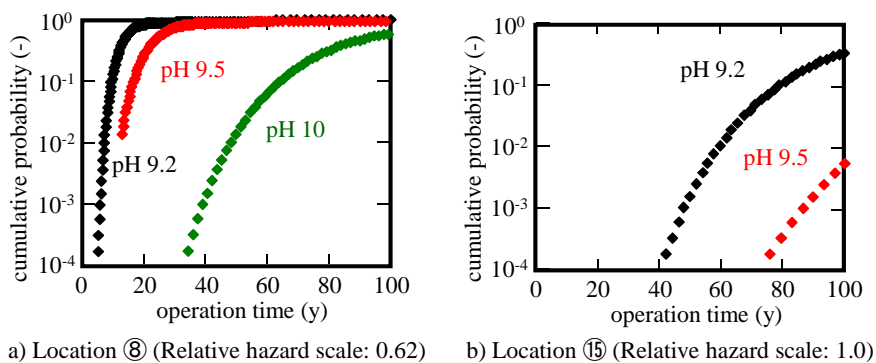


Figure 6 Cumulative probability for pipe rupture due to FAC

についても、同様に、経年化プロジェクト内で鋭意進められている。

6. FAC リスク低減策の有効性評価

FAC リスクの大きな部位に対しては、適切な緩和策が望まれるが、稼働中のプラントで適用可能な対応は、主として水化学制御の改善である。すなわち冷却水の pH の増大や O₂ 添加が実施されつつある。

7. まとめ

1D FAC コードに基づき稼働中プラントのあらゆる冷却システムについて、通常時及び異常時における FAC リスク評価（FAC による配管破断確率と破断時の影響の大きさの定量化）により、本事象が進展した場合のプラントシステムとしての安全を評価できる基礎を固め、FAC を代表とする個別事象のシステム安全への寄与評価のための方策を提示した。

謝辞

本研究は、高経年化評価技術高度化事業（フェーズ 1：NISA；H18-22）で開発された配管減肉に関する検査・診断による監視技術とシミュレーションによる予測技術に基づき、同上事業（フェーズ 2：NISA⇒NRA；H23-24）で、予測技術と監視技術を合体・融合させ、新しい予測・監視手法の確立を図ったものである。

参考文献

[1] H. Suzuki, M. Naitoh, H. Okada, S. Uchida, S. Koikari, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Determination Procedures of High Risk Zones for Local Wall Thinning due to Flow

Accelerated Corrosion", *Nucl. Technol.*, **183** (1), (2013) in press.

One-Dimensional FAC Code", *Nucl. Technol.*, **180** (3) 65 (2012).

[2] S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, H. Suzuki, S. Koikari, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Determination Procedures of High Risk Zones for Local Wall Thinning due to Flow-Accelerated Corrosion", *Nucl. Technol.*, **180**

[3] S. Trevin, M. Persoz and T. Knook, "Making FAC Calculations With BRT-CICERO™ and Updating to Version 3.0", *Proc. 17th International Conference on Nuclear Engineering*, ICONE17-75341, Brussels, Belgium, July 12–16, 2009, p. 81, American Society of Mechanical Engineers (2009).

[4] H. Suzuki, S. Uchida, M. Naitoh, H. Okada, Y. Nagaya, Y. Tsuji, S. Koshizuka and D. H. Lister, "Verification and Validation of 1D FAC Code for Determination of High FAC Risk Zones", *Nucl. Technol.*, **183** (1), 62-74 (2013)

[5] H. Miyano, N. Sekimura, M. Takizawa, M. Mastumoto, "Construction of Earthquake –Proof Safety Evaluation Methods for Pipes with Wall Thinning", *Proc. 3rd Int. Conf. on Nuclear Power Plant Life Management*, IAEA-CN-194-1P50, Salt Lake City, UT, USA, May 14-18, 2012, International Atomic Energy Agency (2012).

[6] 内田、内藤、岡田、鈴木、越塚、予測・監視融合による配管減肉管理 -2. 予測コードとリスク評価、日本保全学会 第10回学術講演会 - 新しい原子力安全確保に向けて、平成25年7月7日25日 -27日、大阪、日本保全学会 (2013)

(平成25年6月10日)